



KfK 4900  
Oktober 1991

# **Ein fortgeschrittenes Behandlungskonzept für Abfälle aus den Brennstoffkreisläufen von Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brütern**

**K. Gompper, H. Krause  
Institut für Nukleare Entsorgungstechnik**

**Kernforschungszentrum Karlsruhe**



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Institut für Nukleare Entsorgungstechnik

KfK 4900

**Ein fortgeschrittenes Behandlungskonzept für Abfälle aus den  
Brennstoffkreisläufen von Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brütern**

K. Gompper, H. Krause

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

Als Manuskript gedruckt  
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  
Postfach 3640, 7500 Karlsruhe 1

ISSN 0303-4003

## ZUSAMMENFASSUNG

Die radioaktiven Abfälle aus dem nuklearen Brennstoffkreislauf werden derzeit in der Regel so wie sie anfallen konzentriert und dann in Glas (hochaktive Abfälle) bzw. in Zement oder Bitumen (schwach- und mittelaktive Abfälle) verfestigt. Anschließend werden sie in Gebinde verpackt und, entsprechend ihrer physikalischen Eigenschaften (Wärme, Dosisleistung), nach verschiedenen Techniken endgelagert.

Diese Methode hat einige Nachteile, die beim Leichtwasserreaktor noch tragbar sind, sich aber sehr stark auswirken, wenn Brennelemente mit höherem Plutoniumanteil bzw. kurzer Kühlzeit aufgearbeitet werden ( $\text{UO}_2/\text{PuO}_2$ -Mischoxid, Schneller Brüter). So sind die langlebigen Radionuklide aus der Wiederaufarbeitung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen über rund 60% und bei Brennelementen des Schnellen Brüters über 90% der Gesamtmenge der Abfälle verteilt. Die Wiederaufarbeitung kurz gekühlter Brennelemente würde wegen der begrenzten thermischen Belastbarkeit von Zement oder Bitumen zu einer erheblichen Zunahme des Abfallvolumens führen.

Um diese Nachteile zu vermeiden wurde ein fortgeschrittenes Abfallbehandlungssystem entwickelt. Es hat die Zusammenfassung der Abfallströme, die Konzentrierung nahezu der gesamten Radionuklide in einem einzigen Abfallstrom, die Reduzierung der Vielzahl verschiedener Abfallformen und die Verringerung der Abfallvolumina zum Ziel.

Dabei werden die für Wärmeentwicklung, Dosisleistung und Alphaaktivität verantwortlichen Radionuklide aus den flüssigen Abfallströmen durch einfache Methoden abgetrennt und zusammen mit den hochaktiven Abfällen in hoch auslaug-, temperatur- und strahlenbeständigen Matrices, wie z.B. Glas oder Keramik, verfestigt. Diese Abfallformen enthalten über 99% der nichtflüchtigen Spaltprodukte und Transplutoniumelemente sowie 98% des Urans und Plutoniums, machen aber nur einen Bruchteil der Gesamtmenge des radioaktiven Abfalls aus. Die Hauptmenge des Abfalls wäre dagegen schwachaktiv und kurzlebig (alpha-Aktivität  $<3700$  Bq/g).

Durch die Anwendung des fortgeschrittenen Behandlungskonzeptes könnte das Gesamtvolumen der Abfallprodukte aus dem LWR-Brennstoffkreislauf ( $\text{UO}_2$  oder MOX) auf die Hälfte reduziert werden (7-8 statt 14-15  $\text{m}^3/\text{tSM}$ ). Davon wären etwa 97% schwachaktive Zementprodukte. Der Rest würde sich auf Glas- oder Keramikprodukt (2,2%) und kompaktierte Hülsen (0,8%) verteilen. Es wären nur noch zwei Einlagerungstechniken, nämlich Bohrlöcher für die hochaktiven Kokillen und Kammern für die schwachaktiven Abfälle notwendig.

Im Falle der Abfälle aus dem Schnellbrüterkreislauf (Kühlzeit der abgebrannten Brennelemente: 1 Jahr) wäre die Volumenreduzierung der Abfallprodukte durch Anwendung des fortgeschrittenen Konzeptes noch ausgeprägter. Es würden nur noch etwa ein Drittel der Abfallprodukte anfallen (16 statt 49  $\text{m}^3/\text{tSM}$ ). Davon wären rund 92% schwachaktiver weitgehend alphafreier Abfall. 7% wären Glas- bzw. Keramikprodukt und 1% kompaktierte Hülsen.

Daneben würde sowohl die Einbettung nahezu der Gesamtmenge der Radionuklide in hochwertige, langzeitbeständige Matrices, wie Glas oder Keramik, als insbesondere die Endlagerung in Bohrlöchern, die zu einer schnellen, dichten Umschließung durch das Salz führt, einen beachtlichen Gewinn an Sicherheit bewirken.

Das fortgeschrittene Behandlungssystem ist sowohl auf den Brennstoffkreislauf des LWR (UO<sub>2</sub>- und MOX-Brennelemente) als auch des SBR anwendbar. Der Mehraufwand kann gegenwärtig noch nicht quantifiziert werden, dürfte aber durch die Einsparung an Abfallproduktvolumen und damit an Transportkosten und Endlagerraum zum großen Teil ausgeglichen werden.

Die Vorbehandlungsschritte, wie die Abtrennung der Aktivitätsträger aus den flüssigen Abfällen oder die Naßveraschung brennbarer Alphaabfälle zur Rückgewinnung von Plutonium, wurden im Labormaßstab an echten Abfällen und im halbtechnischem Maßstab an Simulaten erfolgreich erprobt. Die entsprechende Verfahrenstechnik ist im Prinzip bereits an anderen Stellen im praktischen Einsatz und somit erprobt.

Um das Gesamtverfahren in der Praxis einsetzen zu können, bedarf es natürlich noch weiterer F&E-Arbeiten. Leider werden diese wegen des Fehlens einer eigenen Wiederaufarbeitungsanlage in Deutschland nicht weitergeführt. Aber schon die hier vorgestellten Arbeiten zeigen die Zusammenhänge zwischen zahlreichen Parametern des Brennstoffkreislaufs und ihre Auswirkung auf die radioaktiven Abfälle. Vor allem aber zeigen sie Wege auf zur weiteren Optimierung der Abfallbehandlung. Es ist zu hoffen, daß sie Anstöße zu entsprechenden Entwicklungen im internationalen Bereich geben. Der große sicherheitstechnische Gewinn bei der konsequenten Konzentrierung der quasi-Gesamtmenge aller Radionuklide in einem sehr kleinen Abfallvolumen mit anschließender Immobilisierung in sehr stabilen Matrices sowie der insbesondere im Salz dichte Einschluß in Bohrlöchern eines Endlagers sollte hierzu anregen.

## AN ADVANCED TREATMENT CONCEPT FOR WASTES FROM THE LIGHT WATER REACTOR AND FAST BREEDER NUCLEAR FUEL CYCLES

### SUMMARY

As a rule, the radioactive wastes arising in the nuclear fuel cycle are presently being concentrated as they arise and then solidified in glass (high-level waste) and in cement or bitumen (low- and medium-level waste), respectively. Subsequently, they are transferred into packages and, dependent on their physical properties (heat, dose rate), transported into repositories using different techniques.

This method is associated with some drawbacks which are still acceptable for wastes from light water reactors, but become substantial in their impacts in cases where fuel elements with elevated plutonium content and shorter decay time, respectively, are reprocessed ( $\text{UO}_2/\text{PuO}_2$ -mixed oxide, fast breeder). For instance, the long-lived radionuclides from the reprocessing of light water reactor fuel elements are spread among approximately 60 % and for fuel elements from the fast breeder reactor among 90 % of the total waste arisings. Due to the restrictions imposed by the thermal loadability of cement or bitumen, reprocessing of shortly decayed fuel elements would lead to a major increase in the waste volume.

In order to avoid these drawbacks, an advanced waste treatment system has been developed, which consists in combining the waste streams, concentrating nearly all the radionuclides into one single waste stream, reducing the wealth of different waste forms, and reducing the waste volumes.

The radionuclides accounting for heat generation, dose rate and alpha-activity are separated from the liquid waste streams by simple methods and, together with the high-level wastes, solidified in highly leach-, temperature- and radiation-resistant matrices such as glass or ceramics. These waste forms contain more than 99 % of the non-volatile fission products and transplutonium elements as well as 98 % of the uranium and plutonium, but account for only a fraction of the total amount of the radioactive waste. On the other hand, most of the waste would be low-level and short-lived (alpha activity  $< 3700 \text{ Bq/g}$ ).

Application of the advanced treatment concept could reduce to half its previous value (7-8 instead of 14-15  $\text{m}^3/\text{tHM}$ ) the total volume of the waste forms from the LWR nuclear fuel cycle ( $\text{UO}_2$  or MOX). Approximately 97 % of these waste forms would be low-level cement forms. The rest would be distributed among glass or ceramic waste forms (2.2 %) and compacted hulls (0.8 %). Not more than two storage techniques would still be necessary, namely boreholes for accommodating the high-level canisters and compartments for the low-level wastes.

In case of the wastes from the fast breeder nuclear fuel cycle (decay time of the spent fuel elements: one year) reduction in volume of the waste forms by application of the advanced concept would be even more conspicuous. Not more than approximately one third of the waste forms would be produced (16 instead of 49  $\text{m}^3/\text{tHM}$ ). Approximately 92 % of them would be low-level waste largely free of alpha emitters and 7 % would be glass and ceramic waste forms, respectively, 1 % compacted hulls.

Besides, both embedding of nearly the total amount of the radionuclides in high quality, long-term resistant matrices such as glass or ceramic and, above all, repository storage in boreholes causing quick and tight enclosure by the salt, would bring about a noticeable gain in safety terms.

The advanced treatment system can be applied both to the nuclear fuel cycle of the LWR (UO<sub>2</sub> and MOX fuel elements) and of the FBR. The extra expenses cannot be quantified for the time being, but they should be largely balanced by savings in the waste form volumes and hence in transport costs and repository space.

The pretreatment steps such as the separation of the activity carrying elements from the liquid wastes or wet incineration of burnable alpha wastes for plutonium recovery have been tested successfully on the laboratory scale with true wastes and on a semi-technical scale with simulating materials. The principles of process engineering have been practically applied elsewhere and can thus be deemed to be proven.

Obviously, further R&D activities are still needed to be able to use the entire technique in practical application. Unfortunately, they have been discontinued due to the lack of a reprocessing plant in Germany. However, work described here already makes evident the relationships existing between many parameters of the nuclear fuel cycle and their impacts on the radioactive wastes. They show up, in particular, the ways towards a further optimization of waste treatment. It is to be hoped that they will initiate suitable developments at the international level. The high gain in terms of safety engineering resulting from the consistent concentration of the quasi-total amount of radionuclides in a very small waste volume followed by immobilization in highly stable matrices and the particularly tight enclosure in boreholes of a repository in a salt environment should encourage those developments.



## INHALTSVERZEICHNIS

1. Einleitung und Problemstellung.....	1
2. Ziel der Untersuchungen und Vorgehensweise .....	4
2.1 Ziel .....	4
2.2 Vorgehensweise .....	5
3. Auswahl und Charakterisierung der Abfallströme.....	5
3.1 Auswahl der Abfallströme.....	5
3.2 Ermittlung des Gesamtvolumens der Abfallprodukte .....	7
4. Fortgeschrittenes Abfallbehandlungskonzept.....	9
4.1 Kompaktierung der Hülsen .....	10
4.2 Abtrennung der Aktivitätsträger aus dem MAWC.....	11
4.3 Vorbehandlung der flüssigen Abfälle aus der Mischoxid- Brennelementfertigung.....	12
4.4 Brennbare alphahaltige Festabfälle aus der Mischoxid- Brennelementfertigung.....	13
4.4.1 Plutonium-reiche Fraktion .....	13
4.4.2 Plutonium-arme Fraktion .....	14
4.5 Verglasung.....	14
4.6 Verfestigung der Abfallströme in Keramik.....	15
5. Vergleichende Betrachtung des herkömmlichen und fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzeptes.....	17
5.1 Volumen der Abfälle.....	17
5.2 Aktivität, Plutonium- bzw. Technetiumgehalt und Wärmeleistung der Abfälle.....	18
5.3 Transport der Abfallprodukte .....	19
5.4 Endlagerung der Abfallgebinde.....	20
6. In Entwicklung befindliche neuere Abfallbehandlungsmethoden.....	21
7. Zusammenfassung .....	22
8. Literatur .....	25
9. Verzeichnis der Abbildungen und Tabellen .....	29

## ANHANG

I. Zusammensetzung abgebrannter Brennelemente und Verteilung der Radionuklide auf die Abfallströme .....	33
II. Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von Abfällen aus dem LWR- und SBR-Brennstoffkreislauf.....	36
III. Herkömmliches Abfallbehandlungssystem	
Beschreibung der Abfallströme und Abfallprodukte .....	41
III.1 Hochaktiver Abfall .....	41
III.2 Auflöserückstände .....	42
III.3 Hüllmaterial.....	42
III.4 Mittelaktiver Abfall (MAWC) .....	43
III.5 Alphahaltige Abfälle aus der Mischoxid- Brennelementfertigung .....	44
III.5.1 Flüssige Abfälle .....	44
III.5.2 Brennbare Festabfälle.....	44
Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC- und FKS-Abfallprodukten .....	46
IV. Fortgeschrittenes Behandlungskonzept	
Gemeinsame Verfestigung der verschiedenen Abfallströme in Glas oder Keramik .....	50

## VERZEICHNIS DER VERWENDETEN ABKÜRZUNGEN

BEF	Brennelementfertigung
BKL	Brennstoffkreislauf
DWK	Deutsche Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen
FBF	Filtrate aus der $UO_2/PuO_2$ -Mischoxid-Brennelementfertigung
FKS	Auflöserückstände (Feedklärslamm)
HAW	Hochaktiver Abfall (High Active Waste)
HAWC	Hochaktives Abfallkonzentrat (High Active Waste Concentrate)
INE	Institut für Nukleare Entsorgungstechnik (im Kernforschungszentrum Karlsruhe)
KfK	Kernforschungszentrum Karlsruhe
LAW	Schwachaktiver Abfall (Low Activ Waste)
LAWC	Schwachaktives Abfallkonzentrat (Low Activ Waste Concentrate)
LWR	Leichtwasserreaktor
MAW	Mittelaktiver Abfall (Medium Active Waste)
MAWC	Mittelaktives Abfallkonzentrat (Medium Active Waste Concentrate)
MOX	$UO_2/PuO_2$ -Mischoxid
$MW_e$	Mega Watt <sub>elektrisch</sub>
NVR	Naßveraschungsrückstände (Sekundärabfälle aus der Naßveraschung)
SBR	Schneller Brutreaktor
tSM	Tonne Schwermetall (U/Pu)
VBA	Verlorene Betonabschirmung
WA	Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente
WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
WAW	Wiederaufarbeitungsanlage Wackerdorf

## 1. EINLEITUNG UND PROBLEMSTELLUNG

Die langfristige Nutzung der Kernenergie setzt den Einsatz schneller Brutreaktoren und damit die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente voraus. Aber auch durch die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren läßt sich die Energieausbeute deutlich verbessern. Die zurückgewonnenen Wertstoffe Uran und Plutonium werden zu Mischoxid-Brennelementen verarbeitet und wieder in Leichtwassereaktoren zur Energiegewinnung eingesetzt. Pro Tonne wiederaufgearbeitetem Brennstoff lassen sich so etwa 28 000 t SKE<sup>1)</sup> zusätzlich nutzbar machen /1/. Der geschlossene Brennstoffkreislauf schafft somit die Voraussetzung für eine schonende Nutzung der natürlichen Uran-Ressourcen.

Bei der Wiederaufarbeitung werden Uran und Plutonium von den Spaltprodukten und Transplutoniumelementen durch chemische Verfahren<sup>2)</sup> abgetrennt. Ihr Anteil in den abgebrannten Brennelementen beträgt etwa 3,5 Gew.%; sie sind für rund 80% der Radioaktivität verantwortlich<sup>3)</sup>. Die Spaltprodukte und Transplutoniumelemente gelangen zusammen mit geringen Mengen Uran und Plutonium, die durch Verluste bei den verschiedenen Prozeßschritten verursacht sind, in die radioaktiven Abfälle. Die einzelnen Abfallströme unterscheiden sich deutlich hinsichtlich ihres Aktivitätsinventars und ihrer chemischen Zusammensetzung. Zu den Abfällen aus der Wiederaufarbeitung kommen noch die aus der Fertigung von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennelementen, die als radioaktive Bestandteile hauptsächlich Uran und Plutonium enthalten. Je nach spezifischer Aktivität werden sie in schwach-, mittel und hochaktive Abfälle eingeteilt.

Nach den Planungen der DWK<sup>4)</sup> für die Wiederaufarbeitungsanlage in Wackersdorf (WAW) sollten die hochaktiven Abfälle verglast, alle anderen flüssigen Abfälle nach dem Aufkonzentrieren in Zement verfestigt werden. Die festen Abfälle sollten je nach Beschaffenheit zementiert, verbrannt oder kompaktiert werden. Für die Endlagerung waren untertägige Hohlräume vorgesehen. Abfälle, die Wärme freisetzen, sollten in Bohrlöchern gestapelt werden. Abfälle mit erhöhter Dosisleistung ohne nennenswerte Wärmeentwicklung sollten entweder in Abschirmungen verpackt gelagert oder in nicht zugängliche Kavernen abgesenkt werden. Die schwachaktiven Abfälle sollten wie die alphahaltigen aus der Mischoxid-Brennelementfertigung in großen Kammern gestapelt werden (s. Abb.1). Dieses Behandlungs- und Endlagerkonzept wird den nachfolgenden Betrachtungen und Vergleichen zugrunde gelegt.

---

1) 1 t SKE entspricht 8140 kWh

2) Weltweit wird bei der kommerziellen Wiederaufarbeitung mittlerweile der PUREX-Prozeß eingesetzt. (PUREX: Plutonium-Uranium Refining by Extraction)

3) Die restlichen 20% der Aktivität in den abgebrannten Brennelementen stammt nahezu vollständig von Pu (hauptsächlich Pu-241)

4) DWK: Deutsche Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen; Bauherr und vorgesehener Betreiber der in Wackersdorf /Bayern geplanten Wiederaufarbeitungsanlage (WAW). Der Bau der Anlage wurde 1989 durch eine Entscheidung der Elektrizitätswirtschaft gestoppt. Die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken soll zukünftig im Ausland erfolgen.

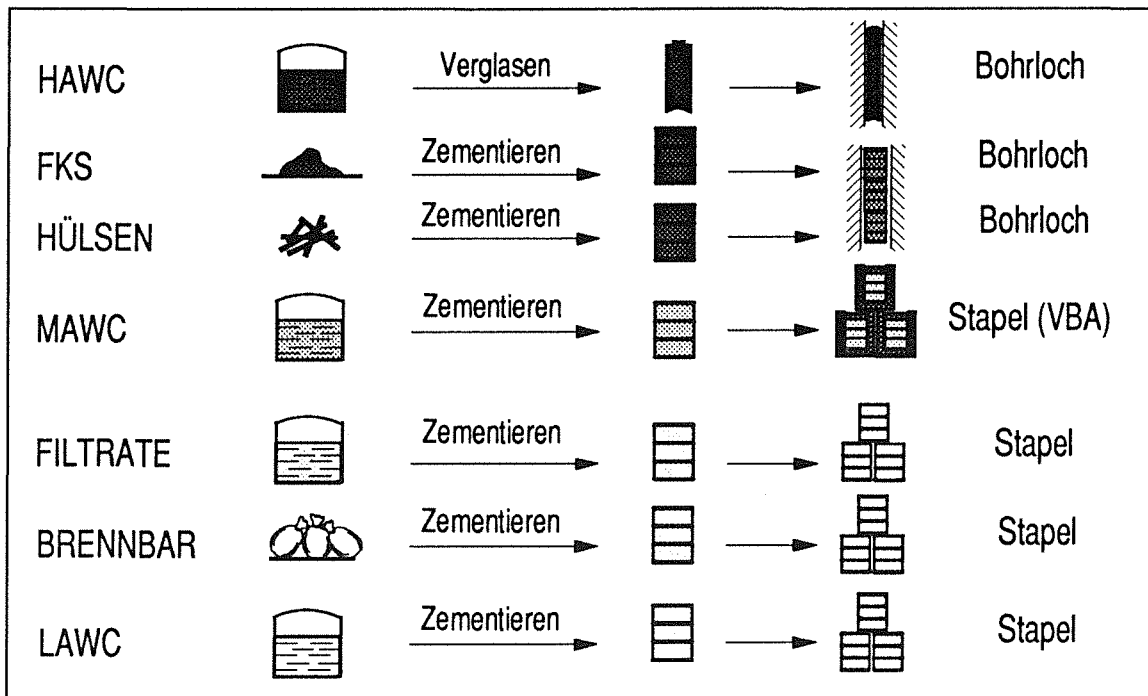


Abb. 1: Behandlung der Abfälle aus Wiederaufarbeitung und MOX-Brennelementfertigung nach dem DWK-Konzept

Die oben beschriebene Abfallbehandlungstechnik hat sich für Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von Uranoxid-Brennstoff aus Leichtwasserreaktoren bereits bewährt. Es gibt jedoch Nachteile, von denen nachfolgend einige genannt werden /2/:

- Langlebige Radionuklide sind über sieben verschiedene Abfallströme verteilt; das Volumen dieser Abfälle ist recht groß.
- Radionuklide in ppm-Konzentrationen bestimmen bei einigen Abfällen deren radiochemische Eigenschaften.
- Bei der Wahl von Zement (oder Bitumen) als Verfestigungsmatrix muß wegen deren begrenzter thermischer und radiolytischer Beständigkeit bei einigen Abfallströmen der Abfallgehalt in den Endprodukten limitiert werden. Dies führt zu großen Volumina an Abfallprodukten.
- Ein Teil der langlebigen Nuklide und der größte Teil des in den Abfällen vorhandenen Plutoniums wird in Produkten endgelagert, die nicht so schnell wie die in Bohrlöchern gelagerten hochaktiven Abfälle dicht vom Salz eingeschlossen werden.
- Die Endlagerung der Abfälle muß wegen der unterschiedlichen physikalischen Eigenschaften der Produkte nach einer Vielzahl von Techniken erfolgen.

Diese Nachteile wirken sich bei den Abfällen von Leichtwasserreaktor-UO<sub>2</sub>-Brennelementen noch nicht stark aus, werden aber wesentlich, wenn Brennelemente mit

höherem Plutoniumanteil bzw. nach kürzerer Kühlzeit aufgearbeitet werden.

Abbildung 2 zeigt das Pu-Inventar abgebrannter  $UO_2$ - und  $UO_2/PuO_2$ -Mischoxid-Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren sowie von Brennelementen aus Core und axialem Blanket eines Schnellen Brutreaktors. Man sieht, daß das Pu-Inventar der Brennelemente Schneller Brutreaktoren rund 10 mal so hoch ist wie bei Leichtwasserreaktoren. Entsprechend der Zunahme der Pu-Konzentration in den Brennelementen steigt, gleiche Verluste während der Prozeßteilschritte vorausgesetzt, der Pu-Gehalt in den Abfällen aus Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung. Das kann in einigen Fällen bei voller Ausnutzung des aus chemischen Gründen möglichen Abfallgehaltes in den Abfallformen<sup>1)</sup> zu einer Überschreitung des maximal zulässigen Pu-Gehaltes in schwach- und mittelaktiven Abfällen führen. Um dies zu vermeiden, muß der Abfallgehalt der Endprodukte begrenzt werden, was zu einer entsprechenden Erhöhung des Volumens der endzulagernden Abfallformen führt.

In Abbildung 3 ist die Wärmeleistung abgebrannter Brennelemente gegen die Kühlzeit aufgetragen. Man sieht, daß die Wärmeleistung nur geringfügig vom betrachte-

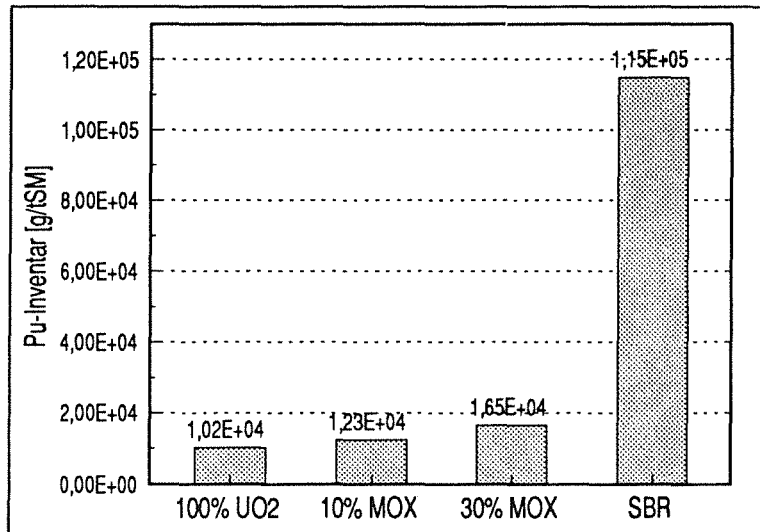


Abb. 2: Pu-Inventar abgebrannter Brennelemente aus LWR und SBR

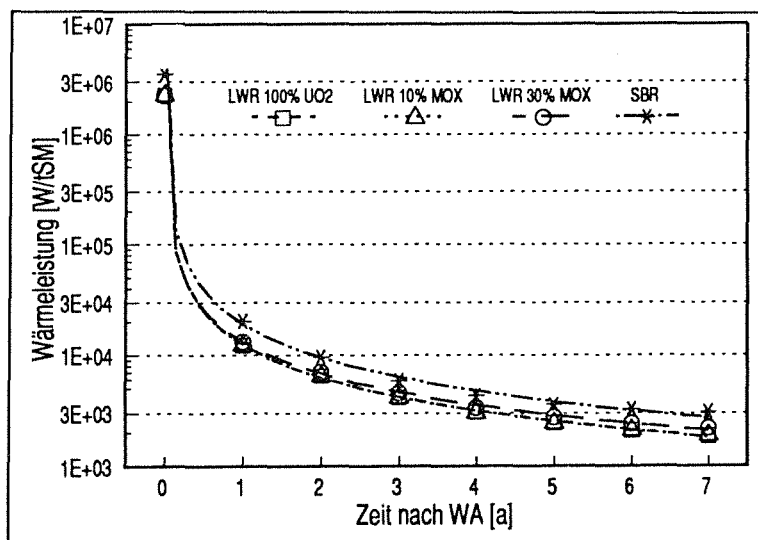


Abb.3: Abhängigkeit der Wärmeleistung abgebrannter Brennelemente von der Kühlzeit

<sup>1)</sup> Abfallform: Verfestigtes, endlagerfähiges Abfallprodukt

ten Szenarium, sondern in ertster Linie von der Kühlzeit abhängt. Die Wiederaufarbeitung kurz gekühlter Brennelemente führt bei Abfallprodukten, deren Beladung durch die thermische Beständigkeit begrenzt ist, zu einer Limitierung des Abfallgehaltes und damit zu einer Vergrößerung des Produktvolumens. Um diese Nachteile zu vermeiden, wurde ein neues Abfallbehandlungssystem entwickelt. Es hat die Zusammenfassung der Abfallströme, die Reduzierung der Zahl unterschiedlicher Abfallformen und die Verringerung des Abfallvolumens zum Ziel. Gleichzeitig wird eine Erhöhung der Sicherheit der Endlagerung erzielt. Dieses System wird im folgenden vorgestellt.

## 2. ZIEL DER UNTERSUCHUNGEN UND VORGEHENSWEISE

### 2.1 Ziel

Ziel der hier vorgestellten Arbeiten ist die Entwicklung eines fortgeschrittenen Behandlungssystems für Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung, bei dem der überwiegende Teil aller Radionuklide<sup>1)</sup> in einem Abfallstrom konzentriert wird. Dieser hochaktive Abfallstrom soll in einer besonders stabilen Matrix verfestigt und zusammen mit den konditionierten Hülsen in Bohrlöchern gelagert werden. Die Hauptmenge des Abfalls soll dagegen schwachaktiv und kurzlebig sein.

Das fortgeschrittene Abfallbehandlungssystem beruht auf folgenden Verfahrensschritten:

- Abtrennung der für die Wärmeentwicklung, Dosisleistung und Alphaaktivität verantwortlichen Radionuklide aus den Abfallströmen durch einfache Methoden.
- Verfestigung der abgetrennten Radionuklide in Matrices, die langfristig hoch auslaug-, temperatur- und strahlenbeständig sind.
- Endlagerung dieser hochaktiven Abfallprodukte in Bohrlöchern.
- Abtrennung von Plutonium und Rückführung in den Brennstoffkreislauf aus solchen Abfällen, bei denen dies möglich ist.
- Konditionierung und Endlagerung der dekontaminierten Abfallströme als schwachaktiver Abfall. Die Alphaaktivität dieser Abfallprodukte soll  $<3700 \text{ Bq/g}^2$  sein.

Hierbei werden folgende Ziele angestrebt:

- Das Volumen der resultierenden Abfallprodukte soll deutlich kleiner sein als bei den

---

1) außer den in den Hülsen und Strukturteilen gebundenen Radionukliden

2) In vielen Ländern werden Abfälle mit dieser spezifischen alpha-Aktivitätsals nicht mehr als langlebiger Abfall betrachtet und zur oberflächennahen Deponierung zugelassen.

herkömmlichen Abfallbehandlungsverfahren .

- Die Zahl der endzulagernden Abfallbindetypen und damit auch der Zahl der verschiedenen Einlagerungstechniken soll deutlich kleiner sein als bei den herkömmlichen Abfallbehandlungsverfahren.
- Das Verfahren soll die Option zur Gewinnung von Wertstoffen, wie z.B. Edelmetallen oder speziellen Radionukliden offen halten.
- Der Gesamtaufwand für Abfallbehandlung, Verfestigung, Transport und Endlagerung soll den nach dem bisherigen Konzept erforderlichen nicht wesentlich überschreiten.
- Das fortgeschrittene Behandlungssystem soll sowohl auf den Brennstoffkreislauf des Leichtwasserreaktor ( $\text{UO}_2$ - und Mischoxid-Brennelemente) als auch des Schnellen Brutreaktors anwendbar sein.

## 2.2 Vorgehensweise

Zunächst wurden die Abfallströme aus Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung ausgewählt, die den Großteil der Aktiniden und Spaltprodukte enthalten. Ihr Nuklid- und Aktivitätsinventar wurde für den Leichtwasserreaktor- ( $\text{UO}_2$  und  $\text{UO}_2/\text{PuO}_2$ -Mischoxid) bzw. den Schnellbrüter-Brennstoffkreislauf ermittelt.

Auf dieser Basis wurde das Volumen der resultierenden Abfallprodukte berechnet, unter der Randbedingung, daß die Konditionierung der Rohabfälle nach dem herkömmlichen Behandlungssystem, wie es z.B. auch für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf vorgesehen war, geschieht. Diese Zahlen wurden mit denen verglichen, die nach dem neuen Abfallbehandlungssystem entstehen würden.

## 3. AUSWAHL UND CHARAKTERISIERUNG DER ABFALLSTRÖME

### 3.1 Auswahl der Abfallströme

Die Abfallströme wurden so ausgewählt, daß sie zusammen nahezu das gesamte Aktivitäts-, Wärme- und Aktinideninventar der im Brennstoffkreislauf anfallenden Abfälle enthalten.

Im einzelnen waren dies:

- aus der Wiederaufarbeitung  
die hochaktiven flüssigen Abfallkonzentrate (HAWC), die Auflöserückstände (FKS),  
die mittelaktiven flüssigen Abfallkonzentrate (MAWC) und die Brennelementhülsen;



- aus der Brennelementfertigung  
die Filtrate der U/Pu-Fällung (FBF), die flüssigen Sekundärabfälle aus der Naßverarbeitung/Pu-Rückgewinnung (NVR), die brennbaren Abfälle und die Aschen.

In diesen Abfällen sind

- >99% der nicht flüchtigen Spaltprodukte,
- ca. 98% des in die Abfälle gelangten U<sup>1)</sup>,
- ca. 98% des in die Abfälle gelangten Pu<sup>1)</sup>,
- >99% der höheren TRU-Elemente (Ordnungszahl >94) enthalten.

Basis für die Ermittlung des Radionuklid-, Aktivitäts- und Wärmeinventares der Abfälle ist die Zusammensetzung der abgebrannten Brennelemente zum Zeitpunkt der Wiederaufarbeitung. Es wurden vier Szenarien betrachtet. (Tab. 1).

Drei davon beziehen sich auf Brennelemente eines LWR vom Typ Biblis B mit 1300 MW<sub>e</sub> Leistung; das erste sieht die Wiederaufarbeitung von Brennelementen mit 100% UO<sub>2</sub> (Anfangsanreicherung: 3,6% U-235) mit angeschlossener Mischoxid-Brennelementfertigung vor; beim zweiten besteht der Brennstoff aus 90% UO<sub>2</sub> und 10% UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>-Mischoxid aus der 1.

Rezyklierung von Pu; im dritten Fall werden Brennelemente mit 30% MOX-Anteil zugrunde gelegt, deren Plutonium wiederum einfach rezykliert ist. Die Kühlzeit der Brennelemente vor der Wiederaufarbeitung beträgt bei allen drei Varianten 7 Jahre.

Die vierte Variante ist die gemeinsame Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Core und axialem Blanket<sup>2)</sup> eines Schnellen Brutreaktors vom Typ Superphenix mit einer Leistung von ebenfalls 1300 MW<sub>e</sub>. Beim SBR wird, hauptsächlich aus wirtschaftlichen Gründen (schnelle Wiederverwertung der Wertstoffe Uran und Plutonium), eine kurze Excore-Zeit angestrebt. Die allgemein für SBR diskutierte Kühlzeit von 1 Jahr wurde auch den hier durchgeführten Betrachtungen zugrunde gelegt. Im Hinblick auf die Strahlenbelastung des Extraktionsmittels während der Wiederaufarbeitung würde sogar ein halbes Jahr ausreichen /3/.

Der Großteil der Daten (Aktivität, Wärme, Radionuklidkonzentration) der abgebrannten Brennelementen wurde den Rechnungen bzw. den Berichten von WIESE

Tab. 1: Szenarien 1-4 zur Ermittlung der Abfallzusammensetzung

Szenarium	Brennelement	Abbrand GWd/t	Kühlzeit Jahre
	<b>LWR</b>		
1	100% UO <sub>2</sub>	40	7
2	10% MOX + 90% UO <sub>2</sub>	40	7
3	30% MOX + 70% UO <sub>2</sub>	40	7
	<b>SBR</b>		
4	(Core + ax. Blanket)	40,5	1

<sup>1)</sup> Der Rest des in die Abfälle gelangten Pu und U befindet sich hauptsächlich in alphahaltigen Filter- und Verpackungsmaterialien

<sup>2)</sup> Das radiale Blanket würde in einer WA für LWR-BE aufgearbeitet

und FISCHER /4,5/, von KRAEMER und BÄHR /6/, von OCHSENFELD /3/ und von HAUSER und WENZEL /7/ entnommen. Alle Angaben beziehen sich auf 1 Tonne wiederaufgearbeitetes Schwermetall.

Etwa 3,2% des zur Wiederaufarbeitung gelangenden Pu geht in die Abfälle aus WA und MOX-BEF (Tab.2). Die prozentualen Uran Verluste können beim HAWC und MAWC in erster Näherung den Pu-Verlusten gleichgesetzt werden. Im FKS werden dagegen nur 0,1% und in den Hülsen 0,03% des Urandurchsatzes angenommen.

Tab. 2: Pu-Verluste in die Abfälle

Wiederaufarbeitung		Brennelementfert.	
HAWC	0,5%	Filtrate	1%
FKS	0,5%	brennbare	
Hülsen	0,1%	Festabfälle	1%
MAWC	0,1%		

Die Verteilung der restlichen Aktiniden und der nichtflüchtigen Spaltprodukte auf die Abfallströme HAWC, FKS und MAWC ist in /3/, /6/ und /8/ beschrieben. Bei der hier durchgeführten Betrachtung wurde analog zu /7/ größtenteils die in der o.g. Literatur aufgeführte Nuklidverteilung angenommen. Es wurde darauf geachtet, daß die Summe der Nuklide in den verschiedenen Abfallströmen gleich dem Nuklidgehalt in den abgebrannten Brennelementen war.

Die Zusammensetzung der abgebrannten Brennelemente (Szenarien 1-4) und die prozentuale Verteilung der Radionuklide auf die Abfälle ist in Anhang I aufgeführt. Die daraus resultierende Nuklidkonzentration, spezifische Aktivität und Wärmeleistung der Abfälle wird in Anhang II wiedergegeben. Aus diesen Daten werden in Anhang III die Volumina der Abfallprodukte berechnet. Eine Beschreibung der Abfallströme und der Abfallprodukte findet sich ebenfalls dort.

### 3.2 Ermittlung des Gesamtvolumens der Abfallprodukte

Die Gesamtvolumina der Abfallprodukte aus den vier Szenarien zeigt Tabelle 3. Zusätzlich zu den oben ausgewählten Abfällen wurde noch der zementierte alpha-arme, schwachaktive Abfall (ohne verfestigte Tritium-Wässer) aufgenommen, mit einem Volumen bei allen Varianten gleich 6 m<sup>3</sup>/tSM.

Tab. 3: Volumina (l/tSM) der Abfallprodukte aus dem LWR und SBR-Brennstoffkreislauf

Abfall	Matrix	LWR			SBR
		100%UO <sub>2</sub>	10%MOX	30%MOX	
HAWC	Glas	113	113	114	1056
FKS	Zement	729	732	738	16200
Hüllmaterial	Zement	330	330	330	2442
MAWC	Zement+VBA	6200	6200	6200	12400
FBF	Zement	690	820	1100	7450
Brennbare, fest	Zement	320	380	510	3420
LAW (alpha-arm)	Zement	6000	6000	6000	6000
Summe		14400	14600	15000	49000

Die Zunahme des Abfallvolumens bei den FBF und brennbaren Festabfällen in den LWR-Szenarien ist auf den höheren Pu-Gehalt der MOX-Brennelemente und

damit auf vergrößerte Durchsätze der MOX-Brennelementfertigung mit dem entsprechenden Abfallanfall zurückzuführen. Besonders stark ist diese Erhöhung beim SBR-Brennstoffkreislauf wegen des 10-fach höheren Pu-Gehaltes (s. Abb.2) ausgeprägt.

Dort führt aber darüber hinaus das hohe Aktivitäts- und Wärmeinventar zu einer Begrenzung des Abfallgehaltes in einigen Endprodukten und damit zu großen Volumina der Abfallformen Glas und FKS-Zementprodukt. So ist beispielsweise die maximal zulässige Wärmeleistung einer mit Glas gefüllten Kokille auf 2,5 kW festgelegt. Im Falle des SBR beträgt sie aber bei einer Abfallbeladung von 15 Gew.%<sup>1)</sup> fast 18 kW/Kokille (s. Anhang III). Die Abfallbeladung des Glases wurde deshalb rechnerisch so weit reduziert, daß eine Wärmeleistung von 2,5 kW pro Kokille nicht überschritten wird, was zu einer Vergrößerung des Volumens der Abfallform um den Faktor 7 führt. Noch deutlicher wirkt sich die Begrenzung der Wärmeleistung bei den zementierten Auflöserückständen aus. Dort wird das Volumen der Abfallform bei Einhaltung einer Wärmeleistung von 85 W pro Gebinde etwa um den Faktor 22 vergrößert. In Tabelle 3 sind diese Zusammenhänge deutlich zu erkennen.

Die großen Mengen an verfestigtem MAWC resultieren aus der verfahrenstechnisch bedingten maximalen Beladung der Zementprodukte mit etwa 10 Gew.% Abfall. Hinzu kommen die erforderlichen Abschirmungen von ca. 30 cm Beton pro Behälter, die zu einer etwa 7 fachen Vergrößerung des Volumens der Abfallform führen. Dabei resultiert der Abschirmbedarf des zementierten MAWC aus Radionuklidgehalten von nur wenigen ppm, z.B. 0,2 ppm Cs-134 bzw. 137, 4 ppm Ru-106 oder 0,006 ppm Sb-125.

Abbildung 4 zeigt einen Vergleich der Volumina der Rohabfälle und der verfestigten Abfälle aus dem LWR-UO<sub>2</sub>- und dem SBR-Brennstoffkreislauf. Es ist deutlich zu erkennen, wie sich die begrenzte thermische und chemische Belastbarkeit einiger Verfestigungsmarices (s.o.) auf die Produktvolumina

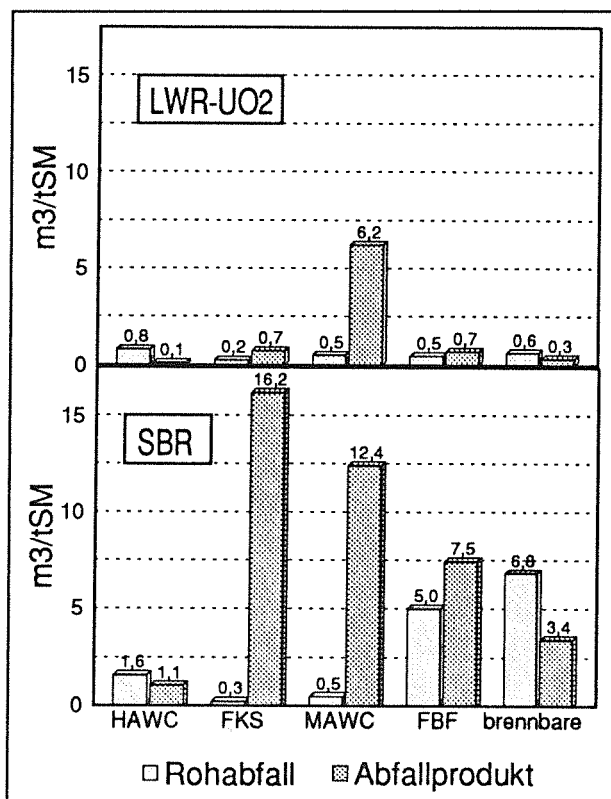


Abb. 4: Vergleich der Volumina von Rohabfällen und verfestigten Abfällen aus dem LWR-UO<sub>2</sub>- und SBR-Brennstoffkreislauf

<sup>1)</sup> Die maximale Abfalloxidbeladung des Glases beträgt bei dieser Abfallzusammensetzung 15 Gew.%.

auswirkt. Besonders deutlich zeigt sich dies bei den Abfällen aus dem SBR-Brennstoffkreislauf. Ebenfalls zu sehen ist die Zunahme der Pu-haltigen Abfälle aus der Brennelementfertigung beim SBR .

#### 4. FORTGESCHRITTENES ABFALLBEHANDLUNGSKONZEPT

Auf der Basis der in 2.1 aufgestellten Forderungen und der in 3.2 dargestellten Zusammenhänge wurde ein fortgeschrittenes Abfallbehandlungskonzept entwickelt, das die Zusammenfassung der Radionuklide in einem einzigen Abfallstrom, ihre sichere Einbettung in hochbeständigen Matrices sowie die Reduzierung der endzulagernden Volumina und Arten von Abfallprodukten zum Ziel hat. Abbildung 5 zeigt ein vereinfachtes Fließschema.

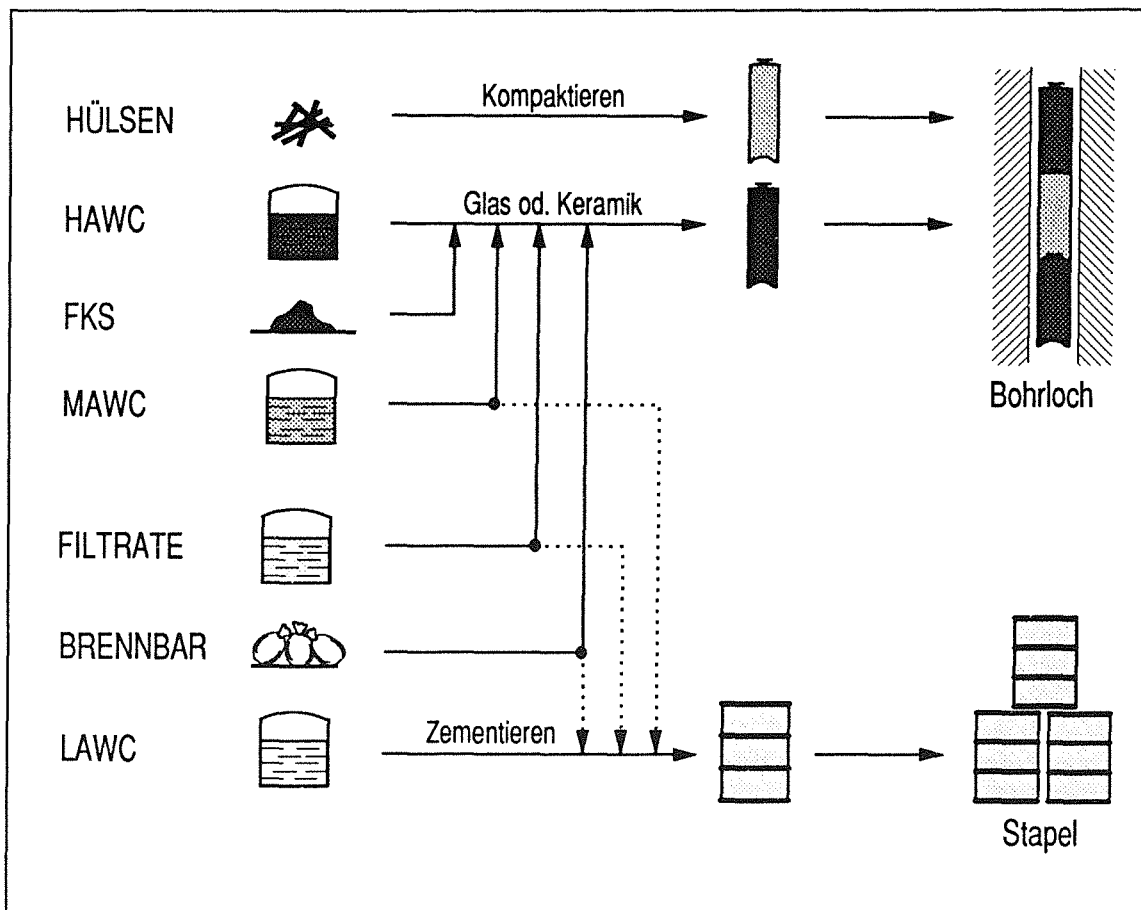


Abb. 5: Vereinfachtes Fließschema des fortgeschrittenen Behandlungskonzeptes

Es sieht folgende Schritte vor:

- Kompaktierung der Hüllen, Verpackung in Kokillen und Endlagerung in Bohrlöchern zusammen mit den verfestigten hochaktiven Abfällen.

- Abtrennung der Aktivitätsträger aus MAWC .
- Sortierung der brennbaren alphahaltigen Festabfälle aus der MOX-Brennelementfertigung in eine Pu-reiche und eine Pu-arme Fraktion.
- Naßveraschung der Pu-reichen Fraktion und Rückgewinnung von >90% des Pu.
- Vermischung der dabei anfallenden flüssigen alpha-haltigen Sekundärabfälle mit den anderen flüssigen alpha-Abfällen aus der MOX-Brennelementfertigung und Abtrennung der Aktivitätsträger (Pu und Am).
- Trockene Verbrennung der Pu-armen Fraktion.
- Gemeinsame Verfestigung von HAWC, FKS und den abgetrennten Radionukliden aus dem MAWC, den Filtraten aus der Brennelementfertigung, den Sekundärabfällen aus der Naßveraschung/Pu-Rückgewinnung und den Aschen aus der trockenen Verbrennung alphahaltiger Festabfälle (s.o.) in Glas oder Keramik. Abfüllung in Kokillen und Endlagerung in Bohrlöchern.
- Zementierung der dekontaminierten Fraktionen aus der Trennbehandlung und Abfüllung in Fässer oder Container.

Dieses Konzept läßt sich ohne prinzipielle Veränderung erweitern, um aus dem Abfall, insbesondere dem hochaktiven und dem FKS, Wertstoffe (z.B. Platinmetalle oder als Strahlenquelle nutzbare Radionuklide) abzutrennen. Auch die Abtrennung sicherheitsrelevanter Radionuklide ist möglich.

Die einzelnen Behandlungsschritte werden im folgenden dargelegt. Als Verfahren für die gemeinsame Verfestigung der hochaktiven Teilströme wird zunächst von der Verglasung ausgegangen. Alternativ zum Glas wird weiter unten Keramik als Matrix für die gemeinsame Verfestigung diskutiert.

#### **4.1 Kompaktierung der Hülsen**

Im fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept ist vorgesehen, die Hülsen zu kompaktieren. Dies kann durch Schmelzen /9/ oder durch Pressen /10/ geschehen. Dadurch kann, verglichen mit der Zementierung, eine Volumenreduktion des Abfallproduktes erreicht werden. Außerdem tritt das Problem der Radiolysegasbildung nicht auf.

Die endzulagernden Abfallbinde sollten zweckmäßigerweise die gleichen Maße wie die Kokillen aus der Verglasung bzw. Keramisierung haben, so daß sie zusammen mit diesen in Bohrlöchern gelagert werden können. Da die Kokillen mit den verfestigten hochaktiven Abfällen wegen ihrer hohen Wärmefreisetzung (ca. 2,5 kW/Kokille) keine dichte Stapelung erlauben, können die nur wenig Wärme

entwickelnden Hülsen (ca. 0,05-0,8 kW/Kokille) quasi "zur Verdünnung" verwendet werden und erfordern so keine eigenen Bohrlöcher.

Pro Tonne Schwermetall fallen beim LWR etwa 310 kg und beim SBR etwa 640 kg Hülsen an /3/. Das Volumen nach dem Kompaktieren (Schmelzen oder Pressen) wird beim LWR mit rund 60 l, beim SBR mit rund 120 l angenommen.

#### 4.2 Abtrennung der Aktivitätsträger aus dem MAWC

Spaltprodukte und Aktiniden in ppm-Konzentrationen bestimmen das radiochemische Verhalten der mittelaktiven Abfallösungen (s. 3.2). Bei der Vorbehandlung des MAWC sollen sowohl die langlebigen Alphastrahler als auch die für die Dosisleistung und damit für die Abschirmung verantwortlichen Spaltprodukte (Cs, Sb, Ru, Lanthanide) abgetrennt werden. Die dekontaminierte Lösung (Hauptfraktion) soll dabei ein schwachaktiver, kurzlebiger Abfall werden. Das resultierende Abfallprodukt soll eine Alphaaktivität unter 3700 Bq/g haben (s. Fußnote 2 auf Seite 4) und keine Abschirmung benötigen. Die abgetrennten Aktivitätsträger (sehr kleine Fraktion) sollen gemeinsam mit dem HAWC verfestigt werden können.

Während bei den MAWC-Lösungen aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (UO<sub>2</sub> und MOX) hauptsächlich Cs/Ba-137 und Cs-134 für die Dosisleistung verantwortlich sind, ist es beim MAWC aus dem SBR-Brennstoffkreislauf, bedingt durch die kurze Kühlzeit der Brennelemente, zu rund 90% Ru/Rh-106 (Tabelle 4) /11/. Daraus ergeben sich unterschiedliche Anforderungen an den Abtrennprozeß.

Tab. 4: Anteile verschiedener Radionuklide an der Dosisleistung von zementiertem MAWC aus dem LWR (UO<sub>2</sub>)- und SBR-Kreislauf

LWR-UO <sub>2</sub>		SBR	
Nuklid	%	Nuklid	%
Cs/Ba-137	40,5	Ru/Rh-106	90
Cs-134	28,6	Cs-134	2,8
Eu-154	15	Sb/Te-125	2,5
Ru/Rh-106	11,8	Cs/Ba-137	2,4
andere	4,1	andere	2,3

Frühere Untersuchungen im KfK/INE<sup>1)</sup> zur Abtrennung von Spaltprodukten und Aktiniden aus mittelaktiven Abfallösungen haben gezeigt, daß MAWC aus dem LWR-Brennstoffkreislauf durch chemische Fällung in eine schwachaktive Hauptfraktion und eine kleine Fällproduktfraktion mit den relevanten Aktivitätsträgern aufgetrennt werden kann. Die Untersuchungen wurden bis zum Maßstab von 1 Liter an echten mittelaktiven Abfallösungen aus der WAK<sup>2)</sup> durchgeführt. Die Abtrennung der gebildeten Fällschlämme wurde darüber hinaus inaktiv im m<sup>3</sup>-Maßstab mit einer kontinuierlich arbeitenden Dekanterzentrifuge erfolgreich demonstriert /12,13,14/.

1) KfK: Kernforschungszentrum Karlsruhe; INE: Institut für Nukleare Entsorgungstechnik

2) WAK: Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe;

Die MAWC-Lösungen aus der WAK wurden vor der Fällbehandlung in der Hauptabteilung Dekontaminationsbetriebe des KfK durch Eindampfen etwa um den Faktor 10 aufkonzentriert (MAWC-Konzentrat)

Die Fällbehandlung erfolgte durch Zugabe von Kaliumhexacyanoferrat, Nickelnitrat und Eisen(II)salzen und Erhöhung des pH-Wertes auf etwa 9. Das Fällprodukt mit den abgetrennten Aktiniden und Spaltprodukten besteht hauptsächlich aus Metallhydroxiden und geringen Anteilen an Cs-haltigen Hexacyanoferraten /13,14,15/. Die Verglasung dieser Fällprodukte zusammen mit HAWC konnte gezeigt werden /16/, ebenfalls die Einbettung in eine keramische Matrix /17/. Die Qualität der Verfestigungsprodukte wurde durch die Fällschlämme nicht beeinträchtigt<sup>1)</sup>.

Auf Grund der vorliegenden Ergebnisse und der verfügbaren Daten wird die chemische Fällung als Behandlung für die mittelaktiven Abfallösungen in Betracht gezogen. Pro m<sup>3</sup> Abfalllösung entstehen rund 4 kg Fällprodukt. Die dekontaminierte Lösung kann zementiert und wie schwachaktiver Abfall ohne Abschirmung (Ausnahme SBR, s.u.) transportiert und gelagert werden. Bei allen diskutierten Szenarien fallen pro Tonne Schwermetall rund 0,75 m<sup>3</sup> Zementprodukt an.

Während beim MAWC aus dem LWR-Brennstoffkreislauf die für die Abschirmung verantwortlichen Radionuklide mit den geforderten Dekontaminationsfaktoren abgetrennt werden können, müßte im Falle des SBR-MAWC der Abtrennprozeß so ausgelegt sein, daß sehr hohe Dekontaminationsfaktoren für Ru/Rh bzw. Sb/Te (ca. 2000 und ca. 100) erreicht werden. Dies ist nach dem derzeitigen Kenntnisstand nicht möglich. Deshalb muß entweder der unbehandelte MAWC oder die dekontaminierte Fraktion zwischengelagert werden, bis die Ru- und Sb-Aktivitäten ausreichend weit abgeklungen sind (ca. 5-6 Jahre).

#### **4.3 Vorbehandlung der flüssigen Abfälle aus der Mischoxid-Brennelementfertigung**

Die Filtrate aus der Brennelementfertigung enthalten etwa 0,2 g Plutonium pro Liter. Ihre Zementierung (10 Gew.% Abfallbeladung) würde zu einem Produkt mit einer Pu-Konzentration von rund 80 mg/g führen. Die spezifische Alphaaktivität liegt je nach Pu-Vektor zwischen 1 E 06 und 1,2 E06 Bq/g. Die Vorbehandlung dieses Abfallstromes hat das Ziel, das Plutonium so weit abzutrennen, daß die spezifische Alphaaktivität der dekontaminierten Fraktion nach der Verfestigung <3700 Bq/g ist (s.2.1). Dazu muß Plutonium mit einem Dekontaminationsfaktor von etwa 300 abgetrennt werden. Dies läßt sich ohne weiteres durch chemische Fällung des Plutoniums im alkalischen Bereich erreichen. Bei Versuchen mit echten Abfallösungen konnten im KfK/INE DFs für Plutonium von über 1000 erreicht werden /13,18/.

Die Fällbehandlung könnte in einer Anlage wie bei der Fällbehandlung des MAWC erfolgen. Im Gegensatz dazu erfordert sie jedoch keine Abschirmung. Eine

---

<sup>1)</sup> Die Abtrennung der relevanten Radionuklide mit chromatographischen Methoden (Ionenaustausch) führte zu ähnlichen Trennergebnissen; die Möglichkeit der Konditionierung der verschiedenen organischen und anorganischen Absorbentmaterialien in Glas oder Keramik wurde jedoch bis jetzt noch nicht nachgewiesen.

gemeinsame Fällbehandlung zusammen mit den alphaaktiven Abfällen aus der Naßveraschung/Pu-Rückgewinnung (s. 4.4.1) ist möglich.

#### 4.4 Brennbare alphahaltige Festabfälle aus der Mischoxid-Brennelementfertigung

Untersuchungen bei EUROCHEMIC und ALKEM haben gezeigt, daß in brennbaren alphahaltigen Festabfällen aus der MOX-Brennelementfertigung das Plutonium ungleichmäßig verteilt ist. Etwa 80% des Plutoniums befinden sich in nur 20% der Abfälle. Der Pu-Gehalt liegt hier im Mittel etwas über 3 g/kg, während er bei der Pu-armen Fraktion (restliche 80%) durchschnittlich nur 0,2 g/kg beträgt. In dem hier diskutierten fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept ist die Trennung der brennbaren Abfälle in eine Plutonium-reiche und eine Plutonium-arme Fraktion vorgesehen. Beide Fraktionen werden dann getrennt weiterbehandelt.

##### 4.4.1 Plutonium-reiche Fraktion

Zur Rückgewinnung von Plutonium aus der Plutonium-reichen Abfallfraktion ist die Naßveraschung vorgesehen, eine Methode, die bereits im technischen Maßstab an echten Abfällen erprobt wurde /19,20,21/. Dabei wurden in der vom KfK/INE in Mol/Belgien errichteten und von der EUROCHEMIC betriebenen Anlage ALONA 800 kg brennbarer Abfall mit insgesamt etwa 7 kg Plutonium verarbeitet.

Bei der Naßveraschung werden die organischen Anteile der brennbaren Abfälle in 250°C heißer konzentrierter Schwefelsäure mit Salpetersäure oxidiert. Plutoniumoxid wird in Plutoniumsulfat überführt, das in der konzentrierten Schwefelsäure ausfällt und zusammen mit anderen anorganischen Bestandteilen abgetrennt wird. Anschließend kann es selektiv aufgelöst und nach einem Reinigungsschritt wieder in den Brennstoffkreislauf zurückgeführt werden. Die Rückgewinnungsrate beträgt 90-95%.

Die flüssigen Sekundärabfälle, etwa 4 l/kg Festabfall, enthalten bei einer Pu-Rückgewinnungsrate von 95% noch rund 40 mg Pu pro Liter. Aus diesen kann das Plutonium relativ einfach durch Fällung im alkalischen Bereich abgetrennt werden. Die notwendigen Dekontaminationsfaktoren für einen Pu-Gehalt <3700 Bq pro g Abfallprodukt liegen je nach Herkunft der Abfälle bei 110-140 und können, wie Versuche mit echten Abfalllösungen gezeigt haben /13,18/, gut erreicht werden. Die Fällmethode ist die gleiche wie in 4.3 beschrieben.

Tab. 5: Abfallströme aus der gemeinsamen Fällbehandlung von Sekundärabfällen aus der Naßveraschung/Pu-Rückgewinnung und Filtraten aus der Brennelementfertigung

	NVR m <sup>3</sup>	FBF m <sup>3</sup>	Summe m <sup>3</sup>	Fällprodukt kg	Zementprodukt m <sup>3</sup>
LWR 100% UO <sub>2</sub>	0,11	0,46	0,57	2,3	0,76
LWR 10% MOX	0,13	0,55	0,68	2,7	0,9
LWR 30% MOX	0,17	0,74	0,91	3,6	1,21
SBR	1,15	5,0	6,15	24,6	8,2

Untersuchungen haben gezeigt, daß es möglich ist, die Filtrate aus der Brennelementfertigung mit den Sekundärabfällen aus der



Naßveraschung/ Pu-Rückgewinnung zu vermischen und gemeinsam zu fällen (s.4.3). Die erforderlichen Dekontaminationsfaktoren liegen dann zwischen 250 (SBR-BKL) und 310 (LWR-BKL). Tabelle 5 (S. 13) zeigt die bei der gemeinsamen Fällbehandlung zu erwartenden Produktströme.

#### 4.4.2 Plutonium-arme Fraktion

Die Pu-arme Fraktion enthält rund 20% des in die brennbaren Abfälle gelangten Plutoniums (s.o.). Im fortgeschrittenen Behandlungskonzept ist die Verbrennung dieser Abfallfraktion vorgesehen, wobei ein Gewichtsreduktionsfaktor von etwa 20 angenommen wird. Tabelle 6 zeigt die zu erwartenden Aschemengen. Die Aschen sollen zusammen mit den Fällschlammern aus der Behandlung der Flüssigabfälle in Glas oder Keramik verfestigt werden.

Tab. 6: Anfallende Aschen bei der Verbrennung der Pu-armen brennbaren Festabfälle

	Rohabfall m <sup>3</sup>	Rohabfall kg	Asche kg
LWR 100% UO <sub>2</sub>	0,5	100	5
LWR 10% MOX	0,6	120	6
LWR 30% MOX	0,81	162	8
SBR	5,47	1100	55

Versuche im KfK/INE haben gezeigt, daß es auch möglich ist, Plutonium zu etwa 90% aus Aschen zurückzugewinnen. Der Plutoniumgehalt sollte jedoch mehr als 1 Gew.% betragen /22/. Hierzu wird das bei der Verbrennung der plutoniumhaltigen Festabfälle gebildete schwerlösliche Plutoniumdioxid bei 250°C mit konzentrierter Schwefelsäure in Plutoniumsulfat überführt. Die Methode wurde aus dem in 4.4.1 beschriebenen Verfahren zur Naßveraschung brennbarer Festabfälle entwickelt. Die Weiterverarbeitung des Pu(SO<sub>4</sub>)<sub>2</sub> und die Behandlung der Sekundärabfälle geschieht wie dort beschrieben. Eine Anwendung dieses Verfahrens wäre jedoch nur sinnvoll, wenn auch die Pu-reiche Fraktion verbrannt würde. Die Aschen der Pu-armen Fraktion haben nur einen Plutoniumgehalt von 0,4 Gew.%.

#### 4.5 Verglasung

Das fortgeschrittene Behandlungskonzept sieht vor, HAWC, FKS, Aschen und die Fällschlammern mit den abgetrennten Radionukliden aus der Vorbehandlung von MAWC und den flüssigen Abfällen aus der MOX-Brennelementfertigung gemeinsam zu verglasen und in Kokillen mit einem Durchmesser von 43 cm zu füllen.

Die Verglasung von HAWC wurde bereits im technischen Maßstab durch das französische AVM-Verfahren /23,24/ und das deutsche, im KfK/INE entwickelte PAMELA-Verfahren /25,26/ mit echten hochaktiven Abfällen demonstriert.

- Beim AVM-Verfahren wird der HAWC vor dem Einschmelzen in Glas in einem Drehrohrföfen mit Widerstandsheizung kalziniert. Von dort gelangt das Kalzinat in einen induktiv beheizten metallischen Schmelztiegel, wird mit Glasfritte vermischt und zu einem Glasprodukt verschmolzen.

- Beim PAMELA-Verfahren wird das Glas in einem keramischer Schmelzer über eine innere Widerstandsheizung in Form von mehreren Elektrodenpaaren, die in die Schmelze ragen, beheizt. Die HAWC-Lösung wird direkt in den heißen Ofen eingebracht und mit Glasfritte versetzt. Die Prozessschritte Verdampfung, Kalzinierung und Schmelzen geschehen gleichzeitig. Dies führt zu einem einfachen Verfahren und hohem HAWC-Durchsatz.

Durch die gemeinsame Verglasung verschiedener Abfallströme können sich Auswirkungen auf die Eigenschaften der Glasschmelze, z.B. Viskosität, Schmelzpunkt oder Leitfähigkeit ergeben. Untersuchungen im KfK/INE haben gezeigt, daß ein Glasprodukt, welches 20 Gew.% der o.g. Mischabfälle (als Oxide gerechnet) enthalten würde, weitgehend dem Glasprodukt gleicht, das bei der Verglasung des HAWC aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) erwartet wird /27/. Dieses Glasprodukt erfüllt die Anforderungen des keramischen Schmelzers hinsichtlich Viskosität und elektrischem Widerstand vollständig. Auch die für die Verglasung kritischen Spaltprodukttoxide ( $\text{MoO}_3$ ,  $\text{ZrO}_2$ ) und Edelmetalle liegen bei einer Abfallbelastung mit 20 Gew.% noch bei bzw. deutlich unter den Werten des HAWC-WAW-Glasproduktes. Die bei der gemeinsamen Verglasung anfallenden Produktmengen sind Tabelle 7 zu entnehmen. Die Berechnungen dazu enthält Anhang IV. Einzelheiten der Verglasung des Mischabfallkonzentrates sind in /28/ beschrieben.

Tab. 7: Abfälle aus dem fortgeschrittenen Behandlungskonzept  
- Option Verglasung -

Produkt	Gebinde	Endlagertechnik	LWR			SBR
			100% $\text{UO}_2$ $\text{m}^3/\text{tSM}$	10% MOX $\text{m}^3/\text{tSM}$	30% MOX $\text{m}^3/\text{tSM}$	$\text{m}^3/\text{tSM}$
Hülsen komp.	Kokille	Bohrloch	0,06	0,06	0,06	0,12
Glas	Kokille	Bohrloch	0,12	0,13	0,13	1,12
LAW-Zement	Faß/Container	Kammer (Stapel)	7,51	7,65	7,96	14,95
Summe			7,7	7,8	8,2	16,2
davon LAW (%)			98	98	98	92

#### 4.6 Verfestigung der Abfallströme in Keramik

Als Alternative zur Verglasung wurde auch die Einbettung der Mischabfälle (HAWC, FKS, Aschen und die abgetrennten Radionuklide aus der Fällbehandlung) in eine keramische Matrix untersucht. Im KfK/INE wurde ein keramisches Abfallprodukt entwickelt, das auf einer aluminiumsilikatischen Matrix basiert. Die Abfalloxide werden dabei sowohl in Form von Einschlüssen im Gefüge als auch durch Einbau in die Kristallstruktur fixiert. Die Vorteile dieser Keramik sind ihre relative Unempfindlichkeit gegen Beschaffenheit und Zusammensetzung der Abfälle sowie ihre hohe Resistenz gegenüber Auslaugung und der Einwirkung von Strahlung und Wärme /17,29/.

Das Keramisierungsverfahren sieht die Vermischung der verschiedenen Abfallströme mit den Keramikbildnern in einem Extruder vor. Anschließend erfolgt die Formgebung zu Pellets. Diese werden getrocknet und bei etwa 1300°C gesintert. Sie können dann in Kokillen gefüllt werden, die Schüttdichte beträgt etwa 1 g/cm<sup>3</sup>. Die Hohlräume der Schüttung können u.a. mit niedrig schmelzender Glasfritte aufgefüllt werden. Anschließend wird die Kokille bis zum Schmelzen des Glases aufgeheizt.

Eine Möglichkeit zur weiteren Produktverbesserung ist das isostatische Heißpressen. Hierbei entstehen vollkommen dichte, porenfreie Produkte. Zusätzlich läßt sich aber, wenn die Pellets in metallische Behälter eingebracht und die Hohlräume mit Eisengranulat aufgefüllt werden durch isostatische Pressen bei ca. 1000°C ein Abfallgebilde herstellen, in dem die Pellets dicht in Eisen eingebettet sind und das eine hohe mechanische Stabilität und gute Wärmeleitfähigkeit besitzt /30/. Die chemische Beständigkeit und Raumausnutzung läßt sich weiter steigern, wenn man das keramische Abfallprodukt vor dem isostatischen Heißpressen in einen keramischen Behälter einbringt und diesen mit einem dickwandigen Stahlgußbehälter umgibt. Dadurch erreicht man einen guten Verbund der beiden Behälter untereinander und mit der keramischen Abfallform. So wird die sehr gute mechanische Beständigkeit des äußeren Stahlbehälters mit der sehr guten chemischen des keramischen Innenbehälters und der an sich schon guten Beständigkeit der keramischen Abfallform kombiniert.

Tab. 8: Abfälle aus dem fortgeschrittenen Behandlungskonzept  
- Option Keramisierung -

Produkt	Gebinde	Endlagertechnik	LWR			SBR
			100% UO <sub>2</sub> m <sup>3</sup> /tSM	10% MOX m <sup>3</sup> /tSM	30% MOX m <sup>3</sup> /tSM	m <sup>3</sup> /tSM
Hülsen komp.	Kokille	Bohrloch	0,06	0,06	0,06	0,12
Keramik	Kokille	Bohrloch	0,23	0,23	0,24	0,42 (1,12)*
LAW-Zement	Faß/Container	Kammer (Stapel)	7,51	7,65	7,96	14,95
		Summe	7,8	7,9	8,3	15,5 (16,2)
		davon LAW (%)	96	96	96	97 (92)

Die Keramisierung der o.g. Mischabfälle wurde mit Simulaten bis zu einer Beladung von 50 Gew.% experimentell belegt. Auch einige echte alphahaltige Abfälle<sup>1)</sup> wurden im Labormaßstab keramisiert. Bei besonders dotierten Proben konnten Alphadosen von bis zu 8,3E9 Gy erreicht werden. Zur Keramisierung von Abfällen mit hoher Konzentration einwertiger Elemente liegen Ergebnisse inaktiver Laborversuche vor. Einzelene Verfahrenskomponenten, wie z.B. der Extruder und der Sinterofen wurden im halbtechnischen Maßstab inaktiv erprobt.

Zur Ermittlung der beim fortgeschrittenen Behandlungssystem resultierenden Keramikproduktmenge wird von einer Abfalloxidbeladung von 40 Gew.% ausgegangen. In Tabelle 8 ist das Volumen der Keramikprodukte angegeben. Die Berechnungen dazu sind Anhang IV zu entnehmen. Die Versuche zur Keramisierung

1) FKS, Pu-haltige Aschen, Fällschlämme

des Mischabfallkonzentrates sind in /31/ detailliert beschrieben.

## 5. VERGLEICH DES HERKÖMMLICHEN UND FORTGESCHRITTENEN ABFALLBEHANDLUNGSKONZEPTES

### 5.1 Volumen und Art der Abfälle

Abbildung 6 zeigt einen Vergleich der beim herkömmlichen und fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept anfallenden Abfallproduktvolumina. Sie betragen in der Summe rund 8 m<sup>3</sup>/tSM beim LWR- und 16 m<sup>3</sup>/tSM beim SBR-Brennstoffkreislauf. Beim LWR-Brennstoffkreislauf reduziert sich das Abfallvolumen nahezu um den Faktor 2, beim SBR-Brennstoffkreislauf sogar um den Faktor 3. Die Tabellen 7 und 8 (S. 15 und 16) zeigen, daß dabei das Volumen der schwachaktiven Abfallprodukte ansteigt; beim LWR-Brennstoffkreislauf geringfügig von 6 auf 7,5-8 und beim SBR-Brennstoffkreislauf von etwa 6 auf rund 15 m<sup>3</sup>/tSM.

Beim fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept fallen anstatt der sieben Abfallprodukte wie beim alten System nur noch drei an (Abb. 7, S.18). Dies sind die kompaktierten Hülsen, das hochaktive Glas (bzw. die Keramik), und die zementierten schwachaktiven Abfälle. Die kompaktierten Hülsen und das Glas (Keramik) sollen in gleich große Kokillen verfüllt und in tiefen Bohrlöchern endgelagert werden. Der schwachaktive Abfall, das sind rund 97 % (LWR) bzw. 92 % (SBR) der Menge des Gesamtabfalls, wird in Fässern oder Containern zementiert und in untertägigen Kammern gestapelt.

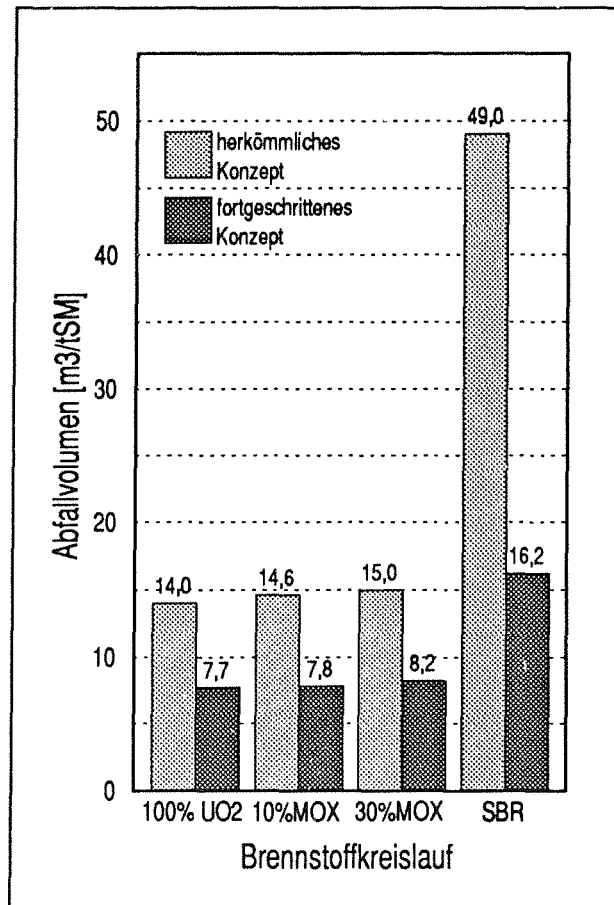


Abb. 6: Vergleich der Gesamtvolumina der Abfallprodukte aus dem herkömmlichen und fortgeschrittenen Konzept

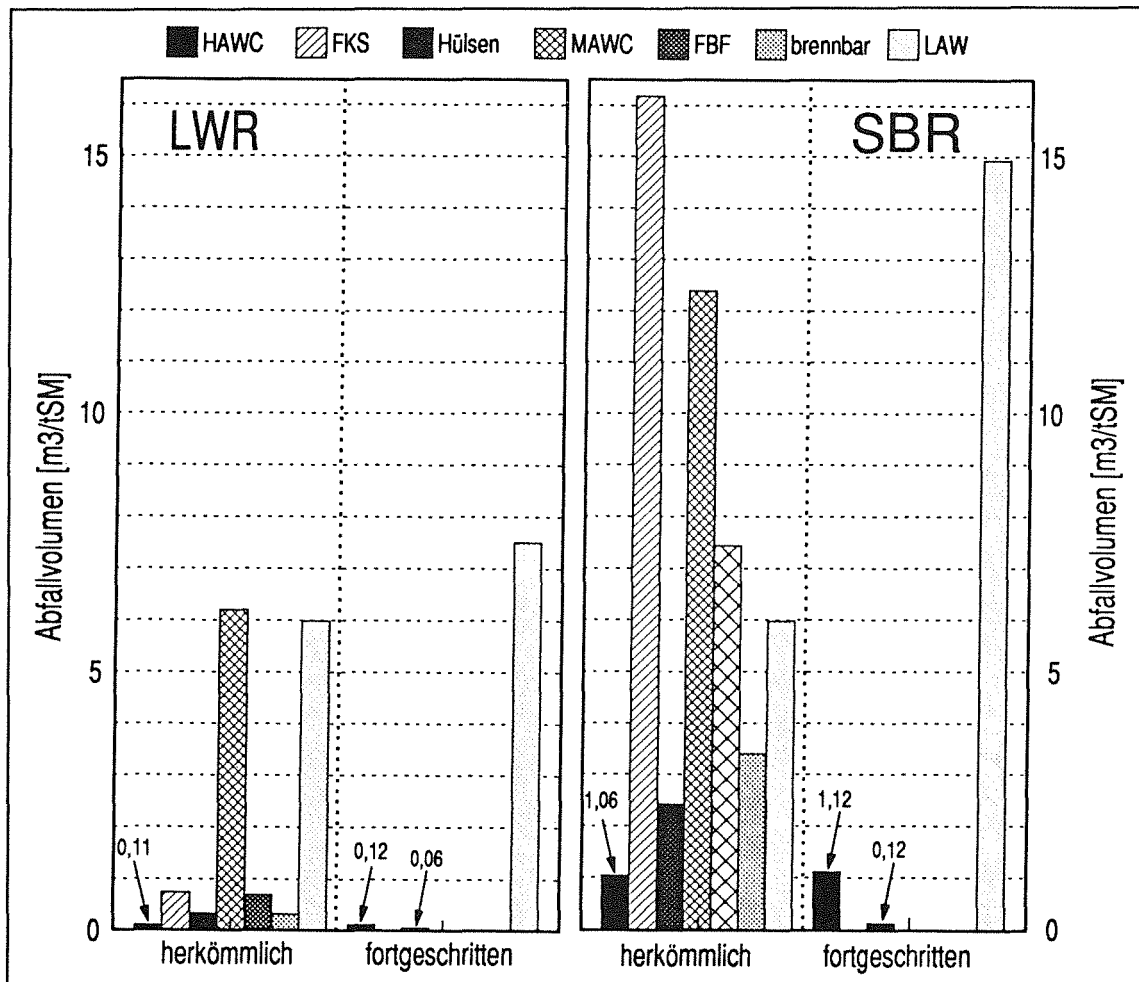


Abb.7: Vergleich der anfallenden Abfallformen und Abfallvolumina beim herkömmlichen und fortgeschrittenen Konzept am Beispiel der Abfälle aus dem LWR-UO<sub>2</sub>- und SBR-Brennstoffkreislauf

## 5.2 Aktivität, Plutonium- bzw. Technetiumgehalt und Wärmeleistung der Abfälle

### - Gesamtaktivität

Beim herkömmlichen Abfallbehandlungskonzept verteilen sich 99,9% der Gesamtaktivität der Abfälle auf die Teilströme HAW-Glas, zementierte FKS, Hülsen, MAWC und Brennelementfertigungsabfälle. Bei den LWR-Szenarien sind dies rund 8,5 m³/tSM und damit etwa 60% des gesamten Abfallvolumens. Bei SBR wären es mit 43 m³/tSM sogar fast 90% des gesamten Abfallvolumens.

Beim fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept sind mehr als 99,9% der Gesamtaktivität in den Teilströme HAW-Glas und kompaktierte Hülsen mit einem Volumen von etwa 0,2 m³/tSM (LWR) bzw. 1,2 m³/tSM (SBR) konzentriert.

Das bedeutet, daß das Abfallvolumen, in dem nahezu die gesamten Radionuklide

enthalten sind, beim fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept beim LWR um den Faktor 33, beim SBR um den Faktor 45 kleiner ist als beim herkömmlichen.

#### **- Plutonium**

Mit der Plutoniumverteilung verhält es sich wie mit der Gesamtaktivität. Auch hier enthalten beim herkömmlichen Abfallbehandlungskonzept etwa 60 % (LWR) bzw. 88 % (SBR) der Abfallformen Plutonium in einer Konzentration von  $> 1E05$  Bq/g (alpha-Aktivität). Lediglich rund 17% des Plutoniums finden sich dabei im Glas, der Rest verteilt sich auf zementierte Abfälle.

Beim fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept werden etwa 30 % des insgesamt in den Abfällen vorhandenen Plutoniums zurückgewonnen (Naßveraschung der Pu-reichen brennbaren Festabfälle mit Pu-Rückgewinnung). Der Rest gelangt nach der Vorbehandlung der Abfälle ins Glas oder Keramik bzw. verbleibt in den kompaktierten Hülsen. Das heißt, daß mehr als 99,99% des Plutoniums in nur etwa 2 % (LWR) bzw. 7,5 % (SBR) der Abfälle konzentriert sind.

#### **- Technetium**

Für die Endlagerung ist dieses Radionuklid wegen seiner langen Halbwertszeit und seiner unter bestimmten Bedingungen hohen Mobilität im Boden von sehr großem Interesse. Technetium findet sich beim LWR-(SBR-) Brennstoffkreislauf zu ca. 80% (54%) im HAWC und zu rund 20% (46%) im FKS. Es wird also beim fortgeschrittenen Konzept in einem qualitativ hochwertigen Produkt (Glas oder Keramik) fixiert und in Bohrlöchern besonders sicher gelagert

#### **- Wärmeleistung**

Beim herkömmlichen Abfallbehandlungskonzept sind verglaste HAWC, zementierte Auflöserückstände und Hülsen wärmeentwickelnde Abfälle. Ihr Anteil am Gesamtvolumen der Abfälle beträgt etwa 8 % (LWR) bzw. 40 % (SBR). Nach dem fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept wären nur noch das HAW-Glas und die kompaktierte Hülsen, also 2 % (LWR) bzw. 7,5 % (SBR) der Abfälle wärmeentwickelnd.

### **5.3 Transport der Abfallgebinde**

Beim herkömmlichen Abfallbehandlungskonzept wird jeder Abfallstrom für sich verfestigt. Dabei fallen eine Reihe von Abfallgebinden mit unterschiedlichen Maßen und Eigenschaften (Wärme, Dosisleistung etc.) an. Sie müssen mit unterschiedlichen Systemen transportiert werden, z.B. die Glaskokillen in abgeschirmten Transportbehältern, die Fässer mit zementierten Abfällen in wiederverwendbaren oder verlorenen Abschirmungen, in Containern, in Fässern ohne Abschirmung etc.. Dies kompliziert die Transporte und erhöht die Kosten.

Beim fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept resultieren nur noch zwei Arten von Abfallgebinden

- Kokillen für die gemeinsam in Glas bzw. Keramik verfestigten hochaktiven Fraktionen und die kompaktierten Hülsen sowie
- Fässer bzw. Container für die zementierten leichtaktiven Fraktionen.

Somit sind auch nur zwei Transporttechniken notwendig, was Aufwand und Kosten verringert.

#### **5.4 Endlagerung der Abfallgebände**

Im Falle des herkömmlichen Abfallbehandlungskonzeptes sind für die hier diskutierten sieben Abfallformen vier verschiedene Einlagerungstechniken vorgesehen:

- Lagerung in Bohrlöchern mit einem Durchmesser > 43 cm für die verglasten Abfälle (HAW).
- Lagerung in Bohrlöchern mit einem Durchmesser >78 cm für die zementierten, wärmeentwickelnden Abfälle (Hülsen, FKS).
- Lagerung in Abschirmungen für die zementierten Abfälle mit erhöhter Dosisleistung (MAWC).
- Lagerung stapelweise für die schwachaktiven und alphahaltigen Abfälle (FBF, NVR, LAW).

Entsprechend vielfältig müssen die Einrichtungen und die Auslegung des Endlagers sein, um die Gebinde schnell und sicher bestimmungsgemäß eingelagern zu können.

Beim fortgeschrittenen Abfallbehandlungskonzept werden die Abfallformen nur noch nach zwei Verfahren endgelagert:

- die in Glas oder Keramik verfestigten hochaktiven Abfälle und die kompaktierten Hülsen, jeweils in Kokillen mit einem Durchmesser von 43 cm verpackt, in Bohrlöchern.
- die in Fässer oder Container verpackten schwachaktiven Abfälle stapelweise in Kammern.

Hierdurch sind Vereinfachungen des Einlagerungsbetriebes zu erreichen. Darüber hinaus können die kompaktierten Hülsen wegen ihrer geringen Wärmeleistung zwischen den hochaktiven Abfällen mit hoher Wärmeleistung in Bohrlöchern gestapelt werden. Sie bewirken auf diese Weise die erforderlichen Reduktion der thermischen

## Belastung des Endlagermediums.

Die Lagerung von >99% aller Radionuklide in Bohrlöchern eines Salzbergwerkes führt auch zu einem erheblichen Sicherheitsgewinn. Wegen der starken Plastizität des Salzes bei erhöhten Temperaturen und Drücken schließen sich die Bohrlöcher bereits nach einigen Monaten bis wenigen Jahren vollständig und schließen so die eingelagerten Abfälle vollständig von der Umgebung ab. Ein Kontakt mit zufließenden Wässern oder Salzlaugen ist dann nicht mehr möglich. Eine solch kurzfristige und vollständige Isolierung ist bei den in Fässern verpackten Abfällen mit geringer Wärmeleistung, die nach dem alten Konzept noch erhebliche Gehalte an langlebigen Radionukliden besitzen, nicht möglich.

## 6. IN ENTWICKLUNG BEFINDLICHE NEUERE ABFALLBEHANDLUNGSMETHODEN

Den prozentual höchsten Beitrag zum Gesamtvolumen der bei der Abfallbehandlung nach WAW-Technik anfallenden Produkte liefern je nach betrachtetem Szenarium der zementierte MAWC (LWR) bzw. der zementierte FKS (SBR) mit jeweils 40-50 %. Durch die Behandlung bzw. Zusammenführung ausgewählter Teilströme lassen sich nennenswerte Reduktionen der Abfallproduktvolumina erzielen. Einige solcher Verfahren werden an verschiedenen Stellen untersucht oder sind bereits Gegenstand von Planungen für technische Anlagen.

### - Verglasung von HAWC gemeinsam mit FKS und MAWC

Für die Wiederaufarbeitungsanlage für LWR-Brennelemente UP3 in La Hague/Frankreich ist geplant, basische Konzentrate aus der Lösungsmittelwäsche (MAWC), FKS-Suspensionen und basische Lösungen aus der Spülung von Behältern (MAWC) gemeinsam mit dem HAWC zu verglasen /24/. Wenn es dabei gelingt, eine hohe Beladung des Glasproduktes zu erzielen, kann das Abfallproduktvolumen theoretisch um 50-60% reduziert werden. Es werden dadurch jedoch nicht alle alphahaltigen Abfälle aus dem Brennstoffkreislauf erfaßt; ein erheblicher Anteil an alpha-Strahlern befindet sich noch in den verschiedenen schwachaktiven alphahaltigen Abfallströmen.

### - Verglasung von HAWC gemeinsam mit MAWC

Im KfK/INE wurde 1987 eine Versuchskampagne zur Verglasung einer Mischung aus HAWC- und MAWC-Simulaten im keramischen Schmelzer V-W1 durchgeführt. Das durch den MAWC eingebrachte Natrium wurde bei der Zusammensetzung der Glasfritte berücksichtigt, d.h. weggelassen. Wegen des erforderlichen Mindestnatriumgehaltes in der Fritte konnte jedoch nur ein Mischungsverhältnis von 4:1 (HAWC zu MAWC) eingestellt werden. Notwendig wäre ein Verhältnis von 2:1 bzw. 3:1 (SBR). Damit wäre eine Volumenreduktion um 25% (SBR) bzw. 40% (LWR) zu erzielen.



Wie schon oben erwähnt, führt die gemeinsame Verglasung verschiedener Abfallströme zu Auswirkungen auf die Eigenschaften der Glasschmelze (Viskosität, Schmelzpunkt, Leitfähigkeit etc.). Ebenso ist mit Auswirkungen auf die Qualität des Glasproduktes zu rechnen (Homogenität, hydrolytische Verhalten). Eine Anpassung der Glasfritte an die zu verglasenden Abfallmischung ist deshalb notwendig.

Es werden auch eine Reihe von Methoden untersucht, damit bei der Wiederaufarbeitung manche Abfallströme gar nicht mehr entstehen. An dieser Stelle seien nur die elektrochemischen Trennverfahren bzw. die Lösungsmittelwäsche mit Hydrazin genannt. Bei der Brennelementfertigung sind Verfahren in der Entwicklung, die es erlauben, Plutonium und Uran aus den Abfallösungen zurückzugewinnen. Auf diese Methoden wird hier jedoch nicht näher eingegangen.

Die o.g. Verfahren reduzieren das Abfallvolumen zum Teil beträchtlich. Sie unterscheiden sich jedoch von dem hier vorgestellten Abfallbehandlungskonzept dadurch, daß nur einzelne Teilströme von Abfällen berücksichtigt werden. Das fortgeschrittene Abfallbehandlungskonzept erfaßt dagegen sämtliche alphahaltigen und wärmeentwickelnden Abfälle sowie solche mit erhöhter Dosisleistung.

## 7. ZUSAMMENFASSUNG

Die radioaktiven Abfälle aus dem nuklearen Brennstoffkreislauf werden derzeit in der Regel so wie sie anfallen konzentriert und dann in Glas (hochaktive Abfälle) bzw. in Zement oder Bitumen (schwach- und mittelaktive Abfälle) verfestigt. Anschließend werden sie in Gebinde verpackt und, entsprechend ihrer physikalischen Eigenschaften (Wärme, Dosisleistung), nach verschiedenen Techniken endgelagert.

Diese Methode hat einige Nachteile, die beim Leichtwasserreaktor noch tragbar sind, sich aber sehr stark auswirken, wenn Brennelemente mit höherem Plutoniumanteil bzw. kurzer Kühlzeit aufgearbeitet werden ( $\text{UO}_2/\text{PuO}_2$ -Mischoxid, Schneller Brüter). So sind die langlebigen Radionuklide aus der Wiederaufarbeitung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen über rund 60% und bei Brennelementen des Schnellen Brütters über 90% der Gesamtmenge der Abfälle verteilt. Die Wiederaufarbeitung kurz gekühlter Brennelemente würde wegen der begrenzten thermischen Belastbarkeit von Zement oder Bitumen zu einer erheblichen Zunahme des Abfallvolumens führen.

Um diese Nachteile zu vermeiden wurde ein fortgeschrittenes Abfallbehandlungssystem entwickelt. Es hat die Zusammenfassung der Abfallströme, die Konzentrierung nahezu der gesamten Radionuklide in einem einzigen Abfallstrom, die Reduzierung der Vielzahl verschiedener Abfallformen und die Verringerung der Abfallvolumina zum Ziel.

Dabei werden die für Wärmeentwicklung, Dosisleistung und Alphaaktivität verantwortlichen Radionuklide aus den flüssigen Abfallströmen durch einfache

Methoden abgetrennt und zusammen mit den hochaktiven Abfällen in hoch auslaug-, temperatur- und strahlenbeständigen Matrices, wie z.B. Glas oder Keramik, verfestigt. Diese Abfallformen enthalten über 99% der nichtflüchtigen Spaltprodukte und Transplutoniumelemente sowie 98% des Urans und Plutoniums, machen aber nur einen Bruchteil der Gesamtmenge des radioaktiven Abfalls aus. Die Hauptmenge des Abfalls wäre dagegen schwachaktiv und kurzlebig (alpha-Aktivität <3700 Bq/g).

Durch die Anwendung des fortgeschrittenen Behandlungskonzeptes könnte das Gesamtvolumen der Abfallprodukte aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (UO<sub>2</sub> oder MOX) auf die Hälfte reduziert werden (7-8 statt 14-15 m<sup>3</sup>/tSM). Davon wären etwa 97% schwachaktive Zementprodukte. Der Rest würde sich auf Glas- oder Keramikprodukt (2,2%) und kompaktierte Hülsen (0,8%) verteilen. Es wären nur noch zwei Einlagerungstechniken, nämlich Bohrlöcher für die hochaktiven Kokillen und Kammern für die schwachaktiven Abfälle notwendig.

Im Falle der Abfälle aus dem Schnellbrüterkreislauf (Kühlzeit der abgebrannten Brennelemente: 1 Jahr) wäre die Volumenreduzierung der Abfallprodukte durch Anwendung des fortgeschrittenen Konzeptes noch ausgeprägter. Es würden nur noch etwa ein Drittel der Abfallprodukte anfallen (16 statt 49 m<sup>3</sup>/tSM). Davon wären rund 92% schwachaktiver weitgehend alphasfreier Abfall. 7% wären Glas- bzw. Keramikprodukt und 1% kompaktierte Hülsen.

Daneben würde sowohl die Einbettung nahezu der Gesamtmenge der Radionuklide in hochwertige, langzeitbeständige Matrices, wie Glas oder Keramik, als insbesondere die Endlagerung in Bohrlöchern, die zu einer schnellen, dichten Umschließung durch das Salz führt, einen beachtlichen Gewinn an Sicherheit bewirken.

Das fortgeschrittene Behandlungssystem ist sowohl auf den Brennstoffkreislauf des LWR (UO<sub>2</sub>- und MOX-Brennelemente) als auch des SBR anwendbar. Der Mehraufwand kann gegenwärtig noch nicht quantifiziert werden, dürfte aber durch die Einsparung an Abfallproduktvolumen und damit an Transportkosten und Endlagerraum zum großen Teil ausgeglichen werden.

Die Vorbehandlungsschritte, wie die Abtrennung der Aktivitätsträger aus den flüssigen Abfällen oder die Naßveraschung brennbarer Alphaabfälle zur Rückgewinnung von Plutonium, wurden im Labormaßstab an echten Abfällen und im halbtechnischem Maßstab an Simulaten erfolgreich erprobt. Die entsprechende Verfahrenstechnik ist im Prinzip bereits an anderen Stellen im praktischen Einsatz und somit erprobt.

Um das Gesamtverfahren in der Praxis einsetzen zu können, bedarf es natürlich noch weiterer F&E-Arbeiten. Leider werden diese wegen des Fehlens einer eigenen Wiederaufarbeitungsanlage in Deutschland nicht weitergeführt. Aber schon die hier vorgestellten Arbeiten zeigen die Zusammenhänge zwischen zahlreichen Parametern des Brennstoffkreislaufs und ihre Auswirkung auf die radioaktiven Abfälle. Vor allem

aber zeigen sie Wege auf zur weiteren Optimierung der Abfallbehandlung. Es ist zu hoffen, daß sie Anstöße zu entsprechenden Entwicklungen im internationalen Bereich geben. Der große sicherheitstechnische Gewinn bei der konsequenten Konzentrierung der quasi-Gesamtmenge aller Radionuklide in einem sehr kleinen Abfallvolumen mit anschließender Immobilisierung in sehr stabilen Matrices sowie der insbesondere im Salz dichte Einschluß in Bohrlöchern eines Endlagers sollte hierzu anregen.

## 8. LITERATUR

- /1/ A. Ziegler  
Lehrbuch der Reaktortechnik, Bd. 2,  
Berlin, Heidelberg, New York, Tokyo: Springer, (1984)
- /2/ H. Krause  
R&D Activities at KfK/INE on a Waste Management System for the Fast Breeder  
Fuel Cycle  
RECOD 87, Paris, (1987)
- /3/ W. Ochsenfeld  
KfK, interner Bericht (1986)
- /4/ H.W. Wiese  
Technologische Fragen des Brüter-Brennstoffkreislaufes  
-Beiträge zum Seminar am 15.10.1981 im KfK-, S. 120  
W. Marth et al. (Hrsg.), KfK 3278 (1982)
- /5/ U. Fischer, H.W. Wiese  
Verbesserte konsistente Berechnung des nuklearen Inventars abgebrannter DWR-  
Brennstoffe auf der Basis von Zell-Abbrandverfahren mit KORIGEN  
KfK 3014 (1983)
- /6/ W. Bähr, R. Kraemer  
KfK, interner Bericht (1986)
- /7/ W. Hauser, W. Wenzel  
Zusammensetzung, Aktivitäts- und Wärmeinventar einzelner Abfallströme aus LWR-  
und SBR-Brennstoffkreisläufen  
KfK 4633 (1989))
- /8/ R. Kroebel, R. Kraemer  
KfK, interner Bericht (1988)
- /9/ A. Jonass, Y. Heny, B. Boen  
Packaging of Nuclear Cladding Wastes by Melting  
RECOD 87, Paris (1987)
- /10/ H. Frotscher, G. Böhme  
Characterisation of and Conditioning Processes for LWR Hull Wastes at the  
Karlsruhe Nuclear Research Center  
Int. Symposium on Management of Low- and Intermediate Level Radioactive  
Wastes, Stockholm, Sweden (1988)
- /11/ W. Hauser  
Optimierung der Aktivitätsbeladung von schwach- und mittelaktiven Abfallgebinden  
KfK 3825 (1985)

- /12/ K. Gompper  
Mittelaktive Abfallösungen -Abtrennung von Transuranelementen und Spaltprodukten-  
atomwirtschaft-atomtechnik, 30, 90 (1985)
- /13/ K. Gompper, S. Kunze, G. Eden, G. Lösch, C. Zemski  
Abtrennung von Transuranelementen und Spaltprodukten aus mittelaktiven wäßrigen Abfallösungen  
EUR 10893 DE (1986)
- /14/ K. Gompper, S. Kunze  
Fällung als Schritt zur Konditionierung von mittelaktiven flüssigen Abfällen  
KfK-Nachrichten 20, S. 127-131 (1988)
- /15/ S. Halaszovich, S. Dix, R. Harms  
Denitrierung und chemische Fällung von mittelaktiven Flüssigabfällen  
EUR 10893 (1986)
- /16/ N. Ghattas, K. Gompper  
Vitrification of medium level liquid waste precipitates in VG 98/12 borosilicate glass  
Nuclear and Chemical Waste Management, 6, S. 169-174 (1986)
- /17/ A. Loida, G. Schubert  
Entwicklung eines Verfahrens zur Verfestigung alphahaltiger Abfälle in einer keramischen Matrix  
EUR 94521 DE (1985)
- /18/ K. Gompper, S. Kunze  
in: Ergebnisbericht über Forschungs- und Entwicklungsarbeiten 1989  
Institut für Nukleare Entsorgungstechnik, S. 8-10  
KfK 4733
- /19/ H. Wiczorek  
Alona Demonstration Facility for the Acid Digestion Process at Eurochemic Mol (Belgium)  
The Acid Digestion Process for Radioactive Waste  
Proc. of a Seminar, Geel, Belgium, September 28, 1982  
Harwood, 1983, S.27-45  
EUR 8609 (1983)
- /20/ R. Swennen, H. Cuyvers, J. van Geel  
The Treatment of Alpha Waste at Eurochemic by Acid Digestion-Feed Treatment and Plutonium Recovery  
The Acid Digestion Process for Radioactive Waste  
Proc. of a Seminar, Geel, Belgium, September 28, 1982  
Harwood, 1983, S. 47-72  
EUR 8609 (1983)

- /21/ R. Swennen, H. Cuyvers, J. van Geel, H. Wiczorek  
The Treatment of Comustible Alpha-Wastes at Eurochemic using Acid Digestion  
and a Plutonium Recovery Process. First Results of the Active Operation of a  
Demonstration Plant.  
Fuel Reprocessing and Waste Management,  
American Nuclear Society Internat. Topical Meeting,  
Jackson, Wyo., August 36-29, 1984  
La Grange Park, Ill., 1984, Vol. 1, S. 1/549-1/563
- /22/ K. Gompper, H. Wiczorek  
Plutonium Recovery from Incinerator Ashes by Treatment with Nitric/Sulfuric Acid  
RECOD '91, Sendai, Japan (1991)
- /23/ W. Fournier, D. Alexandre, P. Leroy, P. Hugony, C. Sombret, A. Jouan,  
C. Bernard  
Start-Up of Commercial High Level Waste Vitrification Facilities at La Hague  
RECOD '91, Sendai, Japan (1991)
- /24/ D. Alexandre, M. Chotin, G. Le Bleye  
Vitrification of Fission Product Wastes: Industrial Experience and Construction of  
the New Vitrification Units at LA Hague  
RECOD 87, Paris (1987)
- /25/ W. Grünwald, H. Koschorke, G. Roth  
Development of an HLLW Melter to large Scale Industrial Application  
Symp. Spectrum 86, Niagara Falls, USA (1986)
- /26/ K.-D. Kuhn, H. Wiese, M. Demonie  
High Level Liquid Waste Conditioning in the PAMELA Vitrification Plant  
RECOD '91, Sendai, Japan (1991)
- /27/ B. Luckscheiter  
KfK, interner Bericht (1991)
- /28/ B. Luckscheiter  
KfK 4902 (in Vorbereitung)
- /29/ A. Loida, G. Schubert  
KfK, interner Bericht (1990)
- /30/ G. Schubert  
KfK, persönliche Mitteilung (1991)
- /31/ A. Loida  
KfK 4901 (in Vorbereitung)
- /32/ V. Schneider, F. Hermann, W.G. Druckenbrodt  
The AU/PuC-Process: A Coprecipitation Process with Good Product Homogeneity to  
the Full Scale Plutonium Concentration  
ENC '79, TANSO 31, 176 (1979)

- /33/ H. Roepenack, V. Schneider, W.G. Druckenbrodt  
Experience with the Ammonium Uranyl Plutonyl Carbonate Coconversion Process  
for Mixed-Oxide Fuel Fabrication  
Am. Ceramic Soc. Bull., 63,8 (1984)
- /34/ H. Wieczorek  
KfK, persönliche Mitteilung (1987)
- /35/ S. Drobnik  
Deutsche Patentschrift DP 1935273 (1976)
- /36/ M. Kelm, B. Oser, S. Drobnik  
Denitration of reprocessing concentrates by means of HCOOH  
L. Cecille (Hrsg.)  
Denitration of Radioactive Liquide Waste, Proc. of a Seminar,  
Jülich, December 10-11, 1985  
Graham and Trotman, 1986, S. 86-96  
EUR 10650
- /37/ C. Breschet, D. Pagnon, F. Drain, V. Decobert  
Industrial application of denitration of HLLW by means of HCHO  
L. Cecille (Hrsg.)  
Denitration of Radioactive Liquide Waste, Proc. of a Seminar,  
Jülich, December 10-11, 1985  
Graham and Trotman, 1986, S. 162-171  
EUR 10650
- /38/ K. Gompper  
Deutsche Patentschrift DE 3243841 (1986)  
Deutsche Patentschrift DE 3243840 (1987)
- /39/ K. Gompper  
Alternative organic reductants for denitration  
L. Cecille (Hrsg.)  
Denitration of Radioactive Liquide Waste, Proc. of a Seminar,  
Jülich, December 10-11, 1985  
Graham and Trotman, 1986, S. 32-46  
EUR 10650

## 9. VERZEICHNIS DER ABBILDUNGEN UND TABELLEN

### VERZEICHNIS DER ABBILDUNGEN

Abb. 1: Behandlung der Abfälle aus Wiederaufarbeitung und MOX-Brennelementfertigung nach dem DWK-Konzept .....	2
Abb. 2: Pu-Inventar abgebrannter Brennelemente aus LWR und SBR.....	3
Abb.3: Abhängigkeit der Wärmeleistung abgebrannter Brennelemente von der Kühlzeit .....	3
Abb. 4: Vergleich der Volumina von Rohabfällen und verfestigten Abfällen aus dem LWR-UO <sub>2</sub> - und SBR-Brennstoffkreislauf .....	8
Abb. 5: Vereinfachtes Fließschema des fortgeschrittenen Behandlungskonzeptes .....	9
Abb. 6: Vergleich der Gesamtvolumina der Abfallprodukte aus dem herkömmlichen und fortgeschrittenen Konzept .....	17
Abb.7: Vergleich der anfallenden Abfallprodukte und Abfallvolumina am Beispiel der Abfälle aus dem LWR-UO <sub>2</sub> - und SBR-Brennstoffkreislauf .....	18

### VERZEICHNIS DER TABELLEN

Tab. 1: Szenarien 1-4 zur Ermittlung der Abfallzusammensetzung .....	6
Tab. 2: Pu-Verluste in die Abfälle.....	7
Tab. 3: Volumina (l/tSM) der Abfallprodukte aus dem LWR und SBR-Brennstoffkreislauf.....	7
Tab. 4: Anteile verschiedener Radionuklide an der Dosisleistung von zementiertem MAWC aus dem LWR (UO <sub>2</sub> )- und SBR-Kreislauf .....	11



Tab. 5: Abfallströme aus der gemeinsamen Fällbehandlung von Sekundärabfällen aus der Naßveraschung/Pu-Rückgewinnung und Filtraten aus der Brennelementfertigung .....	13
Tab. 6: Anfallende Aschen bei der Verbrennung der Pu-armen brennbaren Festabfälle.....	14
Tab. 7: Abfälle aus dem fortgeschrittenen Behandlungskonzept - Option Verglasung -.....	15
Tab. 8: Abfälle aus dem fortgeschrittenen Behandlungskonzept - Option Keramisierung - .....	16

## **ANHANG**

### **I. Zusammensetzung abgebrannter Brennelemente**

Tab. I-1: LWR-UO <sub>2</sub> -Brennelement .....	33
Tab. I-2: LWR-Brennelement mit 10% MOX .....	33
Tab. I-3: LWR-Brennelement mit 30% MOX .....	34
Tab. I-4: SBR-Brennelement.....	34
Tab. I-5: Verteilung der Radionuklide auf die Abfallströme.....	35

### **II. Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von Abfällen aus dem LWR- und SBR-Brennstoffkreislauf**

Tab. II-1: HAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (100% UO <sub>2</sub> ).....	36
Tab. II-2: HAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX) .....	36
Tab. II-3: HAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX) .....	37
Tab. II-4: HAWC aus SBR-Brennstoffkreislauf .....	37
Tab. II-5: FKS aus LWR-Brennstoffkreislauf (100% UO <sub>2</sub> ) .....	38
Tab. II-6: FKS aus LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX).....	38

Tab. II-7: FKS aus LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX).....	38
Tab. II-8: FKS aus SBR-Brennstoffkreislauf.....	38
Tab. II-9: MAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (100% UO <sub>2</sub> ).....	39
Tab. II-10: MAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX).....	39
Tab. II-11: MAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX).....	40
Tab. II-12: MAWC aus SBR-Brennstoffkreislauf.....	40

### **III. Herkömmliches Abfallbehandlungssystem**

#### **Beschreibung der Abfallströme und Abfallprodukte**

Tab. III-1: Produktvolumina, Wärmeleistung und Aktivitätsinventar von HAWC-Glasprodukten aus der LWR- und SBR-WA .....	41
Tab. III-2: Produktvolumina, Wärmeleistung und Aktivitätsinventar von FKS-Zementprodukten aus der LWR- und SBR-WA .....	42
Tab. III-3: Aktivitätsinventar von zementiertem MAWC aus der LWR- und SBR-WA.....	43
Tab. III-4: Flüssige Abfälle aus der MOX-Brennelementfertigung.....	44
Tab. III-5: Brennbare Abfälle aus der MOX-Brennelementfertigung.....	44

### **III. Herkömmliches Abfallbehandlungssystem**

#### **Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC und FKS-Abfallprodukten**

Tab. III-6: HAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (100% UO <sub>2</sub> ) .....	46
Tab. III-7: HAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX).....	46
Tab. III-8: HAWC aus LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX).....	47
Tab. III-9: HAWC aus SBR-Brennstoffkreislauf .....	47
Tab. III-10: FKS aus LWR-Brennstoffkreislauf (100% UO <sub>2</sub> ).....	48
Tab. III-11: FKS aus LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX).....	48

Tab. III-12: FKS aus LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX)..... 49

Tab. III-13:FKS aus SBR-Brennstoffkreislauf..... 49

**IV Fortgeschrittenes Behandlungskonzept  
Gemeinsame Verfestigung der verschiedenen Abfallströme  
in Glas oder Keramik**

Tab. IV-1: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem  
LWR-Brennstoffkreislauf (100%  $UO_2$ ) ..... 50

Tab. IV-2: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem  
LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX)..... 50

Tab. IV-3: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem  
LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX)..... 51

Tab. IV-4: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem  
SBR-Brennstoffkreislauf..... 51

Tab. IV-5: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem  
LWR-Brennstoffkreislauf (100%  $UO_2$ ) ..... 52

Tab. IV-6: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem  
LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX)..... 52

Tab. IV-7: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem  
LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX)..... 53

Tab. IV-8: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem  
SBR-Brennstoffkreislauf..... 53

**Anhang I: Zusammensetzung abgebrannter Brennelemente und Verteilung der Radionuklide auf die Abfallströme /3,4,5,6,7,8/.**

**Tab. I-1: Abgebranntes LWR-UO<sub>2</sub>- Brennelement 7 a nach der Entnahme aus dem Reaktor (Abbrand: 40 GWd/t)**

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Ge	4,89E-01		
As	1,43E-01		
Se	6,64E+01	1,65E+10	
Br	2,62E+01		
Rb	4,17E+02	9,29E+05	
Sr	9,72E+02	2,80E+15	87,9
Y	5,53E+02	2,80E+15	420,0
Zr	4,36E+03	7,96E+10	
Nb	4,40E-03	2,68E+10	
Mo	4,08E+03		
Tc	9,15E+02	5,74E+11	
Ru	2,69E+03	1,87E+14	0,3
Rh	5,32E+02	1,87E+14	48,4
Pd	1,68E+03	4,63E+09	
Ag	7,56E+01	1,34E+11	0,1
Cd	9,48E+01	1,27E+12	0,1
In	1,56E+00	3,42E-01	
Sn	5,75E+01	3,50E+10	
Sb	1,21E+01	7,10E+13	6,0
Te	5,55E+02	1,73E+13	0,4
Cs	2,93E+03	4,85E+15	335,0
Ba	2,04E+03	3,85E+15	408,0
La	1,47E+03	7,18E+00	
Ce	2,90E+03	9,58E+13	1,7
Pr	1,35E+03	9,69E+13	19,0
Nd	4,92E+03	7,51E+01	
Pm	2,91E+01	9,99E+14	9,7
Sm	9,88E+02	1,32E+13	
Eu	1,56E+02	4,74E+14	84,8
Gd	1,82E+02	5,92E+08	
Tb	2,47E+00	9,69E+02	
Dy	1,36E+00		
Ho	1,22E-01	3,01E+07	
Er	3,03E-02		
Σ I:	3,41E+04	1,64E+16	1421,4
U	9,47E+05	1,58E+11	0,1
Np	5,69E+02	9,55E+11	0,1
Pu	1,02E+04	3,96E+15	148,0
Am	5,65E+02	5,66E+13	51,0
Cm	3,75E+01	1,02E+14	96,5
Σ II:	9,58E+05	4,12E+15	295,6
Σ I+II:	9,92E+05	2,47E+16	1717,0

**Tab. I-2: Abgebranntes LWR-Brennelement (10% MOX) 7 a nach der Entnahme aus dem Reaktor (Abbrand: 40 GWd/t)**

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Ge	4,86E-01		
As	1,44E-01		
Se	6,53E+01	1,64E+10	
Br	2,59E+01		
Rb	4,00E+02	8,92E+05	
Sr	9,31E+02	2,68E+15	84,1
Y	5,29E+02	2,68E+15	402,0
Zr	4,25E+03	7,77E+10	
Nb	4,44E-03	2,61E+10	
Mo	4,06E+03		
Tc	9,13E+02	5,74E+11	
Ru	2,74E+03	1,98E+14	0,3
Rh	5,59E+02	1,98E+14	51,4
Pd	1,79E+03	5,11E+09	
Ag	8,34E+01	1,49E+11	0,1
Cd	1,05E+02	1,36E+12	0,1
In	1,66E+00	3,64E-01	
Sn	6,03E+01	3,70E+10	
Sb	1,27E+01	7,47E+13	6,3
Te	5,70E+02	1,82E+13	0,4
Cs	2,96E+03	4,85E+15	335,0
Ba	2,03E+03	3,85E+15	408,0
La	1,46E+03	6,81E+00	
Ce	2,88E+03	9,44E+13	1,7
Pr	1,34E+03	9,55E+13	18,8
Nd	4,85E+03	7,29E+01	
Pm	2,91E+01	9,99E+14	9,7
Sm	9,94E+02	1,45E+13	
Eu	1,62E+02	4,96E+14	87,6
Gd	1,86E+02	5,74E+08	
Tb	2,70E+00	1,05E+03	
Dy	1,52E+00		
Ho	1,31E-01	3,25E+07	
Er	3,28E-02		
Σ I:	3,40E+04	1,63E+16	1405,5
U	9,45E+05	1,85E+11	0,1
Np	5,34E+02	1,60E+12	0,1
Pu	1,23E+04	5,22E+15	182,0
Am	8,11E+02	7,77E+13	69,7
Cm	8,67E+01	2,26E+14	214,0
Σ II:	9,59E+05	5,52E+15	465,9
Σ I+II:	9,93E+05	2,18E+16	1871,4

Tab. I-3: Abgebranntes LWR-Brennelement (30% MOX) 7 a nach Entnahme aus dem Reaktor (Abbrand: 40 GWd/t)

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Ge	4,80E-01		
As	1,45E-01		
Se	6,33E+01	1,62E+10	
Br	2,53E+01		
Rb	3,66E+02	8,14E+05	
Sr	8,48E+02	2,44E+15	76,5
Y	4,81E+02	2,44E+15	365,0
Zr	4,04E+03	7,40E+10	
Nb	4,51E-03	2,48E+10	
Mo	4,02E+03		
Tc	9,09E+02	5,70E+11	
Ru	2,83E+03	2,21E+14	0,4
Rh	6,13E+02	2,21E+14	57,2
Pd	2,03E+03	6,07E+09	
Ag	9,89E+01	1,79E+11	0,1
Cd	1,27E+02	1,55E+12	0,1
In	1,87E+00	4,11E-01	
Sn	6,60E+01	4,11E+10	
Sb	1,38E+01	8,29E+13	7,0
Te	6,01E+02	2,02E+13	0,5
Cs	3,02E+03	4,85E+15	333,0
Ba	2,00E+03	3,85E+15	408,0
La	1,43E+03	6,07E+00	
Ce	2,82E+03	9,14E+13	1,6
Pr	1,33E+03	9,25E+13	18,2
Nd	4,73E+03	6,85E+01	
Pm	4,91E+01	9,99E+14	9,7
Sm	1,01E+03	1,72E+13	0,1
Eu	1,73E+02	5,37E+14	93,4
Gd	1,92E+02	5,37E+08	
Tb	3,18E+00	1,25E+03	
Dy	1,86E+00	0,00E+00	
Ho	1,48E-01	3,74E+07	
Er	3,76E-02	0,00E+00	
Σ I:	3,39E+04	1,59E+16	1370,7
U	9,40E+05	2,40E+13	
Np	4,63E+02	2,88E+12	0,2
Pu	1,65E+04	7,70E+15	251,0
Am	1,30E+03	1,20E+14	107,0
Cm	1,85E+02	4,74E+14	448,0
Σ II:	9,58E+05	8,32E+15	806,2
Σ I+II:	9,92E+05	2,42E+16	2176,9

Tab. I-4: Abgebranntes SBR-Brennelement (Core + ax. Blanket) 1 a nach Entnahme aus dem Reaktor (Abbrand: 40 GWd/t)

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Ge	9,93E-01		
As	3,01E-01		
Se	3,97E+01	1,27E+10	
Br	1,25E+01		
Rb	2,53E+02	2,29E+08	
Sr	5,77E+02	1,98E+15	77,5
Y	3,07E+02	2,39E+15	324,0
Zr	3,06E+03	1,68E+15	230,0
Nb	2,62E+00	3,81E+15	491,0
Mo	3,65E+00		
Tc	9,74E+02	6,11E+11	
Ru	3,58E+03	2,66E+16	60,1
Rh	1,15E+03	2,66E+16	6840,0
Pd	2,36E+03	9,10E+09	
Ag	2,56E+02	1,44E+13	6,5
Cd	1,57E+02	6,85E+12	0,3
In	1,34E+01	1,85E+09	
Sn	1,31E+02	4,74E+13	3,6
Sb	4,98E+01	8,80E+14	71,2
Te	6,70E+02	4,40E+14	10,8
Cs	4,56E+03	5,48E+15	376,0
Ba	1,60E+03	4,37E+15	462,0
La	1,37E+03	2,89E+08	
Ce	2,65E+03	2,19E+16	394,0
Pr	1,31E+03	2,21E+16	4350,0
Nd	3,98E+03	4,66E+06	
Pm	3,09E+02	1,06E+16	104,0
Sm	1,04E+03	1,88E+14	0,6
Eu	1,48E+02	7,73E+14	32,5
Gd	9,93E+01	8,25E+09	
Tb	8,81E+00	2,69E+12	0,6
Dy	6,04E+00		
Ho	2,07E-01	2,32E+07	
Er	5,97E-02		
Σ I:	3,07E+04	1,30E+17	13834,7
U	8,40E+05	7,29E+11	0,1
Np	1,88E+02	5,29E+12	0,4
Pu	1,15E+05	2,98E+16	1330,0
Am	2,97E+03	3,49E+14	297,0
Cm	1,51E+02	4,51E+15	4480,0
Σ II:	9,58E+05	3,47E+16	6107,4
Σ I+II:	9,89E+05	1,65E+17	19942,1

Tab. I-5: Verteilung der während der Wiederaufarbeitung in die Abfälle gelangten Elemente auf die Teilströme HAWC, FKS und MAWC

Element	LWR			SBR		
	HAWC	FKS	MAWC	HAWC	FKS	MAWC
Ge	99,90		0,10	99,90		0,10
As	99,90		0,10	99,90		0,10
Se	59,90	40,00	0,10	99,90		0,10
Br	99,99		0,01	99,99		0,01
Rb	99,99		0,01	99,99		0,01
Sr	99,99		0,01	99,99		0,01
Y	99,79	0,20	0,01	99,99		0,01
Zr	64,65	35,00	0,35	68,65	31,00	0,35
Nb	4,99	95,00	0,01	99,99		0,01
Mo	49,95	50,00	0,05	51,95	48,00	0,05
Tc	79,95	20,00	0,05	53,95	46,00	0,05
Ru	39,80	60,00	0,20	42,80	57,00	0,20
Rh	49,82	50,00	0,18	34,82	65,00	0,18
Pd	79,94	20,00	0,06	63,94	36,00	0,06
Ag	4,99	95,00	0,01	99,99		0,01
Cd	79,99	20,00	0,01	99,99		0,01
In	99,99		0,01	99,90		0,10
Sn	19,90	80,00	0,10	99,90		0,10
Sb	4,93	95,00	0,07	67,93	32,00	0,07
Te	59,90	40,00	0,10	99,99		0,01
Cs	99,99		0,01	99,99		0,01
Ba	99,99		0,01	99,99		0,01
La	99,99		0,01	99,99		0,01
Ce	99,99		0,01	99,99		0,01
Pr	99,99		0,01	99,99		0,01
Nd	99,99		0,01	99,99		0,01
Pm	99,99		0,01	99,99		0,01
Sm	99,99		0,01	99,99		0,01
Eu	99,99		0,01	99,99		0,01
Gd	99,99		0,01	99,99		0,01
Tb	99,99		0,01	99,99		0,01
Dy	99,99		0,01	99,99		0,01
Ho	99,99		0,01	99,99		0,01
Er	99,99		0,01	99,99		0,01
U	0,50	0,03	0,10	0,50	0,10	0,10
Np	99,50		0,50	99,50		0,50
Pu	0,50	0,50	0,10	0,50	0,50	0,10
Am	99,29	0,70	0,01	99,99		0,01
Cm	99,99		0,01	99,99		0,01

**Anhang II: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von Abfällen aus dem LWR- und SBR-Brennstoffkreislauf**

**Tab. II-1: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC aus der Wiederaufarbeitung von LWR-UO<sub>2</sub> Brennelementen**

Element	HAWC g/tSM	HAWC Bq/tSM	HAWC W/tSM
Ge	4,89E-01		
As	1,43E-01		
Se	3,98E+01	9,88E+09	
Br	2,62E+01		
Rb	4,17E+02	9,29E+05	
Sr	9,72E+02	2,80E+15	8,79E+01
Y	5,52E+02	2,80E+15	4,19E+02
Zr	2,82E+03	5,14E+10	1,62E-04
Nb	2,20E-04	1,33E+09	6,49E-06
Mo	2,04E+03		
Tc	7,32E+02	4,59E+11	6,22E-03
Ru	1,07E+03	7,44E+13	1,19E-01
Rh	2,65E+02	9,31E+13	2,41E+01
Pd	1,34E+03	3,70E+09	5,95E-06
Ag	3,77E+00	6,68E+09	2,99E-03
Cd	7,58E+01	1,01E+12	4,61E-02
In	1,56E+00	3,42E-01	
Sn	1,14E+01	6,97E+09	2,47E-04
Sb	5,97E-01	3,50E+12	2,96E-01
Te	3,32E+02	1,04E+13	2,35E-01
Cs	2,93E+03	4,85E+15	3,35E+02
Ba	2,04E+03	3,85E+15	4,08E+02
La	1,47E+03	7,18E+00	
Ce	2,90E+03	9,58E+13	1,72E+00
Pr	1,35E+03	9,69E+13	1,90E+01
Nd	4,92E+03	7,51E+01	
Pm	2,91E+01	9,99E+14	9,69E+00
Sm	9,88E+02	1,32E+13	4,19E-02
Eu	1,56E+02	4,74E+14	8,48E+01
Gd	1,82E+02	5,92E+08	1,38E-05
Tb	2,47E+00	9,69E+02	
Dy	1,36E+00		
Ho	1,22E-01	3,01E+07	9,01E-06
Er	3,03E-02		
Σ I:	2,77E+04	1,62E+16	1,39E+03
U	4,74E+03	7,88E+08	2,59E-04
Np	5,66E+02	9,50E+11	7,28E-02
Pu	5,10E+01	1,98E+13	7,40E-01
Am	5,61E+02	5,62E+13	5,06E+01
Cm	3,75E+01	1,02E+14	9,65E+01
Σ II:	5,95E+03	1,79E+14	1,48E+02
Σ I+II:	3,36E+04	1,65E+16	1,54E+03

**Tab. II-2: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC aus der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennelementen mit 10% MOX Anteil**

Element	HAWC g/tSM	HAWC Bq/tSM	HAWC W/tSM
Ge	4,86E-01		
As	1,44E-01		
Se	3,91E+01	9,82E+09	6,59E-05
Br	2,59E+01		
Rb	4,00E+02	8,92E+05	2,01E-08
Sr	9,31E+02	2,68E+15	8,41E+01
Y	5,28E+02	2,68E+15	4,01E+02
Zr	2,75E+03	5,02E+10	1,58E-04
Nb	2,22E-04	1,30E+09	6,34E-06
Mo	2,03E+03		
Tc	7,30E+02	4,59E+11	6,21E-03
Ru	1,09E+03	7,89E+13	1,26E-01
Rh	2,78E+02	9,88E+13	2,56E+01
Pd	1,43E+03	4,08E+09	6,56E-06
Ag	4,16E+00	7,44E+09	3,33E-03
Cd	8,40E+01	1,09E+12	4,95E-02
In	1,66E+00	3,64E-01	1,41E-14
Sn	1,20E+01	7,36E+09	2,63E-04
Sb	6,26E-01	3,68E+12	3,12E-01
Te	3,41E+02	1,09E+13	2,49E-01
Cs	2,96E+03	4,85E+15	3,35E+02
Ba	2,03E+03	3,85E+15	4,08E+02
La	1,46E+03	6,81E+00	3,17E-13
Ce	2,88E+03	9,43E+13	1,69E+00
Pr	1,34E+03	9,55E+13	1,88E+01
Nd	4,85E+03	7,29E+01	
Pm	2,91E+01	9,99E+14	9,69E+00
Sm	9,94E+02	1,45E+13	4,61E-02
Eu	1,62E+02	4,96E+14	8,76E+01
Gd	1,86E+02	5,73E+08	1,34E-05
Tb	2,70E+00	1,05E+03	2,34E-10
Dy	1,52E+00		
Ho	1,31E-01	3,25E+07	9,72E-06
Er	3,28E-02		
Σ I:	2,76E+04	1,59E+16	1,37E+03
U	4,73E+03	9,25E+08	2,56E-04
Np	5,31E+02	1,59E+12	1,14E-01
Pu	6,15E+01	2,61E+13	9,10E-01
Am	8,05E+02	7,71E+13	6,92E+01
Cm	8,67E+01	2,26E+14	2,14E+02
Σ II:	6,21E+03	3,31E+14	2,84E+02
Σ I+II:	3,38E+04	1,63E+16	1,66E+03

Tab. II-3: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC aus der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennelementen mit 30% MOX Anteil

Element	HAWC g/tSM	HAWC Bq/tSM	HAWC W/tSM
Ge	4,80E-01		
As	1,45E-01		
Se	3,79E+01	9,71E+09	6,53E-05
Br	2,53E+01		
Rb	3,66E+02	8,14E+05	1,84E-08
Sr	8,48E+02	2,44E+15	7,65E+01
Y	4,80E+02	2,43E+15	3,64E+02
Zr	2,61E+03	4,78E+10	1,50E-04
Nb	2,25E-04	1,24E+09	6,09E-06
Mo	2,01E+03		
Tc	7,27E+02	4,56E+11	6,18E-03
Ru	1,13E+03	8,78E+13	1,41E-01
Rh	3,05E+02	1,10E+14	2,85E+01
Pd	1,62E+03	4,85E+09	7,76E-06
Ag	4,94E+00	8,94E+09	4,01E-03
Cd	1,02E+02	1,24E+12	5,62E-02
In	1,87E+00	4,11E-01	1,59E-14
Sn	1,31E+01	8,17E+09	2,95E-04
Sb	6,80E-01	4,09E+12	3,45E-01
Te	3,60E+02	1,21E+13	2,75E-01
Cs	3,02E+03	4,85E+15	3,33E+02
Ba	2,00E+03	3,85E+15	4,08E+02
La	1,43E+03	6,07E+00	2,82E-13
Ce	2,82E+03	9,14E+13	1,64E+00
Pr	1,33E+03	9,25E+13	1,82E+01
Nd	4,73E+03	6,84E+01	4,47E-67
Pm	4,91E+01	9,99E+14	9,69E+00
Sm	1,01E+03	1,72E+13	5,44E-02
Eu	1,73E+02	5,36E+14	9,34E+01
Gd	1,92E+02	5,36E+08	1,25E-05
Tb	3,18E+00	1,25E+03	2,76E-10
Dy	1,86E+00		
Ho	1,48E-01	3,74E+07	1,12E-05
Er	3,76E-02		
Σ I:	2,74E+04	1,55E+16	1,33E+03
U	4,70E+03	1,20E+11	2,49E-04
Np	4,61E+02	2,87E+12	1,96E-01
Pu	8,25E+01	3,85E+13	1,26E+00
Am	1,29E+03	1,19E+14	1,06E+02
Cm	1,85E+02	4,74E+14	4,48E+02
Σ II:	6,72E+03	6,34E+14	5,56E+02
Σ I+II:	3,41E+04	1,62E+16	1,89E+03

Tab. II-4: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC aus der Wiederaufarbeitung von SBR-Brennelementen (Kühlzeit: 1a)

Element	HAWC g/tSM	HAWC Bq/tSM	HAWC W/tSM
Ge	9,92E-01		
As	3,01E-01		
Se	3,97E+01	1,27E+10	8,56E-05
Br	1,25E+01		
Rb	2,53E+02	2,29E+08	2,79E-05
Sr	5,77E+02	1,98E+15	7,75E+01
Y	3,07E+02	2,39E+15	3,24E+02
Zr	2,10E+03	1,15E+15	1,58E+02
Nb	2,62E+00	3,81E+15	4,91E+02
Mo	1,90E+00		
Tc	5,25E+02	3,30E+11	4,47E-03
Ru	1,53E+03	1,14E+16	2,57E+01
Rh	4,00E+02	9,26E+15	2,38E+03
Pd	1,51E+03	5,82E+09	9,34E-06
Ag	2,56E+02	1,44E+13	6,45E+00
Cd	1,57E+02	6,85E+12	3,35E-01
In	1,34E+01	1,85E+09	1,47E-04
Sn	1,31E+02	4,74E+13	3,62E+00
Sb	3,38E+01	5,98E+14	4,84E+01
Te	6,70E+02	4,40E+14	1,08E+01
Cs	4,56E+03	5,48E+15	3,76E+02
Ba	1,60E+03	4,37E+15	4,62E+02
La	1,37E+03	2,89E+08	1,31E-04
Ce	2,65E+03	2,19E+16	3,94E+02
Pr	1,31E+03	2,21E+16	4,35E+03
Nd	3,98E+03	4,66E+06	3,04E-07
Pm	3,09E+02	1,06E+16	1,04E+02
Sm	1,04E+03	1,88E+14	5,96E-01
Eu	1,48E+02	7,73E+14	3,25E+01
Gd	9,93E+01	8,25E+09	1,92E-04
Tb	8,81E+00	2,69E+12	5,92E-01
Dy	6,04E+00		
Ho	2,07E-01	2,32E+07	6,93E-06
Er	5,97E-02		
Σ I:	2,56E+04	9,65E+16	9,25E+03
U	4,20E+03	3,65E+09	2,54E-04
Np	1,87E+02	5,26E+12	3,57E-01
Pu	5,75E+02	1,49E+14	6,65E+00
Am	2,97E+03	3,49E+14	2,97E+02
Cm	1,51E+02	4,51E+15	4,48E+03
Σ II:	8,08E+03	5,01E+15	4,78E+03
Σ I+II:	3,37E+04	1,02E+17	1,40E+04



Tab. II-5: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von FKS; LWR-UO<sub>2</sub> Brennelement

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Se	2,66E+01	6,60E+09	
Y	1,11E+00	5,60E+12	8,40E-01
Zr	1,53E+03	2,78E+10	8,75E-05
Nb	4,18E-03	2,54E+10	1,24E-04
Mo	2,04E+03		
Tc	1,83E+02	1,15E+11	1,56E-03
Ru	1,61E+03	1,12E+14	1,79E-01
Rh	2,66E+02	9,34E+13	2,42E+01
Pd	3,36E+02	9,25E+08	1,49E-06
Ag	7,18E+01	1,27E+11	5,70E-02
Cd	1,90E+01	2,53E+11	1,15E-02
Sn	4,60E+01	2,80E+10	9,92E-04
Sb	1,15E+01	6,75E+13	5,70E+00
Te	2,22E+02	6,91E+12	1,57E-01
Σ I:	6,36E+03	2,86E+14	3,11E+01
U	2,84E+02	4,73E+07	1,55E-05
Np			
Pu	5,10E+01	1,98E+13	7,40E-01
Am	3,96E+00	3,96E+11	3,57E-01
Cm			
Σ II:	3,39E+02	2,02E+13	1,10E+00
Σ I+II:	6,70E+03	3,27E+14	3,22E+01

Tab. II-6: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von FKS; LWR Brennelement mit 10% MOX

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Se	2,61E+01	6,56E+09	4,40E-05
Y	1,06E+00	5,37E+12	8,04E-01
Zr	1,49E+03	2,72E+10	8,54E-05
Nb	4,22E-03	2,48E+10	1,21E-04
Mo	2,03E+03		
Tc	1,83E+02	1,15E+11	1,55E-03
Ru	1,64E+03	1,19E+14	1,90E-01
Rh	2,80E+02	9,92E+13	2,57E+01
Pd	3,58E+02	1,02E+09	1,64E-06
Ag	7,92E+01	1,42E+11	6,34E-02
Cd	2,10E+01	2,72E+11	1,24E-02
Sn	4,82E+01	2,96E+10	1,06E-03
Sb	1,21E+01	7,10E+13	6,01E+00
Te	2,28E+02	7,30E+12	1,66E-01
Σ I:	6,40E+03	3,02E+14	3,30E+01
U	2,84E+02	5,55E+07	1,53E-05
Np			
Pu	6,15E+01	2,61E+13	9,10E-01
Am	5,68E+00	5,44E+11	4,88E-01
Cm			
Σ II:	3,51E+02	2,66E+13	1,40E+00
Σ I+II:	6,75E+03	3,29E+14	3,44E+01

Tab. II-7: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von FKS; LWR-Brennelement mit 30% MOX

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Se	2,53E+01	6,48E+09	4,36E-05
Y	9,62E-01	4,88E+12	7,30E-01
Zr	1,41E+03	2,59E+10	8,12E-05
Nb	4,28E-03	2,36E+10	1,16E-04
Mo	2,01E+03		
Tc	1,82E+02	1,14E+11	1,55E-03
Ru	1,70E+03	1,32E+14	2,12E-01
Rh	3,07E+02	1,10E+14	2,86E+01
Pd	4,06E+02	1,21E+09	1,94E-06
Ag	9,40E+01	1,70E+11	7,63E-02
Cd	2,54E+01	3,09E+11	1,41E-02
Sn	5,28E+01	3,29E+10	1,18E-03
Sb	1,31E+01	7,87E+13	6,65E+00
Te	2,40E+02	8,08E+12	1,84E-01
Σ I:	6,47E+03	3,35E+14	3,65E+01
U	2,82E+02	7,19E+09	1,49E-05
Np			
Pu	8,25E+01	3,85E+13	1,26E+00
Am	9,10E+00	8,42E+11	7,49E-01
Cm			
Σ II:	3,74E+02	3,93E+13	2,00E+00
Σ I+II:	6,84E+03	3,74E+14	3,85E+01

Tab. II-8: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von FKS; SBR-Brennelemente (Kühlzeit: 1a)

Element	g/tSM	Bq/tSM	W/tSM
Zr	9,49E+02	5,21E+14	7,13E+01
Mo	1,75E+00		
Tc	4,48E+02	2,81E+11	3,81E-03
Ru	2,04E+03	1,52E+16	3,43E+01
Rh	7,48E+02	1,73E+16	4,45E+03
Pd	8,50E+02	3,28E+09	5,26E-06
Sb	1,59E+01	2,82E+14	2,28E+01
Σ I:	5,05E+03	3,33E+16	4,57E+03
U	8,40E+02	7,29E+08	5,07E-05
Pu	5,75E+02	1,49E+14	6,65E+00
Σ II:	1,42E+03	1,49E+14	6,65E+00
Σ I+II:	6,47E+03	3,34E+16	4,58E+03

Tab. II-9: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von MAWC aus der Wiederaufarbeitung von LWR-UO<sub>2</sub> Brennelementen

Element	MAWC g/tSM	MAWC Bq/tSM	MAWC W/tSM
Ge	4,89E-04		
As	1,43E-04		
Se	6,64E-02	1,65E+07	
Br	2,62E-03		
Rb	4,17E-02	9,29E+01	
Sr	9,72E-02	2,80E+11	8,79E-03
Y	5,53E-02	2,80E+11	4,20E-02
Zr	1,53E+01	2,78E+08	8,75E-07
Nb	4,40E-07	2,68E+06	1,30E-08
Mo	2,04E+00		
Tc	4,57E-01	2,87E+08	3,89E-06
Ru	5,38E+00	3,74E+11	5,98E-04
Rh	9,58E-01	3,36E+11	8,71E-02
Pd	1,01E+00	2,78E+06	4,46E-09
Ag	7,56E-03	1,34E+07	6,00E-06
Cd	9,48E-03	1,27E+08	5,76E-06
In	1,56E-04	3,42E-05	
Sn	5,75E-02	3,50E+07	1,24E-06
Sb	8,47E-03	4,97E+10	4,20E-03
Te	5,55E-01	1,73E+10	3,93E-04
Cs	2,93E-01	4,85E+11	3,35E-02
Ba	2,04E-01	3,85E+11	4,08E-02
La	1,47E-01	7,18E-04	
Ce	2,90E-01	9,58E+09	1,72E-04
Pr	1,35E-01	9,69E+09	1,90E-03
Nd	4,92E-01	7,51E-03	
Pm	2,91E-03	9,99E+10	9,69E-04
Sm	9,88E-02	1,32E+09	4,19E-06
Eu	1,56E-02	4,74E+10	8,48E-03
Gd	1,82E-02	5,92E+04	1,38E-09
Tb	2,47E-04	9,69E-02	
Dy	1,36E-04		
Ho	1,22E-05	3,01E+03	9,01E-10
Er	3,03E-06		
Σ I:	2,77E+01	2,38E+12	2,29E-01
U	9,47E+02	1,58E+08	5,18E-05
Np	2,85E+00	4,77E+09	3,66E-04
Pu	1,02E+01	3,96E+12	1,48E-01
Am	5,65E-02	5,66E+09	5,10E-03
Cm	3,75E-03	1,02E+10	9,65E-03
Σ II:	9,60E+02	3,98E+12	1,63E-01
Σ I+II:	9,88E+02	6,36E+12	3,92E-01

Tab. II-10: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von MAWC aus der Wiederaufarbeitung von LWR-UO<sub>2</sub> Brennelementen mit 10% MOX Anteil

Element	MAWC g/tSM	MAWC Bq/tSM	MAWC W/tSM
Ge	4,86E-04		
As	1,44E-04		
Se	6,53E-02	1,64E+07	1,10E-07
Br	2,59E-03		
Rb	4,00E-02	8,92E+01	2,01E-12
Sr	9,31E-02	2,68E+11	8,41E-03
Y	5,29E-02	2,68E+11	4,02E-02
Zr	1,49E+01	2,72E+08	8,54E-07
Nb	4,44E-07	2,61E+06	1,27E-08
Mo	2,03E+00		
Tc	4,56E-01	2,87E+08	3,88E-06
Ru	5,48E+00	3,97E+11	6,34E-04
Rh	1,01E+00	3,57E+11	9,25E-02
Pd	1,07E+00	3,06E+06	4,92E-09
Ag	8,34E-03	1,49E+07	6,67E-06
Cd	1,05E-02	1,36E+08	6,19E-06
In	1,66E-04	3,64E-05	1,41E-18
Sn	6,03E-02	3,70E+07	1,32E-06
Sb	8,89E-03	5,23E+10	4,43E-03
Te	5,70E-01	1,82E+10	4,15E-04
Cs	2,96E-01	4,85E+11	3,35E-02
Ba	2,03E-01	3,85E+11	4,08E-02
La	1,46E-01	6,81E-04	3,17E-17
Ce	2,88E-01	9,44E+09	1,69E-04
Pr	1,34E-01	9,55E+09	1,88E-03
Nd	4,85E-01	7,29E-03	
Pm	2,91E-03	9,99E+10	9,69E-04
Sm	9,94E-02	1,45E+09	4,61E-06
Eu	1,62E-02	4,96E+10	8,76E-03
Gd	1,86E-02	5,74E+04	1,34E-09
Tb	2,70E-04	1,05E-01	2,34E-14
Dy	1,52E-04		
Ho	1,31E-05	3,25E+03	9,72E-10
Er	3,28E-06		
Σ I:	2,75E+01	2,40E+12	2,33E-01
U	9,45E+02	1,85E+08	5,11E-05
Np	2,67E+00	7,99E+09	5,75E-04
Pu	1,23E+01	5,22E+12	1,82E-01
Am	8,11E-02	7,77E+09	6,97E-03
Cm	8,67E-03	2,26E+10	2,14E-02
Σ II:	9,60E+02	5,26E+12	2,11E-01
Σ I+II:	9,88E+02	7,66E+12	4,44E-01

Tab. II-11: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von MAWC aus der Wiederaufarbeitung von LWR-UO<sub>2</sub> Brennelementen mit 30% MOX Anteil

Element	MAWC g/tSM	MAWC Bq/tSM	MAWC W/tSM
Ge	4,80E-04		
As	1,45E-04		
Se	6,33E-02	1,62E+07	1,09E-07
Br	2,53E-03		
Rb	3,66E-02	8,14E+01	1,84E-12
Sr	8,48E-02	2,44E+11	7,65E-03
Y	4,81E-02	2,44E+11	3,65E-02
Zr	1,41E+01	2,59E+08	8,12E-07
Nb	4,51E-07	2,48E+06	1,22E-08
Mo	2,01E+00		
Tc	4,54E-01	2,85E+08	3,86E-06
Ru	5,66E+00	4,41E+11	7,08E-04
Rh	1,10E+00	3,97E+11	1,03E-01
Pd	1,22E+00	3,64E+06	5,83E-09
Ag	9,89E-03	1,79E+07	8,03E-06
Cd	1,27E-02	1,55E+08	7,03E-06
In	1,87E-04	4,11E-05	1,59E-18
Sn	6,60E-02	4,11E+07	1,48E-06
Sb	9,66E-03	5,80E+10	4,90E-03
Te	6,01E-01	2,02E+10	4,59E-04
Cs	3,02E-01	4,85E+11	3,33E-02
Ba	2,00E-01	3,85E+11	4,08E-02
La	1,43E-01	6,07E-04	2,82E-17
Ce	2,82E-01	9,14E+09	1,64E-04
Pr	1,33E-01	9,25E+09	1,82E-03
Nd	4,73E-01	6,85E-03	4,47E-71
Pm	4,91E-03	9,99E+10	9,69E-04
Sm	1,01E-01	1,72E+09	5,44E-06
Eu	1,73E-02	5,37E+10	9,34E-03
Gd	1,92E-02	5,37E+04	1,25E-09
Tb	3,18E-04	1,25E-01	2,76E-14
Dy	1,86E-04		
Ho	1,48E-05	3,74E+03	1,12E-09
Er	3,76E-06		
Σ I:	2,72E+01	2,45E+12	2,40E-01
U	9,40E+02	2,40E+10	4,98E-05
Np	2,32E+00	1,44E+10	9,85E-04
Pu	1,65E+01	7,70E+12	2,51E-01
Am	1,30E-01	1,20E+10	1,07E-02
Cm	1,85E-02	4,74E+10	4,48E-02
Σ II:	9,59E+02	7,79E+12	3,08E-01
Σ I+II:	9,86E+02	1,02E+13	5,47E-01

Tab. II-12: Konzentration, Aktivität und Wärmeleistung von MAWC aus der Wiederaufarbeitung von SBR-Brennelementen (Kühlzeit: 1a)

Element	MAWC g/tSM	MAWC Bq/tSM	MAWC W/tSM
Ge	9,93E-04		
As	3,01E-04		
Se	3,97E-02	1,27E+07	8,57E-08
Br	1,25E-03		
Rb	2,53E-02	2,29E+04	2,79E-09
Sr	5,77E-02	1,98E+11	7,75E-03
Y	3,07E-02	2,39E+11	3,24E-02
Zr	1,07E+01	5,88E+12	8,05E-01
Nb	2,62E-04	3,81E+11	4,91E-02
Mo	1,82E-03		
Tc	4,87E-01	3,05E+08	4,14E-06
Ru	7,16E+00	5,32E+13	1,20E-01
Rh	2,07E+00	4,79E+13	1,23E+01
Pd	1,42E+00	5,46E+06	8,76E-09
Ag	2,56E-02	1,44E+09	6,45E-04
Cd	1,57E-02	6,85E+08	3,35E-05
In	1,34E-02	1,85E+06	1,47E-07
Sn	1,31E-01	4,74E+10	3,62E-03
Sb	3,49E-02	6,16E+11	4,98E-02
Te	6,70E-02	4,40E+10	1,08E-03
Cs	4,56E-01	5,48E+11	3,76E-02
Ba	1,60E-01	4,37E+11	4,62E-02
La	1,37E-01	2,89E+04	1,31E-08
Ce	2,65E-01	2,19E+12	3,94E-02
Pr	1,31E-01	2,21E+12	4,35E-01
Nd	3,98E-01	4,66E+02	3,04E-11
Pm	3,09E-02	1,06E+12	1,04E-02
Sm	1,04E-01	1,88E+10	5,96E-05
Eu	1,48E-02	7,73E+10	3,25E-03
Gd	9,93E-03	8,25E+05	1,92E-08
Tb	8,81E-04	2,69E+08	5,92E-05
Dy	6,04E-04		
Ho	2,07E-05	2,32E+03	6,93E-10
Er	5,97E-06		
Σ I:	2,40E+01	1,15E+14	1,40E+01
U	8,40E+02	7,29E+08	5,07E-05
Np	9,40E-01	2,65E+10	1,80E-03
Pu	1,15E+02	2,98E+13	1,33E+00
Am	2,97E-01	3,49E+10	2,97E-02
Cm	1,51E-02	4,51E+11	4,48E-01
Σ II:	9,56E+02	3,03E+13	1,81E+00
Σ I+II:	9,80E+02	1,45E+14	1,58E+01

### Anhang III: Herkömmliches Abfallbehandlungssystem Beschreibung der Abfallströme und Abfallprodukte

Das herkömmliche Abfallbehandlungskonzept<sup>1)</sup> sah vor, die o.g. Abfallströme ohne Vermischung mit anderen zu verfestigen. Das bedeutet, daß es für jeden Abfallstrom ein Abfallprodukt gibt. Auf dieser Basis wurden die unten aufgeführten Abfallprodukte ermittelt.

#### III.1 Hochaktiver Abfall

Pro Tonne Schwermetall fallen bei der LWR-WA nach dem Aufkonzentrieren etwa 800 l HAWC an. Beim HAWC aus der SBR-WA wird angenommen, daß wegen der etwa 4 mal höheren Wärmeleistung nicht so weit aufkonzentriert wird, so daß von 1600 l HAWC/tSM entstehen /6/. Die Zusammensetzung des HAWC für die verschiedenen Szenarien ist in Anhang II, Tab. II-1 bis II-4, aufgeführt. Der Feststoffgehalt liegt einschließlich der Korrosionsprodukte beim HAWC aus der LWR-WA bei etwa 48 g/l, und beim SBR-HAWC bei rund 26 g/l, wobei die gleiche Konzentration an Korrosionsprodukten wie beim LWR angenommen wurde. Die Wärmeleistung liegt zwischen 1,9 - 2,4 W/l (LWR, 7 Jahre Kühlzeit) und 8,75 W/l (SBR, 1 Jahr Kühlzeit).

Für die Verfestigung des HAWC wurde das Einschmelzen in Borosilikatglas und die anschließende Verfüllung in Kokillen mit einem Inhalt von 150 l angenommen. Es wurden zwei Grenzwerte für das Glasprodukt vorausgesetzt:

- im Hinblick auf die chemische Aufnahmefähigkeit des Glases eine maximale Beladung mit 15 Gew.% Abfalloxiden und
- im Hinblick auf die thermische Belastbarkeit des Glases eine maximale Wärmeleistung von 16,7 W/l (2,5 kW/Kokille).

Die dabei resultierenden Produktvolumina zeigt Tabelle III-1. Die Berechnungen sind den Tabellen III-6 bis III-9 zu entnehmen.

Im Falle des SBR würde eine Abfallbeladung von 15 Gew.% zu einer Wärmeleistung von 17,6 kW pro Kokille (118 W/l) führen. Um die zulässige thermische Belastbarkeit des Glases einzuhalten wurde eine Abfallbeladung von ca. 1,7 Gew.% unterstellt, so daß 2,5 kW pro Kokille nicht überschritten werden. Dadurch erhöht sich das Produktvolumen nahezu um den Faktor 9.

Tab. III-1: Produktvolumina, Wärmeleistung und Aktivitätsinventar von HAWC-Glasprodukten aus der LWR- und SBR-WA

Variante	Volumen l/tSM	Wärme W/l	Aktivität Bq/l	Kok./tSM	W/Kok
LWR 100% UO <sub>2</sub>	113	13,6	1,45e14	0,75	2040
LWR 10% MOX	113	13,9	1,43e14	0,75	2080
LWR 30% MOX	114	16,6	1,41e14	0,76	2490
SBR	1056	16,7	1,22e14	7	2500

<sup>1)</sup> wie für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf vorgesehen

### III.2 Auflöserückstände

Zur Abtrennung der Auflöserückstände wurde vom Einsatz einer Zentrifuge ausgegangen (WAW-Planung). Dabei fällt eine salpetersaure Suspension an, die vor der Verfestigung mit Calciumhydroxid neutralisiert werden muß. Dies führt zu einer Suspension mit ca. 80 g/l FKS und Calciumnitrat .

Diese Suspension sollte zementiert und in 330 l Innenfässer gefüllt (Füllgrad: 90%), die ihrerseits in 400l Fässern verpackt werden. Die maximale thermische Belastung des Zementproduktes war im Hinblick auf dessen thermische Beständigkeit auf 85 W/Gebinde festgelegt. Als weitere Einschränkung gilt ein W/Z-Wert<sup>1)</sup> von maximal 0,5. Einschränkungen aus der Radiolysegasbildung wurden nicht berücksichtigt. In Anhang II ist die errechnete Zusammensetzung der Auflöserückstände aus den verschiedenen Wiederaufarbeitungsvarianten aufgeführt. Die resultierenden Produktvolumina zeigt Tabelle III-2. Die Berechnungen sind in den Tabellen III-10 bis III-13 aufgeführt.

Bei Einhaltung eines W/Z Wertes von 0,5 im Falle des FKS aus der Wiederaufarbeitung von SBR-Brennelementen würde eine Wärmeleistung von 1840 W pro Gebinde resultieren. Deswegen wurde die Beladung rechnerisch so weit reduziert, daß 85 W/Gebinde nicht überschritten werden. Das führt zu einem nahezu 22 mal größeren Produktvolumen.

Tab. III-2: Produktvolumina, Wärmeleistung und Aktivitätsinventar von FKS-Zementprodukten aus der LWR- und SBR-WA

Variante	Susp. l/tSM	Zem.prod. l/tSM	Belad. %	Geb.Zahl	Wärme W/Geb	Aktivität Bq/Geb
LWR						
100% UO <sub>2</sub>	243	729	1,3	2,4	13,3	1,32e14
10% MOX	244	732	1,3	2,4	14,1	1,40e14
30% MOX	246	738	1,3	2,5	15,7	1,59e14
SBR	249	16200	0.06	54	85	6.20e14

### III.3 Hüllmaterial

Pro Tonne Schwermetall fallen bei der LWR-WA ca. 310 kg und bei der SBR-WA etwa 640 kg Hüllmaterial mit einer Wärmeleistung von etwa 23 W/tSM<sup>2)</sup> (LWR) bzw. 630 W/tSM<sup>2)</sup> (SBR) an /3/. Für die hier durchgeführten Betrachtungen wird angenommen, daß das Hüllmaterial aus der LWR-WA 0,1% des den einzelnen Varianten (UO<sub>2</sub>- oder MOX-WA) entsprechenden Pu-Inventares enthält. Der Spaltproduktanteil in den Hülsen wurde nicht berücksichtigt.

Für die Konditionierung des Hüllmaterials war wie bei den Auflöserückständen die Zementierung in 330 l Innenfässer, die dann in 400 l Fässer gestellt werden, vorgesehen. Auch hier wird eine maximale zulässige Wärmeleistung von 85 W/Gebinde angenommen. Bei einer Schüttdichte von 1 würden bei der LWR-WA ein Gebinde pro Tonne Schwermetall mit einer Wärmeleistung von etwas über 20 Watt anfallen. Bei dem Hüllmaterial aus dem SBR würden entsprechend der Schüttdichte rund zwei

<sup>1)</sup> W/Z-Wert = Wasser/Zement Verhältnis

<sup>2)</sup> Die Wärmeleistung kommt zum größten Teil ( 94% beim LWR, 98% beim SBR) von den Aktivierungsprodukten Mn-54 (SBR), Fe-55 und Co-60 /3/.

Gebinde mit einer Wärmeleistung von etwa 320 W anfallen. Aus der Normierung auf 85 W/Gebinde resultieren rund 7,4 Gebinde/tSM mit einem Gesamtvolumen von nahezu 3 m<sup>3</sup>.

### III.4 Mittelaktiver Abfall (MAWC)

Der Großteil des flüssigen mittelaktiven Abfalles kommt aus der Lösungsmittelwäsche mit Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> und der Dekontamination von Anlagenteilen. Pro Tonne Schwermetall wird mit etwa 500 l aufkonzentriertem MAWC gerechnet. Die Zusammensetzung ist in Anhang II angegeben.

Als Konditionierungsmethode wird hier die Zementierung des neutralisierten MAWC-Konzentrates in 400 l Fässern angenommen<sup>1)</sup>. Auf die Trocknung der Konzentrate wird nicht eingegangen, da zum jetzigen Zeitpunkt noch keine endgültige Aussage zur Anwendbarkeit dieser Methode auf MAWC gemacht werden kann. Untersuchungen zu diesem Thema werden z.Zt. im KfK/INE durchgeführt.

Die Beladung des Zementproduktes sollte etwa 10 Gew.% betragen. Wegen des relativ hohen Aktivitätsinventars und der damit verbundenen Dosisleistung müssen diese Fässer für den Transport und die Einlagerung mit einer Abschirmung versehen sein. Für die hier durchgeführten Betrachtungen wurden Einzelabschirmungen, sogenannte VBA's<sup>2)</sup> gewählt, die aus Normal- bzw. Schwerbeton sein können und eine Wandstärke von 30 cm haben. Das Volumen einer solchen VBA beträgt 3,1 m<sup>3</sup>.

Pro Tonne Schwermetall fallen zwei 400 l-Fässer mit zementiertem MAWC an, wenn eine Beladung mit 10 Gew.% Abfall angenommen wird. Mit dem Rechenprogramm PROMAX /9/ wurden für die verschiedenen MAWC-Varianten die maximale Aktivität pro Gebinde ermittelt, bei der die vorgegebene Dosisleistungsgrenzwerte nicht überschritten werden<sup>3)</sup>. Die Ergebnisse dieser Rechnung zeigt Tabelle III-3.

Aus den mittelaktiven Abfalllösungen der verschiedenen LWR-WA Varianten kann ein Zementprodukt mit 10 Gew.% Beladung hergestellt werden. Eine Abschirmung aus Normalbeton reduziert die Dosisleistung auf die für den Transport zulässigen Werte.

Im Falle des MAWC der SBR-WA reicht nicht einmal eine Schwerbetonabschirmung aus. Die Dosisleistung wäre etwa um den Faktor 2 zu hoch. Hier muß wiederum wegen des hohen Aktivitätsinventars die Abfallbeladung des Produktes reduziert werden. Dadurch steigt das Volumen um den

Tab. III-3: Aktivitätsinventar von zementiertem MAWC aus der LWR- und SBR-WA

Szenarium	Bq/Geb. bei 10 Gew.% Abfallgehalt	Bq/Geb. max. bei Abschirmung
LWR		
100% UO <sub>2</sub>	3,4e12	NB 4,4e12
10% MOX	4,1e12	NB 5,2e12
30% MOX	5,4e12	NB 6,4e12
SBR	7,7e13	NB 5,2e12
		SB 3,8e13

NB = Normalbeton, SB = Schwerbeton

<sup>1)</sup>Die Zementierung in Schwerbeton-Container bringt keine Kostenvorteile hinsichtlich Gebinde-, Transport- und Endlagerkosten. Lediglich die Anzahl der handzuhabenden Gebinde ist kleiner.

<sup>2)</sup> VBA = Verloren Betonabschirmung

<sup>3)</sup> 10 mrem/h in 1m Abstand von der Gebindeoberfläche bzw. 1 rem/h in 3m Abstand vom entmantelten Produkt.

Faktor 2. Der flüssige Abfall könnte auch zwischenzulagert bis die Aktivität so weit abgeklungen ist, daß die gewählte Abschirmung bei maximaler Beladung des Produktes ausreicht. Im Falle der Schwerbetonabschirmung wären dies rund 2 Jahre, bei der Normalbetonabschirmung wären es sogar 9 Jahre.

### III.5 Alphahaltige Abfälle aus der Mischoxid-Brennelementfertigung

Bei der Verarbeitung des bei der Wiederaufarbeitung zurückgewonnenen U und Pu fallen hauptsächlich alphahaltige flüssige und alphahaltige brennbare Abfälle an.

#### III.5.1 Flüssige Abfälle

Bei der Herstellung von Mischoxiden-Brennelementen fallen zwei wäßrige Abfalllösungen an.

- Die Konversionswässer, das sind Filtrate aus der Fällung nach dem AUPuC<sup>1)</sup> - Verfahren (FBF) /32,33/
- Analytikabwässer, das sind Abfalllösungen aus der betriebsbegleitenden Analytik.

Pro kg verarbeitetem Pu fallen etwa 4 Liter Analytikabwässer an. Wegen ihrer geringen Plutonium-Konzentration von < 10 mg/l werden sie in dieser Betrachtung nicht erfaßt.

Wesentlich mehr Plutonium ist in den Filtrate aus der Brennelementfertigung enthalten. Bei einem Verlust von 1% (s. 3.1) des Pu in diese Abwässer sind es je nach Szenarium zwischen 0,1 und 1,1 kg/tSM. Das Abfallvolumen beträgt ca. 40 l pro kg verarbeitetem Pu. Es sind salpetersauren Lösungen, die außer Plutonium noch Uran, bzw. je nach Alter des verarbeiteten Pu auch Am enthalten. Als Verfestigungsmatrix ist Zement vorgesehen. Die errechneten Produktvolumina sind in Tabelle III-4 aufgeführt.

Tab. III-4: Flüssige Abfälle aus der MOX-Brennelementfertigung

Variante	Abfalllösung l/tSM	Zementprodukt l/tSM	Pu g/tSM
LWR			
100% UO <sub>2</sub>	460	690	105
10% MOX	550	820	125
30% MOX	220	1100	169
SBR	5000	7450	1140

#### III.5.2 Brennbare Festabfälle

Pro kg verarbeitetem Plutonium fallen etwa 60 Liter Festabfälle, wie z.B. Wischtücher, Boxenhandschuhe, Folien aus Schleusvorgängen usw. an /34/. Diese Abfälle bestehen aus rund 10 Gew.-% Zellstoff und Papier, 60 Gew.-% PVC und etwa 30 Gew.-% Neopren, Polyäthylen und ähnlichem. Die

Tab. III-5: Brennbare Abfälle aus der MOX-Brennelementfertigung

Variante	Volumen l/tSM	Zementprod. l/tSM	Pu g/tSM
LWR			
100% UO <sub>2</sub>	630	320	105
10% MOX	750	380	125
30% MOX	1010	510	169
SBR	6840	3420	1140

<sup>1)</sup>Ammonium-Uranyl-Plutonyl-Carbonat

Dichte beträgt 0,2 g/m<sup>3</sup>.

Die Planung sieht die Zementierung der brennbaren Abfälle vor. Zuvor werden sie zerkleinert. Der Volumenreduktionsfaktor (Zerkleinern + Zementieren) liegt bei ca. 2. Die anfallenden Produktvolumina zeigt Tabelle III-5.



### Anhang III: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC und FKS-Abfallprodukten

Tab. III-6: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC -Glasprodukten aus der Wiederaufarbeitung von LWR -UO<sub>2</sub>-Brennelementen

- Volumen HAWC : 800 l/tSM-

#### Gewicht

	g/tSM	g/l
Spaltprodukte:	27,7	34,6
Aktiniden:	5,95	7,4
Korr. Produkte:	5,08	6,4
Summe Elem:	38,7	48,4
Summe Oxide:	47,3	59,1

#### Aktivität

	Bq/tSM	Bq/l
Spaltprodukte:	1,62E+16	2,03E+13
Aktiniden:	1,79E+14	2,24E+11
Summe:	1,64E+16	2,05E+13

#### Wärmeleistung

	W/tSM	W/l
Spaltprodukte:	1,39E+03	1,74
Aktiniden:	1,48E+02	0,19
Summe:	1,54E+03	1,92

#### Verglasung

Beladung (Gew.% Oxide)	15,0
Dichte (g/cm <sup>3</sup> )	2,8
kg Glas pro tSM	315,0
Liter Glas pro tSM	112,5
Kokille pro tSM	0,8
Bq/l Glas	1,46E+14
W/l Glas	13,7
Bq/Kokille	2,18E+16
W/Kokille	2051

Tab. III-7: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC -Glasprodukten aus der Wiederaufarbeitung von LWR -UO<sub>2</sub>-Brennelementen mit 10% MOX Anteil

-Volumen HAWC : 800 l/tSM-

#### Gewicht

	g/tSM	g/l
Spaltprodukte:	27,6	34,5
Aktiniden:	6,21	7,8
Korr. Produkte:	5,08	6,4
Summe Elem:	38,9	48,6
Summe Oxide:	47,4	59,3

#### Aktivität

	Bq/tSM	Bq/l
Spaltprodukte:	1,59E+16	1,99E+13
Aktiniden:	3,31E+14	4,14E+11
Summe:	1,62E+16	2,03E+13

#### Wärmeleistung

	W/tSM	W/l
Spaltprodukte:	1,37E+03	1,71
Aktiniden:	2,84E+02	0,36
Summe:	1,65E+03	2,07

#### Verglasung

Beladung (Gew.% Oxide)	15,0
Dichte (g/cm <sup>3</sup> )	2,8
kg Glas pro tSM	316,3
Liter Glas pro tSM	113,0
Kokille pro tSM	0,8
Bq/l Glas	1,44E+14
W/l Glas	14,6
Bq/Kokille	2,16E+16
W/Kokille	2196

Tab. III-8: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC -Glasprodukten aus der Wiederaufarbeitung von LWR -UO<sub>2</sub>-Brennelementen mit 30% MOX  
- Volumen HAWC : 800 l/SM -

Gewicht

	g/tSM	g/l
Spaltprodukte:	27,4	34,3
Aktiniden:	6,73	8,4
Korr. Produkte:	5,08	6,4
Summe Elem.	39,21	49,1
Summe Oxide:	47,8	59,9

Aktivität

	Bq/tSM	Bq/l
Spaltprodukte:	1,55E+16	1,94E+13
Aktiniden:	6,36E+14	7,95E+11
Summe:	1,61E+16	2,02E+13

Wärmeleistung

	W/tSM	W/l
Spaltprodukte:	1,33E+03	1,66
Aktiniden:	5,56E+02	0,70
Summe:	1,89E+03	2,36

Verglasung

Beladung (Gew.% Oxide)	15,0
kg Glas pro tSM	318,9
Liter Glas pro tSM	113,9
Kokille pro tSM	0,8
Bq/l Glas	1,42E+14
W/l Glas	16,6
Bq/Kokille	2,13E+16
W/Kokille	2484

Tab. III-9: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von HAWC -Glasprodukten aus der Wiederaufarbeitung von SBR-Brennelementen

- Volumen HAWC : 1600 l/SM -

Gewicht

	g/tSM	g/l
Spaltprodukte:	27,9	17,4
Aktiniden:	8,1	5,1
Korr. Produkte:	5,08	3,2
Summe Elem.	41,1	25,7
Summe Oxide:	50,1	31,3

Aktivität

	Bq/tSM	Bq/l
Spaltprodukte:	9,66E+16	6,04E+13
Aktiniden:	5,03E+15	3,14E+12
Summe:	1,02E+17	6,35E+13

Wärmeleistung

	W/tSM	W/l
Spaltprodukte:	9,24E+03	5,78E+00
Aktiniden:	4,75E+03	2,97E+00
Summe:	1,40E+04	8,74

Verglasung

		Normiert auf 2500 W/Kok.
Beladung (Gew.% Oxide)	15,0	2,1
Dichte (g/cm <sup>3</sup> )	2,8	2,8
kg Glas pro tSM	334	2350
Liter Glas pro tSM	119,3	839,4
Kokille pro tSM	0,8	7,0
Bq/l Glas	8,52E+14	1,21E+14
W/l Glas	117,2	16,7
Bq/Kokille	1,28E+17	1,82E+16
W/Kokille	17586	2500

Tab. III-10: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von FKS-Zementprodukten aus der Wiederaufarbeitung von LWR - UO<sub>2</sub>-Brennelementen

	g/l
Suspension aus Zentrifuge:	78
davon FKS:	41
davon Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> :	37

Gewicht

	kg/tSM
Spaltprodukte:	6,36
Aktiniden:	2,9
Korr. Produkte:	0,7
Summe:	10,0
Suspension (l/tSM):	243
Feststoff gesamt (kg/tSM)	18,9

Aktivität

	Bq/tSM
Spaltprodukte:	3,01E+14
Aktiniden:	2,03E+13
Summe:	3,21E+14
Suspension (Bq/l)	1,32E+12

Wärmeleistung

	W/tSM
Spaltprodukte:	3,12E+01
Aktiniden:	1,10E+00
Summe:	3,23E+01
Suspension (W/l)	0,13

Zementierung

Wasser/Zement	0,5
Zementprodukt (l/tSM)	719
Zementprodukt (kg/tSM)	1439
Beladung (Gew. % FKS)	0,69
Beladung (Gew. % gesamt)	1,32
Anzahl Gebinde (300 l netto)	2,40
Watt pro Gebinde (max. 85 W)	13,5

Tab. III-11: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von FKS-Zementprodukten aus der Wiederaufarbeitung von LWR - UO<sub>2</sub>-Brennelementen mit 10% MOX

	g/l
Suspension aus Zentrifuge:	78
davon FKS:	41
davon Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> :	37

Gewicht

	kg/tSM
Spaltprodukte:	6,39
Aktiniden:	2,9
Korr. Produkte:	0,7
Summe:	10,0
Suspension (l/tSM):	244
Feststoff gesamt (kg/tSM)	19,0

Aktivität

	Bq/tSM
Spaltprodukte:	3,14E+14
Aktiniden:	2,66E+13
Summe:	3,41E+14
Suspension (Bq/l)	1,40E+12

Wärmeleistung

	W/tSM
Spaltprodukte:	3,29E+01
Aktiniden:	1,40E+00
Summe:	3,43E+01
Suspension (W/l)	0,14

Zementierung:

Wasser/Zement	0,5
Zementprodukt (l/tSM)	721
Zementprodukt (kg/tSM)	1443
Beladung (Gew. % FKS)	0,69
Beladung (Gew. % gesamt)	1,32
Anzahl Gebinde (300 l netto)	2,40
Watt pro Gebinde (max. 85 W)	14,3

Tab. III-12: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von FKS-Zementprodukten aus der Wiederaufarbeitung von LWR - UO<sub>2</sub>-Brennelementen mit 30% MOX

	g/l
Suspension aus Zentrifuge:	78
davon FKS:	41
davon Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> :	37

Gewicht

	kg/tSM
Spaltprodukte:	6,47
Aktiniden:	2,92
Korr. Produkte:	0,7
Summe:	10,1
Suspension (l/tSM):	246
Feststoff gesamt (kg/tSM)	19,2

Aktivität

	Bq/tSM
Spaltprodukte:	3,51E+14
Aktiniden:	2,96E+13
Summe:	3,81E+14
Suspension (Bq/l)	1,55E+12

Wärmeleistung

	W/tSM
Spaltprodukte:	3,65E+01
Aktiniden:	2,00E+00
Summe:	3,85E+01
Suspension (W/l)	0,16

Zementierung

Wasser/Zement	0,5
Zementprodukt (l/tSM)	729
Zementprodukt (kg/tSM)	1457
Beladung (Gew.% FKS)	0,69
Beladung (Gew.% gesamt)	1,32
Anzahl Gebinde (300 l netto)	2,43
Watt pro Gebinde (max. 85 W)	15,9

Tab. III-13: Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung von FKS-Zementprodukten aus der Wiederaufarbeitung von SBR-Brennelementen (Kühlzeit: 1a)

	g/l
Suspension aus Zentrifuge:	78
davon FKS:	41
davon Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> :	37

Gewicht

	kg/tSM
Spaltprodukte:	6,8
Aktiniden:	1,42
Korr. Produkte:	1,93
Summe:	10,2
Suspension (l/tSM):	248
Feststoff gesamt (kg/tSM)	19,3

Aktivität

	Bq/tSM
Spaltprodukte:	3,32E+16
Aktiniden:	1,49E+14
Summe:	3,33E+16
Suspension (Bq/l)	1,35E+14

Wärmeleistung

	W/tSM
Spaltprodukte:	4,57E+03
Aktiniden:	6,63E+00
Summe:	4,58E+03
Suspension (W/l)	18,49

Zementierung

		normiert auf 85 W/Geb
Wasser/Zement	0,5	
Zementprodukt (l/tSM)	733	16153
Zementprodukt (kg/tSM)	1466	32306
Beladung (Gew.% FKS)	0,69	0,03
Beladung (Gew.% gesamt)	1,32	0,06
Anzahl Gebinde (300 l netto)	2,44	54
Watt pro Gebinde	1873	85

**Anhang IV: Fortgeschrittenes Behandlungskonzept**

Gemeinsame Verfestigung der verschiedenen Abfallströme in Glas oder Keramik; Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte

Tab. IV-1: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (100% UO<sub>2</sub>)  
Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
Oxide im Glas: 20 Gew.%; Dichte des Glases: 2,8g/cm<sup>3</sup>

	kg/tSM	Bq/tSM	W/tSM
HAWC (Oxide)	47,3	1,64E+16	1540
FKS (Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13	3,21E+14	32,3
MAWC (Fällprod. als Oxid)	2	6,36E+12	
Aschen	5	8,15E+12	0,305
NVR u. FBEP (Fällprod. als Oxid)	2,3	4,25E+13	1,59
Summe	69,6	1,68E+16	1574

Glasprodukt (kg/tSM)	348
Glasprodukt (l/tSM)	124
Kokillen (Zahl/tSM)	0,8
Bq/kg Glas	4,82E+13
Bq/l Glas	1,35E+14
Bq/Kokille	12,02E+16
Watt/kg Glas	4,5
Watt/l Glas	12,7
Watt/Kokille	1900

Tab. IV-2: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX)  
Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
Oxide im Glas: 20 Gew.%; Dichte des Glases: 2,8g/cm<sup>3</sup>

	kg/tSM	Bq/tSM	W/tSM
HAWC (Oxide)	47,4	1,62E+16	1650
FKS (einschl. Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13,1	3,41E+14	34,3
MAWC (Fällprodukt als Oxid)	2	7,66E+12	
Aschen	6	1,06E+13	0,37
NVR u. FBEP (Fällprod. als Oxid)	2,7	5,51E+13	1,92
Summe	71,2	1,66E+16	1687

Glasprodukt (kg/tSM)	356
Glasprodukt (l/tSM)	127
Kokillen (Zahl/tSM)	0,8
Bq/kg Glas	4,67E+13
Bq/l Glas	1,31E+14
Bq/Kokille	1,96E+16
Watt/kg Glas	4,7
Watt/l Glas	13,3
Watt/Kokille	1990

Tab. IV-3: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX)  
Berechnung von Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
Oxide im Glas: 20 Gew.%; Dichte des Glases: 2,8 g/cm<sup>3</sup>

	kg/ASM	Bq/ASM	W/ASM
HAWC (Oxide)	47,8	1,61E+16	1890
FKS (einschl. Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13,2	3,81E+14	38,5
MAWC (Fällprodukt als Oxid)	2	1,02E+13	
Aschen	8	1,59E+13	0,511
NVR u. FBEP (Fällprod. als Oxid)	3,63	8,2E+13	2,69
Summe	74,6	1,66E+16	1932

Glasprodukt (kg/ASM)	373
Glasprodukt (l/ASM)	133
Kokillen (Zahl/ASM)	0,9
Bq/kg Glas	4,45E+13
Bq/l Glas	1,24E+14
Bq/Kokille	1,87E+16
Watt/kg Glas	5,2
Watt/l Glas	14,5
Watt/Kokille	2174

Tab. IV-4: Gemeinsame Verglasung von Abfällen aus dem SBR-Brennstoffkreislauf  
Berechnung von Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
Oxide im Glas: 20 Gew.%; Dichte des Glases: 2,8 g/cm<sup>3</sup>

	kg/ASM	Bq/ASM	W/ASM
HAWC (Oxide)	50,1	1,02E+17	14000
FKS (einschl. Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13,3	3,33E+16	4580
MAWC (Fällprodukt als Oxid)	2	1,45E+14	
Aschen	55	5,91E+13	2,64
NVR u. FBEP (Fällprod. als Oxid)	24,6	3,1E+14	13,76
Summe	145,0	1,36E+17	18596

Glasprodukt (kg/ASM)	725
Glasprodukt (l/ASM)	259
Kokillen (Zahl/ASM)	1,7
Bq/kg Glas	1,87E+14
Bq/l Glas	5,25E+14
Bq/Kokille	7,87E+16
Watt/kg Glas	25,7
Watt/l Glas	71,8
Watt/Kokille	10777

Normierung auf 2,5 kW/Kokille : Faktor= 4,3	
Oxidbelastung (Gew.%)	4,6
Glasprodukt (kg/ASM)	3124
Glasprodukt (l/ASM)	1116
Kokillen (Zahl/ASM)	7,4
Bq/kg Glas	4,35E+13
Bq/l Glas	1,22E+14
Bq/Kokille	1,83E+16
Watt/kg Glas	6,0
Watt/l Glas	16,7
Watt/Kokille	2500

Tab. IV-5: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (100%UO<sub>2</sub>)  
 Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
 Abfalloxide in d. Keramik: 40 Gew.%; Dichte d. Produktes: 3 g/cm<sup>3</sup>  
 Schüttdichte d. Pellets: 1 g/cm<sup>3</sup>

	kg/tSM	Bq/tSM	W/tSM
HAWC (Oxide)	47,3	1,64E+16	1540
CaO aus HAWC (ohne Denitrierung)	112		
CaO aus HAWC (nach Denitrierung)	22,4		
FKS (einschl. Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13	3,21E+14	32,3
MAWC (Fällprodukt als Oxid)	2	6,36E+12	
Aschen	5	8,15E+12	0,305
NVR u. FBEF (Fällprodukt als Oxid)	2,3	4,25E+13	1,59
Summe (ohne HAWC-Denitrierung)	181,6	1,68E+16	1574
Summe (mit HAWC-Denitrierung)	92	1,68E+16	1574

	ohne Den. <sup>1)</sup>	mit Den. <sup>1)</sup>
Keramikprodukt (kg/tSM)	454	230
Keramikprodukt; Schüttdichte 1 g/cm <sup>3</sup> (l/tSM)	454	230
Kokillen (Zahl/tSM)	3,0	1,5
Bq/kg Keramik	3,70E+13	7,29E+13
Bq/l Keramik	1,11E+14	2,19E+14
Bq/Kokille	5,54E+15	1,09E+15
Watt/kg Keramik	3,5	6,8
Watt/l Keramik	10,4	20,5
Watt/Kokille	520	1027

Tab. IV-6: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (10% MOX)  
 Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
 Abfalloxide in d. Keramik: 40 Gew.%; Dichte d. Produktes: 3 g/cm<sup>3</sup>  
 Schüttdichte d. Pellets: 1 g/cm<sup>3</sup>

	kg/tSM	Bq/tSM	W/tSM
HAWC (Oxide)	47,4	1,62E+16	1650
CaO aus HAWC (ohne Denitrierung)	112		
CaO aus HAWC (nach Denitrierung)	22,4		
FKS (einschl. Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13,1	3,41E+14	34,3
MAWC (Fällprodukt als Oxid)	2	7,66E+12	
Aschen	6	1,06E+13	0,37
NVR u. FBEF (Fällprodukt als Oxid)	2,7	5,51E+13	1,92
Summe (ohne HAWC-Denitrierung)	183,2	1,66E+16	1687
Summe (mit HAWC-Denitrierung)	93,6	1,66E+16	1687

	ohne Den. <sup>1)</sup>	mit Den. <sup>1)</sup>
Keramikprodukt (kg/tSM)	458	234
Keramikprodukt; Schüttdichte 1 g/cm <sup>3</sup> (l/tSM)	458	234
Kokillen (Zahl/tSM)	3,1	1,6
Bq/kg Keramik	3,63E+13	7,10E+13
Bq/l Keramik	1,09E+14	2,13E+14
Bq/Kokille	5,44E+15	1,67E+16
Watt/kg Keramik	3,7	7,2
Watt/l Keramik	11	21,6
Watt/Kokille	552	1081

<sup>1)</sup> Aus materialtechnischen Gründen sollten salpetersaure Abfallösungen vor der Keramisierung neutralisiert werden. Dies kann beispielsweise durch Ca(OH)<sub>2</sub> geschehen (ohne Den.). Alternativ wurde die Denitrierung der Abfalllösung durch organische Reagenzien angenommen (mit Den.) (siehe /35-39/).

Tab. IV-7: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem LWR-Brennstoffkreislauf (30% MOX)  
 Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
 Abfalloxide in d. Keramik: 40 Gew.%; Dichte d. Produktes: 3 g/cm<sup>3</sup>  
 Schüttdichte d. Pellets: 1 g/cm<sup>3</sup>

	kg/tSM	Bq/tSM	W/tSM
HAWC (Oxide)	47,8	1,61E+16	1890
CaO aus HAWC (ohne Denitrierung)	112		
CaO aus HAWC (nach Denitrierung)	22,4		
FKS (einschl. Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13,2	3,81E+14	38,5
MAWC (Fällprodukt als Oxid)	2	1,02E+13	
Aschen	8	1,59E+13	0,511
NVR u. FBEF (Fällprodukt als Oxid)	3,63	8,2E+13	2,69
Summe (ohne HAWC-Denitrierung)	186,6	1,66E+16	1932
Summe (mit HAWC-Denitrierung)	97,03	1,66E+16	1932

	ohne Den. <sup>1)</sup>	mit Den. <sup>1)</sup>
Keramikprodukt (kg/tSM)	467	243
Keramikprodukt; Schüttdichte 1 g/cm <sup>3</sup> (t/ASM)	467	243
Kokillen (Zahl/tSM)	3,1	1,6
Bq/kg Keramik	3,56E+13	6,84E+13
Bq/l Keramik	1,07E+14	2,05E+14
Bq/Kokille	5,33E+15	1,03E+16
Watt/kg Keramik	4,1	8,0
Watt/l Keramik	12,4	23,9
Watt/Kokille	621	1194

Tab. IV-8: Gemeinsame Keramisierung von Abfällen aus dem SBR-Brennstoffkreislauf  
 Berechnung von Gewicht, Volumen, Aktivität und Wärmeleistung der Produkte  
 Abfalloxide in d. Keramik: 40 Gew.%; Dichte d. Produktes: 3 g/cm<sup>3</sup>  
 Schüttdichte d. Pellets: 1 g/cm<sup>3</sup>

	kg/tSM	Bq/tSM	W/tSM
HAWC (Oxide)	50,1	1,02E+17	14000
CaO aus HAWC (ohne Denitrierung)	112		
CaO aus HAWC (nach Denitrierung)	22,4		
FKS (einschl. Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> als CaO)	13,3	3,33E+16	4580
MAWC (Fällprodukt als Oxid)	2	1,45E+14	
Aschen	55	5,91E+13	2,64
NVR u. FBEF (Fällprodukt als Oxid)	24,6	3,1E+14	13,76
Summe (ohne HAWC-Denitrierung)	257,0	1,36E+17	18596
Summe (mit HAWC-Denitrierung)	167,4	1,36E+17	18596

	ohne Den. <sup>1)</sup>	mit Den. <sup>1)</sup>	2,5 kW/Kokille
Oxidbeladung (Gew.%)	40	40	23/15 <sup>1) 2)</sup>
Keramikprodukt (kg/tSM)	643	419	1117
Keramikprodukt; Schüttdichte 1 g/cm <sup>3</sup> (t/ASM)	643	419	1117
Kokillen (Zahl/tSM)	4,3	2,5	7,5
Bq/kg Keramik	2,12E+14	3,25E+14	1,22E+14
Bq/l Keramik	6,34E+14	9,74E+14	3,65E+14
Bq/Kokille	3,17E+16	4,87E+16	1,83E+16
Watt/kg Keramik	28,9	44,4	16,6
Watt/l Keramik	86,8	133,3	50
Watt/Kokille	4342	6665	2500

1) s. Fußnote auf S. 52

2) Oxidbeladung ohne Denitrierung (23 Gew.%) und mit Denitrierung (15 Gew.%)