



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Sicherheitsaspekte der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen

J. Huber, W. Mester, W. Thomas



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Sicherheitsaspekte der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen

Josef Huber, Werner Mester,
Wolfgang Thomas

GRS-67 (Oktober 1987)
ISBN 3-923875-17-7

Deskriptoren

Entsorgung, Kernbrennstoff, PUREX, Sicherheit,
WAA, WAK, Wiederaufarbeitung

VORWORT

In der Diskussion, ob die Entsorgung der Kernkraftwerke mit oder ohne Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente erfolgen soll, spielt die Frage nach der Sicherheit der Wiederaufarbeitung eine bedeutende Rolle. In diesem Zusammenhang werden nicht nur die Sicherheitsaspekte der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf erörtert, sondern auch die Betriebserfahrungen im In- und Ausland kritisch analysiert.

Der vorliegende Bericht wurde mit dem Ziel erstellt, die Technik der Wiederaufarbeitung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen vor allem hinsichtlich der damit verbundenen Sicherheitsaspekte und sicherheitsbezogenen Betriebserfahrungen in leicht verständlicher Form darzustellen. Dabei wird insbesondere auf die grundsätzlichen Sicherheitserfordernisse, die in einer Wiederaufarbeitungsanlage beachtet werden müssen, eingegangen. Eine Betrachtung von Risikoaspekten im Vergleich zu Risiken von Kernkraftwerken und eine Darstellung von Sicherheitsfragen beim Transport radioaktiver Stoffe von und zur Wiederaufarbeitungsanlage runden den Bericht ab.

Kurzfassung

Rund zehn Anlagen zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoff werden derzeit in den westlichen Ländern betrieben. Darüber hinaus existieren einige stillgelegte Anlagen, weitere sind im Bau bzw. geplant. Auch die Bundesrepublik Deutschland betreibt bereits seit 1971 eine industrielle Versuchsanlage auf dem Gelände des Kernforschungszentrums Karlsruhe. Ab 1997 soll die für Wackersdorf beantragte deutsche Wiederaufarbeitungsanlage mit einem mittleren Durchsatz von 350 Tonnen pro Jahr zur Verfügung stehen.

Neben einer Beschreibung der Technik der Wiederaufarbeitung wird im vorliegenden Bericht schwerpunktmäßig auf die Betriebserfahrungen mit bestehenden Wiederaufarbeitungsanlagen eingegangen. Außerdem wurden insbesondere die sicherheitstechnischen Anforderungen für eine Wiederaufarbeitungsanlage dargelegt. So werden u.a. gesetzliche Anforderungen, Schutzziele und Vorsorgemaßnahmen sowohl in technischer als auch in organisatorischer Hinsicht behandelt. Die Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie Transporte radioaktiver Stoffe werden mit einbezogen. Die Untersuchung von Risikoaspekten führt u.a. zu dem Ergebnis, daß das Gesamtrisiko der Wiederaufarbeitung lediglich einen geringen Bruchteil des natürlichen und zivilisationsbedingten Strahlenrisikos ausmacht.

Abstract

Today there are about ten plants in operation for reprocessing of nuclear fuel in the western countries. Some further plants are out of operation, and others are in construction or planned. In the FRG an industrial experimental plant at the site Karlsruhe works since 1971. On and after the year 1997 the german reprocessing plant proposed at site Wackersdorf with an annual average capacity of 350 tons should be available.

This report describes not only the technical process for reprocessing nuclear fuels but deals especially with operational experiences. Most emphasis is put on safety related requirements. So legal requirements, safety goals, and preventing measures, e.g., are dealt with under technical as well as organizational aspects. Radioactive waste management

and transports of radioactive material is included. As a result of risk related investigations one may assume, that the total risk of a re-processing plant only amounts a small part of the radiation risk from nature and civilization.

INHALT

	Seite
1. DIE WIEDERAUFARBEITUNG IM NUKLEAREN BRENNSTOFFKREISLAUF	1
1.1 Der nukleare Brennstoffkreislauf	1
1.2 Die Aufgabe der Wiederaufarbeitung	3
1.3 Der Anfall an abgebrannten Brennelementen	4
1.4 Radioaktive Stoffe in der Wiederaufarbeitungsanlage	5
1.4.1 Zusammensetzung abgebrannter Brennelemente	5
1.4.2 Radiologische Eigenschaften der wichtigsten Nuklide	7
1.5 Die Rezyklierung von Uran und Plutonium	9
1.6 Das Verfahrensprinzip der Wiederaufarbeitung	11
1.7 Verfahrensschritte der Wiederaufarbeitung	13
1.7.1 Brennelementeingangslager	13
1.7.2 Zerkleinern und Auflösen der Brennelemente	14
1.7.3 Chemische Extraktion	16
1.7.4 Lagerung und Verglasung hochradioaktiver Abfälle	18
1.7.5 Mischoxid-Brennelementherstellung	20
1.8 Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	21
1.9 Die direkte Endlagerung	24
2. BETRIEBSERFAHRUNGEN	28
2.1 Wiederaufarbeitungsanlagen	28
2.2 Betriebsergebnisse, wiederaufgearbeitete Mengen	30
2.3 Ableitung radioaktiver Stoffe	32
2.4 Strahlenexposition des Betriebspersonals	36
2.5 Betriebserfahrungen der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe	40
2.6 Besondere Vorkommnisse	43
2.6.1 Kritikalitätsstörfälle	44
2.6.2 Auslaufstörfälle, Leckagen	44
2.6.3 Brände	45
2.6.4 Explosionen	46
2.6.5 Mechanisches Versagen, Lastabstürze	46
2.6.6 Ausfall der Energie- oder Medienversorgung	47
2.6.7 Freisetzung radioaktiver Stoffe, Einwirkungen von außen	47

	Seite	
2.7	Besondere Vorkommnisse in der Wiederaufarbeitungs- anlage Karlsruhe	47
3.	SICHERHEITSTECHNISCHE ANFORDERUNGEN	50
3.1	Gesetzliche Anforderungen, Genehmigung, Aufsicht	50
3.2	Schutzziele	52
3.3	Einschluß radioaktiver Stoffe	54
3.4	Schutz gegen Einwirkungen von außen	56
3.4.1	Naturbedingte Einwirkungen	56
3.4.2	Zivilisationsbedingte Einwirkungen	57
3.5	Brand- und Explosionsschutz	57
3.5.1	Brand- und Explosionsmöglichkeiten	57
3.5.2	Vorsorgemaßnahmen gegen Brand und Explosion	59
3.6	Auslegung der chemischen Prozeßanlagen	60
3.7	Abgas- und Lüftungsanlagen	61
3.8	Wärmeabfuhr	64
3.9	Kritikalitätssicherheit	65
3.10	Abschirmung und betrieblicher Strahlenschutz	67
3.11	Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser	68
3.12	Stromversorgung, Medienversorgung	69
3.13	Betriebs- und Störfallüberwachung	70
3.14	Qualitätssicherung, Instandhaltung	70
3.15	Störfallanalyse	72
3.16	Radioaktive Abfälle, Entsorgung	74
3.17	Stillegung	75
3.18	Schutz vor Sabotage, Einwirkung Dritter	75
3.19	Kernmaterialüberwachung	76
3.20	Haftungsfragen	78
4.	RISIKOASPEKTE DER WIEDERAUFARBEITUNG	80
4.1	Vorliegende Risikobetrachtungen zur Wiederaufarbeitung	81
4.2	Vergleich sicherheitstechnischer Merkmale von Kernkraftwerk und Wiederaufarbeitungsanlage	85

	Seite
5. SICHERHEIT VON TRANSPORTEN ZUR UND VON DER WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGE	88
5.1 Gesetzliche Anforderungen	89
5.1.1 Verkehrsrechtliche Bestimmungen	89
5.1.2 Atomrechtliche Bestimmungen	90
5.2 Transport von abgebrannten Brennelementen	90
5.3 Transport von Kernbrennstoffen	92
5.4 Transport von Abfällen	93
5.5 Bisherige Erfahrungen	94
5.6 Risikoanalysen zum Transport	95
LITERATUR	99
ANHANG	
A1 Tabellen	
A2 Erläuterung von Abkürzungen und Fachbegriffen	

1. DIE WIEDERAUFARBEITUNG IM NUKLEAREN BRENNSTOFF-KREISLAUF

1.1 Der nukleare Brennstoffkreislauf

Die Gesamtheit der Einrichtungen zur Versorgung und Entsorgung der Kernkraftwerke wird als nuklearer Brennstoffkreislauf bezeichnet (Bild 1).

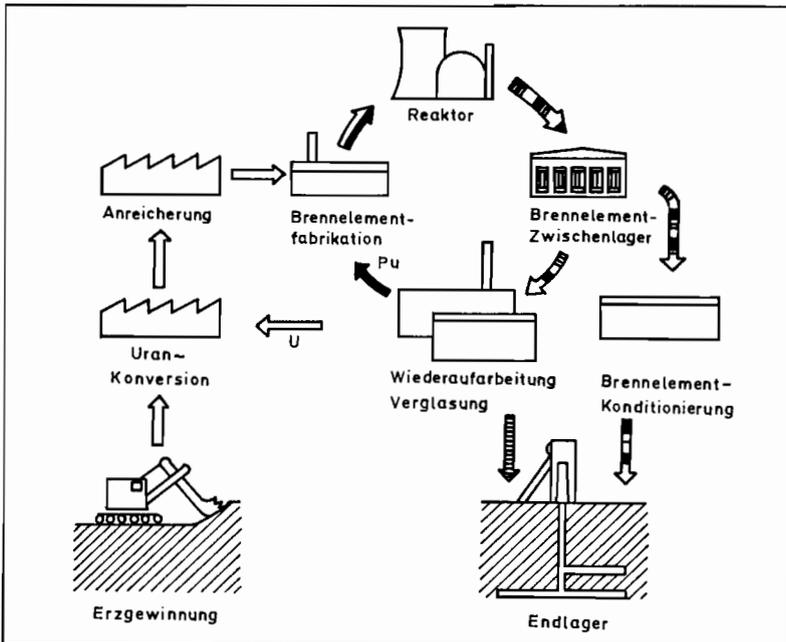


Bild 1:

Der nukleare Brennstoffkreislauf

Die Gewinnung und Aufarbeitung des Uranerzes, die Konversion zu Uranhexafluorid (UF₆), die Urananreicherung und Brennelementfertigung bilden den Versorgungszweig des nuklearen Brennstoffkreislaufs. Die Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente, die Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung und Endlagerung dienen der Entsorgung der Kernkraftwerke.

Der Abbau und die Aufbereitung von Uranerz stehen am Anfang des nuklearen Brennstoffkreislaufs. Das Uran (U) wird aus dem Erz extrahiert und zum sogenannten "yellow cake", einer oxidischen Uranverbindung, aufkonzentriert. Dieses Urankonzentrat wird in der Konversionsanlage zu Uranhexafluorid (UF_6) umgesetzt. Das aus dem Erz gewonnene Uran (Natururan) enthält das in Leichtwasserreaktoren (LWR) spaltbare Uranisotop U-235 zu nur 0,7 %. Um das Uran als Brennstoff in LWR einsetzen zu können, muß der U-235-Gehalt auf etwa 3 Prozent angehoben werden. Dies geschieht in der Anreicherungsanlage, in der U-235 durch physikalische Trennprozesse in dem dampfförmig vorliegenden UF_6 angereichert wird. Das angereicherte UF_6 wird abgekühlt und als kristalliner Feststoff zur Brennelementfabrik transportiert. Zur Herstellung der Brennstäbe wird es dort in Urandioxid-Pulver umgewandelt. Das Urandioxid wird in Form von gesinterten Brennstofftabletten in metallische Hüllrohre eingesetzt. Die Brennstäbe werden gasdicht verschweißt und zu Brennelementen zusammengefügt, die dann in den Kernreaktor eingesetzt werden.

Nach etwa drei Jahren Einsatz im Kernreaktor enthalten die Brennelemente nicht mehr genügend spaltbaren Kernbrennstoff und müssen deshalb ausgewechselt werden. Nach einer Abklingzeit im Lagerbecken des Kernkraftwerkes werden die abgebrannten Brennelemente in ein Zwischenlager oder in das Eingangslager einer Wiederaufarbeitungsanlage gebracht. In der Wiederaufarbeitungsanlage werden die nutzbaren Kernbrennstoffe Uran und Plutonium (Pu) von den bei der Kernspaltung im Reaktor entstandenen Spaltprodukten getrennt. Die Spaltprodukte enthalten den größten Teil der Radioaktivität und müssen deshalb aus dem Brennstoffkreislauf entfernt und in ein Endlager gebracht werden. Uran und Plutonium werden in der Wiederaufarbeitungsanlage voneinander getrennt, anschließend chemisch umgewandelt, zu neuen Brennelementen verarbeitet und in das Kernkraftwerk zurückgeführt (Rezyklierung). Uran aus der Wiederaufarbeitung wird dabei zu UF_6 konvertiert und vor der Brennelementefabrikation wieder angereichert.

Wird auf die Rückgewinnung der Wertstoffe Uran und Plutonium durch Wiederaufarbeitung verzichtet, müssen die abgebrannten Brennelemente in einer Konditionierungsanlage in eine endlagerfähige Form gebracht werden. Mit den in den abgebrannten Brennelementen enthaltenen

Spaltprodukten gelangt dann das noch vorhandene Uran und das gesamte Plutonium in das Endlager (Direkte Endlagerung, siehe Abschnitt 1.9).

Bei der Uranerzgewinnung fallen große Mengen an Abraum, Schlämmen und Abwässern an, die radioaktive Stoffe enthalten. Um Strahlenexpositionen zu vermeiden, werden daher die Abraumhalden durch Gestein abgedeckt, die Schlämme verfestigt und die Abwässer gereinigt. Die in den übrigen Anlagen des Brennstoffkreislaufs anfallenden, meist schwachradioaktiven Abfälle müssen endlagerfähig konditioniert und sicher endgelagert werden. Auf die Abfälle der Wiederaufarbeitungsanlage wird in Abschnitt 1.8 näher eingegangen. Bei der Anreicherung bleiben große Mengen abgereichertes Uran ($\sim 0,25\%$ U-235) in Form von UF_6 als radioaktive Reststoffe übrig, die bis zu einer Entscheidung über ihre weitere Verwendung in Stahlbehältern zwischengelagert werden.

1.2 Die Aufgabe der Wiederaufarbeitung

Nach dem Einsatz im Kernreaktor enthalten die abgebrannten Brennelemente immer noch den größten Teil des Urandioxids; von dem spaltbaren Isotop U-235 ist noch etwa ein Fünftel bis ein Viertel des ursprünglichen Anteils vorhanden. Außerdem enthält der abgebrannte Kernbrennstoff etwa 1 % Plutonium, das im Kernreaktor aus dem Isotop U-238 entstanden ist (Abschnitt 1.4).

Die Wiederaufarbeitung hat die Aufgabe, diese nutzbaren Stoffe Uran und Plutonium von den unbrauchbaren Spaltprodukten und voneinander zu trennen. Uran und Plutonium können dann zu neuen Brennelementen für Leichtwasserreaktoren oder Schnelle Brutreaktoren (SBR) verarbeitet werden.

Eine zweite Aufgabe der Wiederaufarbeitung besteht darin, die während des Einsatzes im Kernreaktor entstandenen Spaltprodukte und nicht verwertbaren Transurane ihren physikalisch-chemischen Eigenschaften entsprechend durch eine gezielte Abfallbehandlung in eine endlagerfähige Form zu überführen.

1.3 Der Anfall an abgebrannten Brennelementen

In der Bundesrepublik Deutschland sind bis Ende 1986 etwa 2400 t abgebrannte Brennelemente (Schwermetall, SM) zur Entsorgung angefallen.

Pro Jahr werden künftig ca. 450 bis 650 t abgebrannte Brennelemente aus den deutschen Leichtwasserreaktoren entladen werden /BMI 83a/. Bild 2 zeigt eine Prognose der jährlich anfallenden und der kumulierten Schwermetallmengen bis zum Jahr 2000. Der kumulierte Anfall an abgebrannten Brennelementen wird im Jahr 2000 ca. 10 000 t, im Jahr 2010 ca. 18 000 t betragen /SCH 84a/.

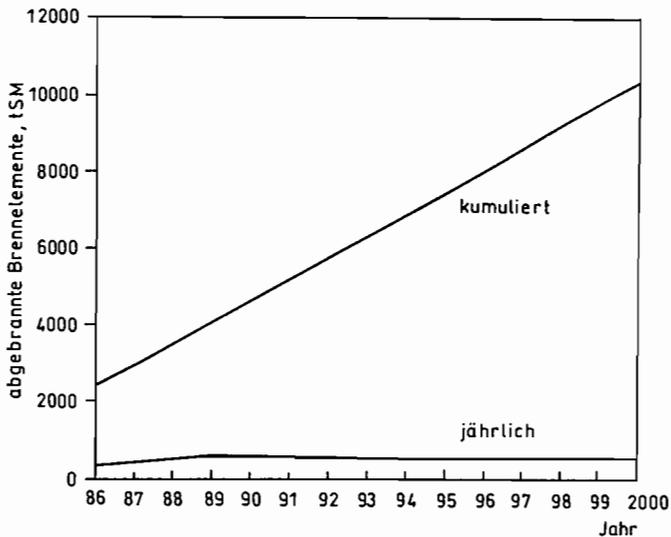


Bild 2:

Anfall abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland

Etwa 1600 t abgebrannte Brennelemente sind bisher aus den deutschen Kernkraftwerken zu Wiederaufarbeitungsanlagen transportiert worden. Nach den bisher bestehenden Verträgen mit der französischen Gesellschaft COGEMA und der britischen Firma BNFL sollen insgesamt ca.

4000 t abgebrannte Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken in den Wiederaufarbeitungsanlagen La Hague und Sellafield aufgearbeitet werden. Ab 1997 soll die für Wackersdorf beantragte deutsche Wiederaufarbeitungsanlage (WAW) zur Verfügung stehen. Diese Anlage wird eine mittlere Kapazität von 350 t/a bzw. einen maximalen Durchsatz von 500 t/a aufweisen.

1.4 Radioaktive Stoffe in der Wiederaufarbeitungsanlage

1.4.1 Zusammensetzung abgebrannter Brennelemente

Im Kernreaktor entstehen in den Brennelementen durch Kernspaltung stabile und radioaktive Spaltprodukte, deren Menge davon abhängt, wieviel Energie aus dem Kernbrennstoff während des Einsatzes im Kernreaktor gewonnen wurde. Diese auf eine Tonne Kernbrennstoff (Schwermetall) bezogene Energie wird als Abbrand bezeichnet und in Gigawatt-Tagen pro Tonne Schwermetall (Gwd/tSM) angegeben. Außerdem hängt der Gehalt an radioaktiven Spaltprodukten von der Zeitspanne zwischen der Entladung aus dem Reaktorkern und der Aufarbeitung der Brennelemente ab (Abklingzeit). Der Kernbrennstoff abgebrannter Brennelemente enthält ca. 4 % Spaltprodukte (Tabelle 1).

Tab. 1:

Kernbrennstoff-Zusammensetzung vor und nach dem Einsatz im LWR (Abbrand: 40 Gwd/tSM)

Zusammensetzung, Gewichtsprozent	
Vor dem Einsatz	Nach dem Einsatz
3,6 % U-235	0,8 % U-235
96,4 % U-238	0,4 % U-236
	93,6 % U-238
	1,0 % Pu
	0,1 % Np, Am, Cm
	4,1 % Spaltprodukte

Ein großer Teil der radioaktiven Spaltprodukte ist so kurzlebig, daß er während des Einsatzes im Kernreaktor und während der Abklingzeit zerfällt. Die Abklingzeit der Brennelemente beträgt bis zur Wiederaufarbeitung ca. drei bis sieben Jahre. Nach dieser Abklingzeit sind in den abgebrannten Brennelementen fast nur noch langlebige Spaltprodukte enthalten (Anhang A1).

Nach sieben Jahren Abklingzeit - wie es für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf vorgesehen ist - und 40 GWd/tSM Abbrand enthält eine Tonne abgebrannter Kernbrennstoff ca. 41 kg Spaltprodukte. Davon sind ca. 3,3 kg radioaktiv (ca. 8 %); die übrigen Spaltprodukte sind stabil. Die Spaltprodukte Krypton und Xenon sind gasförmig, die übrigen Spaltprodukte Feststoffe. Sämtliche radioaktiven Spaltprodukte senden Betastrahlen, zum Teil auch Gammastrahlen unterschiedlicher Energie und Intensität aus.

Neben den durch Kernspaltung entstehenden Spaltprodukten werden im Kernreaktor durch Neutroneneinfang Aktiniden gebildet, die zum Teil wiederum spaltbar sind. Die wichtigste Neutroneneinfangreaktion führt von Uran-238 zu Plutonium-239, das im Kernreaktor wieder gespalten werden kann. Gegen Ende der Einsatzzeit der Brennelemente trägt die Spaltung des Plutoniums zu etwa einem Drittel zur gesamten Energieerzeugung im Reaktor bei. Wird der abgebrannte Kernbrennstoff entladen, enthält er ca. 1 % Plutonium, von dem etwa 65 % im LWR spaltbar sind. Zu etwa 0,1 % haben sich langlebige Transurane wie Neptunium (Np), Americium (Am) und Curium (Cm) gebildet. Mit Ausnahme der betastrahlenden Nuklide Pu-241 und Np-239 senden diese Transurane Alphastrahlung aus. Das Uran abgebrannter Brennelemente enthält noch etwa 0,8 % spaltbares Uran-235. Außerdem ist noch der größte Teil des thermisch nicht spaltbaren Uran-238 vorhanden. Neu entstanden ist das ebenfalls thermisch nicht spaltbare Uran-236 (Anhang A1).

Insgesamt enthält eine Tonne abgebrannter Kernbrennstoff nach sieben Jahren Abklingzeit radioaktive Stoffe mit einer Aktivität von ca. $2 \cdot 10^{16}$ Bq. In abgebrannten LWR-Brennelementen mit Uran-Plutonium-Mischoxid als Kernbrennstoff ist bei gleichem Abbrand zwar ca. 12 % weniger Aktivität durch Spaltprodukte, dafür jedoch die fünffache Aktivität durch Aktiniden vorhanden. Ihre Gesamtaktivität liegt damit

um ca. 80 % höher als die von Uran-Brennelementen bei gleichem Abbrand und gleicher Abklingzeit (7 Jahre Abklingzeit).

Während des Einsatzes im Kernreaktor werden die metallischen Strukturmaterialien der Brennelemente, wie Kopf- und Fußstücke, Abstandshalter und Hüllrohre durch den Neutronenfluß aktiviert. Die Strukturmaterialien enthalten daher metallische radioaktive Nuklide, die Gammastrahlung aussenden (insbesondere Kobalt-60). Im Gegensatz zum Kernreaktor spielt die Aktivierung von Komponenten durch Neutronen in der Wiederaufarbeitungsanlage keine Rolle. Die auftretende Neutronenemission aus der Spontanspaltung von Plutonium und aus der α ,n-Reaktion mit leichten Elementen durch den α -Zerfall des Plutoniums ist bei der Weiterverarbeitung des Plutoniums für den Strahlenschutz des Betriebspersonals von Bedeutung.

1.4.2 Radiologische Eigenschaften der wichtigsten Nuklide

Bei der Auflösung des abgebrannten Kernbrennstoffs in der Eingangsstufe der Wiederaufarbeitung werden die gasförmigen und leichtflüchtigen Spaltprodukte zum größten Teil in die Abgasreinigungsstrecke ausgetrieben.

- Besonders bedeutsam ist das langlebige Jod-129 (Halbwertszeit $T_{1/2} = 1,57 \cdot 10^7 \text{a}$), das durch spezielle Jodfilter aus dem Auflöserabgas entfernt wird. Zusammen mit natürlichem Jod wird radioaktives Jod bevorzugt in die Schilddrüse eingelagert. Die biologische Halbwertszeit für den Verbleib in diesem Organ beträgt etwa 130 Tage. Eine Aufnahme von Radiojod erfolgt vor allem durch den Transfer über die Milch (Weide-Milch-Pfad). I-131 ($T_{1/2} = 8 \text{d}$) tritt nur in kleinen Mengen aus der Spontanspaltung von Transuranen (Curium) in der Wiederaufarbeitung auf.
- Tritium ($T_{1/2} = 12,3 \text{a}$) ist zu etwa der Hälfte an die Zirkaloy-Hüllrohre gebunden und gelangt in dieser Form in den festen Abfall aus Hüllrohrabschnitten und Strukturmaterialien. In den Ableitungen mit der Abluft und dem Abwasser liegt Tritium größtenteils als Tritium-Wasser (HTO) vor. Die radiologische Bedeutung des Triti-

ums besteht darin, daß es anstelle des normalen Wassers aufgenommen und in Moleküle von Organismen eingebaut werden kann. Durch geeignete Prozeßführung und Abgaswäsche kann die Ableitung von Tritium auf ca. 10 % der anfallenden Menge reduziert werden.

- Radioaktiver Kohlenstoff-14 ($T_{1/2} = 5730$ a) wird bei der Auflösung des Kernbrennstoffs in die Abgasstrecke freigesetzt und gelangt als CO_2 -Gas zum Teil in die Umwelt. Auch C-14 kann in biologische Substanzen eingebaut werden. Durch eine Wäsche des Abgases mit Lauge kann das CO_2 aus dem Abgas entfernt und zu festem Karbonat umgewandelt und abgeschieden werden.
- Radioaktives Krypton-85 ($T_{1/2} = 10,7$ a) ist als reaktionsträges Edelgas und schwacher Betastrahler radiologisch vergleichsweise wenig bedeutsam. Kr-85 bewirkt eine äußere Bestrahlung der Haut und in geringem Maße über Inhalation eine Strahlenexposition der Lunge und des Ganzkörpers. Bisher wird Kr-85 aus Wiederaufarbeitungsanlagen ohne Rückhaltung abgeleitet, da die Strahlenexposition durch Kr-85 sehr gering ist. Eine Rückhaltung von Kr-85 ist grundsätzlich durch Tieftemperaturrektifikation möglich. Weitere Rückhalteverfahren befinden sich in der Entwicklung.

Nicht- oder schwerflüchtige Spaltprodukte und Transurane werden in den Abgasreinigungssystemen der Wiederaufarbeitungsanlage weitgehend zurückgehalten. Die Rückhaltung radioaktiver Aerosole durch hintereinander angeordnete Feinfilter ist Stand der Technik.

Radiologisch besonders bedeutsam sind die Spaltprodukte Strontium-90 und Cäsium-137, die in der Wiederaufarbeitungsanlage den Hauptanteil der Spaltproduktaktivität darstellen. Sr-90 ($T_{1/2} = 28,5$ a) reichert sich über die Nahrungskette im Knochenskelett an. Cs-137 ($T_{1/2} = 30,1$ a) bewirkt bei Ablagerung in der Umwelt eine Erhöhung der äußeren Bestrahlung und führt bei Aufnahme mit der Nahrung zu einer Strahlenexposition des Ganzkörpers und der Leber. Bei kürzeren Abklingzeiten ist auch Ruthen-106 ($T_{1/2} = 1$ a) wegen seiner Direktstrahlung und seiner Wirkung auf Lunge, Knochen und Niere radiologisch relevant.

Die alphastrahlenden Transurane sind sehr langlebig und wegen der energiereichen Alpha-Emission stark radiotoxisch. Besonders bedeutsam ist

ihre Aufnahme in den Körper durch Inhalation und die Ablagerung der Transurane in der Lunge und im Knochenskelett. Die Transurane müssen daher möglichst vollständig aus dem Abgas gefiltert werden.

Die Ableitung von Radionukliden mit dem Abwasser spielt bei den am Meer gelegenen Wiederaufarbeitungsanlagen radiologisch eine wesentliche Rolle. Auch bei der Reinigung des Abwassers müssen vor allem die genannten Spaltprodukte Sr-90, Cs-137, Ru-106 sowie die Transurane zurückgehalten werden.

1.5 Die Rezyklierung von Uran und Plutonium

Abgebrannte Brennelemente enthalten pro Tonne Schwermetall noch ca. 8 - 9 kg spaltbares Uran-235 und ca. 10 kg Plutonium, von dem etwa 65 % im LWR spaltbar sind. Außerdem sind in den abgebrannten Brennelementen noch ca. 97 % des ursprünglich eingesetzten Uran-238 vorhanden (ca. 940 kg). Durch die Wiederaufarbeitung werden Uran und Plutonium abgetrennt, so daß sie für den Einsatz in Schnellen Brutreaktoren und in Leichtwasserreaktoren wieder genutzt werden können.

Brennelemente für Brutreaktoren enthalten Uran-Plutonium-Mischoxid mit etwa 20 - 40 % Plutonium und 60 - 80 % natürlichem oder abgereichertem Uran. Im Schnellen Brutreaktor wird der Kernbrennstoff erheblich besser ausgenutzt als im Leichtwasserreaktor. Aufgrund der energiereichen Neutronen können auch Isotope, die im LWR nicht spaltbar sind, zur Kernspaltung beitragen. Neutronenverluste bei der Abbremsung auf niedrige Energien wie im LWR werden vermieden. Durch Neutroneneinfang entsteht aus dem thermisch nicht spaltbaren U-238 in den Brutelementen Plutonium, das wiederum zur Energieerzeugung genutzt wird.

Aufgrund der verzögerten Einführung des Schnellen Brutreaktors steht aus der Wiederaufarbeitung mehr Plutonium zur Verfügung als für Brutreaktoren benötigt wird. Dieses Plutonium kann in LWR zurückgeführt werden (thermische Rezyklierung). Mischoxid-Brennelemente für LWR enthalten etwa 4 - 7 % Plutonium, der Rest des Mischoxids besteht aus natürlichem oder abgereichertem Uran. Auch Uran aus der Wiederaufarbeitung kann als Trägermaterial zugemischt werden. Das Plutonium be-

steht etwa zu 65 % aus den thermisch spaltbaren Isotopen Pu-239 und Pu-241 (Tabelle 2).

Tab.2:

Isotopenzusammensetzung von Plutonium aus abgebranntem UO₂-Brennstoff, 7 Jahre Abklingzeit /THO 86/

Isotop	Zusammensetzung, Gewichtsprozent	
	Pu aus UO ₂ 3,2 %, 35 Gwd/tSM ¹⁾	Pu aus UO ₂ 3,6 %, 40 Gwd/tSM
Pu-238	1,8	2,1
Pu-239	54,6	53,4
Pu-240	26,6	26,8
Pu-241	10,1	10,2
Pu-242	6,9	7,5

¹⁾ % U-235 Anfangsanreicherung, Gwd/tSM Abbrand

Plutonium kann bei entsprechender Rezyklierstrategie mehrfach in LWR zurückgeführt werden /BMFT 81, FIS 86/. Voraussetzung hierfür ist jeweils die Vermischung des mehrfach rezyklierten Plutoniums mit Plutonium aus UO₂-Brennelementen. Damit kann der Anteil des wegen seiner Alphaaktivität und Neutronenemission unerwünschten Isotops Pu-238 klein gehalten werden.

Mischoxid-Brennelemente werden in der Bundesrepublik Deutschland seit 1966 in Druck- und Siedewasserreaktoren eingesetzt. Gegenüber UO₂-Brennelementen zeigten die Mischoxid-Brennelemente keine wesentlichen Unterschiede im Reaktorbetrieb /BEE 85/. Untersuchungen zum Einsatz von Mischoxid-Brennelementen in DWR haben ergeben, daß die Änderungen der nuklearen Eigenschaften des Reaktors sicherheitstechnisch unbedeutend sind, wenn nicht mehr als ein Drittel des Reaktorkerns aus Mischoxid-Brennelementen besteht /FAB 86/.

Uran aus der Wiederaufarbeitung (Alturan) enthält außer dem spaltbaren U-235 auch etwa 0,5 % thermisch nicht spaltbares U-236. Bei der Wieder-

anreicherung ist eine Erhöhung um einige Zehntel Prozent im Vergleich zu erstmals eingesetztem Uran erforderlich, um die Absorptionswirkung des U-236 zu kompensieren. Bei der Verarbeitung von Alturan zu neuen Brennelementen ist außerdem das Isotop U-232 sicherheitstechnisch bedeutsam. Die wiederangereicherten Alturan-Brennelemente können erneut in LWR eingesetzt werden. Eine nochmalige Rückführung des Urans aus abgebrannten Alturan-Brennelementen ist grundsätzlich möglich, wegen des geringen U-235-Gehaltes und des relativ hohen U-236-Anteils jedoch gegenüber der Verwendung von Natururan wirtschaftlich nicht attraktiv /THO 86/.

Die Rezyklierung der Kernbrennstoffe Uran und Plutonium führt zu einem niedrigeren Bedarf an Natururan und reduziert Trennarbeit bei der Anreicherung. Nach den Untersuchungen der Internationalen Atomenergie-Organisation IAEA /IAEA 80/ erspart die thermische Rezyklierung von Uran und Plutonium in einem Gleichgewichtszustand des nuklearen Brennstoffkreislaufs ca. 40 % des Natururans. Bereits eine einmalige Rezyklierung verringert den Natururanbedarf um 25 % /THO 86/. Abschätzungen für real erreichbare Einsparungseffekte bis zum Jahr 2000 ergeben eine Uraneinsparung durch thermische Rezyklierung von ca. 10 % /SCH 86, LEW 86/.

1.6 Das Verfahrensprinzip der Wiederaufarbeitung

Die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente nach dem üblicherweise angewandten PUREX-Verfahren besteht aus folgenden Verfahrensschritten:

Die angelieferten Brennelemente werden in der Eingangsstufe mechanisch zerkleinert. In der nachfolgenden chemischen Auflösung wird der Kernbrennstoff in siedender Salpetersäure aus den Hülsenabschnitten gelöst. Die übrigbleibenden Hülsenabschnitte und Brennelementstrukturteile werden als radioaktive Abfälle zwischengelagert und weiterbehandelt. Die beim Zerkleinern und Auflösen des Kernbrennstoffs freiwerdenden radioaktiven Gase und Aerosole gelangen in die Abgasreinigung.

Aus der gereinigten Kernbrennstofflösung werden in chemischen Trennverfahren zuerst die radioaktiven Spaltprodukte und unbrauchbaren Transurane abgetrennt. Anschließend werden die Spaltstoffe Uran und Plutonium voneinander separiert und getrennt feingereinigt (Bild 3).

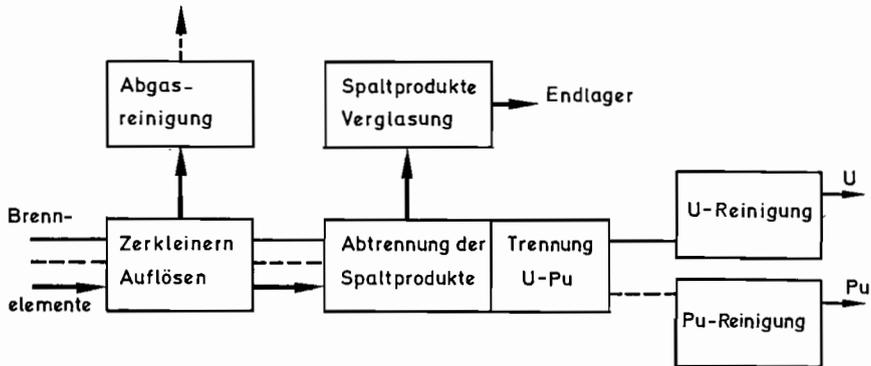


Bild 3:

Verfahrensprinzip der Wiederaufarbeitung nach dem PUREX-Verfahren mit mechanischer Eingangsstufe

Zur chemischen Abtrennung der Spaltprodukte und zur Separierung von Uran und Plutonium wird die auch in der chemischen Industrie vielfach verwendete Flüssig-Flüssig-Extraktion eingesetzt. Als Extraktionsmittel wird nach dem sogenannten PUREX-Verfahren eine 30 %ige Lösung von Tributylphosphat (TBP) in n-Dodekan verwendet.

Das PUREX-Extraktionsverfahren hat sich gegenüber älteren Trennverfahren weltweit bei der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen durchgesetzt /INT 61, BAU 78,80/. ES wurde erstmals großtechnisch 1954 in der Wiederaufarbeitungsanlage Savannah River angewandt. Die mechanische Eingangsstufe mit Zerlegung der Brennelemente in einzelne Stäbe und Einzelstabzerkleinerung wurde ebenfalls Anfang der fünfziger Jahre entwickelt. Die Methode, ganze Brennelemente ohne Zerlegung in ein-

zelne Stäbe zu schneiden, wurde Ende der sechziger Jahre zuerst in der Anlage der Nuclear Fuel Service Inc. verwirklicht. Nach dem PUREX-Verfahren werden abgebrannte Brennelemente mit unterschiedlichen Abklingzeiten und Abbränden aus Gas-Graphit- oder MAGNOX-Reaktoren, aus LWR und SBR erfolgreich aufgearbeitet. Insgesamt handelt es sich somit bei dem PUREX-Verfahren mit mechanischer Zerkleinerung der Brennelemente um ein erprobtes Verfahren.

1.7 Verfahrensschritte der Wiederaufarbeitung

1.7.1 Brennelementeingangslager

Aus den Kernkraftwerken werden die abgebrannten Brennelemente in Transportbehältern zur Wiederaufarbeitungsanlage transportiert und dort im Brennelementeingangslager bis zur Aufarbeitung zwischengelagert. Für den Transport werden starkwandige Stahl- oder Gußeisenbehälter eingesetzt, die die radioaktiven Stoffe dicht einschließen und abschirmen. Kühlrippen sorgen für die Ableitung der Nachzerfallswärme. Im allgemeinen werden die Brennelemente im Kernkraftwerk mindestens ein Jahr zwischengelagert, bevor sie abtransportiert werden. Während dieser Zeit vermindern sich die Strahlung und Nachzerfallswärme der Brennelemente beträchtlich. Die Transportbehälter werden vor der Zulassung harten Prüfungen ihrer mechanischen Festigkeit und ihrer Resistenz gegenüber Feuer durch Fall- und Brandtests unterzogen /IAEA 85/.

Für die technische Ausführung von Brennelementlagern gibt es zwei grundsätzliche Konzepte, die Naßlagerung und die Trockenlagerung. Bei der Naßlagerung werden die Brennelemente in Wasserbecken in Brennelementlagergestellen gelagert. Das Wasser sorgt sowohl für die Wärmeabfuhr als auch für die Abschirmung der Strahlung. Diese Art der Lagerung wurde vor allem in den ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen in großem Maßstab verwirklicht. Auch die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe hat ein Wasserbecken als Eingangslager.

Seit einigen Jahren wird die trockene Lagerung von abgebrannten Brennelementen zur technischen Einsatzfähigkeit entwickelt und in Einlage-

rungsversuchen erprobt /BAA 80/. Nach diesem Konzept werden die abgebrannten Brennelemente in den auch für den Transport verwendeten Brennelementbehältern zwischengelagert. Die Wärme wird durch Naturzug-Luftkühlung abgeführt. Die trockene Lagerung hat den Vorteil, daß aktive Kühlsysteme zur Wasserkühlung und Reinigungssysteme für das Beckenwasser nicht erforderlich sind und keine Ableitungen radioaktiver Stoffe auftreten.

Auch für das Entladen der Brennelemente aus den Transportbehältern gibt es die nasse und die trockene Entladetechnik. Entsprechend der Naßlagerung werden die Brennelemente unter Wasser entladen und mit Greifwerkzeugen in die Lagergestelle verbracht. Die trockene Entladetechnik stellt eine neue Entwicklung dar, für die bisher nur aus der amerikanischen Wiederaufarbeitungsanlage ICPP Betriebserfahrungen vorliegen. Man erwartet sich von der trockenen Entladetechnik vereinfachte Betriebsabläufe und geringere Strahlenexpositionen des bei der Entladung eingesetzten Betriebspersonals.

1.7.2 Zerkleinern und Auflösen der Brennelemente

Vor der Brennstoffauflösung werden die Brennelemente als ganzes Bündel oder zerlegt in einzelne Brennstäbe in etwa 5 cm lange Stücke geschnitten. Die beiden Schneidesysteme Einzelstabschere wie Bündelschere haben sich im praktischen Betrieb bewährt, wobei laufend apparative Verbesserungen eingeführt wurden. Kopf- und Fußstücke der Brennelemente werden jeweils vor der Zerkleinerung abgetrennt und zur Abfallbehandlung gegeben.

Aus den Brennstabstücken wird im Auflöser der Kernbrennstoff durch siedende Salpetersäure herausgelöst. Man erhält damit eine salpetersaure Lösung der Kernbrennstoffe Uran und Plutonium sowie der Spaltprodukte. Der Lösevorgang wird so gesteuert, daß sich die Kernbrennstoffe möglichst vollständig aus den Hülsenabschnitten lösen und die gasförmigen und flüchtigen Spaltprodukte mit den nitrosen Gasen möglichst gleichmäßig in die Abgasreinigung abgeleitet werden. Insbesondere wird das im Kernbrennstoff als Spaltprodukt enthaltene Jod-129 möglichst vollständig (> 99 %) in die mit speziellen Jodfiltern ausgerüstete Auflöser-

abgasreinigung ausgetrieben. Der Lösevorgang läuft chargenweise ab, wobei jeweils ein bis zwei Brennelemente in den Auflöserkorb geschnitten werden. Bild 4 zeigt einen derartigen Auflöser mit seinem Tank zur Rezyklierung der Lösung /DWK 83/.

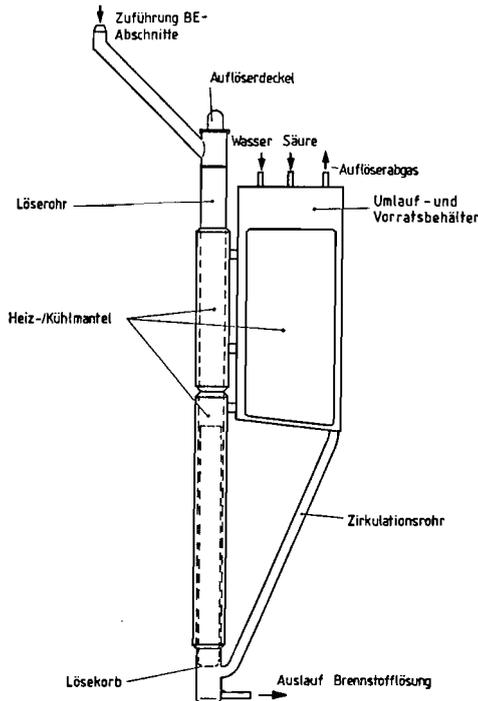


Bild 4:
Auflöser für chargenweisen Betrieb

Verschiedentlich wurden auch kontinuierlich arbeitende Auflöser entworfen und erprobt. Ein solcher Apparat wird in der Anlage in La Hague installiert /AUC 84/.

Die gewonnene Brennstofflösung enthält Feinteile in Form von Zirkaloy-Teilchen und ungelösten Rückständen, meist Edelmetalle wie Palladium, Rhodium, Ruthen und Reste von Plutonium. Mit Hilfe von Zentrifugen oder Feinfiltern wird die Lösung daher geklärt. Der abgeschiedene Schlamm (Feedklärschlamm) wird als radioaktiver Abfall verfestigt.

Durch Veränderung der Herstellungsverfahren für den Brennstoff kann heute auch Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennstoff in Salpetersäure ohne Zusätze praktisch vollständig gelöst werden.

1.7.3 Chemische Extraktion

Nach Einstellung der Lösung auf die spezifizierten Konzentrationswerte (ca. 300 g U/l, 4 g Pu/l, 7 g Spaltprodukte/l) und den richtigen Säuregrad werden aus der Lösung im ersten chemischen Extraktionsvorgang die Spaltprodukte abgetrennt. Dazu wird die Lösung im Gegenstrom mit dem organischen Extraktionsmittel TBP-n-Dodekan innig vermischt, wobei Uran und Plutonium in die organische Phase übertreten, während die Spaltprodukte in der wäßrigen Phase verbleiben. Sodann werden organische und wäßrige Phase getrennt. Die Spaltprodukte gelangen nach Abtrennung organischer Reste mit der wäßrigen Phase in die Abfallbehandlung. Uran und Plutonium werden mit verdünnter Säure aus der organischen Phase in die wäßrige Phase rückextrahiert und in einem weiteren Extraktionsschritt voneinander getrennt. Dabei wird der Umstand ausgenutzt, daß dreiwertiges Plutonium im Gegensatz zu vierwertigem im Extraktionsmittel TBP nicht löslich ist. Durch Wiederholung der Extraktionsprozesse werden sodann Uran und Plutonium von Spaltproduktresten feingereinigt. Säure und Extraktionsmittel werden zur Vermeidung von Sekundärabfällen in der Anlage rezykliert und dabei von Spaltproduktresten gereinigt.

Als Extraktionsapparate werden Misch-Absetzer und gepulste Siebbodenkolonnen eingesetzt /LON 78/. Zentrifugenextraktoren sind für die Wiederaufarbeitung von sehr hoch abgebrannten Brennstoffen, z.B. aus Brutreaktoren, in der Entwicklung, da wegen der kurzen Kontaktzeiten von Spaltproduktlösung und organischem Extraktionsmittel die radiolytische Zersetzung des Extraktionsmittels verringert werden kann.

Mischabsetzer bestehen aus Misch- und Absetzkammern. In der Mischkammer werden wäßrige und organische Phase durch Rührer vermischt, um den Stoffübergang zu erhalten; die Absetzkammern dienen der Trennung der organischen von der wäßrigen Phase. Mischabsetzer werden bevorzugt für Stoffströme mit mäßiger bis geringer Radioaktivität ein-

gesetzt, da dort keine störenden Trennschichtniederschläge durch Radiolyseprodukte des TBP auftreten.

Für Bereiche hoher Radioaktivität wird die gepulste Siebbodenkolonne dem Mischabsetzer vorgezogen. In diesen etwa 10 - 12 m hohen Kolonnen wird die Durchmischung der im Gegenstrom geführten Phasen durch Pulsation mit Druckluft und Zerteilung der Flüssigkeiten durch eingebaute Siebböden erreicht. Die Abtrennung der wäßrigen und organischen Phase wird in den Kopf- und Fußteilen der Kolonnen durchgeführt (Bild 5).

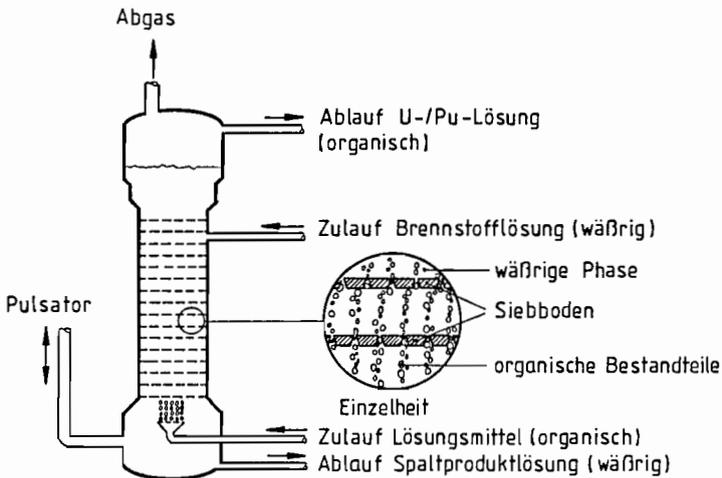


Bild 5:

Siebboden-Extraktionskolonne /DWK 83/

Die gepulste Siebbodenkolonne ist weniger anfällig gegenüber ausflockenden Radiolyseprodukten und daher auch für kurz gekühlte und hoch abgebrannte Kernbrennstoffe geeignet.

1.7.4 Lagerung und Verglasung hochradioaktiver Abfälle

Die im 1. Extraktionszyklus abgetrennten Spaltprodukte werden als hochradioaktive Lösungen aufkonzentriert (HAWC) und in gekühlten Edelstahl tanks bis zur Verglasung zwischengelagert. Das Anlagenkonzept für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf beinhaltet jedoch die unmittelbar anschließende Verglasung der Spaltproduktlösungen, so daß auf eine routinemäßige Zwischenlagerung von hochradioaktiven Lösungen verzichtet werden kann /DWK 83/. Dies ist möglich, da der Kernbrennstoff vor seiner Aufarbeitung mindestens sieben Jahre Abklingzeit aufweist.

Für die Verglasung von hochradioaktiven Spaltproduktlösungen stehen heute im wesentlichen zwei Arten von Verglasungsverfahren zur Verfügung:

- Denitrierung der Spaltproduktlösung und Verglasung des Kalzinats in einem metallischen Schmelztiegel (z.B. AVM-Verfahren),
- direkte Einspeisung der Spaltproduktlösung und Verglasung in einem keramischen Schmelzofen (z.B. PAMELA-Verfahren).

Nach dem französischen AVM-Verfahren wird die Lösung in einen schräg angeordneten Drehrohrofen eindosiert, dort getrocknet und kalziniert, d.h. der Nitratanteil wird als Stickoxid entfernt und der Lösungsrückstand oxidiert. Die mit Glaspulver gemischten Spaltproduktoxide fallen in einen metallischen Schmelztiegel. In dem elektrisch beheizten Schmelztiegel wird eine Schmelze erzeugt, die die Spaltprodukte in gleichmäßiger Verteilung enthält. Die Schmelze wird sodann in metallische Endlagerbehälter, sogenannte Kokillen, abgezogen.

Das PAMELA-Verfahren vereint Denitrierung und Verglasung in einem Verfahrensschritt. Die Lösung wird dabei zusammen mit Glaspulver so in den keramischen Schmelzofen eindosiert, daß die Schmelzbadoberfläche weitgehend von Flüssigkeit bedeckt ist; dadurch wird der Austrag von Schwebstoffen in die Abgasreinigung gering gehalten. Die Glasschmelze im Schmelzofen wird über Elektroden, die in die Glasschmelze ragen, direkt beheizt. Durch induktive Beheizung des Bodenauslaufs wird die Schmelze in metallische Kokillen abgelassen (Bild 6).

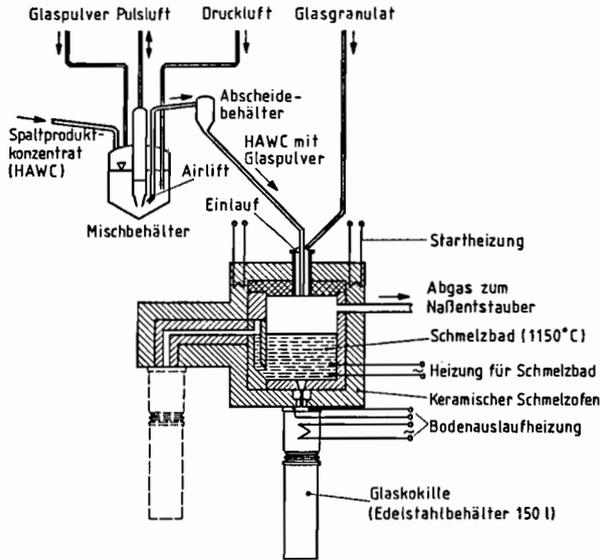


Bild 6:

PAMELA-Verglasungseinrichtung /DWK 83/

Die gefüllten Glaskokillen werden durch fernbediente Einrichtungen mit einem Deckel verschlossen und zugeschweißt. Nach Reinigung der Kokillenoberfläche werden die verschweißten Kokillen in einem Lagergebäude zwischengelagert. Die Nachzerfallswärme wird durch Luftkühlung abgeführt.

Von besonderer Bedeutung ist die Reinigung der Abgase des Schmelzofens. Naßentstauber, Strahlwäscher und Stickoxidabsorber dienen zur Reinigung des Abgases von Staub und Stickoxiden. Nach einem Fasermattenfilter werden doppelte Schwebstofffilter zur Feinreinigung eingesetzt.

In beiden Verfahren wird Borsilikatglas als Matrix für die Aufnahme der radioaktiven Spaltprodukte eingesetzt. In Borsilikatglas können sowohl mit dem AVM- als auch nach dem PAMELA-Verfahren etwa 15 % Spaltprodukttoxide eingebettet werden, ohne daß die Glaseigenschaften beeinträchtigt werden /MER 86/. Borsilikatglas ist mechanisch und thermisch stabil, auslaugresistent und strahlenbeständig. Andere Ma-

trixmaterialien, z.B. Glas-Keramik oder künstliche Gesteine (SYNROC) sind in der Entwicklung, haben sich jedoch technisch gegenüber Borsilikatglas nicht durchgesetzt.

1.7.5 Mischoxid-Brennelementherstellung

Uran und Plutonium liegen nach der Abtrennung durch das PUREX-Verfahren jeweils als Uranylнитrat- bzw. Plutoniumnitratlösung vor.

Uranylнитrat wird zum größten Teil zu einer an einem anderen Standort befindlichen Konversionsanlage transportiert, um dort chemisch zu UF_6 umgewandelt zu werden. Nach Wiederanreicherung und Konversion zu UO_2 werden sodann aus dem wiedergewonnenen Uran neue Brennelemente gefertigt.

Plutoniumnitrat wird zu Plutoniumdioxid konvertiert und vermischt mit Urandioxid zu Mischoxid-Brennelementen verarbeitet. Diese Verfahrensschritte werden zum Teil oder als Ganzes in Anlagen durchgeführt, die der Wiederaufarbeitungsanlage zugehören oder benachbart sind. So wird beispielsweise in der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague Plutoniumnitrat zu PuO_2 umgewandelt. Das PuO_2 -Pulver wird anschließend zur Brennelementherstellung abtransportiert. Die Anlagenplanung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf beinhaltet auch die Fertigung der Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennelemente, die dann zu ihrem Einsatz in den Kernkraftwerken ausgeliefert werden.

Für die Konversion des Plutoniumnitrats zu PuO_2 werden chemische Fällungsverfahren mit anschließender thermischer Umsetzung (Kalzination) des Fällungsprodukts zu PuO_2 eingesetzt. Für die Umwandlung des Plutoniumnitrats hat sich das sogenannte Oxalatverfahren mit Plutoniumoxalat als Zwischenprodukt bewährt. Zur Verbesserung der Löslichkeit von Mischoxid-Brennstoff bei der Wiederaufarbeitung wurden Konversionsverfahren entwickelt, die Plutonium und Uran gemeinsam zu Mischkristallen ausfällen. Ein derartiges Verfahren ist das von ALKEM entwickelte sogenannte AUPuC-Verfahren (Zwischenprodukt Ammonium-Uranyl-Pluto-nyl-Carbonat), das mit Erfolg eingesetzt wird /ROE 81/. Auch durch optimierte Verfahren des mechanischen Mischens von PuO_2 und UO_2 er-

hält man Mischoxidbrennstoff, der bei der Wiederaufarbeitung mit Salpetersäure nahezu rückstandsfrei gelöst werden kann.

Die weiteren Fertigungsschritte der Brennelementherstellung beinhalten mechanische und thermische Behandlungsmethoden, wie Mischen, Mahlen, Sieben, Pressen und Sintern der Brennstofftabletten, Einfüllen der Brennstofftabletten in Brennstäbe, Verschweißen der Brennstäbe und Zusammenbau der Brennstäbe zu ganzen Brennelementen.

1.8 Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung können nach dem Grad und der Art ihrer Radioaktivität und den daraus folgenden Erfordernissen nach Abschirmung und Wärmeabfuhr in Klassen eingeteilt werden:

- Schwachradioaktive Abfälle benötigen keine speziellen Vorkehrungen zur Abschirmung von Strahlung und entwickeln praktisch keine Wärme.
- Mittelradioaktive Abfälle erfordern zusätzliche Abschirmmaßnahmen und erzeugen etwas Wärme, ohne daß dauernde Kühlung erforderlich ist.
- Hochradioaktive Abfälle müssen durch starke Abschirmungen abgeschirmt und dauernd gekühlt werden, um die aus dem radioaktiven Zerfall stammende Wärme abzuführen.

Außerdem ist es bedeutsam, ob in den Abfällen langlebige, alphastrahlende Nuklide, insbesondere Plutonium und andere Transurane enthalten sind. Eine weitere Unterscheidung von Abfällen nach ihrem Aggregatzustand (fest/flüssig/gasförmig) und nach ihrer Brennbarkeit ist sinnvoll.

Tabelle 3 vermittelt einen Überblick über die in einer Wiederaufarbeitungsanlage auftretenden Abfallarten und ihre Eigenschaften.

Tab. 3:

Rohabfälle in einer Wiederaufarbeitungsanlage

Abfallart	Radioaktivität	physikalische Eigenschaften
Spaltproduktlösung	hoch	flüssig, selbsterhitzend
Feedklärschlamm, Auflöserückstände	mittel-hoch	flüssig-fest, wärmeerzeugend, bei Eintrocknen selbstentzündlich
BE-Hülsen, Strukturmaterial	mittel-hoch	fest, wärmeerzeugend
Filter- u. Verdampferkonzentrate, Wasser	schwach-mittel	flüssig
Tritiumwasser	schwach	flüssig
Festabfälle	schwach	fest

Pro Tonne Schwermetall fallen in der Wiederaufarbeitung ca. $0,5 - 0,8 \text{ m}^3$ hochradioaktive Spaltproduktlösung, ca. $0,2 - 0,5 \text{ m}^3$ Feedklärschlamm oder Auflöserückstände, ca. $0,6 - 1,6 \text{ m}^3$ BE-Hülsen, Strukturteile und Feedfilter als Abfall an. Die Mengen an schwach- und mittelradioaktiven Flüssig- und Festabfällen hängen stark von den Gegebenheiten und der Betriebsweise der einzelnen Wiederaufarbeitungsanlagen ab. Angaben zur WAK finden sich z.B. in /SCH 84b/. Ausländische Wiederaufarbeitungsanlagen leiten erhebliche Mengen schwachradioaktiver Abwässer ins Meer oder in Flüsse ab.

Die anfallenden Rohabfälle werden in der Wiederaufarbeitungsanlage so konditioniert, daß sie zwischengelagert und - in den meisten Fällen - ohne weitere Behandlung abtransportiert und endgelagert werden können. Für die geplante Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf wird beispielsweise mit dem in Tabelle 4 angegebenen Aufkommen an konditionierten Abfällen pro Betriebsjahr, bezogen auf den maximalen Durchsatz von 500 tSM/a , gerechnet /DWK 83/.

Tab. 4:

Endabfallgebilde einer Wiederaufarbeitungsanlage mit Tritiumverfestigung

Gebindekategorie	Jahresmenge
HAW-Endabfallgebilde	430 Glaskokillen
MAW-Endabfallgebilde (400-l-Fässer)	2000 Gebinde
LAW-Endabfallgebilde (400-l-Fässer)	3100 Gebinde
LAW-Endabfallgebilde (MAW in Betonabschirmung, 400-l-Fässer)	3200 Gebinde
Zementierte tritiumhaltige Wässer (400-l-Fässer)	5000 Gebinde

Die hochradioaktiven konzentrierten Spaltproduktlösungen werden durch Verglasung zu Glaskokillen konditioniert (siehe Abschnitt 1.7.4). Dabei führen die pro Tonne Schwermetall anfallenden ca. $0,8 \text{ m}^3$ HAWC zu etwa 150 l hochradioaktivem Glas.

Der mittlerradioaktive Abfall besteht aus aktivierten Hüllrohrabschnitten und BE-Strukturteilen, aus Feedklärschlamm, Auflöserückständen und Verdampferkonzentraten oder salzhaltigen Abfällen aus der Lösungsmittelreinigung. Diese Abfälle werden im wesentlichen zementiert, Verdampferkonzentrate können auch in Bitumen eingebettet werden. Für Hüllrohrabschnitte, Strukturteile und Feedklärschlamm werden auch andere Verfahren, z.B. das Einschmelzen der Hüllrohrabschnitte oder die Verglasung des Feedklärschlammes zusammen mit dem HAWC, untersucht. Bei der Zementierung ergibt sich eine Volumenvergrößerung verglichen mit dem Rohabfallvolumen um ca. 50 - 100 %.

Schwachradioaktive Abfälle werden hauptsächlich zementiert. Feste kontaminierte Gegenstände werden zuvor zerkleinert, zum Teil auch kompaktiert (Volumenreduktion auf ca. 50 - 20 %). Brennbarer fester oder flüssiger Abfall wird in Spezialöfen verbrannt oder pyrolytisch zersetzt, die Rückstände werden einzementiert.

Tritiumhaltige Wässer können, sofern sie nicht ohne weitere Behandlung abgegeben werden (z.B. zur Verpressung in undurchlässige Schichten des geologischen Untergrundes), zementiert werden.

Bis zum Abtransport zu einem Endlager werden die Abfallgebinde auf dem Gelände der Wiederaufarbeitungsanlage (z.B. in Wackersdorf) oder in Zwischenlagern (Kernforschungszentrum Karlsruhe für die WAK) zwischengelagert. Für die geplante Anlage Wackersdorf (WAW) sind hierfür die in Tabelle 5 angegebenen Lagerkapazitäten vorgesehen /DWK 83/.

Beim Transport zu einem Endlager sind die Anforderungen für den Transport auf Straße oder Schiene zu erfüllen (siehe Abschnitt 5.1).

Tab. 5:

Pufferlager für Abfallgebinde der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf

Abfallgebinde	Lagerkapazität für Betriebsjahre	
	gegenwärtig vorgesehen	Erweiterungsmöglichkeit
HAW-Glaskokillen	10 a	20 a
MAW-Gebinde	2,5 a	10 a
LAW-Gebinde	2,5 a	10 a
zementierte Tritium-Wässer	3 a	6 a

1.9 Die direkte Endlagerung

Unter direkter Endlagerung wird die Entsorgung der Kernkraftwerke ohne Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente verstanden. Nach dieser Entsorgungsalternative sollen die abgebrannten Brennelemente zunächst zwischengelagert und nach angemessener Abklingzeit in einer Konditionierungsanlage endlagergerecht verpackt werden. Die Endlagergebinde werden sodann in eine geeignete geologische Gesteinsformation endgültig eingelagert.

Bei der direkten Endlagerung bleiben die radioaktiven Stoffe einschließlich der Kernbrennstoffe in den Brennelementen und gelangen so vollständig in das Endlager. Auf eine Wiederverwertung von Uran und Plutonium und eine Berücksichtigung der spezifischen Eigenschaften der radioaktiven Stoffe bei ihrer endlagergerechten Konditionierung wird verzichtet. Dies führt dazu, daß die endgelagerten Brennelemente auch gasförmige oder leicht flüchtige Radionuklide und bedeutend höhere Uran- und Plutoniummengen enthalten als die verglasten hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung.

Parallel zur weiteren Verfolgung des Entsorgungsweges mit Wiederaufarbeitung beschlossen die Regierungschefs von Bund und Ländern am 28. September 1979, auch andere Entsorgungstechniken, z.B. die direkte Endlagerung von abgebrannten Brennelementen, auf ihre Realisierbarkeit zu untersuchen und sicherheitstechnisch zu bewerten, insbesondere dahingehend, ob sich aus anderen Entsorgungstechniken entscheidende sicherheitsmäßige Vorteile gegenüber dem Entsorgungsweg mit Wiederaufarbeitung ergeben könnten.

Aus diesem Grund wurde das Projekt Andere Entsorgungstechniken (PAE) begonnen, in dem von 1981 bis 1985 mehrere Forschungsinstitute und Industriefirmen zusammenwirkten. Es hatte die Aufgabe, zum einen ein technisches Konzept der direkten Endlagerung - bestehend aus Konditionierungsanlage, Endlagerbehälter und Endlager für abgebrannte Brennelemente - zu entwickeln und zum zweiten einen Systemvergleich zwischen beiden Entsorgungswegen durchzuführen /PAE 84/.

Wesentliche Kriterien für diesen Vergleich waren die radiologische Sicherheit und die Kernmaterialüberwachung sowie ergänzend wirtschaftliche und energiepolitische Gesichtspunkte. Die radiologische Sicherheit wurde für die Bevölkerung in der Umgebung und für das Betriebspersonal anhand von Kollektivdosiswerten, jeweils normiert auf die erzeugte Energie von 1 Gwa, verglichen.

Das von PAE erarbeitete technische Konzept sieht vor, jeweils drei abgebrannte DWR-Brennelemente unzerlegt in einen Innenbehälter, eine sogenannte Trockenlagerbüchse, einzubringen. Die verschweißte Trockenlagerbüchse wird dann in einen korrosionsgeschützten metallischen

Endlagerbehälter eingebracht. Der verschlossene Endlagerbehälter wird unter Einsatz einer Abschirmung im Endlagerbergwerk endgelagert. Als Planungsrandbedingungen lagen dem PAE-Konzept zugrunde, daß die Gasdichtheit des Endlagergebindes für 50 Jahre und seine Wirksamkeit als Rückhaltebarriere gegenüber der Auslaugung radioaktiver Stoffe für 500 Jahre sichergestellt sein sollten. Alternativkonzepte der Brennelementverpackung, z.B. die Zerlegung der Brennelemente in einzelne Brennstäbe, wurden ebenfalls, jedoch weniger detailliert analysiert. Die vom PAE durchgeführten Entwicklungsarbeiten zeigen, daß die direkte Endlagerung technisch realisierbar ist. Bis zur Verwirklichung dieses Entsorgungsweges sind jedoch weitere Entwicklungsarbeiten erforderlich.

Die PAE-Untersuchungen zur radiologischen Sicherheit ergaben zwar für die direkte Endlagerung eine niedrigere normierte Kollektivdosis als für die Entsorgung mit Wiederaufarbeitung; es zeigte sich jedoch, daß hinsichtlich der radiologischen Sicherheit unter Einschluß des Kernreaktors und der Langzeitsicherheit des Endlagers keine entscheidenden Unterschiede zwischen den Brennstoffkreisläufen mit bzw. ohne Wiederaufarbeitung bestehen.

Die Bundesregierung hat die Ergebnisse des Projekts Andere Entsorgungstechniken in ihrer Stellungnahme vom 25. Januar 1985 bewertet /BUN 85/. Diese Schlußfolgerungen lauten:

1. Die direkte Endlagerung abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren hat gegenüber der Entsorgung mit Wiederaufarbeitung keine entscheidenden sicherheitsmäßigen Vorteile.
2. Die Bundesregierung sieht keinen Anlaß, von dem im Atomgesetz festgelegten Entsorgungskonzept abzugehen, das vom Gebot der Reststoffverwertung und damit vom Grundsatz der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente ausgeht.
3. Die zügige Verwirklichung einer deutschen Wiederaufarbeitungsanlage ist weiterhin geboten.
4. Die direkte Endlagerung kommt aus heutiger Sicht zunächst nur für solche Brennelemente in Betracht, für die die Entwicklung einer eigenen Wiederaufarbeitungstechnik wirtschaftlich nicht vertretbar ist.

Am 6. Mai 1986 hat die DWK die Genehmigung zum Bau und Betrieb einer "Pilot-Konditionierungsanlage für radioaktive Reststoffe" am Standort Gorleben beantragt. In dieser Mehrzweckanlage sollen verschiedene Arten von radioaktiven Reststoffen und Abfällen so konditioniert werden, daß sie sicher endgelagert werden können.

Konkrete technische Planungen zur Entwicklung der direkten Endlagerung werden auch im Ausland, vor allem in Schweden, Finnland, Kanada und in den USA durchgeführt. Schweden und Finnland haben sich für die direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente entschieden und untersuchen die Endlagerung in Granitgesteinen. Auch in Kanada wird die direkte Endlagerung in kristallinen Gesteinsformationen favorisiert, ohne daß bisher die Wiederaufarbeitung ausdrücklich ausgeschlossen wäre. In den USA ist bisher noch keine endgültige Entscheidung über die zukünftige Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus zivilen Kernkraftwerken gefallen, gegenwärtig wird jedoch nur die direkte Endlagerung hierfür weiterentwickelt. Die Entsorgung mit Wiederaufarbeitung bezieht sich in den USA ausschließlich auf die militärischen Wiederaufarbeitungsanlagen und die Entsorgung der stillgelegten Anlage der NFS in West Valley.

2. BETRIEBSERFAHRUNGEN

2.1 Wiederaufarbeitungsanlagen

Die Anfänge der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen liegen in der Gewinnung von Plutonium im Rahmen der Atombombenproduktion gegen Ende des zweiten Weltkrieges. Das heute allgemein gebräuchliche PUREX-Verfahren wurde vor über dreißig Jahren in den USA entwickelt. Großtechnische Anlagen zur Wiederaufarbeitung nach dem PUREX-Verfahren sind in den Kernwaffenstaaten im militärischen Bereich seit Mitte der fünfziger Jahre in Betrieb (SRP 1954, HPP 1956, Marcoule 1958, Windscale-1 1964). Später übernahmen die militärischen Wiederaufarbeitungsanlagen in Frankreich und Großbritannien auch die zivile Wiederaufarbeitung der Brennelemente aus den gasgekühlten Reaktoren (GCR, MAGNOX-Reaktoren).

Die Wiederaufarbeitung von oxidischen Kernbrennstoffen aus LWR begann 1966 in der NFS-Anlage in West Valley, USA, und in der europäischen Gemeinschaftsanlage EUROCHEMIC in Mol, Belgien. 1971 nahm die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe den heißen Betrieb auf. 1976 wurde die Wiederaufarbeitung oxidischer Brennelemente in La Hague begonnen, 1977 ging die japanische Anlage in Tokai Mura in Betrieb.

Mitte der siebziger Jahre begann die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Brutreaktoren nach dem PUREX-Verfahren in Frankreich und Großbritannien.

Der Anhang enthält eine Aufstellung über die bestehenden und geplanten Wiederaufarbeitungsanlagen. Daraus sind wesentliche Kenngrößen der einzelnen Anlagen ersichtlich.

Die Bilder 7 und 8 zeigen Ansichten der Wiederaufarbeitungsanlagen Karlsruhe (WAK) und La Hague.

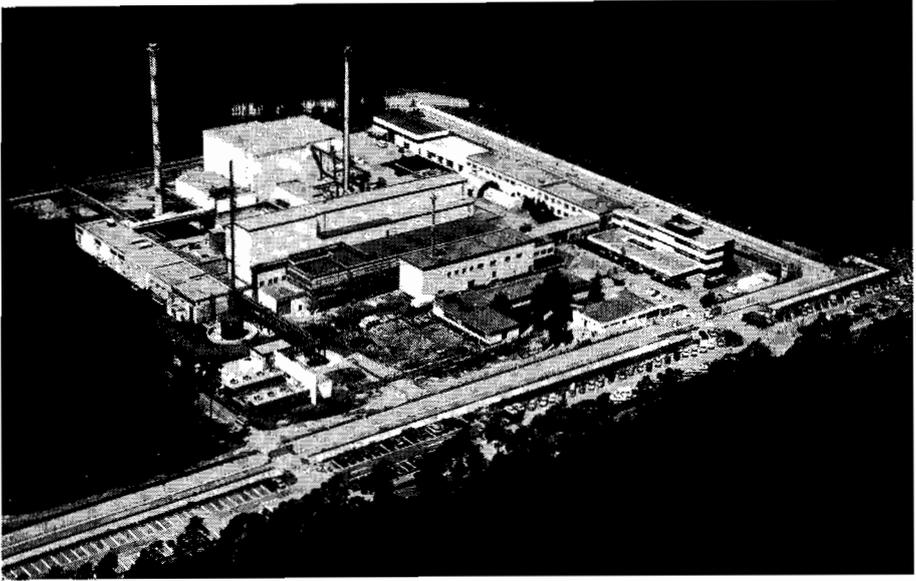


Bild 7:
Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (Foto: DWK)



Bild 8:
Wiederaufarbeitungsanlage La Hague (Foto: COGEMA)

Zur Verfestigung der bei der Wiederaufarbeitung anfallenden hochradioaktiven Spaltproduktlösungen dienen Verglasungsanlagen, die der Wiederaufarbeitungsanlage angegliedert sind. Der Anhang enthält eine Zusammenstellung der gegenwärtig betriebenen und geplanten Verglasungsanlagen.

2.2 Betriebsergebnisse, wiederaufgearbeitete Mengen

Die bisher wiederaufgearbeiteten Mengen, aufgeschlüsselt nach den verschiedenen Brennelementtypen, die typischen Abbrände und Abklingzeiten vor der Wiederaufarbeitung sind in Tabelle 6 zusammenfassend dargestellt (ohne Wiederaufarbeitung im Ostblock).

Tab. 6:

Typische Abbrände und Abklingzeiten vor der Wiederaufarbeitung sowie bisher wiederaufgearbeitete Mengen

BE-Typ	Abbrand, GWd/t	Abklingzeit vor Aufarbeitung	Aufgearbeitete Mengen, t SM
BE, militärisch	< 1	< 100d	nicht veröffentlicht
BE aus MAGNOX- und GCR	1 - 6	ca. 1a	ca. 32 000
BE aus LWR	20 - 40	1 - 5a	2600
MOX-BE aus SBR	50 - 100	1 - 3a	25

Bei den Verfahren zur Wiederaufarbeitung hat sich der PUREX-Prozeß mit TBP-Kerosin als Extraktionsmittel weltweit durchgesetzt. Für LWR-Brennstoff und Brüterbrennelemente wird allgemein das Schneiden der Brennstäbe oder Brennelemente vor der Auflösung des Kernbrennstoffs in Salpetersäure eingesetzt (Chop-Leach-Prozeß). Die Extraktion von Uran und Plutonium wird mit Mischabsetzern oder Pulskolonnen durchgeführt; die Entscheidung, welche Apparate verwendet werden, hängt von ihrer speziellen Eignung für den jeweiligen Prozeßschritt und von Überlegungen bezüglich des Durchsatzes ab.

Die Wiederaufarbeitungsanlagen im zivilen Bereich haben vielfach deutlich weniger Kernbrennstoff wiederaufgearbeitet als ihrer Auslegungskapazität entspricht. Hierfür gibt es unterschiedliche Gründe:

- Kleine Durchsätze von sehr unterschiedlichen Brennelementen und Lernprozesse mit dem Verfahren (NFS, EUROCHEMIC),
- Durchführung von Entwicklungsarbeiten (WAK, EUROCHEMIC),
- Vorrangige Aufarbeitung von GCR- und MAGNOX-Brennelementen, da diese Brennelemente bei der Lagerung korrodieren (La Hague, Sellafield),
- Ausfall wichtiger Komponenten, z.B. des Auflösers (WAK, Tokai Mura),
- Begrenzung der wiederaufzuarbeitenden Menge durch politische Entscheidungen (Tokai Mura), Streik (NFS).

Während die Wiederaufarbeitung von MAGNOX-Brennelementen seit vielen Jahren in Frankreich und Großbritannien industrielle Maßstäbe erreicht hat, gilt dies für die Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff erst ab 1980. In den letzten Jahren hat die Anlage UP-2 in La Hague hohe Verfügbarkeiten von über 80 % erreicht: 1985 wurden 400 t, 1986 rd. 330 t LWR-Brennstoff und ca. 100 t GCR-Brennstoff aufgearbeitet.

Die Abbrände der Brennelemente aus dem militärischen Bereich und aus GCR- und MAGNOX-Reaktoren sind im Vergleich zu LWR-Brennelementen gering. Bei kurzen Abklingzeiten vor der Wiederaufarbeitung enthalten diese Brennelemente jedoch noch kurzlebige Spaltprodukte, so daß die spezifische Gamma-Strahlungsaktivität in der gleichen Größenordnung liegt wie bei LWR-Brennstoff mit hohem Abbrand und langer Kühlzeit. Abgebrannte LWR-Brennelemente weisen allerdings einen erheblich höheren Gehalt an langlebigen Spaltprodukten und α -strahlenden Aktiniden auf.

Die anfallenden hochradioaktiven Spaltproduktlösungen werden bis zur Verglasung in Edelstahl tanks gelagert. Aufgrund des radioaktiven Zerfalls entsteht dabei Wärme, die durch Kühlsysteme abgeführt wird.

In den militärischen Anlagen in den USA wurden zunächst ein- und doppelwandige Tanks aus gewöhnlichem Stahl verwendet. Bei diesen Tanks traten größere Leckagen auf, vor allem in Hanford. Außerdem bildete

sich in den Tanks wegen der Neutralisierung der Lösung und der dadurch entstehenden Salze Bodensatz, der heute nur schwer zu entfernen ist. Mitverantwortlich für diese Ausfällungen ist die chemische Auflösung der Brennelemente einschließlich ihrer Strukturmaterialien, so daß sich hohe Aluminium- und Eisengehalte im Bodenschlamm ergeben. Bei der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennelementen werden Hüllrohrabschnitte und Strukturmaterialien nicht mit aufgelöst.

Die Lagerung saurer Spaltproduktlösungen in Edelstahl tanks hat sich seit Jahren bewährt. Lecks sind dabei nicht aufgetreten. Durch zügige Verglasung der Lösungen kann außerdem die Zwischenlagerung großer Mengen hochradioaktiver Spaltprodukte vermieden werden.

Die Verglasung der hochradioaktiven Abfalllösungen wurde im technischen Maßstab in der französischen Verglasungsanlage Marcoule demonstriert. Bis Ende Juni 1986 wurden dort 1074 m³ Abfalllösung durchgesetzt und die darin befindlichen Spaltprodukte zu 490 t Glas verfestigt. Die in Mol errichtete Verglasungsanlage PAMELA hat 1985 den Betrieb aufgenommen und bis Juni 1986 bereits 50 m³ radioaktive Abfalllösung wiederaufgearbeitet und ca. 80 t Glas erzeugt. Außerdem wurde der Ausbau des keramischen Schmelzofens mit Hilfe der Fernhantierungseinrichtungen demonstriert.

2.3 Ableitung radioaktiver Stoffe

Eine Wiederaufarbeitungsanlage gibt im Normalbetrieb radioaktive Stoffe mit der Abluft und dem Abwasser in die Umgebung ab. Rückhalteeinrichtungen und Kontrollmaßnahmen haben dafür zu sorgen, daß die zugelassenen Ableitungsgrenzwerte eingehalten werden. Die Ableitungsgrenzwerte werden nach den Strahlenschutzvorschriften in den einzelnen Ländern unter Berücksichtigung der Standortbedingungen und Anlagegegebenheiten festgelegt. Vielfach gelten dem Stand der Technik entsprechend heute niedrigere Grenzwerte für die Ableitungen als in früheren Jahren. Tabelle 7 enthält wesentliche zugelassene Ableitungsgrenzwerte der Wiederaufarbeitungsanlagen La Hague, Sellafield und Tokai Mura. Zum Vergleich sind die für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf beantragten Ableitungen angegeben.

Tab. 7:

Grenzwerte für die Ableitung mit der Abluft und dem Abwasser /CEC 83, DWK 83, 86, MUM 85, PNC 86/

Nuklide	Ableitungsgrenzwerte, Bq/a				
	La Hague	Sellafield bis 30.6.1986 ¹⁾		Tokai Mura	Wackersdorf (beantragt)
Abluft:					
H-3	2,2 E+15	-	-	5,6 E+14	1,5 E+15
Kr-85	4,8 E+17	-	-	8,9 E+16	1,6 E+17
I-129	1,1 E+11	-	-	1,7 E+09	1,85E+09 ²⁾
α-Aerosole	7,4 E+10	-	-	-	1,4 E+09
β,γ-Aerosole		-	-	-	5,4 E+10
Abwasser:					
H-3	3,7 E+16	-	-	1,9 E+15	3,7 E+13
α-Strahler	1,7 E+12	2,2 E+13	1,4 E+13	4,1 E+09	4,4 E+08
β,γ-Strahler	1,7 E+15	7,4 E+15	9,5 E+14	9,6 E+11	1,3 E+10

¹⁾ Grenzwerte vor dem 1.1.1985: 2,2 E+14 Bq für α-Strahler, 1,1 E+16 Bq für β,γ-Strahler

²⁾ reduzierter Antragswert von 1986

Für Sellafield sind für die Abluft außer der Verpflichtung, die Ableitung so niedrig wie möglich zu halten, keine Ableitungsgrenzwerte festgelegt.

Zahlenangaben zu den tatsächlichen Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser werden für die europäischen Wiederaufarbeitungsanlagen publiziert. In den Bildern 9 bis 11 sind die Ableitungen der Anlagen La Hague, Sellafield und Tokai Mura seit 1975 graphisch dargestellt /CEC 83, MUM 85, PNC 86/.

Die Ableitung von radioaktivem Krypton und - weniger ausgeprägt - die Ableitung von Tritium sind an den Durchsatz der Anlage und den Abbrand der wiederaufgearbeiteten Brennelemente gekoppelt.

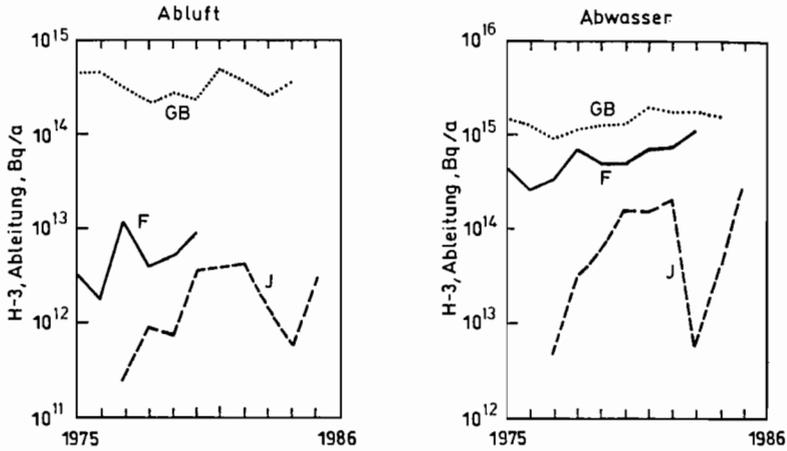


Bild 9:

Ableitung von Tritium (H-3) mit Abluft und Abwasser. La Hague (F), Sellafield (GB), Tokai Mura (J)

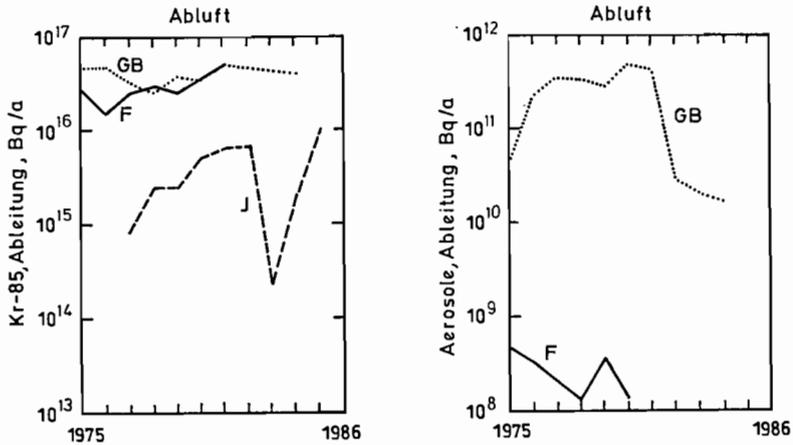


Bild 10:

Ableitung von Krypton-85 und radioaktiven Aerosolen. La Hague (F), Sellafield (GB), Tokai Mura (J).

Der Anteil der Alpha-Aerosole beträgt stets weniger als 1 % der Gesamt-Aerosolableitung. Die Aerosolableitung in Tokai Mura ist nicht detektiertbar.

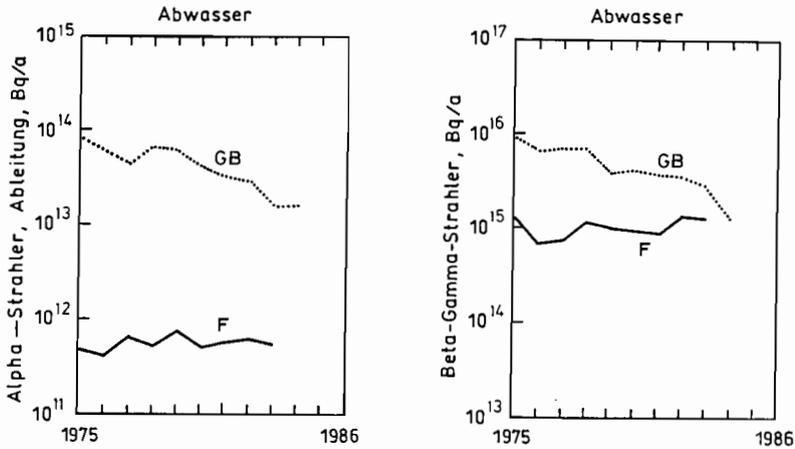


Bild 11:

Ableitung von Alpha- und Beta/Gamma-Strahlen mit dem Abwasser. La Hague (F), Sellafield (GB).

Die Ableitung in Tokai Mura beträgt bei Alphastrahlern stets weniger als 10^9 Bq/a, bei Beta/Gamma-Strahlern stets weniger als 10^{10} Bq/a.

Die Ableitungen von Aerosolen mit der Fortluft und von radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser sind in den einzelnen Anlagen sehr unterschiedlich. Dies ist vor allem auf unterschiedliche Auslegung und Betriebsweise von Abgas- und Abwasserreinigungsanlagen zurückzuführen. Bestimmend für die Bewertung der Ableitungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung ist die dadurch hervorgerufene Strahlenexposition. Die Strahlenexposition in der Umgebung kann aus den Ableitungen unter Berücksichtigung der standortabhängigen meteorologischen und hydrogeologischen Ausbreitungsbedingungen und der Lage und Höhe der Ableitungsorte ermittelt werden. Zahlenangaben zur Strahlenexposition in der Umgebung von Wiederaufarbeitungsanlagen wurden nur in einzelnen Fällen veröffentlicht.

2.4 Strahlenexposition des Betriebspersonals

Erfahrungswerte zur Strahlenexposition des Betriebspersonals liegen für die meisten Wiederaufarbeitungsanlagen vor /THO 84, CAS 82, IAEA 79, DIR 77/. In der Regel sind über die Beschäftigtenzahl summierte Dosiswerte (Kollektivdosen) und über die Beschäftigtenzahl gemittelte Durchschnittswerte (mittlere Individualdosen) ersichtlich. Außerdem liegen zum Teil auch Dosiswerte für einzelne Tätigkeiten, Instandhaltungsarbeiten und Personengruppen sowie Dosisverteilungen vor.

Eine Auswertung dieser Betriebserfahrungen zeigt, daß heute die mittlere Individualdosis durch äußere Bestrahlung weit unter dem nach der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) zulässigen Grenzwert von 50 mSv liegt (Bilder 12 und 13). Im allgemeinen ist über die Jahre eine fallende Tendenz der mittleren Individualdosis festzustellen. Die mittlere Individualdosis in Wiederaufarbeitungsanlagen entspricht heute den Strahlenexpositionen in Kernkraftwerken /ATW 85, ATW 86/ oder anderen kerntechnischen Anlagen. Mit Ausnahme der Anlage Sellafield beträgt die mittlere Individualdosis in Wiederaufarbeitungsanlagen weniger als ein Zehntel des zulässigen Wertes.

Eine Aufschlüsselung der Individualdosen nach Dosisbereichen zeigt, daß heute Individualdosen über 30 mSv/a nur in vereinzelt Fällen vorkommen. Demgegenüber wurde in den Jahren bis 1974 in den Anlagen der NFS, West Valley, der EUROCHEMIC und in Sellafield (Windscale) eine Dosis von 50 mSv/a vielfach überschritten, wobei damals in diesen Anlagen höhere Grenzwerte galten als heute. Seit 1975 sind Dosisüberschreitungen nur in ganz wenigen Fällen bei Störfällen in Wiederaufarbeitungsanlagen aufgetreten.

Trotz steigender Durchsätze bleiben die Kollektivdosen in den einzelnen Anlagen über die Jahre annähernd konstant (Bilder 14 und 15). So liegt die Kollektivdosis der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague in den Jahren 1974 bis 1983 etwa bei 6 - 7 Sv/a und ist damit nur wenig höher als die durchschnittliche Kollektivdosis eines deutschen Kernkraftwerks (4 - 5 Sv/a) /ATW 85, ATW 86, PAE 84/. Mit Ausnahme von Sellafield weisen die übrigen Wiederaufarbeitungsanlagen annähernd gleiche oder niedrigere Kollektivdosen wie La Hague auf.

Bezieht man die aufgetretene Kollektivdosis auf die erzielte Wiederaufarbeitungsleistung (spezifische Kollektivdosis bezogen auf die Energieeinheit GWa), so zeigt sich wegen der gestiegenen Durchsätze eine deutliche Abnahme der spezifischen Kollektivdosis. In La Hague ist die spezifische Kollektivdosis im Zeitraum 1973 bis 1983 von 11 Sv/GWa auf 1,1 Sv/GWa gefallen /AYC 85/.

Ein erheblicher Teil der betrieblichen Strahlenexposition tritt bei Instandhaltung und Reparatur, bei der Strahlenschutzüberwachung, im Bereich des Analytiklabors und bei der Abfallbehandlung auf. Die auf die Wiederaufarbeitungsleistung bezogene spezifische Kollektivdosis ist daher nur eingeschränkt brauchbar, um Erwartungswerte für die Kollektivdosis in einer Anlage abzuschätzen.

Aus einigen Anlagen ist auch bekannt, wie sich die betriebliche Strahlenexposition auf Eigen- und Fremdpersonal aufteilt. In La Hague lag der Anteil des Fremdpersonals an der gesamten Kollektivdosis in den Jahren 1973 bis 1980 bei 35 bis 54 %. Die mittleren Individualdosen waren annähernd gleich. Dabei blieb auf Baustellen beschäftigtes Fremdpersonal, das zwar in die Strahlenüberwachung einbezogen war, jedoch keine Dosis aufnahm, unberücksichtigt /CSSN 82/.

Inkorporationen radioaktiver Stoffe sind in Wiederaufarbeitungsanlagen insbesondere bei Dekontaminationsarbeiten aufgetreten. Der Castaing-Bericht zeigt für La Hague eine abnehmende Häufigkeit dieser Vorkommnisse. Besondere Bedeutung haben Vorkehrungen zur Verhinderung einer Aufnahme von Plutonium bei Instandhaltungsmaßnahmen im Bereich der Plutoniumreinigung und -weiterverarbeitung, wie die Anzahl von Plutonium-Inkorporationen im Vergleich zu Inkorporationen anderer Radionuklide in La Hague und Savannah River zeigt /SSN 82, IAEA 79/.

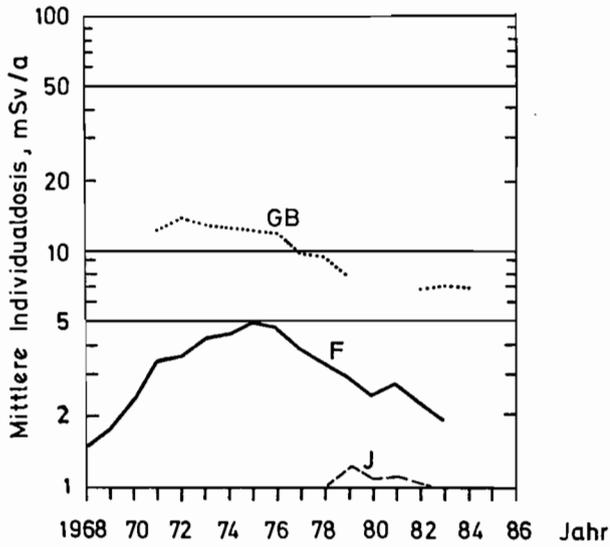


Bild 12:

Mittlere Individualdosis in Sellafeld (GB, Werte von 1979 - 1981 nicht verfügbar), La Hague (F), Tokai Mura (J)

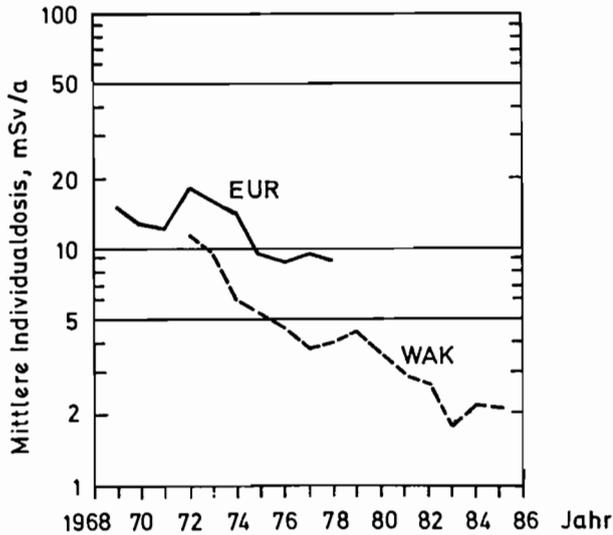


Bild 13:

Mittlere Individualdosis in der EUROCHEMIE (EUR) und der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)

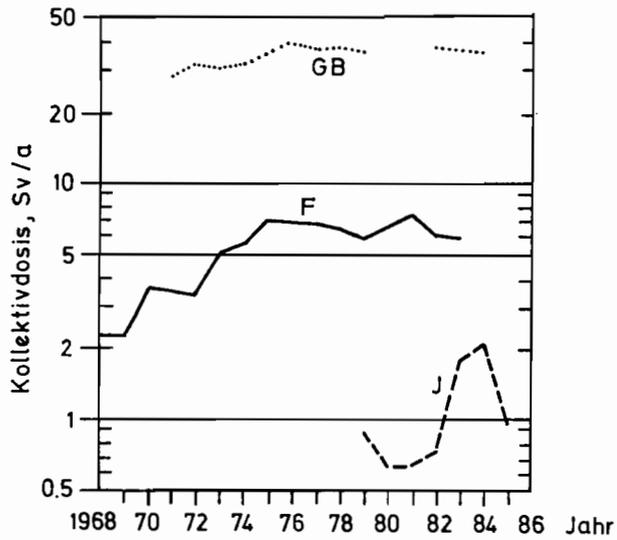


Bild 14:

Kollektivdosis in Sellafield (GB, Werte von 1979 - 1981 nicht verfügbar), La Hague (F), Tokai Mura (J)

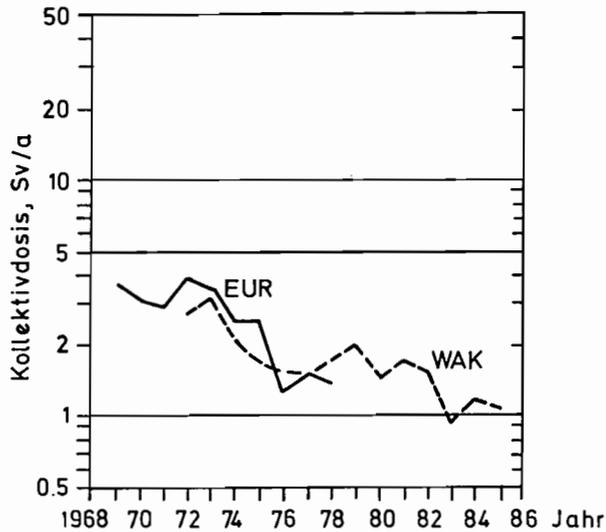


Bild 15:

Kollektivdosis in der EUROCHEMIC (EUR) und der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)

2.5 Betriebserfahrungen der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe

Die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) wurde als industrielle Versuchsanlage im September 1971 in Betrieb genommen. Seither wurden in der Anlage bis Oktober 1986 in insgesamt 21 Kampagnen Brennelemente aus sieben Kernkraftwerken sowie einem Forschungsreaktor und einem Schiffsreaktor mit insgesamt 171 t Uran und 930 kg Plutonium wiederaufgearbeitet. Die Abbrände der Brennelemente lagen zwischen 0,4 und 40,3 GWd/tSM, die durchschnittlichen Abklingzeiten vor der Wiederaufarbeitung betragen pro Kampagne zwischen 2,7 und 7,9 Jahren /WIL 87/. Von besonderer Bedeutung sind dabei die Erfahrungen, die bei der Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren mit Abbränden über 30 GWd/tSM gewonnen wurden.

Aufgabe der WAK als Versuchsanlage ist außerdem die Erprobung und Weiterentwicklung der Wiederaufarbeitungstechnik und die Ausbildung von Personal im Hinblick auf Planung, Bau und Betrieb einer industriellen Wiederaufarbeitungsanlage. Entsprechend dieser Zielsetzung wurde die WAK nur zu einem Teil der verfügbaren Gesamtzeit für Wiederaufarbeitungskampagnen eingesetzt. Die übrige Zeit diente dazu, neben den betrieblich notwendigen Instandhaltungsarbeiten (Inspektion, Wartung, Reparaturen) gezielte Eingriffe in die Anlage vorzunehmen (sogenannte Interventionen), um technische Verbesserungen und Innovationen einzuführen.

Betrachtet man die gesamte bisherige Betriebszeit der WAK, so wurden etwa 46 % der verfügbaren Zeit für Wiederaufarbeitung, 41 % für Interventionen eingesetzt. Die restlichen 13 % der Gesamtzeit waren wegen äußerer, nicht in der Betriebsführung liegender Anlässe nicht nutzbar. Ein relativ hoher Anteil des Interventionsaufwands ist der Anlagen-dekontamination zuzuschreiben, da die WAK überwiegend für direkte Wartung (im Gegensatz zur fernbedienten Wartung) ausgelegt ist (Bild 16).

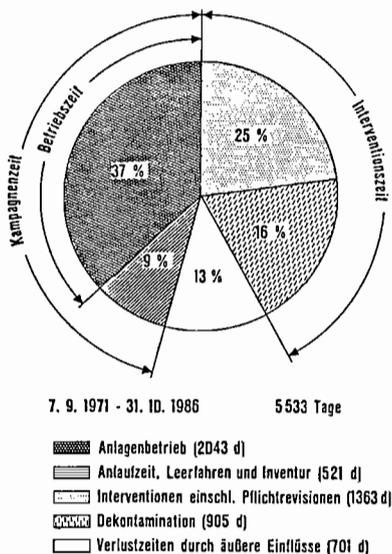


Bild 16:

Anlagennutzung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) von 1971 bis 1986 /WIL 87/

In der rund 15jährigen Betriebszeit der WAK wurden neun verschiedene Interventionsprogramme unterschiedlicher Dauer (4 - 28 Monate) durchgeführt. Abgesehen von der Zielsetzung - Verbesserung von Verfahren und Komponenten - haben sie wertvolle Erkenntnisse für eine verbesserte räumliche Anlagenauslegung, den spezifischen Aufwand an Zeit, Personaldosis und die anfallenden radioaktiven Abfälle bei derartigen Einsätzen gebracht. Die gewonnenen Daten konnten insbesondere zur Reduzierung der Strahlenexposition des Betriebspersonals und zur Verbesserung der Interventions- und Dekontaminationstechniken benutzt werden.

Schwerpunkte der bisherigen Interventionsprogramme waren:

- Einbau eines verbesserten HA-Extraktors (1973/74),
- Einbau von Festbett-Jodfiltern (1975/76),
- Einbau eines elektrolytischen Extraktors im 2. Pu-Zyklus (1978/79),
- Austausch eines Zwischenzyklusverdampfers (1978/79),

- Austausch des Auflösers mit Abgasstrecke (1980 - 82) und
- Austausch der Brennelement-Zerlegeeinrichtungen (1981/82).

Da die WAK nur im Eingangsbereich mit Fernhantierungseinrichtungen ausgerüstet ist, erfordern derartige Eingriffe zum Teil langwierige vorherige Dekontaminationsarbeiten.

Vor dem Austausch des Auflösers wurde beispielsweise der Strahlenpegel vom normalen Betriebswert von einigen 10^4 R/h schrittweise bis auf 0,03 R/h reduziert, um die Neueinrichtungen vor Ort installieren zu können. Diese Erfahrungen trugen zur Entscheidung der DWK bei, das Wartungskonzept der geplanten industriellen Wiederaufarbeitungsanlage in Wackersdorf weitgehend auf die fernhantierte Modultechnik (FEMO) umzustellen.

Die jährliche Strahlenexposition des WAK-Betriebspersonals hat sich seit der Inbetriebnahme der Anlage im Jahr 1971 erheblich reduziert. Die mittlere Individualdosis liegt seit einigen Jahren bei etwa 2 mSv/a (Bild 13). Auch die Kollektivdosis wurde geringer und beträgt ca. 1 - 2 Sv/a (Bild 15).

Eine wichtige Aufgabe der WAK lag von Beginn an in der Personalaus- bildung. Heute verfügt allein die WAK-Betriebsgesellschaft über einen Stab von 400 technischen Mitarbeitern mit zusammen über 4000 Mannjahren praktischer Betriebserfahrungen in der Wiederaufarbeitung. Seit einigen Jahren befaßt sich die WAK zunehmend mit der praktischen Aus- bildung von Personal der DWK im Hinblick auf die geplante Wiederauf- arbeitsanlage Wackersdorf /SCH 84b/.

Einen Überblick über die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Ab- luft in den letzten zehn Betriebsjahren ist im Anhang zu finden. Da- bei ist jeweils in Klammern angegeben, zu welchem Prozentsatz der nach Abluftplan zulässige Grenzwert ausgeschöpft wurde. Die Ableitungen mit dem Abwasser betragen unter Einschluß der Ableitungen des Kernfor- schungszentrums Karlsruhe in den letzten zehn Jahren pro Jahr maximal $1,4 \cdot 10^{14}$ Bq Tritium, $1,2 \cdot 10^8$ Bq Alphastrahler und $3 \cdot 10^9$ Bq Beta- strahler.

Unter Einschluß der Emissionen des Kernforschungszentrums bewirkten diese Ableitungen mit der Abluft im Zeitraum von 1977 bis 1983 in der Umgebung pro Jahr maximal 0,13 mSv Ganzkörper-Gammadosis, 0,10 mSv Haut-Beta-Dosis und 0,06 mSv Schilddrüsen-Dosis (Kleinkind) /BMI 76-83/ (zulässige Grenzwerte 0,3 mSv/a Ganzkörperdosis, 1,8 mSv/a Hautdosis, 0,9 mSv/a Schilddrüsendosis). Nach Abschaltung des FR-2-Reaktors im Jahr 1982 beträgt die Ganzkörperdosis weniger als 0,01 mSv/a.

2.6 Besondere Vorkommnisse

Sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse in Wiederaufarbeitungsanlagen sind durch Meldung an die Aufsichtsbehörden, über Veröffentlichungen und Presseberichte und im Rahmen der internationalen wissenschaftlichen Zusammenarbeit, z.B. innerhalb der Europäischen Gemeinschaft oder der OECD bekannt geworden und auswertbar /NEA 81, AMA 79, BMI 81, STR 67, HUG 72, ICPP 80, GRS 85, KRA 84, WAK 85/. Auf besondere Vorkommnisse in der WAK wird in Abschnitt 2.7 näher eingegangen.

Die eingetretenen sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignisse können nach Art des Vorkommnisses wie folgt geordnet werden:

- Kritikalität,
- Auslaufstörfälle (Leckagen),
- Brand,
- Explosion,
- mechanisches Versagen, Lastabstürze,
- Ausfall der Energie- oder Medienversorgung,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe, soweit sie nicht mit den oben genannten Ereignissen verbunden war,
- Einwirkungen von außen.

Die Auswirkungen der besonderen Vorkommnisse waren in vielen Fällen gering und nur auf den unmittelbar betroffenen Anlagenteil beschränkt. Diese Ereignisse sind somit als Betriebsstörungen einzuordnen. Nachfolgend soll für jede der genannten Ereignisklassen auf die Ereignisse eingegangen werden, die als Störfälle besondere sicherheitstechnische Bedeutung hatten oder zu erheblichen Auswirkungen führten. Einschränkend ist darauf hinzuweisen, daß insbesondere für die militärischen

Wiederaufarbeitungsanlagen und die Jahre bis etwa 1965 nur unvollständige Informationen vorliegen.

2.6.1 Kritikalitätsstörfälle

Außerhalb von Kernkraftwerken sind bisher insgesamt 37 Kritikalitätsstörfälle eingetreten /STR 67, HUG 72, ICPP 80, GRS 85/. Davon ereigneten sich acht Kritikalitätsstörfälle in Wiederaufarbeitungsanlagen oder vergleichbaren radiochemischen Prozeßanlagen. Die übrigen Kritikalitätsstörfälle traten bei der Durchführung von Experimenten, in Versuchs- und Prototyp-Einrichtungen und in Testreaktoren ein, haben also nichts mit der Wiederaufarbeitung zu tun.

Bei den Unfällen erhielten zwei Betriebsangehörige tödliche Strahlendosen (LASL 1958, Wood River Junction 1964). 17 weitere Personen wurden erheblich bestrahlt (Ganzkörperdosis über 50 mSv). Alle Kritikalitätsstörfälle in Wiederaufarbeitungsanlagen ereigneten sich in hoch angereicherten Uran- oder in Plutoniumlösungen. Hoch angereichertes Uran in Lösung tritt nur bei der Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Forschungsreaktoren auf. Abgebrannte Brennelemente aus LWR enthalten nur schwach angereichertes Uran.

Zu den Todesfällen und den hohen Strahlenexpositionen kam es nur deshalb, weil sich Betriebspersonal bei Interventionen in den Prozeßzellen selbst oder in unzureichend abgeschirmten Räumen aufhielt. Die heute üblichen dicken Wände der Prozeßzellen schirmen selbst die bei Kritikalitätsstörfällen auftretende Strahlung in den vom Betriebspersonal betretenen Räumen auf ein ungefährliches Maß ab. Die eingetretenen Kritikalitätsstörfälle hatten in der Umgebung der Anlage weder radiologisch bedingte noch sonstige Schäden zur Folge.

2.6.2 Auslaufstörfälle, Leckagen

In nahezu allen Anlagen ereigneten sich Auslaufstörfälle radioaktiver Flüssigkeiten innerhalb der Betriebsgebäude. Ein Teil der Leckagen führte zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Gebäude in den

Untergrund oder über Rohrleitungen in die Umgebung. Die größten Freisetzungen dieser Art ereigneten sich in den siebziger Jahren in Hanford und Sellafield (Windscale). In Hanford versickerten aus einem Lagertank, der nicht aus Edelstahl gefertigt war, 435 m³ hochradioaktiver Abfalllösung ins Erdreich. Neben etlichen weiteren Leckagen liefen aus einem stillgelegten Gebäude in Windscale über mehrere Jahre insgesamt 10 m³ HAWC in den Boden. Mehrmals wurden aus der Anlage Sellafield (Windscale) erhöhte Mengen radioaktiver Stoffe über die betrieblichen Werte hinaus in Oberflächengewässer und die Irische See abgeleitet. Besondere öffentliche Aufmerksamkeit erregte eine Ableitung spaltprodukt- und aktinidenhaltiger Abwässer und Rückstände einer Reinigungskampagne im November 1983. Dieses Ereignis veranlaßte die Behörden, die Bevölkerung vor einem Aufenthalt am benachbarten Strand zu warnen und Strandabschnitte zeitweise zu sperren, da radioaktive Stoffe vom Meer auf den Strand gespült worden waren.

Wesentlich günstigere Betriebserfahrungen liegen aus La Hague, Tokai Mura, der EUROCHEMIC und der WAK vor. Auch in diesen Anlagen traten kleinere Leckagen auf; die radiologischen Auswirkungen lagen jedoch im Schwankungsbereich der Ableitungen im Normalbetrieb. Beim Austritt von hochradioaktiver Spaltproduktlösung bei Reparaturarbeiten an einer Rohrleitungsabspernung erhielten in La Hague im Mai 1986 fünf Beschäftigte Strahlenexpositionen von 7 bis 180 mSv. Leckagen an den Auflösern in der WAK und in Tokai Mura führten zu lang dauernden Anlagenstillständen; die radiologischen Auswirkungen waren jedoch gering.

2.6.3 Brände

Bei der Wiederaufarbeitung werden zur Extraktion brennbare Lösungsmittel verwendet. Dennoch sind bisher nur wenige Brände in Wiederaufarbeitungsanlagen aufgetreten. Brände entstanden bei der Aufarbeitung von metallischen Brennelementen und bei der Lagerung ihrer Rückstände (Sellafield 1979, La Hague 1981). Die Auswirkungen für die Umgebung der Anlagen waren in diesen Fällen, die für die Aufarbeitung oxidischer Brennelemente nicht relevant sind, gering.

2.6.4 Explosionen

In Savannah River (1953) und in Oak Ridge (1959) kam es zu Verdampferexplosionen aufgrund einer Reaktion organischer Stoffe (TBP-Kerosin) mit Salpetersäure bei Anwesenheit hoher Schwermetallkonzentrationen (Red-oil-Explosionen). Eine ähnliche Explosion trat 1975 in einer Urananlage in Savannah River auf. Die Verdampferexplosionen führten zu erheblichen Sachschäden, zwei Betriebsangehörige wurden leicht verletzt. Die nach diesen Explosionen eingeleiteten Untersuchungen haben zu einer besseren Kenntnis der Ursachen und der Verhinderung der Red-oil-Reaktion geführt. Weitere explosionsartige Reaktionen ereigneten sich durch Zündung von Metallspänen bei der Auflösung metallischer Brennelemente (Hanford 1960) und durch radiochemische Zersetzung von beladenem Ionenaustauscherharz (Hanford 1963). In beiden Fällen wurden die Betriebsgebäude erheblich kontaminiert.

Im Jahr 1973 kam es im Gebäude B204 in Sellafield (Windscale) in der Dosierung vor der ersten Extraktionskolonne zu einer Selbsterhitzung von unlöslichen Spaltprodukt- und Zirkonium-Feinteilen und einer exothermen Reaktion mit dem Extraktionsmittel. Dies führte zu einer starken Kontamination des Gebäudes mit radioaktivem Ruthen. 35 Personen erhielten durch Inkorporation des Ruthens erhebliche Strahlenexpositionen (50-Jahre-Lungendosis bis zu 10 Sv). Das Gebäude B204 mit der Eingangsstufe für LWR-Brennstoff wurde nach diesem Störfall nicht mehr in Betrieb genommen.

2.6.5 Mechanisches Versagen, Lastabstürze

Bei Entlade- und Transportvorgängen im Eingangsbereich stürzten mehrfach Brennelemente in das Entlade- bzw. Brennelementlagerbecken (La Hague 1980, 1981, 1985, 1986). In La Hague fiel 1979 eine 1,5 t schwere Stahlplatte in das Entladebecken, in dem sich zu diesem Zeitpunkt keine Brennelemente befanden. Alle diese Vorkommnisse hatten lediglich betriebsinterne Konsequenzen.

2.6.6 Ausfall der Energie- oder Medienversorgung

Im April 1980 führte ein Brand in der Mittelspannungsanlage in La Hague zu einem Totalausfall der elektrischen Versorgung einschließlich der stationären Notstromdieselaggregate. Die Wiederaufarbeitungsanlage war etwa eine Stunde ohne Strom. Durch fahrbare Dieselaggregate wurde die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigsten Verbraucher, der HAWC-Lagertank-Kühlung und der Versorgungseinrichtungen der Plutoniumlagerung, wiederhergestellt. Auswirkungen auf die Umgebung der Anlage ergaben sich nicht. Durch räumliche und brandschutztechnische Trennung der Stromversorgungsanlagen können derartige Vorkommnisse sicher verhindert werden.

2.6.7 Freisetzung radioaktiver Stoffe, Einwirkungen von außen

Bei der Auflösung von kurz gekühlten Brennelementen wurde 1961 in Savannah River und 1981 in Sellafield radioaktives Jod-131 in die Umgebung freigesetzt. Die Überprüfung der in der Nähe gewonnenen Milch ergab für einige Tage erhöhte Jodwerte.

Mehrfach traten durch Undichtigkeiten an Handschuhkästen und bei Instandhaltungsmaßnahmen Freisetzungen radioaktiver Stoffe, z.B. von Plutonium, innerhalb der Betriebsgebäude auf. Freisetzungen in die Umgebung waren damit meist nicht verbunden.

Durch Einwirkungen von außen hervorgerufene größere Ereignisse in Wiederaufarbeitungsanlagen sind nicht bekannt geworden. Durch Schnee oder Sturm traten Schäden an Dächern und Gebäuden, durch Blitzschlag Stromausfälle ein.

2.7 Besondere Vorkommnisse in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe

Sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe unterliegen der Meldepflicht an die zuständige Aufsichtsbehörde (Ministerium für Ernährung, Landwirtschaft, Umwelt und

Forsten des Landes Baden-Württemberg). Im Zeitraum 1971 bis 1985 wurden rund 180 besondere Vorkommnisse gemeldet. Eine Bewertung der Ereignisse nach ihrer radiologischen Bedeutung zeigt, daß über 95 % aller Vorkommnisse zu keiner Strahlenexposition außerhalb der Anlage führten.

Bei zwei Vorkommnissen kam es zu einer Überschreitung von Dosisgrenzwerten bei beruflich strahlenexponierten Personen. Ein Mitarbeiter nahm Plutonium auf, wodurch der Grenzwert der jährlichen Aktivitätszufuhr von Plutonium um 6 % überschritten wurde. Bei dem zweiten Vorkommnis wurden bei zwei Mitarbeitern Teilkörperdosen überschritten /BMI 81/.

Im Jahr 1972 mußte die Kaminüberwachungsanlage außer Betrieb genommen werden, weil kontaminiertes Kondensat in die Abgasmeßeinrichtungen eingedrungen war. Im Jahr 1980 kam es aufgrund eines Lecks im unteren Teil des Auflösers zu einem Aktivitätsübertritt in das Heizdampfsystem des Auflösers. Kontaminierter Dampf wurde einige Tage später durch ein Druckentlastungsventil über Dach abgeblasen. Eine Brennelementverwechslung führte 1983 dazu, daß ein Brennelement-Gebinde mit einer geringfügig zu hohen Anfangsanreicherung aufgelöst wurde. Nach Arbeiten an der Kühlung der HAWC-Lagerbehälter blieb 1984 versehentlich die Frischwasserzufuhr zum Sekundärkühlkreislauf abgesperrt. Dies blieb ca. 24 Stunden unbemerkt. In dieser Zeit wurde der Temperaturgrenzwert von 60 °C des HAWC in einem Behälter um 7 °C überschritten.

Am 30.8.1985 geriet während der Nachtschicht der Inhalt eines Abfallfasses in der Zelle I unter starker Rauchbildung in Brand. Die zentrale Pulverlöschanlage in Zelle I wurde ausgelöst; der Brand wurde erst durch Befüllen des Fasses mit Wasser gelöscht. Ursache des Brandes war eine Selbstentzündung von beladenen Feedklärschlammfiltern und Dekontaminationsabfällen, die in dem Faß ohne ausreichende Wasserüberdeckung gelagert wurden. Die Zelle I wurde insbesondere durch Ruthen-106 kontaminiert und durch Löschpulver verunreinigt. Über die Kaminüberwachung wurde eine erhöhte Beta-Emission festgestellt (6-facher Tagesgrenzwert, 6,2 % des Jahresgrenzwertes) /WAK 85/.

Eine Analyse der Ursachen der aufgetretenen Ereignisse zeigt, daß etwa 40 % der Vorkommnisse auf betriebsbedingtem Verschleiß beruhen. Aus-

legungs- oder Herstellungsmängel und menschliches Fehlverhalten waren jeweils zu etwa 25 % wesentliche Ursachen.

Insgesamt haben sich die technischen und organisatorischen Sicherheitsvorkehrungen der WAK als geeignet erwiesen, die Auswirkungen der aufgetretenen Vorkommnisse wirksam zu begrenzen. Keines der Vorkommnisse führte zu einer Gefährdung der Bevölkerung in der Umgebung und der Umwelt.

3. SICHERHEITSTECHNISCHE ANFORDERUNGEN

3.1 Gesetzliche Anforderungen, Genehmigung, Aufsicht

Die wesentlichen Grundlagen für die friedliche Nutzung der Kernenergie sind im Atomgesetz (AtG) /GES 86/ geregelt. Es gehört zu denjenigen Gesetzen, die von den Ländern im Auftrag des Bundes vollzogen werden (Bundesauftragsverwaltung). Die Länder unterstehen dabei der Bundesaufsicht.

In § 9a, Abs. 1 des Atomgesetzes ist festgelegt, daß radioaktive Reststoffe (um solche handelt es sich bei den aus Kernkraftwerken entladenen Brennelementen) den in § 1 des AtG enthaltenen Zweckbestimmungen entsprechend schadlos zu verwerten sind. Ist diese schadlose Verwertung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht möglich, wirtschaftlich nicht vertretbar oder mit den Zwecken des § 1 AtG unvereinbar, ist dafür zu sorgen, daß die anfallenden Reststoffe als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt werden.

Durch die Wiederaufarbeitung können die in den abgebrannten Brennelementen enthaltenen Kernbrennstoffe wiederverwertet und die radioaktiven Abfälle im Hinblick auf ihre Endlagerung gezielt aufbereitet und konditioniert werden. Errichtung und Betrieb einer Anlage zur Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe bedürfen einer Genehmigung nach § 7 des Atomgesetzes. Diese Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn

1. keine Tatsachen vorliegen, aus denen sich Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen ergeben, und die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen,
2. gewährleistet ist, daß die bei dem Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über einen sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen,

3. die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist,
4. die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist,
5. der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,
6. überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Reinhaltung des Wassers, der Luft und des Bodens, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen.

Die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /VER 77a/ verpflichtet,

1. jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt zu vermeiden (§ 28 Abs. 1,1 StrlSchV),
2. jede Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der zugelassenen Werte so gering wie möglich zu halten (§ 28 Abs. 1,2, § 45, § 49 - 56 StrlSchV),
3. bei der Planung baulicher oder sonstiger technischer Schutzmaßnahmen gegen Störfälle die Anforderungen von § 28 Abs. 3 StrlSchV einzuhalten,
4. bei der Lagerung radioaktiver Stoffe die Schutzvorschriften von § 74 StrlSchV zu beachten.

Daneben bestehen Anforderungen zur Kernmaterialüberwachung /EUR 75, GES 73/, zur Sicherung der Anlage gegenüber Einwirkungen Dritter /GES 86/ und Anforderungen im Hinblick auf die Haftung bei möglichen Schäden /VER 77b/.

Außerdem sind die gesetzlichen Bestimmungen im Bereich des Arbeitsschutzes /VER 75, ASR 76, SAM 86/ und des konventionellen Schutzes von Chemieanlagen, insbesondere das Bundesimmissionsschutzgesetz (BlmSchG) /GES 80a/ und das Chemikaliengesetz (ChemG) /GES 80b/ einzuhalten.

Die Anforderungen des Atomgesetzes und der Strahlenschutzverordnung werden durch allgemeine Verwaltungsvorschriften, Richtlinien oder Weisungen - oft auf der Grundlage der Empfehlungen von Beratungsgremien - der zuständigen Bundesbehörden und durch Regeln der Technik konkretisiert. In einem umfassenden Genehmigungsverfahren wird geprüft, ob die Genehmigungsvoraussetzungen des § 7 Abs. 2 AtG erfüllt sind.

Die Genehmigungsvorschriften des Atomgesetzes werden durch Aufsichtsvorschriften ergänzt, die sicherstellen sollen, daß nicht gegen das Atomgesetz und die zugehörigen Verordnungen, hierauf beruhende Anordnungen und Verfügungen der Aufsichtsbehörden sowie Genehmigungs- und Zulassungsbedingungen verstoßen wird. Zu diesem Zweck unterliegen die Errichtung, der Betrieb und der Besitz von kerntechnischen Anlagen der staatlichen Aufsicht (§ 19 AtG).

Bei der Ausübung dieser Aufsicht, aber nicht beschränkt auf diesen Zusammenhang, kann sich die Notwendigkeit nachträglicher Auflagen oder des Widerrufs bereits erteilter Genehmigungen ergeben (§ 17 AtG).

3.2 Schutzziele

Aus den gesetzlichen Anforderungen des Atomgesetzes und der Strahlenschutzverordnung ergeben sich folgende übergeordnete Schutzziele:

1. Die radioaktiven Stoffe sind zum Schutze der Bevölkerung in der Umgebung und des Betriebspersonals in der Anlage durch ein System von Rückhaltebarrieren sicher einzuschließen (Aktivitätseinschluß).
2. Die von den radioaktiven Stoffen ausgehende Strahlung ist abzuschirmen.
3. Ableitungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage sind zu kontrollieren und so gering wie möglich zu halten.
4. Der Schutz des Betriebspersonals ist durch die Einhaltung der Bestimmungen der Strahlenschutzverordnung sicherzustellen.

Um diese Schutzziele zu erreichen, sind folgende Vorsorgemaßnahmen zu treffen:

1. Auslegung des Aktivitätseinschlusses und der Lüftungs- und Abgasanlagen, so daß die radioaktiven Stoffe im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen den Strahlenschutzbestimmungen entsprechend eingeschlossen bleiben. Dabei ist der Schutz gegen Einwirkungen von außen sicherzustellen.
2. Vermeidung von Brand und Explosion und Sicherstellung einer wirksamen Brandbekämpfung
3. Konstruktion und Auslegung der technischen Einrichtungen und Wahl geeigneter Werkstoffe nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. Dabei ist den Erfordernissen eines sicheren Betriebs und der Instandhaltung der Anlage Rechnung zu tragen.
4. Sichere Abfuhr von Wärme aus dem Zerfall radioaktiver Stoffe und von sonstiger Abwärme
5. Gewährleistung der Unterkritikalität
6. Gewährleistung der Abschirmung radioaktiver Stoffe
7. Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe und Sicherstellung des Strahlenschutzes innerhalb der Anlage
8. Maßnahmen zur Qualitätssicherung von Bauwerken und Einrichtungen unter Berücksichtigung der Instandhaltungsmöglichkeiten
9. Zuverlässige Auslegung der Stromversorgung und sicherheitstechnisch wesentlicher Hilfs- und Mediensysteme
10. Zuverlässige Überwachungseinrichtungen für den Betrieb der Anlage und zur Erkennung von Störfällen sowie zur Reduzierung von Störfallfolgen
11. Vorsorgemaßnahmen zur Behandlung und sicheren Aufbewahrung von radioaktiven Abfällen
12. Qualifikation des Betriebspersonals und sicherheitsgerichtete Organisation der Betriebsabläufe.

Außerdem sind Vorkehrungen für Notfälle zu treffen und ein Konzept zur Stilllegung und Beseitigung der Anlage zu erstellen.

3.3 Einschluß radioaktiver Stoffe

Bei der Wiederaufarbeitung wird der bestrahlte Kernbrennstoff durch Zerschneiden der Hüllrohre freigelegt und anschließend chemisch aufgelöst. Anstelle der Hüllrohre und der festen Brennstoffstruktur müssen materielle und physikalische Barrieren vorhanden sein, um die gasförmigen, flüssigen oder festen radioaktiven Stoffe in der Wiederaufarbeitungsanlage sicher einzuschließen. Dieser Aktivitätseinschluß wird durch Abgas- und Lüftungssysteme ergänzt, die eine wirksame Rückhaltung der radioaktiven Stoffe und die Einhaltung der zugelassenen Ableitungsgrenzwerte sicherzustellen haben.

Dispersible radioaktive Stoffe müssen im bestimmungsgemäßen Betrieb von der Umgebung durch mindestens zwei gleichzeitig wirksame materielle Barrieren eingeschlossen sein. Materielle Barrieren sind z.B. Behälter und Rohrleitungen, Handschuhkästen, Bodenwannen, Prozeßzellen und Gebäude. Bei Störfällen muß der Aktivitätseinschluß gegenüber der Umgebung so weit wirksam bleiben, daß die Anforderungen des § 28 Abs. 3 StrISchV eingehalten werden.

Die Prozeßbehälter, Leitungen und Handschuhkästen stellen die erste Barriere dar. Als zweite Barriere dienen die Stahlauskleidungen der Prozeßzellen einschließlich ihrer Bodenwannen, oder Prozeßzellen mit Innenbeschichtung. Als weitere Barriere ist im allgemeinen das Gebäude mit seiner Gebäudeabdichtung wirksam (Bild 17).

Das Betriebspersonal muß in der Regel durch mindestens eine materielle Barriere geschützt sein. Bei Instandhaltungsmaßnahmen muß, wenn einzelne Barrieren nicht oder nicht voll wirksam sind, durch zusätzliche Schutzmaßnahmen der Schutz der Bevölkerung und des Betriebspersonals aufrechterhalten bleiben.

Ergänzend zu den materiellen Barrieren sind physikalische Barrieren zum Einschluß der radioaktiven Stoffe wirksam. Als wichtigste physikalische Barriere ist in den Prozeßzellen, Arbeitsräumen, Handschuhkästen und den Gebäuden eine von Barriere zu Barriere von außen nach innen gerichtete Luftströmung aufrechtzuerhalten. Dadurch ergibt sich eine abgestufte Unterdruckhaltung; die Druckabstufung wird durch Messung in den einzelnen Druckzonen überwacht.

LEGENDE

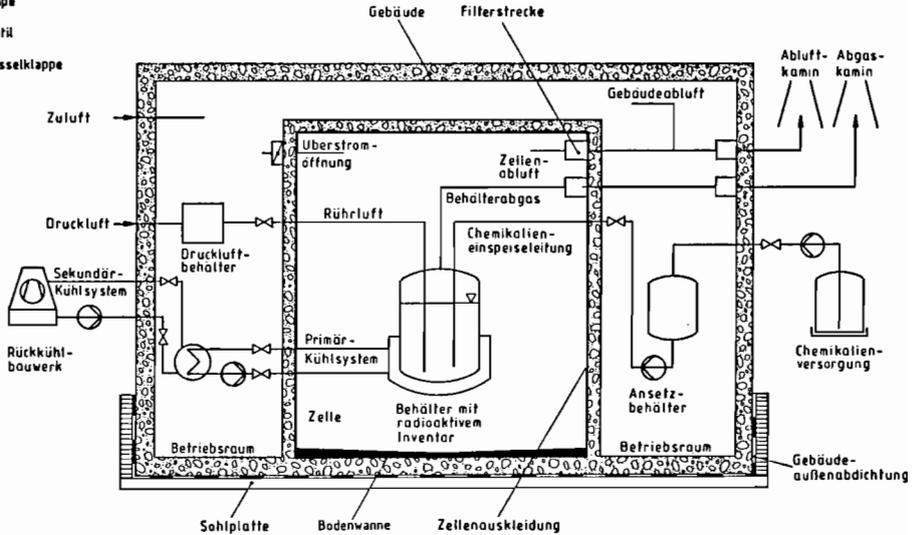


Bild 17:
Aktivitätseinschluß in der Wiederaufbereitungsanlage

Durchführungen durch die materiellen Barrieren sind so auszulegen, daß ein unkontrollierter Austritt radioaktiver Stoffe in angrenzende Bereiche verhindert wird. Leitungen, die die erste Barriere durchdringen, z.B. Medienleitungen, Meß- und Rührluft oder Absaugungen, sind gegenüber einem unkontrollierten Aktivitätsübertritt in Abgas- und Lüftungssysteme durch Absperr- oder Rückhalteeinrichtungen zu sichern. Druckluft oder Dampf zum Fördern radioaktiver Flüssigkeiten sind mit Überdruck einzuspeisen, damit ein Rückströmen radioaktiver Flüssigkeiten vermieden wird. Heiz- und Kühlkreisläufe sind mit Zwischenkreisläufen auszurüsten, deren Druckstufung einem Aktivitätsübertritt entgegenwirkt.

Für nicht dispersible, fixierte radioaktive Stoffe, z.B. in konditionierten Abfällen, und für wenig radiotoxische Stoffe, z.B. Uran, kann der Einschluß durch eine materielle Barriere sichergestellt werden, wenn nachgewiesen wird, daß im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen keine unzulässige Strahlenexposition in der Umgebung der Anlage auftreten kann.

3.4 Schutz gegen Einwirkungen von außen

Der Einschluß radioaktiver Stoffe in der Wiederaufarbeitungsanlage muß auch bei Einwirkungen von außen gewährleistet bleiben. Bei der Auslegung des Barrierensystems und vor allem der Gebäude sind daher unter Berücksichtigung der Standortgegebenheiten natur- und zivilisationsbedingte Einwirkungen von außen zu berücksichtigen.

Folgende Einwirkungen von außen sind zu betrachten:

- Naturbedingte Einwirkungen, wie Sturm, Außentemperatur, Schneelast, Hochwasser, Blitzschlag, Erdbeben, Erdbeben;
- Zivilisationsbedingte Einwirkungen, wie Brand außerhalb der Anlage, Bergschäden, Dammbbruch, Eindringen schädlicher Stoffe, Druckwelle aus Explosionen außerhalb der Anlage, Flugzeugabsturz.

3.4.1 Naturbedingte Einwirkungen

Naturbedingte Einwirkungen sind in der Regel als Störfälle gemäß § 28 Abs. 3 StrISchV zu berücksichtigen. Die Lastannahmen für die naturbedingten Einwirkungen von außen sind den Standortgegebenheiten entsprechend festzulegen. Insbesondere gilt:

- Als Lastannahmen für Sturm, extreme Außentemperatur und Schneelast sind die ungünstigsten, am Standort zu erwartenden Witterungsbedingungen zugrunde zu legen.
- Der Standort der Wiederaufarbeitungsanlage sollte hochwasserfrei sein. Kann eine Überflutung durch Hochwasser oder Dammbbruch nicht ausgeschlossen werden, so sind entsprechende bauliche Schutzmaßnahmen in Verbindung mit organisatorischen Maßnahmen zu treffen.
- Die Gebäude und Außenanlagen sind nach den einschlägigen VDE-Bestimmungen gegen Blitzschlag zu sichern.
- Bei der Auslegung der Gebäude und des Aktivitätseinschlusses gegen Erdbeben ist als Bemessungsgrundlage von der für den Standort größten Intensität auszugehen, die unter Berücksichtigung einer näheren Umgebung des Standortes (in derselben seismotektonischen Einheit bis etwa 200 km Entfernung vom Standort) nach wissenschaftli-

chen Erkenntnissen auftreten kann (Sicherheitserdbeben). Die Auslegung gegen Erdbeben von Gebäuden oder Gebäudeteilen, die für den Einschluß radioaktiver Stoffe wesentliche Bedeutung haben, muß nach den einschlägigen KTA-Regeln erfolgen /KTA 75/. Außerdem ist zu prüfen, ob weitere Gebäude aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Funktion bei Erdbeben standsicher ausgelegt sein müssen /DIN 81/.

3.4.2 Zivilisationsbedingte Einwirkungen

Zivilisationsbedingten Einwirkungen, z.B. durch Brände außerhalb der Anlage, Waldbrände, Bergschäden und Setzungen, ist durch geeignete Anordnung und Auslegung der Gebäude und Außenanlagen Rechnung zu tragen. Äußere Einwirkungen durch schädliche Stoffe, durch Druckwellen aus Explosionen außerhalb der Anlage und durch Flugzeugabsturz sind in der Regel im Rahmen der Risikominimierung zu betrachten.

Die Lastannahmen für zivilisationsbedingte Einwirkungen richten sich nach den Standortgegebenheiten und dem Stand von Wissenschaft und Technik. Anhand der Ergebnisse einer Sicherheitsanalyse wird entschieden, welche Gebäude und Einrichtungen gegen zivilisationsbedingte Einwirkungen von außen auszulegen sind. Dabei werden die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses und seine möglichen Auswirkungen auf die Umgebung berücksichtigt. Bei Wiederaufarbeitungsanlagen wird damit in der Regel eine Auslegung der Gebäude, die große Mengen radioaktiver Stoffe beinhalten, gegen Druckwellen und Flugzeugabsturz erforderlich.

3.5 Brand- und Explosionsschutz

3.5.1 Brand- und Explosionsmöglichkeiten

Die in der Wiederaufarbeitungsanlage vorhandenen radioaktiven Spaltprodukte und die Wertstoffe Uran und Plutonium gehören nicht zu den brennbaren Stoffen. Für die chemischen Trennprozesse wird jedoch ein brennbares organisches Lösungsmittel verwendet. Das im PUREX-Verfahren eingesetzte Gemisch von 30 % Tributylphosphat (TBP) und 70 %

n-Dodekan hat eine Entzündungstemperatur von ca. 80 °C (Flammpunkt). Die chemischen Trennprozesse werden deutlich unterhalb dieses Flammpunktes durchgeführt. Höhere Temperaturen treten bei der Brennstoffauflösung und in Verdampfern zur Aufkonzentration von Lösungen auf (Temperaturen bis maximal 135 °C); an diesen Stellen werden besondere Vorsorgemaßnahmen gegen das Eindringen organischer Lösungsmittel getroffen.

Außerdem ist Vorsorge gegen die spontane Entzündung von feinen Zirkaloy-Spänen zu treffen, die beim Schneiden der Brennstäbe vor der Kernbrennstoffauflösung entstehen. Zirkaloy-Abfälle und Rückstände der Reinigung der Speiselösung vor der Extraktion werden daher unter Wasser aufbewahrt und möglichst rasch mit Zement verfestigt. Weitere Brandmöglichkeiten gibt es, wie in anderen Chemieanlagen, im Bereich der Medien- und Chemikalienversorgung, in Labors, in elektrotechnischen Anlagen und bei der Versorgung mit Dieselmotorkraftstoff.

Explosionsrisiken bestehen, wenn trotz der getroffenen Vorsorgemaßnahmen Rückstände des organischen Extraktionsmittels in Verdampfer eindringen. Bei Anwesenheit von Salpetersäure, Uran oder Plutonium und bei Temperaturen ab etwa 150 °C kann dieses Gemisch explosionsartig reagieren (red-oil-Explosion). Deswegen kommt der Entfernung organischer Rückstände vor der Eindampfung von Prozeßlösungen und der Temperaturbegrenzung der Verdampfer hohe sicherheitstechnische Bedeutung zu. Durch die von den radioaktiven Stoffen ausgehende Gamma- und Alphastrahlung werden wäßrige und organische Lösungen zersetzt (Radiolyse). Dabei entsteht Wasserstoff. Außerdem liefert auch die elektrolytische Rückextraktion Wasserstoff. Um Wasserstoff-Ansammlungen in Behältern und die Bildung zündfähiger Wasserstoff-Luftgemische zu vermeiden, sind diese Behälter ausreichend zu belüften, so daß die Wasserstoffkonzentration stets unter der unteren Zündgrenze von 4 Volumenprozent Wasserstoff bleibt.

Weiteren Explosionsmöglichkeiten, z.B. Azidreaktionen aus der Verwendung von Hydrazin oder bei der Denitrierung von Abfallösungen vor der Verglasung, kann durch Auswahl und Steuerung des chemischen Verfahrens begegnet werden. Auswirkungen von Verpuffungen und Explosionen bei der Verbrennung von radioaktiven Abfällen sind durch konstruktive Sicherheitsvorkehrungen zu beherrschen.

3.5.2 Vorsorgemaßnahmen gegen Brand und Explosion

Gegen Brand und Explosion sind bauliche, technische und betrieblich-organisatorische Vorsorgemaßnahmen zu treffen.

Die Gebäude sind so auszulegen, daß ihre Standsicherheit auch bei einem möglichen Brand oder einer möglichen Explosion erhalten bleibt. Gebäude sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung und unter Berücksichtigung von Art und Menge der vorhandenen brennbaren Stoffe in Brandabschnitte bzw. brandschutztechnisch getrennte Bereiche zu unterteilen.

Brennbare Stoffe sind als Bau- oder Konstruktionselemente soweit wie möglich zu vermeiden. In ausreichendem Maße sind gesicherte Rettungswege und Angriffswege zur Brandbekämpfung vorzusehen.

Besondere Bedeutung hat der Schutz der Abgas- und Lüftungsanlagen bei Brand oder Explosion. Abgas- und Lüftungsanlagen sind so auszulegen, daß bei Brand und Explosion die Barrierenfunktion zur Rückhaltung von radioaktiven Stoffen in ausreichendem Maße erhalten bleibt. Bei der Auslegung der Rückhalteeinrichtungen müssen die Auswirkungen möglicher Brände und Explosionen auf die Komponenten der Abgas- und Lüftungsanlagen (z.B. Druckaufbau, Einwirkung von Verbrennungsprodukten) berücksichtigt werden. Es sind schwer entflammbare und ausreichend temperaturbeständige Filter zu verwenden.

Zur Erkennung und Meldung von Bränden sind hinreichend zuverlässige Einrichtungen vorzusehen. Eine wirksame, möglichst frühzeitige Brandbekämpfung durch stationäre oder mobile Brandbekämpfungseinrichtungen muß stets gewährleistet sein. Dazu müssen für die einzelnen Anlagenbereiche geeignete Löschmittel in ausreichendem Maße zur Verfügung stehen. Zur Sammlung und Behandlung von kontaminierten Löschmitteln sind Vorsorgemaßnahmen zu treffen.

3.6 Auslegung der chemischen Prozeßanlagen

In den Komponenten der chemischen Prozeßanlagen laufen die physikalisch-chemischen Prozesse ab. Die chemischen Prozeßanlagen bilden somit die erste Umschließung der zum Teil hochradioaktiven Prozeßlösungen. Dieser sicherheitstechnischen Bedeutung entsprechend sind die Komponenten der chemischen Prozeßanlagen konstruktiv und werkstoffmäßig so auszulegen, daß sie ihre Barrierenfunktion zum Einschluß der radioaktiven Stoffe erfüllen. Die Prozeßanlagen sind nach dem Aktivitätsniveau in hoch-, mittel- und schwachradioaktive sowie radioaktivitätsfreie Bereiche mit definierten Übergangsstellen zu gliedern.

Zur Konzentrierung und Rückhaltung spezieller radioaktiver Stoffe, z.B. von Tritium und radioaktivem Jod, ist eine Einteilung der Prozeßanlagen nach speziellen prozeßtechnischen Gesichtspunkten zweckmäßig. Besonderes Augenmerk ist Systemen, die unterschiedliche Bereiche miteinander verbinden, zu widmen; derartige Systeme sind beispielsweise die Einrichtungen der Säurerückgewinnung und der Sammlung und Rückführung nicht spezifikationsgerechter Lösungen.

Die chemischen Prozeßanlagen sind gegen Austritt von radioaktiven Lösungen in vom Betriebspersonal begehbare Bereiche zu sichern. Materielle und physikalische Barrieren, z.B. Ventile, Rückschlagklappen und Niveau- oder Druckunterschiede, sind gegen ein Rücksteigen oder Rücksaugen von radioaktiven Lösungen in Hilfs- und Nebensysteme, Abgasleitungen u.ä. vorzusehen.

Die Komponenten der chemischen Prozeßanlagen sind mit Einrichtungen auszustatten, die eine möglichst vollständige Entleerung der Behälter sicherstellen. Behälter mit hoch- und mittelradioaktivem Inhalt müssen über mindestens zwei voneinander unabhängige Entleerungsmöglichkeiten verfügen. Wo erfahrungsgemäß Verstopfungen in Leitungen auftreten können, sind vorbeugende Maßnahmen und Möglichkeiten zur Beseitigung von Verstopfungen einzuplanen.

Die radioaktive Stoffe enthaltenden Komponenten sind mit einer zuverlässigen Füllstandsüberwachung zu versehen. Falls sicherheitstechnisch geboten, sind Überläufe in Auffangbehälter und eine automatische Sperrung der Zuförderung vorzusehen.

Für den Fall, daß es trotz der getroffenen Schutzvorkehrung zu Leckagen radioaktiver Flüssigkeiten aus den Prozeßanlagen kommt, müssen Bodenwannen zur Aufnahme der ausgelaufenen Flüssigkeiten vorhanden sein. Diese Bodenwannen müssen über Sammelstellen verfügen, von denen aus eine Rückförderung der ausgelaufenen Flüssigkeiten in freigehaltene Aufnahmebehälter möglich ist.

Die Komponenten der chemischen Prozeßanlagen werden bei Normal- oder leichtem Unterdruck betrieben. Einem unzulässigen Druckaufbau in den chemischen Prozeßanlagen z.B. durch Förder- oder Freispülvorgänge oder bei Störfällen, ist durch technische und betriebliche Maßnahmen vorzubeugen.

3.7 Abgas- und Lüftungsanlagen

Bei der Zerkleinerung und Auflösung der Brennelemente in der Eingangsstufe der Wiederaufarbeitungsanlage werden gasförmige und flüchtige radioaktive Stoffe, insbesondere die Radionuklide Tritium, Kohlenstoff-14, Krypton-85 und Jod-129, aus dem Kernbrennstoff frei und gelangen in das Auflöserabgassystem. Außerdem werden bei den Betriebsvorgängen aus den Apparaten und Prozeßbehältern radioaktive Aerosole in die Abgasanlagen ausgetragen. Aerosole entstehen vor allem beim Zerschneiden und Auflösen des Kernbrennstoffs, beim Eindampfen oder Abdestillieren von Lösungen, bei Fördervorgängen und bei der Verglasung der hochradioaktiven Spaltproduktlösungen.

Die Abgas- und Lüftungsanlagen mit ihren Rückhalteeinrichtungen haben die Aufgabe, die radioaktiven Stoffe so weit zurückzuhalten, daß die zugelassenen Ableitungsgrenzwerte eingehalten werden und dem Grundsatz, die Ableitungen möglichst gering zu halten, entsprochen wird. Aus den Abgasen werden außerdem chemische Schadstoffe, z.B. Stickoxid und Säuredämpfe, ausgewaschen. Die Lüftungsanlagen sorgen auch für die Ableitung der an die Raumluft abgegebenen Wärme und die richtige Klimatisierung der Arbeitsräume. Durch die Druckabstufung der Abgas- und Lüftungsanlagen wird im Gebäude eine von außen nach innen gerichtete Luftführung aufrechterhalten, um einen Austritt radioaktiver Stoffe über Undichtigkeiten oder durch Rückströmen zu vermeiden.

Bei den Abgasanlagen werden das Auflöserabgas, das Behälterabgas, das Zellenabgas und das Abgas aus der Verglasung der hochradioaktiven Abfälle unterschieden und bis zur Ableitung über den Abgaskamin getrennt geführt und gereinigt (Bild 18).

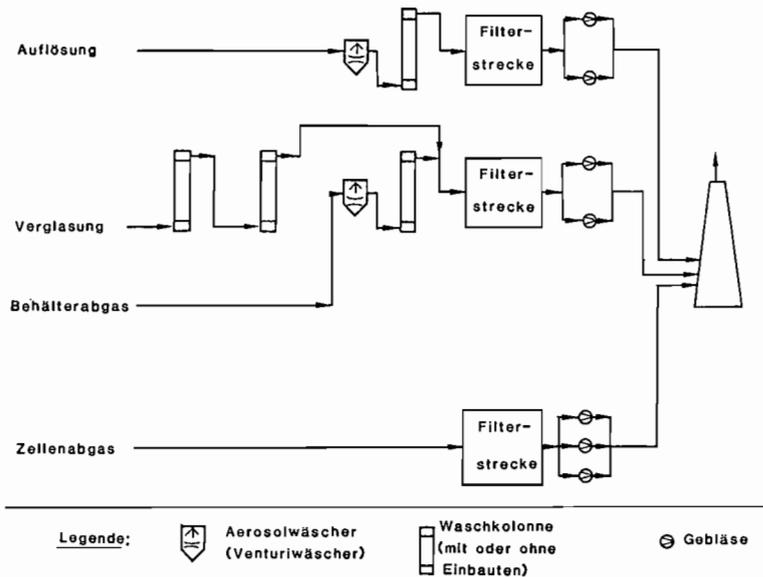


Bild 18:
Schema der Abgassysteme einer Wiederaufarbeitungsanlage

Das Auflöserabgas besteht aus den Abgasen der Brennstabschere, des Auflöser und der zugehörigen Einrichtungen der Eingangsstufe der Wiederaufarbeitungsanlage. Das Auflöserabgas enthält Tritium, Kohlenstoff-14 als CO_2 , 99 % des im Kernbrennstoff enthaltenen Jods, das gesamte freiwerdende Krypton-85 zusammen mit nicht radioaktiven Edelgasen, Aerosole, Stickoxide und Wasserdampf. Das Reinigungssystem für das Auflöserabgas muß mit wirksamen Jodfiltern ausgerüstet werden. Die Stickoxide werden durch Wäscher ausgewaschen, Aerosole durch Schwebstofffilter (S-Filter) abgeschieden. Auch CO_2 und Tritium werden durch das Abgasreinigungssystem zum Teil zurückgehalten. Eine Abtrennung und Rückhaltung des Krypton-85 wird bisher wegen der relativ geringen radiologischen Bedeutung des Kr-85 in den bestehenden Wiederaufarbei-

tungsanlagen nicht durchgeführt. Auch die Strahlenschutzkommission hält es derzeit nicht für erforderlich, Kr-85 bei einer Wiederaufarbeitung zurückzuhalten, empfiehlt jedoch, ein Kr-85-Rückhalteverfahren zur technischen Reife zu entwickeln und zu erproben /BfM 83b/. Bild 19 zeigt schematisch die Reinigung des Auflöserabgases.

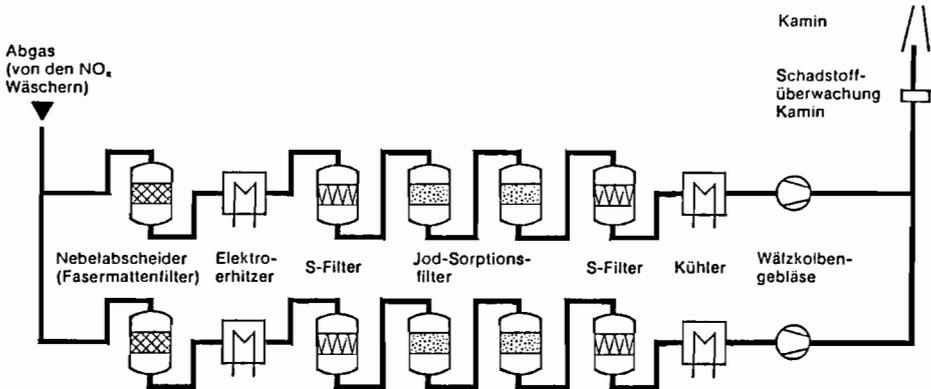


Bild 19:
Auflöserabgasreinigung mit Jod-Rückhaltung

Das Behälterabgas weist gegenüber dem Abgas aus der Auflösung und der Verglasung ein erheblich größeres Volumen auf. Es enthält radioaktive Schwebstoffe, die durch hochwirksame Feinfilter zurückgehalten werden müssen. Den Feinfiltern vorgeschaltete Wäscher sorgen für die Auswaschung chemischer Schadstoffe. Durch eine zusätzliche Ausrüstung des Behälterabgassystems mit Jodfiltern zur Rückhaltung von Jodresten, die nach der Auflösung des Brennstoffs in die chemischen Trennprozesse gelangen, kann die Ableitung von radioaktivem Jod weiter reduziert werden.

Das volumenmäßig geringe Abgas aus der Verglasung hat eine hohe Temperatur. Nach Kühlung und Auswaschung chemischer Schadstoffe und Rückhaltung der Aerosole kann dieser Abgasstrom zusammen mit dem Behälterabgas feingereinigt werden.

Die Abluft bzw. das Abgas aus den Prozeßzellen muß ebenfalls durch Feinfilter von Aerosolen gereinigt werden.

Die Rückhalteeinrichtungen der Abgas- und Abluftanlagen sind so auszuführen, daß die Wirksamkeit der Filter überprüft und ein Wechsel der Filter sicher durchgeführt werden kann. Filter zur Abschirmung hochradioaktiver Stoffe mit hoher Ortsdosisleistung müssen fernbedient gewechselt werden können.

Sämtliche Abgas- und Abluftströme müssen vor der Abgabe an die Umgebung durch zuverlässige meßtechnische Einrichtungen überwacht werden.

3.8 Wärmeabfuhr

Durch den radioaktiven Zerfall der Spaltprodukte und Aktiniden entsteht in den Komponenten der Wiederaufarbeitungsanlage Wärme, die sicher abgeführt werden muß. Die Erfordernisse einer sicheren Wärmeabfuhr hängen stark von der Abklingzeit des Kernbrennstoffs vor der Wiederaufarbeitung, von der Größe der Behälter und der Konzentration der radioaktiven Lösungen ab.

Die sichere Abfuhr der Zerfallswärme ist insbesondere im Eingangslager für abgebrannte Brennelemente, bei der Zwischenlagerung hochradioaktiver konzentrierter Spaltproduktlösungen und im Lager für hochradioaktive Glaskokillen sicherheitstechnisch wesentlich. Auch bei der Zwischenlagerung größerer Plutoniummengen in Form von Nitratlösung oder als Oxid ist für eine sichere Wärmeabfuhr zu sorgen.

Im Brennelementeingangslager, im Lager für Glaskokillen und in der Zwischenlagerung von Plutonium kann die Wärme durch Lüftungssysteme oder Naturzugkühlung abgeführt werden. Bei Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente sorgt die Kühlung durch das Beckenwasser für die Einhaltung der zulässigen Temperatur.

Hochradioaktive konzentrierte Spaltproduktlösungen sind selbsterhitzend, d.h. sie würden bei längerfristigem Kühlausfall zu sieden beginnen. Dadurch würden erhebliche Mengen radioaktiver Aerosole in

das Abgassystem freigesetzt. Auf die langfristige Lagerung dieser selbsterhitzenden Lösungen sollte zugunsten einer zügigen Verfestigung der Spaltproduktlösungen in Form von Glaskokillen soweit wie möglich verzichtet werden. Lager- oder Prozeßbehälter mit selbsterhitzenden Lösungen sind mit zuverlässigen Kühlsystemen auszurüsten. Auch bei Ausfall einzelner Komponenten oder ganzer Kühlkreisläufe muß eine ausreichende Kühlung sichergestellt werden. Die Kapazität der Kühlung ist für die höchste im Betrieb zu erwartende Wärmeleistung unter Berücksichtigung von Aufkonzentrationen und Bodensätzen in den Behältern auszulegen.

3.9 Kritikalitätssicherheit

Kernbrennstoffe können bei ausreichend großer Masse und in geeigneter Gestalt oder Anordnung kritisch werden. Dies bedeutet, daß im Kernbrennstoff sich selbst erhaltende Kernspaltungen auftreten, die eine plötzliche Freisetzung von Energie und Strahlung zur Folge haben. Die Energiefreisetzung äußert sich in einer Temperaturerhöhung. Bei Spaltstofflösungen ist die freigesetzte kinetische Energie sehr gering. Durch die freiwerdende Wärme können Spaltstofflösungen erhitzt werden und sieden. Mit dem freiwerdenden Dampf werden vor allem kurzlebige flüchtige Spaltprodukte, die bei den Kernspaltungen entstehen, in das Abgassystem geführt. Die emittierte durchdringende Gamma- und Neutronenstrahlung stellt in un abgeschirmten Bereichen eine Gefahr für das Betriebspersonal dar, nimmt jedoch so stark mit dem Abstand vom Ort des Störfalls ab, daß außerhalb der Anlage keine Strahlenexposition durch direkte Bestrahlung mehr eintritt.

Um Kritikalitätsstörfälle zu vermeiden, sind bei der Auslegung der Prozeßanlagen und beim Betrieb der Wiederaufarbeitungsanlage vorbeugende konstruktive und organisatorische Maßnahmen erforderlich. Dabei ist sicherzustellen, daß nicht durch ein einzelnes Ereignis Kritikalität eintreten kann /DIN 83/.

Zur Einhaltung der Kritikalitätssicherheit stehen konstruktiv-technische und organisatorische Sicherheitsvorkehrungen zur Verfügung, die den verfahrenstechnischen Bedingungen entsprechend und meist in Kombina-

tion mehrerer Sicherheitsmaßnahmen getroffen werden /GRS 85/. Soweit wie möglich ist dabei die Kritikalitätssicherheit durch die konstruktive Ausführung der Behälter und Apparate sicherzustellen. Bild 20 zeigt beispielhaft die für die Kritikalitätssicherheit wesentlichen Einflußgrößen.

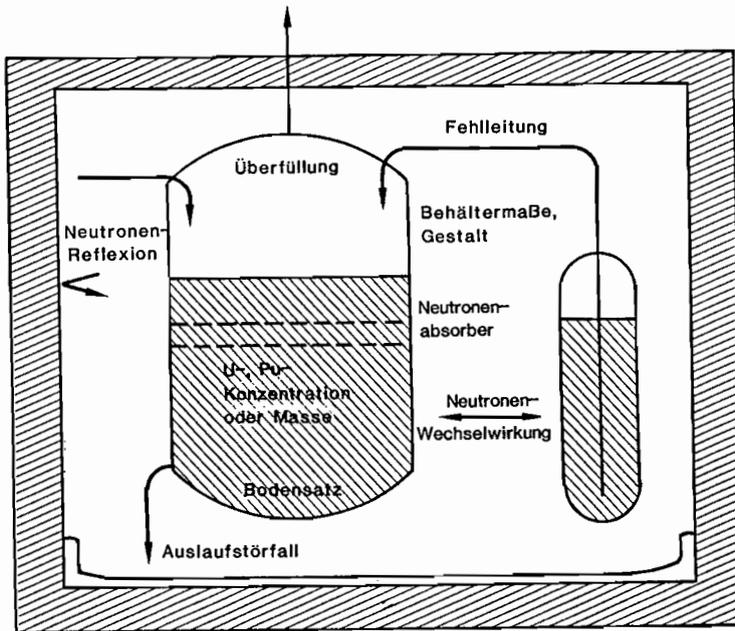


Bild 20:

Wesentliche Einflußgrößen für die Kritikalitätssicherheit

Neutronen absorbierende Bauteile (sogenannte Neutronenabsorber) müssen langfristig und zuverlässig wirksam bleiben. Die Behälter und Apparate müssen durch ausreichende Abstände oder Neutronen absorbierende Zwischenschichten voneinander getrennt sein, um eine Neutronenwechselwirkung zwischen den Komponenten einzuschränken oder zu unterbinden. Bei Anwendung des Sicherheitskonzepts der Beschränkung der Kernbrennstoffmasse ist die zulässige Spaltstoffmasse so festzulegen, daß die Kritikalitätssicherheit auch bei versehentlicher Massenverdopplung erhalten bleibt. Besondere konstruktive, meßtechnische und organisatorische Maßnahmen sind zur Vermeidung von Spaltstoffansammlungen in Behältern

und von Fehlleitungen von Spaltstofflösungen in nicht für Spaltstoffe ausgelegte Hilfs- und Versorgungssysteme zu treffen.

3.10 Abschirmung und betrieblicher Strahlenschutz

Die abgebrannten Kernbrennstoffe enthalten hochradioaktive Spaltprodukte, die eine intensive Gammastrahlung aussenden. Auch die im Kernreaktor aktivierten Strukturteile der Brennelemente emittieren energiereiche Gammastrahlung. Außerdem sind die im Kernbrennstoff enthaltenen Transurane für die Emission von Neutronen verantwortlich.

Die Stärke der auftretenden Strahlung nimmt mit wachsender Abklingzeit der Brennelemente zwar ab, ist jedoch in den Teilen der Wiederaufarbeitungsanlage, in denen große Mengen an Spaltprodukten vorhanden sind, so hoch, daß massive bauliche Vorkehrungen zur Abschirmung der Strahlung getroffen werden müssen. Dies betrifft insbesondere die Brennelementbereitstellung, den Eingangsbereich, den ersten Extraktionszyklus und die Zwischenlagerung und Verglasung der Spaltprodukte. Maßgeblich für die Bemessung der Abschirmung zum Schutz der Umgebung sind die Bestimmungen des § 44 StrlSchV in Verbindung mit § 45 StrlSchV (Grenzwert für die Strahlenexposition im außerbetrieblichen Überwachungsbereich 1,5 mSv/a). Durch die zum Einschluß der radioaktiven Stoffe und zum Schutz gegen Einwirkungen von außen getroffenen baulichen Schutzvorkehrungen wird die eigentliche Wiederaufarbeitungsanlage gegenüber der Umgebung vollständig abgeschirmt. Auch die zur Wiederaufarbeitungsanlage gehörenden Brennelement- und Abfallager müssen abgeschirmt werden.

Bei der Auslegung der Abschirmung ist der Schutz des Betriebspersonals an allen Stellen, an denen es der Betriebsablauf zuläßt, durch Daueranlagen gemäß § 54 StrlSchV sicherzustellen. Besondere Schutzvorkehrungen, z.B. durch bewegliche Abschirmungen, sind für Instandhaltungsmaßnahmen vorzusehen, wenn diese nicht fernbedient vorgenommen werden können. Bei der Bemessung der Abschirmung ist von der Verarbeitung oder Lagerung der radioaktiven Stoffe auszugehen, die die höchsten Ortsdosisleistungen verursachen.

Die Anlage muß über eine Strahlenschutzüberwachung im bestimmungsgemäßen Betrieb sowie bei Stör- oder Unfällen verfügen. Durch ortsfeste Einrichtungen muß die Gamma-, gegebenenfalls auch die Neutronenortsdosisleistung gemessen werden. Die Radioaktivität in der Raumluft muß in allen von Betriebspersonal begehbaren Bereichen durch Messung überwacht werden.

3.11 Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser

Für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft und dem Abwasser einer Wiederaufarbeitungsanlage gelten die gleichen Grenzwerte wie für Kernkraftwerke. Maßgeblich sind die Bestimmungen des § 45 StrlSchV. Danach gelten folgende Grenzwerte:

Ganzkörperdosis	0,3 mSv/a
Schilddrüsendosis	0,9 mSv/a
Knochendosis	1,8 mSv/a
Hautdosis	1,8 mSv/a

Die mittlere Strahlenexposition aus natürlichen Quellen in der Bundesrepublik Deutschland beträgt etwa 2 mSv/a.

Bei der rechnerischen Ermittlung der Strahlenexpositionen, die aus den Ableitungen in der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage folgen, ist die Richtlinie zu § 45 StrlSchV zugrundezulegen /ALL 79/. Danach sind die ungünstigsten Einwirkungsstellen und alle bedeutsamen Belastungspfade einschließlich der Aufnahme radioaktiver Stoffe mit der Nahrung zu berücksichtigen. Auch eine eventuell vorhandene Vorbelastung aufgrund der Emission radioaktiver Stoffe aus anderen kerntechnischen Anlagen ist miteinzubeziehen.

Außerdem sind die Ableitungen radioaktiver Stoffe dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich zu halten (§ 28 Abs. 1,1 StrlSchV). Unter Beachtung dieses Minimierungsgebotes werden zulässige Abgabewerte in der Regel für die Ableitung von Tritium, Krypton-85, Radiojod, Alpha-Aerosolen, Beta-Gamma-Aerosolen, radioaktivem Stron-

tium und radioaktivem Cäsium festgelegt. Betriebserfahrungen zeigen, daß die nach der StrISchV zulässigen Grenzwerte der Strahlenexposition im praktischen Betrieb deutlich unterschritten werden.

Sämtliche Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser müssen vollständig und hinreichend genau durch Messung überwacht werden. Dabei wird nach Nukliden oder Nuklidgruppen aufgegliedert gemessen, bilanziert und dokumentiert. Auch bei Ausfall von Meßeinrichtungen oder zugehörigen Systemen muß eine zuverlässige Überwachung der Ableitungen mit Abluft und Abwasser sichergestellt sein.

Außerdem müssen Einrichtungen vorhanden sein, mit denen bei Störfällen die abgegebenen radioaktiven Stoffe so weit gemessen und registriert werden, daß die Störfallauswirkungen auf die Umgebung bestimmt werden können.

3.12 Stromversorgung, Medienversorgung

Eine Wiederaufarbeitungsanlage muß ausreichend und zuverlässig mit Strom versorgt werden. Dafür sind zwei voneinander unabhängige und schutztechnisch getrennte Netzanschlüsse vorzusehen. Die Stromversorgung in der Anlage ist zweisträngig auszuführen.

Sicherheitstechnisch wichtige Komponenten oder Systeme sind außerdem an eine zuverlässige und ausreichend dimensionierte Ersatzstromversorgung anzuschließen.

Die Dampf- und die Druckluftversorgung haben im Zusammenhang mit dem Fördern von Lösungen innerhalb der Anlage sicherheitstechnische Bedeutung. Druckluft wird außerdem zum Durchmischen von Lösungen und als Spülluft zur Ableitung von radiolytisch entstehendem Wasserstoff benötigt. Inertgase, z.B. Stickstoff, dienen dem vorbeugenden Brandschutz in Prozeßzellen. Die Auslegung dieser Versorgungssysteme orientiert sich bezüglich der erforderlichen Ausfallsicherheit an den Ergebnissen systemtechnischer Verfügbarkeits- und Zuverlässigkeitsanalysen.

3.13 Betriebs- und Störfallüberwachung

Die Betriebsvorgänge sind über die betrieblichen Aspekte hinaus dahingehend zu überwachen, daß Abweichungen vom Normalbetrieb rechtzeitig und zuverlässig erkannt und Betriebsstörungen und Störfälle vermieden werden können. Die hierfür eingesetzten Probenahmesysteme und leittechnischen Einrichtungen haben somit sicherheitstechnische Bedeutung. Bei der Probenahme ist sicherzustellen, daß repräsentative Proben gezogen werden und die Probenahmeeinrichtungen den Belastungen im Betrieb entsprechend ausgelegt sind. Die Proben bzw. ihre Meßergebnisse müssen eindeutig zuzuordnen sein, rechtzeitig zur Verfügung stehen und sachgerecht dokumentiert werden. Die Probenahmesysteme müssen konstruktiv so ausgeführt werden, daß der Einschluß der radioaktiven Stoffe und eine ausreichende Abschirmung gegenüber dem Bedienungspersonal sichergestellt sind.

Die leittechnischen Einrichtungen müssen geeignet sein, die betrieblichen und die sicherheitsbezogenen Aufgaben zuverlässig zu erfüllen. Es muß eine Schaltwarte vorhanden sein, von der aus die Anlage sicher betrieben werden kann und Maßnahmen bei Abweichungen vom Normalbetrieb ergriffen werden können. Außerdem ist ein innerbetriebliches Kommunikationssystem zu installieren, um von der Schaltwarte oder anderen Stellen aus Meldungen und Warnungen bei Störfällen geben zu können.

Die Wiederaufarbeitungsanlage ist mit einer Störfallinstrumentierung auszurüsten, die Hinweise auf den Verlauf von Störfällen liefert, damit Schutzmaßnahmen für das Betriebspersonal und den Schutz der Umwelt getroffen werden können.

3.14 Qualitätssicherung, Instandhaltung

Die Qualität der Gebäude, Behälter, Apparate und Systeme, die mittelbar oder unmittelbar für die Sicherheit der Anlage bedeutsam sind, ist durch Maßnahmen und Kontrollen bei der Planung und Auslegung der Anlage, der Errichtung der Gebäude und der Beschaffung und Herstellung der Komponenten sicherzustellen. Es ist ein Qualitätssicherungskon-

zept mit Anforderungsklassen zu entwickeln, die sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung eines Versagens der betreffenden Bau- oder Anlagenteile orientieren. In Bereichen mit hoher Ortsdosisleistung sollte die Qualität der Komponenten primär durch vorbeugende Auslegung mit ausreichend großen Sicherheitszuschlägen gewährleistet werden. Dadurch können der Aufwand für wiederkehrende Prüfungen reduziert und damit verbundene Strahlenexpositionen vermieden werden.

Alle Komponenten und Einrichtungen, die einer wiederkehrenden Prüfung oder einer Instandhaltung bedürfen, sind leicht zugänglich anzuordnen. Instandhaltungsmaßnahmen umfassen Wartung, Inspektion und Reparatur.

Die Einplanung von Instandhaltungsmöglichkeiten beeinflusst die Auslegung einer Wiederaufarbeitungsanlage in erheblichem Maße. In großem Umfang werden heute hierfür fernbediente Vorrichtungen vorgesehen. So soll die Instandhaltung in den Prozeßzellen des Hauptprozeßgebäudes der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf ausschließlich durch fernbediente Handhabungs- und Transporteinrichtungen durchgeführt werden /DWK 83/. Die Durchführung der Instandhaltungsarbeiten wird über Fernsehschirme überwacht. Einzelne Komponenten oder in Gerüsten angeordnete Komponentenanordnungen (Module) können nach diesem Konzept fernbedient ausgebaut und in einen Servicebereich transportiert werden, wo sie repariert werden können (sogenannte fernbedienungsgerechte Modulbauweise, FEMO). Bild 21 zeigt dieses Konzept in einer schematischen Darstellung.

Unabhängig von der im einzelnen eingesetzten Instandhaltungstechnik muß genügend Platz für Instandhaltungsarbeiten vorgesehen werden. Ausgebaute aktivierte Bauteile und Hilfsmittel müssen sicher zwischengelagert werden können. Bei der Planung des benötigten Raumes und der Tragfähigkeit von Gebäudeteilen müssen gegebenenfalls zeitweise benötigte zusätzliche Abschirmungen oder Schleusen mitberücksichtigt werden.

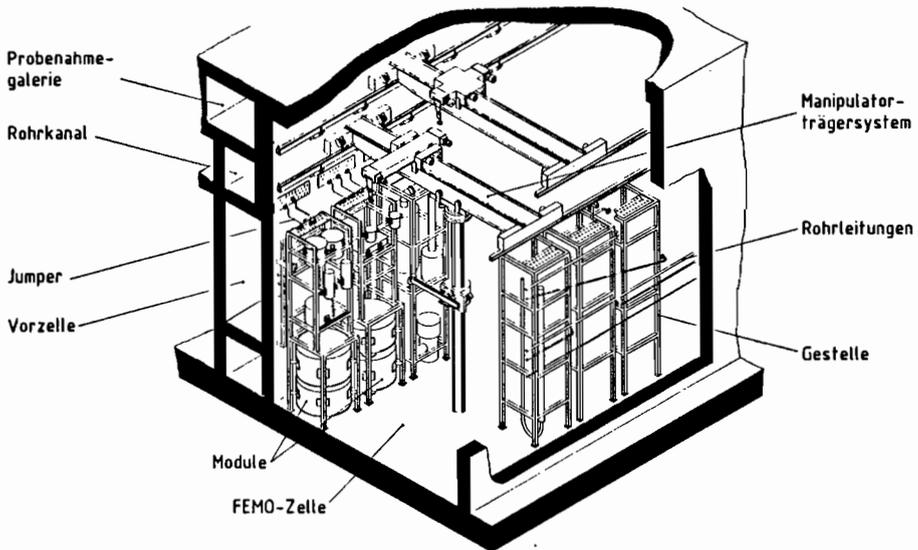


Bild 21:
Fernbedienungsgerechte Modulbauweise

3.15 Störfallanalyse

Wie in jeder technischen Anlage sind auch in einer Wiederaufarbeitungsanlage trotz der getroffenen Schutzvorkehrungen Betriebsstörungen und Störfälle nicht gänzlich auszuschließen. Es ist daher in einer Störfallanalyse zu untersuchen, welche Betriebsstörungen und Störfälle in der Wiederaufarbeitungsanlage auftreten können. Hierzu sind die Anlagegegebenheiten und Betriebsabläufe systematisch zu analysieren und Erfahrungen aus vergleichbaren Anlagen zu berücksichtigen.

Die Analyse der Möglichkeiten, des Ablaufs und der Auswirkungen von Störfällen dient zunächst dazu, mögliche Schwachstellen der Auslegung oder des Betriebes zu erkennen, damit Verbesserungen getroffen werden können. Außerdem können anhand der Ergebnisse der Störfallanalyse Eingriffs- und Gegenmaßnahmen geplant werden. Die Auswirkungen von Betriebsstörungen müssen im Rahmen der Auswirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebes bleiben (§ 45 StrISchV). Für die Auswirkungen von Stör-

fällen ist die Einhaltung der Anforderungen des § 28 Abs. 3 StrlSchV nachzuweisen. Danach müssen folgende Dosisgrenzwerte eingehalten werden:

Ganzkörperdosis	50 mSv
Schilddrüsendosis	150 mSv
Knochendosis	300 mSv
Hautdosis	300 mSv

Eine Berechnung von Störfallauswirkungen ist dann nicht erforderlich, wenn Störfallmöglichkeiten aufgrund der nachgewiesenen Schutzmaßnahmen ausgeschlossen werden können.

Die Störfallanalyse ist systematisch durchzuführen, damit Störfallmöglichkeiten möglichst vollständig erkannt werden können. Methoden und Hilfsmittel hierzu sind Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen. Menschliches Fehlverhalten ist bei der Analyse der Störfallmöglichkeiten und des Ablaufs von Störfällen zu berücksichtigen.

Aus der Störfallanalyse sind die für die Wiederaufarbeitungsanlage auslegungsbestimmenden Störfälle abzuleiten und gegenüber den Betriebsstörungen abzugrenzen. Betriebsstörungen sind ungeplante Ereignisse, die im allgemeinen den Betrieb der Anlage zwar stören, nicht jedoch unterbrechen, und mit denen erfahrungsgemäß mehrfach während der Betriebsdauer der Anlage zu rechnen ist. Störfälle sind dadurch gekennzeichnet, daß sie zu einer Unterbrechung des Betriebes aus sicherheitstechnischen Gründen führen; ihr Auftreten wird während der Betriebsdauer der Anlage nicht erwartet. Sowohl gegen Betriebsstörungen als auch gegen Störfälle ist die Anlage ausgelegt.

Als auslegungsbestimmende Störfälle in einer Wiederaufarbeitungsanlage sind in der Regel Brand, Explosion, Kritikalität und naturbedingte Einwirkungen von außen zu betrachten. Außerdem sind mechanische Beschädigungen von Behältern oder Einrichtungen, Auslaufstörfälle und Ausfälle sicherheitstechnisch wesentlicher Versorgungs-, Lüftungs- oder Kühleinrichtungen zu analysieren. Die Berechnung der Störfallauswirkungen unter Beachtung der Standortverhältnisse und der besonderen anlagentechnischen Gegebenheiten ist nach den Störfalleitlinien /STÖ 83/

durchzuführen, sofern nicht neue Erkenntnisse des Standes von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen sind.

Über die auslegungsbestimmenden Störfälle hinaus sind Ereignisabläufe vorstellbar, die zwar möglich, jedoch so unwahrscheinlich sind, daß sie nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden können. Diese Ereignisse liegen nach Auffassung des Bundesverfassungsgerichts jenseits der praktischen Vernunft und werden dem sogenannten Restrisiko zugeordnet. Außerdem sind in der Anlage Unfälle denkbar, die für Betriebsangehörige Strahlenexpositionen zur Folge haben können, die die Grenzwerte der StrlSchV überschreiten.

Auch für diese Unfälle und extrem unwahrscheinlichen Ereignisse (z.B. Flugzeugabsturz) werden Vorsorgemaßnahmen bei der Auslegung und im Betrieb ergriffen (siehe Abschnitt 3.4.2). Insbesondere müssen Einrichtungen und Hilfsmittel zur Rettung und Versorgung von verunglückten Personen und zur Eindämmung von Unfallfolgen verfügbar sein. Für Restrisikoereignisse sind wie bei anderen technischen Anlagen, z.B. bei Kernkraftwerken oder Anlagen der Großchemie, Notfallschutzmaßnahmen zu treffen.

3.16 Radioaktive Abfälle, Entsorgung

Sämtliche radioaktiven Stoffe in einer Wiederaufarbeitungsanlage stammen aus den angelieferten abgebrannten Brennelementen und somit aus den Kernkraftwerken. Die unbrauchbaren radioaktiven Stoffe werden bei der Wiederaufarbeitung abgetrennt und müssen ihren Eigenschaften entsprechend als radioaktive Abfälle entsorgt werden.

Als primäre Abfälle fallen in der Wiederaufarbeitungsanlage die hochradioaktiven Spaltproduktlösungen und die aktivierten Brennelementstrukturteile und Hüllrohrabschnitte an. Durch den Wiederaufarbeitungsprozeß selbst ergeben sich sekundäre meist schwach- bis mittlradioaktive Abfälle, z.B. organische Lösungsmittel, Rückstände aus der Klärung von Lösungen, kontaminierte Wässer, Säuren und Festabfälle. Die Verfahren in der Wiederaufarbeitung sind so durchzuführen, daß möglichst wenig sekundärer Abfall anfällt.

Sämtliche bei der Wiederaufarbeitung anfallenden primären und sekundären Abfälle müssen sicher aufbewahrt und so behandelt werden, daß sie unter Einhaltung der Transportbestimmungen abtransportiert und schließlich sicher endgelagert werden können. Daraus wird deutlich, daß auch für den Entsorgungsweg über die Wiederaufarbeitung eine sichere Endlagerung unabdingbar ist.

Für die Aufbewahrung der Abfälle müssen geeignete und ausreichend bemessene Einrichtungen in der Wiederaufbereitungsanlage zur Verfügung stehen. Die radioaktiven Abfälle sollen so weiterbehandelt werden, daß ihr Volumen gering gehalten wird und möglichst wenig Verfahrensschritte durchgeführt werden müssen, um endlagerfähige Abfallgebinde zu erhalten. Bei der Abfallbehandlung sind die jeweils gültigen Kriterien für die Endlagerung der konditionierten Abfälle zu beachten.

3.17 Stilllegung

Jede technische Anlage hat eine zeitlich begrenzte Aufgabe und Lebensdauer. Um die Sicherheit auch nach Beendigung des Betriebes sicherzustellen, muß bereits bei der Planung und Errichtung einer Wiederaufbereitungsanlage darauf geachtet werden, daß die Anlage unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen stillgelegt und nach ihrer endgültigen Stilllegung gesichert oder beseitigt werden kann. Für diese Maßnahmen ist ein Konzept auszuarbeiten.

3.18 Schutz vor Sabotage, Einwirkung Dritter

In § 7 Abs. 2, 5 des Atomgesetzes ist festgelegt, daß die Genehmigung zur Errichtung oder zum Betrieb einer kerntechnischen Anlage nur erteilt werden darf, wenn der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist. Maßnahmen zum Schutz der Anlage gegen derartige Aktionen werden als Anlagen- bzw. Objektsicherungsmaßnahmen bezeichnet, im Unterschied zu Sicherheitsmaßnahmen, die dem Schutz von Mensch und Umgebung vor der potentiellen Auswirkung des Anlagenbetriebs dienen.

Das Ziel von Schutzvorkehrungen bei allen Schutzobjekten ist es, das Risiko absichtlicher Störungen bzw. deren Folgen durch geeignete Maßnahmen auf ein angemessenes Maß zu begrenzen. Das Verfahren zum Erreichen dieses Ziels wird, soweit Maßnahmen der Betreiber in Betracht zu ziehen sind, auf der Grundlage des Atomgesetzes geregelt. Die zusätzlichen Schutzmaßnahmen obliegen den für die öffentliche Sicherheit zuständigen Behörden.

Wesentliche Elemente des Schutzkonzepts für kerntechnische Einrichtungen sind /BMFT 77/:

- Redundanz und räumliche Trennung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile,
- Massiver baulicher Schutz,
- Maßnahmen zur frühzeitigen Entdeckung von Störaktionen,
- Gestaffelte Barrieren, um das Innere kerntechnischer Einrichtungen zu schützen,
- Erschwerung des Zugangs von Störern bzw. des Entkommens von Personen, die radioaktive Stoffe entwenden wollen,
- Bewachung kerntechnischer Einrichtungen durch einen Objektsicherungsdienst,
- Sicherheitsüberprüfung des Schlüsselpersonals,
- Vorbeugende Maßnahmen der Sicherheitsbehörden,
- Festlegung von Maßnahmen der Sicherheits- und Polizeibehörden für Eingriffe bei konkreter Gefahr.

Bei geeigneter Umsetzung dieser Maßnahmen ist es möglich, bundeseinheitlich den erforderlichen hohen Schutzstandard zu gewährleisten.

3.19 Kernmaterialüberwachung

Aus wirtschaftlichen und sicherheitstechnischen Gründen und vor allem, um einen Mißbrauch für nicht friedliche Zwecke zu verhindern, wird das in einer Wiederaufarbeitungsanlage verarbeitete Kernmaterial überwacht. Die Überwachung erfolgt auf mehreren Ebenen:

1. durch den Betreiber selbst,
2. durch die Europäische Atomgemeinschaft (EURATOM),
3. durch die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEA).

Das nationale Kernmaterialsicherungssystem, das der Betreiber aus wirtschaftlichem und sicherheitstechnischem Interesse und aufgrund behördlicher Auflagen errichtet, hat die Aufgabe, den Diebstahl von Kernmaterial zu verhindern. Demgegenüber bezweckt die internationale Überwachung durch die EURATOM und die IAEA, eine etwaige Abzweigung von Kernmaterial durch den Staat selbst für eine verbotene Waffenproduktion zu detektieren.

Die EURATOM führt Kontrollen auf der Grundlage der ihr in den Römischen Verträgen von 1957 von den Mitgliedstaaten übertragenen Hoheitsrechte durch /EUR 75/.

Die rechtliche Basis für die internationale Überwachung durch die IAEA ist einerseits durch die IAEA-Statuten gegeben, andererseits durch den Nichtverbreitungsvertrag, in dem die IAEA mit der Durchführung der Überwachung betraut wurde. Diese erfolgt aufgrund eines Modellabkommens, das 1971 veröffentlicht wurde und dem die Mitgliedsstaaten des Nichtverbreitungsvertrages zugestimmt haben /IAEA 71/. In diesem Abkommen werden die folgenden drei Überwachungsmaßnahmen genannt, auf denen das Überwachungssystem basiert:

- Materialbilanzierung,
- Räumliche Eingrenzung,
- Beobachtung.

Grundlage jeder Überwachung ist die Materialbilanzierung, d.h. der Vergleich zwischen den aufaddierten Materialein- und -ausgängen während einer Inventurperiode. Darüber hinaus sichert der Betreiber Anlagenteile und Komponenten durch räumliche Eingrenzung, z.B. durch das Anbringen von Siegeln an Behältern, um einen unerlaubten Zugriff zum spaltbaren Material zu detektieren. Beobachtungsmaßnahmen dienen schließlich dazu, um z.B. mit Kameras oder durch Personenüberwachung unerlaubte Kernmaterialbewegungen feststellen zu können /SEL 82/.

Bei der Bilanzierung kann das Ergebnis einen "Verlust" aufweisen, der jedoch noch nicht unbedingt auf eine Abzweigung schließen läßt. Beispielsweise sind die Inventarbestimmungen mit Meßungenauigkeiten behaftet (bei der Pu-Bestimmung in der Brennstofflösung im Bilanzierungstank z.B. betragen diese ca. 1 %, beim Endprodukt ca. 0,3 % /BAU 84/, die sich im Bilanzierungsergebnis niederschlagen. Weiterhin kann Material auf Oberflächen von Anlagenteilen haften, bei Betriebsstörungen können versehentlich unentdeckte Verluste stattgefunden haben, und es können Fehler in der Buchführung gemacht worden sein.

Eine wichtige Weiterentwicklung der klassischen Bilanzierung ist die Intervall- oder Nahe-Echtheit-Bilanzierung (Near-Real-Time Accountancy, NRTA), die zur Zeit noch im Entwicklungsstadium ist. Sie beruht darauf, daß der Kernmaterialbestand unter Verwendung der betriebsmäßig vorhandenen Instrumentierung bei laufender Anlage in kurzen Intervallen (z.B. im Wochenabstand) festgestellt und mit den ohnehin zeitlich unmittelbar durchgeführten Bestandsänderungsmessungen in einer Bilanz ausgewertet wird. Die NRTA leistet zweierlei: Zum einen liefert sie Informationen über das Kernmaterial, zum anderen kann durch Verfolgung und Auswertung von Trends in der laufenden Bilanzierung eine insgesamt höhere Empfindlichkeit für die Entdeckung von Materialabzweigungen erreicht werden /BAU 84/.

3.20 Haftungsfragen

Eine wesentliche Voraussetzung für die Genehmigung einer Wiederaufarbeitungsanlage ist die Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen (§ 7 Abs. 2, 3 AtG). Das Gesetz begnügt sich nicht damit, einen Haftpflichtigen festzulegen, es sorgt auch dafür, daß Ansprüche erfüllt werden können bei eventuellem Unvermögen des Haftpflichtigen.

Im Jahr 1985 wurden die haftungsrechtlichen Vorschriften des Atomgesetzes dahingehend geändert, daß die bis dahin bestehende Haftungshöchstsumme in Höhe von einer Milliarde DM wegfiel und an deren Stelle eine unbegrenzte Gefährdungshaftung trat (§ 31 AtG). Gefährdungshaftung bedeutet, daß der Geschädigte lediglich die Kausalität zwischen

Schaden und nuklearem Ereignis, nicht aber irgendein Verschulden des Inhabers nachweisen muß, um einen Schadensersatzanspruch durchsetzen zu können.

Zur Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen hat der Antragsteller Vorsorge zu treffen (Deckungsvorsorge) /VER 77b/, deren Art, Umfang und Höhe bis zu einer Höchstgrenze von 500 Millionen DM gemäß § 13 AtG von der Verwaltungsbehörde im Genehmigungsverfahren festzustellen ist. Diese Deckungsvorsorge wird in der Regel durch eine Haftpflichtversicherung erfolgen.

Gemäß § 34 AtG ist der Betreiber von Schadensersatzverpflichtungen freizustellen, soweit diese von der Deckungsvorsorge nicht gedeckt sind oder aus ihr nicht erfüllt werden können. Die Freistellungsverpflichtung beschränkt sich auf einen Höchstbetrag von einer Milliarde DM abzüglich des Betrages, über den sich die private Deckungsvorsorge beläuft. Die Freistellungsverpflichtung wird zu 75 % vom Bund und zu 25 % von dem Land getragen, von dem das nukleare Ereignis ausgegangen ist (§ 36 AtG).

4. RISIKOASPEKTE DER WIEDERAUFARBEITUNG

Eine Wiederaufarbeitungsanlage ist einerseits eine kerntechnische Anlage, andererseits eine chemische Fabrik. Bei der Analyse der Risiken der Wiederaufarbeitung liegt es daher nahe, die Wiederaufarbeitungsanlage mit anderen kerntechnischen Anlagen, vor allem mit Kernkraftwerken und mit chemischen Prozeßanlagen zu vergleichen. In der öffentlichen Diskussion werden allerdings häufig die Risiken von Kernkraftwerken und die von Chemieanlagen in unzulässiger Weise gemeinsam auf die Wiederaufarbeitung übertragen. Außerdem werden teilweise nicht die tatsächlichen Risiken der Wiederaufarbeitung betrachtet; es wird vielmehr mit Begriffen wie Risiko- oder Gefährdungspotential, z.B. ausgedrückt als Aktivitätsinventar der in der Anlage vorhandenen Stoffe, argumentiert. Dabei wird die unterschiedliche physikalisch-chemische und radiologische Qualität der vorhandenen Radionuklide meist außer acht gelassen. Wenn dann davon ausgegangen wird, daß alle vorhandenen radioaktiven Stoffe ohne Rückhaltung durch Barrieren und ohne Beachtung physikalischer Gesetzmäßigkeiten freigesetzt und vollständig vom menschlichen Organismus aufgenommen werden, gelangt man zu völlig absurden Ergebnissen. Die Unzulässigkeit diese Vorgehensweise wird in /WAG 82/ näher ausgeführt.

Zur Sicherheit von Kernkraftwerken liegen umfangreiche Risikostudien vor /RAS 75, GRS 79/. Aufbauend auf den langjährigen Betriebserfahrungen einer großen Anzahl Kernkraftwerke und anhand intensiver Untersuchungen zur Ausfallhäufigkeit von Komponenten enthalten diese Arbeiten fundierte Abschätzungen des Risikos von Kernkraftwerken. Allerdings ist man gerade bei den dominanten Unfallabläufen auf modell- und rechen-technische Simulationen angewiesen, die ständig weiterentwickelt werden /HEU 87, HOS 85/. Daher unterliegt auch die Ermittlung des Risikos von Kernkraftwerken einer weiteren Präzisierung und Absicherung.

Zur Analyse des Risikos von Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs und insbesondere der Wiederaufarbeitung stehen zwar ebenfalls langjährige Betriebserfahrungen zur Verfügung, diese sind jedoch von der Breite und der Detaillierung nicht mit den Erfahrungen bei Leichtwasserreaktoren vergleichbar. Dennoch geben zahlreiche sicherheitsbezogene und risikoorientierte Studien ein in wesentlichen Aussagen übereinstimmendes

Bild für eine Risikoabschätzung der Wiederaufarbeitung (siehe Abschnitt 4.1).

Ein direkter Vergleich der Ergebnisse dieser risikoorientierten Studien mit den Resultaten der Risikoanalysen für Kernkraftwerke ist wegen des Modellcharakters der untersuchten Wiederaufarbeitungsanlagen und wegen der unterschiedlichen Tiefe und Methodik der Untersuchungen nicht möglich. Eine Gegenüberstellung der spezifischen sicherheitstechnischen Merkmale von Wiederaufarbeitungsanlage und Kernkraftwerk gibt jedoch nähere Hinweise zur vergleichenden Einschätzung der Risiken (siehe Abschnitt 4.2).

Risikoabschätzungen für Chemieanlagen liegen bisher für einzelne spezielle Standorte und Prozeßanlagen vor /CAN 78, RIJ 82, HAU 85/. Viele chemische Prozeßanlagen unterscheiden sich deutlich von der Wiederaufarbeitungsanlage. Jeder Vergleich der Wiederaufarbeitung mit bestimmten Chemieanlagen muß daher nicht nur die nuklearspezifischen Aspekte der Wiederaufarbeitung berücksichtigen /NAT 83/, sondern auch die spezifischen Eigenschaften der jeweiligen Chemieanlage. Bei den in der Wiederaufarbeitungsanlage verwendeten Chemikalien Salpetersäure und Tributylphosphat/n-Dodekan handelt es sich nicht um chemisch besonders gefährliche Substanzen.

4.1 Vorliegende Risikobetrachtungen zur Wiederaufarbeitung

Risikobetrachtungen zur Wiederaufarbeitung stellen im allgemeinen nur einen Teil von Studien dar, die die Ermittlung von Risiken des gesamten Kernbrennstoffkreislaufs oder der Entsorgung zum Gegenstand haben.

Eine Abschätzung der Risiken des Brennstoffkreislaufs wurde in den USA vom Electric Power Research Institute (EPRI) durchgeführt /ERD 79/. Diese Studie enthält Abschätzungen des Störfallrisikos einer Modell-Wiederaufarbeitungsanlage (geplante EXXON-Anlage mit 2000 t/a Durchsatz). Es werden die Methoden der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie /RAS 75/ verwendet, um die Ergebnisse mit den dort ermittelten Kernkraftwerksrisiken vergleichen zu können. Die Weiterverarbeitung des bei der Wiederaufarbeitungsanlage gewonnenen Plutoniums zu Brenn-

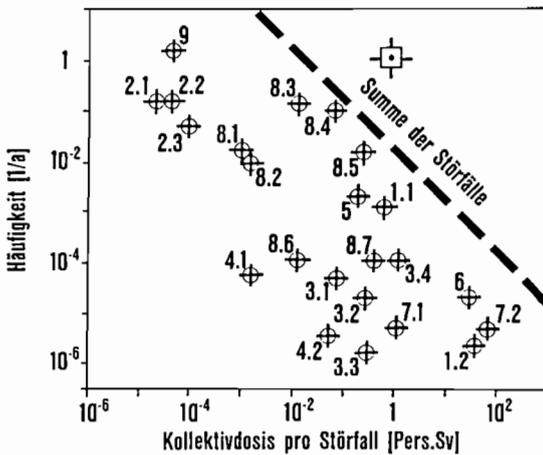
elementen wird ebenfalls untersucht. Acht Störfallsequenzen werden für die Wiederaufarbeitungsanlage mit Fehlerbaumanalysen quantitativ analysiert. Die höchsten einzelnen Beiträge zum Risiko der Wiederaufarbeitungsanlage werden durch eine Explosion bei der Kalzination von hochradioaktivem Abfall und eine Freisetzung aus einem Krypton-Lagerbehälter verursacht. Insgesamt ist jedoch das ermittelte Störfallrisiko der Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs klein gegenüber dem Störfallrisiko des Kernkraftwerks (1 %). Die EPRI-Studie enthält keine Betrachtungen zum Risiko des Normalbetriebs und der in der Anlage Beschäftigten. Außerdem sind nur zum Teil Einwirkungen von außen analysiert worden. Weiterführende Betrachtungen zum Störfallverhalten der Rückhalteinrichtungen und Filter sowie zur Ermittlung von Unsicherheitsbandbreiten müßten ergänzt werden.

Fullwood und Jackson haben Risikoanalysen zur Wiederaufarbeitung im Rahmen der Ermittlung von Risiken der Abtrennung und Transmutation von langlebigen Aktiniden durchgeführt /FUL 80, FUL 84/. Die Analyse der Wiederaufarbeitung beruht auf der Anlagenauslegung der Barnwell-Wiederaufarbeitungsanlage. Dominanter Risikobeitrag ist wiederum das Versagen eines Krypton-Lagerbehälters. Etwa zwei Zehnerpotenzen kleinere Risikobeiträge ergeben sich für einen Kritikalitätsstörfall und den Absturz eines abgebrannten Brennelements beim Transport zum Auflöser. Auch für diese Studien gelten viele der Einschränkungen zur EPRI-Analyse. Außerdem blieben die Lagerung der abgebrannten Brennelemente und des hochradioaktiven Flüssigabfalls unberücksichtigt.

Übersichten über weitere risikobezogene amerikanische Arbeiten zur Wiederaufarbeitung oder einzelner Teile finden sich in /PNL 84, POL 83/. Störfallanalysen zur Wiederaufarbeitung ohne Häufigkeitsbetrachtungen sind in /USA 74, USN 76, PAR 78/ enthalten. Die Berichte der American Physical Society /APS 78/, der National Academy of Science /NAS 82/ und der OECD /NEA 81/ ermöglichen eine Einordnung der Sicherheits- und Störfallaspekte der Wiederaufarbeitungsanlage in den Gesamtzusammenhang des Brennstoffkreislaufs und der Kernenergienutzung.

In der Bundesrepublik Deutschland wurden im Rahmen des Projekts Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE) umfangreiche methodische und analytische risikobezogene Arbeiten zur Wiederaufarbeitung durchgeführt.

Die Untersuchungen basieren auf der 1981 in Hessen geplanten Wiederaufarbeitungsanlage in Heizellen-Bauweise /PSE 85/. Zur Anlage gehrt ein Eingangslager fr abgebrannte Brennelemente in Form eines Transportbehlterlagers und eine Verglasungsanlage nach dem PAMELA-Verfahren. Es wurden in Demonstrationsrechnungen Hufigkeiten und Auswirkungen (Individual- und Kollektivdosen der Bevlkerung in der Umgebung) fr wesentliche anlageninterne Strfllmglichkeiten ermittelt. Im Rahmen des Projekts Andere Entsorgungstechniken (PAE) wurden die PSE-Ergebnisse auf ihre bertragbarkeit auf eine Modellanlage in fernbedienter Modulbauweise geprft und zum sicherheitsmigen Vergleich der Entsorgung ohne Wiederaufarbeitung verwendet /PAE 84/. Bild 22 zeigt das entsprechende Kollektivdosis-Hufigkeitsdiagramm fr die untersuchten Strflle.



- 1 Zircaloy-Spnebrand (1.1) und -Hlsenbrand (1.2) } Head-end
- 2 Barrierenausflle in der Auflserabgasstrecke }
- 3 Kritikalitt im Auflser (3.1-3.3), in homogener Lsung (3.4)
- 4 Lsungsmittelbrand } 3. Pu-Zyklus
- 5 4A-Verdampferexplosion }
- 6 1W-Verdampferexplosion } HAW-Konzentrierung
- 7 Leckage im HAWC-Pufferlager }
- 8 Barrierenausflle im Ofenabgassystem, HAW-Verglasung
- 9 Faumsturz in der Abbindezelle, MAW-Verfestigung
- bestimmungsgemer Betrieb

Bild 22:

Strflle bei der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung nach /PAE 84/

Die für die in PSE untersuchten Störfälle ermittelten Erwartungswerte der Strahlenexposition liegen deutlich unter der Strahlenexposition des bestimmungsgemäßen Betriebs der Wiederaufarbeitungsanlage (Bild 22). Die Erwartungswerte der Strahlenexposition wesentlicher Störfälle, wie Verdampferexplosion, Zirkaloy-Hülsenbrand, Kritikalität, betragen höchstens ein Zehntausendstel des Vergleichswertes der natürlichen und zivilisationsbedingten Strahlenexposition.

Bei der Störfallanalyse zeigt sich die entscheidende Bedeutung des Abgas- und Lüftungssystems. Einwirkungen von außen und der Bereich der Weiterverarbeitung des Urans und Plutoniums wurden in PSE nicht näher untersucht. Da sich die PSE-Aussagen auf eine Modellanlage beziehen, sind alle Ergebnisse als erste Orientierungen, in ihrer Tendenz jedoch als allgemein gültig anzusehen.

In /PAE 84/ wurden auch die Auswirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebs der Wiederaufarbeitung für die Bevölkerung und das Betriebspersonal im Vergleich zu anderen Anlagen des Brennstoffkreislaufs und zum Kernkraftwerk bestimmt. Es wurden, jeweils bezogen auf die erzeugte Energie von 1 GWa, Kollektivdosen berechnet, wobei im Falle der Bevölkerungsdosis sehr kleine einzelne Dosisbeiträge aufsummiert wurden. Bei dieser Vorgehensweise verursacht die Wiederaufarbeitungsanlage ohne Kryptonrückhaltung annähernd die gleiche Kollektivdosis pro GWa wie die Kernkraftwerke. Die Beiträge der übrigen Teile des Brennstoffkreislaufs sind klein. Die Kollektivdosis des Betriebspersonals pro GWa ist etwa sieben mal höher als die entsprechende Kollektivdosis der Bevölkerung; hier dominiert der Beitrag der Kernkraftwerke mit etwa 75 % des Gesamtbetrags. Alle berechneten Strahlenexpositionen der Entsorgungsanlagen sind sehr klein im Verhältnis zur Schwankungsbreite der natürlichen Strahlung.

Trotz unterschiedlicher Voraussetzungen und Vorgehensweisen können aus den vorliegenden Risikobetrachtungen einige allgemeine Schlüsse gezogen werden:

1. Das Risiko der Wiederaufarbeitung für die Bevölkerung wird durch die Ableitungen im bestimmungsgemäßen Betrieb bestimmt. Die auftretende Kollektivdosis wird hauptsächlich durch die Ableitung von Tritium, Kohlenstoff-14 und Krypton-85 hervorgerufen (Jod-129 wird weitgehend

zurückgehalten). Die durch die Ableitungen mit dem Abwasser verursachte Kollektivdosis der am Meer gelegenen Wiederaufarbeitungsanlagen (Sellafield, La Hague) ist in den vorliegenden Arbeiten bisher nicht analysiert worden.

2. Das Risiko von Störfällen in der Wiederaufarbeitung ist deutlich kleiner als das Risiko des Normalbetriebs und liegt unter dem Störfallrisiko von Kernkraftwerken.
3. Das Gesamtrisiko der Wiederaufarbeitung macht lediglich einen geringen Bruchteil des natürlichen und zivilisationsbedingten Strahlenrisikos aus.

4.2 Vergleich sicherheitstechnischer Merkmale von Kernkraftwerk und Wiederaufarbeitungsanlage

Zwischen einem Kernkraftwerk und einer Wiederaufarbeitungsanlage bestehen erhebliche Unterschiede, die bei einer Abschätzung der Störfallrisiken dieser Anlagen berücksichtigt werden müssen. Zwar ist die gesamte Aktivität der in einem 1300 MWe-Druckwasserreaktor enthaltenen radioaktiven Stoffe dem Gesamt-Aktivitätsinventar einer Wiederaufarbeitungsanlage, wie sie für Wackersdorf geplant ist, annähernd gleich. Ein großer Teil der radioaktiven Stoffe im Kernkraftwerk ist jedoch kurzlebig, allerdings leicht flüchtig (radioaktives Jod, Edelgase). Die Wiederaufarbeitung beinhaltet vor allem mittel- bis langlebige, bis auf Kr-85, H-3, C-14 und J-129 nicht flüchtige radioaktive Stoffe (Tabelle 8). Zu beachten ist dabei, daß im eigentlichen Wiederaufarbeitungsprozeß nur wenige Prozent der gesamten Radioaktivität anwesend sind; der größte Teil der radioaktiven Stoffe befindet sich in den eingelagerten Brennelementen und im verglasten radioaktiven Abfall. Beim Kernkraftwerk ist die gesamte Radioaktivität im Reaktorkern konzentriert, der durch aktive Systeme gekühlt werden muß.

Vergleicht man die Betriebsbedingungen in einem Druckwasserreaktor und in der Wiederaufarbeitungsanlage, so wird deutlich, daß sicherheitsmäßig gänzlich unterschiedliche Bedingungen vorliegen (Tabelle 9). Gegenüber dem Kernkraftwerk sind die Temperaturen, Drücke und die Leistungsdichten in einer Wiederaufarbeitungsanlage mit Ausnahme weniger Komponenten erheblich niedriger. Lediglich die Verglasung ($T = 1100 \text{ }^\circ\text{C}$)

Tab. 8:

Aktivitätsvergleich Kernkraftwerk - Wiederaufarbeitung /THO 84/

	Einheit	KKW	WA
Krypton, Xenon	(Bq)	$4,8 \cdot 10^{19}$	$7 \cdot 10^{17}$
Jod	(Bq)	$4,5 \cdot 10^{19}$	$2 \cdot 10^{13}$
davon I-131	(Bq)	$4 \cdot 10^{18}$	
Cäsium-134, -137	(Bq)	$8,5 \cdot 10^{17}$	$5 \cdot 10^{19}$
Strontium-90	(Bq)	$2,6 \cdot 10^{17}$	$2,8 \cdot 10^{19}$
Plutonium	(Mg)	1	20 ¹⁾
Gesamtaktivität	(Bq)	$5,2 \cdot 10^{20}$	$0,7-2,5 \cdot 10^{20}$ 2)

1) ~ 3 Mg im Verarbeitungsprozeß

2) $\sim 4 \cdot 10^{17}$ Bq im Verarbeitungsprozeß

Tab. 9:

Kenndatenvergleich Kernkraftwerk - Wiederaufarbeitung /THO 84/

	Kenndaten	
	KKW	WA
Temperaturen (°C)	~ 300	< 135 , Verglasung < 1150
Druck (MPa)	16	0,1
Leistungsdichte (kW/l)	~ 100	$< 0,01$
Kernbrennstoff	Feststoff	Feststoff, Lösung
Neutronenbilanz	kritisch	unterkritisch

läuft bei hoher Temperatur ab. Damit stehen vom Prozeß her in einer Wiederaufarbeitungsanlage wesentlich geringere Energien für eine störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe zur Verfügung als bei einem Kernkraftwerk.

Bis auf die Störfälle Explosion und Kritikalität entwickeln sich Störfälle in einer Wiederaufarbeitungsanlage über längere Zeiträume (Stunden bis Tage). Die für korrigierende Eingriffe zur Verfügung stehende Zeit ist damit im allgemeinen lang verglichen mit Eingriffszeiten beim Kernkraftwerk, die im Minutenbereich liegen.

Bei der Wiederaufarbeitung werden die abgebrannten Kernbrennstoffe zerschnitten und aufgelöst. Damit liegen die radioaktiven Stoffe in Form von Lösungen vor. Diese Lösungen sind ebenso wie die im Prozeß verwendeten Säuren korrosiv. An die Prozeßtechnik und Auslegung einer Wiederaufarbeitungsanlage werden daher besondere Anforderungen zur Vermeidung und Eingrenzung von Leckagen gestellt. Eine erheblich höhere Bedeutung als im Kernkraftwerk haben auch die Einrichtungen der Abgasreinigung einer Wiederaufarbeitungsanlage. Im Kernreaktor wird die Neutronenbilanz durch Steuer- und Abschalteneinrichtungen kontrolliert und begrenzt. Da die Kernbrennstoffe in der Wiederaufarbeitungsanlage meist in gelöster Form vorliegen, muß die Kontrolle der Unterkritikalität durch andere konstruktive und organisatorische Maßnahmen sichergestellt werden.

Insgesamt zeigt der Vergleich wesentlicher sicherheitstechnischer Merkmale, daß für eine Abschätzung der Risiken beider Anlagen die spezifischen Gegebenheiten von Kernkraftwerk und Wiederaufarbeitungsanlage im einzelnen berücksichtigt werden müssen.

5. SICHERHEIT VON TRANSPORTEN ZUR UND VON DER WIEDER-
AUFARBEITUNGSANLAGE

Mit dem Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage sind umfangreiche Transporte radioaktiven Materials zur Einbeziehung der Anlage in den Brennstoffkreislauf und zur Beseitigung der anfallenden radioaktiven Abfälle verbunden. Insbesondere gilt dies, wenn sich die einzelnen Teilanlagen (Zwischenlager, Wiederaufarbeitung, Brennelementfabrik, Endlager) an verschiedenen Standorten befinden.

Im wesentlichen sind für den Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage folgende radioaktiven Stoffe zu transportieren:

- Als Eingangsstoffe:
abgebrannte Brennelemente vom Kernkraftwerk zur Wiederaufarbeitungsanlage
- Als Ausgangsstoffe:
 - Die wiederverwertbaren Produktstoffe Plutonium (als Plutoniumoxid, Plutoniumnitrat oder als fertige Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX)-Brennelemente) und Uran (in Form von Uranylinitrat), welche zur Weiterverarbeitung (Konversion, Anreicherung, Brennelementfabrik) bzw. direkt zum Kernkraftwerk transportiert werden,
 - konditionierte leicht-, mittel- und hochradioaktive Abfälle, die zum Zwischen- oder Endlager transportiert werden.

Diese Transporte erfolgen in der Bundesrepublik Deutschland vor allem mit Straßenfahrzeugen oder mit der Bahn.

Um die Sicherheit bei Transporten von radioaktiven Stoffen zu gewährleisten, wurden schon frühzeitig von der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEA) in Wien Empfehlungen über die sichere Beförderung von radioaktiven Stoffen ausgearbeitet, die in der Safety Series No. 6 (Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials) veröffentlicht wurden /IAEA 85/.

Daß das entwickelte Transportsystem (Verpackung und dazugehörige Vorschriften und Bestimmungen) den Anforderungen gerecht wird, zeigt die bisherige gute Erfahrung mit Transporten von radioaktiven Stoffen

(weltweit werden zur Zeit jährlich etwa 10 Mio. Versandstücke mit radioaktivem Inhalt befördert), nach der bisher keine Person durch einen derartigen Unfall einen ernsten Strahlenschaden erlitten hat /RID 86/.

5.1 Gesetzliche Anforderungen

5.1.1 Verkehrsrechtliche Bestimmungen

Der Transport radioaktiver Stoffe unterliegt dem Gesetz über die Beförderung gefährlicher Güter /GES 80c/ und den darauf basierenden Verordnungen. Danach gelten für die Beförderung auf den einzelnen Verkehrsträgern (Straße, Schiene, Wasser, Luft) jeweils spezielle nationale und internationale Vorschriften. Die wichtigsten nationalen Verordnungen sind die Gefahrgutverordnung Straße (GGVS) /GGVS 85/ und die Gefahrgutverordnung Eisenbahn /GGVE 85/. Ihnen entsprechen international das Europäische Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR) /ADR 76/ und die Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter (RID) /RID 80/. Allen diesen Vorschriften gemeinsam ist eine Unterteilung der infrage kommenden Transportgüter nach Art und Eigenschaften in verschiedene Klassen, für die jeweils spezielle Sicherheitsmaßnahmen gefordert werden. Eine dieser Klassen bilden die radioaktiven Stoffe. Die hierfür anzuwendenden Sicherheitsmaßnahmen sind weitgehend von den schon erwähnten IAEA-Empfehlungen geprägt, so daß eine weitreichende Übereinstimmung in Art und Anwendung der Sicherheitsmaßnahmen auch beim grenzüberschreitenden Verkehr gewährleistet ist. Ziel der Sicherheitsmaßnahmen ist es, die radioaktiven Stoffe derart geschützt zu verpacken, daß im Normalbetrieb wie auch bei Unfällen während des Transports eine Gefährdung von Personen oder der Umwelt, z.B. durch Freisetzen der radioaktiven Stoffe in die Umgebung, ausgeschlossen werden kann. Diese Forderung nach sicherem Einschluß auch bei Einwirkung durch Unfälle führte zu strengen Anforderungen an die Verpackungen.

Die höchsten Anforderungen gelten für sogenannte Typ-B-Versandstücke. Sie sind deshalb geeignet für den Transport von hochradioaktiven Stoffen und Kernbrennstoffen. Baumuster dieser Versandstücke werden zur

Gewährleistung der Unfallsicherheit besonderen Prüfungen unterworfen und müssen behördlich zugelassen werden. Die Transporte der hochradioaktiven Stoffe von und zur Wiederaufarbeitungsanlage erfolgen in derartigen Typ-B-Verpackungen /HEU 81/.

5.1.2 Atomrechtliche Bestimmungen

Zusätzlich zu den verkehrsrechtlichen Vorschriften sind in der Bundesrepublik Deutschland auch die atomrechtlichen Vorschriften einzuhalten. Danach ist eine Genehmigung erforderlich, wenn Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe, die eine sogenannte Großquelle bilden, außerhalb des Anlagenbereiches einer kerntechnischen Anlage befördert werden. Die atomrechtliche Genehmigung wird nur dann erteilt, wenn die verkehrsrechtlichen Voraussetzungen eingehalten und die zusätzlichen atomrechtlichen Bestimmungen erfüllt sind.

Die atomrechtliche Genehmigung wird von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) in Braunschweig im Auftrag des Bundes erteilt, während die übrigen Beförderungsgenehmigungen durch die jeweils zuständigen Landesbehörden erfolgen. Auch die atomrechtliche Aufsicht über die Beförderungsvorgänge obliegt (mit Ausnahme der Beförderung durch die Deutsche Bundesbahn im Schienen- und Schiffsverkehr) der jeweils zuständigen Landesbehörde.

Die Schadenshaftung gegenüber Dritten bei Unfällen ist ebenfalls durch atomrechtliche Bestimmungen geregelt. Eine Vereinheitlichung im internationalen Bereich ist dadurch gegeben, daß die nationalen Bestimmungen im wesentlichen auf dem Pariser Übereinkommen /PAR 76/ basieren. Darin ist festgelegt, daß der Inhaber einer nuklearen Anlage auch für die Schäden beim Transport der radioaktiven Stoffe zur und von der Anlage haftet.

5.2 Transport von abgebrannten Brennelementen

Zur Entsorgung eines Kernkraftwerkes der 1000 MWe-Klasse müssen im Jahr ca. 30 t abgebrannte Brennelemente (etwa 1/3 des Kerns) gegen neue ausgetauscht und nach einer gewissen Abklingzeit abtransportiert

werden. Zum Transport werden schwere Spezialbehälter mit Typ-B-Zulassung verwendet. Die Transporte erfolgen in der Bundesrepublik Deutschland zum größten Teil per Bahn, teilweise per LKW und Fähre nach Frankreich (Cap de La Hague) und England (Sellafield) bzw. zur WAK nach Karlsruhe. 1983 wurden insgesamt 100 derartige Transporte durchgeführt /BMI 83c/.

Für die Belieferung einer großtechnischen Wiederaufarbeitungsanlage, wie z.B. der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf, die etwa 350 t/a Kernbrennstoff aufarbeitet /DWK 83/, sind zum Antransport der ca. 1450 abgebrannten Brennelemente (SWR- und DWR-Elemente) etwa 100 bis 200 Transporteinheiten jährlich (abhängig von der verwendeten Behältergröße) erforderlich. Heute eingesetzte bzw. entwickelte Transportbehälter wiegen je nach Typ ca. 20 - 120 t und enthalten z.B. 3 (Typ TN8), 4 (CASTOR 1a oder 1b), 9 (Typ TN1300) bis 24 (in Planung befindlicher Behältertyp) abgebrannte DWR-Brennelemente.

Gemeinsam ist den Transportbehältern, daß sie für die erforderliche Strahlenabschirmung einen dickwandigen Mantel aus Stahl haben, zum Teil mit einer zusätzlichen Schicht aus Blei. Mit der aus Strahlenschutzgründen erforderlichen großen Wandstärke ist gleichzeitig ein guter Schutz gegen Einwirkungen von außen gegeben (mechanische Belastung, Feuer). Zur Abschirmung der Neutronen wird teilweise Wasser, das zugleich Kühlmittel ist, verwendet (nasser Transport) oder Kunststoff im oder am Behältermantel (trockener Transport). Zur Abfuhr der Zerfallswärme an die Umgebung weist der Behältermantel stabile Kühlrippen auf. Verschlossen werden die Behälter mit einem Doppeldeckelsystem mit Dichtungen und einer dazwischenliegenden überwachbaren Sperrzone.

Infolge des großen Gewichts und der großen Abmessungen können die meisten Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente nur auf Spezialwaggons der Eisenbahn oder speziellen Tiefladern auf der Straße transportiert werden.

5.3 Transport von Kernbrennstoffen

Aus der Wiederaufarbeitungsanlage werden die wiederverwertbaren Produktstoffe (Kernbrennstoffe) Uran und Plutonium zur Weiterverarbeitung bzw. zum Wiedereinsatz im Kernkraftwerk abtransportiert.

Pro Entsorgung eines 1000 MWe Kernkraftwerkes fallen im Jahr etwa 28,6 t rückführbares Uran und etwa 270 kg Plutonium an. Eine Wiederaufarbeitungsanlage der Größe der WAW produziert daher ca. 500 t rückführbares Uranylнитrat und etwa 6 t Plutonium im Jahr /DWK 83/. Ist der Wiederaufarbeitungsanlage eine Mischoxid-Brennelementfertigung angegliedert - wie z.B. bei der geplanten WAW -, wird das Plutonium in Form von fertigen MOX-Brennelementen zum Wiedereinsatz im Kernkraftwerk abtransportiert. Entsprechend der Planung der WAW sind dies etwa 200 bis 250 DWR-MOX-Brennelemente pro Jahr. Transporte von MOX-Brennelementen erfolgen derzeit in Typ-A-Transportbehältern in einem Sicherungsfahrzeug, wobei die Gesamtanordnung Typ-B-Qualität aufweist. In Zukunft sollen die Transporte in Typ-B-Behältern durchgeführt werden.

Uranylнитratlösung wird zur Weiterverarbeitung in Spezialbehältern (z.B. Behältertyp TN20 oder Typ Safrap mit ca. 3 m³ Inhalt) transportiert, die als widerstandsfähige Industrieverpackung ausgeführt sind. Infolge des geringen Gehalts an U-235 ($\leq 1\%$) sind die Versandstücke in beliebiger Anzahl und Anordnung unter allen vorhersehbaren Umständen während der Beförderung kritikalitätssicher.

Das ebenfalls in salpetersaurer Form anfallende Plutonium kann entweder direkt als Nitrat oder nach Konversion zu PuO₂-Pulver zu einer Mischoxid-Brennelementfabrik gebracht werden. Hierzu werden der physikalisch-chemischen Form entsprechende Spezialbehälter mit Typ-B-Zulassung verwendet. Diese Behälter entsprechen dem Mehrfachbarrierenkonzept, wobei der Transportgutbehälter (1. Containment) den sicheren Einschluß im Normalbetrieb und der Innenbehälter (2. Containment) den sicheren Einschluß bei Störfällen sicherstellt. Der zusätzliche Außenbehälter dient dem mechanischen und thermischen Schutz und der Abstandshaltung zur Sicherung der Unterkritikalität.

Für den Transport von Plutoniumnitrat werden in der Bundesrepublik Deutschland zur Zeit sogenannte 18-B-Behälter für die Transporte von

der WAK, Karlsruhe, zur ALKEM, Hanau, eingesetzt. Ein 18-B-Behälter faßt etwa 9 l Nitrat mit maximal 3 kg Plutonium und wiegt insgesamt etwa 200 kg. Der Transport von Plutonium erfolgt in der Bundesrepublik Deutschland mit einem speziellen gepanzerten Sicherungsfahrzeug.

Spezialbehälter bis 200 l Nitrat mit bis zu 100 kg Plutonium (19 t Gesamtgewicht) werden in England für den Transport zwischen Dounreay und Sellafield eingesetzt (Typ UK-250). Für den Transport von PuO_2 -Pulver werden in den USA sogenannte 6-M-Container oder Behälter vom Typ LLD-1 mit einem Stahlrohrgestell zur Abstandhaltung (mit jeweils 4,5 kg Inhalt) verwendet. Die französische Behälterreihe der Typen FS 51, 52, 47 mit gegenüber dem 6-M-Container höherer mechanischer und thermischer Belastbarkeit wird für die Transporte von La Hague eingesetzt (mit maximal 13 kg PuO_2 Inhalt) /TAN 85/.

5.4 Transport von Abfällen

Die bei der Wiederaufarbeitung anfallenden radioaktiven Abfälle werden im allgemeinen innerhalb der Anlage zu Endabfallgebinden verarbeitet. Schwach- bis mittleradioaktive Abfälle werden durch Einbindung in geeignete Füllstoffe wie Beton und Bitumen in eine feste Form überführt. Hochradioaktive Abfälle werden durch Verglasung verfestigt. Die Abfallgebinde werden vor dem Abtransport in ein Endlager auf dem Anlagengelände in Pufferlagern zwischengelagert.

Für den Transport von HAW und MAW werden in Abhängigkeit von den vorliegenden radioaktiven Stoffen Spezialbehälter als Typ-B-Verpackung eingesetzt. Zur Einhaltung der zulässigen Dosisleistung an der Außenseite der Transportbehälter werden, z.B. bei MAW-Rollreifenfässern, zusätzliche Betonabschirmungen, wiederverwendbare Abschirmbehälter oder auch Sammelbehälter zur Aufnahme mehrerer Abfallfässer verwendet. Zum Transport des verfestigten schwachradioaktiven Abfalls dienen widerstandsfähige Industrieverpackungen, z.B. Rollreifenfässer mit 200 oder 400 l Fassungsvermögen, wobei ebenfalls Sammelbehälter eingesetzt werden können /HEU 81/.

5.5 Bisherige Erfahrungen

Seit Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie wurden weltweit über 15 000 Transporte bestrahlter Brennelemente durchgeführt /ENS 84/. Diese Transporte sind vor allem auf der Schiene, in kleinerem Umfang aber auch auf der Straße und per Schiff abgewickelt worden. Für den Transport bestrahlter Brennelemente aus Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland sollen exemplarisch die Zahlen des Jahres 1983 wiedergegeben werden. Danach wurden im genannten Jahr insgesamt 100 derartige Transporte durchgeführt, davon 14 per LKW, 56 per Bahn, 14 per Bahn und Fähre und 16 per Bahn und LKW.

In der Bundesrepublik Deutschland werden jährlich schätzungsweise 400 000 Versandstücke mit radioaktiven Stoffen, meist aus dem medizinischen Bereich, befördert. Auf den von der PTB genehmigungspflichtigen Transport von Kernbrennstoffen entfällt davon mit jährlich ca. 1500 Transporten nur ein geringer Teil.

Plutonium wird im wesentlichen in Form von Plutoniumoxidpulver und Mischoxid-Brennelementen transportiert. Zwischenfälle oder Verkehrsunfälle haben sich dabei bis heute nicht ereignet /TAN 85/. Plutoniumnitrat wurde in über 100 Transporten von der WAK, Karlsruhe, zu ALKEM, Hanau, transportiert. Daneben erfolgen Transporte von Plutoniumoxid aus Frankreich, Belgien und England /TAN 85/.

In Großbritannien wird Plutonium als Nitratlösung seit 1981 regelmäßig von Dounreay nach Sellafield über Straße und Fährschiff in Spezialbehältern vom Typ UK-250 mit ca. 50 kg Plutonium in 250 l salpetersaurer Lösung befördert. Bis heute sind dabei keine negativen Erfahrungen bekanntgeworden /TAN 85/.

In den USA werden jährlich rund 2,5 Millionen Versandstücke mit radioaktivem Inhalt transportiert. Darunter befinden sich rund 18 000 Abfallgebinde und 300 Behälter mit bestrahlten Brennelementen. Im Zeitraum von 1971 bis 1981 waren beim Transport radioaktiver Stoffe insgesamt 108 Unfälle zu verzeichnen. In 4 Fällen waren dabei Transportbehälter für bestrahlte Brennelemente beteiligt, 2 Unfälle ereigneten sich beim Transport leerer Behälter. Bei keinem der Unfälle sind durch Einwirkung radioaktiver Strahlung Menschen zu Schaden gekommen /JEF 85/.

Die beim Transport von radioaktiven Stoffen gemeldeten Vorkommnisse in der Bundesrepublik Deutschland werden jährlich im Bericht des Bundesministeriums des Innern, bzw. jetzt des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit "Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung" veröffentlicht. Im Schnitt waren dabei zwei Unfälle pro Jahr zu verzeichnen, bei denen jedoch bisher in keinem Fall eine bemerkenswerte Strahlenexposition von Personen auftrat.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß es beim Transport bestrahlter Brennelemente und von Plutonium in der westlichen Welt bisher keine unfallbedingten Freisetzungen radioaktiver Stoffe, geschweige denn Körperschäden oder gar Todesfälle durch Einwirkung radioaktiver Strahlung gegeben hat /LEN 85, CUR 84/. Auch beim Transport schwachradioaktiver Stoffe, bei dem es gelegentlich bei Unfällen zu geringfügigen Freisetzungen radioaktiver Stoffe kam, sind hierdurch bedingte Körperschäden nicht bekanntgeworden. Es ist interessant, in diesem Zusammenhang einen Vergleich mit den Erfahrungen beim Transport sonstiger gefährlicher Güter anzustellen. Beispielsweise wurden allein in den USA innerhalb der letzten 40 Jahre 1100 Menschen beim Transport von Benzin getötet. Ähnliche Schadenszahlen sind für den Transport von Chlor, Ammoniak, PVC und anderen gefährlichen Stoffen bekannt /JEF 85/.

5.6 Risikoanalysen zum Transport

Die Ermittlung des Risikos von Transporten zwischen den einzelnen Stationen des nuklearen Brennstoffkreislaufs war speziell in den USA in den siebziger Jahren das Thema einer Vielzahl von Untersuchungen. Als wichtigste davon sind die Studien WASH-1238 /USA 72/, NUREG-0170 /USN 77/, NUREG/CR-0743 /FIN 80/ und die im Rahmen der "Transportation-Safety-Study" erschienenen Berichte, welche bei den Pacific North West Laboratories (PNL) in Richland durchgeführt wurden /MCS 75, MCS 76, HAL 77, ELD 78, ELD 81/, zu nennen.

Weitere Veröffentlichungen über Risiko- und Sicherheitsabschätzungen im Zusammenhang mit Verpackung und Transport radioaktiver Stoffe finden sich in den Tagungsberichten des etwa alle drei Jahre stattfindenden

internationalen Symposiums über Verpackung und Transport von radioaktivem Material (PATRAM), z.B. in /PAT 80/. Speziell für europäische Verhältnisse von Bedeutung sind eine von Transnuklear, Hanau, durchgeführte Studie zum Transport von Plutonium /ANS 80/ und eine Schwachstellen- und Risikoabschätzung des Battelle Instituts, Frankfurt /HAR 79/.

Neben diesen Untersuchungen, die ausschließlich die Betrachtung von Transporten zum Gegenstand haben, sind auch Risiko- und Sicherheitsabschätzungen zu Transporten in Studien enthalten, die den gesamten Brennstoffkreislauf bzw. die Entsorgung untersuchen. Insbesondere sind hierbei die amerikanischen Studien des EPRI /EPRI 79/ und von Fullwood /FUL 80/ sowie die deutschen Arbeiten des PSE /PSE 84/ und PAE /LOS 86/ zu nennen. Von Motor Columbus wurde der Transport von Plutonium untersucht. Diese schweizerische Arbeit kommt zu dem Schluß, daß das theoretische Risiko von Plutoniumtransporten nur etwa 0,1 % des Gesamtrisikos der Kernenergienutzung mit Plutoniumrezyklierung beträgt, wobei die chemische Form des Plutoniums das Risiko kaum beeinflußt /TAN 85/.

Im folgenden werden einige Ergebnisse der wichtigsten amerikanischen und deutschen Studien dargestellt.

Eine differenzierte Untersuchung des Transportes von radioaktivem Material wurde in den "Transportation-Safety-Studies" vorgenommen. Ein Ziel dieser Studien war die Erstellung einer konsistenten Methode, um die Risiken des Transportes für eine Reihe von energieerzeugenden Systemen abschätzen zu können. Analysen auf dieser Basis können daher direkt miteinander verglichen werden. Untersucht wurden unter anderem der Transport abgebrannter Brennelemente und von Plutonium auf Straße /MCS 75, ELD 78/ und Schiene /HAL 77, ELD 81/. Die Berichte beziehen sich auf ein Transportaufkommen in den USA Mitte der 80er Jahre bei einem Ausbau des Kernenergieprogramms auf eine Leistung von 100 GWe. Betrachtet werden Freisetzungen durch die bei Unfällen wirkenden Kräfte sowie durch Fehler beim Verschließen der Verpackungen.

Beim Transport von Plutonium ergibt sich der Hauptbeitrag zum Risiko durch Verlust der Wärmeisolierung bei Brandeinwirkung auf einen Plutoniumnitratbehälter. Das Risiko des Transportes abgebrannter Brenn-

elemente entspricht etwa dem des Transportes von Plutoniumoxid. Der Hauptbeitrag resultiert hier aus Stoßbelastung und nachfolgender Brandeinwirkung. Unfälle mit nicht vorschriftsmäßiger Verpackung tragen zu 3 % zum Gesamtrisiko bei. Insgesamt ist das Risiko von Transportunfällen mit den betrachteten radioaktiven Stoffen sehr klein gegenüber anderen natürlichen oder zivilisatorischen Risiken.

Im Rahmen des Forschungs- und Entwicklungsprogramms der Europäischen Gemeinschaft von 1975 bis 1979 wurde in /ANS 80/ die Auswirkung des Plutoniumtransportes für eine Plutoniumrezyklierung in Leichtwasserreaktoren untersucht. Hierzu wurden die möglichen Freisetzungen radioaktiven Materials bei Transportunfällen der in Europa üblichen Transportbehälter für Brennelemente und Plutonium abgeschätzt. Basis der Untersuchung war die jährliche Rückführung von 15 t spaltbaren Plutoniums (etwa Gesamt-Plutoniummenge 24 t) in Leichtwasserreaktoren. Dabei sind 68 t Plutonium auf insgesamt 500 000 km öffentlicher Straße zu transportieren. Neben mechanischen und thermischen Belastungen und deren Kombination wurden auch mechanische Defekte an den Behältern und menschliche Fehler in die Betrachtung einbezogen. Die Studie kommt zu dem Ergebnis, daß der größte Beitrag des Risikos vom Transport abgebrannter Brennelemente stammt, gefolgt vom Transport unbestrahlter Mischoxid-Brennelemente. Relativ gering sind die Beiträge des Transportes von Plutoniumoxid, von plutoniumhaltigem Abfall und von Plutoniumnitrat.

Untersuchungen zum Transport im deutschen Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE) /PSE 84/ befassen sich im wesentlichen mit dem Verkehrsträger Schiene. Untersucht wurden Transporte mit abgebrannten Brennelementen, verglastem hochradioaktiven Abfall (Glaskokillen), Uranylinitratlösung, Plutoniumoxid und schwachradioaktivem Abfall. Als Ergebnis werden für unterschiedliche Entsorgungsstrategien die Normalbetriebsdosis (Kollektivdosis) und die Störfalldosis für die Bevölkerung angegeben. Für den Normalbetrieb ergibt sich je nach Entsorgungskonzept eine Kollektivdosis von etwa 0,6 bis 2 Personen Sv/a. Transporte abgebrannter Brennelemente tragen nur im Promillebereich zu dieser Kollektivdosis bei und zwar sowohl im Normalbetrieb als auch bei Störfällen. Den größten Anteil zur Kollektivdosis liefern die Transporte der Abfälle. Gegenüber der Kollektivdosis bei Normalbetrieb

ist die Störfalldosis mit weniger als 1 % von untergeordneter Bedeutung. Diese Ergebnisse werden in der Tendenz von anderen Untersuchungen bestätigt (z.B. /USN 77/.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß alle Untersuchungen übereinstimmend das Risiko von Transporten, die im Zusammenhang mit dem Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage stehen, als gering im Vergleich zu anderen natürlichen und zivilisatorischen Risiken einschätzen. Das Normalbetriebsrisiko ist dabei größer als das Störfallrisiko, d.h. das Risiko eines radiologischen Schadens infolge eines Verkehrsunfalles. Generell ist anzumerken, daß angesichts der kleinen Einzelbeiträge zu den berechneten Kollektivdosen und der Schwierigkeit, das von Transportrisiken betroffene Personen-Kollektiv festlegen zu können, der Anwendungsbereich des Kollektivdosisbegriffs in den Studien überschritten wird. Zur Ableitung von Aussagen über radiologische Schäden sind daher die Ergebnisse untauglich.

LITERATUR

- /ADR 76/ Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR) vom 30.9.1957 in der Fassung von 29.7.1968 (BGBl. II, Anlagenband zu Nr. 54), zuletzt geändert am 17.2.1976 (BGBl. II, S.293)
- /ALL 79/ Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer (Richtlinie zu § 45 StrISchV), 15.8.1979 (GMBI. 1979, S.371)
- /AMA 79/ Amaury, P., C. Jouannaud, und F. Niezborala:
Safety Problems in the Industry of Fuel Reprocessing.
ENC, Hamburg, May 1979
- /ANS 80/ Anspach, W., und K. Schneider:
Environmental Impact of Plutonium Transportation in the Event of Accidents - Estimation of Potential Releases.
EUR 6938 EN, 1980
- /APS 78/ American Physical Society:
Report to the American Physical Society of the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management.
Rev. of Mod. Physics, Vol. 50, No. 1, Part II, January 1978
- /ASR 76/ Arbeitsstätten-Richtlinien (ASR)
Bundesminister für Arbeit und Sozialordnung
ASR 10/1 vom April 1976, ASR 17/1.2 vom September 1976
- /ATW 85/ Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland.
Atom + Strom 31, 2, S. 37, März/April 1985
- /ATW 86/ Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland.
Atom + Strom, 32, 2, S. 39, März/April 1986

- /AUC 84/ Auchapt, P., et al.:
Development of a Continuous Dissolution Process for the
New Reprocessing Plants at La Hague.
Fuel Reprocessing and Waste Management, Jackson, Wyoming,
26.-29.8.84
- /AYC 85/ Aycoberry, C.:
Present Status und Prospects for Reprocessing.
Proc. of 5th Pacific Basin Nuclear Conf., Seoul, May 1985
- /BAA 80/ Baatz, H., K. Janberg, und D. Rittscher:
CASTOR Casks: A New System for Transport and Storage of
Spent Fuel Elements.
PATRAM 80, p. 235, Berlin, November 1980
- /BAU 84/ Baumgärtel, G., K.-L. Huppert, und E. Merz:
Brennstoff aus der Asche.
Girardet, ETV, Essen, Gräfelting, 1984
- /BAU 78,80/ Baumgärtner, F. (Hrsg.):
Chemie der Nuklearen Entsorgung. Teil I-III.
Thiemig-Taschenbücher Bd. 65, 66, 91; 1978, 1980
- /BEE 85/ Beer, O., G. Schlosser, und F. Spielvogel:
Experience with Thermal Recycle of Plutonium and Uranium.
Proc. from the 5th Pacific Basin Nuclear Conf., Seoul,
May 1985
- /BMFT 77/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie:
Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie.
Bonn, 1977
- /BMFT 81/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie:
Statusseminar zur Mehrfachrezyklierung von Plutonium und
Uran in thermischen Reaktoren.
Bonn, Oktober 1981
-

- /BMI 76-83/ Der Bundesminister des Innern:
Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung.
Jahresberichte 1976 - 1983.
- /BMI 81/ Der Bundesminister des Innern:
Übersicht über besondere Vorkommnisse der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) 1971 - 1980.
Dezember 1981
- /BMI 83a/ Der Bundesminister des Innern:
Bericht der Bundesregierung zur Entsorgung der Kernkraftwerke und anderer technischer Einrichtungen.
24. August 1983
- /BMI 83b/ Der Bundesminister des Innern:
Bekanntmachung einer Empfehlung der Strahlenschutzkommission zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei einer Wiederaufarbeitungsanlage.
15. Juni 1983
- /BMI 83c/ Der Bundesminister des Innern:
Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung.
Jahresbericht 1983
- /BUN 85/ Bulletin der Bundesregierung, Nr. 8, S. 66, 25.1.1985
- /CAN 78/ Her Majesty's Stationary Office:
Canvey: an investigation of potential hazards from operations in the Canvey Island/Thurrock area.
London, 1978
- /CEC 83/ Commission of the European Communities:
Radioactive Effluents from Nuclear Power Stations and Nuclear Fuel Reprocessing Plants in the European Community. Discharge Data 1976-1980.
March 1983
- /CUR 84/ Curtis, H., G.B. Mummery, und A. Salom:
Transport of Spent Nuclear Fuel - International and UK.
Nuclear Europe 5/1984

- /CSSN 82/ Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire:
Rapport du groupe de travail sur la gestion des combustibles irradiés.
Paris, 1.12.1982 (Castaing-Bericht)
- /DIN 81/ DIN 4149, Teil 1: Bauten in deutschen Erdbebengebieten:
Lastannahmen, Bemessung und Ausführung üblicher Hochbauten.
April 1981
- /DIN 83/ DIN 25403, Teile 1-8, 1975-1983
- /DIR 77/ Schreiben von W. J. Dircks, NFS an S. N. Lundine,
March 2, 1977
- /DWK 83/ Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK):
Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf: Sicherheitsbericht.
August 1983
- /ELD 78/ Elder, H.K., et al.:
An Assessment of the Risk of Transporting Spent Nuclear Fuel by Truck.
PNL-2588, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, November 1978
- /ELD 81/ Elder, H.K., et al.:
An Assessment of the Risk of Transporting Spent Nuclear Fuel by Train.
PNL-2682, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, September 1981
- /ENS 84/ European Nuclear Society:
Safe Transport of Spent Nuclear Fuel.
Nuclear Europe 5/1984
-

- /EPRI 79/ Electric Power Research Institute:
Status Report on the EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment.
EPRI NP-1128, July 1979
- /ERD 79/ Erdmann, R.C., et al.:
Status Report on the EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment.
EPRI NP-1128, July 1979
- /EUR 75/ Gründungsvertrag der europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) vom 25.3.1975 (BGBl. II, S. 1014)
- /FAB 86/ Faber, C., J. Semmrich, und W. Wiesner:
Plutonium-Rückführung in DWR aus Sicht des Gutachters.
atw, April 1986, S. 179
- /FIN 80/ Finley, N.C., et al.:
Transport of Radionuclides in Urban Environs: Draft Environmental Assessment.
NUREG/CR-0743, SAND79-0369, Sandia National Laboratories, July 1980
- /FIS 86/ Fischer, U.:
Mehrfache Rückführung von Plutonium in thermischen Reaktoren.
atw, November 1986, S. 548
- /FUL 80/ Fullwood, R., und R. Jackson:
Actinide Partitioning-Transmutation Programm. Final Report. Short-Term Risk Analysis of Reprocessing, Refabrication and Transportation.
ORNL/TM-6986, March 1980; Appendices; Sub-80/31048/1, January 1980
- /FUL 84/ Fullwood, R.:
Risks Associated with Nuclear Material Recovery and Waste Preparation.
Nuclear Safety, Vol. 25, September/October 1984

- /GES 73/ Gesetz zum Verifikationsabkommen vom 5.4.1973 (BGBl. II, S. 794)
- /GES 80a/ Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (Bundesimmissionsschutzgesetz - BImSchG) vom 15.3.1974 (BGBl. I, S. 721), zuletzt geändert am 28.3.1980 (BGBl. I, S. 373)
- /GES 80b/ Gesetz zum Schutz vor gefährlichen Stoffen (Chemikaliengesetz - ChemG) vom 16.9.1980 (BGBl. I, S. 1718)
- /GES 80c/ Gesetz über die Beförderung gefährlicher Güter vom 6.8.1975 (BGBl. I, S. 2121), zuletzt geändert durch Gesetz vom 28.3.1980 (BGBl. I, S. 373)
- /GES 86/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15.7.1985 (BGBl. I, S. 1565), zuletzt geändert am 21.2.1986 (BGBl. I, S. 265)
- /GGVE 85/ Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter mit Eisenbahnen (Gefahrgutverordnung Eisenbahn - GGVE) vom 22.7.1985 (BGBl. I, S. 1560), (BGBL. III, 9241-23-10)
- /GGVS 85/ Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf Straßen (Gefahrgutverordnung Straße - GGVS) vom 22.6.1985 (BGBl. I, S. 1550), (BGBL. III, 9241-23-9)
- /GRS 79/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke.
Hrsg.: BMFT, Verlag TÜV-Rheinland, Köln, 1979
- /GRS 85/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Handbuch zur Kritikalität.
Dezember 1985

- /HAL 77/ Hall, R.J., et al.:
An Assessment of the Risk of Transporting Plutonium Dioxide
and Liquid Plutonium Nitrate by Train.
BNWL-1996, February 1977
- /HAR 79/ Hartwig, S., et al.:
Schwachstellen- und Risikoabschätzung beim Transport ra-
dioaktiver Materialien.
BF-R 62891-1/2, Band 2, Rev.1981, Battelle-Institut, Frank-
furt a M., 1978/79
- /HAU 85/ Hauptmanns, U., et al.:
Ermittlung der Kriterien für die Anwendung systemanalyti-
scher Methoden zur Durchführung von Sicherheitsanalysen
für Chemieanlagen.
GRS-59, Dezember 1985
- /HEU 81/ Heuse, E., und W. Wienhold:
Transport radioaktiver Stoffe im nuklearen Brennstoffkreis-
lauf.
GRS-S-37, November 1981
- /HEU 87/ Heuser, F.W.:
Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken.
atw, Februar 1987
- /HOS 85/ Hosemann, J.P., et al.:
German Results on Consequences of LWR Severe Accidents.
Trans. ANS, Vol. 48, 1985, S. 41 - 59
- /HUG 72/ Hughes, T.G.:
Criticality Incident at Windscale.
Nucl. Eng. International, February 1972
- /IAEA 71/ International Atomic Energy Agency:
The Structure and Content of Agreements between the Agency
and States Required in Connection with the Treaty on the
Non-Proliferation of Nuclear Weapons.
IAEA Document INFIRC/153, May 1971

- /IAEA 79/ International Atomic Energy Agency:
Occupational Radiation Exposure in Nuclear Fuel Cycle Facilities.
Proc. of a Symposium, Los Angeles, June 1979
- /IAEA 80/ International Atomic Energy Agency:
International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE).
Wien, 1980
- /IAEA 85/ International Atomic Energy Agency:
Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials.
Wien, 1985
- /ICPP 80/ ICPP Nuclear Safety Staff:
ICPP Criticality Event of October 17, 1978.
Nuclear Safety, Vol. 21, No. 5, September/October 1980
- /INT 61/ Reactor Handbook, Vol. III, Fuel Reprocessing.
Interscience Publ. Inc., New York, 1961
- /JEF 85/ Jefferson, R.M.:
Transporting spent fuel - Considerations for safety.
IAEA Bulletin, 1985
- /KRA 84/ Krause, H.D., und W. Thomas:
Besondere Vorkommnisse in ausländischen Wiederaufarbeitungs-
und vergleichbaren Anlagen.
Januar 1984, unveröffentlicht
- /KTA 75/ KTA-Regel 2201, Teil 1: Auslegung von Kernkraftwerken gegen
seismische Einwirkungen, Fassung Juni 1975
- /LEN 85/ Lenail, B.:
Update of French experience shipping irradiated fuel.
IAEA Bulletin, 1985
-

- /LEW 86/ Lewiner, C.:
Recycling of MOX-Fuels: Technical and Economical Considerations.
13th. Int. Conf. on Nuclear Energy, World Nuclear Fuel Market, Brügge, Oktober 1986
- /LON 78/ Long, J.T.:
Engineering for Nuclear Fuel Reprocessing.
American Nuclear Society, 1978
- /LOS 86/ Loser, H., und R. Papp:
Wiederaufarbeitung und direkte Endlagerung, ein Vergleich aus radiologischer Sicht.
Atomenergie-Kerntechnik, Vol.49 (1986) No.1/2
- /MER 86/ Merlin, S.:
The La Hague Vitrification Facilities.
Waste Management 86, Vol. 2, S.421
- /MCS 75/ McSweeney, T.I., R.J. Hall, et al.:
An Assessment of the Risk of Transporting Plutonium Oxide and Liquid Plutonium Nitrate by Truck.
BNWL-1846, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, August 1975
- /MCS 76/ McSweeney, T.I., und J.F. Johnson., et al.:
An Assessment of the Risk of Transporting Plutonium Dioxide by Cargo Aircraft.
BNWL-2030, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, November 1976
- /MUM 85/ Mummery, P.W.:
Control of Liquid Radioactive Discharges from Sellafield and their Environmental Impact.
Nuclear Europe 4, 1985
- /NAS 82/ National Academy of Science:
Risks Associated with Nuclear Power.
Washington, 1982

- /NAT 83/ Naturwissenschaftlergruppe NG 350-Marburg, Gruppe Ökologie-Hannover:
Bericht Wiederaufarbeitung, Bd. 2, Juli 1983
- /NEA 81/ Nuclear Energy Agency der OECD:
Safety of the nuclear fuel cycle.
Paris, Mai 1981
- /PAE 84/ Projektgruppe Andere Entsorgungstechniken:
Systemstudie Andere Entsorgungstechniken.
Karlsruhe, Dezember 1984
- /PAR 76/ Pariser Übereinkommen (Übereinkommen vom 29. Juli 1960 über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie) in der Fassung der Bekanntmachung vom 5.2.1976 (BGBl. II, S.310) und Bekanntmachung über das Inkrafttreten vom 4.2.1976 (BGBl. II, S. 308)
- /PAR 78/ Parker, J.:
The Windscale Inquiry.
HMSO, 1978
- /PAT 80/ PATRAM 80: 6th International Symposium Packaging and Transportation of Radioactive Materials.
November 1980, Berlin (West), Proceedings Vol. 1 bis 3
- /POL 83/ Polke, H., und H. Spindler:
Risikoorientierte Untersuchungen für die Stationen des nuklearen Brennstoffkreislaufs: Ein Statusbericht.
September 1983, unveröffentlicht
- /PNC 86/ PNC-Information über Ableitungen aus Tokai Mura 1977-1985.
1986, private Mitteilung
- /PNL 84/ PNL-USNRC:
Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment.
NUREG/CR-3683, PNL-4991, May 1984 und NUREG/CR-3682, PNL-4990, May 1984

- /PSE 84/ Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung:
Sicherheitsanalyse der Transporte von radioaktiven Materialien für den Verkehrsträger Schiene.
Abschlußbericht, Fachband 2, 1984
- /PSE 85/ Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung:
Zusammenfassender Abschlußbericht.
Berlin, Januar 1985
- /RAS 75/ Rasmussen, N.C.:
Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants.
United States Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /RID 80/ Internationale Ordnung für die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn (RID) in der Fassung der Verordnung über die Inkraftsetzung der Neufassung 1977 der Anlage I (RID) des Internationalen Übereinkommens über den Eisenbahn-Frachtverkehr (RID-NeufassungsV) vom 9.9.1977 (BGBl. II, S.778 mit Anlagenband), geändert durch die 2.RID-Änderungsverordnung vom 26.2.1980 (BGBl. II, S.150)
- /RID 86/ Ridder, K., und G. Wehner:
Sicherheit bei der Beförderung von radioaktiven Stoffen.
atw, Februar 1986
- /RIJ 82/ Risk Analysis of Six Potentially Hazardous Industrial Objects in the Rijnmond Area. A Pilot Study.
D. Reidel Publ. Comp., Dordrecht, 1982
- /ROE 81/ Roepenack, H.:
Verbesserte Fertigungsverfahren zur Herstellung plutoniumhaltiger Brennstoffe.
Jahrestagung Kerntechnik 1981, Fachsitzung Brennelemente und Brennelementwerkstoffe

- /SAM 86/ Sammlung der Unfallverhütungsvorschriften der gewerblichen Berufsgenossenschaften.
Carl Heymanns Verlag KG., Köln, November 1986
- /SCH 84a/ Scheuten, G.H.:
Zwischenlagerung und Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente.
atw, Februar 1984
- /SCH 84b/ Schüller, W.:
Betriebserfahrungen mit der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe.
atw, August/September 1984
- /SCH 86/ Schneider, V.W., und H. Roepenack:
Plutonium: Use and/or Storage.
13th Int. Conf. on Nuclear Energy, World Nuclear Fuel Market, Brügge, Oktober 1986
- /SEL 82/ Sellinschegg, D., und F. Voß:
Kernmaterialüberwachung bei Wiederaufarbeitungsanlagen.
KfK-Broschüre "Wie sicher ist die Entsorgung", 1982
- /STÖ 83/ Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28. Abs. 3 StrISchV, 18.10.1983
- /STR 67/ Stratton, W.R.:
A Review of Criticality Accidents.
LA-3611, September 1967
- /TAN 85/ Tanaboyhu, K., W. Hunzinger, und U. Tillessen:
Auswertung und Beurteilung vorhandener Untersuchungen über den Transport von Plutonium.
Motor Columbus, Baden/Schweiz, Januar 1985

- /THO 84/ Thomas, W. :
Sicherheitstechnik in Wiederaufarbeitungsanlagen und Betriebs-
erfahrungen.
GRS-58, November 1984
- /THO 86/ Thomas, W., U. Hesse, und E. Kramer:
Sicherheitstechnische Analyse zur thermischen Rezyklierung
in der Bundesrepublik Deutschland.
BMU-1986-115, September 1986
- /USA 72/ U.S. Atomic Energy Commission:
Environmental Survey of Transportation of Radioactive Ma-
terials to and from Nuclear Power Plants.
WASH-1238, December 1972
- /USA 74/ U.S. Atomic Energy Commission:
Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle.
WASH-1248, April 1974
- /USN 76/ U.S. Atomic Energy Commission:
Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycled
Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Coolant Reac-
tors.
NUREG-002, 1976 (und USAEC: WASH-1327, 1974)
- /USN 77/ U.S. Nuclear Regulatory Commission:
Final Environmental Statement on the Transportation of Ra-
dioactive Material by Air and Other Modes.
NUREG-0170, December 1977 (Draft Version NUREG-0034, March
1976)
- /VER 75/ Verordnung über Arbeitsstätten (Arbeitsstättenverordnung -
ArbStättV) vom 25.3.1975 (BGBl. I, S. 729)
- /VER 77a/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende
Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 13.10.
1976 (BGBl. I, S. 2905; BGBl. 1977, S. 184, 269), zuletzt

geändert durch die Zweite Verordnung zur Änderung der Ausführungsverordnung zum Gesetz über Einheiten im Meßwesen vom 12.12.1977 (BGBl. I, S. 2537)

- /VER 77b/ Verordnung über die Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz (Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung - AtDeckV) vom 25.2.1977 (BGBl. I, S. 220)
- /WAG 82/ Wagner, H., E. Ziegler, und K.-D. Closs:
Risikoaspekte der nuklearen Entsorgung.
Nomos-Verlagsgesellschaft, Baden-Baden, 1982
- /WAK 85/ Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe:
WAK-Jahresbericht 1985
- /WIL 87/ Willax, H.O., und K.D. Kuhn:
Betriebliche Erprobung neuer Verfahren und Komponenten in der WAK.
atw, Februar 1987

A N H A N G

A1: Tabellen

A2: Erläuterungen von Fachbegriffen
und Abkürzungen

ANHANG A1: TabellenTab. A1-1:

Masse der wichtigen Spaltprodukte in abgebrannten Uran-Brennelementen nach 7 Jahren Abklingzeit

Nuklid	Masse, g/tSM	
	UO ₂ , 3,2 % Anreicherung Abbrand: 35 GWd/tSM	UO ₂ , 3,6 % Anreicherung Abbrand: 40 GWd/tSM
H	4,23 E+02	4,83 E+02
Se	5,61 E+01	6,41 E+01
Br	2,06 E+01	2,33 E+01
Kr	3,68 E+02	4,21 E+02
Rb	3,71 E+02	4,23 E+02
Sr	8,14 E+02	9,43 E+02
Zr	3,84 E+03	4,38 E+03
Mo	3,54 E+03	4,05 E+03
Tc	8,65 E+02	9,79 E+02
Ru	2,34 E+03	2,68 E+03
Pd	1,49 E+03	1,72 E+03
Ag	8,18 E+01	9,04 E+01
Cd	9,69 E+01	1,16 E+02
Te	4,86 E+02	5,54 E+02
J	2,27 E+02	2,57 E+02
Xe	5,73 E+03	6,55 E+03
Cs	2,61 E+03	2,98 E+03
Ba	1,83 E+03	2,11 E+03
La	1,28 E+03	1,46 E+03
Ce	2,53 E+03	2,82 E+03
Pr	1,19 E+03	1,35 E+03
Nd	4,28 E+03	4,89 E+03
Pm	2,52 E+01	2,70 E+01
Sm	8,94 E+02	1,01 E+03
Eu	1,49 E+02	1,75 E+02
Gd	1,09 E+02	1,34 E+02
Gesamt	3,63 E+04	4,14 E+04

Tab. A1-2:

Aktivität der wichtigen radioaktiven Spaltprodukte in abgebrannten Uran-Brennelementen nach 7 Jahren Abklingzeit

Nuklid	Aktivität, Bq/tSM	
	UO ₂ , 3,2 % Anreicherung Abbrand: 35 GWd/tSM	UO ₂ , 3,6 % Anreicherung Abbrand: 40 GWd/tSM
H-3	1,52 E+13	1,73 E+13
C-14	7,23 E+09	7,61 E+09
Se-79	1,35 E+10	1,54 E+10
Kr-85	2,38 E+14	2,72 E+14
Rb-87	8,23 E+05	9,41 E+05
Sr-90	2,37 E+15	2,71 E+15
Zr-93	6,95 E+10	7,91 E+10
Tc-99	5,46 E+11	6,18 E+11
Ru-106	1,47 E+14	1,69 E+14
Ag-110m	1,42 E+11	1,77 E+11
Cd-113m	7,02 E+11	8,05 E+11
Sb-125	5,17 E+13	5,91 E+13
I-129	1,19 E+09	1,35 E+09
Cs-134	6,25 E+14	7,89 E+14
Cs-137	3,49 E+15	3,90 E+15
Ce-144	6,72 E+13	7,66 E+13
Pm-147	8,65 E+14	9,26 E+14
Sm-151	1,33 E+13	1,52 E+13
Eu-154	2,01 E+14	2,48 E+14
Eu-155	8,09 E+13	9,86 E+13
Gesamt	1,41 E+16	1,61 E+16

Tab. A1-3:

Aktivität der wichtigen Aktiniden in abgebrannten Uran-Brennelementen nach 7 Jahren Abklingzeit

Nuklid	Aktivität, Bq/tSM	
	UO ₂ , 3,2 % Anreicherung Abbrand: 35 GWd/tSM	UO ₂ , 3,6 % Anreicherung Abbrand: 40 GWd/tSM
U-232	1,15 E+09	1,48 E+09
U-233	3,31 E+06	3,76 E+06
U-234	3,50 E+10	3,55 E+10
U-235	5,73 E+08	5,98 E+08
U-236	9,54 E+09	1,10 E+10
U-237	8,92 E+10	9,91 E+10
U-238	1,16 E+10	1,15 E+10
Np-237	1,28 E+10	1,55 E+10
Np-239	8,07 E+11	1,01 E+12
Pu-236	3,17 E+09	4,41 E+09
Pu-238	1,07 E+14	1,37 E+14
Pu-239	1,23 E+13	1,30 E+13
Pu-240	2,26 E+13	2,43 E+13
Pu-241	3,56 E+15	3,96 E+15
Pu-242	9,18 E+10	1,07 E+11
Am-241	5,25 E+13	5,80 E+13
Am-242m	2,91 E+11	3,17 E+11
Am-243	8,07 E+11	1,01 E+12
Cm-242	2,84 E+11	3,11 E+11
Cm-243	9,17 E+11	1,19 E+12
Cm-244	8,20 E+13	1,15 E+14
Cm-245	1,25 E+10	1,95 E+10
Gesamt	3,84 E+15	4,31 E+15

Tab. A1-4:

Wiederaufarbeitungsanlagen

Anlage (Land)	Betriebszeitraum ¹⁾	Kapazität, t SM/a	Bisher aufgearbeitete Mengen, t SM ²⁾	Bemerkungen
Ezeiza (ARG)	geplante Inbetriebnahme 1987	15 - 20 kg/d	-	PUREX. Für MTR- und oxidische Brennelemente
Eurochemic, Mol (B)	1966 - 1974	ca. 90 für niedrige Anreicherung ca. 1,8 für hohe Anreicherung	180, niedrig angereichertes U 30, MTR mit 1,4 t hoch angereichertem U	PUREX. Mehrzweckanlage. Wegen Finanzierungsproblemen geschlossen. Vollständig dekontaminiert
Brasilien				Pilotanlage in der Planung
Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (D)	seit 1971	35, LWR	172	PUREX. Industrielle Versuchsanlage. Anlagenstillstand 1981-82 wegen Austauschs des Auflöser
Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf (D)	geplante Inbetriebnahme 1995	mittlere Kapazität 350, max. 500	-	PUREX. Im Bau. LWR-Brennelemente (UO ₂ oder Mischoxid)
UP-1, Marcoule (F)	seit 1958	600 - 900	ca. 12 000, davon 2907, GCR 40, U-Oxid	PUREX. Militärische Anlage. Übernimmt ab 1987 die Aufarbeitung metallischer Elemente von La Hague
UP-2-400, La Hague (F)	seit 1966 seit 1976 LWR	400, LWR oder 800, met.Uran	4894, GCR 1585, LWR 8, SBR	PUREX
UP-2-800, La Hague (F)	geplante Inbetriebnahme 1992	800, LWR	-	PUREX. Erhöhung der Kapazität der Anlage UP-2-400, im Bau
UP-3A-800, La Hague (F)	geplante Inbetriebnahme 1989	800, LWR	-	PUREX. Im Bau
TOR (SAP), Marcoule (F)	SAP 1975 - 1983 TOR ab 1987	5, SBR	10,7, SBR in SAP	PUREX. Umbau u. Erweiterung der bis 1983 betriebenen Anlage SAP
Windscale B205, Sellafield (GB)	1952 - 1964 BUTEX, seit 1964 PUREX	1500, MAGNOX geplant 2100	25 000 MAGNOX-BE	Vorläuferanlage nach PUREX-Verfahren 1964 stillgelegt. PUREX, für metallisches Uran
Windscale B204 (LWR-Eingangsstufe), Sellafield (GB)	1969 - 1973	390	92, LWR	BUTEX. Stillgelegt 1973 nach Störfall (Ruthen-Freisetzung)
THORP, Sellafield (GB)	geplante Inbetriebnahme 1992	1200	-	PUREX. Für LWR-Brennstoff. Im Bau. Aufarbeitung von 6000 t in den ersten 10 Betriebsjahren vorgesehen
Dounreay, Dounreay (GB)	seit 1958	0,3 für MTR 3,0 für SBR	5, SBR-MOX 10, SBR-U 22, Brut-BE	PUREX. Aufarbeitung von hoch angereichertem Uran (MTR-Brennelemente oder Brüterbrennstoff)
EUREX, Saluggia (I)	1970 - 1974 MTR 1981 - 1983 CANDU	6 MTR-BE/d 50 kg U/d	500 MTR-BE 1,7 t U, CANDU	mod. PUREX. Pilot-Anlage, ITREC-Pilotanlage für Th-U-BE
Trombay (IND)	1965 - 1972, ab 1984	30	nicht veröffentlicht auch U-233 aus Thoriumbrennelementen	PUREX. Zunächst für metallisches Uran. Reinigung und Umbau 1972-1984, dann Wiederinbetriebnahme
Tarapur (IND)	seit 1978	100, LWR und CANDU	nicht veröffentlicht	PUREX
Kalpakkam (IND)	geplante Inbetriebnahme 1986	100, CANDU	-	Soll auch U-Pu-Karbid-Brennstoff aus Brutreaktor aufarbeiten

Tab. A1-4:
Wiederaufarbeitungsanlagen - Fortsetzung -

Anlage (Land)	Betriebszeitraum ¹⁾	Kapazität, t SM/a	Bisher aufgearbeitete Mengen, t SM ²⁾	Bemerkungen
Tokai Mura, Tokai (J)	seit 1977	210, LWR	298, LWR	PUREX. Anlagenstillstand 1983-85 wegen Austauschs des Auflösers
Rokkasbo Mura, (J)	geplante Inbetriebnahme 1995	800, LWR	-	PUREX. In der Planung
UDSSR				keine näheren Angaben
Idaho Chemical Processing Plant, Idaho Falls (USA)	seit 1953	ca. 12	nicht veröffentlicht	PUREX. Militärische Mehrzweckanlage
Savannah River Plant, Aiken (USA) F-Plant H-Plant	seit 1954 seit 1954	ca. 3500 ca. 1800	nicht veröffentlicht	PUREX. Militärische Anlage, Aufarbeitung zur Pu-Gewinnung, Aufarbeitung von hoch angereichertem Uran (Forschungsreaktoren)
Hanford Purex Plant, Hanford (USA)	seit 1945, 1956 - 1977 PUREX	ca. 2200	nicht veröffentlicht	PUREX. Militärische Anlage, unbekannt, ob wieder im Betrieb
Nuclear Fuel Services, West Valley (USA)	1966 - 1972	300	380, met. Uran 262, oxid. Uran	PUREX. Stillgelegt, da Betriebs-erweiterung und -verbesserung zu teuer
Barnwell Nuclear Fuel Plant, Barnwell (USA)	kalt: 1977	1500	-	PUREX für LWR-Brennstoff. Politische Entscheidung, die Anlage nicht in heißen Betrieb zu nehmen
Midwest Fuel Recovery Plant, Morris (USA)	kalt: 1974	300	-	Aquafluor-Verfahren. Anlage ging nicht in den heißen Betrieb, da das Aquafluor-Verfahren bei der Uranreinigung versagte

¹⁾ Inbetriebnahme: Heiße Inbetriebnahme mit radioaktiven Stoffen

²⁾ Aufgearbeitete Mengen: Jeweils neueste verfügbare Daten

Quellen

- Ariemma, A., et al.: Italian Reprocessing Activities and Policy. ANS Int. Topical Meeting Fuel Reprocessing and Waste Management, Jackson, Wyoming, August 28 - 29, 1984
- Baumgärtel, G., K.-L. Huppert, und E. Merz: Brennstoff aus der Asche. Girardet, ETV, Essen, Gräfelting, 1984
- Baumgärtner, F.: Chemie der Nuklearen Entsorgung. Teil III. Thiemig-Taschenbuch Band 91, Mai 1980
- British Nuclear Energy Society: Fast Reactor Fuel Cycles. Proceedings of an International Conference, London, 9. - 12. November 1981
- Busekist, O.v.: Der Werdegang der EUROCHEMIC - Eine Bilanz. atw, Mai 1980
- Delange, M.: Operating Experience with Reprocessing Plants. atw, Januar 1985
- Nuclear Fuel, June 3, 1985
- Nuclear Fuel, December 15, 1986
- Nuclear Fuel, February 23, 1987
- Nucleonics Week, May 20, 1985
- Pinto, S.: Worldwide Reprocessing Supply and Demand. World Nucl. Fuel Market. 13th Annual Meeting, Bruges, October 19 - 21, 1986
- Rippon, S.: La Hague and Sellafield: Progress Report from Europe's two largest Construction Sites. Nucl. News, June 1985
- SVA Bulletin 29, Nr. 1, Januar 1987
- United Reprocessors GmbH: Reprocessing News, Nr. 8, May 1986
- United Reprocessors GmbH: Reprocessing News, Nr. 9, February 1987
- Willax, H.O., und K. D. Kuhn: Betriebliche Erprobung neuer Verfahren und Komponenten in der WAK. atw, Februar 1987

Tab. A1-5:
Verglasungsanlagen

Anlage (Land)	Inbetriebnahme	Schmelzofen	Kapazität		Glas pro Kökille, kg	Bisheriger Durchsatz
			l Lösung/h	kg Glas/h		
PAMELA, Mol (B)	1985	keramisch	30	30	160	50 m ³ (bis Juni 1986) 540 Kokillen (80 t Glas) 2,5E+17 Bq
AVB, Mol (B)	1990	metallisch	30	15	360	-
WA Wackersdorf, (D)	1995	keramisch	72	30	400	-
AVM, Marcoule (F)	1979	metallisch	36 (230 m ³ /a)	16 - 18	360	776 m ³ (bis Juni 1984) 1043 Kokillen mit 5,48E+18 Bq
AVH, La Hague (F)	1987	metallisch	3 x 50 (1300 m ³ /a)	3 x 25	360	-
WVP, Sellafield (GB)	1988	metallisch	2 x 50	2 x 25	360	-
WIP, Tarapur (IND)	1985	metallisch	25	2 x 4	125	keine Angaben verfügbar
VPP, Tokai (J)	1992	keramisch	125 m ³ /a	300/d	300	In Pilotanlage 1,5 l Glas mit 1,4E+14 Bq hergestellt
WVDP, West Valley (USA)	1988	keramisch	unbek.	45	unbek.	-
DWPF, Savannah River (USA)	1989	keramisch	200	100	1480	-

QUELLEN

ANS Int. Topical Meeting Fuel Reprocessing and Waste Management, Jackson, Wyoming, August 26 - 29, 1984:

- Boersma, M.D.:
Process Technology for Vitrification of Defense High Level Waste at the Savannah River Plant.
- Sasaki, N., et al.:
Solidification of the High-Level Liquid Waste from the Tokai Reprocessing Plant.
- Sombret, C.G.:
Vitrification Experience and Projects in France.
- Weisenburger, S., und G. Roth:
Status and Plans for High-Level Liquid Waste Vitrification in the F.R.G.

Tab. A1-6:

Ableitungen der WAK mit der Abluft von 1977 bis 1986

Jahr	Ableitungen mit der Abluft, Bq ¹⁾				
	Kr-85 ²⁾	H-3	Alpha-Aerosole	Beta-Aerosole	I-129
1977	4,3E+15 (33)	7,0E+12 (19)	1,1E+08 (29)	1,1E+10 (15)	8,0E+07 (22)
1978	1,2E+15 (10)	4,6E+12 (12)	1,7E+08 (46)	3,1E+09 (4)	1,7E+08 (45)
1979	1,9E+15 (15)	6,2E+12 (17)	3,0E+07 (8)	2,4E+09 (3)	7,4E+07 (20)
1980	1,2E+15 (9)	3,0E+12 (8)	1,6E+07 (4)	9,3E+08 (1)	8,1E+07 (22)
1981	0,0 (0)	3,7E+11 (1)	1,1E+07 (3)	3,9E+08 (0,5)	2,0E+07 (5)
1982	6,1E+14 (7)	2,1E+12 (6)	3,6E+07 (10)	5,0E+08 (0,7)	1,9E+07 (5)
1983	2,8E+15 (30)	5,1E+12 (14)	3,8E+07 (11)	1,5E+09 (20)	5,4E+07 (15)
1984	1,2E+15 (13)	5,0E+12 (14)	2,6E+07 (7)	8,4E+08 (1)	7,4E+07 (20)
1985	3,4E+15 (26)	5,5E+12 (15)	1,4E+07 (4)	9,5E+09 (13)	1,0E+08 (42)
1986	3,2E+15 (24)	7,8E+12 (21)	1,4E+07 (4)	4,3E+08 (0,6)	1,2E+09 ³⁾ (83)

¹⁾ In Klammern jeweils Prozent der nach Abluftplan zulässigen Jahresableitung

²⁾ Der Grenzwert der Ableitung von Kr-85 wurde 1981 reduziert.

³⁾ I-129/131-Äquivalent-Ableitung (einschließlich der Emissionen von Tschernobyl)

ANHANG A2: Erläuterung von Abkürzungen und Fachbegriffen

a	annus, Jahr
Abbrand	Energie, die einer Kernbrennstoffmenge während des Reaktorbetriebes entnommen wird, angegeben in Megawatt-Tagen oder Gigawatt-Tagen pro Tonne eingesetzten Kernbrennstoffs (MWd/t SM bzw. GWd/t SM)
Abgas	Gas- bzw. Luftmengen aus verfahrenstechnischen Systemen, insbesondere solche Gase, die mit den Prozeßmedien in Berührung gekommen sind (z.B. Rührluft, Spülluft, Verbrennungsabgas)
Abklingzeit	Zeitspanne seit Herausnahme der Brennelemente aus einem Kernreaktor bis zum Betrachtungszeitpunkt danach
Abluft	Luft, die aus Räumen, Handschuhkästen oder Zellen abgesaugt und zur Ableitung in die Umgebung gesammelt wird
Abschirmung	Schutzeinrichtung, um ionisierende Strahlung abzuschwächen
ADR	Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route
Aerosol	siehe Schwebstoff
Aktiniden	Gruppenbezeichnung für die Elemente der Ordnungszahlen 89 bis 103, z.B. Americium, Curium, Plutonium, Uran
Aktivität	Anzahl der Zerfälle von Atomkernen pro Zeiteinheit. Die Aktivität wird in Becquerel (Bq) gemessen. 1 Becquerel entspricht 1 Zerfall pro Sekunde.
α ,n-Reaktion	Aussendung von Neutronen unter Einfang eines Alphateilchens
Alpha-Strahlung	(α -Strahlung), sie entsteht beim radioaktiven Zerfall schwerer Atomkerne; die dabei emittierten Alphateilchen sind identisch mit dem Atomkern des leichten Elementes Helium, bestehend aus zwei Protonen und zwei Neutronen.
angereichertes Uran	Uran, bei dem der Prozentsatz des spaltbaren Isotops U-235 über den Gehalt von ca. 0,7 % des Natururans hinaus durch technische Verfahren gesteigert ist

ARG	Argentinien
AtG	Atomgesetz
Auflöser	Apparat für das Auflösen des Kernbrennstoffes in Salpetersäure
AUPuC-Verfahren	Ammonium-Uranyl/Plutonyl-Carbonat-Verfahren; Verfahren zur Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxidpulver
AVB	Atelier de Vitrification Belge
AVH	Atelier de Vitrification La Hague
AVM	Atelier de Vitrification Marcoule
Azidreaktionen	exotherme Spontanzersetzung von Metallaziden
B	Belgien
Barriere	Vorrichtung, die dem Einschluß radioaktiver Stoffe dient und gegebenenfalls auch der Abschirmung von Strahlung
BE	Brennelement
Becquerel	siehe Aktivität
Beta-Strahlung	(β -Strahlung) Emission von negativ oder positiv geladenen Elektronen beim radioaktiven Zerfall
BGBI	Bundesgesetzblatt
BImSchG	Bundesimmissionsschutzgesetz
BMFT	Bundesministerium für Forschung und Technologie
BMI	Bundesministerium des Innern
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BNFL	British Nuclear Fuels Ltd. (GB)
Brennelement	Kernbrennstoff enthaltendes Bauteil, das für den Einsatz im Kernreaktor eine Einheit bildet. Brennelemente für Leichtwasserreaktoren bestehen aus einem Bündel von Brennstäben, die den Kernbrennstoff enthalten.
Brennstab	mit Kernbrennstoff gefülltes und an den Enden verschweißtes, dünnwandiges Rohr

Brennstofftabletten	Kernbrennstoff in Tablettenform für Brennstäbe
BUTEX	Dibutylcarbinol-Extraktion, Verfahren zur Abtrennung von Uran und Plutonium von den Spaltprodukten mit Dibutoxy-Dibutyläther als Extraktionsmittel
CANDU	Canadian Deuterium-Uranium-Reactor, kanadischer schwerwassermoderierter Natururanreaktor
ChemG	Chemikaliengesetz
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires (F)
CO ₂	Kohlendioxid
D	Bundesrepublik Deutschland
d	dies, Tag
Dekontamination	Beseitigung oder Verringerung einer radioaktiven Verunreinigung von Festkörpern, Flüssigkeiten und Gasen mittels chemischer oder physikalischer Verfahren, z.B. Abwaschen oder Reinigung mit Chemikalien
Denitrierung	Zersetzung von Salpetersäure oder ihren Salzen, wobei Stickoxide entstehen
Dodekan	organische Kohlenwasserstoff-Verbindung der Formel C ₁₂ H ₂₆ . Im n-Dodekan sind die Moleküle unverzweigte Ketten.
Dosis	<p>- Energiedosis Die Energiedosis ist ein Maß für die Energie, die auf Materie pro Masseneinheit durch ionisierende Strahlung übertragen worden ist. Einheit: Gray (Gy), 1 Gy = 1 J/kg frühere Einheit: Rad, 1 rd = 0,01 Gy</p> <p>- Äquivalentdosis Die biologische Wirkung der verschiedenen Strahlenarten ist bei gleicher Energiedosis unterschiedlich. Um dieser verschiedenen Wirksamkeit Rechnung zu tragen, multipliziert man die Energiedosis mit dem experimentell ermittelten Faktor für die relative biologische Wirksamkeit (Bewertungsfaktor) und erhält so ein modifiziertes Maß für die Dosis. Einheit: Sievert (Sv), 1 Sv = 1 J/kg frühere Einheit: Rem, 1 rem = 0,01 Sv</p>

Dosisleistung	Dosis pro Zeiteinheit
DWK	Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, Hannover
DWPF	Defense Waste Processing Facility
DWR	Druckwasserreaktor
E+1, E+2	abgekürzte Exponentialschreibweise, z.B. $1,5 \text{ E}+1 = 1,5 \times 10^1 = 15$
Emission	Abgabe z.B. von radioaktiven Stoffen, konventionellen Schadstoffen oder Geräuschen in die Umwelt
ENC	European Nuclear Conference
EPRI	Electric Power Research Institute, Palo Alto, Kalifornien
EUR	Abkürzung für EUROCHEMIC
EURATOM	Europäische Atomgemeinschaft, Brüssel
EUREX	Enriched Uranium Extraction, italienische Wiederaufarbeitungsanlage (Pilotanlage) in Saluggia
EUROCHEMIC	European Company for the Chemical Processing of Irradiated Fuel, Mol (B)
Extraktion	chemisches Trennverfahren, das zur Trennung von Uran, Plutonium und Spaltprodukten bei der Wiederaufarbeitung angewandt wird
F	Frankreich
Feedklärschlamm	bei der Klärung der Brennstofflösung vor der Einspeisung in die Extraktion anfallender Klärschlamm
FEMO-Technik	fernbedienungsgerechte Modulbauweise, d.h. verfahrenstechnisch zusammengehörige Apparate und Behälter werden in Gestellen installiert (Module), die fernbedient instandgehalten werden können
FR-2	Forschungsreaktor 2, Karlsruhe

Gamma-Strahlung	(γ -Strahlung) hochenergetische, kurzweilige elektromagnetische Strahlung, die von Atomkernen ausgesandt wird
Gas-Graphit-Reaktor	graphitmoderierter, CO_2 -gekühlter Reaktortyp mit Brennelementen in MAGNOX-Hülle
Ganzkörperdosis	Mittelwert der Äquivalentdosis über Kopf, Rumpf, Oberarme und Oberschenkel als Folge einer als homogen angesehenen Strahlenexposition des ganzen Körpers
GB	Großbritannien
GCR	Gas-Cooled Graphite-moderated Reactor
GGVS	Gefahrgutverordnung Straße
GW	Gigawatt, 1 GW = 1000 Megawatt
h	hora, Stunde
HA	High Active
Halbwertszeit	- physikalische Zeit, nach der von der ursprünglichen Menge eines radioaktiven Stoffes die Hälfte zerfallen ist - biologische Zeit, nach der von der ursprünglichen Menge eines verabreichten Stoffes die Hälfte vom Organismus ausgeschieden oder abgebaut ist
Handschuhkasten	gasdichter, meist aus Kunststoff oder Edelstahl gefertigter Kasten mit Fenster, in dem mit Hilfe von in den Kasten hineinreichenden Handschuhen radioaktive Stoffe, z.B. Plutonium, gehandhabt werden
HAW	High Active Waste, hochradioaktiver Abfall
HAWC	High Active Waste Concentrate, konzentrierte hochradioaktive Abfalllösung
Heiße Zelle	stark abgeschirmtes, dichtes Gehäuse (z.B. mit Betonwänden), in dem hochradioaktive Stoffe fernbedient gehandhabt werden
HMSO	Her Majesty's Stationary Office (GB)
HPP	Hanford Purex Plant (USA)
HTO	tritiiertes Wasser

HWR	Heavy Water Reactor, Schwerwasserreaktor
H-3	Tritium
I	Italien
IAEA	International Atomic Energy Agency, Wien
ICPP	Idaho Chemical Processing Plant (USA)
Immission	Einwirkung z.B. von radioaktiven Stoffen, radioaktiver Strahlung, konventionellen Schadstoffen oder Geräuschen infolge von Emissionen
IND	Indien
Individualdosis	von einer Person aufgenommene Ganzkörper-Äquivalentdosis
Inhalation	Aufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Organismus mit der Atemluft
Inkorporation	Aufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Organismus
Intervention	Eingriff in möglicherweise kontaminierte Anlagenteile zwecks Wartung, Reparatur oder Komponentenaustausch
Isotope	Atome derselben Kernladungszahl (Protonenzahl), d.h. desselben chemischen Elementes, jedoch unterschiedlicher Nukleonenzahl und damit unterschiedlichen Gewichtes. Alle Isotope eines Elementes haben die gleichen chemischen Eigenschaften.
ITREC	Pilotanlage zur Wiederaufarbeitung von Thorium-Uran-Brennelementen (I)
J	Japan
Kalzination	Zersetzung von Salzen durch Erhitzen
Kernbrennstoff	Brennstoffe, die die Spaltstoffe U-233, U-235, Pu-239 und Pu-241 in solchen Mengen und Konzentrationen enthalten, daß eine sich selbst tragende Kettenreaktion entstehen kann
Kerosin	Mineralölfraction mit Siedebereich zwischen Benzin und leichtem Heizöl (Hauptanteil Dodekan), dient als Lösungsmittel für Tributylphosphat

Kettenreaktion	In einer Spaltungskettenreaktion absorbiert ein spaltbarer Atomkern ein Neutron und setzt bei der Spaltung mehrere Neutronen frei, die wiederum andere Atomkerne spalten und so die Reaktion aufrechterhalten.
KKW	Kernkraftwerk
Kokille	Behälter aus Edelstahl zur Aufnahme von verglasten hochradioaktiven Abfällen
Kollektivdosis	die von einer Personengruppe aufgenommene Ganzkörper-Äquivalentdosis
Komponente	abgegrenzter Teil eines Systems, der selbständige Teilfunktion ausführt
Konditionierung	Behandlung bzw. spezielle Verarbeitung radioaktiver Abfälle zu endlagerfähigen Produkten
Kontamination	Verunreinigung von Arbeitsflächen, Geräten, Räumen, Wasser, Luft usw. durch radioaktive Stoffe
Kr	Krypton
Kritikalität	Zustand, in dem eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion mit Energiefreisetzung abläuft
Krypton	Element mit der Ordnungszahl 36 des Periodensystems der Elemente und Edelgas, dessen radioaktives Isotop Kr-85 mit einer Halbwertszeit von 10,76 Jahren zerfällt
LASL	Los Alamos Scientific Laboratory (USA)
LAW	Low Active Waste, schwachradioaktiver Abfall
LWR	Leichtwasserreaktor
MAGNOX	magnesium non oxidizing, Legierung aus Magnesium, Aluminium, Calcium und Beryllium
MAW	Medium Active Waste, mittlerradioaktiver Abfall
Mg	Megagramm, 1 Mg = 1 Tonne
Mischabsetzer	Extraktionsapparat, in dem zwei Flüssigkeiten durch Rührer vermischt werden, wobei bestimmte Stoffe von der einen Flüssigkeitsphase in die andere Phase übertreten

Modul	kompakte Anordnung von Prozeßteilen in Gestellen, die komplett auswechselbar sind
MOX	Uran-Plutonium-Mischoxid
MPa	Megapascal, 1 MPa = 10 bar
MTR	Material-Test-Reaktor
MW	Megawatt, 1 MW = 10^6 W = 10^6 Joule/Sekunde
MWe	Megawatt elektrisch
MWd/t SM	Megawatt-Tage pro Tonne Schwermetall, siehe Abbrand
NEA	Nuclear Energy Agency der OECD, Paris
Neutron	ungeladenes Elementarteilchen. Neutronen und Protonen bilden zusammen den Atomkern.
Neutronenabsorber	Nuklide, z.B. Bor (B-10) oder Hafnium (Hf-177), die Neutronen stark absorbieren
NFS	Nuclear Fuel Services Inc., West Valley (USA)
NO _x	Stickoxide, steht für verschiedene Stickstoff-Sauerstoff-Verbindungen (z.B. NO, NO ₂ , N ₂ O ₃ , N ₂ O ₄)
NRTA	Near-real-time accountancy, Nahe-Echtzeit-Bilanzierung
NTL	Nuclear Transport Ltd. (GB)
Nuklid	Atomkernart, die durch ihre Anzahl an Protonen und Neutronen charakterisiert ist. Zur Zeit sind etwa 1500 verschiedene Nuklide bekannt, die sich auf die bekannten chemischen Elemente verteilen. Davon sind über 1200 Nuklide radioaktiv (Radionuklide).
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development, Paris
Oxalatverfahren	Verfahren zur Herstellung von Plutoniumdioxidpulver durch Ausfällung von Pu(IV)-Oxalat aus Plutoniumnitrat mit Hilfe von Oxalsäure
PAE	Projekt andere Entsorgungstechniken

PAMELA	Pilotanlage Mol zur Erzeugung lagerfähiger Abfälle
PATRAM	Packaging and Transportation of Radioactive Materials (Symposium)
Plutonium	Element mit der Ordnungszahl 94 des Periodensystems der Elemente, gehört zur Gruppe der Aktiniden. Alle Isotope sind radioaktiv.
PNL	Pacific Northwest Laboratories, Battelle, Richland (USA)
PSE	Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung
PTB	Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig
Pu	Plutonium
Pulskolonne	säulenförmiger Extraktionsapparat, in dem zwei Flüssigkeiten im Gegenstrom stoßweise durch hintereinander angeordnete Siebe gepreßt werden, wobei bestimmte Stoffe von der einen Flüssigkeitsphase in die andere übertreten
PUREX	Plutonium and Uranium Recovery by Extraction
Radioaktivität	spontaner Zerfall von instabilen Atomkernen (Radionukliden). Sie wandeln sich unter Aussendung von α -, β - oder γ -Strahlung in andere Nuklide um.
Radiojod	radioaktive Jodisotope
Radiolyse	Zersetzung von Stoffen als Folge des Einwirkens ionisierender Strahlung
Radionuklid	instabiles Nuklid, das spontan und ohne äußere Einwirkung unter Aussendung von Strahlung zerfällt
Radiotoxizität	Giftigkeit eines radioaktiven Stoffes durch seine Eigenschaft als Strahlenquelle
red oil	orange bis rotbraunes Gemisch aus Schwermetallnitrat, TBP und TBP-Zersetzungsprodukten, das beim Eindampfen von Prozeßlösungen entstehen kann
Redundanz	Vorhandensein von mehr gleichartigen und gleichzeitig einsatzbereiten technischen Systemen, als zur Erfüllung der vorgesehenen Funktion notwendig sind

RID	Reglement international concernant le transport des marchandises dangereuses par route (bzw. chemins de fer)
Risiko	Produkt aus Schadensumfang und Eintrittswahrscheinlichkeit für vorgegebene Ereignisse
Rückhaltesysteme	Systeme, wie Waschkolonnen, Filter, Abscheider, zum Rückhalten von festen, flüssigen und gasförmigen radioaktiven Stoffen und sonstigen Schadstoffen
SAP	experimentelle Wiederaufarbeitungsanlage für SBR-Brennelemente (F)
SBR	Schneller Brutreaktor
Schwebstoff	(Aerosol) schwebefähiges, feinstes Teilchen eines flüssigen oder festen Stoffes in gasförmigen Medien
Selbsterhitzung	Aufheizung von radioaktiven Flüssigkeiten durch Umsetzen der Strahlungsenergie in Wärme
Sintern	Erhitzen von Preßlingen aus pulverförmigen Stoffen in einem Ofen (Sinterofen) bei hohen Temperaturen, um mechanisch stabile Festkörper zu erhalten
SM	Schwermetall, hier Uran und Plutonium
Spaltmaterial	(Spaltstoffe) Material, das aus Atomen besteht, deren Atomkerne durch Neutronen in einem Kernreaktor unter Energiegewinnung gespalten werden können (z.B. U-233, U-235, Pu-239, Pu-241)
Spaltprodukte	Nuklide, die durch Spaltung des Spaltstoffes entstehen
SRP	Savannah River Plant, Aiken, S.C. (USA)
Störfall	Ereignisablauf, für den die Anlage ausgelegt ist, bei dessen Eintreten jedoch der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann
Strahlenexposition	Einwirkung ionisierender Strahlung auf den Menschen
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
Sv	Sievert, 1 Sv = 100 rem, siehe Dosis

SWR	Siedewasserreaktor
TBP	Tri-n-butyl-phosphat
thermische Rezyklierung	Wiedereinsatz von Kernbrennstoffen in Leichtwasserreaktoren
THORP	Thermal Oxide Reprocessing Plant, Sellafield (GB)
Tiefemperatur- rektifikation	mehrfaches Destillieren bei tiefer Temperatur, wobei Flüssigkeit und Dampf im Gegenstrom geführt werden
TOR	Erweiterung der SAP-Anlage, Marcoule (F)
Tributylphosphat	organisches Extraktionsmittel des PUREX-Verfahrens
Transurane	schwere Elemente des Periodensystems oberhalb Uran (Ordnungszahl 92), d.h. Neptunium, Plutonium, Americium, Curium usw.
Tritium	radioaktives Isotop des Wasserstoffs mit einem Kern aus einem Proton und zwei Neutronen, das Betastrahlung niedriger Energie aussendet
Typ-A-Transport- behälter	Transportbehälter für radioaktive Stoffe mit begrenzter Aktivität. Er muß üblichen Transportbedingungen standhalten.
Typ-B-Transport- behälter	Transportbehälter für hochradioaktive Stoffe, der so ausgelegt ist, daß auch unter extremen Bedingungen keine Gefährdung der Umgebung eintreten kann. Dies wird durch Tests im Zulassungsverfahren experimentell nachgewiesen.
Uranhexafluorid	(UF ₆) Verbindung, die oberhalb 56 °C bei Raumtemperatur gasförmig ist. Sie wird zur Anreicherung des spaltbaren U-235 verwendet.
VDE	Verband Deutscher Elektrotechniker, Frankfurt
VPP	Vitrification Pilot Plant, Tokai (J)
WAA	Wiederaufarbeitungsanlage

WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
WAW	Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf
WIP	Waste Isolation Plant, Tarapur (IND)
WVDP	West Valley Demonstration Project, West Valley (USA)
WVP	Waste Vitrification Plant (GB)
Zelle	besonders ausgestatteter, abgeschirmter Raum (Prozeßzelle) für verfahrenstechnische Komponenten, der nur unter speziellen Strahlenschutzmaßnahmen für das Personal zugänglich ist
Zementierung	Verfahrensschritt, in dem fester oder flüssiger LAW oder MAW in Zementmörtel eingebettet (fixiert) wird
Zirkaloy	Legierung auf der Basis von Zirkonium und Zinn, die als Werkstoff für Brennstabhüllrohre verwendet wird

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgeände
8046 Garching

ISBN 3-923875-17-7