

ANFORDERUNGEN AN PLUTONIUM-ABFALLPRODUKTE AUS DER SICHT DER ENDLAGERUNG

Klaus-Detlef Closs

Forschungszentrum Karlsruhe

Projekträgerchaft Wassertechnologie und Entsorgung (PtWT+E)

1. Plutoniummengen weltweit und in Deutschland

Bis Ende 1999 fielen bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie weltweit ca. 220.000 t abgebrannte Brennelemente an, von denen bisher ca. 72.000 t wiederaufgearbeitet wurden¹. Zum gleichen Zeitpunkt lagen ca. 200 t Plutonium in abgetrennter Form als PuO₂ oder als unbestrahlte Mischoxidbrennelemente (MOX) vor², ca. 900 t Plutonium befand sich in den abgebrannten Brennelementen.

Bis Ende 1990 wurden für militärische Zwecke weltweit ca. 260 t Plutonium erzeugt und abgetrennt³. Davon sollen in den USA und in Russland aufgrund der START I und II-Abkommen jeweils ca. 50 t „Excess oder Surplus Weapons Plutonium“ verwertet oder entsorgt werden.

Für Deutschland stellt sich die Situation folgendermaßen dar: Bis Ende 1998 wurden bei Cogema und BNFL ca. 3800 t abgebrannte Brennelemente aus deutschen Leistungsreaktoren wiederaufgearbeitet, in denen ca. 38 t Plutonium enthalten waren. Ein Teil des abgetrennten Plutoniums wurde zu neuen MOX-Brennelementen verarbeitet und wieder in Kernkraftwerken eingesetzt. Ca. 22 t Plutonium liegen in abgetrennter Form vor und harren ihrer weiteren Bestimmung⁴. Falls alle restlichen Altverträge sowie die Anfang der 90er Jahre geschlossenen Neuverträge realisiert werden, fallen durch Wiederaufarbeitung weitere knapp 30 t Plutonium an, so dass sich der Entsorgungs-/Verwertungsbedarf für Plutonium in Deutschland als Obergrenze auf insgesamt ca. 50 t beläuft. Von einem EVU-Vertreter wurde auf einem Workshop im Januar 2000 in Jülich erwähnt, dass die EVUs beabsichtigen, den größten Teil hiervon in Form von MOX-Brennelementen in bewährter Weise wieder in Kernkraftwerken einzusetzen und später direkt endzulagern⁵. Der eigentliche Entsorgungsbedarf für Plutonium wird daher in Deutschland deutlich unter den zitierten 50 t liegen, jedoch wird in den folgenden Ausführungen hin und wieder auf diese 50 t als Bezugsgröße abgehoben, unter anderem auch deswegen, um das eigentliche Entsorgungsproblem in der richtigen Perspektive darzustellen.

¹ P. Dyck, IAEA, persönliche Mitteilung vom 13.03.2000

² J. Holdren: „Non-Proliferation Aspects of Geologic Repositories“, Vortrag DOE International Conference on Geologic Repositories, October 31 – November 3, 1999, Denver, Colorado

³ „Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium, Reactor-Related Options“, National Academy of Sciences, National Academy Press, Washington, D.C., (1995), S. 3

⁴ G. Keßler, J. Kim und K. Gompfer: „Wohin mit dem deutschen Plutonium?“, atomwirtschaft-atomtechnik 44 (1999), S. 156

⁵ H. Bröskamp: „Status und Perspektiven der Plutoniumverwertung in Deutschland durch Einsatz von MOX-Brennelementen“, Vortrag Workshop zu Optionen bei der Verwendung und Entsorgung von Plutonium. Jülich

Falls ein großer Teil der deutschen Kernkraftwerke noch bis zum Jahr 2030 betrieben wird, fallen größenordnungsmäßig weitere 10.000 bis 13.000 t abgebrannte Brennelemente in Deutschland an, für die eine Wiederaufarbeitung z.Zt. nicht vorgesehen ist. Diese abgebrannten Brennelemente, die ca. 100 bis 130 t Plutonium enthalten, werden voraussichtlich direkt endgelagert. Die weiter oben zitierte Obergrenze von 50 t Plutonium muss daher immer in Relation gesehen werden zu der ohnehin in das Endlager in Form abgebrannter Brennelemente zu verbringenden Plutoniummenge von ca. 100 bis 130 t. Unüberwindbare Probleme werden hierbei nicht erwartet. Das amerikanische Endlagerprogramm sieht sogar vor, dass insgesamt ca. 70.000 t abgebrannte Brennelemente aus amerikanischen Kernkraftwerken in Yucca Mountain endgelagert werden⁶. Diese enthalten ca. 700 t Plutonium. Im Rahmen des schwedischen Endlagerprogramms sollen etwa 8.000 t abgebrannte Brennelemente mit ca. 80 t Plutonium direkt endgelagert werden⁷. Die für Deutschland projizierten Mengen an direkt endzulagernden Brennelementen und die darin enthaltenen Plutoniummengen sind demzufolge nicht als außergewöhnlich anzusehen.

2. Kurz- bis mittelfristig zu realisierende Verwertungs- und Entsorgungsvarianten für Plutonium

Als kurz- bis mittelfristig zu realisierende Verwertungs- und Entsorgungsvarianten für Plutonium zeichnen sich die folgenden Möglichkeiten ab:

Rezyklierung als MOX-Brennelemente mit anschließender direkter Endlagerung, falls die Wiederaufarbeitung nicht weiter verfolgt wird

Verglasung zusammen mit Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung

Herstellung von MOX-Pellets und Verglasung zusammen mit Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung (Can-in-canister-Verfahren)

Lagerstabverfahren mit Fertigung von Lagerelementen

Lagerstabverfahren mit Stabaustausch

Von den aufgeführten Verfahren ist bisher nur die Rezyklierung als MOX-Brennelemente im großtechnischen Maßstab erprobt. Die vier letzten Verfahren werden ausführlich in der Studie des Öko-Instituts⁸ diskutiert.

⁶ „Draft Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain, Nye County, Nevada“, DOE/EIS-0250D, U.S. Department of Energy, July 1999

⁷ „Deep repository for spent nuclear fuel, SR 97 – Post-closure safety“, SKB Technical Report TR-99-06, November 1999

⁸ Ch. Küppers, W. Liebert und M. Sailer: „Realisierbarkeit der Verglasung von Plutonium zusammen mit hochradioaktiven Abfällen sowie der Fertigung von MOX-Lagerstäben zur Direkten Endlagerung als Alternative

Im Folgenden werden Angaben gemacht, wie viele Einheiten bei den verschiedenen Varianten zur Entsorgung von 50 t Plutonium in einer kerntechnischen Einrichtung, z.B. in einer Heißen Zelle, zu handhaben wären. Dabei ist zu berücksichtigen, dass die Aufnahmefähigkeit von Gläsern für Plutonium bei wenigen Prozent liegt. Als Parameter wurden hier 1 % bzw. 4 % gewählt. Für das Can-in-canister-Verfahren wurden in Anlehnung an die Studie des Öko-Instituts⁹ 2 bzw. 4 kg Pu_{tot} pro Kokille als Obergrenze angesetzt.

Bei der Entsorgung von 50 t Pu müssen gehandhabt werden:

- ca. 1.300 MOX-Brennelemente (5 % Pu_{fiss})
oder
- ca. 12.000 Glaskokillen (1 Gew. % Pu im Glas)

- ca. 3.000 Glaskokillen (4 Gew. % Pu im Glas)
oder
- ca. 25.000 Can-in-canister Kokillen (2 kg Pu_{tot}/Kokille)

- ca. 12.500 Can-in-canister Kokillen (4 kg Pu_{tot}/Kokille)
oder
- ca. 1.300 MOX-Lagerelemente (5 % Pu_{fiss})
oder
- ca. 310.000 MOX-Lagerstäbe (5 % Pu_{fiss}) zusammen mit den Stäben aus

- ca. 22.100 abgebrannten Brennelementen

Beeindruckend ist die Zahl von ca. 12.000 Glaskokillen, wenn man eine Beladung des Glases mit 1 % Plutonium zulässt. Aber selbst bei einer Beladung von 4 % würde man größenordnungsmäßig den gesamten aus dem Ausland zurückzunehmenden HAW benötigen, um das Plutonium mit einem gewissen Selbstschutzniveau durch radioaktive Strahlung zu versehen. Noch beeindruckender ist die Zahl von ca. 310.000 MOX-Lagerstäben, die bei einem Entsorgungsbedarf von 50 t Plutonium nach dem vom Öko-Institut vorgeschlagenen Lagerstabenverfahren am Kernkraftwerk oder u.U. in einer Heißen Zelle zu handhaben wären.

3. Verhalten der Abfallprodukte im Endlager

Die für die Entsorgung von Überschuss-Plutonium diskutierten Abfallprodukte werden im Folgenden hinsichtlich ihres Verhaltens im Endlager mit den ohnehin in ein deutsches End-

lager zu verbringenden Kokillen mit verglastem HAW bzw. abgebrannten UO₂-Brennelementen verglichen. Die Angaben für diese beiden Abfallprodukte sind im Wesentlichen der zusammenfassenden Darstellung von Grambow et al.¹⁰ entnommen.

Grundsätzlich sollten die in ein Endlager zu verbringenden Abfallprodukte möglichst auslaugeresistent sein, d.h. sich bei Zutritt von Laugen oder Wässern nur sehr langsam auflösen. Noch wichtiger im Hinblick auf die Langzeitsicherheit eines Endlagers ist allerdings, dass die langlebigen Radionuklide – sollten sie aus der Abfallmatrix herausgelöst worden sein – durch Bildung neuer Phasen und Verbindungen in unmittelbarer Nachbarschaft der Abfallprodukte in größerem Umfang wieder immobilisiert werden (geochemische Barriere) und damit nur in äußerst geringen Konzentrationen den Nahbereich des Endlagers verlassen können.

3.1 Verhalten von bestrahltem MOX-Brennstoff im Endlager

Abgebrannter UO₂-Brennstoff ist ein sehr inhomogenes und komplexes Abfallprodukt. Wie aus Abbildung 1 zu entnehmen ist, wird bei abgebranntem Kernbrennstoff bei Zutritt von Feuchte in relativ kurzen Zeiträumen das Inventar an leicht flüchtigen Spaltprodukten aus dem Spalt zwischen Hüllrohr und Brennstoff sowie an den Korngrenzen freigesetzt. Die Auflösung der Matrix selbst ist ein sehr langwieriger Prozess. Die Korrosionsraten von bestrahltem UO₂-Brennstoff liegen unter 10⁻⁶ pro Jahr, d.h. die komplette Auflösung dauert mehrere Millionen Jahre.

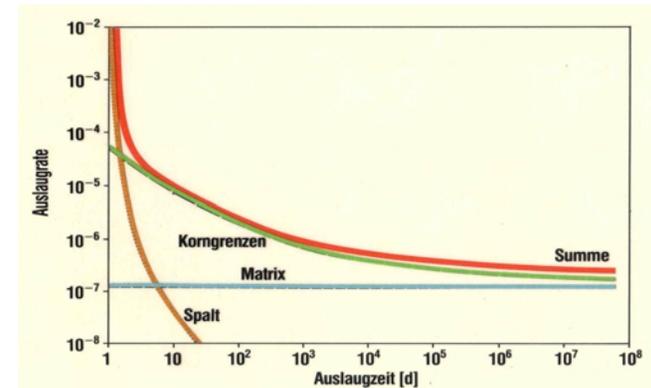


Abbildung 1: Auslaugverhalten von Kernbrennstoff (qualitativ)

¹⁰ B. Grambow et al.: „Performance of Spent Fuel and Vitrified Waste in Geological Environments“, EURADWASTE'99, 5th European Commission Conference on Radioactive Waste Management and Disposal

Die relativ schnelle Freisetzung eines Teils der leicht flüchtigen Spaltprodukte hat im Hinblick auf die berechnete Strahlenexposition bei der Endlagerung abgebrannter Brennelemente weitreichende Konsequenzen.

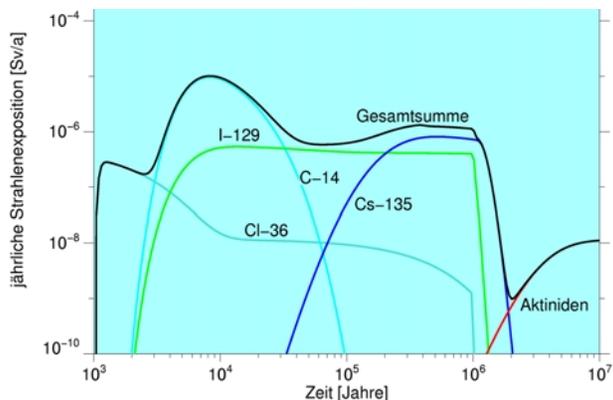


Abbildung 2: Jährliche Strahlenexposition bei einem generischen Endlager in Granit und direkter Endlagerung

In Abbildung 2 sind die Ergebnisse eines kürzlich abgeschlossenen Projektes zur Endlagerung von abgebrannten Brennelementen in einem in einer Granitformation errichteten Endlager exemplarisch dargestellt¹¹. Man erkennt, dass die wesentliche Strahlenexposition durch die leicht flüchtigen Elemente Jod, Cäsium, Chlor und Kohlenstoff hervorgerufen wird. Der Beitrag der Aktiniden, der aus der Auflösung der Matrix resultiert, ist hingegen vergleichsweise gering und tritt erst nach sehr langen Zeiträumen in Erscheinung.

Bestrahlter MOX-Brennstoff zeigt aufgrund der stärkeren α -Radiolyse i.a. eine höhere Radionuklidfreisetzungsrates als bestrahlter UO_2 -Brennstoff. Die Korrosionsraten liegen etwa um den Faktor 10 höher, d.h. die Auflösung dauert mehrere Hunderttausend Jahre. Die Korrosionsprodukte der Behältermaterialien haben im Hinblick auf die Langzeitsicherheit einen positiven Effekt, indem sie die aus der Brennstoffmatrix freigesetzten langlebigen Radionuklide (z.B. auch Pu) weitgehend immobilisieren. Damit wird näherungsweise die etwas höhere Freisetzungsrates gegenüber UO_2 -Brennstoff kompensiert. Insgesamt gesehen ist bestrahlter MOX-Brennstoff ebenso wie bestrahlter UO_2 -Brennstoff ein gutes Endlagerprodukt.

¹¹ L. Lüthmann, U. Noseck, R. Storck: „Spent Fuel Performance Assessment (SPA) for a Hypothetical Reposi-

3.2 Verhalten von verglastem Plutonium im Endlager

Bei verglastem HAW bilden sich, falls der Abfall im Endlager mit Fluiden in Kontakt kommt, im Falle von Salzlaugen und granitischen Grundwässern silikatreiche Schutzschichten, nicht jedoch in feuchtem Ton. Im Falle einer derartigen Schutzschichtbildung dauert die Auflösung der Glasmatrix mehrere Millionen Jahre, ohne Schutzschichtbildung einige Hunderttausend Jahre. Die Korrosionsprodukte der Behältermaterialien haben einen positiven Effekt auf die Rückhaltung der aus der Glasmatrix freigesetzten Radionuklide, d.h. sie tragen zu ihrer Immobilisierung bei.

Wie bereits erwähnt wurde, ist die Aufnahmefähigkeit von Gläsern für Plutonium sehr gering, sie liegt bei wenigen Prozent. Die zusätzliche Strahlung, der das Glas durch das Plutonium ausgesetzt ist, ist gegenüber der ohnehin schon vorhandenen Strahlung durch die hochradioaktiven Spaltprodukte und die sonstigen Aktiniden unbedeutend. Demzufolge dürfte es zu keiner negativen Beeinflussung der Langzeitbeständigkeit derartiger Gläser kommen, falls einige Prozent Plutonium dem Glas beigemischt werden.

Insgesamt gesehen ist verglastes Plutonium ein mindestens ebenso gutes Endlagerprodukt wie verglastes HAW.

3.3 Verhalten von MOX-Keramik und Glas (Can-in-canister Verfahren) im Endlager

Für das Abfallprodukt nach dem Can-in-canister Verfahren ist der Frage nachzugehen, ob sich die beiden Abfallprodukte „verglaster HAW“ und „MOX-Keramik“ u.U. unter Endlagerbedingungen gegenseitig negativ beeinflussen. Durch das Plutonium in den MOX-Pellets wird die α -Aktivität in der Endlagerkokille deutlich erhöht. Die Frage ist daher, ob das negative Auswirkungen auf das Auslagverhalten des Glases hat. Bei Reaktion von $MgCl_2$ -reicher Lauge mit Glas ist außerdem eine Erniedrigung des pH-Wertes im Nahbereich zu erwarten. Das saure Milieu führt zu einer Erhöhung der Löslichkeit von Plutonium. Es ist daher zu klären, ob dadurch negative Auswirkungen auf die Mobilität des Plutoniums zu erwarten sind. Andererseits haben die durch das Glas entstehenden silikatischen Phasen positive Auswirkungen auf die Rückhaltung des u.U. aus der MOX-Keramik freigesetzten Plutoniums. Aufgrund von Erfahrungen aus früheren Untersuchungen scheint es auf den ersten Blick keine negative Beeinflussung der hydrolytischen Beständigkeit der beiden Produkte und des Freisetzungsverhaltens der Radionuklide und des Plutoniums zu geben. Zur Absicherung wären jedoch einige detaillierte Untersuchungen erforderlich¹².

3.4 Verhalten von MOX-Lagerstäben im Endlager

In MOX-Lagerstäben sind im Gegensatz zu bestrahltem Kernbrennstoff keine leicht flüchtigen Spalt- oder Aktivierungsprodukte nach Abbildung 1 vorhanden. Das Plutonium ist homogen in den Pellets verteilt und kann, wenn überhaupt, nur durch eine Auflösung der Matrix freigesetzt werden. Die bei bestrahltem MOX-Brennstoff gegenüber bestrahltem UO_2 -

¹² Th. Fanghänel, Forschungszentrum Karlsruhe, Institut für Nukleare Entsorgungstechnik, persönliche Mittei-

Brennstoff beobachtete höhere Freisetzungsraten an Radionukliden, deren Ursache in der stärkeren Radiolyse aufgrund eines größeren Anteils an α -Strahlern liegt, ist bei MOX-Lagerstäben nicht zu erwarten. Insgesamt ist davon auszugehen, dass MOX-Lagerstäbe ein mindestens ebenso gutes, eher sogar besseres Endlagerprodukt als abgebrannter Kernbrennstoff darstellen.

4. Kritikalitätsfragen bei der Endlagerung

Sowohl abgebrannte Brennelemente (UO_2 oder MOX) als auch unbestrahlte MOX-Lagerstäbe enthalten größere Mengen spaltbaren Materials. Falls diese endgelagert werden, ist der Frage nachzugehen, ob sich im Endlager unter Umständen eine selbsterhaltende Kettenreaktion mit Energiefreisetzung, also eine Kritikalität, über geologische Zeiträume ausbilden kann. Geologische Zeiträume sind deswegen zu betrachten, weil einige spaltbare Materialien wie z.B. U-235 oder Pu-239 Halbwertszeiten von 7×10^8 bzw. $2,4 \times 10^4$ Jahren haben. Bevor jedoch Einflussfaktoren für die Entstehung einer kritischen Anordnung im Endlager diskutiert und die Ergebnisse einiger Kritikalitätsrechnungen vorgestellt werden, soll dargelegt werden, welche Auswirkungen eine Kritikalität im Endlager – sollte sie je auftreten – haben könnte.

4.1 Auswirkungen einer Kritikalität im Endlager

Grundsätzlich ist dabei anzumerken, dass eine Kritikalität im Endlager nicht mit der Detonation eines Kernsprengsatzes gleichzusetzen ist. Bei einem Kernsprengsatz wird spaltbares Material innerhalb von Bruchteilen von Sekunden unter optimalen Randbedingungen (Kugelgeometrie, Reflektor, keine Neutronengifte) zu einer kritischen Anordnung zusammengebracht, d.h. auf kleinstem Raum komprimiert und gezündet. Dabei erfolgt innerhalb kürzester Zeit eine sehr große Energiefreisetzung. In einem Endlager könnte es im ungünstigsten Falle über geologische Zeiträume zur Ansammlung einer kritischen Masse an spaltbarem Material kommen. Sollte dabei eine Kritikalität auftreten, würden durch die Energiefreisetzung physikalische Prozesse ablaufen, die der Beibehaltung dieser kritischen Anordnung gerade entgegenlaufen: Die Masse an spaltbarem Material würde sich thermisch ausdehnen, d.h. die Dichte würde abnehmen; das als Moderator notwendige Wasser würde verdampfen, etc., d.h. die Kritikalität käme von selbst wieder zum Erliegen.

Vor ungefähr 2 Milliarden Jahren, als der Anteil des spaltbaren Isotops U-235 im natürlichen Uran noch bei etwa 3,7 % lag, hat es in Oklo/Gabun aufgrund günstiger hydrogeologischer und geochemischer Randbedingungen eine größere Anzahl von Stellen gegeben, in denen über Zeiträume von einigen 100.000 Jahren kritische Anordnungen existierten, d.h. selbständige Kettenreaktionen abliefen. In diesen Natur-Reaktoren traten Temperaturen von 160 bis 350°C auf. Die Leistung (Energiefreisetzung pro Zeiteinheit) war vergleichsweise gering, denn der berechnete Neutronenfluss lag nur bei 10^7 bis 10^8 n/cm² s, vergleichbar mit den Werten von Unterrichts-Reaktoren, und um den Faktor 10^5 bis 10^7 niedriger als der Neutronenfluss moderner Leistungsreaktoren. Es scheint dabei nicht ausgeschlossen, dass die Kettenreaktion in diesen Natur-Reaktoren mehrere Male für längere Zeiten aussetzte und die Reaktoren später wieder kritisch wurden.¹³ Zerstörerische Auswirkungen gingen offensichtlich

von diesen Natur-Reaktoren, d.h. diesen natürlich gebildeten kritischen Anordnungen, nicht aus, denn ein großer Teil der damals gebildeten radioaktiven Stoffe befindet sich heute noch an der Stelle ihrer Entstehung.

Vreeland und Jain haben sich mit den Konsequenzen befasst, die eine Kritikalität in einem in einer geologischen Formation errichteten Endlager mit abgebrannten Brennelementen haben könnte¹⁴. Die dabei freigesetzte Leistung wird von ihnen mit 1,5 bis 4 kW angegeben, und dieser Betrag ist weitgehend unabhängig von der Größe der kritischen Anordnung. Im Zusammenhang mit einer früher geplanten Einlagerung radioaktiver Abfälle im Salzbergwerk Asse befasste sich auch der TÜV Hannover mit den Auswirkungen einer kritischen Anordnung in einem Endlager¹⁵. Nach seiner Meinung liegt die Leistung allenfalls in der Größenordnung von einigen zehn kW. Mechanische Auswirkungen auf die Endlagerformation werden bei dieser geringen Leistungsexkursion mit Sicherheit ausgeschlossen.

Begründet wird dies einmal damit, dass für das Spaltstoffsystem kein fester, lokaler Einschluss vorhanden ist und zum anderen die geochemischen Transportvorgänge zur Aufkonzentration des Spaltstoffs über geologische Zeiträume ablaufen und somit das Erreichen des kritischen Zustandes einem „Herankriechen“ an die Kritikalität entsprechen würde¹⁶.

Sowohl aus dem Beispiel der natürlichen Oklo-Reaktoren als auch den theoretischen Überlegungen ist der Schluss zu ziehen, dass Kritikalitätsstörfälle im Endlager keine großen zerstörerischen Wirkungen zeigen. Aber selbst unterirdische Kernexplosionen in Salzformationen haben nur begrenzte zerstörerische Wirkungen. Eine Auswertung von russischen Experimenten hat gezeigt, dass selbst bei Explosionsstärken von 1 bis 100 kt TNT die Radien der Risszonen bei maximal 100 bis 300 m lagen¹⁷.

4.2 Einflussfaktoren für die Entstehung einer kritischen Anordnung

Ein wesentlicher Faktor für die Entstehung einer kritischen Anordnung ist z.B. das Spaltmaterial selbst. Pu-239 führt rascher zur Kritikalität als U-235, da seine minimale kritische Masse sehr viel geringer ist. Die kritische Masse von U-235 Metall beträgt ohne Reflektor z.B. etwa 50 kg. Im Falle von Pu-239 sind es lediglich ca. 4 kg¹⁸. Die kritische Masse ist auch davon abhängig, ob der Spaltstoff von einem Material umgeben ist, das die freiwerdenden Neutronen reflektiert, so dass sie dem Spaltungsprozess nicht verloren gehen. Ganz wichtig ist ferner, ob sich im Umfeld des spaltbaren Materials Stoffe befinden, die als Neutronenabsorber wirken, d.h. Neutronen einfangen, die dann nicht mehr für die Kettenreaktion zur Verfügung stehen. Zu den Neutronenabsorbieren gehören z.B. Lithium, Bor und die Seltenen Er-

logues, March 1995

C. Keller: „Das Oklo-Phänomen“, GIT, Fachzeitschrift für das Laboratorium 29 (1985)

¹⁴ J. A. Vreeland, R. Jain: „Criticality considerations for geological disposal of spent fuel“ Trans. Am. Nucl. Soc. 33 (1997), S. 435

¹⁵ Technischer Überwachungs-Verein Hannover e.V.: „Stellungnahme zur rückholbaren Zwischenlagerung von schwachradioaktiven Abfällen im Salzbergwerk Asse“, erstellt im Auftrag des Oberbergamtes Clausthal-Zellerfeld, März/Juni 1980

¹⁶ ebenda

¹⁷ L. Schneider et al.: „Auswertung von russischen Experimenten zum Nachweis der Stabilität von Salzdomen nach der Freisetzung extremer Energiemengen im Steinsalzmassiv“. Abschlussbericht Fördervorhaben 02E 8745, Stoller Ingenieurtechnik, Dresden, Dezember 1997

¹⁸ K.D. Closs: „Von der Schwierigkeit, heimlich eine Atombombe zu bauen“. Bild der Wissenschaft Vol. 16.

den, aber auch Chlor. Ein weiterer wichtiger Punkt ist die Frage, ob ein Moderator, wie z.B. Wasser, zur Verfügung steht, der die mit hoher Energie entstehenden Neutronen abbremst und damit die Wahrscheinlichkeit für neue Kernspaltungen erhöht.

Im Folgenden soll zunächst qualitativ und halb quantitativ dargelegt werden, ob und ggf. wie sich die geologischen Formationen, die für die Endlagerung zur Diskussion stehen, hinsichtlich einer Kritikalitätsgefahr unterscheiden.

In Deutschland war bisher Salz als Endlagermedium für wärmeerzeugende Abfälle vorgesehen. Andere Länder, wie z.B. Schweden und Kanada, planen eine Endlagerung in Hartgestein wie z.B. Granit. Auch Tonformationen werden in einigen Ländern für die Endlagerung in Erwägung gezogen.

Salz unterscheidet sich von allen anderen Endlagerformationen dadurch, dass im Normalfall das Endlager trocken ist. Durch seine Plastizität werden Hohlräume und damit Wasserwegsamkeiten geschlossen. Bei allen anderen Endlagerformationen muss man von einem Zutritt von Wässern zu den eingelagerten Abfällen ausgehen, auch wenn die Mengen relativ gering sind und ein Zutritt zur Abfallform selbst erst nach sehr langen Zeiträumen erfolgen wird.

In Tabelle 1 sind die minimalen kritischen Massen von Plutoniumoxid für verschiedene Medien zusammengestellt¹⁹. Die Isotopen-Zusammensetzung des PuO₂ (Pu-Vektor) entspricht dabei dem Plutonium in abgebrannten Brennelementen mit einem Abbrand von etwa 30.000 MWd/t. Die minimalen kritischen Massen sind für verschiedene Zeiten angegeben, da sich die Zusammensetzung des Isotopengemischs aufgrund des radioaktiven Zerfalls ständig ändert. Generell ist die Tendenz zu erkennen, dass die minimale kritische Masse mit der Zeit zunächst leicht ansteigt, nach langen Zeiten jedoch wieder abnimmt. Der Grund ist darin zu sehen, dass zunächst durch den radioaktiven Zerfall des Pu-241 (T_{1/2} = 14,4 a) der spaltbare Anteil des Isotopengemischs abnimmt, später jedoch durch Zerfall des Pu-240 (T_{1/2} = 6550a) der Pu-239 Anteil im Isotopengemisch wieder zunimmt.

Zeit(a)	Granit		Salz	
	trocken	mit Wasser	trocken	mit Salzlauge
10	12,2	1,84	21,1	16,4
100	12,5	2,37	21,7	19,3
1.000	12,4	2,12	21,5	19,1
10.000	11,6	1,27	20,1	12,3

Tabelle 1: Minimale kritische Masse von Plutoniumoxid (kg) in verschiedenen Medien

Wie man aus dieser Tabelle entnehmen kann, beträgt die minimale kritische Masse an PuO₂ in trockenem Granit etwa 12 kg. Tritt jedoch Wasser in größeren Mengen hinzu, verringert sich die minimale kritische Masse durch die guten Moderationseigenschaften von Wasser auf etwa 2 kg. In trockenem Salz beträgt die minimale kritische Masse etwa 21 kg, d.h. sie ist fast um den Faktor 2 größer als in trockenem Granit. Der Grund ist darin zu sehen, dass Salz

¹⁹ E.J. Allen: „Criticality Analysis of Aggregations of Actinides from Commercial Nuclear Waste in Geological

Chlor enthält, und Chlor ein guter Neutronenabsorber ist. Sollte es wider Erwarten zu einem Störfall kommen und Wasser zutreten, würde sich dieses zu Salzlauge aufkonzentrieren. Selbst in diesem Fall beträgt die minimale kritische Masse noch 16 bis 19 kg und liegt damit bedeutend über der von „nassem“ Granit. Aus der Sicht der Kritikalitätssicherheit bietet daher ein in einer Salzformation errichtetes Endlager Vorteile gegenüber einem Endlager in einer Granitformation.

Um die Kritikalitätssicherheit in einem Endlager zu erhöhen, lassen sich folgende technische Maßnahmen ergreifen:

- Begrenzung der Mengen an spaltbarem Material pro Bohrloch
- Vermeidung von langen, durchgehenden Bohrlöchern, z.B. durch Einbau von undurchlässigen Stopfen zwischen den einzelnen Endlagerbüchsen
- Verdünnung des spaltbaren Materials, z.B. durch abgereichertes Uran
- Einbau von Neutronengiften in die Endlagerbüchsen
- Verwendung von Zuschlagstoffen im Versatzmaterial, z.B. ebenfalls Neutronengifte und/oder Stoffe, die die spaltbaren Materialien sowie Spaltprodukte und sonstige Aktiniden immobilisieren
- Beeinflussung des geochemischen Milieus im Nahbereich derart, dass möglichst wenige mobile Spezies an Radionukliden und speziell an spaltbaren Materialien entstehen.

4.3 Ergebnisse von Kritikalitätsrechnungen für Salz

Bereits in einer sehr frühen Phase der deutschen Arbeiten zur Direkten Endlagerung wurde der Frage der Kritikalität im Endlager nachgegangen²⁰. Der Referenzabbrand der Brennelemente betrug damals 36.000 MWd/t. Dabei wurde zunächst untersucht, ob unzerlegte Brennelemente, die in einem trockenen Salzstock sehr dicht gelagert werden, ein Kritikalitätsproblem darstellen. Variiert wurde der Feuchtegehalt des Salzes mit 1 % und 5 %. Trockenes Salz, z.B. aus den Salzstöcken Asse oder Gorleben, hat i.a. einen Feuchtegehalt von 0,01 %.

Die entsprechenden Multiplikationsfaktoren k_∞ für unzerlegte Brennelemente in einer Salzformation sind in Tabelle 2 angegeben. Die Größe k_∞ beschreibt die Kritikalität für ein unendlich ausgedehntes System, z.B. ein großes Einlagerungsfeld. k_∞ = 1 bedeutet, das System ist kritisch, eine Kettenreaktion wäre möglich. Kritisch sicher ist ein System, wenn der Multiplikationsfaktor kleiner als 0,95 ist. Für die Multiplikationsfaktoren der Tabelle 2 wurde der Parameter s, d.h. die Dicke der Salzschrift zwischen den Brennelementen variiert. Aus der Tabelle ist zu entnehmen, dass auch bei sehr dichtem Aneinanderliegen der Brennele-

²⁰ K.D. Closs et al.: „Vergleich der verschiedenen Entsorgungsalternativen und Beurteilung ihrer Realisier-

mente die Konfiguration weit unterkritisch ist, obwohl unrealistisch hohe Wassergehalte im Salz angesetzt wurden.

Abstand zwischen den Brennelementen (cm)	k_{∞}	
	1 % H ₂ O	5 % H ₂ O
2	0,34	0,55
10	0,26	0,22
20	0,19	0,16

Tabelle 2
Multiplikationsfaktoren k_{∞} für unzerlegte Brennelemente in feuchtem Salz

Als nächstes wurde der hypothetische Störfall „Wassereinbruch in das Endlager in der Nachbetriebsphase“ betrachtet und untersucht, ob Brennstäbe, die sich in einer gesättigten Salzlauge befinden, kritisch werden können. Die Ergebnisse dieser Rechnungen sind für zwei Abbrände und eine Kühlzeit von zwei Jahren in Abbildung 3 wiedergegeben.

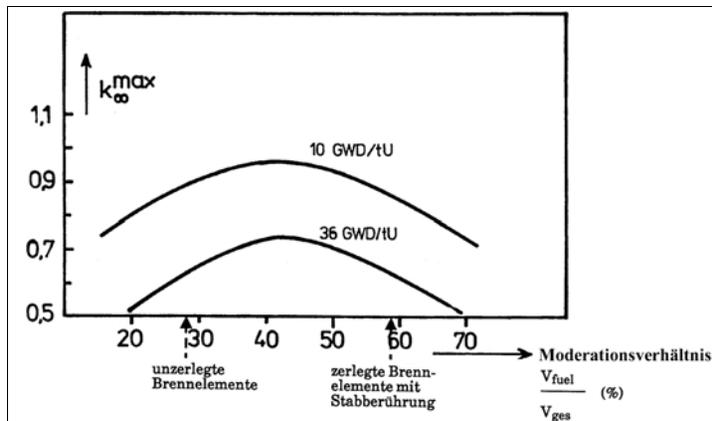


Abbildung 3:
Multiplikationsfaktor k_{∞} für unendlich ausgedehnte LWR-Stabgitter in Salzlauge

Bereits bei Abbränden oberhalb von 10.000 MWd/t liegt selbst bei optimaler Moderation der Multiplikationsfaktor unter 0,95. Bei dem betrachteten Referenzabbrand von 36.000 MWd/t ist bei optimaler Moderation mit einem maximalen k_{∞} von 0,75 zu rechnen. Im Falle der unzerlegten Brennelemente ($V_{\text{fuel}} : V_{\text{ges}} = 28\%$) bzw. der Staberührung bei zerlegten Brennelementen ($V_{\text{fuel}} : V_{\text{ges}} = 58\%$) nimmt der Multiplikationsfaktor sogar auf

0,65 ab. Aus diesen Ergebnissen ist der Schluss zu ziehen, dass eng gepackte Stäbe aus Sicht der Kritikalitätssicherheit Vorteile gegenüber unzerlegten Brennelementen aufweisen.

Ferner wurde analysiert, ob im Falle einer Brennstoffauflösung und einer Ansammlung der Spaltstoffe am Fuße eines Bohrlochs die Gefahr einer Kritikalität besteht. Damit hängt auch die Frage zusammen, wie viele Brennelemente aus Kritikalitätsüberlegungen pro Bohrloch eingelagert werden können.

Die Rechnungen zeigten, dass selbst für den unrealistischen Fall, dass die Bildung reiner Uran-Plutoniumgemische unterstellt und die absorbierende Wirkung der Spaltprodukte und Korrosionsprodukte der Endlagerbehälter vernachlässigt wird, ein Kritikalitätsrisiko in einem Endlager für abgebrannte Brennelemente grundsätzlich nicht gegeben ist. In diesem Fall ist die kritische Masse unendlich. Erst wenn man eine selektive Plutoniumanhäufung postuliert, kann eine Kritikalität auftreten. Eine selektive Anreicherung des Plutoniums ist jedoch aufgrund des ähnlichen geochemischen Verhaltens von Uran und Plutonium nach amerikanischen Untersuchungen²¹ extrem unwahrscheinlich. Auch Untersuchungen im Forschungszentrum Karlsruhe haben bisher keinen Hinweis auf die Bildung uranfreier Plutoniumverbindungen bei der Auslaugung ergeben. Die für diesen Fall erforderlichen kritischen Massen an Plutoniumoxid bzw. die dafür erforderlichen Brennstoffmengen sind in Tabelle 3 wiedergegeben. Wie man erkennt, kann man selbst unter diesen unrealistischen Annahmen mindestens 5 abgebrannte Brennelemente in einem Bohrloch unterbringen, ohne dass das darin enthaltene Plutonium zu einer kritischen Anordnung führt. Die berechneten Mengen liegen etwas höher als die Werte der Tabelle 1, was in erster Linie auf den höheren Abbrand und damit den ungünstigeren Pu-Vektor zurückzuführen ist.

Kühlzeit (a)	kritische Masse M_K (kg Pu)	Tonne Brennstoff
0	27	2,85
100	80	9,9
5.000	31,5	4,5
50.000	11,0	6,2

Tabelle 3: Minimale kritische Massen M_K für PuO₂-Schüttungen in Salzlauge und benötigte Menge an Brennstoff

Aus all diesen Untersuchungen ist der Schluss zu ziehen, dass bei der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente eine Kritikalität in einem in einer Salzformation errichteten Endlager auszuschließen ist. Auch neuere Kritikalitätsrechnungen, die im Auftrag des Bundesamts für Strahlenschutz von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit durchgeführt wurden, bestätigen diese Aussage²². Kritikalitätssicherheit ist auch für MOX-Lager-

21 „Geochemical Constraints on Accumulation of Actinide Critical Masses from Stored Nuclear Waste in Natural Rock Repositories“, Technical Report ONWI-17, December 1978;
B.F. Gore et al.: „Factors Affecting Criticality for Spent Fuel Materials in a Geologic Setting“, PNL-3791, April 1981

stäbe zu erreichen, wobei der Nachweis am einfachsten zu führen wäre, wenn die Endlagergebäude mit MOX-Lagerstäben hinsichtlich der Menge an spaltbarem Material unterhalb der Spezifikationen für Endlagergebäude mit abgebrannten Brennelementen blieben. In einem Endlager in Hartgestein sind zusätzliche technische Maßnahmen zur Vermeidung einer kritischen Anordnung zu ergreifen. Ansätze hierfür sind in Kapitel 4.2 aufgeführt. Das Problem lässt sich auch dort lösen, auch für den Fall, dass zusätzlich zu den abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren größere Mengen an Plutonium aus dem militärischen Bereich sowie abgebrannte Brennelemente aus Forschungsreaktoren mit Anreicherungen über 90 % endgelagert werden. Amerikanische Wissenschaftler kommen für diesen Fall zu der folgenden Aussage: „At Yucca Mountain, it is highly unlikely that these configurations can occur;..... Appropriate engineering of the waste form and the repository can reduce any remaining probability of criticality“²³.

5. Aspekte der internationalen Kernmaterialüberwachung (Safeguards)

Die folgenden Ausführungen zur internationalen Kernmaterialüberwachung basieren im Wesentlichen auf einem Vortrag, den Herr Weh auf einem Workshop zu Optionen bei der Verwertung und Entsorgung von Plutonium im Januar 2000 in Jülich gehalten hat²⁴.

Durch Unterzeichnung des Nichtverbreitungsvertrages verpflichten sich **Staaten**, keine Kernwaffen herzustellen oder zu erwerben. Regionale (EURATOM) oder internationale (IAEO) Organisationen überprüfen, ob die in den jeweiligen Ländern vorhandenen Kernmaterialien ausschließlich für friedliche Zwecke verwendet werden. Ziel der Überwachungsmaßnahmen durch Euratom und IAEO ist die **rechtzeitige Entdeckung** der Abzweigung **signifikanter Mengen** Kernmaterials sowie die **Abschreckung** von einer solchen Abzweigung **durch das Risiko frühzeitiger Entdeckung**.

Sicherungsmaßnahmen bzw. Maßnahmen des physischen Schutzes sind eine rein nationale Angelegenheit und haben mit der internationalen Kernmaterialüberwachung nichts zu tun. Der Begriff „Proliferationsresistenz“, der oft im Zusammenhang mit Kernmaterial verwendet wird, findet in den Regelwerken der Nichtverbreitungsüberwachung keine Verwendung. Auch der häufig zu lesende Begriff „Spent Fuel Standard“ hat mit der internationalen Kernmaterialüberwachung nichts zu tun. Beide Begriffe sind höchstens mit Sicherungsmaßnahmen gegenüber subnationalen Kräften in Verbindung zu bringen.

In der folgenden Tabelle 4, die der Ausarbeitung von Herrn Weh²⁵ entnommen ist, ist der derzeitige Stand der Safeguardsmaßnahmen beim Umgang mit Plutonium zusammenfassend dargestellt. Daraus ist der Schluss zu ziehen, dass alle wesentlichen Aspekte gelöst sind und für die Endlagerung keinen grundsätzlichen technischen und vertraglichen Schwierigkeiten zu erkennen sind.

phase des Endlagers Gorleben“, in Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Jahresbericht 1998, Salzgitter, Juni 1999, S. ET 17

23 W.E. Kastenberget al.: „Considerations of Autocatalytic Criticality of Fissile Materials in Geologic Repositories“, Nuclear Technology Vol. 115, September 1996, S. 298

24 R. Weh: „Kernmaterialüberwachung und andere Verpflichtungen beim Umgang mit Plutonium“, Vortrag Workshop zu Optionen bei der Verwertung und Entsorgung von Plutonium, Jülich 13. und 14. Januar 2000

Wiederaufarbeitung:	gelöst und praktiziert
MOX-BE-Herstellung:	gelöst und praktiziert
Langzeit-Zwischenlagerung:	
- abgebrannte MOX-BE	gelöst , kein Unterschied zu U-BE
- unbestrahlte MOX-BE und SNR-Erstkern	<i>Bunker:</i> gelöst und praktiziert <i>Reaktor:</i> gelöst und praktiziert <i>Behälter:</i> gelöst, mit EURATOM und IAEO abgestimmt
Konditionierung:	anlagenspezifische Lösung erforderlich, keine grundsätzlichen Schwierigkeiten erkennbar
Endlagerung:	
- abgebrannte MOX-BE	Konzept erarbeitet , Abstimmung mit IAEO im deutschen IAEO-Unterstützungsprogramm
- unbestrahlte MOX-BE und SNR-Erstkern	Bedingungen noch festzulegen, keine grundsätzlichen technischen und vertraglichen Schwierigkeiten erkennbar

Tabelle 4: Safeguards im Umgang mit Plutonium

Folgende Schlussfolgerungen sind aus diesen Ausführungen zu ziehen:

Unbestrahltes Plutonium bzw. Plutonium ohne Zusatz von strahlendem Material kann aus der Sicht der internationalen Kernmaterialüberwachung endgelagert werden, sofern die gleichen Überwachungsmaßnahmen angewendet werden wie bei der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente, wie z.B.:

- Materialbuchführung und Bilanzierung
- Containment-/Surveillance-Maßnahmen
- Verifizierung der Design Informationen für das Endlager
- Einordnung des Kernmaterials als „Difficult to Access Material“
- Zeitlich unbegrenzte Überwachung

6. Ein modifiziertes Lagerstabverfahren

Vom Öko-Institut wird vorgeschlagen, überschüssiges Plutonium zu MOX-Lagerstäben zu verarbeiten und daraus sogenannte Lagerelemente herzustellen, die zusammen mit abgebrannten Brennelementen zunächst zwischen- und später endgelagert werden sollen. Alternativ wird diskutiert, aus abgebrannten Brennelementen einzelne Stäbe zu ziehen und diese durch MOX-Lagerstäbe zu ersetzen²⁶. Beide Verfahren sind mit Sicherheit grundsätzlich sicherheitstechnisch realisierbar. Sie haben nur den Nachteil, dass das zu entsorgende Plutonium zu bereits vorhandenem spaltbarem Material hinzugefügt und damit der Sicherheits-

26 Ch. Küppers, W. Liebert und M. Sailer: „Realisierbarkeit der Verglasung von Plutonium zusammen mit hochradioaktiven Abfällen sowie der Fertigung von MOX-Lagerstäben zur Direkten Endlagerung als Alternative

nachweis für das Endlager gegenüber dem Normalfall „abgebrannte Brennelemente“ erschwert oder zumindest aufwendiger gestaltet wird.

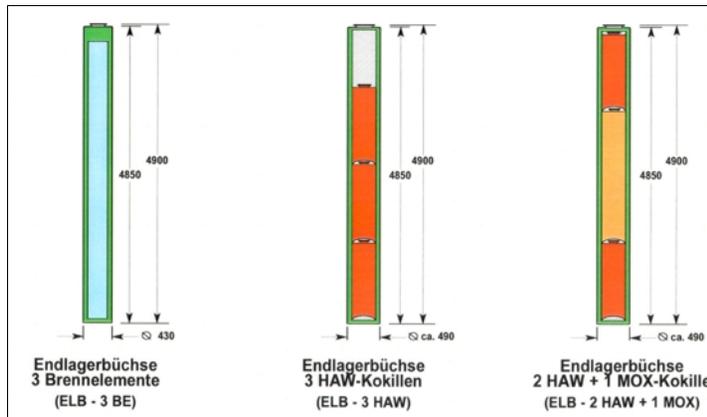


Abbildung 4: Endlagerbüchsen für die Bohrlochlagerung

Das hier vorgeschlagene modifizierte Lagerstabverfahren geht einen anderen Weg. Die Grundidee ist, das Plutonium für die Endlagerung dort anzuordnen, wo es herkommt, nämlich beim hochaktiven Abfall aus der Wiederaufarbeitung. Aufgrund der bestehenden Wiederaufarbeitungsverträge mit COGEMA und BNFL werden ca. 3.500 Kokillen mit verglasten hochaktiven Spaltprodukten (HAW-Kokillen) nach Deutschland zurücktransportiert²⁷.

Bei den EVUs gibt es Überlegungen, drei HAW-Kokillen mit einem Overpack (Endlagerbüchse) zu versehen, das dann mit den gleichen technischen Einrichtungen im Endlager gehandhabt wird wie die Endlagerbüchse mit den Brennstäben aus drei abgebrannten Brennelementen.

Die beiden Endlagerbüchsen für drei Brennelemente bzw. für drei HAW-Kokillen sind im linken Teil der Abbildung 4 dargestellt. Das im rechten Teil der Abbildung 4 skizzierte modifizierte Lagerstabverfahren nutzt die gleiche Endlagerbüchse wie die drei HAW-Kokillen. Es werden jedoch nur zwei HAW-Kokillen verwendet, und in der Mitte wird eine dünnwandige Kokille mit ca. 2 m langen MOX-Lagerstäben angeordnet. Eine derartige Kokille fasst größenordnungsmäßig mindestens 700 MOX-Lagerstäbe. Die Herstellungsschritte für dieses modifizierte Lagerstabverfahren sind in Anlehnung an den Verfahrensablauf für die vom Öko-Institut vorgeschlagenen Lagerstabvarianten in Abbildung 5 dargestellt.

Neben Erleichterungen z.B. hinsichtlich des Nachweises der Kritikalitätssicherheit im Endlager wird ein wesentlicher Vorteil des modifizierten Lagerstabverfahrens auch darin gesehen, dass der Aufwand für Safeguardsmaßnahmen gegenüber den vom Öko-Institut vorgeschlagenen Verfahren verringert wird. In der MOX-Brennelement Fabrik ist ohnehin ein sehr

hoher Aufwand für Safeguardsmaßnahmen erforderlich. Dort wird ein neues „item“ hergestellt, bestehend aus ca. 700 MOX-Lagerstäben in einer verschweißten Kokille. Integrität und Identität dieses neuen „items“ sind in den folgenden Verarbeitungsschritten relativ einfach zu verfolgen, einzelne Stäbe oder Lagerelemente, aus denen im Prinzip Lagerstäbe entfernt werden könnten, werden nirgends mehr gehandhabt.

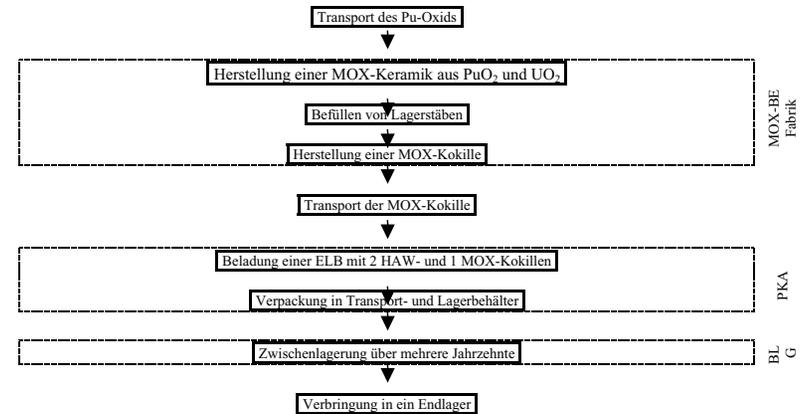


Abbildung 5: Modifiziertes Lagerstabverfahren (mit HAW-Kokillen)

Der Verfahrensablauf in Abbildung 5 sieht die Pilotkonditionierungsanlage PKA in Gorleben als diejenige Heiße Zelle vor, in der die beiden HAW-Kokillen und die MOX-Kokille gemeinsam in eine Endlagerbüchse eingeschweißt werden. Dies wäre sicherlich eine vernünftige Lösung mit einem Maximum an Flexibilität im eigenen Land. Das Gebinde muss aber nicht unbedingt in der PKA hergestellt werden. Es ist nicht auszuschließen, dass die Herstellung derartiger Gebinde bereits in Frankreich oder Großbritannien erfolgen könnte.

In Tabelle 5 werden charakteristische Daten verschiedener Endlagerbüchsen miteinander verglichen. In den Spalten 2 und 3 sind für die Endlagerbüchse mit den Stäben aus drei abgebrannten Brennelementen (ELB 3 BE) sowie für drei HAW-Kokillen (ELB 3 HAW) die Wärmeleistung (als Synonym für das Strahlungsniveau), die Menge an Plutonium sowie die Menge an spaltbarem Material zusammengestellt. In Spalte 4 sind die entsprechenden Daten für das vom Öko-Institut vorgeschlagene Verfahren aufgeführt, wobei angenommen wurde, dass in einem bestrahlten Brennelement insgesamt 14 Brennstäbe durch MOX-Lagerstäbe ersetzt werden. Die Spalten 5 und 6 enthalten Angaben zum modifizierten Lagerstabverfahren. Bei Spalte 5 werden gedanklich alle nach Deutschland zurückzuliefernden 3.500 HAW-Kokillen für die Entsorgung von 50 t Plutonium verwendet. Das führt in den MOX-Lagerstäben zu einem mittleren Pu_{fiss} -Gehalt von 2,7 % und zu einer Gesamtmenge an spaltbarem Material von ca. 20 kg pro Endlagergebäude. Dieser Wert liegt sogar unterhalb des Wertes für eine Endlagerbüchse mit Stäben aus drei abgebrannten UO_2 -Brennelementen. Bei den Angaben in Spalte 6 haben die eingesetzten MOX-Lagerstäbe einen spaltbaren Anteil von 5 % Pu_{fiss} , entsprechend den üblichen Annahmen in der Studie des Öko-Instituts. In diesem Fall enthält die

27 G. Kessler, J. Kim und K. Gompfer: „Wohin mit dem deutschen Plutonium?“, atomwirtschaft-atomtechnik

Endlagerbüchse knapp 37 kg an spaltbarem Material, was hinsichtlich der Kritikalitätssicherheit sehr kritisch zu überprüfen wäre.

	Normale Endlagerbüchsen		Lagerstabverfahren		
	ELB 3 BE	ELB 3 HAW	Öko-Institut ELB 3 BE + MOX	modifiziert ELB 2 HAW + MOX	ELB 2 HAW + MOX
Wärmeleistung [W] (30a)	1930	2100	1810	1400	1400
Masse Pu [kg]	15,8	0,24	21,6	28,6	52,6
Masse (U + Pu) _{fiss} [kg]	23,7	0,36	28,4	20,0	36,8
Pu _{fiss} in Lagerstäben [%]	-	-	5,0	2,7	5,0
Anzahl Gebinde zur Entsorgung von 50 t Pu	-	-	7400	1750	950

Tabelle 5: Charakteristische Daten der Endlagerbüchsen

7. Zusammenfassung

Die vernünftigste Lösung für die Entsorgung des deutschen Plutoniums ist die Herstellung von MOX-Brennelementen und deren Rückführung in Kernkraftwerken. Anschließend könnten die abgebrannten MOX-Brennelemente direkt endgelagert werden.

Falls die MOX-Rückführung nur begrenzt realisiert werden kann, sind andere Verfahren für die Entsorgung des Plutoniums zu entwickeln und zu praktizieren. Der Entsorgung über MOX-Lagerstäbe ist hierbei der Vorzug zu geben gegenüber einer Verglasung des Plutoniums oder dem Can-in-canister Verfahren. Die Herstellung von MOX-Lagerstäben ist Stand der Technik. Das vom Öko-Institut vorgeschlagene Lagerelement- bzw. Lagerstabverfahren bietet allerdings noch Optimierungsspielraum. Es sollte überprüft werden, ob MOX-Lagerstäbe nicht besser in Kombination mit HAW-Kokillen statt mit abgebrannten Brennelementen entsorgt werden sollten. Dadurch ließe sich der Aufwand für Safeguardsmaßnahmen u.U. reduzieren. Auch dürfte der Nachweis der Kritikalitätssicherheit für das Endlager leichter zu führen sein.

Abgebrannter MOX-Brennstoff, verglastes Plutonium oder unbestrahlte MOX-Lagerstäbe, entweder in Kombination mit abgebrannten UO₂-Brennelementen oder mit HAW-Kokillen stellen aus der Sicht der Langzeitsicherheit der Endlagerung (Auslaugbeständigkeit, Rückhaltevermögen für Radionuklide) brauchbare Abfallprodukte dar.

Bei der Entsorgung von Plutonium sind Kritikalitätsfragen im Endlager besondere Aufmerksamkeit zu widmen. Durch Mengengrenzungen für spaltbares Material, Verwendung von Neutronenabsorbemern oder durch sonstige technische Maßnahmen ist das Problem zu lösen. Hierbei ist zu berücksichtigen, dass der Nachweis für ein kritikalitätssicheres Endlager für die Wirtsförderung Salz einfacher zu führen ist als für Hartgestein, wie z.B. Granit. Ferner bieten enggepackte Stäbe (bestrahlte Brennstäbe, MOX-Lagerstäbe) aus Sicht der Kritikalitätssicherheit Vorteile gegenüber unzerlegten Brennelementen.

Aus der Sicht der internationalen Kernmaterialüberwachung braucht das zu entsorgende Plutonium nicht mit Spaltprodukten oder stark strahlendem Material versetzt zu werden. Safeguardskonzepte für den Umgang mit Plutonium in den einzelnen Stationen des Brennstoffkreislaufs sind entwickelt und werden in den bereits existierenden Anlagen auch erfolgreich praktiziert. An ein Endlager, das Plutonium enthält, sind hinsichtlich Safeguards die gleichen Anforderungen zu stellen wie an ein Endlager mit direkt endzulagernden Brennelementen.

Literatur

- P. Dyck, IAEA, persönliche Mitteilung vom 13.03.2000
- J. Holdren: „Non-Proliferation Aspects of Geologic Repositories“, Vortrag DOE International Conference on Geologic Repositories, October 31 – November 3, 1999, Denver, Colorado
- „Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium, Reactor-Related Options“, National Academy of Sciences, National Academy Press, Washington, D.C., (1995), S. 3
- G. Kessler, J. Kim und K. Gompper: „Wohin mit dem deutschen Plutonium?“, atomwirtschaft-atomtechnik 44 (1999), S. 156
- H. Bröskamp: „Status und Perspektiven der Plutoniumverwertung in Deutschland durch Einsatz von MOX-Brennelementen“, Vortrag Workshop zu Optionen bei der Verwendung und Entsorgung von Plutonium, Jülich 13. und 14. Januar 2000
- „Draft Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain, Nye County, Nevada“, DOE/EIS-0250D, U.S. Department of Energy, July 1999
- „Deep repository for spent nuclear fuel, SR 97 – Post-closure safety“, SKB Technical Report TR-99-06, November 1999
- Ch. Küppers, W. Liebert und M. Sailer: „Realisierbarkeit der Verglasung von Plutonium zusammen mit hochradioaktiven Abfällen sowie der Fertigung von MOX-Lagerstäben zur Direkten Endlagerung als Alternative zum Einsatz von MOX-Brennelementen“, Öko-Institut e.V., Darmstadt, April 1999
- B. Grambow et al.: „Performance of Spent Fuel and Vitrified Waste in Geological Environments“, EURADWASTE'99, 5th European Commission Conference on Radioactive Waste Management and Disposal and Decommissioning, Luxembourg, 15-18 November 1999, Book of Abstracts, S. 22
- L. Lührmann, U. Noseck, R. Storck: „Spent Fuel Performance Assessment (SPA) for a Hypothetical Repository in Crystalline Formations in Germany“, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS-154, Dezember 1999
- Th. Fanghänel, Forschungszentrum Karlsruhe, Institut für Nukleare Entsorgungstechnik, persönliche Mitteilung vom 13.12.1999
- J. Smellie: „The fossil nuclear reactors of Oklo, Gabon“, Radwaste Magazine, Special Series on Natural Analogues, March 1995
- C. Keller: „Das Oklo-Phänomen“, GIT, Fachzeitschrift für das Laboratorium 29 (1985)
- J. A. Vreeland, R. Jain: „Criticality considerations for geological disposal of spent fuel“ Trans. Am. Nucl. Soc. 33 (1997), S. 435

- Technischer Überwachungs-Verein Hannover e.V.: „Stellungnahme zur rückholbaren Zwischenlagerung von schwachradioaktiven Abfällen im Salzbergwerk Asse“, erstellt im Auftrag des Oberbergamtes Clausthal-Zellerfeld, März/Juni 1980
- L. Schneider et al.: „Auswertung von russischen Experimenten zum Nachweis der Stabilität von Salzdomen nach der Freisetzung extremer Energiemengen im Steinsalzmassiv“. Abschlußbericht Fördervorhaben 02E 8745, Stoller Ingenieurtechnik, Dresden, Dezember 1997
- K.D. Closs: „Von der Schwierigkeit, heimlich eine Atombombe zu bauen“, Bild der Wissenschaft Vol. 16, No. 7, Juli 1979, S. 68
- E.J. Allen: „Criticality Analysis of Aggregations of Actinides from Commercial Nuclear Waste in Geological Storage“, ORNL/TM-6458 (1978)
- K.D. Closs et al.: „Vergleich der verschiedenen Entsorgungsalternativen und Beurteilung ihrer Realisierbarkeit“, Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK 3000, September 1980
- „Geochemical Constraints on Accumulation of Actinide Critical Masses from Stored Nuclear Waste in Natural Rock Repositories“, Technical Report ONWI-17, December 1978
- B.F. Gore et al.: „Factors Affecting Criticality for Spent Fuel Materials in a Geologic Setting“, PNL-3791, April 1981
- Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: „Analysen zur Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase des Endlagers Gorleben“, in Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Jahresbericht 1998, Salzgitter, Juni 1999, S. ET 17
- W.E. Kastenberget al.: „Considerations of Autocatalytic Criticality of Fissile Materials in Geologic Repositories“, Nuclear Technology Vol. 115, September 1996, S. 298
- R. Weh: „Kernmaterialüberwachung und andere Verpflichtungen beim Umgang mit Plutonium“, Vortrag Workshop zu Optionen bei der Verwertung und Entsorgung von Plutonium, Jülich 13. und 14. Januar 2000