

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

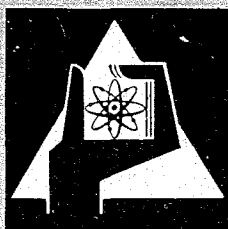
August/September 1968

KFK 852

Institut für Heiße Chemie

Wiederaufarbeitung der Brennelemente schneller Brutreaktoren

W. Ochsenfeld



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE



Wiederaufarbeitung der Brennelemente schneller Brutreaktoren

Von W. Ochsenfeld, Karlsruhe

Brutreaktoren werden in den kommenden Jahrzehnten für die Kernenergieerzeugung eine große Bedeutung erlangen. Voraussetzung für den Betrieb von Brutreaktoren ist ein wirtschaftlicher Brennstoffkreislauf, der den Reaktor, die chemische Wiederaufarbeitung, die Konversion des Brennstoffes und die Wiederherstellung der Brennelemente umfaßt. Die Gewinnung und Reinigung des Plutoniums und des Urans aus den abgebrannten Brennelementen ist für die Brennstoffversorgung und die wirtschaftliche Energieerzeugung der schnellen Brutreaktoren unerlässlich [1].

Dies ist der Grund, weshalb im Kernforschungszentrum Karlsruhe neben der seinerzeit projektierten Wiederaufarbeitungsanlage WAK für Brennelemente bis zu 3% Anreicherung frühzeitig Überlegungen und Arbeiten zur Wiederaufarbeitung plutoniumhaltiger abgebrannter Brennelemente von schnellen Brüttern in Angriff genommen wurden. Diese Arbeiten befassen sich mit der Gewinnung und Reinigung sowohl des Plutoniums und des Urans als auch der in den Kernbrennstoffen befindlichen Aktinide wie Neptunium, Americium und Curium.

Die Brennelemente der natriumgekühlten schnellen Brüter des im Kernforschungszentrum Karlsruhe entwickelten Reaktortyps Na-1 enthalten nach dem Einsatz im Reaktor außer dem Plutonium Aktinide im Wert von ca. 100 DM/kg unter Annahme einer Preisbasis, wie sie sich bis 1975 für einen Markt für Aktinide einstellen dürfte [2]. Der Wert der Aktinide abgebrannter Brennelemente von Leichtwasserreaktoren läge sogar um ca. 50% höher. Der Gesamtwert der Isolierung der Aktinide ergibt sich aus den Schätzwerten und den voraussichtlichen Mengen aufzubereitender Brennelemente nach Tab. 1.

Auswahl des Wiederaufbereitungsverfahrens

Für die Auswahl des chemischen Wiederaufbereitungsverfahrens ist von Bedeutung, daß die gegenwärtig projektierten schnellen Brutreaktoren nichtmetallische, keramische Brennstoffe enthalten, die lange Standzeiten und hohen Abbrand im Reaktor ermöglichen [3]. Das führt einerseits zu geringeren Brennstoffzykluskosten, andererseits zu größeren Spaltproduktkonzentrationen und Nachwärmeleistungen der abgebrannten Brennelemente als bisher.

Die langen Standzeiten im Brutreaktor vermindern die Bedeutung kurzer Aufenthaltszeiten des Spaltstoffes außerhalb des Reaktors, wodurch übliche Abkühlzeiten der Brennelemente vor der Wiederaufarbeitung von etwa 100 Tagen wieder tragbar werden. Verfahren, die wie die pyrochemischen [4] — z. B. die Metallschmelze [5] der EBR-II-Elemente — nach möglichst kurzer Abklingzeit in wenigen Stufen zum Metall gelangen, verlieren dadurch ihre erhofften Vorteile. Sie sind andererseits durch fernbediente Refabrikation und Handhabung der nur teilweise gereinigten Brennstoffe belastet.

Bei oxydischen Brennstoffen entstehen nach der extrak-

Anschrift des Verfassers:

Dr. W. Ochsenfeld, Institut für Heiße Chemie, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 7501 Leopoldshafen bei Karlsruhe.

Diese Arbeit wurde im Rahmen der Assoziation zwischen der Europäischen Atomgemeinschaft und der Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe, auf dem Gebiet der Schnellen Reaktoren durchgeführt.

Untersuchungen der Möglichkeiten der Aufarbeitung abgebrannter Brennelemente schneller Brutreaktoren führten im Kernforschungszentrum Karlsruhe zur Wahl eines Extraktionsverfahrens mit TBP. Wichtigste Unterschiede gegenüber dem üblichen Purex-Prozeß sind die hohe Plutonium- und Spaltproduktkonzentration und die erhöhte Strahlenbelastung des Extraktionsmittels. Mit einem modifizierten Purex-Verfahren können Core und Brutmantel gemeinsam aufgearbeitet werden.

Untersuchungen der Möglichkeiten der Aufarbeitung abgebrannter Brennelemente schneller Brutreaktoren führten im Kernforschungszentrum Karlsruhe zur Wahl eines Extraktionsverfahrens mit TBP. Wichtigste Unterschiede gegenüber dem üblichen Purex-Prozeß sind die hohe Plutonium- und Spaltproduktkonzentration und die erhöhte Strahlenbelastung des Extraktionsmittels. Mit einem modifizierten Purex-Verfahren können Core und Brutmantel gemeinsam aufgearbeitet werden.

Um die Refabrikation der Brennelemente möglichst einfach und die Kosten niedrig zu halten, ist eine weitgehende Reinigung der Brennstoffe von Spaltprodukten während der vorangehenden Wiederaufarbeitung notwendig. Heute können dafür zwei Verfahren in Betracht gezogen werden, die wäßrigen Verfahren und die Fluorierungsverfahren [7].

Die Fluorierung uranhaltiger Brennstoffe ist erprobt und stellt eine Alternative zum Extraktionsverfahren hinsichtlich des erreichbaren Reinigungsfaktors und der Produktausbeute dar. Die Fluorierung des Plutoniums aber stößt auf beträchtliche Schwierigkeiten. Die Reaktionszeiten der Bildung des Plutoniumhexafluorids sind länger als beim Uran. Das flüchtige PuF_6 ist viel weniger stabil als UF_6 . Durch Zersetzung des PuF_6 entstehen an verschiedenen Stellen der Apparatur Plutonium-Verluste. Die Fluorierung scheidet deshalb für die Aufarbeitung plutoniumhaltiger Brüterelemente aus, da es ungewiß war, ob das Verfahren zum gesetzten Termin zur technischen Reife gelangen würde. Diese Schwierigkeiten sind auch heute noch nicht überwunden.

Tabelle 1: Aufzubereitende Brennstoffmengen [1] und deren hochaktiver Abfall [2] bei Verwendung einer Kombination von 1000-MW_{el}-LWR- und 1000-MW_{el}-Na-1-Brutreaktoren

Jahr	Inst. nukleare el. Leistung GW _{el}	aufzubereitende Menge Brennstoff t/a	hochaktiver Abfall	
			m ³ /a	seit 1972 kumuliert m ³
1975	7—8	212	1 760	5 000
1980	16—20	521	4 300	21 000
1990	43—62	1 664	13 800	112 000
2000	85—130	3 724	30 900	338 000

Wäßrige Verfahren

Die Vorteile der wäßrigen Extraktionsverfahren bleiben dagegen auch bei der Aufarbeitung hochabgebrannter plutoniumhaltiger Brennstoffe unvermindert bestehen. Mittels Extraktion lassen sich durch den multiplikativen Trennprozeß extrem hohe Reinigungsfaktoren erreichen. Durch kein anderes Verfahren wird eine ähnlich gute Produktausbeute und Reinheit erreicht. Mit dem Purex-Prozeß liegen weltweite technische Erfahrungen vor.

Dadurch waren die Entwicklungsaufgaben klar umrissen. Die erste technische Wiederaufbereitungsanlage in der Bundesrepublik in Karlsruhe [8] verwendet auch dieses Verfahren, so daß gegenseitige Ergänzung, Anregung und eine raschere Entwicklung zu erwarten war. Da die Aufarbeitungskosten mit größerem Durchsatz der Anlagen abnehmen, bestand nicht die Absicht, eine eigene Wiederaufbereitungsanlage für Brüterbrennstoff zu forcieren, sondern den wirtschaftlichsten Weg zu gehen

und den Brennstoff in gemeinsamen großen Anlagen aufzubereiten [9]. Dies waren die Gründe, die Arbeit in Karlsruhe hauptsächlich auf die Anwendbarkeit und entsprechende Modifizierung des „Purex“-Verfahrens zu richten.

Eines der schwersten Bedenken gegen das Extraktionsverfahren, die möglicherweise ungenügende Strahlenbeständigkeit des Extraktionsmittels bei hoch abgebrannten Brennelementen [10], konnte durch die Entscheidung für das gemeinsame Aufarbeiten des Cores und des Brutmantels verringert werden. Durch die Mischung wird der durchschnittliche Abbrand der Brennstoffe nicht höher als der fortgeschrittener thermischer Leistungsreaktoren.

Von seiten der Physiker bestand keine Forderung nach getrennter Handhabung des Plutoniums aus dem Core und dem Brutmantel. Vielmehr war eine vorteilhafte Gleichgewichts-Isotopenzusammensetzung des Pu aus dem Gemisch für die Wiederverwendung und die Refabrikation zu erwarten.

Die Brennelemente in den verschiedenen Zonen des schnellen Brütters haben unterschiedliche Zusammensetzungen, Abbrand und Aufenthaltszeiten im Reaktor, wie dies Tab. 2 zeigt [11]. Das hochangereicherte Core aus $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ im Zentrum des Reaktors ist mit dem axialen Brutmantel in gemeinsamen Stäben untergebracht. Das Core mit dem axialen Brutmantel ist 604 Tage, der übrige, radiale Brutmantel aus Natur- oder abgereichertem Uran 1208 Tage im Reaktor. Mit einem Core gelangt so die Hälfte des radialen Brutmantels zur Aufarbeitung. Die gemeinsame Aufarbeitung verringert die Schwierigkeiten bei der Wiederaufarbeitung durch Verdünnung der Plutonium- und der Spaltproduktkonzentration des Cores.

Auf Grund der zu Beginn der Arbeiten zur Verfügung stehenden Literaturangaben schien das Purex-Verfahren [12] für die Aufarbeitung hochabgebrannter Brüter-Elemente von allen Verfahren das günstigste.

Die wichtigsten Unterschiede bei der Wiederaufarbeitung der Brennelementmischung aus verschiedenen Zonen des Brutreaktors gegenüber dem konventionellen Purex-Verfahren sind:

Tabelle 2: Brennstoffdaten nach Abbrand im Na-1-Brutreaktor

Zone im Reaktor	im Reaktor		gleichzeitig z. Aufarbeitung		mittl. Abbrand MWd/t	nach Abbrand	
	Gewicht t	Standzeit d	t	%		% Spaltprod.	% Pu
Core	15	604	15	25,8	80 000	8	18
Axial-Brutmantel	13	604	13	22,4	3 400	0,3	3,0
Radial-Brutmantel	60	1 208	30	51,8	1 200	0,1	1,3
Mischung zu Aufarbeitung			58	100	22 800	2,2	6,0

1. die große Plutoniumkonzentration,
2. die große Spaltproduktkonzentration,
3. die erhöhte Strahlenbelastung des Extraktionsmittels.

1. Plutoniumkonzentration

Die hohe Plutoniumkonzentration der Brüter-Brennelemente hat Auswirkungen auf die Auflösung der oxydischen Brennstoffe und das Extraktionsverfahren. Sie wirkt außerdem Kritikalitätsfragen auf.

Der aus PuO_2 und UO_2 bestehende Brennstoff, der mit Stahlrohren von 6 mm Innen-Durchmesser umhüllt ist, wird nach Zerschneiden in 1–2 cm lange Stücke mit konzentrierter Salpetersäure gelöst, wobei die Stahlhülle nicht angegriffen wird.

Untersuchungen der Lösegeschwindigkeit unbestrahlter, unter verschiedenen Sinterbedingungen hergestellter Brennstoffe zeigten, daß bei Vorliegen von Mischkristallen des PuO_2 mit UO_2 eine vollständige, ausreichend schnelle Auflösung mit Salpetersäure ohne Zusätze mög-

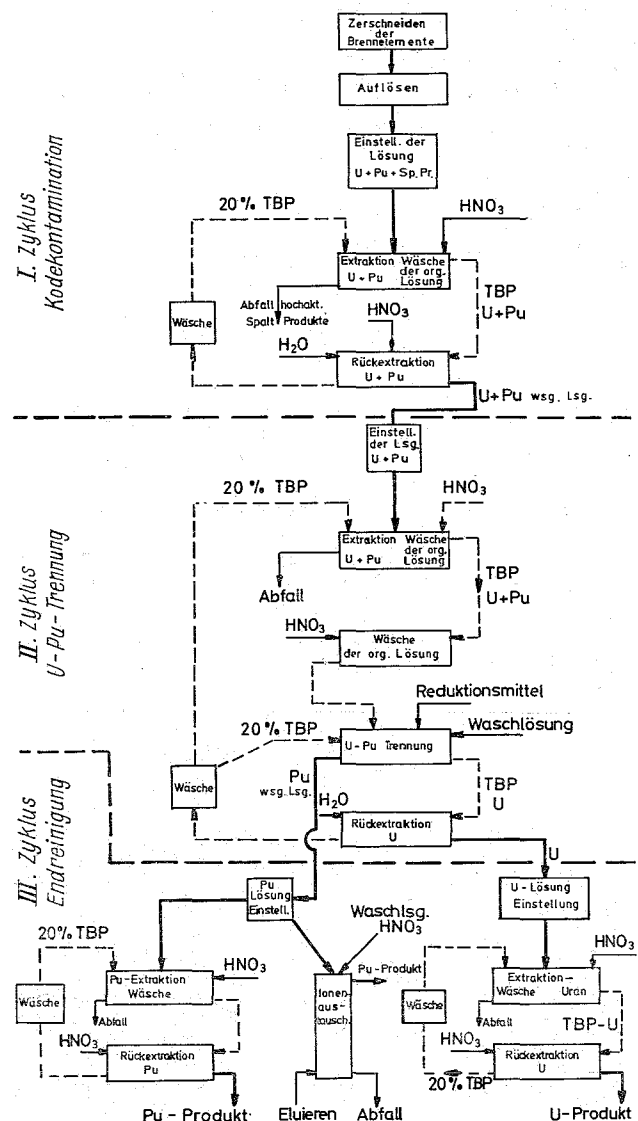


Abb. 1: Extraktion des Plutoniums und des Urans in drei Zyklen mit TBP.

lich ist [13]. Bei den Temperaturen und Aufenthaltszeiten des Brennstoffes im Reaktor ist auch eine Bildung von Salpetersäure löslichen Mischkristallen zu erwarten.

Für die Extraktion von Plutonium und Uran aus salpetersauren Lösungen mit Tri-n-Butylphosphat (TBP) mußten für den zu erwartenden Konzentrationsbereich die in der Literatur fehlenden Daten der Verteilungskoeffizienten des Plutoniums und Urans zwischen den zwei Phasen ergänzt werden [14, 15]. Nach diesen Daten wurde das Fließschema der Extraktion im Gegenstrom ausgelegt und im Labormaßstab in Misch-Absetzern überprüft [16]. Die nach der Auflösung vorliegenden Nitrate des Plutoniums und Urans werden in drei Zyklen durch Extraktion mit TBP, das mit n-Dodekan oder Alkan¹⁾ auf 20 bzw. 30% Vol. verdünnt wird, von den Spaltprodukten gereinigt (Abb. 1).

Im ersten Kodekontaminationszyklus werden das Plutonium und das Uran gemeinsam extrahiert, dadurch von dem Großteil der Spaltprodukte gereinigt und aus der organischen Lösung gemeinsam rückextrahiert. Ohne Zwischenverdampfung der anfallenden Produktlösung wird im 2. Zyklus das Plutonium und Uran nochmals gemeinsam extrahiert und das Plutonium durch

¹⁾ Alkan: C₁₆–C₁₈ n-Paraffine enthaltendes Verdünnungsmittel der Gelsenberg Benzin AG.

Tabelle 3: Spaltproduktmengen nach Abbrand in schnellen Brüttern und 100 Tagen Kühlzeit (g/kg Ausgangs Core)

Spaltprodukt	Spaltprodukt g/kg Core	
	Na-1	D-1
Kr	6,61	0,42
Sr	1,17	0,80
Y	0,56	0,39
Zr	6,55	4,48
Nb	0,08	0,06
Mo	8,01	5,49
Te	1,90	1,34
Ru	7,46	5,19
Rh	1,99	1,37
Pd	4,70	3,19
Te	1,31	0,97
J	0,78	6,54
Xe	11,08	7,63
Cs	9,53	6,53
Ba	3,31	2,29
La	2,86	1,94
Ce	6,14	4,29
Pr	2,61	1,79
Nd	7,91	5,42
Pm	0,77	0,54
Sm	1,84	1,28
Gesamt	~ 82,8	~ 57,1

Reduktion mit Uran(IV)-Nitrat vom Uran getrennt. Im 3. Zyklus werden Plutonium und Uran gesondert einer weiteren Reinigung unterzogen.

In den drei Extraktionszyklen wurde eine Plutoniumausbeute von über 99,3% erreicht.

2. Spaltprodukte

Das Core des Na-1-Brüters hat einen Abbrand von 80 000 MWd/t, wobei rund 8% Spaltprodukte entstehen. Die Mengen der einzelnen Spaltprodukte sind in Tab. 3 aufgeführt [17]. Setzt man für die Wiederaufarbeitung eine Reinheit der Produkte zum Ziel, die eine möglichst direkte Manipulation bei der Refabrikation, d. h. der Herstellung der Brennelemente aus den wiedergewonnenen Spalt- und Brutstoffen ermöglicht, so ist zu beachten, daß deren Radioaktivität aus zwei Quellen stammt:

1. von dem reinen Plutonium bzw. Uran der jeweiligen Isotopen-Zusammensetzung und deren Folgeprodukten,
2. von den nach der Reinigung verbleibenden Spaltprodukten.

Die Eigenstrahlung der Produkte bestimmt den maximal sinnvollen Reinigungseffekt.

Während die Aktivität von reinem Uran sehr gering ist, besitzt das Gleichgewichtsplutonium der Mischung von Core und Brutmantel des Na-1-Brüters aus der Spaltung und aus α, n -Reaktionen eine Neutronenausbeute von 307 n/sec · g [18]. Um die Strahlung der Spaltprodukte etwa auf das Niveau des Plutoniums zu reduzieren, ist ein Reinigungsfaktor von rund 10^7 erforderlich. Eine genaue Betrachtung der Dosisleistung bei der Refabrikation des Core- und Brutmantel-Gemisches des Na-1 zeigt, daß bei einem Reinigungsfaktor von 10^7 an einzelnen Stellen der Refabrikation doch eine Abschirmung, hauptsächlich gegen die Neutronenstrahlung des Plutoniums, notwendig sein dürfte [19].

Die Aktivität der Spaltprodukte der auf 80 000 MWd/t in 604 Tagen abgebrannten und 100 Tage gekühlten Brennelemente des Na-1-Brüters beträgt pro kg oxydischen Core-Brennstoffs 21 200 Ci β und 10 160 Ci γ . Vergleichsweise haben die Brennelemente des KRB nach 920 Tagen Bestrahlung- und 120 Tagen Kühlzeit einen Abbrand von etwa 16 500 MWd/t, eine Nachwärmeleistung von 10,6 W/kg und eine Gesamtaktivität von 2950 Ci/kg.

Hinzu kommt, daß das Spaltprodukt-Spektrum des Plutoniums gegenüber dem des Urans und von schnellen gegenüber thermischen Neutronen verschoben ist. Die erhöhte Aktivität des Ruthens aus der Plutonium-Spaltung ist vom Standpunkt der Extraktion wichtig, da es sich um ein Element handelt, dessen Trennung von Uran und Plutonium mit TBP am schwierigsten ist. Die Chemie der bei der Extraktion vorliegenden Ruthen-Komplexe ist nicht einfach.

Es ist zu erwarten, daß die erforderliche Reinigung der Brennstoffe von den Spaltprodukten in drei Extraktionszyklen erreicht werden kann.

3. Erhöhte Strahlenbelastung

Der Berechnung der Strahlenbelastung des Extraktionsmittels lag die in Tab. 4 aufgeführte Spaltwärmeleistung des Cores des Na-1-Brüters nach 100 Tagen Kühlzeit von 90 W/kg zugrunde [17]. Da das Core, mit der 2,87fachen Menge an Brennstoff des Brutmantels vermischt, gleichzeitig zur Aufarbeitung kommt, wird die Spaltwärmeleistung auf etwa 25 W/kg reduziert.

Bei einer maximalen Aufenthaltszeit des Lösungsmittels von 0,5 h im Extraktionsteil des ersten Extraktionszyklus kann man nach Berücksichtigung einer etwa 40%igen Absorption der Gamma-Strahlen und der verschiedenen Exposition in der Misch- und Absetzkammer des Extraktors, die hier nicht weiter detailliert werden soll, berechnen, daß das Lösungsmittel bei einem Durchlauf durch den ersten Extraktionszyklus einer Dosis von etwa 0,5 Wh/l ausgesetzt sein wird. Die Aufarbeitung des unverdünnten Cores würde etwa die dreifache Strahlenbelastung des Lösungsmittels zur Folge haben.

Tabelle 4: Zerfallswärmeleistung der Spaltprodukte abgebrannter Core-Brennelemente von schnellen Brüttern

Reaktortype	Na-1	D-1
	Na	H ₂ O-(Dampf)
Kühlmittel	80 000	55 000
Abbrand	MWd/t	
Spezifische Leistung	133	98,5
Standzeit im Reaktor	kW/kg	
Kühlzeit	604	556
Zerfallswärme	Tage	100
	100	
	W/kg UO ₂ + PuO ₂	
Gamma	37,59	27,79
Beta	52,08	37,66
Gesamt	89,67	65,45

Die veröffentlichten Daten über die bisherigen Strahlenbelastungen des Lösungsmittels im Laufe der Extraktion sind schwer auf einen Nenner zu bringen. Die Strahlenexposition des Lösungsmittels ist offensichtlich verschieden berechnet und oft zu hoch angegeben worden. Eigene Untersuchungen mußten dies klären [20].

Versuche ergaben, daß bei der Radiolyse des 20%-TBP zu Di-n-Butylphosphat (DBP) durch Alpha- oder Beta- bzw. Gamma-Strahlen im Extraktionsmittel 30 mg DBP/Wh · l entstehen, was mit den berechneten Mengen aus G-Werten der Literatur gut übereinstimmt. Im Gemisch des Extraktionsmittels mit einer 2—3 molaren Salpetersäure, so wie sie bei der Extraktion auch vorliegt, steigt die Menge des gebildeten DBP pro Wh auf das Siebenfache [20]. Das DBP bildet mit Plutonium und auch mit Uran Komplexe, die aus der organischen Lösung schwer zu entfernen sind. Dies kann zu einem unzulässig hohen Verlust des Plutoniums führen.

Um die Strahlungseffekte zu vermeiden, wurden zwei Wege beschritten. Der eine war die Verkürzung der Kontaktzeit des Extraktionsmittels mit der hochaktiven wäßrigen Lösung durch Einsatz neuartiger Extraktoren. In Zentrifugal-Extraktoren [16] können die Aufenthaltszeit des Lösungsmittels (auf 5 sec pro Extraktionsstufe) und die Exposition des Extraktionsmittels verkürzt werden. Weitere Vorteile der Zentrifugalextraktoren sind ein großer Durchsatz und kleine Abmessungen.

Die Plutoniumverluste infolge Radiolyse des Extraktionsmittels können auch von der chemischen Seite her behoben werden. Das Plutonium (IV) kann aus dem Komplex mit DBP durch Uran (IV) reduziert und verdrängt werden [20]. Bei der Rückextraktion aus einem Extraktionsmittel, das vorher einer Strahlenbelastung von 1,2 Wh/l ausgesetzt war, konnte durch Zufuhr von U (IV) der Verlust an Plutonium unter 0,02% gehalten werden.

Gegenwärtig wird der Einfluß der Radiolyse auf die Reinigungsfaktoren von Spaltprodukten untersucht.

Schlußfolgerung

Die besprochenen und untersuchten Einzelfragen haben bisher keine unlösbaren Schwierigkeiten gezeigt. Die endgültige Antwort über die Anwendbarkeit des modifizierten Purex-Verfahrens für die Aufarbeitung hochabgebrannter plutoniumhaltiger Brennstoffe werden Versuche mit bis zu 100'000 MWd/t abgebrannten Proben in einer kleinen Laboranlage geben.

Die Laboranlage mit einer Kapazität von 1 kg/d hochbestrahltem Brennstoff wird in zwei heißen Zellen und angrenzenden Laboratorien des Instituts für Heiße Chemie installiert und Ende 1968 betriebsbereit sein. Die Auflösung und die zwei ersten Extraktionszyklen, der Kodekontaminations- und Trennzyklus, sind in den zwei Heißen Zellen untergebracht. Die Feinreinigung des Plutoniums bzw. Urans im dritten Zyklus folgt in anschließenden α -dichten Handschuhkästen.

DK 621.039.526:621.039.59

Literatur

- [1] H. Grumm, D. Gupta, W. Häfele et al.: Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland, Bericht-KFK 366 (1965).
- [2] G. Koch: Privatmitteilung.
- [3] W. Häfele: 1. Das Prinzip des Brütens, 2. Das Projekt Schneller Brüter Karlsruhe, atomwirtschaft 11, S. 290 (Juni 1966).
- [4] W. Knoch: Pyrochemische Aufbereitung von Brutreaktorbrennstoffen, Chemie Ing. Technik 39, S. 1030 (Heft 17, 1967).
- [5] S. Lawroski, L. Burris Jr.: Processing of Reactor Fuel Materials by Pyrometallurgical Methods, Atomic Energy Review, Vol. 2, No. 3, S. 3 (1967).
- [6] J. K. Davidson et al.: The Fast Oxide Breeder — The Fuel Cycle, KAPL-1757 (Juli 1957).
- [7] J. Schmets et al.: Retraitement par fluoration des combustibles à base de bioxydes mixte, IAEA-Colloque sur l'emploi du plutonium comme combustible nucléaire, Bruxelles (13.—17. 3. 67).
- [8] H. Tebbert, W. Schüller, P. Zuehlke: Die deutsche Wiederaufarbeitungsanlage, atomwirtschaft 12, S. 194 (April 1967).
- [9] D. Gupta: Wirtschaftlichkeit von Wiederaufarbeitungsanlagen nach dem wäßrigen Verfahren, atomwirtschaft 12, S. 139 (März 1967).
- [10] L. Salomon, E. Lopez-Menchero: Stabilité des systèmes HNO₃-TBP Diluant. Etat des données bibliographiques arrêté au 6/66, ETR-203 (April 1967).
- [11] W. Häfele, D. Smidt, K. Wirtz: The Karlsruhe Reference Design of a 1000 MWe Sodium Cooled Fast Breeder Reactor, Argonne-Konferenz, Oktober 1965.
- [12] E. L. Zebroski, H. W. Alter, G. D. Collins: Plutonium Fuel Fabrication and Reprocessing for Fast Ceramic Reactors, GEAP-3876 (1962).
- [13] W. Bähr, Th. Dippel: Über die Auflösung von PuO₂-haltigen Brüterbrennstoffen in Salpetersäure für die wäßrige Wiederaufarbeitung nach dem Purex-Verfahren, KFK-673 (Juli 1967).
- [14] W. Ochsenfeld, G. Baumgärtel, H. Schmieder, E. Kuhn: Verteilungsdaten für Pu(IV) und U(VI) und deren rechnerische Ermittlung im System Metallnitrat-Salpetersäure und Tributylphosphat, KFK-671 (September 1967).
- [15] G. Baumgärtel, W. Ochsenfeld, H. Schmieder: Die Verteilung der Metallnitate im System Pu(NO₃)₄-UO₂(NO₃)₂-HNO₃/TBP-Dodecan, KFK-680 (Dezember 1967).
- [16] F. Baumgärtner, W. Ochsenfeld, B. Roth, L. Finsterwalder: Das Verhalten hoher Plutoniumkonzentrationen im Purex-Prozeß und die Entwicklung schneller Extraktoren zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen, KFK-652 (August 1967).
- [17] D. Gupta, H. Heller: Estimates on build-up and activities of fission products from fast breeder reactors. KFK-722 (in Vorbereitung).
- [18] Standards für Gleichgewichtsplutonium Pu_∞ für Nagekühlte schnelle Reaktoren sowie deren Neutronenausbeute durch Spontanspaltung und α ,n-Prozesse für die Plutoniumisotope bei 1000 MWe, PSB-Arbeitsblatt A 1/65.
- [19] H. Zimmermann: Strahlendosisleistung des wiederaufgearbeiteten Na-1-Brüterbrennstoffes, KFK-603 (Juli 1967).
- [20] L. Stieglitz, W. Ochsenfeld, H. Schmieder: Der Einfluß der Radiolyse von TBP auf die Pu-Ausbeute im Purex-Prozeß bei hohem Pu-Gehalt, KFK-691 (in Vorbereitung).