

ilk

INTERNATIONALE
LÄNDERKOMMISSION
KERNTECHNIK

Baden-Württemberg · Bayern · Hessen



ILK-Stellungnahme

zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente

For the english version, please flip this booklet over!

November 2001

Nr.: ILK-07 D

Die Internationale Länderkommission Kerntechnik - ILK - der Länder Baden-Württemberg, Bayern und Hessen wurde Anfang Oktober 1999 gegründet und setzt sich aus 10 Wissenschaftlern und Experten aus Deutschland, Frankreich, den USA, Schweden und der Schweiz zusammen. Durch die unabhängige und objektive Beratung der drei Länder in Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen, der Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie der Risikobewertung der Kernenergienutzung soll die ILK einen wichtigen Beitrag liefern, den hohen international anerkannten Sicherheitsstandard der süddeutschen Kernkraftwerke zu erhalten und weiter zu entwickeln.

Die ILK befasst sich seit Anfang 2001 mit den Vor- und Nachteilen der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente und hat in ihre Betrachtungen insbesondere auch mögliche, künftige Optionen wie die Mehrfachzyklisierung und die Transmutation von langlebigen Spaltprodukten und Aktiniden einbezogen. Die entsprechenden Schlussfolgerungen und Empfehlungen der ILK sind in der folgenden Stellungnahme dargestellt, die auf der 14. ILK-Sitzung am 12. November 2001 in Straßburg verabschiedet wurde.

Der Vorsitzende



Dr. Serge Prêtre

ILK - Geschäftsstelle beim Bayerischen Landesamt für Umweltschutz

Bürgermeister-Ulrich-Str. 160
 D-86179 Augsburg
 Telefon: +49-173-65 707-11/-10
 Telefax: +49-173-65 707-98/-96
 E-Mail: ilk.gs@lfu.bayern.de
<http://www.ilk-online.org>

Zusammenfassung	4
1 Einleitung	8
2 Radiologische Auswirkungen der Wiederaufarbeitung (WAA)	10
3 Zwischenlagerung und Endlagerung abgebrannter Brennelemente	13
4 Kostenvergleich zwischen Direkter Endlagerung und einmaliger Wiederaufarbeitung	18
5 Partitioning und Transmutation (P&T)	19
6 Schlussfolgerungen und Empfehlungen	25
7 Literatur	29
8 Abkürzungsverzeichnis	32

Zusammenfassung

Die Tatsache, dass neben U-235 auch U-238 und die Pu-Isotope mit ungeraden Massenzahlen wertvolle Brennstoffe sind, hat dazu geführt, dass frühere Kernenergieszenarien stets von einem kombinierten Einsatz von thermischen und schnellen Reaktoren und von der Wiederaufarbeitung (WAA) abgebrannten Brennstoffs ausgegangen sind.

Vor allem stabil niedrige Kosten für Natururan und höhere Fertigungskosten für Mischoxid (MOX)-Brennelemente haben die einmalige Wiederaufarbeitung abgebrannter Uranoxid (UOX)-Brennelemente und den Einsatz von MOX in Leichtwasserreaktoren (LWR) weniger attraktiv werden lassen und zu einer Präferenz von LWR geführt.

In Deutschland hatte entsprechend § 9a des Atomgesetzes bis 1994 die WAA abgebrannter Brennelemente (schadlose Verwertung) Vorrang vor der Direkten Endlagerung (geordnete Beseitigung). Vor diesem Hintergrund haben die deutschen Energieversorgungsunternehmen (EVU) ab Mitte der 70er Jahre Wiederaufarbeitungsverträge mit der französischen COGEMA und der britischen BNFL abgeschlossen. Darüber hinaus wurden von den deutschen EVU 1989/90 nach Aufgabe des Wiederaufarbeitungsprojekts Wackersdorf neue Wiederaufarbeitungsverträge mit der COGEMA und mit BNFL abgeschlossen. Im Gegensatz zu den Altverträgen ermöglichen es diese Neuverträge den deutschen EVU, den Zeitpunkt und die Menge der wiederaufzubereitenden Brennelemente flexibel zu gestalten.

Seit der Novellierung des Atomgesetzes im Jahre 1994 wird die Direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente als gleichberechtigte Alternative zur WAA gesetzlich anerkannt. Die derzeitige Bundesregierung will in Zukunft die Entsorgung abgebrannter Brennelemente auf die Direkte Endlagerung beschränken. Gemäß der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den EVU vom 14.06.2000 sind Transporte zur WAA nur noch bis 01.07.2005 zulässig. Dieses beabsichtigte Verbot der WAA soll auch in der Novelle des Atomgesetzes festgeschrieben werden.

In der vorliegenden Stellungnahme werden die radiologischen Folgen der Brennstoffzyklen mit ausschließlich Direkter Endlagerung einerseits und mit einmaliger, vollständiger WAA der abgebrannten Uranbrennelemente andererseits verglichen. Darüber hinaus werden die Auswirkungen der WAA auf die Brennstoffzykluskosten und die Konsequenzen für die Zwischen- und Endlagerung diskutiert. Darauf aufsetzend und unter Einbeziehung möglicher, künftiger Optionen wie der Mehrfachzyklisierung und der Transmutation von langlebigen Spaltprodukten

und Aktiniden kommt die ILK zu den folgenden Schlussfolgerungen und Empfehlungen für die Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff:

Sowohl die Direkte Endlagerung als auch die einmalige WAA mit anschließender Endlagerung der verglasten hochaktiven Abfälle aus der WAA und der abgebrannten MOX-Brennelemente sind technisch und sicher realisierbar. Insbesondere kann gezeigt werden, dass die WAA weder bei beruflich strahlenexponierten Personen noch in der Bevölkerung zu signifikant höheren Strahlenbelastungen führt als die einmalige Nutzung des Brennstoffs. Außerdem gibt es derzeit keine wissenschaftlichen Erkenntnisse, die daran zweifeln lassen, dass auch MOX-Brennelemente über sehr lange Zeiten sicher im Endlager eingeschlossen werden können.

Die Direkte Endlagerung und die WAA weisen spezifische Vor- und Nachteile auf. Für die WAA nach dem heutigen Stand spricht, dass

- bereits bei einmaliger WAA aller UOX-Brennelemente und Einsatz des Plutoniums in MOX etwa 20% des einzusetzenden Natururans bei gleicher Energiemenge gegenüber der ausschließlich Direkten Endlagerung eingespart wird, wodurch ein Beitrag zur Ressourcenschonung im Sinne der Nachhaltigkeit erreicht werden kann.
- die Menge des endzulagernden Plutoniums bei der WAA aller UOX-Brennelemente um 30% reduziert wird, wobei der Isotopenvektor des im abgebrannten MOX enthaltenen Plutoniums die Resistenz des Materials gegen unzulässige Verwendung verbessert.
- das Uran aus der WAA, welches in Zukunft möglicherweise ein noch wertvollere Kernbrennstoff als heute sein wird, nicht in das Endlager eingebracht werden muss.
- die insgesamt geringeren Mengen an endzulagernden Spaltstoffen die ohnehin sehr niedrige Wahrscheinlichkeit für eine Rekritikalität im Endlager weiter absenken und dass
- die Stoffmenge des hochaktiven Abfalls (HAW) aus der WAA der abgebrannten UOX-Brennelemente im Vergleich zur Direkten Endlagerung um den Faktor 5 reduziert wird und weitere Reduzierungen möglich sind. Jedoch entstehen bei der WAA auch schwach- und mittelaktive Abfälle, die ebenfalls in einem geologischen Endlager entsorgt werden müssen, so dass es in der Bilanz der Abfallvolumina keine Vorteile für die Option mit WAA gibt.

Stellungnahme

Gegen die WAA spricht vor allem, dass

- sie im Vergleich zur Direkten Endlagerung heute um 10 - 18% höhere Brennstoffzykluskosten verursacht. Dabei ist aber zu bedenken, dass die Brennstoffzykluskosten nur etwa 1/3 der gesamten Energieerzeugungskosten ausmachen und dass steigende Weltmarktpreise für Natururan den Kostenvorteil der Direkten Endlagerung weiter reduzieren werden.
- beim Einsatz von MOX größere Mengen an minoren Aktiniden (MA) erzeugt werden, die allerdings im chemischen Milieu des Endlagers wenig mobil sind.
- separiertes Reaktor-Pu im Brennstoffkreislauf zu handhaben ist, was die Implementierung zusätzlicher Safeguards-Maßnahmen nach sich zieht. Im Unterschied zur Spaltmaterialüberwachung für ein geologisches Endlager sind diese Maßnahmen aber nur für einen vergleichsweise kurzen Zeitraum abzusichern, bis nämlich andere Technologien die Nutzung der Kernspaltung zum Zwecke der Energieerzeugung ersetzen können.

Die radiologischen Belastungen aus der Endlagerung werden wesentlich von einigen wenigen langlebigen Spaltprodukten wie Se-79, Zr-93 oder I-129 bestimmt. Bei beiden Optionen werden in etwa gleich große Mengen an diesen langlebigen Spaltprodukten erzeugt, die dem Endlager zugeführt werden müssen. Insofern werden sich auch die aus der Endlagerung resultierenden Strahlenbelastungen nicht nennenswert zwischen Direkter Endlagerung und WAA unterscheiden.

Insgesamt sieht die ILK keine überzeugenden technischen und wirtschaftlichen Argumente für oder gegen die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente nach dem heutigen Stand der Technik.

Wohl aber würde ein Verbot der Wiederaufarbeitung sehr wahrscheinlich die Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Abfalltrennung (Partitioning) und der Transmutation langlebiger Radionuklide in Deutschland hemmen.

Diese radiochemischen und reaktorphysikalischen Forschungsarbeiten zu einem fortgeschrittenen Brennstoffzyklus gewinnen international stark an Bedeutung und können nur langfristig und mit ausreichendem Vorlauf vor den technologischen Entwicklungen betrieben werden. Sie dienen vor allem

- der verbesserten Brennstoffausnutzung,
- der Vermeidung bzw. Vernichtung von Pu und MA sowie
- der Transmutation langlebiger Spaltprodukte,

Stellungnahme

- der Verminderung der Abfallmengen bzw.
- dem noch weiter verbesserten Einschluss des radiotoxischen Inventars im Endlager soweit die Umwandlung in stabile oder kurzlebige Nuklide technisch oder ökonomisch nicht machbar ist.

Sie zielen damit letztlich auf die weitere Verminderung der langfristig zu erwartenden radiologischen Belastungen ab.

Die WAA von abgebranntem Brennstoff zum Zwecke der Rezyklierung in Leichtwasserreaktoren ist wegen der Erzeugung von MA durch Neutroneneinfang im U-238 und in den Pu-Isotopen kein geeigneter Weg, um das radiotoxische Inventar der Abfälle signifikant zu reduzieren. Dies gilt für einfache und mehrfache Rezyklierung im LWR gleichermaßen.

Eine Reduktion der radiotoxischen Inventare im Abfallstrom und der möglichen Strahlenbelastungen aus der Endlagerung sowie ein vollständiger Ausschluss der Rekritikalitätsgefahr im Endlager lassen sich nur durch Wiederaufarbeitung mit fortgeschrittenen Separations- und Transmutationstechnologien erreichen. Dafür ist ein kombinierter Einsatz von thermischen und schnellen Reaktoren und u.U. auch unterkritischen, Beschleuniger getriebenen Systemen notwendig.

Angesichts dieser durch langfristige Forschung erreichbaren Möglichkeiten empfiehlt die ILK, dass sich deutsche Forschungseinrichtungen stärker als bisher an den internationalen Arbeiten zur WAA und Transmutation (Partitioning & Transmutation) beteiligen und dass diese Arbeiten eine angemessene nationale Förderung erfahren.

Darüber hinaus bemerkt die ILK, dass diese sich künftig abzeichnenden Entwicklungen kein Grund sind, um die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland zu verzögern. Auch die Separation und die Transmutation werden aus technischen oder wirtschaftlichen Gründen keine vollständige Vernichtung aller radioaktiven Abfälle erlauben. Vielmehr könnten sie eine sehr starke Reduzierung der Abfallmengen und der notwendigen Einschlusszeiten sowie eine verbesserte chemische Anpassung der technischen Barrieren des Endlagers an die verschiedenen Spezies der Radionuklide ermöglichen. Insofern sind Endlager auch künftig unverzichtbar, wenngleich die hohen geologischen Anforderungen an ein solches Endlager dann wohl zurückgenommen werden können.

Unter dem Aspekt der möglichen Verfügbarkeit dieser fortgeschrittenen Brennstoffzyklen empfiehlt die ILK eine Endlagerung, aus der die Radionuklide und Brennstoffe zum Zwecke der Transmutation oder weiteren Verwertung in der Zeit der sogenannten Betriebsphase des Endlagers (50 - 60 Jahre) zurück geholt werden können.

1 Einleitung

In Leichtwasserreaktoren (LWR) eingesetzter Uran-Brennstoff enthält bei einer Anfangsanreicherung von 3,4% U-235 nach einem Abbrand von 45 GWd/tSM (tSM: Tonnen Schwermetall) noch 0,52% U-235, 0,013% U-234, 0,46% U-236, 1,05% Pu, 0,094% minore Aktiniden (MA), 4,62% Spaltprodukte und 93,247% U-238.¹

Zur Rückgewinnung des Urans und des Plutoniums als Kernbrennstoff für thermische Reaktoren werden die abgebrannten Uran-Brennelemente der Wiederaufarbeitung (WAA) zugeführt. Das Plutonium wird in U-Pu-Mischoxidbrennstoff (MOX) mit einer Anfangsanreicherung zwischen 6 - 7% Pu-tot (Gesamtplutonium), bzw. 4 - 5% Pu-fiss (spaltbares Plutonium) wiederum in Leichtwasserreaktoren eingesetzt.

Das Uran aus der WAA (WAU) wird an den Standorten der Wiederaufarbeitungsanlagen zwischengelagert. Es kann grundsätzlich in geeigneter Form endgelagert werden. Die Restmengen an U-235 können aber auch über den Anreicherungs-schritt bei der Herstellung frischen Uran-Brennstoffs dem Brennstoffkreislauf wieder zugeführt werden. Einige Länder, darunter Frankreich, Großbritannien und Russland, stellen Brennelemente aus dem aufgearbeiteten Uran her (WAU-Brennstoff).

Derzeit werden abgebrannte MOX-Brennelemente nicht aufgearbeitet, sondern zwischengelagert und später endgelagert. Bei einmaliger WAA aller Uran-Brennelemente mit mittleren Abbränden von 40 GWd/tSM können gegenüber dem Brennstoffzyklus ohne WAA ungefähr 20% des ursprünglich eingesetzten Urans eingespart werden.

In Deutschland hatte entsprechend § 9a des Atomgesetzes bis 1994 die WAA abgebrannter Brennelemente (schadlose Verwertung) Vorrang vor der Direkten Endlagerung (geordnete Beseitigung). Vor diesem Hintergrund haben die deutschen Energieversorgungsunternehmen (EVU) ab Mitte der 70er Jahre Wiederaufarbeitungs-verträge mit der französischen COGEMA und der britischen BNFL abgeschlossen. Die in diesen sogenannten Altverträgen vereinbarten Wiederaufarbeitungsmengen sind in der Tabelle 1 enthalten [1]. Darüber hinaus wurden von den deutschen EVU 1989/90 nach Aufgabe des Wiederaufarbeitungsprojekts Wackersdorf neue Wiederaufarbeitungsverträge mit der COGEMA und mit BNFL abgeschlossen. Im Gegensatz zu den Altverträgen ermöglichen es diese Neuverträge den deutschen

¹ Rechnungen der TÜV Süddeutschland Bau und Betrieb GmbH mit dem Programm CASMO für Brennelemente aus Druckwasserreaktoren

EVU, den Zeitpunkt und die Menge der wiederaufzuarbeitenden Brennelemente flexibel zu gestalten. Diese Verträge beinhalten jedoch ebenfalls Mindestmengen, die wiederaufzuarbeiten sind (s. Tab. 1).

	Altverträge (tSM)			Neuverträge (tSM)		Summe (tSM)
	COGEMA	BNFL	THORP	COGEMA	BNFL	
Anlage	UP 2	UP 3	THORP	La Hague	THORP	
vertraglich gebunden	1.541	3.111	884	1.127 ¹	302 ¹	6.965
bis 31.12.99 wieder-aufgearbeitet	1.541	2.483	56	0	0	4.080

Tab. 1: Wiederaufarbeitungsverträge zwischen deutschen EVU und COGEMA bzw. BNFL [1]

Seit der Novellierung des Atomgesetzes im Jahre 1994 wird die Direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente als gleichberechtigte Alternative zur WAA gesetzlich anerkannt. Die derzeitige Bundesregierung will in Zukunft die Entsorgung abgebrannter Brennelemente auf die Direkte Endlagerung beschränken. Gemäß der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den EVU vom 14.06.2000 [2] sind Transporte zur WAA nur noch bis 01.07.2005 zulässig, angelieferte Mengen dürfen verarbeitet werden. Dieses beabsichtigte Verbot der WAA soll auch in der Novelle des Atomgesetzes festgeschrieben werden. Von der Bundesregierung wird das Verbot damit begründet, dass „die Aufarbeitung von Kernbrennstoffen zu radioaktiven Immissionen und zu einem zusätzlichen Anfall von Plutonium führt.“ Des weiteren wird ausgeführt, dass „sie in den Aufarbeitungsanlagen weitere Risiken schafft, zusätzlich ein grundsätzliches Proliferationsrisiko und sonst verzichtbare Transporte notwendig macht.“ [3].

Ausgehend von den radiologischen Folgen der WAA, einer Diskussion der Brennstoffkosten und der Konsequenzen für die Zwischen- und Endlagerung sowie einer Darstellung künftiger Alternativen wie der Mehrfachzyklisierung und der Transmutation von langlebigen Spaltprodukten und Aktiniden nimmt die ILK Stellung zum möglichen Verbot der WAA in Deutschland.

¹ vereinbarte Mindestmengen

2 Radiologische Auswirkungen der Wiederaufarbeitung (WAA)

Die Nuclear Energy Agency der OECD (NEA) hat eine vergleichende Studie vorgelegt zu den radiologischen Auswirkungen der verschiedenen Brennstoffzyklen mit ausschließlich Direkter Endlagerung einerseits und einmaliger WAA aller abgebrannten Uran-Brennelemente zu MOX andererseits [4]. Nachfolgend werden die wesentlichen Randbedingungen der Studie und die Ergebnisse hinsichtlich der berufsbedingten Strahlenbelastungen sowie der Strahlenbelastungen der Bevölkerung wiedergegeben.

Die Studie geht von einem Szenarium mit 1000 MWe Druckwasserreaktor (DWR) und einem Abbrand von 40 GWd/tSM aus. Bei der Option ohne WAA gelangt der gesamte abgebrannte Brennstoff in das Endlager für hochaktive, wärmeentwickelnde Abfälle, wohingegen bei der Option mit WAA die verglasten Abfälle aus der WAA und die abgebrannten MOX-Brennelemente diesem geologischen Endlager zugeführt werden.

Die Studie schließt alle wesentlichen Schritte des Brennstoffzyklus von der Förderung und Verarbeitung des Uranerzes über die Brennstoffherstellung (inklusive Konversion zu UF_6 und Anreicherung) bis zum Einsatz des Brennstoffs im Kernkraftwerk und bis zur WAA ein.

Es wird unterstellt, dass das Uran aus der WAA nicht zu Brennstoff verarbeitet wird und dass die Hinterlassenschaften des Uranerzbergbaus und der Erzverarbeitung zu UOC (uranium-ore concentrate) über lange Zeiten stabilisiert werden können, so dass insbesondere die Emanation von Rn-222 dauerhaft auf niedrigem Niveau gehalten werden kann. Als WAA-Verfahren wird das PUREX-Verfahren (Plutonium-Uranium-Recovery by Extraction) zu Grunde gelegt.

Für die radiologische Bewertung der berufsbedingten Strahlenbelastungen und der Strahlenbelastung der Bevölkerung werden die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission ICRP (Veröffentlichung 60) [5] herangezogen. Die empfangenen Strahlendosen werden als jährliche Individualdosen [Sv/a] beruflich strahlenexponierter Personen bzw. von Vertretern der höchstbelasteten Populationsgruppen und als energiespezifische Kollektivdosen bezogen auf 1 GWa elektrischer Energie [manSv/GWa] dargestellt. Die Kollektivdosen werden durch Summation der effektiven Strahlendosen gebildet, die sich in einem Zeitraum von 500 Jahren nach der Freisetzung der mit der Erzeugung von 1 GWa verbundenen Aktivität in einem Jahr ergeben.

Die Individualdosen sind jeweils an den von der ICRP empfohlenen Dosisgrenzwerten von 20 mSv/a im 5jährigen Mittel für beruflich strahlenexponierte Personen, bzw. von 1 mSv/a für die höchstbelastete Gruppe der Bevölkerung zu messen. Diese Richtwerte sind der Anschauung halber mit der jährlichen mittleren Individualdosis der Weltbevölkerung auf Grund natürlicher Untergrundstrahlung von 2,4 mSv/a zu vergleichen.

Die Beschränkung auf einen Akkumulationszeitraum von 500 Jahren resultiert aus der Überlegung, dass die Strahlenbelastungen ohnehin durch die Freisetzung der langlebigen flüchtigen Nuklide C-14 (HWZ = 5.730 a) als Folge der Energieerzeugung und der WAA bzw. von Rn-222 mit dem Vorläufernuklid Th-230 (HWZ = 77.000 a) in der Folge des Uranerzbergbaus dominiert werden. Eine Ausdehnung des Betrachtungszeitraumes würde die radiologischen Verhältnisse zwischen den verschiedenen Brennstoffoptionen nicht wesentlich verändern, wohl aber weitere Unsicherheiten in die generischen Abschätzungen hineinragen. Für diesen Zeitraum von 500 Jahren wird begründet angenommen, dass keine nennenswerten Freisetzungen aus den geologischen Endlagern erfolgen. Freisetzungen von langlebigen Spaltprodukten aus dem Endlager spielen frühestens nach mehreren 1000 Jahren eine Rolle. Im Rahmen der zitierten Studie sind diese Freisetzungen deshalb weder vom Umfang noch vom Zeitfenster von Bedeutung.

Es ist festzustellen, dass nur wenige Radionuklide nennenswerte Beiträge zur Kollektivdosis der Bevölkerung liefern. Dies ist zum einen C-14, das bei der Energieerzeugung im Kernkraftwerk bzw. zusammen mit I-129 und Kr-85 bei der WAA freigesetzt wird. Zum anderen sind im Zusammenhang mit der Förderung und Verarbeitung von Uranerz alle Nuklide der Uranerzfallskette zu berücksichtigen. Die wesentlichen Belastungen gehen auf die Inhalation von Rn-222 und in der kritischen Gruppe auf die Ingestion der langlebigen Rn-Folgeprodukte Pb-210 und Po-210 zurück. Die Strahlenbelastung der beruflich strahlenexponierten Personen wird vom Co-60 dominiert. Co-60 entsteht durch die Aktivierung von Korrosionsprodukten des Stahls, die sich im Reaktorwasser befinden.

Im Einzelnen werden durch die generischen Analysen der Studie folgende Strahlenbelastungen für die verschiedenen Brennstoffoptionen mit und ohne WAA abgeschätzt oder durch die statistische Erfassung von effektiven Strahlendosen in konkreten Anlagen des Brennstoffkreislaufes belegt:

Stellungnahme

Berufsbedingte Strahlenbelastungen:

- Die durchschnittlich gemessenen effektiven Individualdosen liegen bei allen Stationen des Brennstoffkreislaufes unterhalb der ICRP-Richtwerte. Die höchsten Belastungen empfangen Arbeiter im Kernkraftwerk. Diese Belastungen hängen nicht davon ab, ob MOX eingesetzt wird oder nicht.
- Auch bei den energiespezifischen Kollektivdosen ergeben sich die höchsten Beiträge mit 1,0 - 2,7 manSv/GWa aus der Energieerzeugung im Kernkraftwerk. Unterschiede zwischen Brennstoffstrategien mit und ohne MOX bestehen nicht.
- Die Kollektivdosen aus der WAA und der Verglasung von hochaktivem Abfall (HAW) sind mit 0,014 manSv/GWa vergleichsweise gering.
- Dahingegen ergeben sich aus der Brennelementfertigung im Zyklus mit einmaliger WAA mit 0,094 manSv/GWa höhere Kollektivdosen als bei ausschließlich Direkter Endlagerung (0,007 manSv/GWa).
- Dieser Unterschied wird durch die Dosisminderungen auf Grund der ca. 20%igen Einsparungen an den zu fördernden, zu verarbeitenden und anzureichernden Uranmengen im Zyklus mit WAA nicht vollständig kompensiert.
- Die Belastungen durch Transporte von abgebranntem Brennstoff und von Abfällen sind in jedem Falle zu vernachlässigen.
- Die spezifischen Kollektivdosen beruflich strahlenbelasteter Personen liegen nach den Erhebungen der Studie insgesamt zwischen 1,04 – 2,93 manSv/GWa ohne WAA und zwischen 1,14 – 2,99 manSv/GWa mit einmaliger WAA.

Strahlenbelastung der Bevölkerung:

- Die mittleren jährlichen Individualdosen in den kritischen Gruppen der Bevölkerung liegen für alle Stationen des Brennstoffkreislaufes mit 0,4 - 0,5 mSv/a unterhalb des ICRP-Richtwertes von 1 mSv/a. Führend sind die Individualdosen aus der Uranerzförderung und -verarbeitung (0,3 - 0,5 mSv/a) sowie aus der WAA (0,4 mSv/a).
- Die energiespezifischen Kollektivdosen erreichen für die WAA Werte von 1,2 manSv/GWa und liegen in der gleichen Größenordnung wie jene aus der Uranerzförderung und -verarbeitung (1,0 manSv/GWa ohne WAA und 0,8 manSv/GWa mit WAA).

Stellungnahme

- Die Energieerzeugung im Kernkraftwerk führt gemäß der generischen Studie im Mittel (Standortspezifisch) zu Kollektivdosen von 0,6 manSv/GWa.
- Alle übrigen Beiträge aus Transporten, Zwischenlagerung und dergleichen sind vernachlässigbar.
- Die Studie weist insgesamt eine spezifische Kollektivdosis der Bevölkerung von 1,6 manSv/GWa für die Option ohne WAA und von 2,6 manSv/GWa mit WAA aus.

Im Ergebnis ist festzuhalten:

Bei beiden Optionen sind die Strahlenexpositionen gemessen an den Richtwerten der ICRP und am Niveau des natürlichen Untergrundes gering. Die Unterschiede zwischen beiden Optionen sind nicht signifikant. Sie werden insbesondere durch Unsicherheiten bei den Annahmen zur Emanation von Rn-222 (3 Bq/m³s über 10 - 15 Jahre) aus den Hinterlassenschaften des Uranerzbergbaus und der Erzverarbeitung überdeckt. Bei unzureichender Sicherung der Hinterlassenschaften kann die Rn-Freisetzung durchaus um eine Größenordnung höher sein.

3 Zwischenlagerung und Endlagerung abgebrannter Brennelemente

Die radiologischen Folgen der einmaligen WAA und des Einsatzes von MOX für die nasse bzw. trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen an den Kraftwerksstandorten oder auch in zentralen Zwischenlagern (wie sie beispielsweise in Schweden praktiziert wird) sind in den Dosisangaben im vorigen Abschnitt berücksichtigt. Die Effektivdosen aus der Zwischenlagerung von abgebranntem Brennstoff sind insgesamt sehr gering und die Unterschiede zwischen UOX und MOX nicht signifikant.

Die stärkere Wärmeentwicklung von abgebranntem MOX-Brennstoff im Vergleich zu Uran-Brennelementen stellt für die Zwischenlagerung kein Problem dar. Die Wärmeentwicklung wird unmittelbar nach der Entladung aus dem Reaktor ohnehin durch die Spaltprodukte dominiert. Das Inventar an Spaltprodukten in MOX- bzw. UOX-Brennstoff ist bei gleichem Abbrand nahezu identisch (z. B. Spaltprodukt-Inventar bei einem Abbrand von 55 GWd/tSM: UOX-Brennstoff – $1,0 \times 10^{18}$ Bq/tSM bei Entladung, $8,1 \times 10^{15}$ Bq/tSM 40 Jahre nach Entladung; MOX-Brennstoff – $1,0 \times 10^{18}$ Bq/tSM bei Entladung, $6,6 \times 10^{15}$ Bq/tSM 40 Jahre nach Entladung).

Stellungnahme

Für die Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und von mittel- und hochradioaktiven Abfällen aus der WAA wird weltweit die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen angestrebt [6]. Allerdings ist für diese Abfälle noch kein geologisches Endlager in Betrieb [7]. Gegenwärtig besteht weltweit keine einheitliche Meinung wie lange der abgebrannte Brennstoff und der HAW sicher einzuschließen sind und ob der Brennstoff rückholbar oder nicht rückholbar in das Endlager eingebracht werden soll. International werden gesicherte Einschlusszeiten von bis zu 10^6 Jahren und teilweise sogar länger diskutiert.

Klar ist jedoch, dass das Endlager die folgenden Kriterien erfüllen muss:

- Die radiologischen Belastungen sind über die genannten Zeiträume so gering zu halten, dass sie im Vergleich zu den natürlichen Belastungen niedrig bleiben.
- Das Endlager ist derart auszulegen und zu betreiben, dass ein unerlaubter Zugriff auf das eingelagerte spaltbare Material möglichst verhindert wird.
- Der abgebrannte Brennstoff ist so einzulagern, dass Kritikalität im Endlager praktisch ausgeschlossen werden kann.

Unter radiologischen Gesichtspunkten und im Sinne der Minimierung des endzulagernden spaltbaren Materials sind die folgenden Fakten zur WAA von Bedeutung.

Bei der WAA von 1 tSM UOX-Brennstoff mit einem Abbrand von 33 GWd fallen 955 kg Uran, 10 kg Pu (alle Isotope) und ungefähr 2 m^3 verglasten oder zementierten Abfalls an. Das Uran kann zur Herstellung von WAA-Brennstoff eingesetzt oder endgelagert werden. Die Restmengen an U-235 können aber auch im Anreicherungsschritt bei der Herstellung von UOX-Brennstoff aus Natururan dem Brennstoffkreislauf wieder zugeführt werden. Bei einer Endlagerung des separierten Urans aus der WAA entstehen durch Zerfall von U-232 (α , HWZ = 71,7a) und U-234 (α , HWZ = $2,47 \times 10^5$ a) die radiotoxischen Zerfallsprodukte Th-228 (α , HWZ = 1,9 a) und Tl-208 (β , HWZ = 3,1 min). Die Endlagerung von Uran aus der WAA wäre damit also nicht nur eine Verschwendung von wertvollem Kernbrennstoff, sondern zugleich eine vermeidbare Erhöhung der Radiotoxizität und des Spaltstoffinventars im Endlager. Diese Feststellung gilt grundsätzlich natürlich auch für die Direkte Endlagerung von UOX-Brennelementen.

Das separierte Plutonium wird zu MOX verarbeitet. Ein typisches MOX-Brennelement für einen Druckwasserreaktor enthält ca. 35 kg Pu. Dafür müssen 7 UOX-Brennelemente aufgearbeitet werden. Im abgebrannten MOX-Brennelement befinden sich noch etwa 25 kg Pu [8]. Unter radiotoxischen Aspekten jedoch ist ein Nutzen aus der einmaligen WAA und dem Einsatz von MOX in Leichtwasserreaktoren nicht festzustellen, da das radiotoxische Inventar von abgebranntem MOX 6 - 8 mal höher sein kann

Stellungnahme

als das von UOX [8]. Im Einzelnen hängen die Nuklidbilanzen empfindlich von der Brennstoffeinsatzstrategie, d.h. u.a. vom Abbrand und vom lokalen Neutronenspektrum ab.

Die Spaltprodukte und die minoren Aktiniden (MA) gelangen in verglasten oder zementierter bzw. kompakter Form in das Endlager. Es wird geschätzt, dass die Stoffmenge, welche das radiotoxische Inventar enthält, durch die Rezyklierung von Uran-Brennstoff als MOX mit den heutigen WAA-Technologien um den Faktor 5 verringert werden kann. Bezüglich der Volumina aller Abfälle, also einschließlich der schwach- und mittelaktiven Abfälle, kann man heute von einem Verhältnis nahe bei 1:1 ausgehen. In [9] wird angegeben, dass das gesamte Abfallvolumen mit WAA etwa 1,54 mal größer ist als bei Direkter Endlagerung. Basierend auf Daten der COGEMA nennen Hicken und Keßler [10] ein Verhältnis von 1,2 für den Stand der Technik im Jahre 1992 und von $< 0,81$ im Jahre 2000. Durch künftige Optimierung der WAA und der Konditionierung von Abfällen sind weitere Reduktionen der Massen und Volumina zu erwarten.

Abgebrannte MOX-Brennelemente werden derzeit nicht wiederaufgearbeitet. Bei gleichem Abbrand ist die α -Aktivität von MOX im Vergleich zu Uran-Brennstoff 10 Jahre nach der Entladung aus dem Reaktor etwa 10 mal höher und nach 100.000 Jahren noch 4 mal höher. Auch die Tatsache, dass die Wärmeentwicklung von MOX nach einer Zwischenlagerung über 40 Jahre ungefähr 2 - 3 mal größer ist als in abgebrannten Uran-Brennelementen ist für die Endlagerung von Relevanz. Insbesondere würde bei Annahme einer maximal zulässigen Temperatur in der Umgebung des Gebindes im Endlager die Zahl der Abfallgebinde für MOX bis zu 3 mal so groß sein müssen wie bei Uran-Brennstoff.

Insgesamt ist festzustellen, dass die Spezifik von MOX-Brennstoff als Abfall nicht so gut bekannt ist wie bei UOX-Brennstoff. Allerdings gibt es derzeit keine wissenschaftlichen Hinweise, dass die Endlagerung von MOX-Brennelementen zu Problemen im Endlager führen könnte. Der um den Faktor 3 - 4 höhere Gehalt an Transuranen (Pu, Np, Am, Cm ...), die über sehr lange Zeiträume von mehreren 100.000 Jahren das radiotoxische Inventar dominieren, stellt keine besondere Schwierigkeit für die Endlagerung von MOX dar. Nach heutigem Kenntnisstand sind die Transurane in tiefen geologischen Formationen im Vergleich zu den langlebigen Spaltprodukten wenig mobil. Das begünstigt den effektiven Einschluss dieser Nuklide [11].

Deshalb sind die radiologischen Belastungen typischerweise über sehr lange Zeiten durch die langlebigen Spaltprodukte wie I-129, Cs-135, Se-79 und Tc-99 bestimmt. Erst nach etwa 100.000 Jahren ergeben sich nennenswerte Beiträge zur jährlichen individuellen Dosis aus der Np-Zerfallskette.

Radiologische Studien [12-14] zeigen insgesamt sehr niedrige Belastungen. Untersuchungen zu einem typischen Szenarium für den Salzstock Gorleben [12] belegen, dass die individuellen Dosisraten bei einer äquivalenten Einlagerungsmenge von 73.000 tSM insgesamt einen Wert von 0,7 mSv/a nicht übersteigen. Bis zu einer Endlagerzeit von 3.000 Jahren sind die Belastungen aus der Einlagerung der Jodinventare führend, bis zu 100.000 Jahren entfallen die wesentlichen Dosisbeiträge dann auf Se-79. Danach dominieren die Beiträge aus der Np-Zerfallskette. Nach 200.000 Jahren liefern die Np-Zerfallskette einerseits bzw. Tc-99 und Cs-135 gemeinsam andererseits vergleichbare Beiträge, die in der Summe bei etwa 0,2 mSv/a liegen. Nach 10^6 Jahren werden die Belastungen nur noch von den Zerfallsketten des U und des Np bestimmt. Dann jedoch ist bereits ein sehr niedriges Niveau von nur 0,01 mSv/a erreicht. Da es, wie Tabelle 2 belegt, zwischen UOX und MOX keine gravierenden Unterschiede bzgl. der Erzeugung der relevanten Spaltprodukte gibt, werden sich auch die radiologischen Belastungen als Folge der Endlagerung von UOX und MOX nicht wesentlich unterscheiden. In jedem Falle liegen diese weit unterhalb der natürlichen Belastungen und der ICRP-Richtwerte.

Nuklid	UOX-Brennstoff (in Bq/tSM)	MOX-Brennstoff (in Bq/tSM)
Cs-135	$2,6 \times 10^{10}$	$4,0 \times 10^{10}$
Tc-99	$7,3 \times 10^{11}$	$7,4 \times 10^{11}$
I-129	$1,9 \times 10^9$	$2,4 \times 10^9$
Se-79	$2,5 \times 10^{10}$	$2,0 \times 10^{10}$
Zr-93	$1,1 \times 10^{11}$	$7,5 \times 10^{10}$

Tab. 2: Gehalt an langlebigen Spaltprodukten in UOX- und MOX-Brennstoff (Abbrand 55 GWd/tSM)

Die Mehrfachzyklisierung von LWR-Brennstoff, also eine WAA von abgebranntem MOX, ist mit dem heutigen PUREX-Verfahren bereits grundsätzlich möglich. Dabei wird der abgebrannte MOX-Brennstoff gemeinsam mit abgebranntem Uran-Brennstoff in Salpetersäure aufgelöst, um die Verfahrensgrenzen hinsichtlich der Dosisleistungsgrenzwerte und der Pu-Konzentration einhalten zu können. Allerdings ist die Zahl der Rezyklierungen begrenzt, da sich Pu-Isotope im MOX ansammeln, die im thermischen Spektrum eines LWR nicht verbrannt werden können, bzw. hochradioaktiv sind (z.B. Pu-238 α -Strahler und Selbstspalter). Hinzu kommt, dass einerseits aus dem U-238 im MOX beim Einsatz im Reaktor Pu durch Neutroneneinfang ständig nachgebrütet wird und dass andererseits über das Pu im MOX ebenfalls

durch Neutroneneinfang z.T. höhere Aktiniden erbrütet werden. Dieses macht die Vernichtung von Plutonium in LWR unter radiotoxischen Aspekten ineffizient. Eine entscheidende Minderung der radiotoxischen Inventare im Endlager und der möglichen radiologischen Belastungen als Folge der Endlagerung kann nur durch fortgeschrittene Separations- und Transmutationstechniken erreicht werden (siehe Kap. 5).

Die Tatsache, dass durch die WAA und den Einsatz von MOX die Mengen an spaltbarem Material, die in das Endlager gelangen, verringert werden können, ist im Sinne der Kritikalitätssicherheit grundsätzlich positiv zu bewerten und macht den unerlaubten Zugriff auf diese Inventare weniger attraktiv. Auch die Veränderung des Plutonium-Isotopenvektors erschwert die missbräuchliche Verwendung dieses Spaltmaterials.

Das bei der WAA separierte Uran kann wie oben erwähnt anderweitig genutzt werden. Dies schließt die mögliche Nutzung in einem zukünftigen fortgeschrittenen Brennstoffzyklus mit kombiniertem Einsatz von thermischen und schnellen Reaktoren ein. Untersuchungen von G. Keßler et al. [15,16] zeigen darüber hinaus, dass bei vollständiger WAA der abgebrannten UOX-Brennelemente und MOX-Einsatz in LWR (sog. 22 GWe-Szenario in Deutschland) die Menge des im Endlager zu entsorgenden Plutoniums um 30% gegenüber ausschließlich Direkter Endlagerung vermindert werden kann (3,1 t/a statt 4,7 t/a). Dem ist natürlich entgegenzuhalten, dass im Zuge der WAA separiertes Reaktorplutonium anfällt, das ebenfalls vor unberechtigtem Zugriff zu sichern ist. Im Unterschied zur Spaltmaterialüberwachung für ein geologisches Endlager sind diese Maßnahmen aber nur für einen vergleichsweise kurzen Zeitraum abzusichern, bis nämlich andere Technologien die Nutzung der Kernspaltung zum Zwecke der Energieerzeugung ersetzen können.

Die Safeguards-Problematik und Fragen des physischen Schutzes werden in dieser Stellungnahme der ILK nicht vertieft behandelt. Es ist aber festzuhalten, dass in Deutschland Safeguards-Fragen eindeutig geregelt sind, da Deutschland mit allen kerntechnischen Anlagen der internationalen Kernmaterialüberwachung (EURATOM und IAEO) unterliegt [17]. Dies gilt auch für die Anlagen in Frankreich und Großbritannien, in denen deutscher Kernbrennstoff wiederaufgearbeitet wird.

Die Gefahr von milden nuklearen Explosionen im Endlager wird in der Fachliteratur durchaus angesprochen [18-20]. Typischerweise werden 2 Szenarien diskutiert. Im ersten Szenarium wird angenommen, dass Brennstoff in das Endlager eingebracht wird, der noch nicht den vollen Abbrand erreicht hat und dass Wasser in den Endlagerbehälter eindringt. Einem solchen Szenarium kann man natürlich dadurch begegnen, dass man Anordnungen wählt, die auch bei Wassereintritt nicht kri-

tisch werden können, bzw. dass man die Behälter mit Neutronen absorbierenden Materialien ausstattet. Im zweiten Szenarium wird ebenfalls unterstellt, dass es zum Wassereintritt in das Endlager kommt. Als mögliche Folge würden die Endlagerbehälter zerstört und Pu-239 bzw. das Zerfallsprodukt U-235 würden vornehmlich als Kolloide in der wässrigen Phase transportiert. Die Transportgeschwindigkeiten können bei mehreren 10 m/a [21] liegen. Es wird weiter angenommen, dass sich die Kolloide in wasserhaltigen Rissen, Spalten und Poren der Endlagerformation ansammeln, wodurch eine kritische Konfiguration entstehen könnte. Das Risiko der Rekritikalität im Endlager und einer damit verbundenen milden Kernexplosion wird in allen Fällen als äußerst gering eingeschätzt [22,23].

4 Kostenvergleich zwischen Direkter Endlagerung und einmaliger Wiederaufarbeitung

Die Wirtschaftlichkeit der beiden Optionen Direkte Endlagerung und einmalige Wiederaufarbeitung wurde seit Mitte der achtziger Jahre in verschiedenen Studien verglichen.

In der Studie der Nuclear Energy Agency der OECD aus dem Jahr 1994 [24] wurden die Kosten für den gesamten Brennstoffkreislauf (einschließlich Kosten für Natururan, Konversion, Anreicherung und Brennelementfertigung) betrachtet. Danach ergibt sich bei einem Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1.390 MWe (mittlerer Abbrand der Brennelemente: 42,5 GWd/tSM) für die Direkte Endlagerung ein Kostenvorteil von 10% gegenüber der Wiederaufarbeitung. Die Studie kommt zu dem Schluss, dass bei Berücksichtigung der zu Grunde liegenden Unsicherheiten, u. a. im Preis für Natururan und den Endlagerungskosten, der geringe Kostenunterschied zwischen der Direkten Endlagerung und der Wiederaufarbeitung als nicht signifikant anzusehen ist.

Die Studie des Energiewirtschaftlichen Instituts der Universität Köln aus dem Jahre 1995 [25] zeigt an Hand unterschiedlicher Brennstoffeinsatzstrategien für einen LWR mit einer Leistung von 1.300 MWe, dass die Direkte Endlagerung auch unter spezifisch deutschen Randbedingungen die kostengünstigere Option ist. Die Studie kommt zu dem Schluss, dass dies sowohl bei alleiniger Betrachtung der Entsorgungskosten als auch unter Einbeziehung des gesamten Brennstoffkreislaufes gilt. Bei Betrachtung des gesamten Brennstoffkreislaufs weist die Studie für die Direkte Endlagerung einen Kostenvorteil von ca. 18% aus, der auch bei Berücksichtigung von Unsicherheiten erhalten bleibt.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass diese Wirtschaftlichkeitsvergleiche mit großen Unsicherheiten behaftet sind, da viele der zu berücksichtigenden Einzelkosten, wie etwa die Natururanpreise und die Endlagerungskosten von Entwicklungen abhängen, die nicht genau abzuschätzen sind. Außerdem reduziert sich der relative Kostenvorteil der Direkten Endlagerung dadurch, dass die Brennstoffzykluskosten nur etwa 1/3 an den gesamten Stromerzeugungskosten ausmachen. Die Stromerzeugungskosten haben wiederum am Strompreis für den privaten Endverbraucher nur einen Anteil von ca. 15%, während die Kosten für die Netznutzung bei einem Anteil von ca. 45% liegen und die Mehrwert- und Ökosteuern zu ca. 25% am Strompreis beteiligt sind [18]. Dennoch machen die stabil niedrigen Uran-Brennstoffkosten, die erzielbaren hohen Abbrände und die höheren Fertigungskosten für MOX-Brennelemente die Wiederaufarbeitung abgebrannter Uran-Brennelemente und den Einsatz von MOX für die Betreiber derzeit nicht attraktiv.

5 Partitioning und Transmutation (P&T)

Natururan enthält nur zu 0,72% das durch thermische Neutronen spaltbare Isotop U-235. U-238 kann lediglich durch schnelle Neutronen gespalten werden. Im Bereich thermischer Energien kommt es vornehmlich zum Neutroneneinfang und zur Erzeugung von Pu-239. Die meisten Transurane sind durch schnelle Neutronen spaltbar; Pu-239 und Pu-241 haben auch im thermischen Energiebereich hohe Spaltquerschnitte. Die majoren Aktiniden sind also zu wesentlichen Isotopenanteilen wertvolle Brennstoffe. Diese physikalischen Tatsachen waren dafür ausschlaggebend, dass die früheren Kernenergieszenarien grundsätzlich von einem kombinierten Einsatz von thermischen und schnellen Reaktoren und von der WAA abgebrannten Brennstoffs ausgingen. Allein durch Einsatz von U-238 in schnellen Reaktoren könnte gegenüber thermischen Reaktoren eine um den Faktor 50 verbesserte energetische Ausbeute des geförderten Urans erreicht werden. Die Entwicklung der Brennstoffkosten und die notwendigerweise strikte Politik der Non-Proliferation spaltbaren Materials haben aber in den vergangenen Jahrzehnten zu einer Präferenz der Leichtwasserreaktoren und der Direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente geführt.

1988 hat die japanische Regierung die Initiative OMEGA (Options for Making Extra Gains from Actinides and Fission Products) gegründet und andere OECD-Länder zur Mitarbeit an diesbezüglichen F&E-Arbeiten angeregt. Die OECD/NEA hat deshalb zur Begleitung und Förderung dieser internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der P&T ein Programm zum Informationsaustausch (Programme of

Stellungnahme

Technical Information Exchange) aufgelegt. Im Rahmen dieser Initiative hat die OECD/NEA den bereits zitierten Bericht "Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation" [8] 1999 herausgegeben. In diesem Bericht wird u.a. ein Konzept zu einem fortgeschrittenen Brennstoffzyklus (The Advanced Fuel Cycle with TRU (transuranium) Recycling [AFC]) vorgestellt. Dieser Vorschlag weist insbesondere auch die F&E-Arbeiten aus, die nötig sind, um einen derartigen AFC zu realisieren. Der aktuelle Stand der Arbeiten wurde u.a. auf dem 6th Information Exchange Meeting 2000 on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation in Madrid präsentiert [26].

Kernstück des AFC ist in jedem Falle eine hochleistungsfähige WAA abgebrannten Brennstoffs, die hohe Abtrenngüten für Pu und U, die MA und die Spaltprodukte ermöglicht. Das Konzept beruht zudem auf einem kombinierten Einsatz von LWR und schnellen Reaktoren (SR) und möglicherweise Beschleuniger getriebenen Systemen (ADS). Einige entscheidende Eckpunkte dieses Konzeptes werden nachfolgend wiedergegeben.

- WAA von LWR-UO₂-Brennstoff und Abtrennung von MA sowie langlebigen Spaltprodukten aus dem flüssigen HAW:

Das heute übliche Verfahren zur WAA von LWR-Brennstoff ist das sogenannte PUREX-Verfahren. Dabei wird der abgebrannte Brennstoff in Salpetersäure (HNO₃) aufgelöst, U und Pu werden mittels Flüssig-Flüssig-Extraktion abgetrennt. Als Extraktionsmittel wird Tri-n-Butylphosphat (TBP) verwendet [27]. Die Abtrennraten erreichen theoretische Werte von 99,9%, tatsächlich liegen sie derzeit bei 99%. Der Großteil der MA gelangt in den flüssigen HAW. Bei Am und Cm und den höheren Aktiniden mit kürzeren Halbwertszeiten (HWZ) ist dies ein Anteil von > 99,5%.

Dagegen tritt Np-237 auf Grund unterschiedlicher Oxidationsstufen sowohl im Abfallstrom als auch im U-Pu-Produktstrom auf [27]. Eine eindeutige Zuordnung ist wünschenswert, da (wie bereits angedeutet) zu hohe Np-Anteile im MOX wegen der Erzeugung von Pu-238 (α , HWZ = 86,4a) bei Bestrahlung von Np-237 im LWR radiologische Probleme bei mehrfacher Rezyklierung bereiten würden. Eine eindeutige Zuordnung zu einem der Stoffströme ist durch Modifikation des PUREX-Verfahrens möglich und im Labor bereits nachgewiesen.

Für die Separation von MA aus den flüssigen HAW sind weltweit neue Verfahren in Entwicklung (TRUEX, DIDPA, u.a. zu PUREX kompatible Verfahren). Nicht-wässrige Verfahren werden u.a. in Japan untersucht.

Stellungnahme

Problematisch ist bislang vor allem die Abtrennung von Am und Cm aus dem Abfallstrom. Wegen der chemischen Ähnlichkeit treten diese Nuklide immer gemeinsam mit den Lanthaniden auf. Dabei ist die Menge der Lanthaniden 10 - 20 mal so groß wie die von Am/Cm. Da unter den Lanthaniden starke Neutronenabsorber sind, ist für die spätere Transmutation von Am/Cm eine Trennung des Am/Cm-Anteiles von den Lanthaniden notwendig. Das stellt sehr hohe Anforderungen an die Trennchemie. Analysen verschiedener Transmutationsszenarien mit unterschiedlicher Kombination von LWR und schnellen Reaktoren [28] zeigen aber übereinstimmend, dass die Transmutation von Cm zwingend erforderlich ist, um hohe Reduktionsfaktoren bei der Radiotoxizität im Abfallstrom zu erreichen. Die Transmutation aller MA, inklusive Cm, liefert Reduktionsfaktoren von 70 - 110 in den ersten 10⁴ Jahren. Ohne Transmutation von Cm gehen diese Werte auf 7 - 25 zurück. Nach 10⁴ Jahren ist der Einfluss der Cm-Transmutation auf die Radiotoxizität nur noch gering.

Um die möglichen radiologischen Belastungen zu senken, die mit der Einlagerung von HAW in das Endlager verbunden sind, ist es insbesondere notwendig, die langlebigen und in der Geosphäre mobilen Spaltprodukte zu separieren.

Tc-99 tritt in metallischer und oxidischer Form als unlöslicher Rückstand sowie als Pertechnetat-Anion (TcO₄⁻) gelöst im flüssigen Abfall auf. Die Abtrennung des gelösten Tc wird beherrscht, wohingegen die Abtrennung von Tc aus den unlöslichen Rückständen mit pyrochemischen Verfahren wegen der Ähnlichkeit mit Platin-Metallen schwierig ist. Hier besteht weiterer Forschungsbedarf.

I-129 taucht beim PUREX-Verfahren vornehmlich in den Wäscherflüssigkeiten des Dissolvers auf. Es kann in speziellen Adsorbenten rückgehalten werden, es kann aber auch in das Meerwasser abgeleitet werden. Bei einer geologischen Endlagerung ist es unter radiologischen Gesichtspunkten eines der problematischen Nuklide.

Zr-93 und Cs-135 treten jeweils mit anderen Isotopen auf (z.B. Cs-137), die hochradioaktiv sind. Dabei sind die Isotopenanteile von Cs-135 und Zr-93 z.T. sehr gering. An die chemische Abtrennung müsste sich deshalb noch eine Isotopentrennung anschließen, um diese Isotope letztlich als handhabbare Targets, eingebettet in geeignetes Matrixmaterial, durch Bestrahlung im Reaktor transmutieren zu können. Das scheint aus ökonomischer Sicht schwer erreichbar zu sein.

Stellungnahme

● WAA von LWR-MOX:

Für die WAA von LWR-MOX ist grundsätzlich auch das PUREX-Verfahren anwendbar. Die Probleme sind z.T. bereits im Abschnitt 3 dargestellt worden. Hinzu kommt, dass die Separation der MA aus dem flüssigen HAW durch die hohe Alpha-Aktivität erschwert wird, die vornehmlich auf Am und Cm zurückgeht. Diese hohe Alpha-Aktivität führt zur Radiolyse der Prozessmedien. Deshalb wird daran gedacht, LWR-MOX 50 Jahre oder länger zwischenzulagern und erst dann aufzuarbeiten.

Es muss wiederholt werden, dass Mehrfachzyklisierung in LWR nicht effizient ist und zudem die Zufuhr von frischem Pu aus LWR-UO₂ erfordert.

● Herstellung von MOX für schnelle Reaktoren (SR-MOX):

SR-MOX mit Pu-Anteilen bis 25% ist kommerziell verfügbar, allerdings nur für Pu-Gemische aus LWR-Brennstoff mit niedrigem Abbrand. Bei den heute üblichen Abbränden verschieben sich die Gemischanteile zu Gunsten von Pu-238 und Pu-242. Diese Isotope spalten spontan und sind α -Strahler. Deshalb stellen sie sowohl eine Neutronenquelle als auch eine Wärmequelle dar und erschweren die Handhabung des frischen SR-MOX. Bei sogenannter homogener Rezyklisierung (Beimengung zum Brennstoff) würde SR-MOX auch Anteile höherer Aktiniden enthalten. Insbesondere Am-241 und Cm-244 würden wegen der dann weiter erhöhten Gamma- und Neutronenstrahlung zusätzliche Probleme bereiten.

● Herstellung von MA-Targets für die Bestrahlung in LWR und schnellen Reaktoren:

Die heterogene Bestrahlung von MA ist der homogenen vorzuziehen. Die Bestrahlungstargets könnten in kleinen technischen Einrichtungen mit spezieller Gamma- und Neutronenabschirmung hergestellt werden. Die Herstellung solcher Targets ist im industriellen Maßstab bislang noch nicht gelöst.

● Entwicklung von "inerten" Matrixmaterialien für Brennstoffe (IMF-Brennstoffe):

Um die Netto-Abbrandraten von Aktiniden bei der Bestrahlung des Brennstoffs im LWR zu erhöhen und um die weitere Erzeugung von Aktiniden zu reduzieren, werden Materialien entwickelt, die frei von U-238 sind und kleine Wirkungsquerschnitte für Reaktionen mit Neutronen besitzen. Dadurch wird das Brüten von Transuranen ausgehend von U-238 ausgeschlossen. Materialien, die derzeit

Stellungnahme

untersucht werden, sind beispielsweise Spinell (MgAl₂O₄), Yttriumoxid (Y₂O₃), Yttrium-Aluminium-Garnet (Y₃Al₅O₁₂). Auch metallische Materialien, Siliziumkarbid und nitridische Brennstoffe werden hinsichtlich des Bestrahlungsverhaltens und der Auswirkungen auf die Reaktordynamik untersucht. Im thermischen Reaktor werden die Rückkopplungseigenschaften durch das Fehlen von U-238 wesentlich verändert. Der Dopplerkoeffizient, der die negative Rückkopplung auf die Reaktorleistung über die Brennstofftemperatur auf Grund des Neutroneneinfangs im U-238 charakterisiert, wird absolut wesentlich kleiner. Einige Matrixmaterialien besitzen darüber hinaus eine im Vergleich zu UOX schlechtere Wärmeleitfähigkeit, wodurch der Wärmetransport in das Kühlmittel behindert wird und was in der Tendenz zu höheren Brennstofftemperaturen führt.

Die physikalischen und chemischen Eigenschaften solcher IMF-Materialien werden in derzeit laufenden internationalen Forschungsprogrammen weiter untersucht [29-31].

● Brennstoffeinsatz und Targetbestrahlung in schnellen Reaktoren und Beschleunigergetriebenen Systemen (ADS):

Zum Betrieb von mit Flüssigmetall gekühlten schnellen Brutreaktoren liegen weltweit Erfahrungen vor. Diese Erfahrungen können auch für die Entwicklung und den Betrieb von schnellen Burner-Reaktoren genutzt werden. In Frankreich laufen bereits seit 1992 das CAPRA-Programm (Consumation Accrue de Plутonium dans les Rapides) zur Verbrennung von Pu und das SPIN-Programm (Séparation – Incinération) zur Verbrennung von MA in einem solchen Burner. Ähnliche Programme gibt es in Japan und den USA.

Höhere Abbrandraten als in kritischen schnellen Reaktoren können u.a. wegen der höheren möglichen Konzentrationen an MA (auch solcher mit großen Neutroneneinfangsquerschnitten) und wegen des variableren Neutronenspektrums in Beschleunigergetriebenen Systemen erreicht werden. Derartige Systeme werden derzeit auch im 5. Forschungsrahmenprogramm der EU untersucht. Bekannt ist vor allem das auf C. Rubbia zurückgehende Konzept des Energy Amplifiers [32], bei dem die Neutronen durch Spallation schwerer Kerne mit hochenergetischen Protonen aus einem Beschleuniger erzeugt werden. Das Spallationstarget befindet sich als Neutronenquelle in einem unterkritischen Blanket, das aus Brennstoff und möglicherweise auch den MA-Targets besteht. Die Umsetzung des ADS in ein Pilotsystem erfordert weitere Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Beschleunigertechnik, der Strömungstechnik (Kühlung des Protonenfensters), der Konstruktionsmaterialien (Edelstahl und PbBi-Kühlung) und der physikalischen Auslegung des Gesamtsystems.

Stellungnahme

Seit jüngster Zeit werden für die Transmutation auch wieder kritische und unterkritische Salzschnmelzenreaktoren betrachtet.

- Transmutation langlebiger Spaltprodukte:

Die effektive Transmutation von langlebigen Spaltprodukten ist wesentlich schwieriger als die von Aktiniden. Grund sind die sehr kleinen Transmutationsquerschnitte. Die Umwandlung kann sinnvoll nur in thermischen Hochflussreaktoren oder Beschleuniger getriebenen Systemen erreicht werden (thermische Flüsse um 10^{16} n/cm²s). Für Tc-99 liegen die Transmutations-Halbwertszeiten günstigstenfalls bei 30 Jahren. Bei I-129 gestaltet sich die Transmutation noch schwieriger, da das gasförmige Bestrahlungsprodukt Xe-130 aus den Targets abgeleitet werden muss. Die Transmutation von Zr-93 und Cs-135 erfordert darüber hinaus als Voraussetzung die Trennung dieser Isotope von den übrigen Zr- bzw. Cs-Isotopen.

- WAA von abgebranntem SR-Brennstoff:

Zur Reduktion des radiotoxischen Inventars ist es nötig, SR-Brennstoff (SR-MOX und metallischen Brennstoff) mehrfach zu rezyklieren. Die Abbrände (bis 180 GWd/tSM) sind in schnellen Reaktoren 2 - 3 mal höher als in thermischen. Nach 150 GWd/tSM sind nur etwa 15 - 20% der Transurane abgebrannt.

Der Einsatz von PUREX oder ähnlicher wässriger WAA-Verfahren würde 10 -12 Jahre für die Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente erfordern, damit Strahlungsleistung und Nachzerfallwärme weit genug abgeklungen sind. Im Ergebnis bräuchte man 100 - 250 Jahre, um Abbrandraten von 90% bei den Transuranen zu erreichen. Aus diesem Grunde werden pyrochemische Salzschnmelzentechnologien für die WAA angedacht. Die Salzschnmelzen (CdCl₂, LiCl, KCl) sind wesentlich beständiger gegen hohe Temperaturen und Alpha-Strahlung. Diese Verfahren befinden sich derzeit u.a. in Japan in Entwicklung.

Insgesamt ist festzuhalten, dass ein fortgeschrittener Brennstoffzyklus (AFC) nicht nur zu einer verbesserten Brennstoffausnutzung sondern auch zur Reduktion des langlebigen radiotoxischen Inventars im Endlager und zur Minderung der möglichen radiologischen Belastungen führen kann. Bei Transmutation von Aktiniden und langlebigen Spaltprodukten können die nötigen sicheren Einschlusszeiten u.U. auf 10³ Jahre verkürzt werden [27]. Die Sicherheit des Endlagers lässt sich für Einschlusszeiten von in der Größenordnung 10³ Jahren wesentlich einfacher erreichen und nachweisen als für 10⁶ Jahre oder gar mehr. Über 10³ Jahre ließe sich der Einschluss vermutlich allein mit Hilfe technischer Barrieren absichern.

Stellungnahme

Fortgeschrittene Separationstechniken böten dabei die Möglichkeit, die technische Barriere chemisch so zu gestalten, dass die einzuschließende Spezies optimal zurückgehalten wird.

Die Nutzung dieses Potenzials setzt die Bereitschaft zur WAA voraus. Allerdings muss auch erwähnt werden, dass das in einem solchen AFC kursierende radiotoxische Inventar gegenüber dem heutigen Konzept wesentlich höher ist. Abhängig vom konkreten Transmutationsszenarium, d.h. vom Mix zwischen LWR und schnellen Reaktoren, sind die auf die installierte Leistung bezogenen Aktinidgehalte im Gleichgewicht, wenn also netto keine Aktiniden mehr erzeugt werden, 6 - 10 mal höher als im LWR mit UOX-Brennstoff [28,33].

6 Schlussfolgerungen und Empfehlungen

- Die Tatsache, dass neben U-235 auch U-238 und die Pu-Isotope mit ungeraden Massenzahlen wertvolle Brennstoffe sind, hat dazu geführt, dass frühere Kernenergieszenarien stets von einem kombinierten Einsatz von thermischen und schnellen Reaktoren und von der WAA abgebrannten Brennstoffs ausgegangen sind.

Vor allem stabil niedrige Kosten für Natururan und höhere Fertigungskosten für MOX-Brennelemente haben die einmalige Wiederaufarbeitung (WAA) abgebrannter UOX-Brennelemente und den Einsatz von MOX in Leichtwasserreaktoren (LWR) weniger attraktiv werden lassen und insgesamt zu einer Präferenz von LWR geführt.

Sowohl

1. die Direkte Endlagerung als auch
2. die einmalige WAA mit anschließender Endlagerung der verglasten hochaktiven Abfälle aus der WAA und der abgebrannten MOX-Brennelemente

sind technisch und sicher realisierbar. Insbesondere kann gezeigt werden, dass die WAA weder bei beruflich strahlenexponierten Personen noch in der Bevölkerung zu signifikant höheren Strahlenbelastungen führt als die einmalige Nutzung des Brennstoffs. Außerdem gibt es derzeit keine wissenschaftlichen Erkenntnisse, die daran zweifeln lassen, dass auch MOX-Brennelemente über sehr lange Zeiten sicher im Endlager eingeschlossen werden können.

Stellungnahme

- Beide Konzepte weisen allerdings spezifische Vor- und Nachteile auf.
Für die WAA nach dem heutigen Stand spricht, dass
 - bereits bei einmaliger WAA aller UOX-Brennelemente und Einsatz des Pu als MOX etwa 20% des einzusetzenden Natururans bei gleicher Energiemenge gegenüber der ausschließlich Direkten Endlagerung eingespart wird, wodurch ein Beitrag zur Ressourcenschonung im Sinne der Nachhaltigkeit erreicht werden kann.
 - die Menge des endzulagernden Pu bei WAA aller UOX-Brennelemente um 30% reduziert wird, wobei der Isotopenvektor¹ des im abgebrannten MOX enthaltenen Plutoniums die Resistenz des Materials gegen unzulässige Verwendung verbessert.
 - das Uran aus der WAA, welches in Zukunft möglicherweise ein noch wertvollerer Kernbrennstoff als heute sein wird, nicht in das Endlager eingebracht werden muss.
 - die insgesamt geringeren Mengen an endzulagernden Spaltstoffen die ohnehin sehr niedrige Wahrscheinlichkeit für eine Rekritikalität im Endlager weiter absenken.
 - die Stoffmenge des HAW aus der WAA der abgebrannten UOX-Brennelemente im Vergleich zur Direkten Endlagerung um den Faktor 5 reduziert wird und weitere Reduzierungen möglich sind. Jedoch entstehen bei der WAA auch schwach- und mittelaktive Abfälle, die ebenfalls in einem geologischen Endlager entsorgt werden müssen, so dass es in der Bilanz der Abfallvolumina keine Vorteile für die Option mit WAA gibt.

Gegen die WAA spricht, dass

- sie im Vergleich zur Direkten Endlagerung heute um 10 - 18% höhere Brennstoffzykluskosten verursacht. Dabei ist aber zu bedenken, dass die Brennstoffzykluskosten nur etwa 1/3 der gesamten Energieerzeugungskosten ausmachen und dass steigende Weltmarktpreise für Natururan den Kostenvorteil der Direkten Endlagerung weiter reduzieren werden.
- beim Einsatz von MOX größere Mengen an minoren Aktiniden (MA) erzeugt werden, die allerdings im chemischen Milieu des Endlagers wenig mobil sind.

¹ Zusammensetzung des Pu-Isotopengemisches

Stellungnahme

- separiertes Reaktor-Pu im Brennstoffkreislauf zu handhaben ist, was die Implementierung zusätzlicher Safeguards-Maßnahmen nach sich zieht. Im Unterschied zur Spaltmaterialüberwachung für ein geologisches Endlager sind diese Maßnahmen aber nur für einen vergleichsweise kurzen Zeitraum abzusichern, bis nämlich andere Technologien die Nutzung der Kernspaltung zum Zwecke der Energieerzeugung ersetzen können.

- Die radiologischen Belastungen aus der Endlagerung werden wesentlich durch einige wenige langlebige Spaltprodukte wie Se-79, I-129 oder Zr-93 bestimmt. Da bei beiden Optionen in etwa gleich große Mengen an diesen langlebigen Spaltprodukten entstehen, die dem Endlager zugeführt werden müssen, werden sich auch die aus der Endlagerung resultierenden Strahlenbelastungen nicht nennenswert unterscheiden.
- Insgesamt sieht die ILK deshalb keine überzeugenden technischen und wirtschaftlichen Argumente für oder gegen die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente nach dem heutigen Stand der Technik.

Wohl aber würde ein Verbot der Wiederaufarbeitung sehr wahrscheinlich die Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Abfalltrennung (Partitioning) und der Transmutation langlebiger Radionuklide in Deutschland hemmen.

- Diese radiochemischen und reaktorphysikalischen Forschungsarbeiten, die international stark an Bedeutung gewinnen, können nur langfristig und mit ausreichendem Vorlauf vor den technologischen Entwicklungen betrieben werden. Sie dienen vor allem
 - der verbesserten Brennstoffausnutzung,
 - der Vermeidung bzw. Vernichtung von Pu und MA sowie
 - der Transmutation langlebiger Spaltprodukte,
 - der Verminderung der Abfallmengen bzw.
 - dem noch weiter verbesserten Einschluss des radiotoxischen Inventars im Endlager soweit die Umwandlung in stabile oder kurzlebige Nuklide technisch oder ökonomisch nicht machbar ist.

Stellungnahme

- Die WAA von abgebranntem Brennstoff zum Zwecke der Rezyklierung in Leichtwasserreaktoren ist wegen der Erzeugung von MA durch Neutroneneinfang im U-238 und in den Pu-Isotopen kein geeigneter Weg, um das radiotoxische Inventar der Abfälle signifikant zu reduzieren. Dies gilt für einfache und mehrfache Rezyklierung im LWR gleichermaßen.
- Eine Reduktion der radiotoxischen Inventare im Abfallstrom und der möglichen Strahlenbelastungen aus der Endlagerung sowie ein vollständiger Ausschluss der Rekritikalitätsgefahr im Endlager lassen sich nur durch Wiederaufarbeitung mit fortgeschrittenen Separations- und Transmutationstechnologien erreichen. Dafür ist ein kombinierter Einsatz von thermischen und schnellen Reaktoren und u.U. auch unterkritischen, Beschleuniger getriebenen Systemen notwendig.
- Angesichts dieser durch langfristige Forschung erreichbaren Möglichkeiten empfiehlt die ILK, dass sich deutsche Forschungseinrichtungen stärker als bisher an den internationalen Arbeiten zur WAA und Transmutation (Partitioning & Transmutation) beteiligen und dass diese Arbeiten eine angemessene nationale Förderung erfahren.
- Darüber hinaus bemerkt die ILK, dass diese sich künftig abzeichnenden Entwicklungen kein Grund sind, um die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland zu verzögern. Auch die Separation und die Transmutation werden aus technischen oder wirtschaftlichen Gründen keine vollständige Vernichtung aller radioaktiven Abfälle erlauben. Vielmehr könnten sie eine sehr starke Reduzierung der Abfallmengen und der notwendigen Einschusszeiten sowie eine verbesserte chemische Anpassung der technischen Barrieren des Endlagers an die verschiedenen Spezies der Radionuklide ermöglichen. Insofern sind Endlager auch künftig unverzichtbar, wenngleich die hohen geologischen Anforderungen an ein solches Endlager dann wohl zurückgenommen werden können.
- Unter dem Aspekt der möglichen Verfügbarkeit dieser fortgeschrittenen Brennstoffzyklen empfiehlt die ILK eine Endlagerung, aus der die Radionuklide und Brennstoffe zum Zwecke der Transmutation oder weiteren Verwertung in der Zeit der sogenannten Betriebsphase des Endlagers (50 - 60 Jahre) zurück geholt werden können.

Stellungnahme

7 Literatur

- [1] V. Klix, R. Weh, Entsorgung der deutschen Kernkraftwerke - Status und Perspektiven zum Jahrtausendwechsel, Jahrbuch der Atomwirtschaft 2000, INFORUM Verlag
- [2] Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000, unterzeichnet am 11. Juni 2001
- [3] Antwort der Bundesregierung auf die Große Anfrage der Abgeordneten Kurt-Dieter Grill, Dr. Klaus W. Lippold (Offenbach), Peter Altmaier, weiterer Abgeordneter und der Fraktion der CDU/CSU – Drucksache 14/1365 -
- [4] Radiological Impacts of Spent Nuclear Fuel Management Options A Comparative Study, OECD/NEA, Paris 2000
- [5] Internationale Strahlenschutzkommission ICRP ICRP Publication No. 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, Oxford 1991
- [6] Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories: Its Development and Communication, OECD/NEA, Paris 1999
- [7] ILK-Stellungnahme zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen, Juli 2000
- [8] Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation OECD/NEA, Paris 1999
- [9] A. Jostsons, Radioactive Waste Management and Disposal, Energy for Ever: Technological Challenges of Sustainable Growth, Australian Academy of Technological Sciences and Engineering, Academy, Symposium, Nov. 1997
- [10] E. Hicken, G. Keßler, Der nukleare Brennstoffkreislauf und die Proliferationsproblematik, Bericht im Auftrag des Ministeriums für Umwelt und Verkehr Baden-Württemberg, Stuttgart, Juli 2000
- [11] E. Hörmann, Aktualisierung des Sicherheitsvergleiches zwischen Wiederaufarbeitung und Direkter Endlagerung sowie des Kenntnisstandes zur Konditionierung abgebrannter Brennelemente Unterauftrag zu BMU-Vorhaben SR 2986, 1996
- [12] A. Becker et al., Evaluation of Elements Responsible for the Effective Engaged Dose Rates, Associated with the Final Storage of Radioactive Waste: EVEREST Project, Volume 3a: Salt Formation, Site in Germany EUR-17449/3a Report, European Commission, 1997

Stellungnahme

- [13] J. Marivoet, Performance Assessments of Geological Disposal of High-Level and Medium Level Wastes in the Boom Clay, PACOMA Project (updating 1990) EUR-13042, European Commission, 1991 and BLG 634, SCK-CEN Report, 1992
- [14] Evaluation of Elements Responsible for the Effective Engaged Dose Rates Associated with the Final Storage of Radioactive Waste: EVEREST Project, Volume 2a: Clay Formation, Site in Belgium EUR-17449/2a Report, European Commission, 1997
- [15] G. Keßler, J.-I. Kim, K. Gompfer
Wohin mit dem deutschen Plutonium? atw 44. Jhg. (1999) Heft 3, März
- [16] G. Keßler, K. Gompfer, C. Broeders u. E. Kiefhaber
Moderne Strategien zur Beseitigung von Plutonium
atw 46. Jg. (2001) Heft 1, Januar
- [17] R. Weh, Safeguards - Die neue Rolle der Nichtverbreitungsüberwachung
atw 46. Jg. (2001) Heft 10, Oktober
- [18] G. Kessler, K. Gompfer, Moderne Plutonium-Vernichtungs-Strategien
Vortrag auf der 8. ILK-Sitzung am 18.12.2000
- [19] C. D. Bowman, F. Venneri
Underground Supercriticality from Plutonium and Other Fissile Material
Los Alamos Report, LAUR-94-4022A, 1994; auch in Science and Global Security, 5, S. 279 ff., 1996
- [20] R. A. Konyonenburg, Comments on the Draft Paper "Underground Supercriticality from Plutonium and Other Fissile Material"
Science and Global Security, 5, S. 303 ff., 1996
- [21] A.B. Kersting et al.
Migration of Plutonium in Ground Water at the Nevada Test Site
Nature, Vol. 397, 7 Jan. 1999
- [22] P. Behrenz, K. Hannerz, Criticality in a Spent Fuel Repository in Wet Crystalline Rock, KBS Technical Report 108, 1978
- [23] J. Ahn, Transport of Weapons-Grade Plutonium and Boron Through Fractured Geologic Media, Nuclear Technology, 117, S. 316 ff., March 1997
- [24] The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, OECD/NEA, Paris 1994
- [25] I. Hensing, W. Schulz
Wirtschaftlichkeitsvergleich verschiedener Entsorgungspfade von Kernkraft-

Stellungnahme

- werken – Eine Kostensimulation alternativer Strategien aus deutscher Sicht
Schriften des Energiewirtschaftlichen Instituts der Universität Köln
Oldenbourg-Verlag, München, Bd. 45, 1995
- [26] Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation
6th Information Exchange Meeting, Madrid, Spain, Dec. 11-13, 2000
OECD/NEA, Paris 2001
- [27] R. Odoj, P.-W. Phlippen
Ist die Transmutationstechnik ein Weg die langfristige Entsorgungsfrage zu lösen?
VDI-Berichte Nr. 1271, 1996
- [28] M. Delpech, J.P. Grouiller, M. Salvatores, J. Tommasi, A. Zaetta, A. Harislur, H. Mouney and M. Rome, Scenarios of Plutonium and Minor Actinide Management at Equilibrium, Proceedings of the Fourth International Information Exchange Meeting, S. 122-134,
OECD/NEA/P&T Report N° 14 Mito (Japan), 11-13 Sept. 1996
- [29] U. Kasemeyer, Ch. Hellwig, Y.-W. Lee, G. Ledergerber, D.S. Sohn, G.A. Gates and W. Wiesenack
The Irradiation Test of Inert-Matrix Fuel in comparison to Uranium Plutonium Mixed Oxide Fuel at the Halden Reactor
Progress in Nuclear Energy, Volume 38, No. 3-4, 2001, S. 309-312
- [30] R.P.C. Schram, K. Bakker, H. Hein, J.G. Boshoven, R.R. van der Laan, C.M. Sciolla, T. Yamashita, Ch. Hellwig, F. Ingold, R. Conrad and S. Casalta:
Design and Fabrication Aspects of a Plutonium-Incineration Experiment using Inert Matrices in a 'Once-Through-Then-Out' Mode
Progress in Nuclear Energy, Volume 38, No. 3-4, 2001, S. 259-262
- [31] M. Salvatores, Transmutation: A Decade of Revival;
Issues, Relevant Experiments and Perspectives
6th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Madrid, Spain, Dec. 11-13, 2000
OECD/NEA, Paris 2001
- [32] C. Rubbia et al., Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative for Geologic Storage, CERN/LHC/97-01
- [33] M. Delpech, J.P. Grouiller, A. Puill, M. Salvatores, J. Tommasi, A. Zaetta, A. Harislur, H. Mouney and M. Rome.
Scenarios of Plutonium and Minor Actinide Recycling
Int. Conf. on Future Nuclear Systems (Global 97), 5-10 Okt.1997, Yokohama (Japan), Vol. 1, S. 731-736, 1997

8 Abkürzungsverzeichnis

ADS	Accelerator-driven system (Beschleuniger getriebenes System)
AFC	Advanced Fuel Cycle with TRU (transuranium) Recycling (fortgeschrittener Brennstoffzyklus)
CAPRA	Consommation Accrue de Plutonium dans les Rapides (französisches Forschungsprogramm zu P&T)
DWR	Druckwasserreaktor
EVU	Energieversorgungsunternehmen
HAW	hochaktiver Abfall
HWZ	Halbwertszeit
ICRP	Internationale Strahlenschutzkommission (International Commission on Radiation Protection)
IMF	Inert Matrix Fuel
LWR	Leichtwasserreaktor
MA	minore Aktiniden (Np, Am, Cm)
MOX	Mischoxid
NEA	Nuclear Energy Agency der OECD
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
OMEGA	Options for Making Extra Gains from Actinides and Fission Products (japanisches Forschungsprogramm zu P&T)
P&T	Partitioning und Transmutation
Pu-fiss	spaltbares Plutonium
Pu-tot	Gesamtplutonium
PUREX	Plutonium-Uranium-Recovery by Extraction (Wiederaufbereitungsverfahren)
SPIN	Séparation – Incinération (französisches Forschungsprogramm zu P&T)
SR	Schnelle Reaktoren
THORP	Thermal Oxide Reprocessing Plant (Wiederaufbereitungsanlage der BNFL in Sellafield)
tSM	Tonnen Schwermetall
TBP	Tri-n- Butylphosphat (im PUREX-Verfahren verwendetes Extraktionsmittel)
UOC	uranium-ore concentrate (Uranerzkonzentrat)
UOX	Uranoxid
UP 2/3	Usine Plutonium N° 2/3 (Wiederaufbereitungsanlagen der COGEMA in La Hague)
WAA	Wiederaufarbeitung
WAU	wiederaufgearbeitetes Uran

- Prof. Dr. George Apostolakis, USA**
Professor für Kerntechnik am Massachusetts Institute of Technology (MIT) in Cambridge, USA
- Prof. Dr.-Ing. Dr.-Ing. E.h. Dr. techn. h.c. Josef Eibl, Deutschland**
Ehemaliger Leiter des Instituts für Massivbau und Baustofftechnologie der Universität Karlsruhe
- Prof. Dr.-Ing. habil. Hans Dieter Fischer, Deutschland**
Inhaber des Lehrstuhls für Nachrichtentechnik der Ruhr-Universität Bochum
- Ing. Bo Gustafsson, Schweden**
Geschäftsführer von SKB International AB (Internationale Tochtergesellschaft der Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company)
- Prof. Dr.-Ing. Wolfgang Kröger, Schweiz**
Direktionsmitglied und Leiter Forschungsbereich Nukleare Energie und Sicherheit, Paul Scherrer Institut (PSI) in Villigen
Inhaber des Lehrstuhls für Sicherheitstechnik an der ETH Zürich
- Dr.-Ing. Erwin Lindauer, Deutschland** (stellvertretender Vorsitzender der ILK)
Geschäftsführer der KSG Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft mbH
Geschäftsführer der GfS Gesellschaft für Simulatorschulung mbH
- Dr. Serge Prêtre, Schweiz** (Vorsitzender der ILK)
Direktor (a.D.) der schweizerischen atomrechtlichen Aufsichtsbehörde HSK (Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen)
- Ing. Louis Reynes, Frankreich**
Vizepräsident (a.D.) der Université de Technologie de Troyes
- Prof. Dr.-Ing. habil. Eberhard Roos, Deutschland**
Inhaber des Lehrstuhls für Materialprüfung, Werkstoffkunde und Festigkeitslehre der Universität Stuttgart
Direktor der Staatlichen Materialprüfungsanstalt, Universität Stuttgart
- Prof. Dr. Frank-Peter Weiß, Deutschland**
Professor für Anlagensicherheit an der TU Dresden
Direktor des Instituts für Sicherheitsforschung im Forschungszentrum Rossendorf e.V., Dresden

(Liste in alphabetischer Reihenfolge)

ILK-Veröffentlichungen:

- ILK-01** ILK-Stellungnahme zur Beförderung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen (Juli 2000)
- ILK-02** ILK-Stellungnahme zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen (Juli 2000)
- ILK-03** ILK-Stellungnahme zur Sicherheit der Kernenergienutzung in Deutschland (Juli 2000)
- ILK-04** ILK-Empfehlungen zur Nutzung von Probabilistischen Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren (Mai 2001)
- ILK-05** ILK-Empfehlung zur Förderung der internationalen technisch-wissenschaftlichen Kontakte der deutschen Länderbehörden für nukleare Sicherheit (Oktober 2001)
- ILK-06** ILK-Stellungnahme zum Entwurf vom 5. Juli 2001 der Atomgesetzänderung (Oktober 2001)
- ILK-07** ILK-Stellungnahme zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente (November 2001)
- ILK-CD** CD mit gesammelten Vorträgen des ILK-Symposiums "Chancen und Risiken der Kernenergie" im April 2001

In Bearbeitung:

- Eignung des Standortes Gorleben als geologisches Endlager für radioaktive Abfälle
- Schutz von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz
- Frühzeitiges Erkennen nachlassender Sicherheit im Betrieb von Kernkraftwerken
- Bewertung der Nachhaltigkeit von Energieerzeugungssystemen