

**Realisierbarkeit der Verglasung von
Plutonium zusammen mit hochradioaktiven
Abfällen sowie der Fertigung von
MOX-Lagerstäben zur Direkten Endlagerung
als Alternativen zum Einsatz von
MOX-Brennelementen**

Im Auftrag der
Freien und Hansestadt Hamburg

Darmstadt, April 1999

Öko-Institut e.V.

Institut für Angewandte Ökologie • Institute for Applied Ecology • Institut d'écologie appliquée

Geschäftsstelle

Freiburg

Postfach 62 26
D-79038 Freiburg
Tel.: 07 61 / 45 29 5-0
Fax: 07 61 / 45 29 5-33

Büro

Darmstadt

Elisabethenstr. 55-57
D-64283 Darmstadt
Tel.: 0 61 51 / 81 91-0
Fax: 0 61 51 / 81 91-33

Büro

Berlin

Novalisstr. 10
D-10115 Berlin
Tel.: 0 30 / 280 486-80
Fax: 0 30 / 280 486-88

**Realisierbarkeit der Verglasung von
Plutonium zusammen mit hochradioaktiven
Abfällen sowie der Fertigung von
MOX-Lagerstäben zur Direkten Endlagerung
als Alternativen zum Einsatz von
MOX-Brennelementen**

Autoren:

Dipl.-Phys. Christian Küppers

Dr. phil. nat. Wolfgang Liebert *

Dipl.-Ing. Michael Sailer

unter Mitarbeit von

Dr. rer. nat. Martin Kalinowski *

Dipl.-Phys. Christoph Pistner *

Ing. (grad.) Gerhard Schmidt

* Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit
(IANUS) der Technischen Universität Darmstadt

Inhaltsverzeichnis

Inhaltsverzeichnis	1
1. Einleitung	1
2. Ausgangslage zum Umgang mit Plutonium.....	3
2.1 Situation beim bisherigen Umgang mit deutschem Reaktorplutonium.....	3
2.2 Situation für Plutonium aus dem Betrieb von HEW-Reaktoren.....	4
2.3 Diskussion um den Umgang mit Waffen-Plutonium in den USA.....	7
3. Grundzüge möglicher Alternativen zum Umgang mit Reaktorplutonium.....	10
3.1 Abgabe von Reaktorplutonium an externe Abnehmer	10
3.2 MOX-Einsatz.....	11
3.3 Verglasung von Plutonium	13
3.4 Fertigung von Lagerstäben mit Plutonium	13
3.5 Eliminierungsoption	14
4. Wesentliche Randbedingungen für die Prüfung der Varianten	17
4.1 Zielführung der Verfahren.....	17
4.2 Machbarkeit des Verfahrens	17
4.2.1 Technische Machbarkeit.....	17
4.2.2 Zeitliche Aspekte	18
4.2.3 Ökonomische Machbarkeit	18
4.3 Sicherheit der Verfahren.....	19
4.4 Endlagerfähigkeit.....	20
4.5 Safeguardsaspekte	21
4.5.1 Grundbedingungen.....	21
4.5.2 Safeguardstechniken.....	23
4.5.3 „Spent Fuel Standard“ als Maßstab für die Proliferationsresistenz.....	24
4.5.4 Beendigung von Safeguards	25
4.6 Safeguards im Endlager	26
4.6.1 Endzulagerndes Material	26
4.6.2 Diskussionsstand zu Safeguardsmaßnahmen für Endlager	27

5. Plutoniumverglasung	30
5.1 Einleitung.....	30
5.2 Stand der Verglasung.....	30
5.2.1 Erfahrungen mit der Verglasung von Spaltprodukten.....	30
5.2.2 Stand der Diskussion zur Verglasung von Plutonium.....	31
5.3 Realisierbare Verglasungsverfahren für Plutonium.....	34
5.3.1 Prinzipielles.....	34
5.3.2 Plutoniumverglasung nach dem Can-in-canister-Verfahren.....	35
5.3.2.1 Herstellung des lagerfähigen Gebindes beim Can-in-canister-Verfahren.....	36
5.3.2.1.1 Herstellung der Kleinbehälter mit Mischoxid („Can“).....	36
5.3.2.1.2 Verglasung.....	38
5.3.2.1.3 Eigenschaften des Produkts des Can-in-canister-Verfahrens.....	39
5.3.2.2 Zwischenlagerung beim Can-in-canister-Verfahren.....	40
5.3.2.3 Endlagerung beim Can-in-canister-Verfahren.....	40
5.3.2.4 Transporte beim Can-in-canister-Verfahren.....	41
5.3.2.5 Mengenbetrachtungen zum Can-in-canister Verfahren.....	41
5.3.2.6 Realisierbarkeit des Can-in-canister-Verfahrens.....	43
5.3.2.7 Safeguards beim Can-in-canister-Verfahren.....	45
5.3.3 Direkte Plutoniumverglasung mit Spaltprodukten.....	46
5.3.3.1 Herstellung des lagerfähigen Gebindes bei der direkten Plutoniumverglasung.....	46
5.3.3.1.1 Verglasung.....	46
5.3.3.1.2 Eigenschaften des Produkts der direkten Plutoniumverglasung.....	48
5.3.3.2 Transport, Zwischenlagerung und Endlagerung bei der direkten Plutoniumverglasung.....	48
5.3.3.3 Safeguards bei der direkten Plutoniumverglasung.....	49
5.3.3.4 Mengenbetrachtungen zur direkten Plutoniumverglasung.....	49
5.3.3.5 Realisierbarkeit der direkten Plutoniumverglasung.....	49
6. Lagerstabverfahren	51
6.1 Einleitung.....	51
6.2 Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen.....	51
6.2.1 Technischer Ablauf beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen.....	51
6.2.1.1 Herstellung von Lagerstäben.....	52
6.2.1.2 Assemblieren der Lagerstäbe zum Lagerelement.....	55
6.2.1.3 Verpacken der Lagerelemente in Zwischenlagerbehälter.....	55
6.2.1.4 Zwischenlagerung der Lagerelemente.....	58
6.2.1.5 Konditionierung der Lagerelemente mit nachfolgender Endlagerung.....	59
6.2.2 Realisierung der Schritte des Lagerstabverfahrens mit Fertigung von Lagerelementen.....	59
6.2.2.1 Herstellung von Lagerstäben.....	59
6.2.2.2 Bündeln der Lagerstäbe zum Lagerelement.....	61

6.2.2.3 Verpacken der Lagerelemente in Zwischenlagerbehälter.....	61
6.2.2.4 Zwischenlagerung der Lagerelemente.....	62
6.2.2.5 Konditionierung der Lagerelemente mit nachfolgender Endlagerung.....	63
6.2.3 Safeguardsmaßnahmen beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen.....	63
6.3 Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	64
6.3.1 Technischer Ablauf des Lagerstabverfahrens mit Stabaustausch.....	64
6.3.1.1 Herstellung von Lagerstäben beim Lagerstabverfahren mit Stab- austausch.....	64
6.3.1.2 Herstellen von Mischelementen	64
6.3.1.3 Einbau der Lagerstäbe in ein abgebranntes Brennelement.....	65
6.3.1.4 Verpacken der Mischelemente in Zwischenlagerbehälter	67
6.3.1.5 Zwischenlagerung, Konditionierung und nachfolgende Endlagerung der Mischelemente	67
6.3.2 Realisierung der Schritte des Lagerstabverfahrens mit Stab- austausch	68
6.3.3 Safeguardsmaßnahmen beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	69
7. Kosten bei der Realisierung der untersuchten Varianten zum Umgang mit Reaktorplutonium	70
7.1 Kosten des MOX-Einsatzes	71
7.1.1 Kosten der Herstellung von MOX-Brennelementen.....	71
7.1.2 Mehrkosten der Brennelementfertigung beim MOX-Einsatz.....	72
7.1.3 Mehrkosten der Entsorgung abgebrannter MOX-Brennelemente gegenüber abgebrannten Uran-Brennelementen	72
7.1.4 Summe der Mehrkosten beim MOX-Einsatz gegenüber dem Einsatz von Uran-Brennelementen	73
7.2 Can-in-canister-Verfahren der Verglasung.....	73
7.2.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung beim Can-in-canister- Verfahren.....	73
7.2.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlage beim Can-in- canister-Verfahren	73
7.2.3 Betriebskosten der Behandlung beim Can-in-canister-Verfahren.....	74
7.2.4 Zwischen- und Endlagerkosten beim Can-in-canister-Verfahren.....	76
7.2.5 Kosten für Genehmigungsverfahren beim Can-in-canister- Verfahren.....	78
7.2.6 Zusammenfassung der Kosten beim Can-in-canister-Verfahren	79
7.3 Direktverglasung mit Spaltproduktlösung	80
7.3.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung.....	80
7.3.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlagen bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung.....	80

7.3.3 Betriebskosten der Behandlung bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung	81
7.3.4 Zwischen- und Endlagerkosten bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung	82
7.3.5 Kosten für Genehmigungsverfahren bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung	82
7.3.6 Zusammenfassung der Kosten der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung	83
7.4 Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen	84
7.4.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen	84
7.4.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlage beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen	84
7.4.3 Betriebskosten beim Lagerstabverfahren mit Lagerelementfertigung	84
7.4.4 Zwischen- und Endlagerkosten beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen	85
7.4.5 Kosten für Genehmigungsverfahren bei der Fertigung von Lagerelementen	87
7.4.6 Zusammenfassung der Kosten des Lagerstabverfahrens mit Fertigung von Lagerelementen	87
7.5 Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	89
7.5.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	89
7.5.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlage beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	89
7.5.3 Betriebskosten beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	89
7.5.4 Zwischen- und Endlagerkosten beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	90
7.5.5 Kosten für Genehmigungsverfahren beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch	90
7.5.6 Zusammenfassung der Kosten des Lagerstabverfahrens mit Stabaustausch	90
8. Gesamtbewertung und Empfehlungen	92
8.1 Bewertung der vier untersuchten Alternativen anhand der entwickelten Kriterien	92
8.1.1 Bewertung der Zielführung bei den Verfahren	92
8.1.2 Bewertung der Machbarkeit der Verfahren	94
8.1.2.1 Technische Machbarkeit der Verfahren	94
8.1.2.2 Zeitaspekte der Verfahren	97
8.1.2.3 Ökonomische Machbarkeit der Verfahren	98
8.1.3 Bewertung der Sicherheit der Verfahren	99
8.1.4 Safeguardsanforderungen für die Schritte vor der Endlagerung	101

8.2 Gesamtbewertung der vier detailliert untersuchten alternativen Verfahren und Empfehlungen.....	101
9. Zusammenfassung.....	104
Literatur.....	108

**Anhang: Relevante technische Randbedingungen des in den
USA für die Verglasung von überschüssigem Waf-
fenplutonium favorisierten Can-in-canister-
Verfahrens**

1. Einleitung

Das Öko-Institut e.V. wurde von der Freien und Hansestadt Hamburg, vertreten durch die Umweltbehörde mit Vertrag vom 17.6.1998 beauftragt, ein „Gutachten zur Realisierbarkeit der Verglasung von Plutonium zusammen mit hochradioaktiven Abfällen sowie der Fertigung von MOX-Lagerstäben zur Direkten Endlagerung als Alternativen zum Einsatz von MOX-Brennelementen“ zu erstellen. Dieses Gutachten wird hiermit vorgelegt.

Bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken wurde Plutonium abgetrennt, das bislang zu einem erheblichen Teil nicht weiterverarbeitet wurde. Eine Möglichkeit der weiteren Verwendung ist der Einsatz in MOX-Brennelementen, der aus verschiedenen Gründen nur mit einem Teil des abgetrennten Plutoniums erfolgte. Nachteilig beim MOX-Einsatz ist neben technischen Risiken auch, daß MOX-Brennelemente sehr viel höhere Fertigungskosten aufweisen als Uran-Brennelemente. Auch im Hinblick auf die Entsorgung stellen abgebrannte MOX-Brennelemente gegenüber abgebrannten Uran-Brennelementen höhere Anforderungen. Bei den beiden von den Hamburgischen Electricitätswerken (HEW) betriebenen Kernkraftwerken kommt hinzu, daß für diese bislang keine Genehmigung zum MOX-Einsatz erteilt wurde.

Es werden bereits seit einigen Jahren Alternativen zum Einsatz von MOX-Brennelementen im Umgang mit dem abgetrennten Plutonium diskutiert. So wurden auch vom Öko-Institut e.V. bereits 1992 in einem Gutachten für die Freie und Hansestadt Hamburg einige Alternativen untersucht und bewertet <Öko-Institut 1992b>. Mit dem hiermit vorgelegten Gutachten sind zwei der bereits länger diskutierten Alternativen zur weiteren Untersuchung und Bewertung ausgewählt worden:

- Die Verglasung, bei der vor allem die zwischenzeitliche Diskussion in den USA, wo durch die Abrüstung frei gewordenen Waffenplutonium zu entsorgen ist, neue Aspekte aufgeworfen hat, sowie
- die Lagerstabfertigung, die im Gutachten von 1992 vom Öko-Institut e.V. erstmals vorgeschlagen und technisch dargelegt wurde.

Das Gutachten ist in die folgenden Kapitel gegliedert:

In Kapitel 2 wird die Ausgangslage zum Umgang mit dem Plutonium beschrieben. Dabei werden die aus deutschen Kernkraftwerken angefallenen Mengen ermittelt und die besondere Situation der HEW dargestellt. Auch die in den USA geführte Diskussion zum Umgang mit Waffenplutonium wird beschrieben.

In Kapitel 3 werden die Grundzüge möglicher Alternativen zum Umgang mit Reaktorplutonium vorgestellt.

In Kapitel 4 wird dargelegt, unter welchen Aspekten die Möglichkeiten zum weiteren Umgang mit Plutonium zu bewerten sind.

In Kapitel 5 wird die Alternative Verglasung detailliert ausgearbeitet. Dabei wird zwischen zwei Methoden unterschieden. Das erste Verfahren ist eine Verglasung, bei der das Plutonium in eine Keramik eingebettet in den mit Spaltproduktlösung gefertigten Glas-
kokillen enthalten ist („Can-in-canister-Verfahren“). Bei der zweiten Methode wird das Plutonium zusammen mit den Spaltprodukten im Verglasungs-
ofen in das Glasprodukt eingebracht („Direktverglasung mit Spaltprodukten“).

In Kapitel 6 wird die Alternative Lagerstabfertigung genauer ausgearbeitet. Auch bei dieser Alternative ergeben sich verschiedenen Untervarianten im Hinblick auf Art und Zeitpunkt der Mischung der Lagerstäbe mit abgebrannten Brennelementen bzw. Brennstäben.

In Kapitel 7 werden die wirtschaftlichen Konsequenzen der untersuchten Alternativen für die EVU ermittelt und durch Vergleich mit den Kosten des MOX-Einsatzes bewertet.

In Kapitel 8 des Gutachtens werden die Untersuchungen zu den Alternativen vergleichend ausgewertet und Empfehlungen zum weiteren Umgang mit Reaktorplutonium abgeleitet.

In Kapitel 9 werden die Ergebnisse des Gutachtens zusammengefaßt.

2. Ausgangslage zum Umgang mit Plutonium

2.1 Situation beim bisherigen Umgang mit deutschem Reaktorplutonium

Bis Ende 1997 sind in westdeutschen Kernkraftwerken insgesamt 8272 tSM (Schwermetall) abgebrannter Brennstoff angefallen (in ostdeutschen Kernkraftwerken weitere 930 tSM). Von den 8272 tSM wurden insgesamt 5296 tSM zu Wiederaufarbeitungsanlagen transportiert. Weitere 2.835 t SM befanden sich Ende 1997 in Brennelementlagern der Reaktoren in Westdeutschland. Die restlichen Mengen wurden in Zwischenlagereinrichtungen verschiedener Art verbracht. Bei einem durchschnittlichen Anteil von 0,9% an Gesamtplutonium entspricht dies einer in den westdeutschen Reaktoren produzierten Plutoniummenge von etwa 74 t.

Jährlich werden derzeit ca. 450 tSM abgebrannter Brennstoff entladen, der wegen der gesteigerten Abbrände inzwischen etwa 1% Plutonium enthält. Somit wächst derzeit die deutsche Plutoniummenge um etwa 4,5 t jährlich.

Ein erheblicher Teil der 5296 tSM, die bisher zu Wiederaufarbeitungsanlagen transportiert wurden, ist inzwischen aufgearbeitet (etwa 4000 tSM). Damit wurden auch etwa 36 t Plutonium abgetrennt, der Großteil davon in La Hague, kleinere Mengen in Sellafield, Karlsruhe und Mol. Ein Teil des durch Wiederaufarbeitung abgetrennten Plutoniums wurde inzwischen zu MOX-Brennstoff weiterverarbeitet und z.T. in Reaktoren eingesetzt. Zwischen 26 und 29 t Plutonium liegen derzeit in abgetrennter Form vor.

Bisher sind die bestehenden Wiederaufbehandlungsverträge noch nicht vollständig abgearbeitet. Bei Durchführung aller Verträge wäre ein zusätzlicher Anfall von abgetrenntem Plutonium in der Größenordnung von 30-35 t zu erwarten.

Bei der Wiederaufarbeitung der genannten Mengen sind auch erhebliche Mengen an hochradioaktiver Spaltproduktlösung (HAWC) in den entsprechenden Wiederaufarbeitungsanlagen angefallen, die in verglasten Form vertragsgemäß zurückgenommen werden müssen. Der HAWC aus der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente in La Hague ist bisher nur zum Teil verglast, so daß hier erhebliche Mengen noch in flüssiger Form vorliegen; solange in La Hague deutsche Brennelemente weiter aufgearbeitet werden, kommen neue Mengen an HAWC hinzu. In Sellafield wurde bisher „deutscher“ HAWC aufgrund von Betriebsschwierigkeiten nicht verglast, mit weiterer Wiederaufarbeitung kommen hier ebenfalls noch beträchtliche Mengen an HAWC hinzu. In Mol wurde der gesamte angefallene HAWC vor einigen Jahren verglast. In Karlsruhe ist eine Vergla-

sungsanlage genehmigt, aber noch nicht errichtet, so daß dort noch der gesamte angefallene HAWC vorliegt.

Zwölf deutsche Kernkraftwerke sind bisher im Besitz einer Genehmigung für den Einsatz von MOX-Brennelementen. Für weitere fünf Kernkraftwerke wurde in früheren Jahren ein Antrag gestellt, ein Zeithorizont für die Erteilung der beantragten Genehmigungen läßt sich aber nicht abschätzen. Der Gehalt an spaltbarem Plutonium ist bei den meisten Kernkraftwerken, die MOX-Elemente nutzten, typischerweise auf weniger als 3,5% begrenzt und nur ein Viertel oder ein Drittel des Kerns dieser Reaktoren darf mit MOX-Elementen bestückt werden. Ein Reaktor hat eine Genehmigung für 50% MOX im Kern. Von den bestehenden Genehmigungen wird allerdings nur sehr zögernd Gebrauch gemacht.

Wieviel Plutonium im MOX in welchem Reaktor zum Einsatz kam, ist bisher nicht umfassend veröffentlicht. Hingegen ist die Schwermetallmenge an MOX, die in deutschen Reaktoren bis Ende 1997 zum Einsatz kam, detailliert publiziert worden. Im Jahre 1997 waren es 37,5 t SM, bis Ende 1997 waren es kumuliert 238,3 t SM. Nach Angaben von Siemens sind in Hanau rund 5,7 Tonnen Plutonium bei der Produktion von MOX-Elementen für deutsche Leichtwasserreaktoren eingesetzt worden. Weitere MOX-Brennelemente für deutsche Reaktoren sind im französischen Cadarache und belgischen Mol gefertigt worden.

Ein Fortschreiten der gegenwärtigen Trends würde bedeuten, daß der Überschuß an abgetrenntem Plutonium weiter anwächst.

2.2 Situation für Plutonium aus dem Betrieb von HEW-Reaktoren

Im vorangegangenen Kapitel wurden relevante Daten in Zusammenhang mit der Gesamtmenge des deutschen Plutoniums dargestellt. Im folgenden wird auf die spezielle Situation der HEW eingegangen.

In Tabelle 2-1 ist zusammengestellt, welche Mengen abgebrannter Brennelemente aus den KKW Brunsbüttel und Krümmel auf der Basis abgeschlossener Verträge zur Wiederaufarbeitung verbracht werden sollen. Die Angaben sind <Hamburger Bürgerschaft 1997> entnommen. Ebenfalls angegeben ist, welche Mengen bis Ende 1998 bereits dorthin verbracht wurden.

Tabelle 2-1: Mengen abgebrannter Brennelemente aus den KKW Brunsbüttel und Krümmel, die zur Wiederaufarbeitung verbracht werden sollen bzw. bereits verbracht worden sind

KKW	Menge (in t SM)	
	zu Cogema	zu BNFL
insgesamt zur Verbringung vorgesehen		
Brunsbüttel	309	0
Krümmel	246	111
Summe	555	111
bereits verbracht		
Brunsbüttel	251	0
Krümmel	246	etwa 35
Summe	497	etwa 35

Die in Tabelle 2-1 genannte Menge bereits zu Wiederaufarbeitungsanlagen verbrachter abgebrannter Brennelemente ergibt sich aus dem Stand Ende 1997 <GRS 1997> zuzüglich für 1998 bekannter Transporte, bezieht sich also auf den Stand Ende 1998. In 1998 wurden zwei Behälter mit abgebrannten Brennelementen aus dem KKW Krümmel zur BNFL gefahren. Aus Tabelle 2-1 ergibt sich, daß bei Abarbeitung noch bestehender Wiederaufarbeitungsverträge der HEW mit Cogéma und BNFL noch 58 tSM abgebrannter Brennelemente aus dem KKW Brunsbüttel zur Cogéma und noch etwa 60 tSM abgebrannter Brennelemente aus dem KKW Krümmel zur BNFL transportiert werden müßten.

Mit HEW wurde im Rahmen dieses Gutachtens am 18.12.1998 ein Fachgespräch geführt, in dem hier relevante Sachverhalte konkret für die Situation der HEW diskutiert wurden. Bezüglich relevanter Mengen ergaben sich aus dem Fachgespräch die folgenden Sachverhalte:

- Bei Abarbeitung aller Altverträge fallen etwa 1700 kg Pu-fiss aus abgebrannten Brennelementen des KKW Brunsbüttel und etwa 1900 kg Pu-fiss aus abgebrannten Brennelementen des KKW Krümmel an.
- Der Neuvertrag für KKB wurde bereits früher gekündigt. Im Rahmen des Neuvertrages für KKB wäre nur zur Wiederaufarbeitung zu liefern, wenn KKB eine Genehmigung zum MOX-Einsatz hätte.
- Zum Stand Ende 1998 liegen an abgetrenntem Pu-fiss etwa 900 kg aus KKB und etwa 1000 kg aus KKK vor. Darin enthalten sind etwa 500 kg Pu-fiss, das an schweizerische EVU verliehen wurde. 182 kg Pu-fiss wurden an das KKW Brokdorf übertragen und sind damit hier nicht mehr enthalten.

- HEW rechnet stets mit einem Anteil an Pu-fiss im Gesamtplutonium von 60%. Mit dieser Umrechnung liegen zum Stand Ende 1998 einschließlich verliehenem Plutonium vor: etwa 1500 kg Gesamtplutonium aus KKB und etwa 1650 kg Gesamtplutonium aus KKK, insgesamt also etwa 3150 kg Gesamtplutonium.

Das abgetrennte Plutonium liegt nach Mitteilung der HEW als PuO₂-Pulver vor. Der größte Teil des Materials lagert in La Hague, eine geringere Menge in Sellafield und in Cadarache. In Dessel und Hanau ist - außer 1,2 kg Pu-fiss in Hanau - kein HEW-Material mehr vorhanden.

Hinsichtlich der vertraglichen Situation zur Fertigung von MOX-Brennelementen wurde auf dem Fachgespräch mitgeteilt, daß für KKB ein Vertrag mit ABB (Fertigung durch Commax) geschlossen war, der aber gekündigt wurde. Für KKK gibt es bislang keine Verträge. Für den Fall des Tauschs bei der MOX-Fertigung würde ein Tausch mit DWR-Anlagen bevorzugt, da für diese die MOX-Brennelemente aufgrund der geringeren Zahl der Anreicherungsstufen bei DWR-MOX um etwa 20-40% günstiger gefertigt werden können.

Eine besondere Situation im Vergleich mit anderen EVU ergibt sich für die HEW insofern, als für die von HEW betriebenen KKW Brunsbüttel und Krümmel bisher keine Genehmigung zum Einsatz von MOX-Brennelementen vorliegt. Anträge zum MOX-Einsatz wurden bereits vor einigen Jahren gestellt. Der aktuelle Stand stellt sich wie folgt dar:

- Nach Mitteilung von HEW auf dem Fachgespräch im Dezember 1998 wurde bereits seit zwei Jahren gegenüber der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde nicht mehr auf Weiterbearbeitung des Antrags für KKB gedrängt. Das Genehmigungsverfahren ruht damit faktisch.
- Beim Verfahren für KKK wurde seitens HEW noch in 1998 auf Weiterbearbeitung gedrängt. Die Begutachtung ist in wesentlichen Fragen noch nicht abgeschlossen, so daß eine Prognose über eine mögliche zukünftige Entscheidung über den MOX-Einsatz in KKK prinzipiell und gegebenenfalls mit welchen Auflagen nicht möglich ist.

Als besondere Situation der HEW ergibt sich daraus, daß der relativ großen Menge abgetrennten Plutoniums der HEW derzeit keine Möglichkeit gegenübersteht, MOX-Brennelemente in den eigenen Kraftwerken einzusetzen. Es ist offen, ob bzw. wann eine solche Möglichkeit geschaffen werden kann.

Zusammenfassend ergibt sich damit die folgende derzeitige Situation im Hinblick auf deutsches Reaktorplutonium:

- In abgebrannten Brennelementen aus westdeutschen Kernkraftwerken sind bis Ende 1998 knapp 80 t Gesamtplutonium angefallen.
- Davon wurden etwa 36 t Gesamtplutonium durch Wiederaufarbeitung abgetrennt.
- Zum Stand Ende 1998 liegen etwa 26 bis 29 t Gesamtplutonium aus deutschen Kernkraftwerken in abgetrennter Form vor; davon sind etwa 3,2 t HEW-Plutonium.
- Bei der Wiederaufarbeitung von etwa 4000 t deutscher abgebrannter Brennelemente ist hochradioaktive Spaltproduktlösung angefallen, die zum überwiegenden Teil bisher unverglast bei Cogema in La Hague lagert.

2.3 Diskussion um den Umgang mit Waffen-Plutonium in den USA

Die Prüfung von Varianten zur Entsorgung von Plutonium aus der zivilen Brennstoffspirale kann davon profitieren, daß es seit Jahren intensive Bemühungen zur „Beseitigung“ von abgetrenntem Plutonium aus militärischen Beständen gibt. In den Arsenalen der Kernwaffenstaaten befinden sich etwa 250 Tonnen Plutonium. Allein in den USA sind 111,4 Tonnen im militärischen Bereich produziert worden <DOE 1996a>.

Überlegungen zu einer sicheren Umgehensweise mit Beständen, die durch Abrüstungsmaßnahmen aus Waffensystemen entfernt wurden, betreffen insbesondere die USA und Rußland. Eine von Außenstehenden detailliert nachvollziehbare Debatte darüber wird insbesondere in den USA geführt. Es wird allgemein davon ausgegangen, daß aufgrund der nuklearen Abrüstung in den USA und Rußland innerhalb des nächsten Jahrzehnts jeweils rund 50 t Plutonium aus den militärischen Arsenalen entnommen werden und sukzessive einer kontrollierten „Beseitigung“ zugeführt werden müssen, d.h. daß diese Bestände in eine schlecht für Waffenanwendungen rückholbare Form gebracht werden.

Anfang der neunziger Jahre wurde bereits eine größere Untersuchung von der U.S. National Academy of Sciences durchgeführt, die alle denkbaren Wege zum Umgang mit Waffenplutonium diskutierte <NAS 1994>. Es handelt sich dabei um die wesentliche Strategiestudie zum Umgang mit Waffenplutoniumbeständen. Als herausragende realistische Möglichkeiten für eine zeitlich und technisch angemessene Behandlung von Waffenplutonium wurden zwei Optionen hervorgehoben:

- die Weiterverarbeitung zu MOX-Brennstoffen mit anschließender Nutzung in existierenden oder zu modifizierenden Reaktortypen,

- die Immobilisierung gemeinsam mit existierenden hochaktiven nuklearen Abfällen (insbesondere Verglasung oder Keramisierung; das derzeit favorisierte Verfahren ist im Anhang detaillierter beschrieben).

Nach einigen Jahren intensiver Forschungsarbeiten in einigen US-Regierungslabors fielte Anfang 1997 die US-Regierung die Entscheidung, diese beiden Varianten vorrangig und parallel im sogenannten „Dual-track-approach“ zu verfolgen <DOE 1997>, um möglichst bald eine Reife der technologischen Optionen erreichen zu können. Ein Teil des überschüssigen Waffenplutoniums soll zu MOX-Brennelementen verarbeitet werden, während der andere Teil in Verbindung mit hochradioaktiven flüssigen Abfällen verglast werden soll. Mit dem „Dual-track-approach“ soll dafür Sorge getragen werden, daß mindestens eine dieser technischen Optionen dann auch in einigen Jahren tatsächlich zur Verfügung steht. Dieser Ansatz hat überdies Prozeßcharakter und stellt eine Kombination von noch durchzuführenden Forschungsarbeiten, Vorbereitung technologischer Umsetzungen im notwendigen Anlagenmaßstab und Vorbereitung von Vertrags- und Lizenzierungsprozeduren für zu nutzende Anlagen dar. Gleichzeitig wird das nach US-Recht notwendige Environmental Impact Statement für die vorgesehenen Verfahren und Anlagen vorbereitet, dessen abschließende Fassung für das Jahr 1999 erwartet wird.

MOX-Option

In einer zweiten Studie der U.S. National Academy of Sciences wurde die MOX-Option genauer studiert <NAS 1995>. Dabei wurden unterschiedliche Strategien unter Nutzung verschiedenster Reaktortypen analysiert.

In den USA hatte ein aus übergeordneten Überlegungen der nuklearen Nichtweiterverbreitung erlassenes Moratorium, das seit Ende der siebziger Jahre in Kraft ist, eine Weiterentwicklung der Plutoniumtechnologie im zivilen Bereich verhindert. Nun finden – z.T. mit ausländischer Unterstützung – Bemühungen statt, das notwendige technologische Know-how und entsprechende Anlagen aufzubauen bzw. zur Verfügung zu stellen. Im Frühjahr 1999 sollen Verträge zur Errichtung einer MOX-Brennelemente-Fabrik im Anlagenkomplex Savannah River und zur Nutzung sechs ziviler US-Reaktoren unterzeichnet werden. Nach Aussagen aus dem amerikanischen Energieministerium waren bis Mitte März 1999 noch keine Verträge mit in- und ausländischen Kontraktoren unterzeichnet. Die Vorlaufzeit bis zum Beginn einer möglichen MOX-Kampagne wurde 1997 vom US-Energieministerium mit 8-12 Jahren angegeben. Die Gesamtdauer der Kampagne wird dann auf weitere 24-31 Jahre abgeschätzt.

Immobilisierungs-Option (Verglasung)

Die direkte Immobilisierung von Plutonium aus militärischen Beständen, die einen Zugriff des besitzenden Staates zur erneuten Verwendung in Kernwaffenprogrammen oder von potentiellen Kernwaffenaspiranten deutlich erschwert, wird seit Beginn der Diskussion als wesentliche technische Möglichkeit befürwortet <NAS 1994>, <Makhijani 1995>. Eine solche Option wird auf jeden Fall für Plutoniummengen aus dem militärischen Bereich, die nicht für die Brennstofffertigung geeignet sind, benötigt.

Die US-Regierung hat größere Forschungsarbeiten lanciert, die zu einer Entscheidung über den technischen Weg der Immobilisierungsoption geführt hat <DOE 1998>. Aus verschiedenen Gründen soll nicht eine direkte Vermischung von Plutonium mit hochaktiven Nuklearabfällen, die gemeinsam verglast werden, vorgenommen werden. Stattdessen soll mit der sogenannten Can-in-canister-Verfahren zunächst das Plutonium in eine Keramik eingebracht werden. Anschließend soll das keramisierte Plutonium in kleine Edelstahlbehälter gefüllt werden, die dann gemeinsam mit hochaktiven Nuklearabfällen verglast und endlagerfähig gemacht werden sollen. Für eine ausführlichere Beschreibung wird auf Kapitel 5.2.2 verwiesen.

Für die technologischen Vorbereitungen schätzte das US-Energieministerium 1997 einen notwendigen Zeitrahmen von 7-13 Jahren ab. Eine nachfolgende Immobilisierungskampagne für Waffenplutonium würde etwa 11 Jahre in Anspruch nehmen.

Die „Dual-track“ Strategie der US-Regierung wird in der US-amerikanischen Fachöffentlichkeit kontrovers diskutiert (vergl. beispielsweise <Bulletin 1997>). Dabei wird von einigen Akteuren die MOX-Option als überflüssiger Pfad einer deutlichen Kritik unterzogen, insbesondere wird ein Widerspruch zur gültigen Non-Proliferations-Politik der US-Administration konstatiert.

Die Position des US-Energieministeriums dazu ist, daß vorgesehen sei, die Anlagen für die MOX-Fertigung ausschließlich für die Behandlung des Plutoniums aus dem militärischen Bereich einzusetzen, womit eine Trennlinie zwischen militärischem und zivilen Bereich so weit eben möglich aufrechterhalten werden solle. Weiterhin wird betont, daß die Vorentscheidung über die beiden weiterverfolgten technologischen Pfade noch keine Festlegung für die tatsächlich durchzuführende Beseitigungsstrategie sei. Im übrigen behalte sich das Energieministerium vor, gegebenenfalls die gesamte aktuell zur Diskussion stehende Menge von 50 Tonnen Plutonium zu immobilisieren.

3. Grundzüge möglicher Alternativen zum Umgang mit Reaktorplutonium

Wegen des Überschusses an abgetrenntem Plutonium stellt sich die Frage, wie mit diesem Material weiter umgegangen wird. Einerseits könnte versucht werden, dies an externe Abnehmer abzugeben. Eine weitere Möglichkeit ist die Verwertung des Plutoniums als Brennstoff in Kernreaktoren in Form von MOX-Brennelementen. Alternativ kann es auch als radioaktiver Abfall für die Endlagerung konditioniert werden, entweder über ein Verglasungsverfahren oder als Lagerstäbe. Außerdem bestehen auch technische Ideen zur weitgehenden Eliminierung von Plutonium durch Transmutation.

Diese verschiedenen Möglichkeiten werden nachfolgend in ihren Grundzügen diskutiert.

3.1 Abgabe von Reaktorplutonium an externe Abnehmer

In diesem Kapitel wird untersucht, inwieweit eine Abgabe von Reaktorplutonium an externe Abnehmer realisierbar sein könnte. Die Abgabe an externe Abnehmer könnte prinzipiell zum Zweck des MOX-Einsatzes durch ein anderes EVU oder zur endlagerfähigen Behandlung durch den Abnehmer erfolgen. Dies kommt aber nur dann in Betracht, wenn der Abnehmer einen Verwendungszweck oder finanziellen Vorteil gegenüber dem Einsatz von Uran-Brennelementen hat.

Gegen eine Abnahme mit dem Ziel des MOX-Einsatzes sprechen vor allem die folgenden Gründe:

- Der Einsatz von MOX-Brennelementen ist bisher immer mit Mehrkosten gegenüber Uran-Brennelementen verbunden (siehe auch Kapitel 7.3.3) Dies betrifft sowohl die Fertigungskosten der Brennelemente als die Mehrkosten der Entsorgung der abgebrannten MOX-Brennelemente durch deren wesentlich höhere Nachwärmeentwicklung. Es müßte also ein Abnehmer gefunden werden, der bereit wäre, diese Mehrkosten zu übernehmen oder sie müßten dem Abnehmer erstattet werden. Ein „Verkauf“ des Plutoniums wäre also nicht möglich, sondern für die Abnahme müßte ein größerer Betrag an den Abnehmer gezahlt werden.
- Der Abnehmer müßte die Möglichkeit des Einsatzes der MOX-Brennelemente in einem seiner Reaktoren sehen. Dazu muß zum einen eine Genehmigung zum MOX-Einsatz vorliegen. Zum anderen müßte der Abnehmer selbst über so wenig Plutonium verfügen, daß er - ohne eigenes Plutonium zu substituieren - das abgenommene Plutonium einsetzen könnte. In den Ländern, in denen überhaupt MOX-Brennelemente eingesetzt werden, ist dies nur für einen Teil der Kernkraftwerke genehmigt. Diese Länder sind neben Deutschland: Frankreich, Belgien, Schweiz und

Japan. Aufgrund des bereits bestehenden Überangebots an eigenem Plutonium in diesen Ländern ist von einer Abnahme weiteren Plutoniums durch EVU aus diesen Ländern nicht auszugehen.

Es gab in der Vergangenheit bereits Versuche, Plutonium an externe Abnehmer abzugeben. So haben holländische EVU vor einigen Jahren das bei der Wiederaufarbeitung ihrer abgebrannten Brennelemente abgetrennte Plutonium angeboten, da dort kein MOX-Einsatz vorgesehen ist. Die Bemühungen waren aber erfolglos. Im Rahmen des Leerfahrens der Siemens-MOX-Anlage in Hanau wurde eine relativ geringe Menge an Plutonium (nämlich in der Größenordnung von 30 kg), das Siemens zugeordnet war, von einem EVU übernommen. Dem EVU war dafür eine hohe Summe zu zahlen.

Insgesamt ist festzustellen, daß für die Plutoniummengen der deutschen EVU keine realistische Möglichkeit der externen Abnahme besteht. Plutonium stellt keinen Wertstoff im eigentlichen Sinne dar, da ein Überangebot besteht und der Uraneinsatz stets erheblich kostengünstiger ist. Die Abnahme an einen externen Abnehmer scheidet damit als Alternative aus.

3.2 MOX-Einsatz

Der MOX-Einsatz umfaßt die folgenden Schritte:

- Abtrennung von Plutonium aus den abgebrannten Brennelementen in der Wiederaufarbeitungsanlage (soweit noch nicht erfolgt). Eine Abarbeitung der abgeschlossenen Verträge würde die weitere Abtrennung nach sich ziehen.
- Lagerung des Plutoniums an der Wiederaufarbeitungsanlage bis zum Transport in eine MOX-Brennelementefabrik.
- Fertigung von MOX-Brennelementen.
- Einsatz der MOX-Brennelemente.
- Entsorgung der MOX-Brennelemente.

Es bestehen dabei eine Reihe von Unwägbarkeiten und wirtschaftlichen Risiken:

- Für verschiedene Kernkraftwerke liegen noch keine Genehmigungen zum MOX-Einsatz vor. Es ist also offen, ab wann ein MOX-Einsatz erfolgen könnte bzw. zu welchem Anteil MOX-Brennelemente eingesetzt werden dürfen.
- Wenn das Plutonium vollständig in MOX-Brennelementen eingesetzt werden soll, so muß die Laufzeit des Kernkraftwerks mit dem Zeithorizont der Abtrennung des Plutoniums korrespondieren, da dann eine Stilllegung des Kernkraftwerks nicht vor

dem Einsatz des letzten abgetrennten Plutoniums erfolgen kann. Erfolgt z.B. eine Wiederaufarbeitung bis 2005, so müßten dann gefertigte MOX-Brennelemente bis etwa 2009 eingesetzt werden können. Unabhängig von der deutschen Ausstiegsdiskussion sind deutsche Kernkraftwerke in einigen Fällen bereits unvorhergesehen außer Betrieb genommen worden (z.B. THTR-300, KKW Würgassen). Eine vorzeitige Stilllegung kann daher zu Problemen mit abgetrenntem Plutonium führen.

Neben den genannten Unwägbarkeiten und wirtschaftlichen Risiken, die für HEW wegen der bislang nicht erteilten Genehmigungen für den MOX-Einsatz im Vergleich mit anderen deutschen EVU besonders groß sind, gibt es weitere grundsätzliche Umwelt- und Sicherheitsrisiken, die international diskutiert werden (siehe z.B. <Küppers 1994>, <IMA 1997>, <Lyman 1999>). Wesentliche Aspekte sind insbesondere:

- Das Sicherheitsniveau im Kernkraftwerk wird bei MOX-Einsatz insofern reduziert, als der Kern aufgrund geänderter kernphysikalischer Verhältnisse auf bestimmte Bedingungen sensibler reagiert und eine angepaßte Fahrweise erforderlich wird.
- Es ergeben sich gravierendere Auswirkungen bei schweren Kernschmelzunfällen in einem KKW mit MOX-Einsatz, da das Aktinideninventar beim MOX-Einsatz überproportional zunimmt <Öko-Institut 1992a>.
- Abgebrannte MOX-Brennelemente weisen gegenüber abgebrannten Uran-Brennelementen eine höhere Neutronenstrahlung und Nachwärmeleistung auf. Es kommt daher zu zusätzliche Problemen im Hinblick auf Strahlenschutz und Entsorgung.

Bei der MOX-Strategie ist ebenfalls zu beachten, daß der MOX-Einsatz nicht zur „Verbrennung“ des Plutoniums führt, sondern auch bei voller Ausnutzung genehmigter MOX-Anteile bei der Kernbeladung kein tatsächlicher Abbau der Plutoniummenge erfolgt. Eine gewisse Reduktion der vorliegenden Plutoniummengen würde bei einer Auslegung der Reaktorkerne mit 100% MOX-Brennelementen möglich; eine solche Beladung ist aber in den bestehenden Reaktoren aus kernphysikalischen Gründen ausgeschlossen. In <Keßler 1999> wird daher zurecht darauf hingewiesen, daß mit der bislang praktizierten und weiterhin geplanten Art des MOX-Einsatzes - keine mehrfache Rezyklierung und Einsatz in Leichtwasserreaktoren - das Plutoniumentsorgungsproblem nicht prinzipiell gelöst werden kann.

3.3 Verglasung von Plutonium

Die Verglasung von Plutonium hat zum Ziel, über die Einbindung von Plutonium in eine Glasmatrix das Plutonium zu einem endlagerfähigen Produkt zu verarbeiten. Aus Gründen der „physical protection“ sollte Plutonium nur gemischt mit Spaltprodukten (oder ähnlich stark strahlenden Materialien) verglast werden, da sonst der Zugriff auf das Plutoniummaterial zu stark erleichtert würde.

Prinzipiell ergeben sich zwei Hauptlinien der Verglasung:

- Entweder wird das Plutonium direkt in die Glasmatrix eingebunden. Dieser Weg erfordert einen Glasschmelzofen, in dem Plutoniumlösung (typischerweise Plutoniumnitrat) und Spaltproduktlösung (typischerweise HAWC aus der Wiederaufarbeitung) gemeinsam mit vorgelegter Glasfritte zu einer Glaskokille verschmolzen wird.
- Oder das Plutonium wird zunächst in eine kleinformatische keramische Matrix eingebracht (z.B. Titanatkeramiken, gesintertes Mischoxid), die in einen Metallbehälter eingeschlossen wird. Diese kleinformatischen Gebinde werden in die Gußvorlage (typischerweise Edelstahlkanne) für die Glaskokille in geeigneter geometrischer Anordnung eingebracht. Die so vorbereitete Gußvorlage wird mit Glasschmelze, die konzentrierte Spaltprodukte enthält, verfüllt. Das Verfahren wird auch als Can-in-canister-Verfahren bezeichnet.

Unabhängig, nach welcher Linie die Verglasung erfolgte, ergibt sich als Produkt eine Glaskokille, die in verschiedenen Haupteigenschaften den Glaskokillen als übliches Abfallprodukt der Wiederaufarbeitung entsprechen. Die plutoniumhaltigen Glaskokillen werden wie Glaskokillen aus der Wiederaufarbeitung zwischengelagert und später endlagert.

Die detaillierte Untersuchung dieser Verfahren erfolgt in Kapitel 5.

3.4 Fertigung von Lagerstäben mit Plutonium

Das Lagerstabverfahren hat zum Ziel, Plutonium in einer keramischen Matrix als Mischoxid zu binden und diese keramische Matrix in Form von Pellets in sogenannte Lagerstäbe einzubringen. Dieser Teil der Technologie des Lagerstabverfahrens greift weitgehend auf Technologien der MOX-Brennelementherstellung zu. Die Lagerstäbe werden gemischt mit abgebrannten Brennelementen zur Zwischenlagerung und letztendlich zur Endlagerung verbracht. Dabei kommen die beim Entsorgungspfad der Direkten Endlagerung üblichen Verfahren zum Einsatz. Bezüglich des Mischens muß zwischen „Mischen von Brennelementen“ und „Mischen im Brennelement“ unterschieden werden.

- Im ersten Fall werden
 - im MOX-Werk Lagerstäbe hergestellt und zu Lagerelementen assembliert,
 - die Lagerelemente werden zum KKW transportiert,
 - je ein oder zwei Lagerelemente werden im Lagerbecken zusammen mit abgebrannten Brennelementen in die Trockenlagerbehälter zur 25- bis 30-jährigen Zwischenlagerung verpackt,
 - letztendlich werden die Lagerelemente wie abgebrannte Brennelemente zur Endlagerung konditioniert und endgelagert.
- Im zweiten Fall werden
 - im MOX-Brennelementwerk Lagerstäbe hergestellt,
 - die Lagerstäbe werden zum KKW transportiert,
 - dort im Lagerbecken findet der Austausch der Stäbe mit Stäben aus abgebrannten Brennelementen statt,
 - die Mischelemente werden im Lagerbecken in die Trockenlagerbehälter zur 25 bis 30-jährigen Zwischenlagerung verpackt,
 - letztendlich werden die Mischelemente wie abgebrannte Brennelemente zur Endlagerung konditioniert und endgelagert.

Die detaillierte Untersuchung dieser Verfahren erfolgt in Kapitel 6.

3.5 Eliminierungsoption

Die für die politische Diskussion in den USA grundlegende Studie der U.S. National Academy of Sciences <NAS 1994> hat auch reaktorgestützte Eliminierungsoptionen für Waffenplutonium diskutiert, darunter Konzepte auf der Basis von Leichtwasserreaktoren (LWR), Hochtemperaturreaktoren (HTR), Schnellen Brütern und beschleunigergetriebenen Systemen. Da eine Eliminierung von Plutonium nur im Gesamtkontext einer Plutoniumsorgung auch im zivilen Bereich von der NAS überhaupt für sinnvoll gehalten wurde, wurden solche Ansätze nur ansatzweise analysiert und später nicht weiterverfolgt.

Alle folgenden Konzepte basieren vor allem darauf, daß möglichst wenig neues Plutonium erbrütet wird und eine effektive die Neutronenökonomie in den Reaktoren so ausgelegt wird, daß möglichst viele Neutronen zur Spaltung von Plutonium genutzt werden können.

Für einige denkbare technologische Optionen liegen nunmehr konkretere Untersuchungen vor, die hier beispielhaft erwähnt werden sollen:

- Im Rahmen der Erforschung beschleunigergetriebener Systeme am Los Alamos National Laboratory, das seit Beginn der neunziger Jahre verfolgt wird, befaßte sich ein Teilprojekt (Accelerator Based Conversion, ABC) mit der Möglichkeit der Plutoniumeliminierung <Bowman 1997>. Es handelt sich um eine sehr aufwendige, nur ansatzweise erprobte Salzschnmelzetechnologie, die einen hohen Entwicklungsaufwand erfordern würde. Dies gilt beispielsweise für die Entwicklung für diese Zwecke einsetzfähiger Beschleuniger sowie insbesondere für neuartige Entwicklungen im Bereich chemischer Abtrenntechnologien. Einfache Modellrechnungen schätzten eine maximale Plutoniumeliminierung von etwa 90% ab.
- Eine weitere beschleunigergetriebene Projektidee wird von einer Gruppe um Carlo Rubbia am europäischen Forschungszentrum CERN in Genf verfolgt, wobei ebenfalls die Möglichkeit von Strategien zur Eliminierung von Plutonium mituntersucht werden <Rubbia 1995>. Dieses Konzept basiert auf einem Einsatz von Plutonium in thoriumhaltigen Brennstoffen, wobei Wiederaufarbeitungstechnologien eingesetzt werden müssen. Erhebliche Entwicklungsarbeiten wären zu leisten, um dieses Konzept zur Reife zu führen.
- Am Forschungszentrum Jülich wurde ein speziell modifiziertes HTR-Modul-Reaktorkonzept auf sein Potential zur Eliminierung von Plutonium untersucht <Khorochev 1998>. Dabei wurden die Eigenschaften von zwei denkbaren Brennstoffen eines Leistungsreaktors modelliert. Ein Brennstoff auf Thorium-Basis könnte danach eine Umsetzung von 78% des anfänglich eingebrachten Plutoniums erreichen. Dabei würde jedoch gleichzeitig waffentaugliches Uran-233 produziert. In der zweiten untersuchten Variante wird demgegenüber auf einen inerten Brennstoff (ohne Thorium-Einsatz) zurückgegriffen. Dabei ist eine Eliminierung von 66% des Plutoniums erreichbar. Einschränkend ist natürlich anzuführen, daß weltweit bislang kein HTR-Leistungsreaktor, der eine solche Mission erfüllen könnte, zur Verfügung steht.
- An der Technischen Universität Darmstadt wurden auf der Basis prinzipieller Vorüberlegungen des U.S. Idaho National Engineering Laboratory Modellrechnungen für inerte Brennstoffe durchgeführt <Glaser 1998, Liebert 1998>. Diese Brennstoffe wären für den Einsatz in einem speziellen konventionellen LWR vorgesehen, der auf die Aufgabe der Plutoniumeliminierung optimiert wurde, d.h. die Leistungsdichte würde um etwa einen Faktor 10 reduziert und somit wäre ein solcher Reaktor nicht mehr zur Stromerzeugung tauglich. Ein Anteil von 80% des eingesetzten Plutoniums ließe sich auf diese Weise eliminieren. Diese Modellrechnungen lassen noch viele

Fragen für einen denkbaren möglichen Einsatz in bestehenden LWR offen und wurden zunächst nur für Waffenplutonium durchgeführt.

Grundsätzlich sind die bislang diskutierten Eliminierungsoptionen nicht in naher Zukunft einsatzfähig. Mindestens ein Jahrzehnt wäre für die Vorbereitung einer technischen Realisierung in Form einer (noch nicht großtechnischen) Pilotanlage anzusetzen, im Falle der beschleunigergetriebenen Optionen noch weit mehr. Wird eine baldige technologische Lösung für einen Umgang mit vorliegenden Mengen an abgetrenntem Reaktorplutonium etwa im Bereich der HEW oder anderer deutscher EVU angestrebt, so scheiden diese Varianten aus.

4. Wesentliche Randbedingungen für die Prüfung der Varianten

Die in diesem Gutachten näher zu untersuchenden Varianten der Verglasung von Plutonium und der Einbringung von Plutonium in Lagerstäbe bzw. -elemente müssen einer Reihe von Anforderungen genügen, um realisierbar zu sein. Jede Variante muß eine endgültige Lösung für das Plutonium darstellen und sie muß der Anforderung der Machbarkeit in verschiedener Hinsicht genügen. Ein wesentlicher Gesichtspunkt sind auch die zum Schutz gegen Proliferation notwendigen Safeguardsmaßnahmen in den einzelnen Schritten; dabei ist die Situation bezüglich des Endlagers von besonderer Bedeutung.

4.1 Zielführung der Verfahren

Der grundlegende Aspekt zur Beurteilung von Behandlungsverfahren für Plutonium ist die Erreichung der Endlagerfähigkeit. Behandlungsverfahren für das Plutonium haben nur begrenzt Sinn, wenn sie lediglich zu Zwischenlösungen führen, ohne daß der endgültige Verbleib klar ist. Deshalb müssen die möglichen Verfahren zur Behandlung des Plutoniums zum endgültigen sicheren Verbleib des Plutoniums führen, d.h. letztendlich zur Endlagerfähigkeit. Ein Gesamtverfahren kann zwar aus verschiedenen Einzelschritten bestehen, nach Durchlaufen der Einzelschritte muß das Plutonium aber in einer Form vorliegen, die eine Endlagerung unter Einhaltung aller einzuhaltenden Kriterien zuläßt.

4.2 Machbarkeit des Verfahrens

Lösungen, die für die Behandlung des vorhandenen deutschen Plutoniums gefunden werden, müssen das Kriterium der Machbarkeit erfüllen. Dieses Kriterium läßt sich in verschiedene Aspekte aufteilen:

- die technische Machbarkeit,
- die zeitliche Machbarkeit,
- die ökonomische Machbarkeit.

4.2.1 Technische Machbarkeit

Die Anforderung der technischen Machbarkeit bedeutet insbesondere, daß alle Einzelschritte der Plutoniumbehandlung entweder technisch realisiert sind oder aufgrund gegenüber realisierter Verfahren ähnlicher benötigter Verfahren leicht und kurzfristig realisiert werden können. Die technische Machbarkeit ist damit auf jeden Fall für solche

Schritte gegeben, die bereits jetzt technisch durchgeführt werden, wenn dies auch derzeit für andere Zwecke geschieht.

Die technische Machbarkeit ist auch gegeben, wenn die notwendigen Entwicklungen sich auf schon vorhandene Techniken stützen und die Weiterentwicklung nach den allgemeinen Erfahrungen voraussichtlich keine besonderen Probleme aufwirft.

Dagegen wäre bei einem Rückgriff auf bisher in der Kerntechnik nicht verwendete Verfahren, bei denen wesentliche technologische Schritte zuerst im Labormaßstab und dann als Prototyp in grundsätzlichen technologischen Aspekten geprüft werden müssen, die Anforderung der technischen Machbarkeit nur schwierig zu erfüllen. Dies wäre nur dann nicht negativ zu bewerten, wenn für kein einziges mögliches Verfahren die technische Machbarkeit gegeben wäre.

Die Sicherheit ist ein wichtiger Teilbereich der technischen Machbarkeit, denn jeder Verfahrensschritt muß auch die sicherheitstechnischen Anforderungen der Kerntechnik erfüllen (siehe hierzu Kapitel 4.3).

Zur technischen Machbarkeit im weiteren Sinne zählt auch die Genehmigungsfähigkeit der entsprechenden Anlage, da im Genehmigungsverfahren die verschiedensten technischen Aspekte geprüft, bewertet und beschieden werden müssen.

4.2.2 Zeitliche Aspekte

Zeitliche Aspekte, die bei der Prüfung berücksichtigt werden müssen, sind insbesondere:

- Wie lange dauert die Durchführung des Verfahrens, wenn die vorhandenen Mengen an Plutonium damit behandelt werden sollen?
- Wann stehen entsprechende Anlagen für die Teilschritte zur Verfügung?
- Soweit anderes Material für das Verfahren mit benötigt wird (z.B. HAWC bei der Verglasung): Steht dieses im entsprechenden Zeitraum in adäquaten Mengen zur Verfügung?

4.2.3 Ökonomische Machbarkeit

Die ökonomische Machbarkeit ist ein Kriterium, das bei der Auswahl zwischen verschiedenen Verfahren dienen kann. Dabei ist bei der Einordnung ökonomischer Kriterien der in der Kerntechnik geltende Grundsatz „Sicherheit geht vor Wirtschaftlichkeit“ zu berücksichtigen. Es ist daher hilfreich, wenn auch die ökonomische Bewertung die Machbarkeit eines oder mehrerer Verfahren belegt. Allerdings ist es auf jeden Fall notwendig, mindestens ein Verfahren zum Umgang mit dem vorhandenen abgetrennten Plutonium zu haben, da ein dauerndes Verbleiben im jetzigen Zustand (Lagerung als abgetrenntes

PuO₂-Pulver) nicht möglich ist; die ökonomischen Kriterien dürfen daher nicht zum Ausschluß aller Verfahren führen.

4.3 Sicherheit der Verfahren

Bei den Verfahren zur Behandlung von Plutonium muß jeder Verfahrensschritt auch die sicherheitstechnischen Anforderungen der Kerntechnik erfüllen. Im Rahmen des vorliegenden Gutachtens ist in die Bewertung einzubeziehen, ob die zu fordernde Sicherheit bei einem Verfahren grundsätzlich als gewährleistet anzusehen ist, oder ob in dieser Hinsicht offene Fragen bestehen. Die sicherheitstechnische Detailprüfung erfolgt in entsprechenden Genehmigungsverfahren.

Bei Teilschritten der Verfahren, die in bereits realisierten Anlagen stattfinden, ist der behördlich geforderte Sicherheitsstandard dann gegeben, wenn die zu handhabenden Materialien von ihrem Gefährdungspotential her identisch sind mit den bereits genehmigt gehandhabten Materialien. Dabei spielt auch die Frage der Spaltstoffkonzentration eine Rolle (Kritikalitätssicherheit). Bei gleichem radiologischen Gefährdungspotential sowohl im Hinblick auf den Strahlenschutz Beschäftigter als auch bei Freisetzungen in die Umgebung sind in bereits genehmigten Anlagen die diesbezüglichen behördlichen Anforderungen als ausreichend zu sehen.

Hier relevante Sicherheitsaspekte sind daher vor allem:

- Bei den einzelnen Verfahrensschritten muß die Kritikalitätssicherheit gewährleistet sein. Bei allen Schritten vor der Endlagerung erfolgt dies durch kritikalitätssichere Auslegung von Komponenten, Lagereinrichtungen und Transportbehältern mittels der üblichen Verfahren (z.B. Mengenbegrenzungen, Größenbegrenzung von spaltstoffführenden Komponenten). Bei der Endlagerung stellen sich Anforderungen an die Kritikalitätssicherheit über sehr lange Zeiträume; hierauf wird in Kapitel 4.4 näher eingegangen.
- Die bei den Verfahren notwendigen Transporte müssen in Transportbehältern durchführbar sein, die neben der Kritikalitätssicherheit auch im Hinblick auf unfallbedingte Einwirkungen ausgelegt sein müssen. Die Anforderungen ergeben sich aus den international angewandten Kriterien, wie sie für Nukleartransporte gelten. Dies bedeutet auch, daß bestimmte Materialien nicht transportiert werden sollten, nämlich im Zusammenhang mit der Plutoniumbehandlung Plutoniumnitratlösung und HAWC-Lösung. Der Transport dieser Materialien würde wegen des flüssigen Vorliegens zusätzliche Risiken mit sich bringen, die bei bisherigen Transporten in Zusammenhang mit der Entsorgung von abgebrannten Brennelementen aus deutschen Kernkraftwerken nicht vorliegen und vermieden werden sollten.

4.4 Endlagerfähigkeit

Die Verfahren zur Behandlung des Plutoniums bestehen aus mehreren Zwischenschritten. Der letzte Schritt besteht aber immer in der Endlagerung des verbleibenden Plutoniums. Die Endlagerfähigkeit ergibt sich aus dem Zusammenwirken von Endlager und plutoniumhaltigem Endlagerprodukt.

Deshalb ist den dafür notwendigen Bedingungen besonderes Augenmerk zu schenken. Diese ergeben sich schon aus den allgemeinen Anforderungen an Endlager und deren Langzeitsicherheit. So muß die Ausbreitung von Plutonium in die Biosphäre soweit verhindert sein, daß auch unter Berücksichtigung der extrem langen Zeiträume keine Gefährdungen entstehen können. Diese Anforderung ist ein Sonderfall der allgemeinen Anforderung an Endlager, die eingelagerten radioaktiven Stoffe hinreichend von der Biosphäre fernzuhalten. Ein wesentlicher Teil dieser Anforderungen muß durch die Auswahl eines geeigneten Endlagers (z.B. hinsichtlich Standort, Geologie) abgedeckt werden; auf diese Bedingungen ist im Rahmen dieses Gutachtens nicht näher einzugehen.

Andere Anforderungen sind durch die Art des endzulagernden Plutoniumgebindes abzudecken. Von besonderer Relevanz ist dabei die Verhinderung von Rekritikalität im Endlager. Dies ergibt sich aus der prinzipiellen Möglichkeit, daß die spaltbaren Isotope von Plutonium (und Uran-235) durch Vorgänge im Endlager in Konfigurationen kommen können, bei denen eine nukleare Kettenreaktion möglich ist. Deshalb muß durch verschiedene geeignete Maßnahmen die Möglichkeit der Entstehung einer Kettenreaktion verhindert werden.

Grundsätzlich muß das in das Endlager eingebrachte Gebinde in seiner Form beim Vorgang der Einbringung ohnehin kritikalitätssicher sein, da die Kritikalitätssicherheit auch schon bei den vorlaufenden Schritten Zwischenlagerung, Transport, Konditionierung zur Endlagerung, Handhabung, gegeben und nachgewiesen sein muß. Gegenüber Veränderungen der Moderation durch Wasserzutritt muß ebenfalls bereits für die Einlagerungsphase die Kritikalitätssicherheit gewährleistet werden.

Unter dem Aspekt des langfristigen Verbleibs im Endlager sind daher nur zusätzliche Mechanismen von Bedeutung, die zu einer langfristigen Veränderung der Konzentration und Anordnung der Spaltstoffe im Endlager führen können. Solche Mechanismen können entweder aus einer Entmischung der eingebrachten Stoffe mit nachfolgender Konzentration der spaltfähigen Isotope an einer Stelle resultieren oder durch bestimmte Veränderungen in der Isotopenzusammensetzung aufgrund des radioaktiven Zerfalls. Um diesen Effekten so hinreichend zu begegnen, daß keine Rekritikalität mit relevanten Folgen auftritt, können zusätzliche Maßnahmen erforderlich sein. Dazu gehören insbesondere ge-

eignete geometrische Anordnungen der Plutoniumlagergebände, die unter Endlagerbedingungen hinreichend stabil sind, sowie eine geeignete Verdünnung der Spaltstoffe durch chemisch ähnliche Stoffe (insbesondere Uran-238). Andere neutronenabsorbierende Stoffe als Uran-238 kämen prinzipiell auch in Betracht, wobei aber das chemisch gleichartige Verhalten gewährleistet werden müßte.

4.5 Safeguardsaspekte

Grundsätzlich ist jede Isotopenmischung von Plutonium atomwaffentauglich <Kankeleit 1989>; dies wird inzwischen auch in der deutschen Diskussion von Befürwortern der Plutoniumwirtschaft nicht mehr bestritten <Keßler 1999>. Als waffengrädig gilt Plutonium mit einem Anteil an Pu-239 von mehr als 93%, weil die Qualitätsansprüche der Militärs in den offiziellen Kernwaffenstaaten einen geringen Anteil an anderen störenden Pu-Isotopen in den dortigen Atomwaffen erfordern. Typisches Reaktorplutonium besteht dagegen nur zu etwa 50-60% aus Pu-239.

4.5.1 Grundbedingungen

Wegen der Waffentauglichkeit muß Plutonium besonders überwacht werden, um Proliferation (Abzweigung zivilen Plutoniums in den militärischen Bereich) zu verhindern bzw. wenigstens rechtzeitig zu entdecken. Zu dieser Überwachung werden die sogenannten Safeguardsmaßnahmen angewendet. Dabei überwachen Inspektoren internationaler Organisationen (IAEO bzw. Euratom) zivile Atomanlagen mit geeigneten Methoden. Die Methoden müssen den jeweiligen technischen Vorgängen in der überwachten Anlage angepaßt sein sowie der Proliferationsresistenz des jeweils gehandhabten plutoniumhaltigen Materials. Die Isotopenzusammensetzung wird wegen der grundsätzlichen Waffentauglichkeit bei der Betrachtung der Proliferationsresistenz im Umgang mit Plutonium nicht berücksichtigt.

Die Proliferationsresistenz kann anhand der folgenden Kriterien beurteilt werden:

- Unzugänglichkeit

Die Schwierigkeit des physischen Zugriffs kann durch intrinsische Eigenschaften wie beispielsweise eine hohe radioaktive Strahlung des Matrixmaterials gegeben sein und/oder durch die Form der Lagerung und der institutionellen Kontrolle. Jeder Hantierungsschritt und jeder Transport erhöht die Zugänglichkeit im Vergleich zur bloßen Lagerung.

- **Beobachtbarkeit**

Der Zugriff kann mehr oder weniger leicht unbeobachtet durchgeführt werden. Er kann durch die mit dem Zugriff direkt verbundenen Handlungen oder durch die dabei hinterlassenen Spuren auffallen.

- **Nicht-Nützlichkeit**

Das erfolgreich und möglicherweise sogar unentdeckt abgezweigte Plutonium kann je nach chemischer und physikalischer Beschaffenheit verschieden nützlich sein, indem es verschieden schwierig ist, das Plutonium in metallischer Form aus dem abgezweigten Gut zu gewinnen. Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) charakterisiert dieses Kriterium mit dem Maß der sog. Konversionszeit (siehe Tabelle 4-1).

- **Rechtzeitigkeit**

Die maximale Zeit, die zwischen einer Abzweigung und der Entdeckung verstreichen darf, richtet sich nach der Konversionszeit, die benötigt wird, um das im abgezweigten Gut enthaltene Plutonium in metallischer Form für den Kernwaffenbau einzusetzen.

Je kürzer diese Konversionszeit ist, desto aufwendiger werden die notwendigen nuklearen Sicherungsmaßnahmen. Vor allem die Häufigkeit von Inspektionsmaßnahmen wird von der Konversionszeit beeinflusst. Wenn geeignete Methoden des Einschlusses und der Überwachung möglich sind, kann der Inspektionsaufwand reduziert werden.

Tabelle 4-1: Geschätzte Konversionszeit für die Fertigstellung von metallischen Plutoniumkomponenten für Kernwaffen; nach <IAEA 1987>

Form des Ausgangsmaterials	Konversionszeit
metallisches Plutonium	Größenordnung von Tagen (7-10)
PuO ₂ , Pu(NO ₃) ₄ oder andere reine Plutoniumverbindungen	Größenordnung von Wochen (ca. 1)
nicht-bestrahlte reine Mischungen mit Pu wie z.B. Mischoxid	Größenordnung von Wochen (ca. 2)
Pu in Abfällen oder verschiedenen unreinen Verbindungen	Größenordnung von Wochen (ca. 3)
Pu im bestrahlten Brennstoff	Größenordnung von Monaten (1- 3)

Als Regel hat sich bei der IAEO etabliert, daß die Zeitvorgabe für die Rechtzeitigkeit der Entdeckung von Abzweigungen bei Plutonium in frischem Brennstoff 1 Monat ist, wäh-

rend bei Plutonium in abgebrannten Brennelementen 3 Monate angesetzt werden. Zum Vergleich beträgt dieser Zeitraum bei frischen Brennstoffen ohne Plutonium 12 Monate.

Für Plutonium, das mit hochradioaktiven flüssigen Abfällen verglast wurde, sollte die für Plutonium in Abfällen auf ca. 3 Wochen geschätzte Konversionszeit zur Anwendung kommen. Für Plutonium in gemischten Stabbündeln liegt die Konversionszeit zwischen 2 und 3 Wochen, je nachdem wie lange die Entmischung dauern würde.

Die für nukleare Sicherungsmaßnahmen (Safeguards) signifikante Menge ist nach den Richtlinien der IAEA unabhängig von der Isotopenzusammensetzung des Plutoniums und gilt praktisch für alle chemischen und physikalischen Formen, in der es auftreten kann. Sie beträgt 8 kg des Gesamtplutoniums.

4.5.2 Safeguardstechniken

Im gängigen Safeguardskonzept werden im wesentlichen drei Techniken angewandt:

- **Bilanzierung:** Die gehandhabten Plutoniummengen werden meßtechnisch und durch Zählen der Einheiten erfaßt; die erfaßten Mengen werden buchhalterisch in einer Bilanz überprüft. Durch Erfassung der Ab- und Zugänge einerseits und durch Inventuren andererseits kann damit geprüft werden, ob die Bilanz aufgeht oder Defizite an Spaltstoffen aufweist.
- **Surveillance:** Hier werden Räume, in denen mit Spaltstoffen umgegangen wird, optisch, z.B. mit Kameras verschiedener Bauart, daraufhin überwacht, ob nicht angemeldete bzw. nicht erklärte Vorgänge innerhalb des Raums oder unerklärte Spaltstoffbewegungen aus dem Raum hinaus stattfinden.
- **Containment:** Die Räumlichkeiten, in denen mit Spaltstoffen umgegangen wird, werden in Materialbilanzzonen zusammengefaßt. Diese Zonen dürfen nur wenige bestimmte Ein- bzw. Ausgänge haben, über die Ab- bzw. Zugänge von Spaltmaterial möglich sind. Andere Öffnungen sind nicht zugelassen. Passiert Spaltmaterial die Ein- bzw. Ausgänge, so wird dies in der Bilanzierung erfaßt.

Solange mit abzählbaren Einheiten (items), die Spaltstoff enthalten, umgegangen wird, ist die Anwendung der Safeguardsmaßnahmen relativ einfach möglich. Bei einem Brennelement wird durch Messung der Spaltstoffgehalt ermittelt. Solange dieses Element nicht demontiert wird, kann es bei Handhabung, Lagerung oder Transport einfach überwacht werden, da es nur sein Vorhandensein mit den Methoden von Containment und Surveillance überprüft werden muß. Versiegelte Behälter stellen unter Safeguardsgesichtspunkten ähnliche „items“ wie Brennelemente dar. Daher sind z.B. Zwischenlager, die unter Berücksichtigung der Safeguardsbelange konstruiert sind, relativ leicht zu überwachen.

Eine prinzipielle Schwäche des gängigen Safeguardskonzeptes ergibt sich dagegen unvermeidbar bei allen sogenannten „bulk-handling facilities“. Das sind Anlagen, in denen das Plutonium (bzw. anderer Spaltstoff) in signifikanten Mengen in frei fließender separierter Form gehandhabt wird, z.B. Wiederaufarbeitungsanlagen und MOX-Brennelementfabriken. Solange das Plutonium in abgepackten und versiegelten Einheiten, zum Beispiel in Brennelementen, eingeschlossen ist, kann es durch Numerierung und Abzählung diskreter Stückzahlen ohne Meßfehler überwacht werden. Ist das plutoniumhaltige Material aber separiert und tritt in nicht abzählbarer Form (z.B. Pulver, Lösung, Pellets, Schleifstaub und anderes Schrottmateriale) auf, dann sind bei jeder Inventarmessung Meßfehler von typischerweise 1% unvermeidlich. Damit unterscheidet sich die rechnerische Materialbilanz von Inventur zu Inventur. Dies kann zu erheblichen Mengen „unerklärten Materials“ führen, das als „material unaccounted for“ (MUF) bezeichnet wird. Tritt ein Wert von MUF auf, der größer als Null ist, so entsteht für die Safeguardsüberwachungsorganisationen ein Entscheidungsproblem, da eine echte Abzweigung von einem statistischen Meßfehler nicht mehr prinzipiell unterscheidbar ist. Je größer das Inventar der Anlage und je größer die Meßungenauigkeit, desto größer ist der absolute Wert von MUF, der toleriert werden muß, weil nicht mit hinreichender Sicherheit zwischen aufsummierten Ungenauigkeiten und echter Abzweigung unterschieden werden kann.

Wegen der grundsätzlichen Probleme bei der meßtechnischen Bilanzierung ist das Proliferationsrisiko von freifließenden Plutoniummengen als hoch einzustufen. Eine Vermeidung derartiger Plutoniumformen bzw. eine schnelle Überführung in abzählbare Einheiten (Itemisierung) ist grundsätzlich anzustreben.

4.5.3 „Spent Fuel Standard“ als Maßstab für die Proliferationsresistenz

Die Proliferationsresistenz von Maßnahmen zum Umgang mit vorhandenem Plutonium kann nur als graduelles Kriterium verstanden werden, da nur ein mehr oder weniger weitgehender Schutz gegen den Zugriff für Waffenzwecke erreicht werden kann. In der US-Debatte wurde für die Bewertung von Optionen zum Umgang mit Plutonium aus der nuklearen Abrüstung der „Spent Fuel Standard“ eingeführt <NAS 1994>. Er besagt, daß unbestrahltes Plutonium in eine Form überführt werden soll, die einen Schutz vor Zugriff erreicht, wie im Falle von Plutonium, das sich in abgebranntem Brennstoff befindet. Für die Erreichung des „Spent Fuel Standard“ ist also die radiologische Barriere entscheidend, die von den Spaltprodukten des abgebrannten Brennstoffs über einen längeren Zeitraum aufgebaut wird. Weiterhin spielen technische und ökonomische Überlegungen eine Rolle. Daher macht es keinen Sinn, mit hohem Aufwand Plutonium in eine Form zu

bringen, die sicherer ist, als diejenige, in der die größte Menge an Plutonium weltweit vorliegt und im Rahmen der Direkten Endlagerung auch endgelagert werden soll - nämlich abgebrannte Brennelemente. Es erscheint daher angemessen, den „Spent Fuel Standard“ auch auf bislang in abgetrennter Form gelagertes Reaktorplutonium im zivilen Bereich anzuwenden.

Hier sind allerdings zwei wichtige Sachverhalte zu beachten:

- Zum einen wäre der „Spent Fuel Standard“ nur dann wirklich ein sicherer Referenzfall, wenn eine Wiederaufarbeitungstechnologie nicht zur Verfügung stünde. Es würde erst durch die Beendigung der Abtrennung von Plutonium aus Brennelementen und durch das prinzipielle Verbot des Baus und Betriebs dafür geeigneter Anlagen im Labormaßstab oder im großtechnischen Maßstab eine sichere Proliferationsresistenz erreicht werden.
- Andererseits darf er nicht zu eng oder zu formal ausgelegt werden, da auch Lagerformen, die bestimmte Eigenschaften von abgebranntem Brennstoff nicht erfüllen, im Vergleich zu metallischem oder oxidischem Plutonium in reiner Form eine wesentlich bessere und insgesamt als befriedigend zu beurteilende Proliferationsresistenz erzielen können.

4.5.4 Beendigung von Safeguards

Die Beendigung von Safeguards (termination) ist möglich, wenn der zu überwachende Spaltstoff mit anderen Stoffen auf eine praktisch nicht mehr rückgewinnbare Verdünnung gebracht wird. Deshalb ist es von Relevanz, ob die infrage kommenden Verfahren zu einer derartigen Verdünnung des Plutoniums führen, daß Safeguards terminiert werden können.

Die IAEA hat im Juni 1994 Grundsätze für die Behandlung konditionierter Abfälle mit einem bestimmten Gehalt an Plutonium festgelegt. Nur bis zu der maximalen Konzentration an Plutonium in einem Gebinde mit verglasten hochradioaktiven flüssigen Abfällen von $2,5 \text{ kg/m}^3$ dürfen die nuklearen Safeguardsmaßnahmen terminiert werden. Dazu soll mit den in Karlsruhe aus dem HAWC der WAK zu fertigenden Kokillen verglichen werden. Da eine in Karlsruhe zu fertigende Glaskokille ein Volumen von 150 l haben soll, dürfte pro Kokille maximal 375 g Plutonium beigemischt werden. Zum Vergleich: Der Nominalwert für die geplanten Kokillen aus Karlsruhe ist 133 g pro Kokille, der Garantiewert ist $< 210 \text{ g}$ pro Kokille. In dem vorgesehenen 130 Kokillen könnten damit insgesamt maximal 48,75 kg Plutonium enthalten sein (einschließlich der 15 kg, die sich ohnehin noch in den zu verglasenden flüssigen Abfällen befinden), falls man beabsichtigen wollte, die Beendigung von Safeguards zu ermöglichen. Da diese Menge deutlich gerin-

ger ist, als die Menge, die aus technischer Sicht in Glas entsorgt werden kann, kann bei der Untersuchung von Varianten der Plutoniumverglasung nicht auf die Terminierung von Safeguards abgestellt werden.

4.6 Safeguards im Endlager

4.6.1 Endzulagerndes Material

Bisher gibt es weltweit kein betriebsfähiges Endlager für hochaktive wärmeentwickelnde Abfälle; Planungen und Vorarbeiten erfolgen aber in vielen Staaten, die Kernenergie nutzen. Die bisherige Entwicklung zeigt, daß diese Staaten im Rahmen ihrer Endlagerstrategie nur ein und nicht mehrere Endlager für hochaktive wärmeentwickelnde Abfälle errichten wollen. Dies hat verschiedene technische und ökonomische Gründe.

Damit muß das Endlager so geplant sein, daß es alle Arten hochaktiver wärmeentwickelnder Abfälle aus dem jeweiligen Staat aufnehmen kann. Wesentliche Typen solcher Abfälle sind:

- Glaskokillen aus der Verglasung hochradioaktiver Spaltprodukte (aus der Wiederaufarbeitung),
- „normale“ abgebrannte Brennelemente aus den üblichen Reaktoren (bei direkter Endlagerung),
- spezielle Brennelemente, z.B. abgebrannte MOX-Brennelemente, Brennelemente aus Sonderbauarten von Reaktoren,
- spaltstoffhaltiger Schrott aus der Brennelementherstellung,
- Lagerbinde zur Endlagerung von Plutonium.

Die genannten Abfälle weisen mit Ausnahme der Glaskokillen jeweils einen so hohen Anteil an Plutonium auf, daß eine Terminierung von Safeguards (siehe Kapitel 4.5.4) nicht möglich ist. Untersucht man die Kernenergieprogramme der einzelnen Staaten, so stellt man fest, daß die Mehrzahl der Staaten schon immer den Weg der direkten Endlagerung verfolgt hat und damit die Endlagerung abgebrannter Brennelemente aus den üblichen Reaktoren betreiben muß. Beispiele sind Schweden, Spanien, Kanada. Andere Staaten wenden sich nach bisheriger Wiederaufarbeitung der direkten Endlagerung zu, z.B. Belgien und Deutschland. Aber selbst bei den wenigen Ländern, die derzeit von der Verfolgung der Wiederaufarbeitung ausgehen, ergeben sich in der Praxis immer wieder spezielle Brennelemente, die unaufgearbeitet endgelagert werden müssen.

Insgesamt bedeutet dies, daß die von den verschiedensten Ländern zu errichtenden Endlager für hochaktive wärmeentwickelnde Abfälle entweder praktisch nur Material mit er-

heblichem Plutoniumgehalt (bei direkter Endlagerung als Strategie) oder zumindest teilweise Material mit erheblichem Plutoniumgehalt (bei Wiederaufarbeitung als Strategie) enthalten. Unter den konkreten deutschen Bedingungen ist zu erwarten, daß etwa 6000 bis 12000 t abgebrannter Brennelemente der Direkten Endlagerung zugeführt werden, abhängig vom Auslaufen des Kernkraftwerkbetriebs. Daraus resultiert, daß im deutschen Endlager für wärmeentwickelnde hochaktive Abfälle ohnehin mindestens 60 bis 120 t Plutonium enthalten sein werden.

Damit sind praktisch für alle real zu errichtenden Endlager Safeguardsmaßnahmen notwendig, um das Endlager auf Abzweigung von Kernbrennstoffen zu überwachen. Diese Anforderung resultiert aus der Befürchtung, jetzige oder spätere Generationen könnten ein Endlager als Plutoniumbergwerk benutzen, und damit endgelagertes Plutonium zu militärischen Zwecken wiedergewinnen.

4.6.2 Diskussionsstand zu Safeguardsmaßnahmen für Endlager

Über lange Zeit wurde in der internationalen Diskussion nicht erkannt, daß es aus den genannten Gründen in der Praxis keine Endlager geben kann, die ohne Safeguardsmaßnahmen auskommen. Erst die Diskussion in den achtziger Jahren führte zu der Erkenntnis, daß die Entwicklung von Safeguardsmaßnahmen für Endlager unbedingt erforderlich ist.

Es gibt bei der Endlagerung aus der Sicht der Safeguards einige prinzipielle Unterschiede zu den anderen Anlagen der zivilen Nukleartechnik:

- Eine Bilanzierung der eingebrachten Mengen an Plutonium (und anderen Spaltstoffen) ist letztmalig beim Beladen bzw. Herstellen der Endlagergebäude möglich. Spätere Öffnungen oder zerstörende Untersuchungen der Endlagergebäude zur Inventur sind nicht möglich, da einerseits die möglichen Gebäude nicht mehr offenbar sind, andererseits nach der Einlagerung die Gebäude selbst auch nicht mehr zugänglich sind.
- Das Endlagerbergwerk ist eine unterirdische Einrichtung; damit kann eine Feststellung von Änderungen nicht durch äußeren Augenschein erfolgen.
- Das Endlager wird über mehrere Jahrzehnte im Einlagerungsbetrieb betrieben, dabei ändert sich seine Form andauernd einerseits durch Auffahren neuer Lagerkammern, andererseits durch Verschluß bereits gefüllter Lagerbereiche. Die Zugänglichkeit der einzelnen Bereiche, beispielsweise für Safeguardsinspektionen, ändert sich damit auch fortlaufend.

Es ergibt sich, daß mit der üblichen Art der Durchführung von Safeguardsmaßnahmen der Bilanzierung, des Containments und der Surveillance ein Endlager nicht hinreichend

überwacht werden kann. Hinsichtlich der Bilanzierung ergibt sich eine ähnliche Problemlage auch schon in der Konditionierungsanlage, wo die Materialien zur Endlagerung konditioniert werden. Denn ab der Konditionierung sind die Gebinde nicht mehr offenbar und sind damit einer Inventur nicht mehr zugänglich.

Deshalb mußten die Maßnahmen für die Safeguards für Endlagerung weiterentwickelt werden. Die Arbeit an der Entwicklung wird seit einigen Jahren in verschiedenen Ländern und in internationalen Arbeitsgruppen, auch auf dem Niveau der IAEO als internationaler Safeguardsorganisation, vorangetrieben. In Deutschland wird schwerpunktmäßig u.a. in der Forschungsanlage Jülich und bei der Gesellschaft für Nuklear-Service Essen an solchen Fragen gearbeitet. Die jeweils zuständigen Bundesministerien fördern diese Arbeiten; dies wird auch als Unterstützung der IAEO bei der Entwicklung der Endlagersafeguards verstanden. Zum Stand der Arbeiten wurde im Rahmen dieses Gutachtens Gespräche mit Beteiligten geführt.

Insgesamt ergibt sich ein weit fortgeschrittener Stand: Es liegen verschiedene Untersuchungen vor, die zu Einzelfragen oder Einzelbereichen detailliert die Machbarkeit von Safeguardsmaßnahmen untersuchen, auch anhand konkreter Anlagen und Einrichtungen. So liegen bezogen auf Deutschland z.B. Untersuchungen zu Salzstöcken, zu Pollux-Behältern und zur PKA als Konditionierungsanlage vor.

Auf der Ebene der IAEA fanden 1988, 1991, 1995 und 1997 Sitzungen der „Advisory group on safeguards for final disposal of spent fuel in geological repositories“ statt. Auf der Sitzung im Dezember 1997 wurde die Machbarkeit von Safeguards für die Endlagerung bestätigt; im Executive Summary des Berichts der Sitzung <IAEA 1997a> wird konstatiert:

„Final disposal of spent fuel poses some unique safeguards questions. Nonetheless, the Advisors concluded that, with the appropriate research and development, existing safeguards concepts and methods could either be applied directly to spent fuel disposal, or to be adapted for it.“

Die Advisory Group schätzt die Entwicklung so fortgeschritten ein, daß sie eine Richtlinie für die Safeguards für die Endlagerung abgebrannter Brennelemente in geologischen Endlagern entwickelt hat <IAEA 1997b>.

Darin werden als wesentliche Grundzüge für die Safeguardsmaßnahmen in einem Endlager festgeschrieben:

- Während der Planung und Errichtung des Endlagers sollen die Safeguardsmaßnahmen anhand der speziellen Situation und unter Berücksichtigung bereits erfolgter Erkundungen festgelegt werden.

- Das Design des Endlagers und seine nähere Umgebung sollen im Hinblick auf unangemeldete Tätigkeiten und Lagerstrecken schon bei der Errichtung und auch beim Betrieb überwacht werden (design verification).
- Während der Betriebsphase werden die Bewegungen von Behältern mit abgebrannten Brennelementen überwacht, um ein Öffnen, Vertauschen oder eine Entnahme aus dem Endlager zu erkennen. Durch die Maßnahmen sollen auch alle unangemeldeten Tätigkeiten, die zu einer Veränderung an Behälterinventaren führen könnten, erkannt werden.
- Nach dem Verschuß des Endlagers soll eine oberirdische Überwachung im Hinblick auf unangemeldete Eingriffe erfolgen. Die Überwachungsmethoden soll beispielsweise über Kameras, Satellitenaufnahmen und/oder geophysikalische Techniken erfolgen, abhängig von den Gegebenheiten des Standorts.
- Auch in der Nachbetriebsphase soll der Staat der Überwachungsbehörde auf Anforderung Zutritt zu allen Anlagen, die mit dem geologischen Endlager in Zusammenhang stehen könnten (auch außerhalb des Standorts des Endlagers), gewähren.

Somit ist inzwischen die Situation erreicht, daß die Konzepte der Safeguardsmaßnahmen für Endlager vorhanden sind. Damit ist auch gesichert, daß geeignete Gebinde mit höherem Plutoniumgehalt unter Safeguards in einem geeigneten Endlager gelagert werden können.

5. Plutoniumverglasung

5.1 Einleitung

Im folgenden Kapitel wird die technische Realisierbarkeit der Verglasung von Plutonium untersucht. Durch Einbindung in eine Glasmatrix soll dabei ein endlagerfähiges Produkt erzeugt werden. Aus Gründen der „physical protection“ werden dabei radioaktive Spaltprodukte mitverglasst. Zunächst wird der Stand der Entwicklung der Verglasungstechnik dargestellt. Bei der Untersuchung der Realisierbarkeit der Plutoniumverglasung werden zwei Verfahren unterschieden:

- Ein Verfahren, bei dem Plutonium zunächst zu üblicher MOX-Keramik verarbeitet und dann in Metallbehältern in die Glasmatrix eingebettet wird (Can-in-canister-Verfahren), sowie
- ein Verfahren, bei dem Plutonium dem Glas direkt bei der Glasproduktion zugegeben wird (Direktverglasung mit Spaltprodukten).

Bei beiden Verfahren wird bei der Glasproduktion hochradioaktive Spaltproduktlösung aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelement zugegeben.

5.2 Stand der Verglasung

5.2.1 Erfahrungen mit der Verglasung von Spaltprodukten

In den europäischen Anlagen zur Verglasung von Spaltproduktlösung werden bzw. wurden das Pamela-Verfahren und das AVM-Verfahren angewendet.

Mit einer Anlage nach dem Pamela-Verfahren wurde die hochradioaktive Spaltproduktlösung aus der bis 1974 erfolgten Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente in Mol (Belgien) verglast. Die Anlage wurde nach Abschluß der Arbeiten, bei denen zwischen 1985 und 1991 etwa 810 m³ Spaltproduktlösung verglast wurden, stillgelegt.

Für die Errichtung einer Anlage zur Verglasung der an der Pilotwiederaufarbeitungsanlage WAK in Karlsruhe angefallenen etwa 70 m³ Spaltproduktlösung nach dem Pamela-Verfahren wurde am 30.12.1998 durch das Wirtschaftsministerium Baden-Württemberg die 1. Teilerrichtungsgenehmigung erteilt. Diese Anlage, bezeichnet als Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK), ist für einen Nenndurchsatz von 9 Liter Spaltproduktlösung pro Stunde und eine Glasproduktionsrate von 4,5 kg/h ausgelegt. Sie soll 2001 in Betrieb gehen.

Verglasungstests in einer Versuchsanlage in Karlsruhe im Maßstab 1:1 mit 7500 Liter HAWC-Simulat (HAWC = High active waste concentrate/hochaktive Spaltproduktlösung) wurden 1998 durchgeführt; weitere Versuche in dieser Anlage sollen folgen. Die Versuche dienen der Demonstration der Prozeßtechnik und der Verfahrensqualifikation <atw 1998>.

Nach dem AVM-Verfahren arbeiten die Anlagen in Sellafield (Großbritannien), Marcoule (Frankreich) und La Hague (Frankreich). Die beiden Verglasungsanlagen R7 und T7 bei Cogéma in La Hague sind zusammen auf eine Glasproduktion von 180 kg/h ausgelegt. Dies entspricht unter Berücksichtigung von Reparatur- und Wartungszeiten einer Kapazität zur Verglasung der Spaltprodukte aus jährlich etwa 1600 t/a abgebranntem Brennstoff und damit der Kapazität der Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague. In den Verglasungsanlagen der Cogéma liegt eine mehrjährige Betriebserfahrung vor, bei der auch Glaskokillen für deutsche Kunden hergestellt und teils auch bereits ausgeliefert wurden. Größere Betriebsprobleme sind nicht bekannt geworden.

Bei der Anlage zur Verglasung in Sellafield, die vor kurzem den Leistungsbetrieb aufnehmen sollte, gibt es bis jetzt technische Probleme, so daß ihre volle Betriebsleistung bisher nicht erreicht wurde.

Mit der Verglasung von hochradioaktiver Spaltproduktlösung - ohne Zusatz von Plutonium - liegt daher vor allem in Europa weitreichende Erfahrung vor.

Aus der bisherigen Erfahrung können auf die Plutoniumverglasung insbesondere die folgenden Aspekte übertragen werden:

- Zusp eisung von Spaltproduktlösung und Glasfritte,
- Prozeßparameter, die die Glasqualität beeinflussen,
- Verhalten der Aktiniden aus der Spaltproduktlösung im Glas.

5.2.2 Stand der Diskussion zur Verglasung von Plutonium

Die Diskussion zur Verglasung (bzw. allgemeiner: Immobilisierung) von Plutonium ist in den letzten Jahren sehr stark durch die Debatte über Strategien der USA zur Immobilisierung von Waffenplutonium geprägt worden. Entscheidungen der US-Regierung haben vielfältige Forschungsaktivitäten in Gang gesetzt, um verschiedene technische Möglichkeiten weiterzuentwickeln und ihre Potentiale zu analysieren, um schließlich eine Entscheidung über praktische Schritte zur Immobilisierung fällen zu können. Diese Untersuchungen werden vorrangig in staatlichen Forschungseinrichtungen vorgenommen.

Vor wenigen Jahren wurden noch mehrere Alternativen parallel studiert <DOE 1996b>:

1. Verglasung von Plutonium in Borosilikatglas (5 % Pu) gemeinsam mit Cäsium-137 zur Erzeugung einer Strahlungsbarriere. Dabei sind verschiedene Varianten der wesentlichen Prozeßschritte bis zur Einfüllung in Lagerbehälter aus Edelstahl möglich.
2. Can-in-canister-Verglasung: primär Einschmelzen von Plutonium in Borosilikatglas (10 % Pu), das in kleine Edelstahldosen verpackt wird; sekundär Einbetten der plutoniumhaltigen Dosen in einen Behälter, der mit verglastem hochaktivem Abfall aufgefüllt wird (damit im Durchschnitt 3 % Pu).
3. Keramisierung von Plutonium gemeinsam mit Cäsium-137 zur Erzeugung einer Strahlungsbarriere, Einbringung in Edelstahlbehälter, die schließlich mit Titanoxid aufgefüllt werden (12 % Pu).
4. Can-in-canister-Keramisierung: primär Keramisierung von Plutonium und Einfüllung in kleine Edelstahldosen (12 % Pu), sekundär Einbettung der plutoniumhaltigen Dosen in einen Behälter, der mit verglastem hochaktivem Abfall aufgefüllt wird (damit im Durchschnitt 3 % Pu).
5. Mineralisierung in glasebundenem Zeolit: in einem elektrometallurgischem Prozeß wird Plutonium chloriert und anschließend mit Cäsiumchlorid (Cs-137) vermischt; danach erfolgt eine Mineralisierung in glasebundenem Zeolit (glass-bonded zeolite GBZ).

Mit Vorlage des „Surplus Plutonium Disposition Draft Environmental Impact Statement“ im Juli 1998 entschied sich das US-Energieministerium für die vorrangige Weiterverfolgung der Can-in-canister-Keramisierung <DOE 1998>. Mindestens 17 t der insgesamt 50 t überschüssigem Waffenplutonium sollen in dieser Weise für eine geologische Endlagerung vorbereitet und damit einem möglichen Zugriff entzogen werden.

Für diese Präferenz waren verschiedene Gründe maßgebend. Nach eingehenden Gesprächen und entsprechendem Informationsaustausch (Prof. Dr. John Holdren, Vorsitzender des Committee on International Security and Arms Control der National Academy of Sciences, Dr. Allison Macfarlane, Center of Science and International Affairs der Harvard University, und andere US-Experten) ergibt sich folgendes Bild:

- Die Aufnahmefähigkeit von Keramiken für Aktinidenelemente wie Plutonium ist weit höher als in bislang erprobten Gläsern. Trotz erheblicher Anstrengungen, eine Löslichkeit von 10-15 % Plutonium in speziellen Silikatgläsern zu erreichen konnte nur eine maximale Löslichkeit von 7 % demonstriert werden <Bates 1996>. Demgegenüber sind in Keramiken 20 % und mehr an Aktiniden einbaubar.

- Keramiken verhalten sich auf geologischen Zeitskalen voraussichtlich chemisch weitaus stabiler als Gläser. Dies wird mit ihren naturanalogen Eigenschaften begründet, die ein ähnlich stabiles Verhalten wie erdgeschichtlich bekannte Gesteinsformationen aufweisen. Die Bedeutung dieser Eigenschaft wird in den USA zusätzlich betont, seitdem bekannt geworden ist, daß die Plutonium-Mobilität – ebenso wie die Mobilität anderer radioaktiver Nuklide - in der für die US-Defense-Abfälle vorgesehenen Region Yucca Mountain bei deren geochemischer Situation um einen Faktor 10-100 höher ist als bislang angenommen <Kersting 1997, Kersting 1999>. Die Bedeutung der Sicherheit von Endlagern hinsichtlich der Rückhaltung relevanter Nuklide ist damit nochmals in ihrer Bedeutung unterstrichen. Es wird argumentiert, daß Plutonium in keramisierte Form Vorteile gegenüber anderen Formen der primären Einbettung böte, da sie unabhängig von der konkreten Endlagerform bessere Einschlußmöglichkeiten garantiere.
- Der primäre Plutonium-Bearbeitungsprozeß sei vergleichsweise gut beherrschbar, da er weitgehend aus der Brennelementherstellung bekannt und erprobt ist. Dies gelte dagegen beispielsweise nicht für die direkte Verglasung von Plutonium.
- Die Proliferationsresistenz von Plutonium, das in Keramiken eingebracht wurde, wird höher eingeschätzt als seine Einbettung in Glasformen. Nach <Cereface 1996> wurde am Beispiel von Borosilikatgläsern gezeigt, daß eine relativ einfache Abtrennchemie Plutonium aus entsprechenden Glasblöcken rückgewinnbar machen kann und daß Produkte einer solchen Abtrennung für Kernwaffen verwendet werden könnten. Für relevante Keramiken seien bislang dagegen keine einfachen Abtrenntechnologien bekannt bzw. entwickelt worden.
- Die Gefahr einer Kritikalität im Endlager wäre auf langen Zeitskalen reduziert gegenüber anderen Alternativen. Das Zerfallsprodukt des spaltbaren Plutonium-239, das zu über 90 % in Waffenplutonium enthalten ist, ist das wiederum spaltbare Uran-235. Damit bestünde ein dauerhaftes Risiko, daß sich im Endlager unter sehr ungünstigen Umständen kritische Massen bilden. Unter der Voraussetzung, daß im primären Bearbeitungsprozeß auch das nicht spaltbare Uran-238 beigemischt wird, ist eine Reduktion dieses Risikos auf langen Zeitskalen möglich, da dann Uran nur noch in schwach angereicherter Form vorliegen würde, das keine Kritikalität – auch unter sehr ungünstigen Umständen - mehr möglich werden ließe. Hier wirkt sich als Vorteil aus, daß in Keramiken Aktiniden in weit höherem Prozentsatz beigemischt sind als in Gläsern.
- Bei Einbettung von Plutonium direkt in Borosilikatgläser würde eine zusätzliche Neutronenstrahlung erzeugt durch verstärkt auftretende Alpha-n-Reaktionen am Bor. Diese hätte negative Auswirkungen auf die Beschäftigten in den Verarbeitungs-

anlagen oder würde durch größere Abschirmungsmaßnahmen zu höheren Kosten führen (Anmerkung: Bei Mitverglasung von HAWC ist deren Strahlung bestimmend für die Schutzmaßnahmen).

- Beim sekundären Prozeß der Auffüllung der Lagerbehälter mit hochaktiven Nukleabfällen in aufgeschmolzenem Glas könnten die hohen Verarbeitungstemperaturen zu Reaktionen in den plutoniumhaltigen Edstahldosen führen. Dies sei bei einer primären Keramisierung kaum zu erwarten.
- Die direkte Verglasung von Plutonium in HAWC-Glas wird für problematisch gehalten, da Probleme gesehen werden, eine kritikalitätssichere Zuspeisung des Waffenplutoniums realisieren zu können.

Das derzeit in den USA favorisierte Verfahren zur Verglasung von Plutonium ist in seinen relevanten technischen Randbedingungen im Anhang beschrieben.

Parallel zu den Entwicklungen in den USA wird auch in Rußland über Immobilisierungsoptionen für Waffenplutonium nachgedacht. Zwar wird dort der MOX-Pfad als der attraktivere betrachtet, aber es besteht auch in Rußland eine Notwendigkeit, Plutonium, das nicht für die MOX-Fertigung geeignet ist, zu immobilisieren. Im Vergleich zu den USA sind in Rußland weit geringere Aktivitäten zu verzeichnen.

Ausgehend von der Erfahrung des Forschungszentrums Karlsruhe wurde festgestellt, daß die notwendigen Kenntnisse zur Plutoniumverglasung soweit entwickelt und gefestigt seien, daß eine großtechnische Verglasung von Plutonium ohne vorlaufende aufwendige Entwicklungsarbeiten aufgenommen werden könne <Hennies 1998>.

Praktisch die gleiche Auffassung findet sich in dem Papier von M. Antoine Jouan vom Commissariat à l' Energie Atomique <Jouan 1996>: „Vitrification of plutonium is one means of mitigating its potential danger. This option is technically feasible, even if it is not the solution advocated in France.“

5.3 Realisierbare Verglasungsverfahren für Plutonium

Im nachfolgenden wird abgeleitet, welche Verglasungsverfahren für die Verglasung deutschen Reaktorplutoniums prinzipiell geeignet erscheinen. Diese Verfahren werden dann genauer diskutiert und bewertet.

5.3.1 Prinzipielles

Prinzipiell sind verschiedene Verglasungsverfahren für Plutonium möglich. In der Literatur werden dafür unterschiedliche Verfahren behandelt; die weiter oben dargestellte US-amerikanische Diskussion umfaßt ein ganzes Bündel an Verfahren.

Insgesamt lassen sich die verschiedenen Verfahren unter zwei Aspekten gliedern: einerseits nach den zusätzlichen radioaktiven Stoffen, mit denen das Plutonium verglast wird, andererseits nach der festen Matrix, in die das Plutonium eingebracht wird.

Plutoniumverglasung wird hinsichtlich der zusätzlichen radioaktiven Stoffe in folgenden Zusammensetzungen diskutiert:

- alleinige Verglasung von Plutonium,
- gemeinsame Verglasung mit speziellen radioaktiven Mischungen, z.B. Cs-137,
- gemeinsame Verglasung mit ohnehin vorhandenen radioaktiven Mischungen, z.B. hochradioaktive Spaltproduktlösung aus der Wiederaufarbeitung (HAWC).

Unter den hier zu betrachtenden Bedingungen (Verglasung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung deutschen Kernbrennstoffes) entfällt die alleinige Verglasung von Plutonium, da das Produkt aufgrund des relativ zu Spaltprodukten geringen Strahlungsniveaus keinen Eigenschutz aufweist. Die Verglasung mit speziellen radioaktiven Mischungen entfällt ebenfalls, weil solche nicht in den erforderlichen Mengen zur Verfügung stehen. Dagegen stehen große Mengen an „deutschem“ HAWC zur Verfügung, die ohnehin verglast werden müssen; damit kommt unter den hier zu betrachtenden Bedingungen nur die Verglasung mit der ohnehin vorhandenen radioaktiven Mischung HAWC in Betracht.

Hinsichtlich der festen Matrix, in die das Plutonium eingebracht wird, gibt es folgende Typen:

- Einbringung des Plutoniums in keramischer Form (z.B. auf Titanatbasis oder als Mischoxid) in eine Glasmatrix, die radioaktive Spaltprodukte enthält (z.B. Can-in-canister-Verfahren),
- Direktverglasung mit Spaltprodukten zur Erzielung eines homogenen Produkts,
- Einbringung in eine Matrix anderer Art (z.B. spezielle Keramiken, Silikat), ohne zusätzliche Verglasung.

Unter den hier zu betrachtenden Bedingungen, vor allem hinsichtlich der Realisierungszeit, entfällt die Einbringung in eine Matrix anderer Art, da diese nicht weit genug zur Anwendungsreife entwickelt sind. Das Can-in-canister-Verfahren und die gemeinsame Verglasung dagegen werden im folgenden weiter betrachtet.

5.3.2 Plutoniumverglasung nach dem Can-in-canister-Verfahren

Das hier untersuchte Verfahren der Plutoniumverglasung nach dem Can-in-canister-Verfahren ist eine für europäische Verhältnisse adaptierte Verfahrensvariante.

Bezüglich der Form, in der die Keramisierung des Plutoniums bei einem Can-in-canister-Verfahren erfolgen soll, erfüllt die amerikanische Version der Einbettung in verschiedene

Titanat-Matrices bei einer Anwendung für deutsches Reaktorplutonium verschiedene Kriterien nur ungenügend:

- Zur Keramisierung als Titanat müßten neue Anlagen errichtet werden, da in der europäischen Kerntechnik solche derzeit nicht zur Verfügung stehen.
- Das Verfahren ist noch nicht großtechnisch erprobt und hätte deshalb gewisse Unsicherheiten bezüglich einer Realisierung in Europa.

Deshalb wird im folgenden von einer Keramisierung des Plutoniums als Mischoxid aus abgereichertem Uranoxid und Plutoniumoxid mit einem Spaltstoffanteil von 5% bzw. 10% ausgegangen. Dies weist folgende Vorteile auf:

- Die Einbindung in die Mischoxid-Keramik führt zu ähnlichen Vorteilen, wie sie für die amerikanischen Keramiken gesehen werden, da Mischoxid eine nicht gravierend abweichende Auslaugbeständigkeit aufweist.
- Die Herstellung von Mischoxid wird in Europa in verschiedenen Anlagen verschiedener Betreiber seit Jahren betrieben. Damit liegt eine lange Herstellungserfahrung vor. Außerdem besteht hier eine hohe Produktionskapazität, die auch für die Herstellung der beim Can-in-canister-Verfahren notwendigen Plutoniumkeramiken genutzt werden könnte.

Damit erfolgt im ersten Schritt die Keramisierung des Plutoniums in Form von Uran/Plutonium-Mischoxid. Die Keramik wird im zweiten Schritt mit HAWC-Glas zusammen verglast. Die Prinzipdarstellung findet sich in Abbildung 5-1.

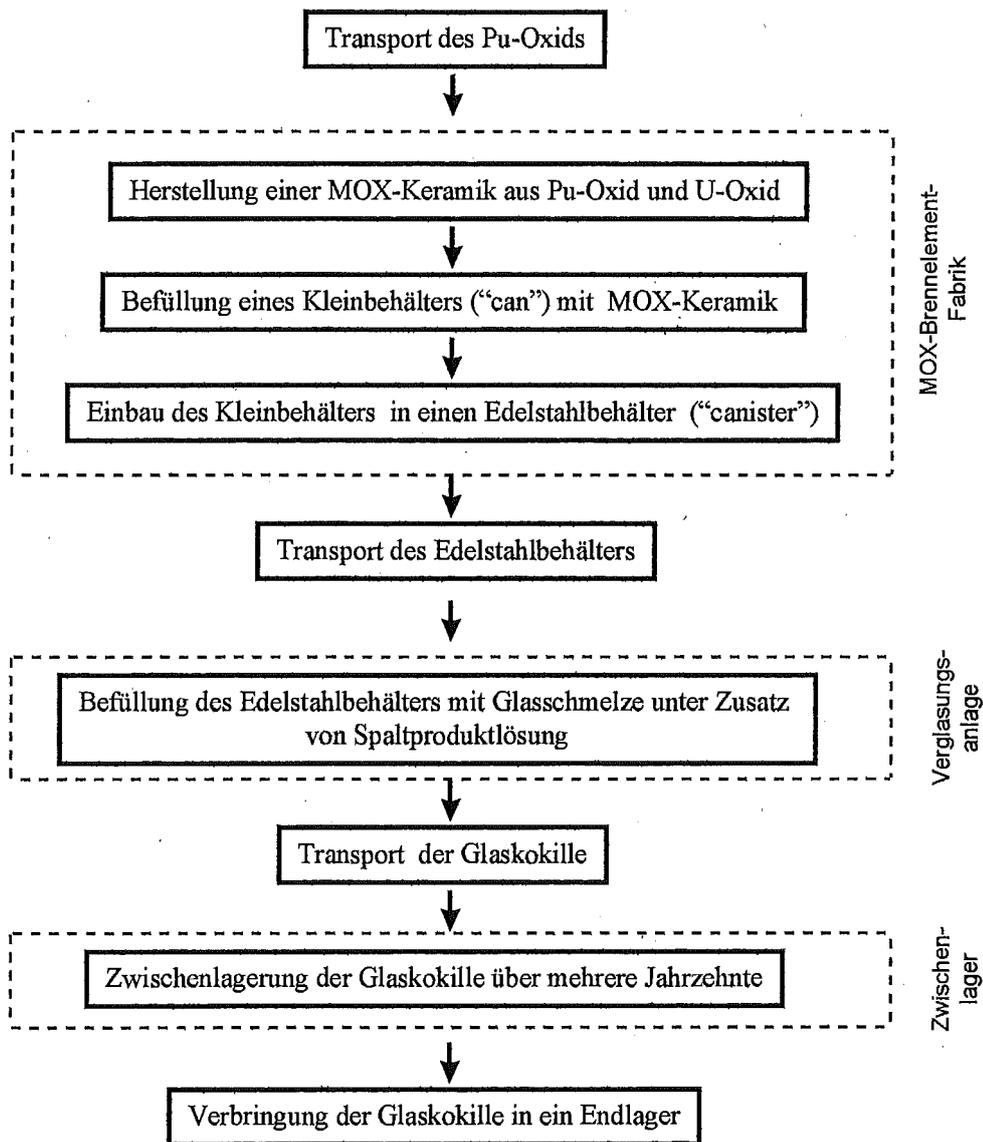
Beim Can-in-canister-Verfahren würde der Prozeß der Glaserzeugung identisch ablaufen wie in den bisherigen Anlagen zur Verglasung von HAWC. Besondere Zusätze, insbesondere zur Unterkritikalität, sind durch die Keramik mit hohem Anteil an U-238 in diesem Schritt entbehrlich. Bei einem solchen Can-in-canister-Verfahren wäre eine zusätzliche technische Entwicklung an der Verglasungsanlage nicht erforderlich. Die zusätzlichen Maßnahmen könnten im wesentlichen auf zusätzliche Safeguardsmaßnahmen beschränkt werden.

5.3.2.1 Herstellung des lagerfähigen Gebindes beim Can-in-canister-Verfahren

5.3.2.1.1 Herstellung der Kleinbehälter mit Mischoxid („Can“)

Die Kleinbehälter („Can“) sind mit Mischoxid in Form keramischer Teile (z.B. Pellets) gefüllt. Die Herstellung der Mischoxidpellets erfolgt z.B. im Pulver- und Keramikeil einer Fabrik zur Herstellung von Mischoxidbrennelementen oder in einer technisch vergleichbaren Einrichtung. Die einzelnen Mischoxid-Pellets sollten übliche Maße (z.B. 9,0 mm Durchmesser) aufweisen, die auch bei MOX-Brennstoff gegeben sind.

Abbildung 5-1
Plutoniumverglasung nach dem Can-in-canister-Verfahren



Ausgangspunkt der Mischoxidherstellung ist pulverförmiges Plutoniumdioxid, die Form, in der Plutonium aus der Wiederaufarbeitung abgegeben wird. Aus diesem wird im ersten Schritt Mischoxid durch Vermischung mit Urandioxid hergestellt. Das pulverförmige Mischoxid wird dann durch die Arbeitsgänge Rohpellet pressen und sintern in keramische Mischoxidpellets umgewandelt; diese Schritte sind übliche Schritte bei der Herstellung von MOX-Brennstoff.

Bezüglich des Isotopenverhältnisses (U-235/U-238) im hier notwendigen Mischoxid ist natürliches oder abgereichertes Uran das geeignete Material, da es am wenigsten Spaltstoff (U-235) aufweist und in ausreichenden Mengen jederzeit erhältlich ist. Das Mischungsverhältnis Pu/U muß im wesentlichen bezüglich folgender drei Parameter optimiert werden:

- Der Pu-Anteil darf nicht höher sein, als für die Anlage bei den Arbeitsgängen Rohpellet pressen und sintern zugelassen ist.
- Der Pu-239-Anteil muß im Verhältnis zum U-238-Anteil so eingestellt werden, daß im Endlager langfristig eine Rekritikalität verhindert wird. (Bei Bedarf könnten im Endlager auch weitere geeignete Materialien, insbesondere abgereichertes Uran, hinzugefügt werden).
- Um die Zahl der herzustellenden Glaskokillen zu minimieren, darf der Pu-Anteil nicht kleiner sein als notwendig.

Die Kleinbehälter („Cans“) müssen in einer zur Aufnahme der hergestellten Mischoxidpellets geeigneten Form ausgeführt werden. Dies kann z.B. eine Form sein, die eine oder mehrere Säulen von Pellets unter Wahrung der geometrischen Anordnung aufnehmen kann; bei Anordnungen mit mehreren Säulen muß der Kleinbehälter so ausgebildet werden, daß keine freien Zwischenräume entstehen. Die „Cans“ können z.B. aus Edelstahl bestehen.

Die mit Mischoxidpellets befüllten Kleinbehälter werden mit Hilfe eines Innengerüsts zusammengefügt und in den Edelstahlkanister für die zu gießende Glaskokille fest eingebracht. Dann können die so ausgerüsteten Kanister zur Verglasungsanlage gebracht und dort mit HAWC-Glas befüllt werden.

5.3.2.1.2 Verglasung

Das zwischen- und endlagerfähige Gebinde aus der Plutoniumverglasung nach dem Can-in-canister Verfahren ist eine Glaskokille, die in ihren äußeren Maßen und Eigenschaften den üblichen Glaskokillen entspricht, die für die Endlagerung verglaster Abfälle aus der Wiederaufarbeitung deutscher Kernbrennstoffe vorgesehen ist. Entsprechend sind folgende Haupteigenschaften einzuhalten:

- Höhe 1335 mm,
- Durchmesser 430 mm,
- Glasmasse ca. 400 kg,
- Nutzvolumen 150 Liter,
- die maximale Wärmeleistung entspricht der „normaler“ Glaskokillen,
- die Außenwandung der Kokille besteht aus einem Edelstahlkanister.

Das Prinzip der Herstellung kann aus dem schon seit längerem erfolgenden Verglasungsverfahren für die deutschen HAWC-Glaskokillen abgeleitet werden. Das im Verglasungs-ofen aufgeschmolzene Glas aus vorgelegter HAWC-Lösung und Glasfritte wird in einen Edelstahlkanister abgegossen. Bei der „normalen“ Verglasung ist der vorgelegte Edelstahlkanister leer.

Der wesentliche Unterschied bei der Plutoniumverglasung besteht darin, daß hier der zu befüllende Edelstahlkanister („Canister“) mit einem Innengerüst erstellt wird, an dem die Kleinbehälter („Can“) befestigt sind, die das Plutonium als Mischoxidkeramik enthalten. Mit dieser Konstruktion wird erreicht, daß die Mischoxidkeramikbehälter in die erstarrende HAWC-Glasmasse in der Kokille eingebunden werden.

Als Standort für eine Verglasung nach dem Can-in-canister-Verfahren wird vom Standort des flüssigen HAWCs ausgegangen, also von der Wiederaufarbeitungsanlage. Denn ein Transport flüssigen HAWCs ist aus sicherheitstechnischen wie aus politischen Gründen praktisch ausgeschlossen, wie die Erfahrungen der Vergangenheit zeigen (gescheitertes Projekt der Verbringung von HAWC aus Karlsruhe nach Mol).

5.3.2.1.3 Eigenschaften des Produkts des Can-in-canister-Verfahrens

Das erhaltene Produkt weist folgende wichtige Eigenschaften auf:

- Der befüllte Edelstahlkanister ist durch die eigene Strahlung stark vor unbefugter Hantierung geschützt. Die Dosisleistung außen am Edelstahlkanister beträgt einige 100 Gray/h. Sie wird dominiert von den Spaltprodukten, die in die Glasmatrix eingebunden sind. Unabgeschirmtes Hantieren würde innerhalb weniger als einer Minute zur Aufnahme akut tödlicher Strahlendosen führen. Ein ferngesteuertes Hantieren ist nur unter großem Aufwand möglich, weil einerseits nur unter massiven Abschirmmaßnahmen hantiert werden kann und andererseits geeignete Spezialgerätschaften zur Verfügung stehen müssen.
- Das Plutonium ist im befüllten Edelstahlkanister fest in eine komplexe Matrix eingebunden, damit ist die Wiedergewinnung nur mit einer aufwendigen Technik möglich. Das Produkt müßte zunächst in eine Anlage verbracht werden, in der es fernbedient gehandhabt werden könnte. Dann müßte nach Entfernen der Edstahlhülle das mit

den hochradioaktiven Spaltprodukten beladene Glas mechanisch oder chemisch so entfernt werden, daß die Kleinbehälter mit dem Mischoxid zurückgewonnen werden. Das Mischoxid selbst müßte dann durch eine chemische Prozedur ähnlich der Wiederaufarbeitung in seine Bestandteile Plutonium und Uran aufgetrennt werden, wobei wegen der geringeren Strahlungsintensität auch technische Vereinfachungen möglich wären. Erst nach dem Durchlaufen dieser Prozeduren würde das Plutonium verwendungsfähig zur Verfügung stehen. Der Aufwand für diese Prozeduren ist vergleichbar mit dem Aufwand der Wiederaufarbeitung abgebrannten Brennstoffs, zusätzliche Schwierigkeiten bestehen durch die Notwendigkeit der Entfernung des Glases. Im Vergleich zu anderen Möglichkeiten der Plutoniumgewinnung ist daher zu konstatieren, daß ein vergleichbarer oder gar höherer Aufwand besteht und daher dieser Gewinnungsweg für das Plutonium vergleichsweise wenig attraktiv ist.

- Der befüllte Edelstahlkanister weist die gleichen Haupteigenschaften auf wie die Glaskokillen aus der Verglasung hochradioaktiver Abfälle. Damit kann er im weiteren Fortgang genauso wie die ohnehin vorhandenen Glaskokillen aus der Verglasung von Wiederaufarbeitungsabfällen behandelt werden.

5.3.2.2 Zwischenlagerung beim Can-in-canister-Verfahren

Eine Zwischenlagerung der befüllten Edelstahlkanister ist einerseits notwendig, solange kein Endlager für hochradioaktive Abfälle vorhanden ist. Andererseits ist eine oberirdische Zwischenlagerung ohnehin notwendig, bis die (vor allem von den im Glas befindlichen Spaltprodukten freigesetzte) Wärmeleistung auf Werte abgeklungen ist, die im Endlager zugelassen sind. Abhängig von der Vorgeschichte der verwendeten HAWC-Lösung kann diese Abklingzeit ein bis drei Jahrzehnte betragen.

Die Zwischenlagerung erfolgt in den üblichen Zwischenlagerbehältern für Glaskokillen ohne Plutoniumbeimischung in dafür zugelassenen Zwischenlagern. Dies ist möglich, weil das Produkt aus dem Can-in-canister-Verfahren bezüglich der relevanten Sicherheitsfragen praktisch gleiche Eigenschaften wie „normale“ Glaskokillen aufweist. Die Zwischenlagerbehälter, die Kokillen aus dem Can-in-canister-Verfahren enthalten, sind mit Siegeln der Safeguardsbehörden versiegelt. Die Lagerräume des Zwischenlagers unterliegen den Safeguardskontrollen.

5.3.2.3 Endlagerung beim Can-in-canister-Verfahren

Auch bezüglich der Endlagerung werden die Kokillen aus dem Can-in-canister-Verfahren gleich wie „normale“ Glaskokillen behandelt, wiederum wegen der ähnlichen Eigenschaften. Hinsichtlich Safeguards wird von einem den Safeguards unterliegenden Endlager ausgegangen, wie in Kapitel 4.6 ausgeführt.

5.3.2.4 Transporte beim Can-in-canister-Verfahren

Folgende Transporte sind beim Can-in-canister-Verfahren erforderlich:

- Transport des pulverförmigen Plutoniumdioxids vom derzeitigen Lagerort zur Anlage zur Herstellung der Pellets. Dies ist ein gleichartiger Transport wie die sonst stattfindenden Transporte zur MOX-Brennelementherstellung.
- Transport des Edelstahlkanisters mit Innengerüst und Kleinbehältern von der Anlage zur Herstellung der Pellets zur Verglasungsanlage. Dieser Transport wird im sonstigen Nuklearbereich nicht durchgeführt; er ähnelt aber stark dem Transport frischer MOX-Brennelemente und muß unter praktisch gleichen technischen und sonstigen Bedingungen wie dieser durchgeführt werden (z.B. Sicherheitsfahrzeug). Besondere Schwierigkeiten, die nicht durch einfache Maßnahmen behoben werden können, sind nicht erkennbar.
- Transport der Glaskokillen aus dem Can-in-canister-Verfahren von der Verglasungsanlage zum Zwischenlager. Hier gibt es keine Unterschiede zum Transport „normaler“ Glaskokillen, mit der Ausnahme, daß die Transporte Safeguards unterliegen.
- Transport vom Zwischenlager zum Endlager; auch hier existiert die gleiche Situation wie bei „normalen“ Glaskokillen und zusätzlichen Transport-Safeguards.

5.3.2.5 Mengenbetrachtungen zum Can-in-canister Verfahren

Beim Can-in-canister-Verfahren ist zunächst die MOX-Keramik zu fertigen. In den europäischen MOX-Brennelementfabriken können Gehalte von 5 Gew.-% am Schwermetall an Spaltstoff in jedem Fall verarbeitet werden. Dieser Spaltstoffanteil wird daher als ein Referenzwert herangezogen. Zumindest auf einzelnen Verarbeitungsstraßen in den Anlagen, die auch bereits für Brüterelemente MOX verarbeitet haben (Anlagen in Cadarache und Dessel), sind bereits MOX-Brennelemente mit deutlich höherem Spaltstoffgehalt (größer 30%) durchgesetzt worden. Es wird daher als zweite Referenz der Fall betrachtet, daß MOX-Keramik mit 10 Gew.-% Spaltmaterial hergestellt wird.

Bei der MOX-Fertigung kann Uran als abgereichertes Uran zugesetzt werden. Bei einem U-235-Anteil von 0,35% und einem spaltbaren Plutoniumanteil von 70% können dann in der MOX-Keramik die folgenden Mengen an Gesamtplutonium untergebracht werden:

- 6,7% Pu-tot, wenn ein Spaltstoffanteil von insgesamt 5% eingehalten werden soll (pro 100 kg Schwermetall 93,3 kg Uran-tot mit 0,32 kg U-235 und 6,7 kg Pu-tot mit 4,69 kg Pu-fiss),

- 13,9% Gesamtplutonium, wenn ein Spaltstoffanteil von 10% eingehalten werden soll (pro 100 kg Schwermetall 86,1 kg Uran-tot mit 0,3 kg U-235 und 13,9 kg Gesamtplutonium mit 9,7 kg Pu-fiss).

Für die folgenden Betrachtungen wird als Referenz von einer Ausführung der „Cans“ als Stäbe für eine Pelletsäule ausgegangen. Der Durchmesser entspricht DWR-Standard. Die Länge beträgt 80 % der Höhe der Edstahlkokille. Die Stäbe sind parallel zur Zylinderachse am Innengerüst befestigt.

Für diese Referenzgeometrie läßt sich dann die Länge an Lagerstäben insgesamt errechnen, die für die Aufnahme einer bestimmten Menge Plutonium in einer Glaskokille benötigt werden. Außerdem kann aus dem Außendurchmesser der Hüllrohre (ca. 11 mm) der Volumenanteil in der Kokille errechnet werden, den die MOX-Keramik einnimmt. In Tabelle 5-1 sind diese Parameter für Mengen von 2 kg, 3 kg und 4 kg Gesamtplutonium in einer Kokille zusammengestellt.

Tabelle 5-1: Mengenbilanz beim Can-in-canister-Verfahren

	5 Gew.-% Spaltstoff in der MOX-Keramik			10 Gew.-% Spaltstoff in der MOX-Keramik		
	Pu-tot pro Kokille			Pu-tot pro Kokille		
	2 kg	3 kg	4 kg	2 kg	3 kg	4 kg
benötigte Stablänge pro Kokille (in m)	48,9	73,3	97,7	24,4	36,7	48,9
Zahl zu bündelnder Stäbe pro Kokille	46	69	92	23	35	46
Anteil der Keramik in der Kokille (in Vol.-%)	3,0	4,5	6,0	1,5	2,25	3,0

Im Hinblick auf die Kritikalitätssicherheit kann als Plausibilitätsbetrachtung ein Vergleich mit Brennelementen gezogen werden. In einem abgebrannten Brennelement befinden sich in den Brennstäben pro Länge des Elements eine bestimmte Menge an Spaltstoff. Ein solches einzelnes abgebranntes Brennelement kann ohne Gefahr einer Kritikalität gehandhabt werden. Es wird daher im folgenden untersucht, welche Menge an Plutonium in Cans (bzw. Lagerstäben), eingebettet in die Glasmatrix einer Glaskokille, eingebracht werden kann, wenn pro Länge der Glaskokille der gleiche Spaltstoffgehalt vorliegen soll wie pro Länge des abgebrannten Brennelements.

Ein typisches abgebranntes Brennelement weist einen Spaltstoffgehalt von etwa 1,5 Gew.-% am Schwermetall (SM) auf. Bei einem Standard-DWR-Brennelement mit 526 kg SM ergeben sich dann 7,89 kg Spaltstoff pro Element. Bezogen auf eine aktive

Länge von 3,92 m errechnet sich daraus eine Spaltstoffbelegung mit 2,01 kg pro Meter Länge.

Eine Glaskokille hat eine Länge von 1,335 m. Geht man von einer „aktiver Länge“ (Länge der Cans) von 80% der Gesamtlänge aus, so ergibt sich für die Glaskokille ein Gehalt an 2,15 kg Spaltstoff, wenn eine Spaltstoffbelegung mit 2,01 kg pro Meter aktiver Länge erfolgt. Dies entspricht einer Menge an Gesamtplutonium von etwa 3,1 kg pro Glaskokille.

In einem zukünftigen Endlager müßten neben abgebrannten Brennelementen auch teilabgebrannte Brennelemente und - zur Abdeckung des Störfalls „Verwechslung mit einem frischen Brennelement“ - auch frische Brennelemente kritikalitätssicher einzulagern sein. Es wäre dann noch von einem mindestens dreifach höheren Spaltstoffgehalt als bei abgebrannten Brennelementen auszugehen. Diese Überlegung ergibt, daß sich in dieser Hinsicht aus einer Beimischung von 2 bis 4 kg Gesamtplutonium in einer Glaskokille keine zusätzlichen Probleme ergeben könnten. Bei der Auslegung eines zukünftigen Endlagers sind dann auch für diese Glaskokillen Kritikalitätsberechnungen durchzuführen.

Prinzipiell könnten im Hinblick auf die Kritikalitätssicherheit voraussichtlich auch noch höhere Beladungen der Glaskokille mit Plutonium erfolgen. Mit zunehmender Belegung würde aber das homogene Ausgießen der Freiräume zwischen den montierten MOX-Keramik-Stäben mit der Glasmasse erschwert. Daher wird für die weiteren Betrachtungen von der Belegung mit 2 bis 4 kg Gesamtplutonium pro Kokille ausgegangen.

5.3.2.6 Realisierbarkeit des Can-in-canister-Verfahrens

Bezüglich der Realisierbarkeit der Einzelschritte des Can-in-canister-Verfahrens ergibt sich folgende Sachlage:

- Die Herstellung der Mischoxid-Pellets ist in bestehenden Anlagen (Frankreich, Belgien, Großbritannien) möglich. Eine Umstellung der dort ohnehin vorhandenen Verfahren ist nicht erforderlich.
- Zur Befüllung der Kleinbehälter („Can“) und Herstellung des Edelstahlkanisters mit Innengerüst und Kleinbehältern sind die detaillierten Techniken nicht entwickelt. Für beide Arbeitsgänge kann aber auf die Erfahrungen mit der Befüllung von MOX-Brennstäben und mit der Assemblierung von MOX-Brennelementen zurückgegriffen werden, so daß der Entwicklungsaufwand überschaubar ist.
- Bei der Verglasung ergeben sich lediglich Unterschiede durch den Ersatz des „normalen“ Edelstahlkanisters durch den Edelstahlkanister mit Innengerüst und Kleinbehältern. Damit ändert sich an der Behandlung des HAWCs und des Schmelzofens nichts, da diese durch die andere Kanisterart nicht beeinflußt wird. Änderun-

gen sind bei der Beschickung der Anlage mit den Edelstahlkanistern erforderlich. Denn diese müssen auch „unbefüllt“ wegen des Plutoniumgehalts der Cans aus Gründen des Strahlenschutzes, der Sicherung und der Safeguards mit erhöhtem Aufwand gelagert und gehandhabt werden; denn anders als die leeren „normalen“ Edelstahlkanister enthalten diese strahlendes Spaltmaterial. Entsprechende Änderungen, die im wesentlichen durch administrative Maßnahmen und gesicherte Lager Räume erreichbar sind, müßten eingeführt werden. Bezüglich der Handhabung der gefertigten Glaskokillen sind keine wesentlichen Änderungen erforderlich, mit Ausnahme der Einführung von Safeguardsüberwachung.

Insgesamt ergibt sich daraus, daß eine bestehende Verglasungsanlage für HAWC mit relativ kleinem Aufwand umgewandelt werden könnte in eine Verglasungsanlage nach dem Can-in-canister-Verfahren, da lediglich im Bereich der Handhabung der unbefüllten Kanister Veränderungen notwendig werden und diese ohne wesentlichen Eingriff in die Technik der Anlage erfolgen könnten.

- Bezüglich Transporten, Zwischenlager und Endlagerung ergibt sich praktisch keine Notwendigkeit für unterschiedliche Handhabungen mit Ausnahme von Safeguardsmaßnahmen für einzelne Behälter.

Bei einzelnen Schritten müßten eventuell Genehmigungen dem erweiterten Umfang angepaßt werden; dies dürfte allerdings keine besonderen Hindernisse aufwerfen, weil sich keine zentralen sicherheitstechnischen Fragen bei den einzelnen Anlagen auftun.

Hinsichtlich der Gesamtrealisierbarkeit des Can-in-canister-Verfahrens ergeben sich die wesentlichen Beschränkungen durch die Menge des zur Verfügung stehenden HAWCs. Insgesamt steht der HAWC aus der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente in La Hague und Sellafield zur Verfügung. Unter Rückgriff auf die in Kapitel 2.1 dargelegten Mengenverhältnisse lassen sich folgende Betrachtungen ableiten:

Bei der Glasfertigung bei Cogéma ist von einer Bandbreite von 0,7 bis 0,83 Glaskokillen pro tSM an aufgearbeiteten Brennelementen auszugehen. Diese Bandbreite ergibt sich aus der bisherigen Erfahrung bzw. Planungen der Cogéma. Die Zahl zu fertigender Glaskokillen beläuft sich dann insgesamt auf

- ca. 2500 bis 3000 Glaskokillen für Spaltproduktlösung aus bereits aufgearbeiteten deutschen Brennelementen,
- insgesamt ca. 3200 bis 3800 Glaskokillen bei zusätzlicher Aufarbeitung bereits nach La Hague verbrachter abgebrannter Brennelemente,
- insgesamt ca. 4500 bis 5300 Glaskokillen bei Abarbeitung bestehender Wiederaufarbeitungsverträge.

Diese Glaskokillen stehen nicht insgesamt für die Aufnahme von MOX-Keramik zur Verfügung, da ein kleinerer Teil bereits gefertigt ist und vor Einsatzbereitschaft des Can-in-canister-Verfahrens noch gefertigt würde. Es kann davon ausgegangen werden, daß aber noch 2000 bis 4000 Glaskokillen mit MOX-Keramik bestückt werden könnten. Im Hinblick auf die dann insgesamt auf diesem Weg zu entsorgende Plutoniummenge ergeben sich bei 2 bis 4 kg Gesamtplutonium pro Kokille 4000 bis 16.000 kg Gesamtplutonium, das auf diesem Weg in eine endlagerfähige Form gebracht werden könnte, auch wenn eine Mischung des Plutoniums mit HAWC nur auf Basis von Glaskokillen (und nicht z.B. Lagerbehältern für Glaskokillen) und ohne „Streckung“ des Glases durch geringere Beladung mit HAWC unterstellt wird. Mit dem Can-in-canister-Verfahren kann daher ein relevanter Teil des vorhandenen abgetrennten Plutoniums (26.000 bis 29.000 kg Pu-tot) behandelt werden.

5.3.2.7 Safeguards beim Can-in-canister-Verfahren

Bei den Safeguards beim Can-in-canister-Verfahren sind die verschiedenen Einzelschritte zu unterscheiden:

Die Herstellung der mit Mischoxid befüllten „Cans“ findet in einer MOX-Brennelementfabrik statt. Diese steht wegen ihrer Plutoniumhandhabung ohnehin unter aufwendigen Safeguardsmaßnahmen. Die Herstellung der „Cans“ kann mit den gleichen Maßnahmen überwacht werden wie die Herstellung von MOX-Brennelementen. Die Überwachung der zu befüllenden Edelstahlkanister („Canister“) mit Innengerüst, an dem die Kleinbehälter („Can“) befestigt sind, muß mit geeigneten Methoden erfolgen. Die mit den „Cans“ eingebrachten Plutoniummengen müssen bilanzierend erfaßt werden. Ab dem Zeitpunkt der Zusammenfügung des Innengerüsts, der „Cans“ und des Edelstahlkanisters muß diese Einheit z.B. in einem versiegelbaren Behälter transportiert und gelagert werden, der die abzählbare und mit Maßnahmen der Surveillance überwachbare Einheit bildet. Diese wird so zur Verglasungsanlage transportiert und erst direkt vor dem Einsatz zur Befüllung mit Glas geöffnet. Mit diesem Vorgehen kann verifiziert werden, daß die mit den Cans eingebrachte Spaltstoffmenge sich immer noch im Gebinde befindet.

Der Prozeß der Glaseinfüllung selbst muß mit einer Kombination von Surveillance- und Containmentmaßnahmen überwacht werden (z.B. Kameras am Abfüllort und in der Lagereinrichtung; Betreiben als Materialbilanzbereich, an dessen Grenzen nur bestimmte Einschleus- bzw. Ausschleuspunkte vorhanden sind). Nach Erstarrung des eingefüllten HAWC-Glases ist eine abzählbare Einheit hergestellt, aus der das Plutonium nicht mehr ohne massive Eingriffe entfernt werden kann.

Bei der Einbringung der Kokillen in die üblichen Zwischenlagerbehälter muß eine Versiegelung der Deckel durch die Safeguardsorganisationen erfolgen; dies geschieht analog

zum bereits üblichen Verfahren bei Zwischenlagerbehältern für abgebrannte Brennelemente. Damit ist in Verbindung mit den Surveillancemaßnahmen im Zwischenlager die Überwachung gewährleistet. Bei der Konditionierung zur Endlagerung und beim Einbringen in das unter Safeguardsüberwachung stehende Endlager müssen die plutoniumhaltigen Kokillen ebenfalls mit einer geeigneten Kombination aus Containment- und Surveillancemaßnahmen überwacht werden.

5.3.3 Direkte Plutoniumverglasung mit Spaltprodukten

5.3.3.1 Herstellung des lagerfähigen Gebindes bei der direkten Plutoniumverglasung

Das Prinzip der Herstellung des lagerfähigen Gebindes bei der direkten Plutoniumverglasung wird in der Abbildung 5-2 dargestellt.

5.3.3.1.1 Verglasung

Auch das zwischen- und endlagerfähige Gebinde aus der direkten Plutoniumverglasung ist eine Glaskokille, die in ihren äußeren Maßen und Eigenschaften den üblichen Glaskokillen entspricht, die für die Endlagerung verglaster Abfälle aus der Wiederaufarbeitung deutscher Kernbrennstoffe vorgesehen sind.

Während bei den schon seit längerem erfolgenden Verglasungsverfahren für die deutschen HAW-Glaskokillen im Verglasungssofen Glas aus HAWC-Lösung und Glasfritte aufgeschmolzen wird, wird bei der direkten Plutoniumverglasung zusätzlich Plutoniumnitratlösung mit in den Schmelzprozeß eingebracht. Denkbar sind zwei verfahrenstechnische Lösungen:

Entweder wird vor Eintritt in den Ofen das Plutoniumnitrat mit der HAWC-Lösung vermischt und dann die Mischung in den Ofen eingespeist (HAWC-Lösung ist chemisch gesehen „Spaltprodukt-Nitrat“). Vorlaufend zum Mischprozeß muß dann aus der Lagerform Plutoniumdioxid noch Plutoniumnitrat hergestellt werden.

Oder das Plutonium wird in geeigneter chemischer Form als drittes Material neben HAWC-Lösung und Glasfritte eingespeist. Auch hier ist vorgehend eine chemische Umwandlung des Plutoniums nötig.

Bei beiden Möglichkeiten müssen alle Teilbereiche, in denen Plutonium gehandhabt wird, in einer kritikalitätssicheren Geometrie ausgeführt sein.



Ein Problem ergibt sich aus der Anforderung, langfristig im Endlager eine Kritikalität zu vermeiden. Dazu könnte zusätzlich Uran-238 in die Glasmasse eingebracht werden; dies wird beim Can-in-canister-Verfahren durch die MOX-Keramik gewährleistet. Ohne geeignete Neutronenabsorber in der Glasmasse ergibt sich eine Limitierung des Plutoniumgehalts auf sehr niedrige Werte (z.B. 0,45% Gew.-%, siehe Kapitel 5.3.3.4, entsprechend 3 kg Pu-tot).

Auch die direkte Plutoniumverglasung könnte wohl nur am Standort des flüssigen HAWCs erfolgen, also bei der Wiederaufarbeitungsanlage.

5.3.3.1.2 Eigenschaften des Produkts der direkten Plutoniumverglasung

Das erhaltene Produkt weist folgende wichtige Eigenschaften auf:

- Der befüllte Edelstahlkanister ist durch die eigene Strahlung stark vor unbefugter Hantierung geschützt. Die äußere Strahlung (Gamma und Neutronen) ist sehr hoch (einige hundert Gray pro Stunde). Sie wird dominiert von den Spaltprodukten, die in die Glasmatrix eingebunden sind. Unabgeschirmtes Hantieren würde in weniger als einer Minute zur Aufnahme akut tödlicher Strahlendosen führen. Ein ferngesteuertes Hantieren ist nur unter großem Aufwand möglich, weil einerseits nur unter massiven Abschirmmaßnahmen hantiert werden kann und andererseits geeignete Spezialgerätschaften zur Verfügung stehen müssen.
- Das Plutonium ist im befüllten Edelstahlkanister fest in eine Matrix eingebunden, damit ist die Wiedergewinnung nur mit einer aufwendigen Technik möglich. Das Produkt müßte zunächst in eine Anlage verbracht werden, in der es fernbedient gehandhabt werden könnte. Dann müßte nach Entfernen der Edelstahlhülle das mit den hochradioaktiven Spaltprodukten und Plutonium beladene Glas chemisch so aufgelöst werden, daß aus der enthaltenen Lösung das Plutonium chemisch abgetrennt werden kann. Erst dann würde das Plutonium verwendungsfähig zur Verfügung stehen. Der Aufwand für die chemische Auflösung und Plutoniumabtrennung ist erheblich.
- Der befüllte Edelstahlkanister weist die gleichen Hauptmaße auf wie die Glaskokillen aus der Verglasung hochradioaktiver Abfälle. Damit kann er im weiteren Fortgang genauso wie die ohnehin vorhandenen Glaskokillen aus der Verglasung von Wiederaufarbeitungsabfällen behandelt werden mit Ausnahme der zusätzlich erforderlichen Safeguardsmaßnahmen.

5.3.3.2 Transport, Zwischenlagerung und Endlagerung bei der direkten Plutoniumverglasung

Hinsichtlich Transport, Zwischenlagerung und Endlagerung ergeben sich keine wesentlichen Unterschiede zwischen der gemeinsamen Plutoniumverglasung und dem Can-in-canister-Verfahren. Lediglich der Transport des Edelstahlkanisters mit Innengerüst und Kleinbehältern von der Anlage zur Herstellung der Pellets zur Verglasungsanlage entfällt.

5.3.3.3 Safeguards bei der direkten Plutoniumverglasung

Durchgehende Safeguardsmaßnahmen sind innerhalb der Verglasungsanlage erforderlich. Damit muß einerseits der Anlagenteil überwacht werden, der zur Zusp eisung des Plutoniums in den Verglasungsprozeß dient. Weil das Plutonium hier in nicht abzählbarer Form vorliegt (je nach gewählter Verfahrenstechnik Plutoniumnitratlösung oder Fest-

stoffgranulat), muß eine aufwendige Überwachung erfolgen, wie sie beispielsweise ähnlich in den Chemiebereichen von MOX-Brennelementfabriken üblich ist.

Nach der Herstellung der Glaskokille ist eine abzählbare Einheit geschaffen. Ab diesem Punkt bis zur Einlagerung in das Endlager sind die gleichen Safeguardsmaßnahmen notwendig, wie sie bereits weiter oben für die Kokillen aus dem Can-in-canister-Verfahren herausgearbeitet wurden.

5.3.3.4 Mengenbetrachtungen zur direkten Plutoniumverglasung

In der Diskussion zum weiteren Umgang mit Waffenplutonium in den USA wurde auch die Direktverglasung untersucht (siehe Kapitel 5.2.2). Nach <Sylvester 1997> soll ein Borosilikat-Glasprodukt mit einem Anteil von 0,45 Gew.-% Waffenplutonium bei der späteren Endlagerung auch unter ungünstigsten Bedingungen (Moderierung durch Wasserzutritt, Fehlen von zusätzlichen Neutronenabsorbern etc.) unterkritisch bleiben.

Die Glasmasse in der 180-Liter-Kokille beträgt etwa 400 kg. Daraus ergibt sich ein möglicher Plutonium-239-Anteil von 1,8 kg. Der Pu-241-Anteil ist wegen der relativ kurzen Halbwertszeit dieses Isotops nicht zu berücksichtigen, da er bis zu den für die langfristige Unterkritikalität relevanten Zeiträumen zerfallen ist. (Zunächst ist der Borgehalt der Glaskokillen zur Gewährleistung der Unterkritikalität ausreichend.) Für das deutsche Reaktorplutonium ist unter dieser Randbedingung etwa von 60 Gew.-% thermisch spaltbarem Anteil auszugehen. Die mögliche Beladung pro Glaskokille beträgt dann 3 kg Gesamtplutonium.

5.3.3.5 Realisierbarkeit der direkten Plutoniumverglasung

Bezüglich der Realisierbarkeit der Einzelschritte der direkten Plutoniumverglasung ergibt sich folgende Sachlage:

- Bei der Verglasung ergeben sich erhebliche Unterschiede zur reinen Spaltproduktverglasung. Diese rühren daher, daß der gesamte Bereich der Materialzuspeisung und der Ofen selbst kritikalitätssicher ausgelegt werden müssen. Die Geometrien in bestehenden Anlagen sind nicht für eine solche Aufgabe ausgelegt.

Damit erfordert die Einführung der direkten Plutoniumverglasung mit Spaltprodukten auf jeden Fall eine völlige Neukonstruktion der Verglasungsanlage. Sie kann in einer bestehenden Verglasungsanlage nicht durch Umrüstung mit vertretbarem Aufwand eingerichtet werden. Dies ist ein erheblicher Nachteil gegenüber dem Can-in-canister-Verfahren. Damit wird die Realisierung der gemeinsamen Plutoniumverglasung auf solche Fälle eingegrenzt, bei denen die Neuplanung einer Verglasungsanlage ansteht.

- Bezüglich Transporten, Zwischenlager und Endlagerung ergeben sich praktisch keine Unterschiede zwischen direkter Plutoniumverglasung mit Spaltprodukten und Can-in-canister-Verfahren.

Hinsichtlich der Gesamtrealisierbarkeit der direkten Plutoniumverglasung ergeben deutliche Einschränkungen wegen der Notwendigkeit für eine Neuanlage zur Verglasung.

Weitere Einschränkungen ergeben sich durch die Menge des nach einer denkbaren Neuerrichtung noch zur Verfügung stehenden HAWCs. Betrachtet werden soll der Fall, eine Verglasungsanlage nach dem Verfahren der direkten Plutoniumverglasung mit Spaltprodukten stehe in 10 Jahren zur Verfügung. Dann lassen sich aus den Ergebnissen im Kapitel 5.3.2.6 folgende Betrachtungen ableiten: In diesem Kapitel wurde bereits dargelegt, daß Plutonium bei etwa 2000 bis 4000 Glaskokillen zugesetzt werden könnte, wenn die Verglasung innerhalb weniger Jahre aufgenommen würde. Wegen der Zeitverzögerung durch Planung und Neubau der Verglasungsanlage bei der Direktverglasung von Plutonium ist eher davon auszugehen, daß bei etwa 1000 bis 3000 Glaskokillen Plutonium zugesetzt werden kann. Die auf dem Weg der Direktverglasung zu behandelnde Menge an Gesamtplutonium würde sich dann auf 3000 bis 9000 kg Gesamtplutonium belaufen, wenn aus Gründen der langfristigen Unterkritikalität die Beladung einer einzelnen Kokille auf 3 kg Gesamtplutonium begrenzt wird.

Bei höheren Beladungen, die aber wohl das Zufügen von Uran-238 erforderlich machen würden, wäre eine entsprechend höhere Menge an Gesamtplutonium über das Verfahren der direkten Plutoniumverglasung in eine endlagerfähige Form überführbar, wobei der maximal mögliche Aktinidgehalt - und damit die Summe aus eingebrachtem Uran und Plutonium - der Kokille aber eingehalten sein muß.

6. Lagerstabverfahren

6.1 Einleitung

Im folgenden Kapitel wird die technische Realisierbarkeit des Lagerstabverfahrens untersucht. Ziel ist die Verarbeitung des Plutoniums zu Lagerelementen bzw. Lagerstäben, die mit weitgehend gleichen Schritten über die Direkte Endlagerung entsorgt werden können, wie dies für abgebrannte Brennelemente vorgesehen ist.

Im Folgenden werden zwei Varianten des Lagerstabverfahrens unterschieden:

- Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen. Bei dieser Variante werden aus Lagerstäben komplette Lagerelemente assembliert. Die hergestellten Lagerelemente werden bei der Zwischen- und Endlagerung gemeinsam mit abgebrannten Brennelementen in den jeweiligen Lagerbehältern gelagert.
- Lagerstabverfahren mit Stabaustausch. Bei dieser Variante erfolgt die Mischung durch Einbau von Lagerstäben in abgebrannte Uran-Brennelemente, die dann der Zwischen- und Endlagerung zugeführt werden.

Bei beiden Varianten erfolgt in verschiedenen Schritten eine gemischte Behandlung von abgebrannten Brennelementen und Lagerstäben bei der Zwischenlagerung und Endlagerung. Durch die gemischte Behandlung wird erreicht, daß die intensive Strahlung der abgebrannten Brennelemente die plutoniumhaltigen Lagerstäbe im Sinn von „physical protection“ schützt.

Für beide Varianten wird jeweils der notwendige technische Ablauf im Detail dargestellt. Es wird geprüft, welche der technischen Einzelschritte der Durchführung des Lagerstabverfahrens bereits vorhanden sind bzw. welcher Entwicklungsbedarf noch vorhanden ist. Dabei wird auch der sonstige Aufwand zur Realisierung geprüft. Ebenfalls behandelt werden die relevanten Aspekte zu Safeguardsmaßnahmen.

6.2 Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

6.2.1 Technischer Ablauf beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

Beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen ergeben sich prinzipiell folgende Schritte:

- Transport des Plutoniumdioxids zu einer MOX-Brennelementfabrik,
- Herstellung von Lagerstäben,

- Assemblieren der Lagerstäbe zu einem Lagerelement,
- Verpacken der Lagerelemente gemeinsam mit abgebrannten Brennelementen in Zwischenlagerbehälter und Zwischenlagerung,
- Konditionierung der Lagerelemente gemeinsam mit abgebrannten Brennelementen mit nachfolgender Endlagerung.

Diese Schritte werden nachfolgend detaillierter untersucht; dabei werden auch mögliche Untervarianten diskutiert. Für das bei diesem Verfahren erforderliche System werden auch die jeweils notwendigen Transporte berücksichtigt.

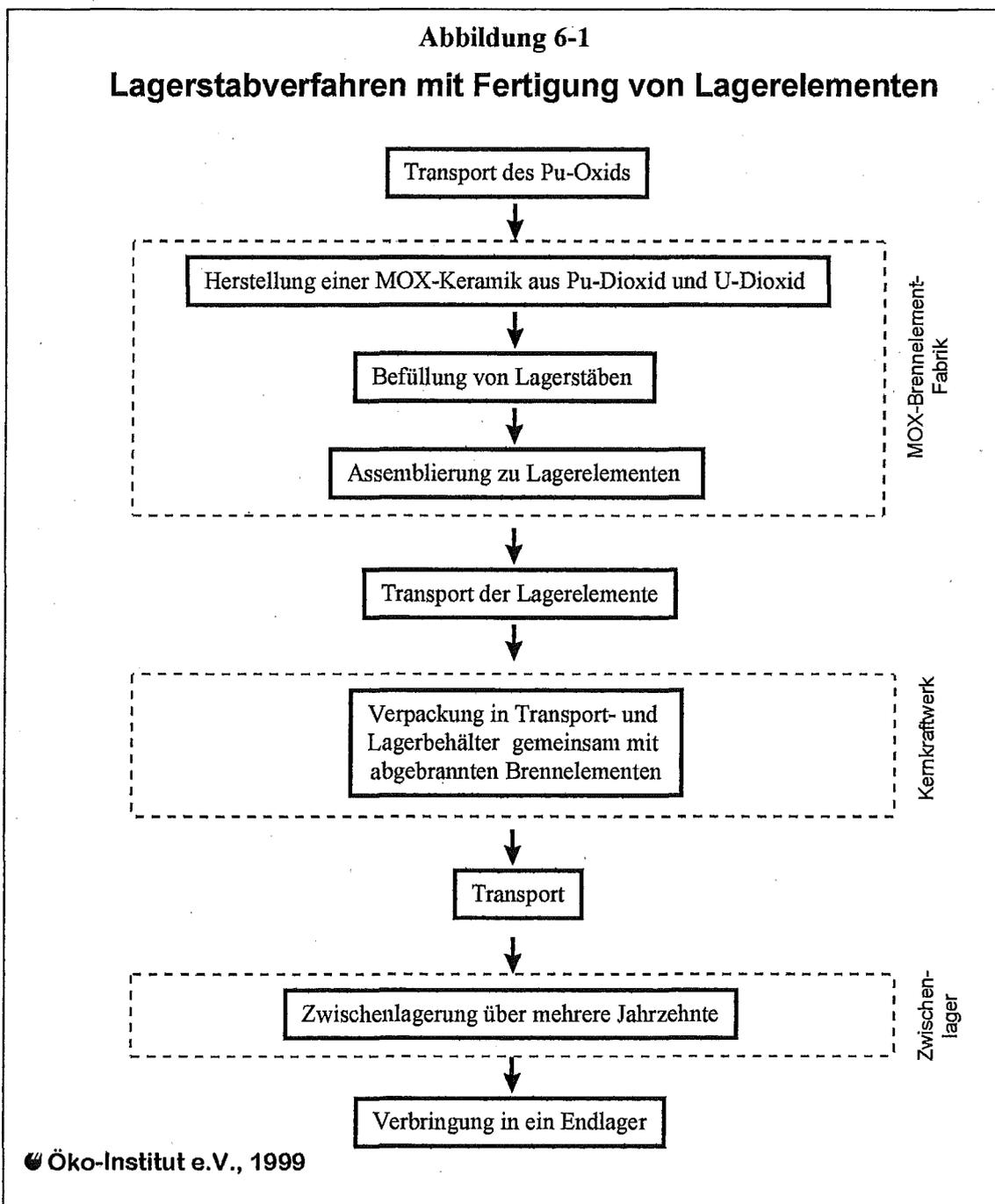
Die einzelnen Schritte sind in Abbildung 6-1 als Prinzipbild dargestellt.

6.2.1.1 Herstellung von Lagerstäben

Das zu behandelnde Plutonium liegt als pulverförmiges PuO_2 vor. In dieser Form ist es das Standardprodukt aus der Wiederaufarbeitung in La Hague, aus dem die Lagerstäbe hergestellt werden müssen. Dazu wird das PuO_2 -Pulver zu einer MOX-Brennelementfabrik transportiert. Dieser Prozeß orientiert sich weitgehend an der Herstellung von MOX-Brennstäben.

Erster wesentlicher Teilschritt ist die Herstellung von Mischoxid-Pellets für die Lagerstäbe. Dazu ist zunächst das PuO_2 -Pulver mit Uranoxid zu blenden. Der durch die Blendung in den Pellets zu erreichende Plutoniumgehalt ist insbesondere durch die Bedingungen gegeben, die sich aus den Kritikalitätsbetrachtungen für die späteren Schritte der Zwischenlagerung und der Endlagerung ergeben. Danach ist das erhaltene Mischoxid-Pulver zu Pelletrohlingen zu pressen. Diese sind durch Sintern in feste Keramik zu überführen. Bei der Pelletherstellung müssen die Pellets entsprechend maßhaltig für die späteren Lagerstäbe produziert werden. Gegebenenfalls sind die gesinterten Mischoxid-Pellets noch zur Erreichung der Maßhaltigkeit zu behandeln, z.B. durch Schleifen.

Die untere Grenze für den Plutoniumgehalt entspricht dem von frischen MOX-Brennelementen, weil die Zwischenlagerung ohnehin auf die versehentliche Mitbehandlung eines nicht abgebrannten MOX-Brennelements ausgelegt werden muß. Das gleiche gilt prinzipiell für die Endlagerung, auch wenn dafür bisher noch keine Einzelspezifikationen vorliegen.



Die Mischoxid-Pellets könnten mit höheren Plutoniumgehalten gefertigt werden, wenn eine Einzelüberprüfung der Bedingungen bei Herstellung, Zwischenlagerung, Endlagerung und den verschiedenen Handhabungen zeigt, daß die Kritikalitätssicherheit in allen Schritten auch bei einem höheren Plutoniumgehalt gegeben ist. Ein höherer Plutoniumgehalt in den Lagerstäben hätte zur Folge, daß die gleiche Menge an Plutonium in weni-

ger Lagerstäben untergebracht werden könnte, was Verarbeitungsaufwand und Kosten verringern kann.

Mögliche Varianten im ersten Teilschritt „Herstellung von Mischoxid-Pellets für die Lagerstäbe“ sind:

- Prinzipiell kann zur Blendung Natururan verwendet werden, analog zum üblichen derzeitigen Vorgehen bei der Herstellung von MOX-Brennstoff.
- Es könnte alternativ dazu auch abgereichertes Uran verwendet werden. Dies hätte den Vorteil, daß wegen des geringeren U-235-Anteils bei gleichen Randbedingungen aus der Kritikalitätsbetrachtung etwas mehr Plutonium in die Pellets eingebracht werden könnte. Außerdem ist abgereichertes Uran kein Wertstoff und könnte daher zu deutlich geringeren Kosten als Natururan beigelegt werden.
- Eine weitere Alternative wäre der Einsatz von wiederaufgearbeitetem Uran (WAU). WAU liegt in großen Mengen aus der Wiederaufarbeitung vor. Wegen seiner höheren Strahlung und schlechteren kernphysikalischen Eigenschaften ist es kein eigentlicher Wertstoff. Bestimmte Eigenschaften, z.B. erhöhter Einfangquerschnitt für Neutronen, die beim Reaktoreinsatz nachteilig sind, sind bei Lagerstäben nicht von Relevanz bzw. sogar von Vorteil.

Der zweite wesentliche Teilschritt der Herstellung von Lagerstäben ist die Befüllung von Lagerstäben mit den hergestellten Mischoxid-Pellets. Die befüllten Lagerstäbe werden gasdicht verschweißt.

Für die Lagerstabfertigung gilt als grundlegende technische Randbedingung, daß Lagerstäbe gefertigt werden, die von ihrer Geometrie kompatibel mit den üblichen Brennelementmaßen sind. Bezogen auf die Mehrheit der deutschen Atomkraftwerke wäre dies das DWR-Standardelement mit 16 x 16 bzw. 18 x 18 Geometrie. Im konkreten Fall der HEW ergibt sich aber ein Unterschied, weil HEW nur Siedewasserreaktoren betreibt. Für die Behandlung von HEW-Plutonium nach dem Lagerstabverfahren muß daher entschieden werden, welche Lagerelementgeometrie dafür vorgesehen wird. Davon ist abhängig, ob und mit welchen abgebrannten HEW-Brennelementen gemischt wird. Wahrscheinlich ist es sinnvoll, diejenige Geometrie zu wählen, für die die Lagerbehälter für Standard-Siedewasserelemente vorgesehen sind (Castor V/52). Bei SWR-Lagerelementen könnte allerdings (im Gegensatz zu SWR-MOX-Brennelementen) eine einheitliche Mischoxid-Zusammensetzung gewählt werden.

Eine Alternative dazu wäre, auch für das Lagerstabverfahren für HEW-Plutonium das DWR-Standard-Brennelement als Basis zugrundezulegen. In diesem Fall müßte eine Vereinbarung mit DWR-Betreibern, etwa innerhalb der norddeutschen Betreibergesell-

schaft, angestrebt werden. Hier sei darauf hingewiesen, daß z.B. das Kernkraftwerk Brokdorf mit DWR-Standardelementen läuft; an der Anlage hat HEW ohnehin eine Minderheitsbeteiligung.

Als Material der Hüllrohre wird üblicherweise Zirkaloy verwendet. Da die Lagerstäbe nicht zum Einsatz in einem Reaktor gelangen, könnte auch ein anderes Material verwendet werden, das im Hinblick auf den Langzeiteinschluß gleichwertige Eigenschaften aufweist. In Betracht zu ziehen wäre beispielsweise Edelstahl, wodurch sich auch eine Kostenreduzierung ergeben würde.

Von der fertigungstechnischen Seite gibt es keine grundlegenden Unterschiede zwischen den Alternativen SWR-Lagerstab und DWR-Lagerstab. Unterschiede könnten sich jedoch bei den Kosten ergeben, z.B. massenbezogene Fertigungskosten der Lagerstäbe, Materialaufwand für die Lagerstabhüllrohre.

Insgesamt ergibt sich für die Herstellung von Lagerstäben, daß sowohl der erste Teilschritt „Herstellung von Mischoxid-Pellets für die Lagerstäbe“ als auch zweite Teilschritt „Befüllung von Lagerstäben mit Mischoxid-Pellets“ in Anlagen stattfinden kann, die auch zur Herstellung von MOX-Brennstäben dienen. An Antransporten von Nuklearmaterialien sind der (getrennte) Antransport von Plutoniumdioxid (voraussichtlich aus dem Lager an der Wiederaufarbeitungsanlage) und Uranoxid (je nach Art und Herkunft aus unterschiedlichen Anlagen) erforderlich. Die für diese Antransporte notwendigen Bedingungen entsprechen den üblichen beim Transport dieser Stoffe.

6.2.1.2 Assemblieren der Lagerstäbe zum Lagerelement

Die Bündelung der Lagerstäbe entspricht dem bei der Fertigung von Brennelementen letzten Schritt der Assemblierung, bei dem Stäbe und Elementskelett zusammengefügt werden. Die technologischen Anforderungen ergeben sich durch die entsprechende Geometrie des Lagerelementes. Besondere technische Erfordernisse ergeben sich bei Lagerelementen nicht.

Die Assemblierung erfolgt in der Regel in der entsprechenden MOX-Herstellungsanlage (oder in einer Anlage in der direkten Nachbarschaft). Es sind dann nur innerbetriebliche Nukleartransporte erforderlich.

6.2.1.3 Verpacken der Lagerelemente in Zwischenlagerbehälter

Nach der Herstellung der Lagerelemente sollen sie - ebenso wie abgebrannte Brennelemente - für 25 bis 30 Jahren oberirdisch zwischengelagert werden, bevor sie zur Endlagerung gelangen können. Dabei ist eine Mischbeladung zwischen Lagerstabmaterial und abgebranntem Brennstoffmaterial im Zwischenlagerbehälter vorgesehen.

Um eine Mischbeladung zu erreichen, müssen in den einzelnen Zwischenlagerbehälter abgebrannte Brennelemente und Lagerelemente eingebracht werden.

Die Einbringung der abgebrannten Brennelemente in den Lagerbehälter erfolgt im Lagerbecken im Kernkraftwerk gemäß der üblichen Beladeprozedur. Die Lagerelemente werden vor der Beladung des Lagerbehälters in das betreffende Kernkraftwerk transportiert, aus dem auch die abgebrannten Brennelemente stammen. Anschließend werden im Rahmen der üblichen Beladeprozedur auch die Lagerelemente gleichzeitig mit den abgebrannten Brennelementen in den Lagerbehälter eingebracht. Der beladene Behälter wird dann für die Zwischenlagerung abgefertigt. Insgesamt greift dieses Verfahren auf die üblichen Handhabungs- und Beladeprozeduren für Brennelemente im Kernkraftwerk zurück. Zusätzlich ist der Antransport der Lagerelemente aus dem Herstellungswerk in das Kernkraftwerk erforderlich. Er erfolgt analog den Vorgängen beim Antransport von frischen MOX-Brennelementen in ein Kernkraftwerk. Die Kritikalitätssicherheit beim Störfall „Absturz im Lagerbecken“ muß gewährleistet sein. Für Lagerelemente mit einem Spaltstoffanteil von 5% ist dies sicher bei allen Kernkraftwerken gegeben, bei einem Spaltstoffanteil von 10% können zusätzliche Nachweise oder Einschränkungen erforderlich werden.

Sofern in Einzelfällen die Lagerelemente nicht gleichzeitig in den Lagerbehälter eingebracht werden können, müssen sie später in einen teilbeladenen Lagerbehälter zugeladen werden. Die Beladung mit den Lagerelementen kann dann in einer anderen geeigneten Anlage (z.B. Heiße Zelle) später erfolgen. Dazu müßte der teilbeladene Lagerbehälter dort wieder geöffnet werden und die Lagerelemente eingebracht werden. Anschließend müßte der Lagerbehälter wieder verschlossen werden. Auf dieses Verfahren sollte aufgrund des erhöhten Aufwandes nur dann zurückgegriffen werden, wenn eine zeitliche Entkopplung des Beladens mit abgebrannten Brennelementen und mit Lagerelementen erforderlich werden sollte.

Bei der Fertigung von Lagerstäben ist - aus den gleichen Gründen wie bei der Fertigung von MOX-Keramik für das Can-in-canister-Verfahren - davon auszugehen, daß Lagerstäbe mit einem Gehalt von 5 oder 10 Gew.-% Spaltstoff hergestellt werden können (siehe Kapitel 5.3.2.5). Bei Verwendung von abgereichertem Uran mit 0,35 % U-235 und Standard-DWR-Geometrie ergeben sich dann die folgenden Randbedingungen:

- in der MOX-Keramik sind 6,7 bzw. 13,9 Gew.-% (bezogen auf SM) Gesamtplutonium enthalten,
- ein DWR-Lagerstab enthält etwa 165 bzw. 340 g Gesamtplutonium,
- ein DWR-Lagerelement enthält etwa 38 bzw. 80 kg Gesamtplutonium.

Pro Tonne mit dem Lagerstabverfahren zu verarbeitendem Gesamtplutonium sind dann

- 26 bzw. 13 DWR-Lagerelemente mit
- insgesamt etwa 6120 bzw. 2950 DWR-Lagerstäben

zu fertigen.

Bei Fertigung in Standard-SWR-Geometrie ergeben sich folgende Randbedingungen:

- in der MOX-Keramik sind 6,7 bzw. 13,9 Gew.-% (bezogen auf SM) Gesamtplutonium enthalten,
- ein SWR-Lagerstab enthält etwa 150 bzw. 300 g Gesamtplutonium,
- ein SWR-Lagerelement enthält etwa 12 bzw. 24,7 kg Gesamtplutonium.

Pro Tonne mit dem Lagerstabverfahren zu verarbeitendem Gesamtplutonium sind dann

- 84 bzw. 41 SWR-Lagerelemente mit
- insgesamt etwa 6800 bzw. 3270 Lagerstäben

zu fertigen.

Im Hinblick auf die Mischung mit abgebrannten Brennelementen ergeben sich die folgenden beispielhaften Mengenverhältnisse:

- Erfolgt in einem Lagerbehälter vom Typ Castor V/19 (für DWR-Brennelemente) die Einlagerung von einem DWR-Lagerelement pro Behälter, so ergibt sich ein Mengenverhältnis von 1 DWR-Lagerelement auf 18 abgebrannte DWR-Brennelemente. Dieses Mischungsverhältnis wird hier gewählt, da es die größtmögliche Mischung darstellt. Es wäre aber ebenfalls möglich, daß mehr als ein Lagerelement pro Behälter eingebracht werden kann, ohne daß sich Kritikalitätsprobleme ergeben; die Optimierung müßte daher in einem entsprechenden Genehmigungsverfahren erfolgen. Die jährliche Entlademenge in einem deutschen DWR mit 1300 MW elektrischer Leistung beträgt etwa 45 bis 65 abgebrannte Brennelemente. Bei Mischung im Verhältnis 1:18 können in dieser Menge rechnerisch (ungerundet) 2,5 bis 3,6 DWR-Lagerelemente untergebracht werden. Bei einem Spaltstoffanteil von 5% entspricht dies etwa 96 bis 140 kg Gesamtplutonium und bei einem Spaltstoffanteil von 10% etwa 200 bis 290 kg Gesamtplutonium, die dann pro Reaktorbetriebsjahr pro 1300 MW-Block mit den abgebrannten Brennelementen gemischt werden können.
- In den Lagerbecken an den deutschen Reaktoren mit Standard-DWR-Brennelementen waren zum Stand Ende 1997 insgesamt 3374 abgebrannte Brennelemente vorhanden. Mit dieser Menge können im Verhältnis 1:18 insgesamt 187 DWR-

Lagerelemente in Castor-V/19-Behältern gemischt werden. In diesen 187 DWR-Lagerelementen können etwa 7,2 bzw. 14,9 t Gesamtplutonium verarbeitet werden.

- Bei einer Mischung mit abgebrannten SWR-Brennelementen kann beispielsweise im Verhältnis 3:49 in einem Lagerbehälter vom Typ Castor V/52 zur Aufnahme von insgesamt 52 Elementen aus SWR gemischt werden; das Mischungsverhältnis entspricht dann etwa dem oben für DWR-Elemente als Referenz betrachteten Verhältnis. Aus dem SWR Krümmel werden jährlich etwa 120 abgebrannte Brennelemente entladen, so daß unter diese rechnerisch 7,35 SWR-Lagerelemente gemischt werden könnten. Die so unterbringbare Menge an Gesamtplutonium beträgt etwa 88 kg (5% Spaltstoffanteil) bzw. 182 kg (10% Spaltstoffanteil) pro Jahr.
- Zum Stand Ende 1997 lagen in den SWR der HEW insgesamt 685 abgebrannte Brennelemente vor (überwiegend im KKW Krümmel). Bei der Mischung im Verhältnis 3:49 können in dieser vorhandene Menge dann 41 SWR-Lagerelemente mit etwa 490 bzw. 1015 kg Gesamtplutonium auf diesem Weg untergebracht werden.

Die Fertigungskosten für MOX-Brennelemente sind bei DWR-Brennelementen etwa 20 bis 40% geringer als bei SWR-Brennelementen. Einerseits könnte es sich daher aus ökonomischen Erwägungen eher anbieten, DWR-Lagerelemente zu fertigen. Andererseits sind die höheren Kosten bei den SWR-Brennelementen durch die inhomogene Brennstoffbelegung in der Pelletsäule bedingt, so daß der Aufwand bei der Fertigung von SWR-Lagerelementen etwa dem bei Fertigung von DWR-Lagerelementen entspricht. Würden wegen des geringeren Aufwands auch die Kosten beim Hersteller gesenkt, so ist die Fertigung von Lagerelementen nach SWR-Geometrie und DWR-Geometrie gleichwertig.

6.2.1.4 Zwischenlagerung der Lagerelemente

Die oben beschriebenen Beladeprozeduren enden mit einem für die Zwischenlagerung abgefertigten Lagerbehälter.

Die technischen Randbedingungen für die mit Lagerelementen beladenen Lagerbehälter entsprechen denen der rein mit abgebrannten Brennelementen beladenen Lagerbehälter. Deshalb kann davon ausgegangen werden, daß die mischbeladenen Behälter aus technischer Sicht in dem entsprechenden Zwischenlager frei einlagerbar sind.

Der Antransport entspricht einem innerbetrieblichen Transport abgebrannter Brennelemente, wenn ein auf dem Gelände des Kernkraftwerks befindliches dezentrales Zwischenlager benutzt wird. In den anderen Fällen erfolgt ein Transport analog zu den üblichen Bedingungen beim außerbetrieblichen Transport abgebrannter Brennelemente.

6.2.1.5 Konditionierung der Lagerelemente mit nachfolgender Endlagerung

Nach Ende der Zwischenlagerzeit sollen die Lagerelemente genauso wie abgebrannte Brennelemente auf dem Weg der Direkten Endlagerung in ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle eingebracht werden.

Erster Schritt ist die Konditionierung der Lagerelemente in einer Konditionierungsanlage. Prinzipiell erfolgt dies mit der gleichen Technik wie für abgebrannte Brennelemente; dabei wird von einer gemischten Einbringung von abgebrannten Brennelementen und Lagerelementen in die Endlagerbehälter ausgegangen. In technologischer Sicht ergeben sich für Lagerelemente keine besonderen Erfordernisse. Dies gilt auch für die Endlagerung.

Ein Antransport der Lagerbehälter zur Konditionierung und Endlagerung ist erforderlich, weil voraussichtlich Zwischenlagerort und Endlagerort voneinander entfernt sind.

6.2.2 Realisierung der Schritte des Lagerstabverfahrens mit Fertigung von Lagerelementen

6.2.2.1 Herstellung von Lagerstäben

Die Herstellung der Lagerstäbe erfolgt in den Teilschritten „Herstellung von Mischoxid-Pellets für die Lagerstäbe“ und „Befüllung von Lagerstäben mit Mischoxid-Pellets“. Praktisch identische Tätigkeiten erfolgen derzeit in Westeuropa in einigen Anlagen zur MOX-Herstellung. Dies sind

- die Anlage der Belgonucléaire in Dessel/Belgien,
- die französischen Anlagen in Cadarache und Marcoule (Melox) der Cogéma,
- die MOX Demonstration Facility (MDF) in Sellafield/England der BNFL.

Diese Anlagen können MOX-Stäbe für Leichtwasserreaktoren herstellen. Dabei ist - aufgrund der spezifischen Lage bei den Genehmigungen für MOX-Einsatz in Europa - vor allem Erfahrung für die Herstellung von MOX-Stäben für DWR-Reaktoren vorhanden. In Dessel wurde auch MOX-Stäbe für Siedewasserreaktoren hergestellt.

Die genannten Anlagen sind auch für verschiedene Typen von Brennelementen, die in deutschen Kernkraftwerken eingesetzt sind, qualifiziert. Insofern kann davon ausgegangen werden, daß die genannten Anlagen prinzipiell auch für die Herstellung von Lagerstäben infrage kommen.

Bei einer Prüfung der Anforderungen ist insbesondere zu berücksichtigen, daß für Lagerstäbe geringere Anforderungen bestehen, da sie nicht den jahrelangen Betrieb unter den Bedingungen im Core aushalten müssen, sondern lediglich unter den Bedingungen der

Lagerung ihre Aufgabe erfüllen müssen. Vor allem folgende Unterschiede ergeben sich daraus:

- Es treten keine erhöhten Außendrucke (durch den Primärkreisdruck) auf, damit ergeben sich weder entsprechende Anforderungen an die Hüllrohre noch muß der Stab bei der Fertigung mit einem Innendruck hergestellt werden.
- Es treten keine Spaltgase auf, damit kann sich kein zusätzlicher Innendruck aufbauen.
- Thermohydraulische Auswirkungen auf die Stäbe treten ebenfalls nicht auf, damit sind viele der daraus resultierenden Schädigungsmechanismen aus dem Reaktorbetrieb bei Lagerstäben nicht wirksam.
- Es liegen praktisch keine mechanischen und thermischen Belastungen für das Pellet vor, verglichen mit den Bedingungen unter Reaktorbetrieb.
- Die Strahlendosis für das Hüllrohrmaterial liegt um Größenordnungen niedriger.
- Die Korrosionsbedingungen sind im Reaktor ebenfalls ungünstiger als im Lagerbehälter.

Aus diesen deutlich weniger scharfen Anforderungen ergeben sich kostensparende und dosissparende Vereinfachungen bezüglich der Fertigungstechnik, z.B.:

- Die Anforderungen an Maßhaltigkeit und sonstige Qualität der Pellets sind wesentlich geringer, was weniger Prüfaufwand und weniger Bearbeitungsaufwand bedeutet.
- Es ist deutlich weniger Schrott und Materialrücklauf zu erwarten, da die Qualitätskriterien deutlich niedriger liegen können. Bei der Produktion von MOX-Brennstoff kann der Ausschuß mehrere dutzend Prozent des Durchsatzes betragen, so daß dadurch ein erheblicher Aufwand entsteht, der bei Lagerpellets entfällt oder zumindest stark reduziert ist. Die Erfahrung eines Betreibers einer Anlage, in der derzeit Lagerstäbe hergestellt werden, geht von einem Schrottrücklauf von etwa 5% aus.
- Die Anforderungen an die Maßhaltigkeit der Stäbe sind geringer, sie müssen lediglich assembliert werden können. Dies reduziert den Prüfaufwand und den Bearbeitungsaufwand ebenfalls.
- Die Stäbe müssen beim Verschließen und Dichtschweißen nicht mit einem voraufgebrachten Innendruck durch Inertgas versehen werden, was diesen Fertigungsschritt ebenfalls vereinfacht.

Fertigungstechnisch ergeben sich damit lediglich Vereinfachungen, die keine gesonderte Entwicklung erfordern.

Genehmigungstechnisch ist die Herstellung von Lagerstäben (auch von Lagerelementen) offensichtlich im Rahmen der bestehenden Genehmigungen für die genannten MOX-Brennelementwerke möglich. Dies gilt jedenfalls, solange die Lagerstäbe den üblichen Zusammensetzungen für MOX-Brennstoff für Leichtwasserreaktoren entsprechen. Eine andere Situation wäre nur dann gegeben, wenn Lagerstäbe mit höherem Plutonium- bzw. Spaltstoffgehalt hergestellt werden sollten als in der jeweiligen Fertigungsanlage genehmigt ist. Dann müßten entsprechende zusätzliche Genehmigungsverfahren eingeleitet werden, wenn der jeweilige Betreiber ein Interesse an der Produktion entsprechender Lagerstäbe hat.

Funktionierende Marktmechanismen vorausgesetzt, dürften die Preise für die Herstellung von Lagerstäben deutlich unter den heutigen Preisen für die Fertigung von MOX-Brennelementen liegen. In diesem Zusammenhang wäre auch zu überprüfen, wieweit bestehende Fertigungsverträge für MOX, die ohne MOX-Einsatz überflüssig wären, auf dem Verhandlungsweg zu Fertigungsverträgen für Lagerelemente (bzw. Lagerstäbe) umgewandelt werden können.

Weitergehende Überlegungen zur Umwandlung bestehender Verträge sind auch im Rahmen der diskutierten Aufgabe der Wiederaufarbeitung möglich: In der Frage, wieweit der Firma Cogéma ökonomische Kompensationen für aufgegebene Wiederaufarbeitungsverträge gegeben werden sollten, ist eine Gegenleistung durch akzeptable Verträge zur Herstellung von Lagerstäben (bzw. Lagerelementen) denkbar.

6.2.2.2 Bündeln der Lagerstäbe zum Lagerelement

Das Bündeln der Lagerstäbe zum Lagerelement entspricht der Assemblierung von MOX-Brennelementen. Hier sind - bis auf einige geringere Anforderungen bei bestimmten Parametern - in beiden Fällen praktisch gleiche Verhältnisse gegeben. Die Assemblierung findet in den gleichen Werken statt wie die Herstellung der Lagerstäbe; im Falle des belgischen Herstellers übernimmt eine direkt benachbarte Anlage die Assemblierung.

Weil nur innerbetriebliche Nukleartransporte vorliegen, ergibt sich auch keine Anforderung von Transportgenehmigungen.

6.2.2.3 Verpacken der Lagerelemente in Zwischenlagerbehälter

Das Verpacken der Lagerelemente in Lagerbehälter erfolgt im Kernkraftwerk. Die Beladung der Lagerbehälter erfolgt gleichartig wie mit abgebrannten Brennelementen; es sind die gleichen Prozeduren erforderlich, die mit den bestehenden Betriebsgenehmigungen gestattet sind. Es ergibt sich aus Strahlenschutzgründen wie hinsichtlich möglicher Störungen kein anderes Bild bei der Beladung der Behälter mit Lagerelementen als bei abge-

brannten Brennelementen. Sicherheitstechnisch ergeben sich deshalb voraussichtlich keine besonderen neuen Anforderungen.

Formal umfaßt die bestehende Genehmigung zur Beladung allerdings die Lagerelemente nicht. Deshalb muß vom Betreiber, der das Lagerstabverfahren einführen will, ein Antrag auf eine entsprechende Erweiterung der Betriebsgenehmigung gestellt werden. Bei der Erstellung der zugehörigen Antragsunterlagen kann weitgehend auf die technischen Unterlagen für bereits genehmigte analoge Tätigkeiten zurückgegriffen werden.

Soweit als Alternative zur Beladung der Lagerelemente im Kernkraftwerk auf eine Beladung in einer externen Heißen Zelle zurückgegriffen werden sollte, liegen derzeit in Deutschland keine entsprechenden Genehmigungen vor.

Der Antransport der Lagerelemente zum Kernkraftwerk ist als Transport von Mischoxid entsprechend zu genehmigen. Beim Transport von Lagerelementen liegen die gleichen Verhältnisse wie bei frischen MOX-Brennelementen vor. Auf diese Erfahrungen und entsprechende technische Unterlagen kann bei der Antragstellung für den Transport zurückgegriffen werden.

6.2.2.4 Zwischenlagerung der Lagerelemente

Bei der Durchführung des Lagerstabverfahrens wird davon ausgegangen, daß die Lagerelemente in ihren Eigenschaften weitgehend durch die Eigenschaften der analogen abgebrannten Brennelemente abgedeckt werden. Dies gilt insbesondere auch hinsichtlich der Aspekte der Geometrie und der Kritikalitätssicherheit. Zum Nachweis müssen allerdings entsprechende Unterlagen für die Genehmigungsverfahren erarbeitet werden.

Formal ist die Situation nicht durch die bestehenden Genehmigungen abgedeckt:

- Die Behälterzulassung der Zwischenlagerbehälter müßte auch auf Lagerelemente ausgeweitet werden.
- Die Genehmigung des betreffenden Zwischenlagers müßte auf Lagerelemente erweitert werden.

Deshalb ist eine Stellung der entsprechenden Änderungsanträge durch den Inhaber der Behälterzulassung bzw. den Zwischenlagerbetreiber notwendig. Die technischen Unterlagen sind dazu den gegebenen Situationen anzupassen.

Hinsichtlich der Transportgenehmigungen ergeben sich keine andersartigen Situationen als in anderen Fällen von Transporten zu einem Zwischenlager, da auch hier der Transport von abgebrannten Brennelementen und anderer Elemente in dafür zugelassenen Behältern beantragt wird.

6.2.2.5 Konditionierung der Lagerelemente mit nachfolgender Endlagerung

Nach Beendigung der Zwischenlagerzeit sollen die Lagerelemente genauso wie abgebrannte Brennelemente auf dem Weg der Direkten Endlagerung in ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle eingebracht werden. Wegen der ähnlichen Eigenschaften ergeben sich keine andersartigen Anforderungen an die Endlagerung.

6.2.3 Safeguardsmaßnahmen beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

Bei der Produktion von Lagerstäben und -elementen kann auf die Safeguardsmaßnahmen zurückgegriffen werden, die für die Produktion von MOX-Brennelementen entwickelt und einschlägig erprobt worden sind. Für eine Produktionsanlage mit gültigen Festlegungen zu den Safeguardsmaßnahmen (Facility Attachment) sind keine zusätzlichen Maßnahmen zu treffen.

Die bei der Verarbeitung großer Mengen an Plutonium in nicht abzählbarer Form üblichen Meßunsicherheiten (z.B. WAA, MOX-Fertigung) sind auch hier zu erwarten. Erst in den fertigen plutoniumhaltigen Lagerstäben kann der Plutoniumgehalt leicht überprüft werden. Daher kann das Inventar von unbestrahltem Plutonium in Lagerelementen relativ genau bestimmt werden.

Während des Transports müssen die gleichen Safeguardsmaßnahmen (und Maßnahmen der physical protection) erfolgen wie bei dem Transport frischer MOX-Brennelemente.

Die Safeguardsmaßnahmen bei der Zwischenlagerung müssen die gleichen sein wie bei der Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente, da in beiden Fällen plutoniumhaltige Elemente zu überwachen sind. Da die Elemente während der Zwischenlagerung unzugänglich sind, muß beim Beladen der Zwischenlagerbehälter verifiziert werden, welche konkreten Elemente mit welchem Spaltstoffgehalt in den jeweiligen Zwischenlagerbehälter eingebracht wurden. Nach dem Aufbringen des ersten Deckels auf den Zwischenlagerbehälter wird der Deckel mit einem Safeguardssiegel versehen und dann der zweite Deckel aufgebracht. Auch hier wird ein Safeguardssiegel aufgebracht. Mit dieser Siegelungstechnik wird verifizierbar, daß sich im jeweiligen Behälter immer noch die gleichen Elemente befinden wie bei der Beladung. Das Zwischenlager selbst wird durch Maßnahmen der Surveillance kontinuierlich überwacht; diese bestehen im wesentlichen in einer geeigneten Kameraüberwachung des Lagerraums bzw. dessen Eingängen.

Diese Prozeduren sind in einem Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente üblich und stellen keine zusätzlichen Maßnahmen dar, die etwa nur wegen der zusätzlichen Lagerelemente erforderlich wären.

Die für die Endlagerung von Lagerelementen erforderlichen Safeguardsmaßnahmen unterscheiden sich nicht von denen, die für abgebrannte Brennelemente notwendig sind; das gleiche gilt für die Konditionierung zur Endlagerung (siehe Kapitel 4.6).

6.3 Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

6.3.1 Technischer Ablauf des Lagerstabverfahrens mit Stabaustausch

Beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch ergeben sich prinzipiell folgende Schritte:

- Herstellung von Lagerstäben,
- Einbau der Lagerstäbe in ein abgebranntes Brennelement durch Stabaustausch (Herstellung eines Mischelements),
- Verpacken der Mischelemente in Zwischenlagerbehälter und Zwischenlagerung,
- Konditionierung der Mischelemente mit nachfolgender Endlagerung.

Die einzelnen Schritte sind in Abbildung 6-2 als Prinzipbild dargestellt.

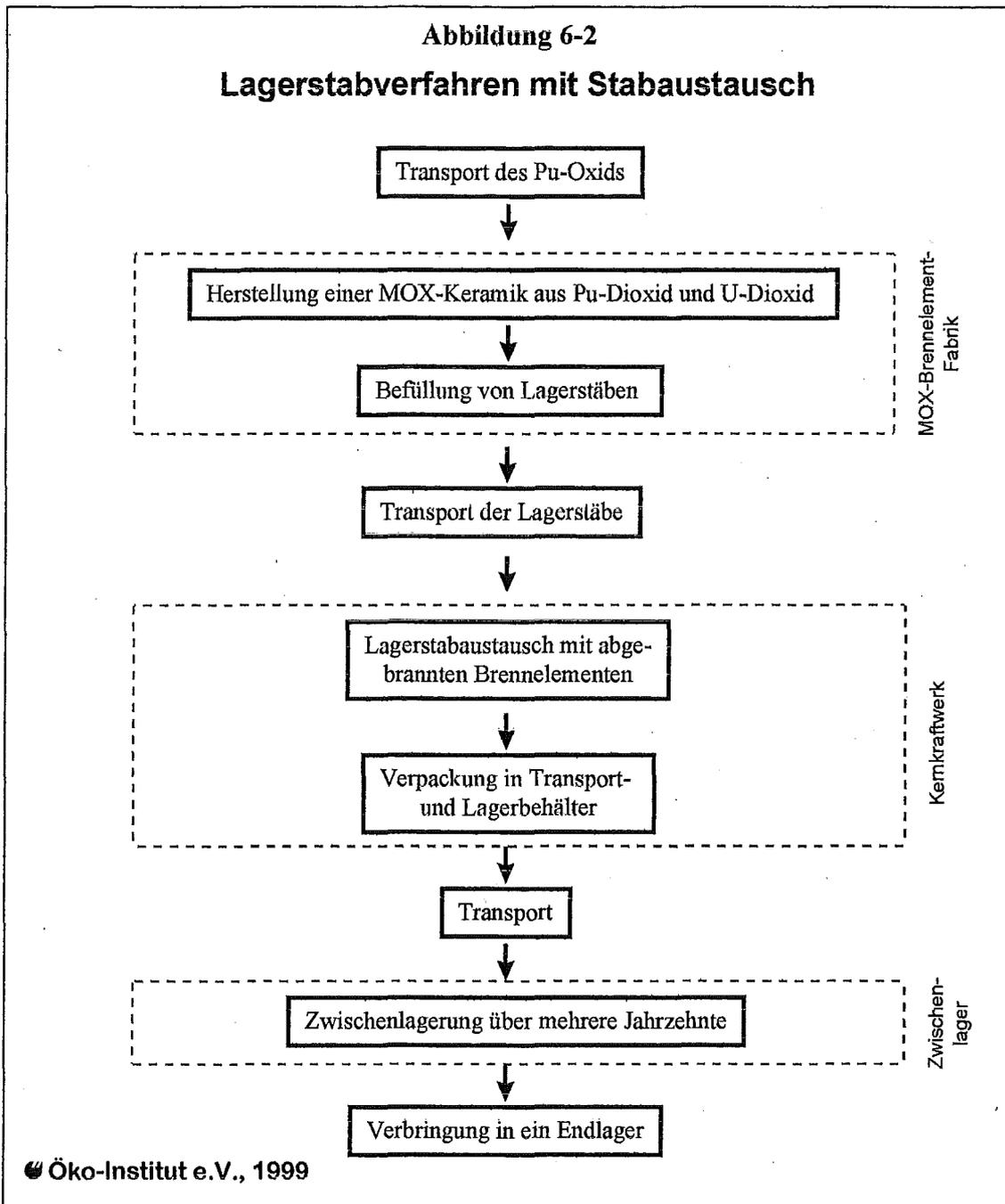
6.3.1.1 Herstellung von Lagerstäben beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Dieser Schritt ist identisch mit der Herstellung von Lagerstäben beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen. Hinsichtlich des technischen Ablaufs wird daher auf Kapitel 6.2.1.1 verwiesen.

6.3.1.2 Herstellen von Mischelementen

Zur Mischung der Lagerstäbe erfolgt ein Einbau der Lagerstäbe in abgebrannte Brennelemente - im Austausch gegen einzelne Stäbe mit abgebranntem Brennstoff. Dadurch wird ein Mischelement aus beiden Typen von Stäben erhalten.

Prinzipiell kann die Herstellung von Mischelementen auch nach der Herstellung von Lagerelementen erfolgen. Die Lagerstäbe würden am Kernkraftwerk dann als Lagerelemente angeliefert, aus denen dort die Lagerstäbe wieder gezogen und in abgebrannte Brennelemente eingebaut werden.



6.3.1.3 Einbau der Lagerstäbe in ein abgebranntes Brennelement

Beim Einbau der Lagerstäbe in ein abgebranntes Brennelement ergibt sich folgende Vorgehensweise. Da abgebrannte Brennelemente sehr viel stärker strahlen, müssen diese unter wesentlich aufwendigeren Schutzmaßnahmen gehandhabt werden als unbestrahlte plutoniumhaltige Stäbe. Zur Strahlungsabschirmung ist eine Handhabung unter genügender Wasserüberdeckung als Abschirmung sinnvoll. Von daher ergibt sich das Brennelemente-

mentlagerbecken im Reaktorgebäude als möglicher und derzeit einzig verfügbarer Ort für den Einbau der Lagerstäbe in abgebrannte Brennelemente.

Auslegungsbestimmend für den Einbau von Lagerstäben sind insbesondere die Kritikalitätsüberlegungen. Über die Lagerstäbe wird Spaltstoff in das Element eingebracht. Die Kritikalitätssicherheit muß in der gewählten Konfiguration in allen nachfolgenden Schritten gewährleistet werden. Dabei spielen die Faktoren „Zusammensetzung des Spaltstoffes in den im Element verbleibenden Brennstäben“, „Zusammensetzung des Spaltstoffes in den eingebrachten Lagerstäben“ und „Konfiguration der Stäbe im Mischelement“ eine Rolle. Für die Festlegungen der Zusammensetzung ist außerdem relevant, welche Sicherheitsvorgaben in späteren Schritten bezüglich der Verwechslung von abgebrannten und frischen Brennstäben vorliegen. Wenn bei der Prozedur des Stabaustauschs garantiert wird, daß kein irrtümlicher Einbau in ein unbestrahltes Brennelement oder ein Brennelement mit zu niedrigem Abbrand erfolgt, so kann vom Abbrand der übrigen Stäbe für die Kritikalitätssicherheit Kredit genommen werden.

Insgesamt ergeben sich aber immer Konfigurationen, bei denen eine Minderzahl von Lagerstäben mit einer Mehrzahl von abgebrannten Brennstäben ein Mischelement bilden.

Bei einer Mischung durch Stabaustausch könnte beispielsweise als Randbedingung gesetzt werden, daß sich die Gesamtmenge an Spaltmaterial im abgebrannten Brennelement um maximal 20% erhöhen darf. Bei einem üblichen Spaltstoffgehalt von 1,5% können dann etwa 1,58 kg spaltbares Plutonium bzw. 2,25 kg Gesamtplutonium (70% spaltbarer Anteil, Blendung mit abgereichertem Uran) pro abgebranntem Brennelement zugefügt werden. Dazu wären pro Brennelement 7 bzw. 14 Stäbe auszutauschen, wenn der Spaltstoffanteil der Lagerstäbe 10 bzw. 7% beträgt. In den an den DWR derzeit vorhandenen abgebrannten 3374 Brennelementen (siehe Kapitel 6.2.1.3) könnten auf diese Weise insgesamt 7,6 t Gesamtplutonium (bei 5% und bei 10%) untergebracht werden.

Um ein abgebranntes Brennelement für den Einbau vorzubereiten, müssen so viele Stäbe aus dem Brennelement ausgebaut werden, wie Lagerstäbe eingebaut werden. Ausgebaute Brennstäbe können zu einem zusätzlichen abgebrannten Brennelement assembliert oder in geeignete Lagerbüchsen eingebracht werden. Bei 7 bzw. 14 ausgetauschten Stäben pro abgebranntem Brennelement ergibt sich bei Assemblierung ein zusätzliches Mischelement pro 17 bis 34 abgebrannter Brennelemente, in denen Lagerstäbe eingebaut wurden.

Die Herstellung der Mischelemente erfolgt im Brennelementlagerbecken im Reaktorgebäude. Die angewandten Techniken zur Demontage und Montage der Stäbe im Element entsprechen denen, die bei Brennelementreparaturen angewandt werden (Demontage Kopfstück des Brennelements, Ziehen von Stäben, Verfahren von Stäben im Lagerbek-

ken, etc.). Dabei werden die für solche Reparaturen im Kernkraftwerk vorhandenen Werkzeuge und Einrichtungen verwendet.

Vor der Herstellung der Mischelemente ist der Antransport der Lagerstäbe aus der herstellenden Fabrik zum Kernkraftwerk, in dem der Umbau der Elemente erfolgt, erforderlich. Die Stäbe müssen dabei in einer der bestehenden Transportbehälterzulassung entsprechenden Konfiguration in den Transportbehälter eingebracht werden.

Als Varianten zur Herstellung der Mischelemente im Kernkraftwerk wäre einerseits die Montage in anderen geeigneten Lagerbecken denkbar. Unter den konkreten Anlagenverhältnissen in Deutschland scheidet eine solche Variante aber aus.

Andererseits wäre auch die trockene Montage denkbar. Dazu müßte aber eine geeignete Heiße Zelle vorhanden sein. Aufgrund der hohen Strahlung und niedrigen Abschirmwirkung von Luft wirft eine trockene Montage von Mischelementen aber erheblich mehr Probleme auf als eine Herstellung unter Wasserabschirmung und bietet deshalb aus heutiger Sicht keine Vorteile.

6.3.1.4 Verpacken der Mischelemente in Zwischenlagerbehälter

Wenn die Mischelemente im Lagerbecken des betreffenden Kernkraftwerkes montiert wurden, müssen sie zusammen mit den abgebrannten Brennelementen in den Lagerbehälter eingebracht werden. Der technische Ablauf ist identisch mit dem in Kapitel 6.2.1.3 beschriebenen Ablauf bei Lagerelementen. Die Prozeduren entsprechen dem üblichen Vorgehen bei der Beladung von Zwischenlagerbehältern mit abgebrannten Brennelementen.

Sollten außerhalb des Kernkraftwerks trocken montierte Mischelemente (in einer Heißen Zelle) geschlossen in Lagerbehälter eingebracht werden, empfiehlt es sich, die Beladung und Abfertigung zur Zwischenlagerung am Montageort direkt vorzunehmen. Da dieser eine Heiße Zelle aufweisen muß, ist dort sowohl die Montage der Mischelemente wie die Beladung der Lagerbehälter mit ihnen möglich. Zusätzliche Antransporte ergeben sich in diesem Fall nicht.

6.3.1.5 Zwischenlagerung, Konditionierung und nachfolgende Endlagerung der Mischelemente

Der technische Ablauf der Zwischenlagerung, Konditionierung und nachfolgender Endlagerung der Mischelemente ist identisch mit dem für die Lagerelemente. Dieser wurde in den Kapiteln 6.2.1.4 und 6.2.1.5 bereits beschrieben.

6.3.2 Realisierung der Schritte des Lagerstabverfahrens mit Stabaustausch

Hinsichtlich der Herstellung von Lagerstäben ergibt sich aufgrund der gleichen technischen Abläufe der gleiche Grad der Realisierung wie beim Lagerstabverfahren mit Herstellung von Lagerelementen. Dieser wurde bereits in Kapitel 6.2.2.1 untersucht. Das gleiche gilt für das Verpacken der Mischelemente in Lagerbehälter (siehe Kapitel 6.2.2.3), die Zwischenlagerung (siehe Kapitel 6.2.2.4) sowie die Konditionierung mit anschließender Endlagerung (siehe Kapitel 6.2.2.5).

Separat zu untersuchen ist hier nur der Einbau der Lagerstäbe in ein abgebranntes Brennelement. Vom Prinzip kommen beim Einbau der Lagerstäbe in ein abgebranntes Brennelement die gleichen technologischen Vorgänge zum Tragen wie bei der Reparatur von Brennelementen. Die Reparatur von Brennelementen ist bei der Genehmigung jedes Kernkraftwerks als ein Bestandteil betrieblicher Handlungen genehmigt. In die Prüfung sind auch Störfälle bei der Brennelementhandhabung eingegangen. Die Beschädigung von Brennstäben abgebrannter Brennelemente ist einer der zu betrachtenden Auslegungstörfälle gemäß Störfalleitlinien.

Da die Herstellung von Mischelementen im Lagerbecken von der Zielsetzung her ein anderer Vorgang ist als die Brennelementreparatur, ist dies auf jeden Fall eine genehmigungspflichtige Änderung des Betriebs des Kernkraftwerkes. Bei einer durchzuführenden sicherheitstechnischen Prüfung des Genehmigungsantrages kann aber auf erfolgte Prüfungen für die technisch verwandte Brennelementreparatur zurückgegriffen werden:

- Die Handhabungen entsprechen den Reparaturabläufen und sind dadurch abgedeckt. Entsprechendes gilt für die Strahlendosis.
- Die deterministische Störfallprüfung ist durch die bereits erfolgte Betrachtung des Brennelementhandhabungstörfalles abgedeckt. Unterstellt man bei der Montage von Mischelementen Schäden an den Stäben mit abgebranntem Brennstoff, so ergibt sich die gleiche Auswirkung wie im Reparaturfall, weil auch dort Stäbe mit abgebranntem Brennstoff beschädigt werden. Unterstellt man eine Beschädigung von Lagerstäben, ergeben sich reduzierte Freisetzungen, weil einerseits keine flüchtigen Spaltprodukte enthalten sind und andererseits kein Innendruck vorhanden ist, der als Freisetzungsmechanismus wirksam werden kann. Daher ist die Beschädigung eines Lagerstabs durch die Beschädigung eines Brennstabs mit abgebranntem Brennstoff abgedeckt.

Die Einbringung von Lagerstäben in das Kernkraftwerk ist durch die bestehende Genehmigung ebenfalls nicht abgedeckt, soweit keine Genehmigung zum Einbringen von MOX-Brennelementen vorliegt. Eine sicherheitstechnische Prüfung für den Vorgang der

Einbringung von Lagerstäben in das Kernkraftwerk und in das Brennelementlagerbecken müßte daher erfolgen.

Insgesamt ergibt sich, daß der Betreiber, der im Rahmen des Lagerstabverfahrens Mischelemente in seinem Lagerbecken montieren will, einen entsprechenden Antrag auf Änderungsgenehmigung für die Montage selbst sowie für das Einbringen der Lagerstäbe in sein Kernkraftwerk stellen muß. Bei der Erstellung der zugehörigen Antragsunterlagen kann weitgehend auf die technischen Unterlagen für bereits genehmigte analoge Tätigkeiten zurückgegriffen werden.

Der Antransport der Lagerstäbe zum Kernkraftwerk (bzw. ggf. zur heißen Zelle) ist als Transport von Mischoxid entsprechend zu genehmigen. Beim Transport von Lagerstäben liegen Verhältnisse entsprechend den bereits mehrfach erfolgten Transporten von frischen MOX-Brennelementen vor. Auf diese Erfahrungen und entsprechende Genehmigungsunterlagen kann bei der Antragstellung für den Transport von Lagerstäben zurückgegriffen werden.

6.3.3 Safeguardsmaßnahmen beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Auf die Safeguardsmaßnahmen beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen wurde bereits in Kapitel 6.2.3 eingegangen. Beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch ergeben sich andere Aspekte nur im Schritt der Herstellung des Mischelements. Hier ist die kontinuierliche Anwesenheit der Inspektoren erforderlich, um identifizieren zu können, mit welchen und wievielen Lagerstäben die Mischelemente hergestellt wurden. Die Mischelemente müssen dann bis zur Einbringung in den Zwischenlagerbehälter mit Surveillancemaßnahmen (Kamera) erfaßt werden. Solche Maßnahmen sind bei Lagerbecken am Reaktor i.d.R. ohnehin üblich. Mit der Einbringung in den Zwischenlagerbehälter werden wieder am ersten und zweiten Deckel Safeguardssiegel angebracht (siehe auch Kapitel 6.2.3).

Bei der Zwischenlagerung sind die Safeguardsmaßnahmen wieder die gleichen, wie sie sich bei der Zwischenlagerung von Lagerelementen ergeben, da das zu überwachende Item in jedem Fall der gesiegelte Zwischenlagerbehälter ist. Auch bei der Konditionierung und Endlagerung ergeben sich die gleichen Anforderungen.

7. Kosten bei der Realisierung der untersuchten Varianten zum Umgang mit Reaktorplutonium

Im folgenden Kapitel werden die wirtschaftlichen Konsequenzen untersucht, die sich bei den einzelnen hier diskutierten Alternativen im Umgang mit Plutonium ergeben. Die vier zu untersuchenden Verfahren sind

- das Can-in-canister-Verfahren der Verglasung (Kapitel 7.2),
- die Direktverglasung mit Spaltprodukten (Kapitel 7.3),
- das Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen (Kapitel 7.4),
- das Lagerstabverfahren mit Stabaustausch (Kapitel 7.5).

Bei der Bewertung der anfallenden Kosten ist zu beachten, daß ein kostenfreier weiterer Umgang mit dem Plutonium nicht möglich ist. Insofern sind die Kosten mit den Kosten der bisher verfolgten Option, nämlich der Fertigung und dem Einsatz von MOX-Brennelementen, zu vergleichen. Daher werden in Kapitel 7.1 die Kosten des MOX-Einsatzes untersucht.

Es gibt verschiedene Kostenfaktoren, aus denen sich die wirtschaftlichen Konsequenzen ergeben. Diese sind:

- notwendige Verfahrensentwicklungen,
- Errichtungskosten von Behandlungsanlagen,
- Betriebskosten von Behandlungsanlagen,
- Kosten für die weitere Entsorgung, insbesondere Zwischen- und Endlagerkosten des Produkts,
- Kosten für Genehmigungsverfahren (insbesondere Kosten technischer Prüfung, falls erforderlich).

Mit den verschiedenen Alternativen kann prinzipiell ein wesentlicher Teil des vorhandenen abgetrennten Plutoniums (etwa 26 bis 29 t Pu-tot) behandelt werden. Bei einzelnen Kostenfaktoren besteht in Zusammenhang mit der insgesamt verarbeiteten Menge, da bestimmte Kosten auf diese umzulegen sind. Daher wird in den folgenden Kapiteln auch auf bestimmte insgesamt durchgesetzte Plutoniummengen Bezug genommen. Andere Kostenfaktoren können als unabhängig von der Gesamtmenge verarbeiteten Plutoniums als DM/kg Pu-tot bestimmt werden. Die Gesamtkosten, die sich aus allen Kostenfaktoren ergeben, sind aber stets von der insgesamt durchgesetzten Plutoniummenge abhängig.

Bei den Kosten ist jeweils zu untersuchen, inwiefern bzw. zu welchem Teil sie sich durch die Behandlung des Plutoniums zusätzlich ergeben oder im Rahmen der Verglasung von hochaktiver Spaltproduktlösung ohnehin anfallen. Nur die mit der Behandlung des Plu-

toniums zusätzlich anfallenden Kosten können angerechnet werden. Da die Behandlung des Plutoniums Ziel der Arbeiten ist, werden alle Kosten in DM/kg Pu-tot ausgedrückt.

7.1 Kosten des MOX-Einsatzes

In der Bewertung der einzelnen Alternativen (Kapitel 8) ist unter ökonomischen Aspekten der Vergleich mit den Kosten des MOX-Einsatzes zu ziehen, da dieser bisher als Strategie des Umgangs mit dem vorhandenen Plutonium verfolgt wird. Im folgenden Kapitel werden daher die Kosten des MOX-Einsatzes zusammengestellt.

7.1.1 Kosten der Herstellung von MOX-Brennelementen

Von der Cogéma wurden auf der Jahrestagung Kerntechnik 1996 MOX-Brennelementkosten mit „trend towards 3500 DM/kg“ beziffert <Devezeaux de Lavergne 1996>. Dabei wurde Bezug genommen auf veröffentlichte Daten, nämlich <Hensing 1995>. Durch Rücksprache mit Herrn Hensing ergab sich zum einen, daß dieser bei der Veranstaltung anwesend war und feststellen mußte, daß sich EVU-Vertreter im Auditorium über diese niedrigen Kosten verwundert äußerten. Dabei sei auch die Frage gestellt worden, warum man denn dann tatsächlich 5500 DM/kg SM (MOX-Brennelemente) zu zahlen habe. Zum anderen zeigt ein Abgleich der von Cogéma „zitierten“ Daten aus <Hensing 1995> erhebliche Abweichungen zu <Hensing 1995> selbst. So wurden in <Devezeaux de Lavergne 1996> beispielsweise MOX-Brennelementkosten und Wiederaufarbeitungs-/Transportkosten deutlich zu niedrig „zitiert“. Dies wurde gegenüber dem Öko-Institut von Herrn Hensing bestätigt. Ihm zufolge wurden in <Devezeaux de Lavergne 1996> auch preiseskalierte Kosten in unzulässiger Weise mit nicht preiseskalierten Kosten verglichen. Der weitere Vortrag eines COGEMA-Mitarbeiters in Deutschland <Giraud 1997> basiert auf den falschen Annahmen in <Devezeaux de Lavergne 1996>, ebenso wie eine anschließende Publikation der gleichen Autoren <atw 1997>.

In <Nuclear Fuel 1998a> werden unter Bezug auf deutsche EVU ebenfalls Kosten von 5500 DM/kg SM als Fertigungskosten für MOX-Brennelemente genannt. In <Nuclear Fuel 1998b> wird BNFL mit einer Aussage zitiert, daß die Fertigung von MOX-Brennelementen vierfach teurer sei als die Fertigung von Uran-Brennelementen.

Die MOX-Brennelementkosten von 5500 DM/kg SM sind als Mindestkosten anzusehen. Als Obergrenze für den hier in Betracht zu ziehenden Zeitraum gehen wird von 7000 DM/kg SM aus.

7.1.2 Mehrkosten der Brennelementfertigung beim MOX-Einsatz

Bei den Kosten des MOX-Einsatzes ist von den Fertigungskosten der MOX-Brennelemente die Ersparnis abzuziehen, die sich durch die entfallende Fertigung eines Uran-Brennelements ergibt. Diese beträgt etwa 1800 bis 2200 DM/kg SM. Als Mehrkosten des MOX-Brennelements ergeben sich dann 3700 bis 4800 DM/kg SM. Umgerechnet auf einen Plutoniumgehalt von 4,5% Pu-fiss (70% spaltbarer Anteil) in MOX-Brennelementen errechnen sich daraus Mehrkosten gegenüber dem Uran-Brennelementen von etwa 57.600 bis 74.700 DM/kg Gesamtplutonium.

7.1.3 Mehrkosten der Entsorgung abgebrannter MOX-Brennelemente gegenüber abgebrannten Uran-Brennelementen

Durch den MOX-Einsatz fallen zusätzliche Kosten bei der Entsorgung der abgebrannten MOX-Brennelemente gegenüber Uran-Brennelementen an, da die langfristige Wärmeleistung erhöht ist.

Bei einem Abbrand von 33.000 MWd/t SM der abgebrannten Brennelemente erreichen die abgebrannten MOX-Brennelemente erst nach weit mehr als 100 Jahren durch Abklingen die gleiche Wärmeleistung wie sie abgebrannte Uran-Brennelemente mit gleichem Abbrand bereits nach 30 Jahren erreichen. Das entsprechende würde für die verglasten Abfälle bei Wiederaufarbeitung gelten. Mit zunehmendem Abbrand vergrößert sich die notwendige Abklingzeit zur Erreichung gleicher Wärmeleistung bei MOX-Brennelementen noch deutlich.

Eine oberirdische Zwischenlagerung ist erforderlich, um vor der Einbringung in ein Endlager die Wärmeleistung abgebrannter Brennelemente zu reduzieren, so daß der Wärmeeintrag in das Endlager begrenzt werden kann. Andernfalls würde mehr Endlagervolumen benötigt. Es ist daher davon auszugehen, daß bei abgebrannten MOX-Brennelementen (oder Glaskokillen aus deren Wiederaufarbeitung) die Zwischenlagerzeit mindestens vervierfacht werden müßte; andernfalls würden noch deutlich höhere Kosten bei der Endlagerung anfallen.

Für die Zwischenlagerung abgebrannter Uran-Brennelemente (ohne Behälterkosten) wurden in <Öko-Institut 1997> Kosten von etwa 120 bis 160 DM/kg SM als Summe über die Zwischenlagerzeit von 25 Jahren ermittelt. Bei vierfacher Dauer der Zwischenlagerung ergeben sich dann Kosten von 480 bis 640 DM/kg SM, also Mehrkosten von 360 bis 480 DM/kg SM. Da zu erwarten ist, daß im Laufe der langen Zeit die Umladung in einen frischen Lagerbehälter erforderlich würde, würden nochmals Kosten von mindestens 250 DM/kg SM (Preisbasis Castor V/19) anfallen.

Werden diese mindestens anfallenden zusätzlichen Entsorgungskosten auf den Plutoniumgehalt der MOX-Brennelemente bezogen, so ergeben sich Mehrkosten von etwa 9500 bis 11.400 DM/kg Pu-tot.

7.1.4 Summe der Mehrkosten beim MOX-Einsatz gegenüber dem Einsatz von Uran-Brennelementen

Als ökonomischer Vergleichsmaßstab für die Bewertung der Alternativen im Umgang mit dem abgetrennten Plutonium gegenüber dem MOX-Einsatz ist die Summe der Mehrkosten heranzuziehen, die sich beim MOX-Einsatz ergeben. In den vorangegangenen Abschnitten wurden die folgenden Mehrkosten ermittelt:

- Mehrkosten der Fertigung der MOX-Brennelemente: etwa 57.600 bis 74.700 DM/kg Pu-tot,
- Mehrkosten der Entsorgung der abgebrannten MOX-Brennelemente: etwa 9500 bis 11.400 DM/kg Pu-tot.

Als Summe der anfallenden Mehrkosten des MOX-Einsatzes gegenüber dem Einsatz von Uran-Brennelementen ergeben sich somit etwa 67.000 bis 86.000 DM/kg Pu-tot.

7.2 Can-in-canister-Verfahren der Verglasung

7.2.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung beim Can-in-canister-Verfahren

Bei einer Realisierung des Can-in-canister-Verfahrens für die weitere Behandlung deutschen Plutoniums ist davon auszugehen, daß auf die MOX-Keramik zurückgegriffen wird, für deren Fertigung vielfältige großtechnische Erfahrungen in Frankreich, Belgien und Deutschland vorliegen. Eine Notwendigkeit weiterer Verfahrensentwicklung besteht damit nicht.

Für die Handhabung der Cans in der Verglasungsanlage und nach Fertigstellung sind Untersuchungen zur Kritikalitätssicherheit erforderlich. Die zu behandelnden Fragestellungen können mit verfügbaren Computer-Codes abgearbeitet werden, ohne daß sich dabei neuartige Fragestellungen ergeben. Die mit diesen Berechnungen verbundenen Kosten können auf etwa 100.000 DM geschätzt werden.

7.2.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlage beim Can-in-canister-Verfahren

Die beiden zu betrachtenden Verfahren zur Plutonium-Verglasung (Can-in-canister-Verfahren und Direktverglasung mit Spaltprodukten) beruhen darauf, daß Plutonium bei

der Fertigung von Glaskokillen aus hochradioaktiver Spaltproduktlösung mitbehandelt wird. Die Verglasung ist dabei das Konditionierungsverfahren für die Spaltproduktlösung und findet unabhängig von der Frage der Plutonium-Verglasung statt. Als Errichtungskosten für die Behandlungsanlagen sind hier daher nur die Kosten anzusetzen, die zusätzlich anfallen.

Das Can-in-canister-Verfahren setzt als ersten Schritt die Herstellung einer Keramik aus dem Plutonium voraus. Da - wie in Kapitel 7.2.1 dargestellt - auf verfügbare Techniken zurückgegriffen werden kann, ist kein wesentlicher Bedarf für Nachrüstungen in bestehenden MOX-Brennelementfabriken erkennbar. Als Fertigungsschritt, bei dem ein anderes Verfahren notwendig wird, ist die Verfüllung der hergestellten Pellets in Stäbe oder ein anderes Behältnis zu sehen. Dazu kann aber allenfalls eine geringfügige Anpassung an der Verfülleinrichtung notwendig werden. Es ist von einem geringen Kostenbeitrag auszugehen, der hier im Rahmen der sonstigen Kosten vernachlässigt werden kann.

Beim Can-in-canister-Verfahren werden in der Verglasungsanlage gegenüber dem üblichen Verglasungsvorgang von Spaltproduktlösung nur andere Behälter zur Aufnahme des Glases eingebracht, in denen die MOX-Keramik vormontiert ist. Zusätzlicher Aufwand wird in Form technischer Maßnahmen zur Überwachung und zur Gewährleistung der Unterkritikalität (Meßgeräte, Systeme zur Datenverarbeitung, Meldesysteme) erforderlich. Es ist davon auszugehen, daß in bestehenden Anlagen keine relevanten Umbauten erforderlich würden, sondern im wesentlichen zusätzliche Einrichtungen (insbesondere Überwachungssysteme) implementiert werden müssen. Der speziell zu überwachende Bereich ist räumlich begrenzt, so daß nur eine geringe Zahl von Überwachungsgeräten erforderlich wird. Als Schleusen ausbildbare Geräte zur Überwachung von Plutoniuminventaren (z.B. bei Ein- und Ausgang) können für etwa 2,5 Millionen DM pro Stück eingerichtet werden; Kosten für Überwachungskameras sind dagegen gering (einige 1000 DM). Die dazu zusätzlich anfallenden Kosten für Nachrüstungen in der Verglasungsanlage können daher auf etwa 5 bis 10 Millionen DM geschätzt werden.

7.2.3 Betriebskosten der Behandlung beim Can-in-canister-Verfahren

Wie bereits bei den Errichtungskosten ausgeführt, sind hier nur die Mehrkosten der Verglasung zu betrachten, die sich durch die Beifügung des Plutoniums ergeben, da die hochradioaktive Spaltproduktlösung unabhängig davon ohnehin zu verglasen ist.

Beim Can-in-canister-Verfahren ergeben sich Betriebskosten zunächst bei der Fertigung der Keramik. Die tatsächlichen Kosten können deutlich geringer sein als die Kosten der Herstellung von MOX-Brennelementen, denn es bestehen geringere Anforderungen an die Spezifikation, weil kein Einsatz in Kernkraftwerken vorgesehen ist, und es ist von ei-

nem deutlich geringeren Produktionsausschuß auszugehen, der bei der üblichen MOX-Brennelementfertigung einige Dutzend Prozent des Durchsatzes betragen kann. Außerdem ist davon auszugehen, daß die Verwendung von Hüllrohren aus Edelstahl statt Zirkaloy kostenreduzierend wirkt. Wir gehen für die Wirtschaftlichkeitsbetrachtungen (als obere Grenze) von gleichen Kosten aus. Die mögliche Bandbreite wird dadurch berücksichtigt, daß im günstigeren Fall 20% geringere Kosten angesetzt werden.

Die Kosten der Keramikherstellung werden beeinflußt vom gewählten Plutoniumgehalt der Keramik, wenn sie auf die zu behandelnde Plutoniummenge umgelegt werden. Auf die Kosten der Fertigung der Keramik wurde bereits in Kapitel 7.1.1 eingegangen. Aus der dort abgeleiteten Bandbreite von 5500 bis 7000 DM/kg SM ergeben sich umgerechnet auf einen Plutoniumgehalt von 6,7% (5% Spaltstoffanteil) bzw. 13,9% (10% Spaltstoffanteil) und mit dem oben mit vereinfachter Herstellung begründeten Abschlag von 20% beim unteren Wert der Bandbreite Kosten für die Keramikfertigung von 65.700 bis 104.500 DM/kg Gesamtplutonium (Spaltstoffanteil 5%) bzw. 31.600 bis 50.400 DM/kg Gesamtplutonium (Spaltstoffanteil 10%).

Die Zusatzkosten beim Betrieb der Verglasungsanlage sind als sehr gering anzusehen, da dort keine zusätzlichen Arbeitsschritte anfallen. Der Kostenbeitrag ist vernachlässigbar gegenüber den Kosten der Fertigung der Keramik. Mehrkosten ergeben sich aber dann, wenn die Einbindung der Cans in die Glaskokillen es erforderlich macht, daß eine größere Zahl an Kokillen aus der gleichen Menge zu verglasender Spaltproduktlösung gefertigt werden muß.

Mit den Parametern

- Errichtungskosten einschließlich Stilllegungskosten in Höhe des 1,5fachen der Kosten der T7-Anlage der Cogéma (etwa 500 Mio. DM),
- Laufzeit 20 Jahre,
- Glasdurchsatz 90 kg/h über 6000 h im Jahr,
- Betriebskosten 30 Mio. DM pro Jahr,

ergeben sich Fertigungskosten pro Glaskokille von 40.700 DM. Die Verglasungsanlage würde nicht über die Laufzeit von 20 Jahren Plutonium mitverglasen, die Kosten für die Herstellung der Glaskokillen sind aber auf die Gesamtbetriebszeit, also auch auf die Zeit ohne Verglasung von Plutonium, umzulegen, da von der Nutzung einer bestehenden Anlage nach Nachrüstung ausgegangen wird.

Die hier angesetzten Kosten für die Verglasungsanlage können auch mit denen der in Karlsruhe genehmigten Anlage VEK verglichen werden. Zum Stand Oktober 1998 wur-

den die Errichtungskosten mit 173 Millionen DM zzgl. 60 Millionen DM für die Planung einschließlich Gutachterkosten angegeben. Um den Durchsatz der T7 zu erreichen, müßten zwei, eventuell auch drei, einzelne Öfen in einem gemeinsamen Gebäude eingerichtet werden. Die oben genannten Errichtungskosten und Stilllegungskosten sind daher auch im Vergleich zu den Kosten der VEK nicht zu gering angesetzt. Als Betriebskosten wurden für die VEK zum Stand Oktober 1998 knapp 100 Millionen DM für die gesamte Betriebszeit genannt, allerdings einschließlich der Kosten für die Vorversuchsanlage (etwa 20 Mio. DM) sowie Zwischenlagerung der Glaskokillen einschließlich Behälter (ebenfalls etwa 20 Mio. DM).

Bei einem Spaltstoffanteil von 5% in der MOX-Keramik werden 3 bis 6% mehr Kokillen benötigt, beim Spaltstoffanteil von 10% entsprechend 1,5 bis 3% mehr Kokillen, als beim üblichen Vorgehen zur HAWC-Verglasung (siehe Tabelle 5-1). Dabei ist vorausgesetzt, daß die Glasparameter, insbesondere der Spaltproduktgehalt pro Kokille, nicht verändert werden. Bei etwas höherer Beladung des Glases mit Spaltprodukten könnte auch auf zusätzliche Fertigung von Glaskokillen verzichtet werden.

Bezogen auf das verglaste Gesamtplutonium beträgt die Zahl zusätzlicher Glaskokillen 0,015/kg bei 5% Spaltstoffanteil bzw. 0,0075/kg bei 10% Spaltstoffanteil. Umgerechnet auf die Herstellungskosten der Glaskokillen belaufen sich die Zusatzkosten zur Herstellung der Glaskokillen auf etwa 600 DM/kg Gesamtplutonium bei 5% Spaltstoffanteil bzw. auf etwa 300 DM/kg Gesamtplutonium bei 10% Spaltstoffanteil.

7.2.4 Zwischen- und Endlagerkosten beim Can-in-canister-Verfahren

Wegen der ohnehin erforderlichen Entsorgung verglaster Spaltproduktlösung sind hier nur die Mehrkosten zu betrachten, die sich durch die Mitbehandlung des Plutoniums ergeben.

Die folgenden Schritte sind erforderlich:

- Transport in einem Transport- und Lagerbehälter in ein Zwischenlager: Zusatzkosten durch die Mitbehandlung von Plutonium ergeben sich nur in dem Umfang, wie die Zahl erzeugter Glaskokillen zunimmt, da weder im Hinblick auf den Behälter noch im Hinblick auf den eigentlichen Transport kostenrelevante Unterschiede bestehen.
- Zwischenlagerung über einige Jahrzehnte bis zur Endlagerung: Eine zusätzliche Überwachung ist in einem Zwischenlager wie dem TBL Gorleben nicht erforderlich. Zusatzkosten ergeben sich daher nur entsprechend einer höheren Zahl erzeugter Glaskokillen, da die Zahl der Glaskokillen pro Lagerbehälter bzw. Stellplatz nicht verändert werden kann.

- Umpackung in einen Endlagerbehälter nach der Zwischenlagerung: Die Umpackung wird unabhängig von der Mitbehandlung des Plutoniums erforderlich. Im Hinblick auf die Endlagerung (Auslaugungsverhalten des Glases etc.) sind keine zusätzlichen Anforderungen erkennbar, die sich aus dem Plutoniumgehalt ergeben. Es ist daher von keinen Mehrkosten auszugehen, außer den sich aus einer größeren Zahl erzeugter Kokillen ergebenden Kosten.
- Endlagerung der Glaskokillen: Die Notwendigkeit der weiteren Überwachung eines Endlagers wird nicht durch die Mitbehandlung von Plutonium bedingt. In einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle stellt die eingebrachte Wärmelast eine begrenzende Größe dar, die damit entscheidend für das benötigte Endlagervolumen und damit für den relevanten Beitrag zu den Endlagerkosten ist. Für die Endlagerung der Glaskokillen mit Plutonium ergeben sich dann keine zusätzlichen Anforderungen und Kosten, da die insgesamt eingebrachte Wärmelast durch die radioaktiven Stoffe aus der Spaltproduktlösung bestimmt wird.

Das zusätzlich benötigte Volumen zur Einbringung der MOX-Keramik in das Glas beträgt bei den Varianten mit 2 bis 4 kg Gesamtplutonium pro Glaskokille 3 - 6% (1,5% pro kg Pu-tot) bei 5% Spaltstoffanteil in der Keramik bzw. 1,5 bis 3% (0,75% pro kg Pu-tot) bei 10% Spaltstoffanteil (siehe Tabelle 5-1).

In <Öko-Institut 1997> wurden für Transport, Zwischenlagerung und Umkonditionierung vor der Endlagerung für Glaskokillen die folgenden Kosten ermittelt:

- Transport- und Lagerbehälter: etwa 2,4 Mio. DM pro Behälter für 28 Kokillen (Preisbasis Castor HAW-20/28), demnach etwa 85.700 DM/Kokille.
- Transport ins Zwischenlager: etwa 1 Mio. DM pro Behälter mit 28 Kokillen (in Anlehnung an Kosten des Transports zur Wiederaufarbeitung), demnach etwa 35.700 DM/Kokille.
- Transport ins Endlager: wegen der geringeren Entfernung und des nicht an die Cogéma gebundenen Transports etwa um einen Faktor 2 geringere Kosten als bei Transport ins Zwischenlager, demnach etwa 17.800 DM/Kokille.
- Zwischenlagerung: etwa 1 bis 1,5 Mio. DM für die Belegung eines Stellplatzes über 25 bis 30 Jahre, demnach etwa 35.700 bis 53.500 DM/Kokille.
- Behandlung vor der Endlagerung (z.B. Umverpackung): Bei gleichen Kosten der Behandlung für einen Lagerbehälter mit Glaskokillen wie für einen Lagerbehälter mit abgebrannten Brennelementen (für diese 500 bis 700 DM/kg SM als Konditionierungskosten) ergeben sich Kosten von 5 bis 7 Mio. DM für 28 Glaskokillen, demnach etwa 180.000 bis 250.000 DM/Kokille.

Insgesamt ergeben sich daraus Entsorgungskosten pro Glaskokille von etwa 355.000 bis 443.000 DM. Bei 1,5% mehr Glaskokillen pro kg Pu-tot bei der Keramik mit 5% Spaltstoffanteil ergeben sich Mehrkosten der Entsorgung durch die Plutoniumbeimischung von etwa 5320 bis 6650 DM/kg Pu-tot. Bei 10% Spaltstoffanteil in der Keramik betragen die Mehrkosten der Entsorgung von Glaskokillen etwa 2660 bis 3320 DM/kg Pu-tot.

7.2.5 Kosten für Genehmigungsverfahren beim Can-in-canister-Verfahren

Die folgenden Genehmigungsverfahren sind beim Can-in-canister-Verfahren erforderlich:

- Die Fertigung der Keramik muß in einer MOX-Brennelementfabrik nur dann zusätzlich genehmigt werden, wenn auf einen höheren Plutoniumgehalt in der MOX-Keramik übergegangen würde als bei der üblichen Brennelementfabrikation. Dies kann bei der Variante mit 10% Spaltstoffgehalt der Fall sein. Die Kosten der Genehmigung werden auf etwa 1 Million DM bei erhöhtem Plutoniumgehalt geschätzt. Die Obergrenze von 1 Million DM entspricht einem Aufwandswand bei Gutachtern von etwa zwei Person Jahren, die die notwendigen Prüfungen sicher abdeckt. Die Kosten fallen einmalig pro genutzter MOX-Brennelementfabrik an.
- An der Verglasungsanlage muß der Umgang mit der MOX-Keramik genehmigt werden. Im Genehmigungsverfahren werden sicherheitstechnische Betrachtungen erforderlich, so daß ein gewisser Aufwand für Gutachter zu berücksichtigen ist. Die pro Verglasungsanlage einmalig anfallenden Zusatzkosten werden auf 1 Million DM geschätzt (siehe oben).
- Ein Behälter muß für Transport und Zwischenlagerung der plutoniumhaltigen Glaskokillen zugelassen werden. Für das dazu notwendige Verfahren werden die Kosten hier mit insgesamt 500.000 DM angesetzt, womit ein Gutachteraufwand von mehr als einem Person Jahr abgedeckt ist. Die Zulassung muß nur einmalig erfolgen.
- Für die Zwischenlagerung des Behälters muß eine entsprechende Genehmigung eingeholt werden. Auch die dafür erforderlichen Kosten werden hier mit 500.000 DM veranschlagt. Sie fallen nur einmal an, wenn die Lagerung auf ein zentrales Zwischenlager beschränkt wird. Bei Lagerung an Kernkraftwerksstandorten würden die Kosten pro Kernkraftwerk anzusetzen sein.
- Für den Endlagerbehälter muß ebenfalls eine Zulassung vorliegen. Es ist von keinen hier wesentlichen Mehrkosten auszugehen, da die Zulassung eines Endlagerbehälters für wärmeentwickelnde Abfälle ohnehin noch erfolgen muß. Dabei sind - wegen der

Endlagerung abgebrannter Brennelemente - auch Untersuchungen zur Kritikalitätssicherheit erforderlich, die nicht erst durch die Mitbehandlung von Plutonium notwendig werden.

7.2.6 Zusammenfassung der Kosten beim Can-in-canister-Verfahren

Die Zusatzkosten für die Behandlung von Plutonium nach dem Can-in-canister-Verfahren, die in den vorangegangenen Kapitel ermittelt wurden, sind in Tabelle 7-1 im Überblick zusammengestellt. Es ist in der Tabelle jeweils angegeben, ob die Kosten regelmäßig oder einmalig etc. anfallen. Die gesamten Zusatzkosten sind in der Tabelle für den Fall der Nutzung nur einer Anlage zur Keramik-Fertigung, einer bestehenden Anlage für die Verglasung sowie nur eines Zwischenlagers für die Glaskokillen angegeben.

Tabelle 7-1: Zusammenstellung der Zusatzkosten beim Can-in-canister-Verfahren

Kostenfaktor	DM		Anfall
	5% Spaltstoff	10% Spaltstoff	
Verfahrensentwicklung	100.000	100.000	einmalig
Nachrüstungskosten	5 - 10 Mio.	5 -10 Mio.	einmalig pro Verglasungsanlage
Betriebskosten (Herstellung von Keramik und zusätzlichem Glas)	66.300 - 105.100	31.800 - 50.600	pro kg Pu-tot
Zwischen- und Endlagerkosten (für zusätzliches Glas)	5320 - 6650	2660 - 3320	pro kg Pu-tot
Kosten für Genehmigungsverfahren	entfällt	1 Mio.	einmalig pro MOX-Fabrik
	1 Mio.	1 Mio.	einmalig pro Verglasungsanlage
	0,5 Mio.	0,5 Mio.	einmalig pro Zwischenlager
	0,5 Mio.	0,5 Mio.	einmalig für Behälterzulassung
Gesamte Zusatzkosten bei Nutzung jeweils nur einer Anlage zur Keramikfertigung, Verglasung und Zwischenlagerung			
Fixe Kosten (umzulegen auf gesamte Pu-Menge) für Nachrüstungen und Genehmigungen	5% Spaltstoff		7 -12 Mio. DM
	10% Spaltstoff		8 - 13 Mio. DM
Kosten pro kg Pu-tot für Fertigung und Entsorgung	5% Spaltstoff		71.600 - 111.800 DM
	10% Spaltstoff		34.300 - 53.900 DM

Die Kosten für Nachrüstungen und Genehmigungsverfahren sind auf die insgesamt mit dem Can-in-canister-Verfahren behandelte Plutoniummenge umzulegen und den Kosten für Fertigung und Entsorgung zuzuschlagen. Als Bezugsgröße werden 4.000 und 16.000 kg Gesamtplutonium herangezogen (siehe Kapitel 5.3.2.6). Die sich ergebenden Gesamtkosten pro kg Pu-tot sind in Tabelle 7-2 zusammengestellt.

Tabelle 7-2: Zusatzkosten beim Can-in-canister-Verfahren, abhängig von der insgesamt behandelten Menge Plutonium

Insgesamt nach dem Verfahren behandelte Plutoniummenge	Kosten in DM/kg Gesamtplutonium bei Spaltstoffanteil in der Keramik von	
	5%	10%
4.000 kg	73.300 - 114.700	36.400 - 57.200
16.000 kg	72.000 - 112.500	35.900 - 54.700

7.3 Direktverglasung mit Spaltproduktlösung

7.3.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung

In Kapitel 5.3.3 wurde dargelegt, daß die Direktverglasung mit Spaltproduktlösung großtechnisch realisierbar ist. Benötigt wird eine Verfahrensentwicklung bis zur Genehmigungsreife. Würde die zu planende und zu errichtende Verglasungsanlage von einem bisherigen Betreiber einer Verglasungsanlage angeboten, so könnte dieser in weiten Bereichen auf seine Erfahrung zurückgreifen. Die Kosten der Entwicklung könnten auf das Produkt umgelegt werden. Bei der Höhe der Kosten der Anlage R7 der Cogéma, die in Kapitel 7.2.3 für die Schätzung der Betriebskosten der Verglasung zugrunde gelegt wurden, sollten solche Kosten abgedeckt sein, da zum Zeitpunkt der Planung und des Baus der Anlage noch keine Betriebserfahrung vorlag. Ähnliches gilt für die Verglasungseinrichtung Karlsruhe, deren Kosten in Kapitel 7.2.3 zum Vergleich herangezogen wurden.

7.3.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlagen bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung

In Kapitel 7.2.3 wurden die Errichtungs- und Betriebskosten für eine Verglasungsanlage ermittelt. Umgelegt auf die gefertigten Kokillen ergaben sich 40.700 DM/Kokille, wobei von einem Anlagenbetrieb über 20 Jahre ausgegangen wurde. Die hier zu betrachtende Verglasungsanlage könnte nur für den Zweck der Direktverglasung von Plutonium errichtet werden und hätte dann voraussichtlich eine kürzere Betriebszeit als die technisch mögliche, oder sie könnte nach Abarbeitung des Plutoniums auch zur weiteren Verglasung von HAWC ohne Plutoniumzusatz dienen.

Bei einer Direktverglasung von 3000 bis 9000 kg Pu-tot (siehe Kapitel 5.3.3.5) wären 1000 bis 3000 Glaskokillen zu fertigen. In einer Anlage des Durchsatzes der T7 der Cogéma wäre diese Zahl an Glaskokillen in weniger als einem bis etwas mehr als zwei Jah-

ren produzierbar. Es ist daher offenkundig, daß unter dieser Annahme, schon aus ökonomischen Gründen, das Verfahren der Direktverglasung keine sinnvolle Alternative darstellen kann. Wir gehen daher davon aus, daß die Anlage über 10 Jahre betrieben wird, wobei die Beimischung von Plutonium nicht durchgängig erfolgen muß. Die Kosten für die Errichtung der Verglasungsanlage belaufen sich dann umgerechnet auf 37.000 DM pro Glaskokille. Bei einem Gehalt an 3 kg Gesamtplutonium pro Kokille ergeben sich dann Kosten von 12.300 DM/kg Pu-tot für die Errichtung der Verglasungsanlage.

Liegt das zu behandelnde Plutonium als Plutoniumdioxid vor, so ist es zur Direktverglasung voraussichtlich in Plutoniumnitratlösung umzuwandeln. Hierzu besteht zumindest bei Cogéma die technische Möglichkeit. Kosten für Nachrüstungen fallen daher voraussichtlich nicht an.

7.3.3 Betriebskosten der Behandlung bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung

Das Plutonium muß in die Form überführt werden, in der es verglast werden soll, voraussichtlich Plutoniumnitratlösung. Bei bereits in Plutoniumdioxid umgewandeltem Plutonium ist also eine erneute Lösung erforderlich. Als Obergrenze der Kosten können die Kosten der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente angesehen werden. Da diese ebenfalls Schritte der Abfallbehandlung enthalten, die hier entfallen, kann als Bandbreite von Kosten zwischen etwa 1000 und 2000 DM/kg Gesamtplutonium bei bereits in Plutoniumdioxid umgewandeltem Plutonium ausgegangen werden. Für zukünftig noch abgetrenntes Plutonium könnten die Kosten günstigstenfalls entfallen.

Als Betriebskosten der Verglasungsanlage wurden in Kapitel 7.2.3 etwa 30 Millionen DM pro Jahr geschätzt. Bezogen auf die Jahresfertigung ergeben sich daraus 22.200 DM pro Glaskokille, bei 3 kg Pu-tot je Kokille dann etwa 7300 DM/kg Pu-tot als Betriebskosten. Diese Betrachtungsweise ist insofern konservativ, als die ohnehin notwendige Verarbeitung des HAWC nicht als reduzierender Faktor im Hinblick auf die Zusatzkosten der Plutoniumbehandlung abgezogen wird. Diese Modellierung ist aber nicht überkonservativ, da die Verglasungskosten in den Wiederaufarbeitungskosten enthalten sind und der Bau einer neuen Verglasungsanlage auf einen besonderen Kundenwunsch hin daher auch mit zusätzlichen Kosten verbunden sein kann.

Insgesamt ergeben sich Betriebskosten für die Umwandlung des Plutoniums in Plutoniumnitratlösung und die Herstellung von Glaskokillen in Höhe von 8300 bis 9300 DM/kg Pu-tot.

7.3.4 Zwischen- und Endlagerkosten bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung

Wegen der ohnehin erforderlichen Entsorgung verglaster Spaltproduktlösung sind hier nur die Mehrkosten zu betrachten, die sich durch die Plutoniumbeimischung ergeben. Da die Entsorgung in Deutschland erfolgen würde, ist nicht von - alleine technisch nicht gerechtfertigten Kostenzuschlägen - auszugehen. Es ergeben sich die gleichen Kostenfaktoren wie beim Can-in-canister-Verfahren.

Das vom zugesetzten Plutonium eingebrachte Volumen ist sehr gering und liegt deutlich unterhalb 1% des Glasvolumens. Als Entsorgungskosten ergeben sich nach Kapitel 7.2.4 etwa 355.000 bis 443.000 DM/Kokille. Eine Erhöhung um 1% dieser Kosten entspricht dann etwa 3600 bis 4400 DM/Kokille bzw. etwa 1200 bis 1500 DM/kg Pu-tot (3 kg Pu-tot pro Glaskokille). Es wäre aber auch denkbar, daß eine leichte Erhöhung der Beladung des Glases mit Spaltprodukten (um weniger als 1%) vorgenommen wird und der Kostenfaktor dann entfallen würde.

7.3.5 Kosten für Genehmigungsverfahren bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung

Die folgenden Genehmigungsverfahren sind bei der Verglasung von Plutonium mittels Einbindung in die Glasmatrix zu berücksichtigen:

- Ein Behälter muß für Transport und Zwischenlagerung der plutoniumhaltigen Glaskokillen zugelassen werden. Für das dazu notwendige Verfahren werden die Kosten hier mit insgesamt 500.000 DM angesetzt (vergleiche Can-in-canister-Verfahren). Die Zulassung muß nur einmalig erfolgen.
- Für die Zwischenlagerung des Behälters muß eine entsprechende Genehmigung eingeholt werden. Auch die dafür erforderlichen Kosten werden hier mit 500.000 DM veranschlagt. Sie fallen nur einmal an, wenn die Lagerung auf ein zentrales Zwischenlager beschränkt wird. Bei Lagerung an Kernkraftwerksstandorten würden die Kosten pro Kernkraftwerk anzusetzen sein.
- Für den Endlagerbehälter muß ebenfalls eine Zulassung vorliegen. Da entsprechende Zulassungen auch für die Endlagerung von „normalen“ Glaskokillen noch nicht erfolgt sind, und auch erst bei Betriebsbereitschaft eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle erforderlich werden, kann die Aufnahme von Glaskokillen mit Plutoniumbeimischung in zukünftigen Zulassungen ohne eigenständiges Verfahren erfolgen. Es ist daher von keinen hier wesentlichen Mehrkosten auszugehen.

7.3.6 Zusammenfassung der Kosten der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung

Die Zusatzkosten für die Verglasung von Plutonium, die in den vorangegangenen Kapitel ermittelt wurden, sind in Tabelle 7-3 im Überblick zusammengestellt. Es ist in der Tabelle jeweils angegeben, ob die Kosten regelmäßig oder einmalig etc. anfallen. Die gesamten Zusatzkosten sind in der Tabelle für den Fall der Nutzung nur einer Anlage zur Verglasung sowie nur eines Zwischenlagers für die Glaskokillen angegeben.

Tabelle 7-3: Zusammenstellung von Zusatzkosten der Direktverglasung von Plutonium mit Spaltproduktlösung

Kostenfaktor	DM	Anfall
Verfahrensentwicklung	einfällt	
Errichtungskosten Verglasungsanlage	500 Mio.	einmalig
Betriebskosten (Umwandlung in Pu-Nitrat, Verglasung)	8300 - 9300	pro kg Pu-tot
Zwischen- und Endlagerkosten	1200 - 1500	pro kg Pu-tot
Kosten für Genehmigungsverfahren	0,5 Mio.	einmalig pro Zwischenlager
	0,5 Mio.	einmalig für Behälterzulassung

Die Kosten für Die Errichtung der Verglasungsanlage und Genehmigungsverfahren sind auf die insgesamt mit dem Verfahren behandelte Plutoniummenge umzulegen und den Kosten für Betrieb und Entsorgung zuzuschlagen. Als Bezugsgröße werden 3000 und 9000 kg Gesamtplutonium herangezogen (siehe Kapitel 5.3.3.5), hinsichtlich der Errichtungskosten der Verglasungsanlage eine Fertigungskapazität von 90 kg Glas pro Stunde bei Umlegung der Errichtungskosten auf einen Betriebszeitraum von 10 Jahren. Die sich ergebenden Gesamtkosten pro kg Pu-tot sind in Tabelle 7-4 zusammengestellt.

Tabelle 7-4: Zusatzkosten bei der Direktverglasung mit Spaltproduktlösung, abhängig von der insgesamt behandelten Menge Plutonium

Insgesamt nach dem Verfahren behandelte Plutoniummenge	Kosten in DM/kg Gesamtplutonium
3000 kg	23.300 - 24.900
9000 kg	23.100 - 24.700

7.4 Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

7.4.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

Das Verfahren zur Lagerstabfertigung entspricht technisch dem der Fertigung von MOX-Brennstäben für Leichtwasserreaktoren. Durch den fehlenden Einsatz in Reaktoren - und auch den Verzicht auf eine Wiederaufarbeitung - ergeben sich geringere Anforderungen gegenüber herkömmlichen Brennstäben (siehe Kapitel 6.2.2.1).

Es fallen keine Kosten für Verfahrensentwicklungen bei der Lagerstabfertigung an.

7.4.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlage beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

Die Behandlungsanlage bei der Lagerstabfertigung ist eine MOX-Brennelementfabrik. Es ist davon auszugehen, daß für die Lagerstabfertigung auf eine der bestehenden MOX-Brennelementfabriken zurückgegriffen wird. Zum einen bestehen technisch keine zusätzlichen Anforderungen bei der Lagerstabfertigung, zum anderen könnten - auch bereits vertraglich reservierte - Kapazitäten der bestehenden Anlagen, die durch entfallende Produktion von MOX-Brennelementen frei werden, zur Lagerstabfertigung genutzt werden.

Es werden keine zusätzlichen technischen Einrichtungen erforderlich, so daß auch keine zusätzlichen Errichtungskosten anfallen.

7.4.3 Betriebskosten beim Lagerstabverfahren mit Lagerelementfertigung

Die Betriebskosten der Herstellung von Lagerstäben hängen von der verarbeiteten Schwermetallmenge ab. Sie variieren daher mit dem Plutoniumgehalt, wenn die Betriebskosten auf das Plutonium bezogen werden. Wie bereits in Kapitel 6.2.2.1 dargelegt, besteht bei der Lagerstabfertigung ein Potential zur Kostenersparnis von bis zu einigen Dutzend % der Kosten. Da es aber nicht gesichert ist, daß die tatsächliche Kostenersparnis in vollem Umfang an die Kunden weitergegeben wird, gehen wir im folgenden im günstigsten Fall von um 20% geringeren Kosten, im ungünstigsten Fall von gleichen Kosten wie bei der MOX-Brennelementfertigung aus. Die Bandbreite der Kosten der MOX-Brennelementfertigung wurde in Kapitel 7.1.1 zu 5500 bis 7000 DM/kg SM ermittelt. Unter Einbeziehung der möglichen Kosteneinsparung bei der Lagerstabfertigung ergibt sich eine Bandbreite der Kosten von 4400 bis 7000 DM/kg SM für die Lagerelemente.

Diese Mehrkosten sind auf die verarbeitete Plutoniummenge zu beziehen. Es ergeben sich dann die folgenden Mehrkosten abhängig vom Gesamtplutoniumgehalt der Lagerelemente:

- etwa 65.700 bis 104.500 DM/kg Gesamtplutonium bei 5% Spaltstoffgehalt,
- etwa 31.600 bis 50.400 DM/kg Gesamtplutonium bei 10% Spaltstoffgehalt.

Als weitere Betriebskosten sind Kosten zu berücksichtigen, die durch die Vermischung abgebrannter Brennelemente mit Lagerelementen entstehen. Bei der Mischung auf der Ebene von Elementen bedeutet dies, daß die Kosten der Verladung eines Lagerelements in einen Transport- und Lagerbehälter zu betrachten sind. Dies könnte am Kernkraftwerk im Lagerbecken durch das KKW-Personal erfolgen. Kosten, die nicht direkt auf das Lagerelement bezogen, sondern im Rahmen der gesamten Behälterhandlung anfallen, sind nur im Verhältnis 1:18 als Zusatzkosten anzusehen.

Der Arbeitsaufwand für die Handlung des Behälters (Einbringung und Ausschleusung einschließlich aller Meßprozeduren) kann konservativ mit 60 Arbeitsstunden abgeschätzt werden. Bei 200DM/h Personalkosten ergeben sich - umgerechnet im Verhältnis 1:18 - Zusatzkosten von etwa 660 DM. Bei zwei zusätzlichen Arbeitsstunden alleine für die Handlung des Lagerelements ergeben sich dann Betriebskosten für die Mischbeladung von etwa 1060 DM pro Lagerelement. Bei 5 bzw. 10% Spaltstoffgehalt in der Keramik betragen die Mehrkosten dann 24 bzw. 12 DM/kg Gesamtplutonium.

7.4.4 Zwischen- und Endlagerkosten beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

Die Zwischenlagerung der Lagerstäbe kann in üblichen Transport- und Lagerbehältern, wie sie für abgebrannte Brennelemente verwendet werden, erfolgen. Bei der Endlagerung können ebenfalls gleichartige Behälter verwendet werden. Als Kostenfaktoren für Zwischenlagerung, Konditionierung und Endlagerung kommen in Betracht:

- Zwischenlagerkosten entstehen maximal in etwa der gleichen Höhe wie bei abgebrannten Brennelementen, wenn unterstellt wird, daß die Lagerung in einem Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente erfolgt. Wegen der geringen Wärmentwicklung wäre dies aber bei einer Vermischung mit abgebrannten Brennelementen erst unmittelbar vor der Endlagerung nicht erforderlich. Für eine Lagerung über 25 bis 30 Jahre ist nach <Öko-Institut 1997> von 120 bis 160 DM/kg SM auszugehen (ermittelt aus den stellplatzbezogenen Kosten für das TBL Gorleben). Hinzu kommen die Kosten für den Transport- und Lagerbehälter in Höhe von etwa 250 DM/kg SM (Preisbasis Castor V/19).

- Als Konditionierungskosten ist von gleichen Kosten auszugehen wie für abgebrannte Brennelemente, da bei der Konditionierung stets eine gemeinsame Behandlung mit abgebrannten Brennelementen erfolgt. Diese Konditionierungskosten betragen nach <Öko-Institut 1997> 500 bis 700 DM/kg SM, abgeleitet aus verschiedenen Schätzungen in der Literatur und unter Berücksichtigung des tatsächlich notwendigen technischen Aufwands.
- Als Kosten der Endlagerung abgebrannter Brennelemente ergeben sich nach <Öko-Institut 1997> 410 bis 1170 DM/kg SM einschließlich Endlagerbehälter. Im Endlager stellt die eingebrachte Wärmelast einen relevanten Kostenfaktor dar, da sie das benötigte Endlagervolumen mitbestimmt. Bei der Endlagerung der gemischten Lagerelemente und abgebrannten Brennelemente sind die auf die Lagerelemente bezogenen Kosten daher voraussichtlich geringer, wobei die Kostenbeiträge von Endlagerbehälter und Einlagerungsvorgang aber gleich bleiben. Die Kosten für die Endlagerung der Lagerelemente sind daher geringer anzusetzen als die Kosten für die Endlagerung abgebrannter Brennelemente und belaufen sich unter sonst gleichen Annahmen auf 350 bis 800 DM/kg SM.

Als Gesamtkosten für Zwischenlagerung, Konditionierung und Endlagerung ergeben sich Kosten von 1220 bis 1910 DM/kg SM. Umgerechnet auf den Plutoniumgehalt betragen diese Kosten dann etwa 18.200 bis 28.500 DM/kg Pu-tot (5% Spaltstoffanteil) bzw. etwa 8.800 bis 13.700 DM/kg Pu-tot (10% Spaltstoffanteil).

Es fallen Transportkosten an, von der MOX-Fabrik in ein Zwischenlager, vom Zwischenlager zur Konditionierung, und anschließend zu einem Endlager. Kosten für Transporte abgebrannter Brennelemente betragen bei Transporten zur Cogéma etwa 140 bis 160 DM/kg SM. Innerdeutsche Transporte können kostengünstiger abgewickelt werden, so daß für diese von 40 bis 90 DM/kg SM ausgegangen wird. Insgesamt belaufen sich die Transportkosten dann auf 220 bis 340 DM/kg SM. Umgerechnet auf den Plutoniumgehalt betragen die Kosten dann etwa 3300 bis 5070 DM/kg Pu-tot (5% Spaltstoffanteil) bzw. 1600 bis 2400 DM/kg Pu-tot (10% Spaltstoffanteil).

Als Summe der Zwischen- und Endlagerkosten einschließlich Kosten für Behälter und Transporte ergeben sich etwa 21.500 bis 33.600 DM/kg Pu-tot (5% Spaltstoffanteil) bzw. 10.400 bis 16.100 DM/kg Pu-tot (10% Spaltstoffanteil).

7.4.5 Kosten für Genehmigungsverfahren bei der Fertigung von Lagererelementen

Die folgenden Genehmigungsverfahren sind bei der Lagererelementfertigung zu berücksichtigen:

- Genehmigungen der MOX-Brennelementfabrik: Die hier unterstellten Abänderungen von technischen Verfahrensabläufen sind bei der Variante mit 5% Spaltstoffanteil mit bestehenden Genehmigungen abgedeckt. Beim Spaltstoffanteil von 10% könnten eventuell Anpassungen von Genehmigungen erforderlich werden. Die einmalig anfallenden Zusatzkosten können auf 500.000 DM für Genehmigung einschließlich gegebenenfalls veranlaßter Begutachtung geschätzt werden. Ein Gutachteraufwand von etwa einem Personenjahr ist mit diesem Ansatz abgedeckt.
- Bei der Hantierung von Lagererelementen an einem Kernkraftwerk ist dazu eine Erweiterung der Genehmigung erforderlich. Die dabei pro Kernkraftwerk einmalig anfallenden Zusatzkosten können auf 500.000 DM für Genehmigung einschließlich gegebenenfalls veranlaßter Begutachtung geschätzt werden. Auch hier ist ein Gutachteraufwand von etwa einem Personenjahr abgedeckt.
- Ein Behälter muß für Transport und Zwischenlagerung der Lagererelemente zugelassen werden. Für das dazu notwendige Verfahren werden die Kosten hier ebenfalls mit insgesamt 500.000 DM angesetzt. Die Zulassung muß nur einmalig erfolgen.
- Für die Zwischenlagerung des Behälters muß eine entsprechende Genehmigung eingeholt werden. Auch die dafür erforderlichen Kosten werden hier mit 500.000 DM veranschlagt. Sie fallen nur einmal an, wenn die Lagerung auf ein zentrales Zwischenlager beschränkt wird. Bei Lagerung an Kernkraftwerksstandorten würden die Kosten pro Kernkraftwerk anzusetzen sein.
- Für den Endlagerbehälter muß ebenfalls eine Zulassung vorliegen. Da entsprechende Zulassungen auch für die Endlagerung von abgebrannten Brennelementen noch nicht erfolgt sind, und auch erst bei Betriebsbereitschaft eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle erforderlich werden, kann die Aufnahme von Lagererelementen in zukünftigen Zulassungen ohne eigenständiges Verfahren erfolgen. Es ist daher von keinen hier wesentlichen Mehrkosten auszugehen.

7.4.6 Zusammenfassung der Kosten des Lagerstabverfahrens mit Fertigung von Lagererelementen

Die in den vorangegangenen Kapitel ermittelten Kosten für die Fertigung von Lagererelementen und deren Entsorgung sind in Tabelle 7-5 zusammengestellt. Die Summe der Ko-

sten wird für den Fall angegeben, daß jeweils nur eine Anlage zur Lagerstabfertigung und Zwischenlagerung genutzt wird sowie die Mischung von Lagerelementen mit abgebrannten Brennelementen in einem Kernkraftwerk erfolgt.

Tabelle 7-5: Kosten der Lagerelementfertigung zur Entsorgung von Plutonium

Kostenfaktor	Keramik mit 5 Gew.-% Spaltstoff		Keramik mit 10 Gew.-% Spaltstoff	
	DM	Anfall	DM	Anfall
Verfahrensentwicklung	keine Kosten		keine Kosten	
Errichtungskosten	keine Kosten		keine Kosten	
Betriebskosten	65.700 - 104.500 (MOX-Fabrik)	pro kg Pu-tot	31.600 - 50.400 (MOX-Fabrik)	pro kg Pu-tot
	24 (Mischung)	pro kg Pu-tot	12 (Mischung)	pro kg Pu-tot
Zwischen- und Endlagerkosten inkl. Transporte	21.500 - 33.600	pro kg Pu-tot	10.400 - 16.100	pro kg Pu-tot
Genehmigungsverfahren	keine Kosten		0,5 Mio.	einmalig (pro MOX-Fabrik)
	0,5 Mio.	einmalig (pro KKW)	0,5 Mio.	einmalig (pro KKW)
	0,5 Mio.	einmalig (pro Zwischenlager)	0,5 Mio.	einmalig (pro Zwischenlager)
	0,5 Mio.	einmalig (Behälterzulassung)	0,5 Mio.	einmalig (Behälterzulassung)
Gesamtkosten bei Nutzung jeweils einer Anlage zur Lagerstabfertigung und Zwischenlagerung				
Kosten für Genehmigungsverfahren (umzulegen auf gesamte Pu-Menge)	1,5 Mio. DM		2 Mio. DM	
Kosten für Verarbeitung und Entsorgung pro kg Pu-tot	87.200 - 138.100		42.000 - 66.500	

Die Kosten für Genehmigungsverfahren sind auf die insgesamt mit dem Verfahren behandelte Plutoniummenge umzulegen und den Kosten für Betrieb und Entsorgung zuzuschlagen. Besondere Einschränkungen hinsichtlich der insgesamt verarbeitbaren Plutoniummenge wurden in Kapitel 6.2 nicht identifiziert. Zur Ermittlung der sich ergebenden Gesamtkosten pro kg Pu-tot wird eine Gesamtplutoniummenge von 1.000 und 25.000 kg als beispielhafte Größe herangezogen. Die Gesamtkosten sind in Tabelle 7-6 zusammengestellt. Dabei zeigt sich auch der zu erwartende geringe Einfluß der unterstellten Menge insgesamt mit dem Verfahren behandelten Plutoniums.

Tabelle 7-6: Kosten der Lagerelementfertigung zur Entsorgung von Plutonium, abhängig von der insgesamt behandelten Menge Plutonium

Insgesamt nach dem Verfahren behandelte Plutoniummenge	Kosten in DM/kg Gesamtplutonium	
	5% Spaltstoffanteil	10% Spaltstoffanteil
1.000 kg	88.700 - 139.400	44.000 - 68.500
25.000 kg	87.300 - 138.100	42.100 - 66.600

7.5 Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

7.5.1 Kosten für die Verfahrensentwicklung beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Hinsichtlich der Kosten zur Verfahrensentwicklung ergeben sich die gleichen Sachverhalte wie bei der Fertigung von Lagerelementen. In Kapitel 7.4.1 wurde bereits dargelegt, daß von keinen Kosten in dieser Hinsicht auszugehen ist.

7.5.2 Errichtungskosten für die Behandlungsanlage beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch fallen keine Errichtungskosten an. Die Gründe sind die gleichen, wie sie bereits in Kapitel 7.4.2 in Zusammenhang mit der Fertigung von Lagerelementen angegeben sind.

7.5.3 Betriebskosten beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Die Betriebskosten der Herstellung von Lagerstäben wurden bereits in Kapitel 7.4.3 untersucht. Dort ergaben sich Kosten von

- etwa 65.700 bis 104.500 DM/kg Gesamtplutonium bei 5% Spaltstoffgehalt,
- etwa 31.600 bis 50.400 DM/kg Gesamtplutonium bei 10% Spaltstoffgehalt.

Als weitere Betriebskosten sind Kosten zu berücksichtigen, die durch den Stabaustausch entstehen. Der Stabaustausch in einem Kraftwerk würde durch dortiges Personal vorgenommen. Der Aufwand für den Lagerstabtausch kann mit zwei Personenstunden pro Stab angesetzt werden. Bei Personalkosten von 200 DM pro Arbeitsstunde ergeben sich dann Kosten von 400 DM pro Lagerstab. Umgerechnet auf das behandelte Plutonium er-

geben sich bei 5% Spaltstoffanteil in der Keramik etwa 2500 DM/kg Pu-tot und bei 10% Spaltstoffanteil etwa 1200 DM/kg Pu-tot als Betriebskosten für den Stabaustausch.

7.5.4 Zwischen- und Endlagerkosten beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Die technischen Abläufe bei Zwischen- und Endlagerung sind bei den Mischelementen nach Stabaustausch identisch mit denen der Lagerelemente; es ergeben sich die gleichen Kosten. Als Summe der Zwischen- und Endlagerkosten einschließlich Kosten für Behälter und Transporte wurden in Kapitel 7.4.4 etwa 21.500 bis 33.600 DM/kg Pu-tot (5% Spaltstoffanteil) bzw. 10.400 bis 16.100 DM/kg Pu-tot (10% Spaltstoffanteil) ermittelt.

7.5.5 Kosten für Genehmigungsverfahren beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Kosten für Genehmigungsverfahren sind identisch mit denen beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen. Auch die Hantierung von Lagerstäben an einem Kernkraftwerk erfordert eine Erweiterung der Genehmigung. Das gleiche gilt für die Genehmigung und Zulassung von Behältern und Lagern zur Aufnahme von Mischelementen. Nach Kapitel 7.4.5 ergeben sich

- Kosten für eine Anpassung der Genehmigung der MOX-Brennelementfabrik bei der Variante mit Spaltstoffgehalt von 10%: 500.000 DM.
- Kosten für eine Anpassung der Genehmigung am Kernkraftwerk: 500.000 DM.
- Behälterzulassung für Transport und Zwischenlagerung: 500.000 DM,
- Genehmigung zur Zwischenlagerung: 500.000 DM.

7.5.6 Zusammenfassung der Kosten des Lagerstabverfahrens mit Stabaustausch

Die in den vorangegangenen Kapitel ermittelten Kosten für die Fertigung von Lagerstäben und deren Entsorgung über Stabaustausch sind in Tabelle 7-7 zusammengestellt. Die Summe der Kosten wird für den Fall angegeben, daß jeweils nur eine Anlage zur Lagerstabbfertigung und Zwischenlagerung genutzt wird.

Die Kosten für Genehmigungsverfahren sind auf die insgesamt mit dem Verfahren behandelte Plutoniummenge umzulegen und den Kosten für Betrieb und Entsorgung zuzuschlagen. Besondere Einschränkungen hinsichtlich der insgesamt verarbeitbaren Plutoniummenge wurden in Kapitel 6.2 nicht identifiziert. Zur Ermittlung der sich ergebenden Gesamtkosten pro kg Pu-tot wird daher - wie bereits in Kapitel 7.4.6 - eine Gesamtplutoniummenge von 1.000 und 25.000 kg als beispielhafte Größe herangezogen. Die Ge-

samtkosten sind in Tabelle 7-8 zusammengestellt. Dabei zeigt sich auch der zu erwartende geringe Einfluß der unterstellten Menge insgesamt mit dem Verfahren behandelten Plutoniums.

Tabelle 7-7: Kosten für Lagerstafbereitung mit Stabaustausch zur Entsorgung von Plutonium

Kostenfaktor	Keramik mit 5 Gew.-% Pu-fiss		Keramik mit 10 Gew.-% Pu-fiss	
	DM	Anfall	DM	Anfall
Verfahrensentwicklung	keine Kosten		keine Kosten	
Errichtungskosten	keine Kosten		keine Kosten	
Betriebskosten	65.700 - 104.500 (MOX-Fabrik)	pro kg Pu-tot	31.600 - 50.400 (MOX-Fabrik)	pro kg Pu-tot
	2500 (Stabaustausch)	pro kg Pu-tot	1200 (Stabaustausch)	pro kg Pu-tot
Zwischen- und Endlagerkosten inkl. Transporte	21.500 - 33.600	pro kg Pu-tot	10.400 - 16.100	pro kg Pu-tot
Genehmigungsverfahren	keine Kosten		0,5 Mio.	einmalig (pro MOX-Fabrik)
	0,5 Mio.	einmalig (pro KKW)	0,5 Mio.	einmalig (pro KKW)
	0,5 Mio.	einmalig (pro Zwischenlager)	0,5 Mio.	einmalig (pro Zwischenlager)
	0,5 Mio.	einmalig (Behälterzulassung)	0,5 Mio.	einmalig (Behälterzulassung)
Gesamtkosten bei Nutzung jeweils einer Anlage zur Lagerstafbereitung und Zwischenlagerung				
Fixe Kosten (umzulegen auf gesamte Pu-Menge)	1,5 Mio. DM		2 Mio. DM	
Kosten pro kg Pu-tot	89.700 - 140.600 DM		43.200 - 67.700 DM	

Tabelle 7-8: Kosten der Lagerstafbereitung mit Stabaustausch zur Entsorgung von Plutonium, abhängig von der insgesamt behandelten Menge Plutonium

Insgesamt nach dem Verfahren behandelte Plutoniummenge	Kosten in DM/kg Gesamtplutonium	
	5% Spaltstoffanteil	10% Spaltstoffanteil
1.000 kg	91.200 - 142.100	44.700 - 69.200
25.000 kg	89.800 - 140.700	43.300 - 67.800

8. Gesamtbewertung und Empfehlungen

In den Kapiteln 5 und 6 wurden vier Alternativen im Umgang mit deutschem Reaktorplutonium detailliert untersucht. Diese Alternativen werden anhand der in Kapitel 4 entwickelten Kriterien im nachfolgenden Kapitel bewertet.

Zunächst werden die vier alternativen Verfahren anhand der Kriterien diskutiert, bewertet und miteinander verglichen (Kapitel 8.1). Anschließend erfolgt dann eine Gesamtbewertung der Verfahren, aus der Empfehlungen für das weitere Vorgehen abgeleitet werden (Kapitel 8.2).

8.1 Bewertung der vier untersuchten Alternativen anhand der entwickelten Kriterien

8.1.1 Bewertung der Zielführung bei den Verfahren

Die möglichen Verfahren zur Behandlung des Plutoniums müssen zu dessen endgültiger Behandlung führen, d.h. zu einem endlagerfähigen Produkt. Beim Can-in-canister-Verfahren ist das Produkt eine Glaskokille, die zusätzlich zu den üblicherweise enthaltenen Spaltprodukten und Aktiniden noch Plutonium enthält. Das gleiche gilt für die Glaskokille aus der Direktverglasung. Die für die Endlagerung wichtigen Parameter des Produkts (insbesondere Auslaugbarkeit) werden gegenüber der üblichen HAWC-Glaskokille nicht verändert. Da die HAWC-Glaskokille als endzulagerndes Produkt gilt, ist ein zukünftiges Endlager ohnehin so auszulegen, das die Glaskokillen aus dem Can-in-canister-Verfahren wie aus der Direktverglasung aus dieser Sicht als prinzipiell endlagerfähig angesehen werden müssen.

Beim Can-in-canister-Verfahren ist das Plutonium in eine Keramik eingebunden, die der üblichen Brennstoffkeramik entspricht. Diese ist bereits im Konzept der Direkten Endlagerung als endzulagerndes Material vorgesehen. Beim Lagerstabverfahren wird das Plutonium ebenfalls in die übliche Brennstoffkeramik eingebunden, so daß sich gegenüber dem Konzept der Direkten Endlagerung kein Unterschied ergibt. Prinzipiell ist daher auch beim Lagerstabverfahren von der Endlagerfähigkeit des Produkts auszugehen.

Neben diesen grundsätzlichen Bewertungen im Hinblick auf die Endlagerfähigkeit des Produkts sind die Besonderheiten des Plutoniums zu betrachten. Diese können in Hinblick auf die Rekritikalität im Endlager, auf die Strahlenexposition bei Ausbreitung in die Biosphäre und auf die notwendigen Safeguardsmaßnahmen im Endlager bestehen. Bei der Ableitung der zugrunde gelegten Spaltstoffkonzentrationen in den einzelnen alterna-

tiven Verfahren wurden im vorliegenden Gutachten bereits Einschränkungen getroffen, die eine Vergleichbarkeit mit anderen endzulagernden Materialien, z.B.

- abgebrannte Brennelemente,
- teilabgebrannte Brennelemente, und
- frische Brennelemente (auch im Sinne des Störfalls „Verwechslung von Brennelementen“)

gewährleisten.

Die Untersuchungen in den Kapiteln 5 und 6 haben ergeben, daß an ein zukünftiges Endlager ohnehin die Forderung zu stellen ist, daß eine Rekritikalität unter Bedingungen beherrscht wird, die die Einlagerung der hier untersuchten plutoniumhaltigen Produkte abdecken. Der detaillierte Nachweis ist im Rahmen der Planfeststellung des Endlagers zu erbringen; hier war nur darzulegen, daß sich für diesen detaillierten Nachweis aus den bei den untersuchten Verfahren hergestellten Endlagerprodukten in dieser Hinsicht keine zusätzlichen Anforderungen ergeben. Für das zukünftige Endlager müssen diese Bedingungen beispielsweise bei der Festlegung der geometrischen Anordnung bei Einlagerung und der Mischung verschiedener Arten von Endlagergebinden, gegebenenfalls auch unter gezielter Verteilung von endzulagerndem (abgereicherten) Uran, berücksichtigt werden.

Hinsichtlich der Strahlenexposition durch Ausbreitung in die Biosphäre und der Proliferationssicherheit ergeben sich keine zusätzlichen Konsequenzen für das Endlager, vor allem aus folgenden Gründen:

- In einem solchen Endlager werden sich unter Berücksichtigung verschiedener möglicher Szenarien für den Auslauf der Kernenergienutzung in Deutschland und der bereits erfolgten Umstellung der Entsorgung abgebrannter Brennelemente auf die direkte Endlagerung etwa 60 bis 120 Tonnen Plutonium in abgebrannten Brennelementen befinden. Für diese Menge Plutonium ist durch die Wahl der Geologie und des Endlagerstandorts die Langzeitsicherheit ohnehin nachzuweisen. Grundsätzlich andere Anforderungen ergeben sich nicht, wenn zu dieser Menge noch weniger als 30 Tonnen Plutonium in Form von Glaskokillen oder Lagerelementen hinzukommen.
- Die Langzeitsicherheit muß auch für andere Radionuklide nachgewiesen werden, die teils längere Halbwertszeiten als Plutonium haben und als mobiler gelten. Diese Radionuklide (Spalt- und Aktivierungsprodukte) müssen ohnehin über Glaskokillen oder abgebrannte Brennelemente in das Endlager eingebracht werden. Für diese anderen Radionuklide stellen sich daher höhere Anforderungen an den Einschluß, denen schon unabhängig von der Einlagerung des Plutoniums im Endlager entsprochen werden muß.

- Eine Überwachung auf Abzweigung von Kernbrennstoffen muß in einem Endlager für die hochaktiven Abfälle ohnehin erfolgen, wegen des ohnehin in den abgebrannten Brennelementen enthaltenen Plutoniums.

Insgesamt ergibt sich bei allen vier Verfahren, daß ein endlagerfähiges Produkt erzeugt wird, bei dessen Verbringung in ein Endlager an dieses keine zusätzlichen Anforderungen zu stellen sind. Die erforderlichen Nachweise zur Langzeitsicherheit und zur Safeguardsüberwachbarkeit sind dann in der gleichen Weise zu führen, wie dies auch für andere Abfallstoffe vorzunehmen ist.

Das Kriterium der prinzipiellen Endlagerfähigkeit der Produkte (siehe Kapitel 4.4) ist damit für die Produkte aller hier untersuchten Verfahren erfüllt. Es empfiehlt sich, die Verfahren zur Konditionierung und Endlagerung für alle wärmeentwickelnden Abfälle - einschließlich Mischelemente und verglastes Plutonium - parallel zu entwickeln sowie Mischelemente und verglastes Plutonium auch in den Genehmigungsanträgen bzw. -verfahren zu berücksichtigen.

8.1.2 Bewertung der Machbarkeit der Verfahren

8.1.2.1 Technische Machbarkeit der Verfahren

Bei der Bewertung der technischen Machbarkeit der Verfahren sind die Aspekte der Erfahrung in großtechnischem Einsatz, der technischen Einsatzreife und der gegebenenfalls noch notwendigen Entwicklungsschritte zu untersuchen. Auch die Genehmigungsfähigkeit der benötigten Anlagen oder Anlagenteile ist einzubeziehen.

Die Plutoniumverglasung nach dem Can-in-canister-Verfahren in der in diesem Gutachten untersuchten Variante basiert ausschließlich auf Techniken, für die - bis auf die Endlagerung - eine großtechnische Erfahrung vorliegt:

- Fertigung von Mischoxidkeramik nach üblichen Verfahren in bestehenden MOX-Brennelementfabriken,
- Befüllung von Kleinbehältern mit Mischoxidkeramik in Analogie zur Befüllung von Brennstabhüllrohren,
- Befüllung von Edelstahlbehältern mit HAWC-Glas,
- Transport von Mischoxidkeramik,
- Transport von hochradioaktiven Glaskokillen,
- Zwischenlagerung von hochradioaktiven Glaskokillen.

Die Frage der Endlagerfähigkeit wird weiter unten in Kapitel 8.1.4 bewertet. Unter den hier zu bewertenden Aspekten ist die technische Machbarkeit daher gegeben. Bestimmte Genehmigungsanpassungen werden notwendig:

- in einer Verglasungsanlage zur Hantierung der Edelstahlbehälter mit Mischoxidkeramik,
- in Zwischenlagern zur Aufnahme der Lagerbehälter,
- bezüglich der Zulassung der Transport- und Lagerbehälter für die Aufnahme von Glaskokillen mit Plutoniumzusatz, und
- sofern Spaltstoffgehalte von mehr als 5% angewendet werden, eventuell in MOX-Brennelementfabriken im MOX-Keramik-Bereich.

Diesen erforderlichen Genehmigungsanpassungen ist gemeinsam, daß sich keine neuartigen Anforderungen stellen, sondern die Anpassung bzw. Neugenehmigung entweder ohne technische Änderungen oder mit geringer Modifikation (Kritikalitätsauslegung) möglich ist.

Die Direktverglasung von Plutonium mit Spaltprodukten erfordert eine Zuspeisung von Plutonium im Verglasungssofen. Es ist davon auszugehen, daß dazu eine neue Anlage zu errichten wäre, da ein Umbau einer bestehenden Anlage technisch zumindest sehr aufwendig ist. Die neu zu errichtende Verglasungsanlage könnte kritikalitätssicher geplant und ausgelegt werden; von der prinzipiellen Realisierbarkeit einer kritikalitätssicheren Auslegung kann ausgegangen werden.

Bei den weiteren technischen Schritten nach der Herstellung der Glaskokillen liegt großtechnische Erfahrung vor, da sich gegenüber der üblichen Glaskokillen (nur mit HAWC, ohne Plutonium) kein technischer Unterschied ergibt.

Wie auch beim Can-in-canister-Verfahren würden Genehmigungsanpassungen

- in Zwischenlagern zur Aufnahme der Lagerbehälter, und
- bezüglich der Zulassung der Transport- und Lagerbehälter für die Aufnahme von Glaskokillen mit Plutoniumzusatz

erforderlich. Die Verglasungsanlage selbst bedarf der Neugenehmigung.

Im Vergleich mit dem Can-in-canister-Verfahren der Plutoniumverglasung ergibt sich, daß bei der Direktverglasung der Bau einer neuen Anlage zur Verglasung erforderlich wird, während beim Can-in-canister-Verfahren ausschließlich auf bestehende Anlagen zurückgegriffen werden kann.

Für das Lagerstabverfahren mit Herstellung von Lagerelementen werden - abgesehen von der weiter unten getrennt bewerteten Endlagerung - ausschließlich Techniken benötigt, für die eine großtechnische Erfahrung vorliegt:

- Fertigung von Mischoxidkeramik, Lagerstäben und Lagerelementen analog zu den üblichen Verfahren in bestehenden MOX-Brennelementfabriken,
- Transport von Lagerelementen entsprechend unbestrahlter MOX-Brennelemente,
- Verladung von Lagerelementen und abgebrannten Brennelementen in einen Transport- und Lagerbehälter,
- Gemischte Zwischenlagerung von Lagerelementen und abgebrannten Brennelementen.

Die technische Machbarkeit bis zum Schritt der Endlagerung ist wegen der vorliegenden großtechnischen Erfahrung gegeben. Bestimmte Genehmigungsanpassungen werden notwendig:

- in Zwischenlagern zur Aufnahme der Lagerbehälter mit gemischter Beladung,
- bezüglich der Zulassung der Transport- und Lagerbehälter für die gemischte Aufnahme von Lagerelementen und abgebrannten Brennelementen, und
- sofern Spaltstoffgehalte von mehr als 5% angewendet werden, eventuell in MOX-Brennelementfabriken im MOX-Keramik-Bereich.

Bei den erforderlichen Genehmigungsanpassungen stellen sich keine neuartigen Anforderungen, sondern die Anpassung bzw. Neugenehmigung ist entweder ohne technische Änderungen oder mit geringer Modifikation (Überprüfung Kritikalitätsauslegung in der MOX-Brennelementfabrik) möglich.

Für das Lagerstabverfahren mit Stabaustausch ergibt sich gegenüber der Lagerelementfertigung der Unterschied, daß als zusätzlicher Schritt im Kernkraftwerk unter Wasser Stäbe aus einem abgebrannten Brennelement gegen Lagerstäbe ausgetauscht werden. Auch für diesen Schritt liegt großtechnische Erfahrung vor, da das Verfahren im Ablauf identisch mit der Reparatur von Brennelementen im Lagerbecken eines Kernkraftwerks ist. Eine Anpassung der Genehmigung des Kernkraftwerks wäre erforderlich.

Das Lagerstabverfahren mit Lagerelementfertigung weist gegenüber dem Stabaustausch den Vorteil auf, daß ein geringerer Aufwand für die Mischung der Lagerstäbe mit abgebranntem Brennstoff zu betreiben ist.

8.1.2.2 Zeitaspekte der Verfahren

Beim Can-in-canister-Verfahren stehen die erforderlichen Anlagen für alle Teilschritte zur Verfügung. Hinsichtlich von Genehmigungsanpassungen ist davon auszugehen, daß ein gewisser Prüfungsbedarf besteht und die erforderlichen Genehmigungen nach ein bis zwei Jahren vorliegen können.

In den europäischen MOX-Brennelementfabriken sollte eine Kapazität von mindestens 50 Jahrestonnen Mischoxid für das Verfahren verfügbar sein. Bei einem Pu-fiss-Gehalt von 4,5% würde dies der Verarbeitungskapazität von etwa 3200 kg Pu-tot pro Jahr zu MOX-Brennelementen entsprechen. Es können dann bei 5 bzw. 10% Spaltstoffanteil etwa 3300 bzw. 7000 kg Gesamtplutonium in einem Jahr verarbeitet werden. In einer Verglasungsanlage der Kapazität 90 kg Glas pro Stunde können bei einer Betriebszeit von 6000 Stunden im Jahr in einem Jahr etwa 1350 Glaskokillen gefertigt werden, in denen 2700 bis 5400 kg Gesamtplutonium untergebracht werden können. Da die Nutzung einer Verglasungsanlage ausschließlich für die Verglasung deutschen Plutoniums voraussichtlich nicht realisierbar ist, könnten beispielsweise bei einer Ausnutzung von einem Drittel der Kapazität jährlich 900 bis 1800 kg Gesamtplutonium verglast werden (mit den restlichen zwei Dritteln der Gesamtkapazität werden reine Spaltproduktglaskokillen für andere Kunden hergestellt). Begrenzend ist dann nicht die Kapazität der Fertigung der Mischoxidkeramik, sondern die der Fertigung des Glases.

HAWC liegt in einer für 2000 bis 4000 Glaskokillen ausreichenden Menge vor. Mit dieser Menge können 4000 bis 16.000 kg Gesamtplutonium nach dem Can-in-canister-Verfahren verglast werden.

Bei der Direktverglasung mit Spaltprodukten muß eine neue Verglasungsanlage geplant, genehmigt und errichtet werden. Der Zeitbedarf dazu dürfte bei mindestens etwa 3 bis 5 Jahren liegen. Gegenüber dem Can-in-canister-Verfahren ergibt sich damit eine deutliche Zeitverzögerung. Nach der Inbetriebnahme könnten in einer Anlage mit Fertigungskapazität von 1350 Glaskokillen pro Jahr 4050 kg Gesamtplutonium durchgesetzt werden, wenn eine Glaskokille mit jeweils 3 kg Pu-tot beladen wird.

Hinsichtlich der hier zu diskutierenden Kriterien ergeben sich zwischen den beiden Varianten der Lagerstabfertigung keine Unterschiede. Die notwendigen Anlagen stehen zur Verfügung; gegebenenfalls erforderliche Anpassungen von Genehmigungen können innerhalb von ein bis zwei Jahren vorliegen.

Wird in den europäischen MOX-Brennelementfabriken eine Kapazität von 50 Jahrestonnen Mischoxid für das Lagerstabverfahren genutzt, so können bei 5 bzw. 10% Spalt-

stoffanteil etwa 3300 bzw. 7000 kg Gesamtplutonium in einem Jahr verarbeitet werden. Die Kapazität von 50 Jahrestonnen ist sehr vorsichtig angesetzt, da aufgrund der technischen Sachverhalte durchaus auch bis 100 Jahrestonnen für diese Zwecke kontrahiert werden könnten.

Zwischen den Verfahren zur Verglasung und den Lagerstabsverfahren besteht ein wesentlicher Unterschied bezüglich der damit verarbeitbaren Gesamtmengen. Bei den Verglasungsverfahren ist die Gesamtmenge durch die Menge des zur Verfügung stehenden HAWCs auf die obengenannten Werte limitiert. Dagegen sind bei den Lagerstabsverfahren die herstellbaren Mengen der Lagerelemente nicht begrenzt; hinsichtlich der Lagerung muß allerdings eine entsprechende Zahl abgebrannter Brennelemente zur gemischten Beladung der Zwischenlager- bzw. Endlagerbehälter zur Verfügung stehen; dies ist jedoch bei den zu erwartenden Auslaufs- bzw. Weiterbetriebsszenarien für Kernkraftwerke in Deutschland auf jeden Fall im ausreichenden Maß gegeben.

8.1.2.3 Ökonomische Machbarkeit der Verfahren

Die ökonomische Machbarkeit ist ein Kriterium, das nicht zum Ausschluß aller Verfahren zum Umgang mit dem deutschen Reaktorplutonium führen darf, da mindestens ein Verfahren angewendet werden muß. Im übrigen ist bei der Einordnung ökonomischer Kriterien der in der Kerntechnik geltende Grundsatz „Sicherheit geht vor Wirtschaftlichkeit“ zu berücksichtigen. Es bietet sich an, bei der ökonomischen Betrachtung den Vergleich mit den Kosten des MOX-Einsatzes zu ziehen, da dieser Weg bislang von den EVU favorisiert wird.

In Kapitel 7 wurden die Kosten der Entsorgung pro kg Pu-tot unter der Voraussetzung der Entsorgung einer bestimmten Menge an Gesamtplutonium über eines der Verfahren untersucht. Die Kosten betragen bei den einzelnen Verfahren:

- Mehrkosten des MOX-Einsatzes (unter Berücksichtigung der Einsparung der entsprechenden Menge an Uran-Brennelementen): etwa 67.000 bis 86.000 DM/kg Pu-tot,
- Can-in-canister-Verfahren (Verarbeitung von insgesamt 4 bis 16 t Pu-tot):
 - mit 5% Spaltstoffanteil der Keramik: etwa 72.000 bis 115.000 DM/kg Pu-tot,
 - mit 10% Spaltstoffanteil der Keramik: etwa 36.000 bis 57.000 DM/kg Pu-tot,
- Direktverglasung mit Spaltprodukten (Verarbeitung von insgesamt 3 bis 9 t Pu-tot): etwa 23.000 bis 25.000 DM/kg Pu-tot, wenn von einem Weiterbetrieb der Verglasungsanlage über die reine Plutoniumverglasung hinaus ausgegangen werden kann,

- Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen (Verarbeitung von insgesamt 1 bis 25 t Pu-tot):
 - mit 5% Spaltstoffanteil der Keramik: etwa 87.000 bis 139.000 DM/kg Pu-tot,
 - mit 10% Spaltstoffanteil der Keramik: etwa 42.000 bis 68.000 DM/kg Pu-tot,
- Lagerstabverfahren mit Stabaustausch (Verarbeitung von insgesamt 1 bis 25 t Pu-tot):
 - mit 5% Spaltstoffanteil der Keramik: etwa 90.000 bis 142.000 DM/kg Pu-tot,
 - mit 10% Spaltstoffanteil der Keramik: etwa 43.000 bis 69.000 DM/kg Pu-tot.

Die insgesamt verarbeitete Menge an Plutonium hat bei allen Verfahren einen im Verhältnis zur gesamten Bandbreite der Kosten nur geringen Einfluß.

Bei den angegebenen Bandbreiten der Kosten ist zu beachten, daß sich die Faktoren, die diese beeinflussen, in der Regel bei den verschiedenen Verfahren gleichartig wirken. Es dürfen daher nicht obere und untere Werte der Bandbreiten verglichen werden.

Als ökonomisch günstiger als der MOX-Einsatz erweisen sich das Can-in-canister-Verfahren und das Lagerstabverfahren (beide bei einem Anteil von 10% Spaltstoff) sowie vor allem die Direktverglasung. Bei einem Spaltstoffanteil von 5% besteht dagegen der Kostenvorteil von Can-in-canister-Verfahren und Lagerstabverfahren nicht mehr. Dies liegt vor allem darin begründet, daß bei der Fertigung von MOX-Brennelementen im MOX-Einsatz ein Uran-Brennelement substituiert wird, dessen Kosten für Fertigung und Entsorgung eingespart werden. Es ist zu beachten, daß der ökonomische Vorteil von Can-in-canister-Verfahren und Lagerstabfertigung gegenüber dem MOX-Einsatz auch dann gewährleistet werden kann, wenn ein Spaltstoffanteil in der Keramik von 6 bis 7% gewählt wird. Die konkrete Festlegung hängt aber auch vom Aufwand ab, der gegebenenfalls für die Realisierung höherer Spaltstoffanteile getrieben wird.

8.1.3 Bewertung der Sicherheit der Verfahren

Im Rahmen dieses Gutachtens ist zu bewerten, ob die Verfahren den Sicherheitsanforderungen der Kerntechnik entsprechen bzw. diese erfüllen können.

Beim Can-in-canister-Verfahren wird bei der Fertigung der Keramik auf vorhandene Anlagen zurückgegriffen, in denen - im Rahmen der Erhöhung des Spaltstoffanteils - erforderlichenfalls die ausreichende Kritikalitätssicherheit nachgewiesen werden muß oder Maßnahmen zur Erreichung der Kritikalitätssicherheit getroffen werden müssen. Solche Maßnahmen sind mit bekannten Methoden (z.B. Mengenbegrenzungen, Größenbegrenzung spaltstoffführender Komponenten) möglich. Das gleiche gilt für die Kritikalitätssicherheit in der Verglasungsanlage. Dort sind im Hinblick auf den sicheren Einschluß kei-

ne höheren Anforderungen als im Hinblick auf das gehandhabte HAWC zu stellen. Wegen der Ähnlichkeit mit bereits transportierten Materialien sind auch im Hinblick auf die Sicherheit beim Transport keine besonderen bzw. nicht mit vergleichsweise geringem Aufwand behebbaren Probleme erkennbar. Aus Sicherheitstechnischer Sicht ist das Can-in-canister-Verfahren daher grundsätzlich realisierbar.

Bei der Direktverglasung mit Spaltprodukten ist aus Gründen der Vergleichbarkeit mit bereits genutzten Techniken und Anlagen ebenfalls von der grundsätzlichen Realisierbarkeit unter Beachtung der sicherheitstechnischen Anforderungen auszugehen. Anders als beim Can-in-canister-Verfahren wird dabei in der Verglasungsanlage das Plutonium in leicht dispersibler Form (Plutoniumnitratlösung) gehandhabt. Daraus ergeben sich höhere Anforderungen an die Sicherheit des Einschlusses, analog zu den entsprechenden Maßnahmen bei der Hantierung an Wiederaufarbeitungsanlagen und in MOX-Brennelementfabriken. Da von einem Neubau der Verglasungsanlage ausgegangen wird, kann in diesem Rahmen auf die etablierten Techniken zurückgegriffen werden.

Beim Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen ist die bislang verlangte Sicherheit in der MOX-Brennelementfabrik und den weiteren Entsorgungsschritten gewährleistet, da etablierte Verfahren und Anlagen genutzt werden. Im Hinblick auf die Kritikalitätssicherheit ergeben sich die gleichen Verhältnisse wie beim Can-in-canister-Verfahren; mit bekannten und vergleichsweise einfachen Methoden kann diese für die Verarbeitung und den Transport grundsätzlich gewährleistet werden. Bei der Hantierung im Lagerbecken am Kernkraftwerk muß auch der Sicherheitsnachweis für den Störfall Lagerelementabsturz erbracht werden. Im Einzelfall kann sich daraus die begrenzende Größe bei der Festlegung des gefertigten Spaltstoffanteils ergeben.

Beim Lagerstabverfahren mit Stabaustausch erfolgt der Stabaustausch analog den Vorgängen bei der Reparatur von teilbestrahlten Brennelementen. Wegen der großen Zahl der Stäbe, die auszutauschen sind, wenn eine Behandlung von mehreren Tonnen Plutonium auf diesem Weg erfolgen soll, besteht das Risiko der Beschädigung eines Stabs. Bei Beschädigung des gezogenen Stabs sind auch Freisetzungen von radioaktiven Spaltprodukten möglich. Im Hinblick auf die Störfallplanungswerte ergeben sich zwar keine besonderen Anforderungen, da diese auch bei der Reparaturprozedur eingehalten werden müssen. Es ist aber als grundsätzlicher Nachteil gegenüber der Lagerelementfertigung zu sehen, daß beim Stabaustausch die Wahrscheinlichkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe im Kernkraftwerk größer ist. Auch die höhere Kollektivdosis des Personals beim Stabaustausch stellt einen Nachteil gegenüber der Lagerelementfertigung dar.

8.1.4 Safeguardsanforderungen für die Schritte vor der Endlagerung

Bei den Verfahren mit Fertigung von MOX-Matrix aus Plutonium im ersten Schritt (alle Verfahren außer der Direktverglasung) ergeben sich die gleichen Verarbeitungsschritte wie bei der MOX-Brennelementfertigung. Es stellen sich daher auch die gleichen Anforderungen an die Safeguardsmaßnahmen, so daß die in den MOX-Brennelementfabriken üblichen Verfahren angewendet werden können. Die erste Verbesserung im Hinblick auf die Safeguardsüberwachung ergibt sich nach der Fertigstellung eines Lagerstabs oder eines mit MOX-Keramik bestückten Edelstahlbehälters zur Aufnahme von Glas, da dann eine Itemisierung erzielt worden ist. Dieser Zustand ist bei der Direktverglasung mit der Fertigstellung der Glaskokille erreicht. Die Itemisierung liegt damit bei Can-in-canister-Verfahren und Lagerstabverfahren etwa gleich schnell vor, da die notwendigen Anlagen für beide Verfahren einsatzbereit sind. Bei der Direktverglasung ergibt sich eine Verzögerung um mehrere Jahre, da zunächst eine neue Verglasungsanlage zu planen und zu errichten ist.

Der Zustand, in dem ein Schutz im Sinne von „physical protection“ erreicht wird, liegt beim Can-in-canister-Verfahren und der Direktverglasung nach Fertigstellung der Glaskokillen vor, die dann auch zügig in einen versiegelten Lagerbehälter eingebracht werden können. Bei der Direktverglasung wird dieser Zeitpunkt wegen des erforderlichen Anlageneubaus voraussichtlich einige Jahre später erreicht. Beim Lagerstabverfahren ist dieser Schutzgrad nach Verladung in einen Zwischenlagerbehälter zusammen mit abgebrannten Brennelementen (Verfahren mit Fertigung von Lagerelementen) bzw. nach Herstellung des Mischelements (Verfahren mit Stabaustausch) erreicht. In beiden Fällen ist von einem Zeitpunkt auszugehen, der vergleichbar mit dem des Can-in-canister-Verfahrens ist.

8.2 Gesamtbewertung der vier detailliert untersuchten alternativen Verfahren und Empfehlungen

Wichtige Faktoren im Hinblick auf die Machbarkeit der Verfahren zur Plutoniumentsorgung sind in Tabelle 8-1 im Überblick zusammenstellt.

Das Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen weist insgesamt die größten Vorzüge unter den untersuchten Verfahren zur Plutoniumendlagerung auf und sollte daher beim weiteren Umgang mit Reaktorplutonium favorisiert werden. Für alle erforderlichen Bearbeitungsschritte liegt großtechnische Erfahrung vor und alle Schritte können in bereits vorhandenen Anlagen, die auch deutschen Kunden zur Verfügung stehen, durchgeführt werden. Das Lagerstabverfahren führt zu einem endlagerfähigen Produkt, stellt also nicht nur eine Zwischenlösung dar. Bei der Fertigung der Lagerstäbe und -elemente

kann eine Menge von mindestens 3,3 bis 7 Tonnen Plutonium pro Jahr verarbeitet werden, so daß sich bei diesem Verfahren das vorhandene Plutonium voraussichtlich auch innerhalb der relativ zu anderen Verfahren kürzesten Zeitspanne in eine endlagerfähige Form überführen läßt. Ein weiterer Vorteil des Lagerstabverfahrens ist, daß sämtliches deutsche Plutonium auf diesem Weg behandelt werden kann, denn die Zahl zur Verfügung stehender abgebrannter Brennelemente ist zur Mischung für die Zwischen- und Endlagerung ausreichend. Gegenüber dem MOX-Einsatz können sich deutliche ökonomische Vorteile ergeben; die Kosten hängen vom erreichbaren Spaltstoffanteil in der gefertigten Keramik ab.

Tabelle 8-1: Vergleich wichtiger Faktoren für die Machbarkeit der Verfahren zur Plutoniumsorgung

	Can-in-canister- Verfahren	Direktverglasung mit Spaltproduk- ten	Lagerstabverfahren mit Lagerelement- fertigung	Lagerstabverfahren mit Stabaustausch
größtechnische Erfahrung für Schritte vor Endlagerung	liegt vor	liegt größtenteils vor	liegt vor	liegt vor
Neue Anlagen erforderlich	nein	neue Verglasungs- anlage erforderlich	nein	nein
Bedarf für Ge- nehmigungen	gering	groß	gering	gering
verarbeitbare Jahresmenge Pu-tot in kg	ca. 900 - 1800	ca. 4000	ca. 3300 - 7000	ca. 3300 - 7000
behandelbare Gesamtmenge Pu-tot in kg	ca. 4000 - 16000	ca. 3000 - 9000	keine Obergrenze (Kostenbasis hier 1000 - 25.000 kg)	keine Obergrenze (Kostenbasis hier 1000 - 25.000 kg)
Kosten in DM/kg Pu-tot	ca. 36.000 - 115.000	ca. 23.000 - 25.000	ca. 42.000 - 139.000	ca. 43.000 - 142.000
endlagerfähiges Produkt	ja	ja	ja	ja

Gegenüber der Fertigung von Lagerelementen ist das Lagerstabverfahren mit Stabaustausch mit dem zusätzlichem Arbeitsschritt des Tauschs von Lagerstäben gegen Brennstäbe in abgebrannten Brennelementen verbunden. Dieser bringt bei der großen Zahl auszutauschender Stäbe ein größeres Risiko einer Stabbeschädigung beim Austausch als auch höhere Kollektivdosen des Personals mit sich. Das Lagerstabverfahren mit Stabaustausch sollte daher nur angewandt werden, wenn dies aus Gründen weitergehender „physical protection“ (durch die intensivere Mischung) tatsächlich für notwendig befunden würde. Für die Realisierung kann wie bei dem Lagerstabverfahren mit Fertigung von

Lagerelementen auf bestehende Anlagen und bestehende technische Verfahren zurückgegriffen werden.

Das Can-in-canister-Verfahren der Plutoniumverglasung weist gegenüber dem Lagerstabverfahren den grundsätzlichen Nachteil auf, daß zu dessen Anwendung eine technische Anpassung in einer ausländischen Verglasungsanlage notwendig würde. Bei diesem Verfahren müßte also eine entsprechende Übereinkunft mit dem ausländischen Betreiber erzielt werden. Bei erzielter Übereinkunft wäre eine Realisierung ohne große zusätzliche Aufwendungen möglich.

Die Direktverglasung von Plutonium mit Spaltprodukten wäre nur dann in Betracht zu ziehen, wenn ohnehin die Errichtung einer neuen Verglasungsanlage notwendig werden sollte. Der Bedarf für eine neu zu planende Anlage ist aber auf absehbare Zeit in Europa nicht erkennbar. Beim Bau einer Neuanlage wäre die Direktverglasung aus ökonomischen Gründen attraktiv.

9. Zusammenfassung

In abgebrannten Brennelementen aus westdeutschen Kernkraftwerken wurden bis Ende 1997 etwa 74 Tonnen Plutonium erzeugt; jährlich kommen etwa 4,5 Tonnen hinzu. Bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente wurden bisher etwa 36 Tonnen Plutonium abgetrennt, von denen noch 26 bis 29 Tonnen in abgetrennter Form vorliegen. Eine Möglichkeit der weiteren Verwendung von Plutonium ist der Einsatz in MOX-Brennelementen, der aus verschiedenen Gründen nur mit einem Teil des abgetrennten Plutoniums erfolgte. Nachteilig beim MOX-Einsatz ist neben technischen Risiken auch, daß MOX-Brennelemente sehr viel höhere Fertigungskosten aufweisen als Uran-Brennelemente. Auch im Hinblick auf die Entsorgung stellen abgebrannte MOX-Brennelemente gegenüber abgebrannten Uran-Brennelementen höhere Anforderungen. Bei den beiden von den Hamburgischen Electricitätswerken (HEW) betriebenen Kernkraftwerken kommt hinzu, daß für diese bislang keine Genehmigung zum MOX-Einsatz erteilt wurde.

Es werden bereits seit einigen Jahren Alternativen zum Einsatz von MOX-Brennelementen im Umgang mit dem abgetrennten Plutonium diskutiert. Eine solche Debatte erfolgt auch in den USA im Hinblick auf etwa 50 Tonnen Waffenplutonium, das durch die Abrüstung überschüssig wurde. Die derzeitige Beschlußlage in den USA sieht für den weiteren Umgang mit dem Waffenplutonium vor, einen Teil zu verglasen und einen Teil in MOX-Brennelementen einzusetzen, eventuell aber auch bei der Gesamtmenge den Verglasungsweg zu gehen.

Die in den USA favorisierte Variante der Verglasung besteht in der Fertigung von mit Plutonium beladenen Titanatkeramiken, die in Edelstahlbehältern montiert werden. Die Edelstahlbehälter werden anschließend mit Borosilikatglas unter Zusatz von hochaktiver Spaltproduktlösung (HAWC) aus der militärischen Wiederaufarbeitung gefüllt („Can-in-canister-Verfahren“). Es entsteht dann ein Produkt, das durch seine hohe Strahlung und chemisch-physikalische Form erheblich besser hinsichtlich Proliferationsgefahren geschützt ist, als das reine Plutonium.

Für die deutschen Verhältnisse wurde im Gutachten das Verfahren angepaßt, um eine schnelle Realisierbarkeit zu gewährleisten. Als Keramik wird die übliche Mischoxid-Keramik zugrundegelegt. Das Produkt soll den aus deutschem HAWC zu fertigenden Glaskokillen entsprechen. Auf diese Weise liegen für alle Verarbeitungsschritte großtechnische Erfahrungen vor und es kann auf existierende Anlagen zurückgegriffen werden.

Als weiteres Verfahren der Verglasung wurde im Gutachten noch die „Direktverglasung von Plutonium mit Spaltprodukten“ untersucht, bei der das Plutonium zusammen mit HAWC verglast wird. Es entfällt die Fertigung der Mischoxid-Keramik, wodurch sich die Kosten des Verfahrens stark reduzieren. Die Verglasung kann aber bei diesem Verfahren nur in einer Verglasungsanlage durchgeführt werden, die neu errichtet werden müßte.

Zwei weitere untersuchte Alternativen beruhen auf dem „Lagerstabverfahren“. Dieses Verfahren wurde vom Öko-Institut e.V. 1992 erstmals in einem Gutachten detaillierter entwickelt. Beim Lagerstabverfahren werden Lagerstäbe gefertigt, die in ihren lagerrelevanten wesentlichen Eigenschaften MOX-Brennstäben entsprechen, aber für die Direkte Endlagerung vorgesehen werden. Da kein Einsatz im Reaktor erfolgt, kann bei der Fertigung der Lagerstäbe auf die Spezifikationen verzichtet werden, die nur beim Reaktoreinsatz erforderlich wären (z.B. Innendruck, Anforderungsniveau an Maßhaltigkeit). Dadurch ergeben sich deutliche Vereinfachungen im Fertigungsverfahren, die sich auch in Kostenreduzierungen niederschlagen können.

Das Lagerstabverfahren in der Variante mit Lagerelementen besteht aus folgenden Einzelschritten:

- Fertigung von Mischoxid-Keramik, Lagerstäben und Lagerelementen analog zu den üblichen Verfahren in bestehenden MOX-Brennelementfabriken,
- Transport von Lagerelementen entsprechend dem Transport frischer MOX-Brennelemente zum Kernkraftwerk,
- gemischte Beladung von Lagerelementen und abgebrannten Brennelementen in einen Transport- und Lagerbehälter im Kernkraftwerk,
- gemischte Zwischenlagerung von Lagerelementen und abgebrannten Brennelementen, sowie
- gemischte Endlagerung von Lagerelementen und abgebrannten Brennelementen.

Die zweite Variante des Lagerstabverfahrens unterscheidet sich dadurch, daß die Mischung mit abgebranntem Brennstoff durch den Austausch einzelner Stäbe in abgebrannten Brennelementen gegen Lagerstäbe erfolgt, so daß Mischelemente entstehen. Dieser findet im Abklingbecken eines Kernkraftwerks statt. Die anderen Schritte der Herstellung wie der Lagerung sind identisch mit denen der ersten Variante.

In beiden Fällen gewährleistet der abgebrannte Brennstoff den Schutz durch seine hohe Strahlung. Das Lagerstabverfahren beruht in seinen beiden Varianten auf Techniken, mit denen in Europa umfangreiche großtechnische Erfahrung vorliegt. Es werden nur vorhandene Anlagen zur Behandlung des Plutoniums benötigt.

Die Endlagerfähigkeit des erzeugten Produkts ist bei allen vier untersuchten Verfahren grundsätzlich gewährleistet. Dies ergibt sich durch Vergleich mit anderen Materialien, die ohnehin in ein zukünftiges Endlager eingebracht werden müssen. Im Hinblick auf den zu führenden Nachweis der Langzeitsicherheit und Kritikalitätssicherheit sowie auf die erforderlichen Safeguardsmaßnahmen ergeben sich keine zusätzlichen Anforderungen, da ein gleichartiger Nachweis zu führen ist. Das zukünftige Endlager muß ohnehin so ausgelegt werden, daß auch verglastes Plutonium oder Lagerstäbe dort endgelagert werden können.

Das Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen weist insgesamt die größten Vorzüge unter den untersuchten Verfahren zur Plutoniumendlagerung auf und sollte daher beim weiteren Umgang mit Reaktorplutonium favorisiert werden. Für alle erforderlichen Bearbeitungsschritte liegt großtechnische Erfahrung vor und alle Schritte können in bereits vorhandenen Anlagen, die auch deutschen Kunden zur Verfügung stehen, durchgeführt werden. Das Lagerstabverfahren führt zu einem endlagerfähigen Produkt, stellt also nicht nur eine Zwischenlösung dar. Bei der Fertigung der Lagerstäbe und -elemente kann eine Menge von mindestens 3,3 bis 7 Tonnen Plutonium pro Jahr verarbeitet werden, so daß sich bei diesem Verfahren das vorhandene Plutonium voraussichtlich auch innerhalb der relativ zu anderen Verfahren kürzesten Zeitspanne in eine endlagerfähige Form überführen läßt. Ein weiterer Vorteil des Lagerstabverfahrens ist, daß sämtliches deutsche Plutonium auf diesem Weg behandelt werden kann, denn die Zahl zur Verfügung stehender abgebrannter Brennelemente ist zur Mischung für die Zwischen- und Endlagerung ausreichend. Gegenüber dem MOX-Einsatz können sich deutliche ökonomische Vorteile ergeben; die Kosten hängen vom erreichbaren Spaltstoffanteil in der gefertigten Keramik ab.

Gegenüber der Fertigung von Lagerelementen ist das Lagerstabverfahren mit Stabaustausch mit dem zusätzlichem Arbeitsschritt des Tauschs von Lagerstäben gegen Brennstäbe in abgebrannten Brennelementen verbunden. Dieser bringt bei der großen Zahl auszutauschender Stäbe ein größeres Risiko einer Stabbeschädigung beim Austausch als auch höhere Kollektivdosen des Personals mit sich. Das Lagerstabverfahren mit Stabaustausch sollte daher nur angewandt werden, wenn dies aus Gründen weitergehender „physical protection“ (durch die intensivere Mischung) tatsächlich für notwendig befunden würde. Für die Realisierung kann wie bei dem Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen auf bestehende Anlagen und bestehende technische Verfahren zurückgegriffen werden.

Das Can-in-canister-Verfahren der Plutoniumverglasung weist gegenüber dem Lagerstabverfahren den grundsätzlichen Nachteil auf, daß zu dessen Anwendung eine techni-

sche Anpassung in einer ausländischen Verglasungsanlage notwendig würde. Bei diesem Verfahren müßte also eine entsprechende Übereinkunft mit dem ausländischen Betreiber erzielt werden. Bei erzielter Übereinkunft wäre eine Realisierung ohne große zusätzliche Aufwendungen möglich.

Die Direktverglasung von Plutonium mit Spaltprodukten wäre nur dann in Betracht zu ziehen, wenn ohnehin die Errichtung einer neuen Verglasungsanlage notwendig werden sollte. Der Bedarf für eine neu zu planende Anlage ist aber auf absehbare Zeit in Europa nicht erkennbar. Beim Bau einer Neuanlage wäre die Direktverglasung aus ökonomischen Gründen attraktiv.

Insgesamt sollte deshalb vorrangig mit der Implementierung des Lagerstabverfahrens mit Fertigung von Lagerelementen begonnen werden; damit steht eine gangbare Möglichkeit zum Abbau des bestehenden Bergs an abgetrenntem deutschen Plutonium zur Verfügung.

Literatur

- atw 1997 J-P. Giraud et al.: Kostenvorteile durch Wiederaufarbeitung. - atw 42. Jg. (1997), Heft 5, S. 303 ff
- atw 1998 PVA: 1. Versuchskampagne abgeschlossen. - atw 43. Jg. (1998), Heft 7, S. 486
- Bates 1996 J. Bates et al.: Glass as a waste form for the immobilization of plutonium. - Material Research Society (MRS) Proc. Vol. 412 (1996), p 57-64
- Bowman 1997 Ch. Bowman: Basis and objectives of the Los Alamos accelerator driven transmutation technology project. - International Atomic Energy Agency (IAEA), Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of waste, IAEA Status report, IAEA-Tecdoc-985, Wien, Nov. 1997, S. 135-153
- Bulletin 1997 Bulletin of the Atomic Scientists March/April 1997: M. Moore, Plutonium – The disposal decision, S. 40-41, J. Holdren, Work with Russia, S. 42-45, E. Lyman/P. Leventhal, Bury the stuff, S. 45-48, R. Garwin, Two tracks are better than one, S. 3/60
- Cerefice 1996 G. Cerefice et al.: Proliferation resistance of borosilicate glass as a host form for weapons-grade plutonium. - Paper submitted to 1996 Fall MRS Conference
- Devezeaux de Lavergne 1996: J-G. Devezeaux de Lavergne et al. (COGEMA): Closing the Fuel Cycle: The Evidence in the Long Run. - Vortrag auf der Jahrestagung Kerntechnik vom 21.-23.5.1996 in Mannheim
- DOE 1996a U.S. Department of Energy (DOE), Plutonium: The First 50 Years – United States plutonium production, acquisition, and utilization from 1944 to 1994, Washington D.C., Feb. 1996
- DOE 1996b U.S. Department of Energy (DOE), Technical Summary Report for Surplus Weapons-Usable Plutonium disposition, DOE/MD-0003, Washington D.C., 31 Oct. 1996
- DOE 1997 U.S. Department of Energy (DOE), Record of Decision for the Storage and Disposition of Weapon-Usable Fissile Materials, 62 FR 3014, Washington D.C., 21 January 1997
- DOE 1998 U.S. Department of Energy, Surplus Plutonium Disposition – Draft Environmental Impact Statement, DOE/EIS-0283-D, Washington D.C., July 1998

- Giraud 1997 J-P. Giraud (COGEMA): RCR Industry - A Long Run Strategy. - Deutsches Atomforum, 21.-22.1.1997
- Glaser 1998 A. Glaser, Abbrandrechnungen für ein System zur Eliminierung von Waffenplutonium, Diplomarbeit, Institut für Kernphysik, TU Darmstadt, Feb. 1998
- GRS 1997 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Köln: Ergebnis der Länderumfrage zum Stand 31.12.1997
- Hamburger Bürgerschaft 1997: Antwort auf eine schriftliche Kleine Anfrage in der Hamburger Bürgerschaft, Drucksache 16/168, 19.12.1997
- Hennies 1998 Prof. Dr. H.-H. Hennies, Forschungszentrum Karlsruhe. - persönliche Mitteilung, September 1998
- Hensing 1995 I. Hensing et al.: Wirtschaftlichkeitsvergleich verschiedener Entsorgungspfade von Kernkraftwerken - Eine Kostensimulation alternativer Strategien aus deutscher Sicht. - Schriften des Energiewirtschaftlichen Instituts an der Universität Köln, Band 45, München 1995
- IAEA 1987 IAEA: IAEA Safeguards Glossary. - Wien 1987
- IAEA 1997a IAEA: Report of the Advisory Group Meeting on Safeguards for Final Disposal of Spent Fuel in Geological Repositories (AGM-995). - Wien, 1-5 December 1997
- IAEA 1997b IAEA: Safeguards for Final Disposal of Spent Fuel in Geological Repositories. - Safeguards Policy Series, Wien 19.6.1997
- IMA 1997 J. Takagi et al.: Comprehensive Social Impact Assessment of MOX Use in Light Water Reactors. - Final Report of the International MOX-Assessment Project (IMA), Citizens' Nuclear Information Center, Tokyo, November 1997
- Jouan 1996 A. Jouan: Selecting a Plutonium Vitrification Process. - Bagnols sur Cèze 1996
- Kankeleit 1989 E. Kankeleit et al.: Bericht zur Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium, IANUS-Arbeitsbericht 2/1989
- Kersting 1997 A. Kersting et al.: Near-field migration of radionuclides in the subsurface at the Nevada Test Site: Evidence for colloidal transport of radionuclides through fractured volcanic rock. - American Chemical Association Abstracts, 1997
- Kersting 1999 A. Kersting et al.: Migration of plutonium in ground water at the Nevada Test Site. - Nature 397 (1999), p 56-59
- Keßler 1999 G. Keßler et al.: Wohin mit dem deutschen Plutonium? - Forschungszentrum Karlsruhe, 1999

- Khorochev 1998 M. Khorochev: Nutzung von Plutonium im Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor. - Forschungszentrum Jülich, Jül-3577, Sept. 1998
- Küppers 1994 C. Küppers et al.: MOX-Wirtschaft oder die zivile Plutonium-Nutzung – Risiken und gesundheitliche Auswirkungen der Produktion und Anwendung von MOX. - IPPNW-Schriftenreihe, Band 7, Berlin, August 1994 (engl. Fassung: The MOX Industry or the Civilian Use of Plutonium , IPPNW-Report, Antwerpen, Belgium, Sept. 1994
- Liebert 1998 W. Liebert et al.: Elimination versus disposal options for plutonium. - In: G. Neuneck et al. (Hrsg. Nuklearwaffen – Neue Rüstungstechnologien – Verifikation der Abrüstung, Tagungsbeiträge der DPG-Frühjahrstagungen in München (1997) und Regensburg (1998), Deutsche Physikalische Gesellschaft (DPG), Bad Honnef, 1998, S. 111-120
- LLNL 1998a EIS Data Call Report: Plutonium Immobilization Plant Using Ceramic in Existing Facilities at the Savannah River Site, Lawrence Livermore National Laboratory, UCRLID-128274, June 1998
- LLNL 1998b EIS Data Call Report: Plutonium Immobilization Plant Using Ceramic in New Facilities at the Savannah River Site, Lawrence Livermore National Laboratory, UCRLID-128273, June 1998
- Lyman 1999 E. Lyman: Public Health Consequences of Substituting Mixed-Oxide for Uranium Fuel in Light-Water Reactors. - Nuclear Control Institute, Washington D.C., Jan. 1999
- Makhijani 1995 A. Makhijani et al.: Fissile Materials in a Glass, Darkly – Technical and Policy Aspects of the Disposition of Plutonium and Highly Enriched Uranium. - Institute for Energy and Environmental Research, IEER-Press, 1995
- NAS 1994 Committee on International Security and Arms Control of the National Academy of Sciences (NAS): Management and disposition of excess weapons plutonium. - National Academy Press, Washington D.C., 1994
- NAS 1995 Committee on International Security and Arms Control of the National Academy of Sciences (NAS): Management and disposition of excess weapons plutonium – Reactor-related options. - National Academy Press, Washington D.C., 1995
- Nuclear Fuel 1998a German utilities won't miss recycle given contract prices. - Nuclear Fuel, November 30, 1998, p 14-15

- Nuclear Fuel 1998b MOX fabrication costs must be slashed, says PREAG. - Nuclear Fuel, June 1, 1998, p 9-10
- Öko-Institut 1992a Öko-Institut: Folgen schwerer Unfälle im KKW Krümmel für das Gebiet der Freien und Hansestadt Hamburg und Auswirkungen von Katastrophenschutzmaßnahmen. - Gutachten im Auftrag der Umweltbehörde der Freien und Hansestadt Hamburg, Darmstadt, April 1992
- Öko-Institut 1992b Öko-Institut: Untersuchungen zu Alternativen im Umgang mit dem vorhandenen aus deutschen Kernkraftwerken stammenden Plutonium. - Gutachten im Auftrag der Umweltbehörde der Freien und Hansestadt Hamburg, Darmstadt, Oktober 1992
- Öko-Institut 1997 Öko-Institut: Vergleich der Kosten der Entsorgungswege Wiederaufarbeitung und Direkte Endlagerung der SKB-Brennelementmenge. - Im Auftrag der Stadtwerke München, Darmstadt, Juni 1997
- Rubbia 1995 C. Rubbia et al.: A realistic plutonium elimination scheme with fast energy amplifiers and thorium-plutonium fuel. - CERN/AT/95-53 (ET), Geneva, 12. Dec. 1995
- Sylvester 1997 K.W.B. Sylvester: Weapons-grade plutonium disposition: An alternate immobilisation strategy. - Theses, MIT, Department of Nuclear Engineering. - 1997

Anhang: Relevante technische Randbedingungen des in den USA für die Verglasung von überschüssigem Waffenplutonium favorisierten Can-in-canister-Verfahrens

In den USA fiel die in Kapitel 2.3 beschriebene Vorentscheidung für das zukünftige Immobilisierungsverfahren für Waffenplutonium zugunsten des Can-in-canister-Verfahrens. Die spezielle Form des Verfahrens wird im folgenden hinsichtlich hier relevanter technischer Randbedingungen genauer dargestellt (<DOE 1996b>, <LLNL 1998a>, <LLNL 1998b>).

Der erste Schritt des Plutoniumkonversionsprozesses besteht in einer Umwandlung des aus den Waffen meist in metallischer Form vorliegenden Plutoniums in eine oxidische Form. Hieran anschließend wird das Plutoniumoxid Reinigungsprozessen unterworfen.

Für den primären Immobilisierungsschritt wird Plutoniumoxid mit keramischen Ausgangsstoffen, Neutronenabsorbern, organischen Bindemitteln und Uran gemischt, keramisiert und dann zu Scheiben von 6,4 cm Durchmesser und 2,5 cm Höhe verarbeitet, die in Edelstahl Dosen eingeschlossen werden. Für das Verarbeitungsprodukt ist von Bedeutung:

- Ausgangsstoffe für die Keramisierung auf Titan-Basis sind Zirkonolit ($\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$) und Rutil (TiO_2). Die Einbindung von Plutonium geschieht im Keramisierungsprozeß durch einen Austausch von Zr durch Pu, wobei Pyrochlor ($\text{CaPuTi}_2\text{O}_7$) entsteht.
- Als Neutronenabsorber sind Gadolinium und Hafnium vorgesehen.
- Demonstriert ist ein Plutoniumgehalt von bis zu 30 Gew.-%. Als Basiswert werden zur Zeit 10,5 Gew.-% Plutonium und 20,9 Gew.-% abgereichertes Uran zugrundegelegt.
- 21 keramisierte Scheiben werden in eine Dose verpackt. Jede Scheibe enthält 45 Gramm Plutonium und 90 Gramm Uran. Der Pu-Gehalt pro Dose beträgt demnach 945 Gramm.

Nach Rückfrage beim Office of Fissile Materials Dispositioning des US-Energieministeriums ist noch nicht entschieden, wie groß die Gewichtsprozentanteile von Plutonium und Uran beim Start des Verfahrens tatsächlich sein werden und welche genaue Zusammensetzung der Keramiken letztlich Verwendung finden wird.

Die Verarbeitungsprozesse umfassen:

1. Mischung von PuO_2 und UO_2 in einem Verhältnis von 1:2 und Vermahlung
2. Mischung mit den keramischen Ausgangsstoffen und Neutronenabsorbieren.
3. Pressen bei 14.000 kPa.
4. Sintern.

Im zweiten Schritt der Immobilisierung werden jeweils 28 plutoniumhaltige Dosen („Cans“) an einem Stahlgerüst befestigt, das in einen Standard-HLW-Behälter („Canister“) eingestellt wird. Dieser Behälter wird mit HAWC-Glas aufgefüllt, verschlossen und damit für eine Lagerung vorbereitet.

Für einen solchen Behälter gilt:

- Es handelt sich um einen Standard DWPF (Defense Waste Processing Facility)-Canister mit den Abmessungen 3 m Länge und 60 cm Durchmesser sowie einem Gesamtgewicht von 2440 kg.
- Der Gesamt-Pu-Gehalt beträgt 26,9 kg.
- 30 Jahre nach der Fabrikation beträgt die Strahlendosisleistung in 1 Meter Abstand von der Oberfläche mehr als 0,026 C/kg/h (100 Röntgen/h).
- Für die Mission der Immobilisierung von 50 Tonnen Pu würden 1860 Kanister benötigt. Dies bedeutet einen Mehraufwand von 210 Behältern im Vergleich zur alleinigen Immobilisierung des HAWCs aus der militärischen Produktion.

In der geplanten Anlage sollen fünf Tonnen Plutonium pro Jahr verarbeitet werden können. Als wesentliche noch zu klärende technische und wissenschaftliche Fragestellungen hat das DOE identifiziert:

- Die Sicherstellung der Kritikalitätssicherheit während aller Prozessschritte.
- Die Klärung aller chemischer und physikalischer Eigenschaften des Endlagergebundes.
- Entwicklung und Demonstration der notwendigen neuen Anlagen und Prozessschritte.