



KfK 4862
September 1991

Rückführung von Plutonium aus hochabgebrannten Kernbrennstoffen in den Brennstoffkreislauf (Mischoxid- Brennelementfertigung)

M. Schmid
im Auftrag der
Projektgruppe Andere Entsorgungstechniken

Kernforschungszentrum Karlsruhe

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
Projektgruppe Andere Entsorgungstechniken

KfK 4862

Rückführung von Plutonium
aus hochabgebrannten Kernbrennstoffen
in den Brennstoffkreislauf
(Mischoxid-Brennelementfertigung)

Michael Schmid
Siemens Brennelementwerk Hanau

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

Die diesem Bericht zugrundeliegenden Untersuchungen wurden im Auftrag des Kernforschungszentrums Karlsruhe, Projektgruppe Andere Entsorgungstechniken, durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt allein beim Autor.

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 3640, 7500 Karlsruhe 1

ISSN 0303-4003

ZUSAMMENFASSUNG

Für eine Brennelementfabrik, für die ein Standort in der Bundesrepublik Deutschland und die hier geltenden gesetzlichen Randbedingungen zugrundegelegt werden, werden die Strahlenschutzaspekte bei der Rückführung von Plutonium aus hochabgebrannten Kernbrennstoffen untersucht. Ausgehend von PuO_2 -Pulver werden die Verfahrensschritte sowie die zugeordneten strahlenschutzrelevanten Arbeitsplätze bei der Verarbeitung des Plutoniums beschrieben.

Basierend auf der betrachteten Anlagenauslegung und den hierfür geltenden konservativen Berechnungen (Nachweis der Einhaltung des § 54 StrlSchV) werden für 18 verschiedene Plutoniumnuklidgemische, die unterschiedlichen Pu-Rückführungsstrategien entsprechen, die erwarteten Auswirkungen auf die Strahlenexposition bei der Verarbeitung untersucht. Die Strahlungseigenschaften werden dafür auf einfache Parameter zurückgeführt, die die radiologische Relevanz relativ zur Rechenbasis angeben. Die Rechenbasis bezieht sich auf die radiologisch relevanten Quellstärken (100%) eines Plutoniumnuklidgemisches, das sich bei Aufarbeitung von Uranbrennelementen eines Abbrandes von ca. 32 GWd/tSM und 7 Jahren Kühlzeit ergibt.

Unter den Auslegungsrandbedingungen der Brennelementfabrik ergeben sich aus den konservativen Berechnungen für die überwiegende Zahl der Arbeitsplätze Dosiswerte $< 5 \text{ mSv/a}$. Bezogen auf die Rechenbasis reichen die spezifischen radiologisch relevanten Gamma- bzw. Neutronenquellstärken der untersuchten Nuklidgemische aus hochabgebrannten Kernbrennstoffen von 85 bis 126% bzw. 116 bis ca. 180%. Bei ausschließlicher Verarbeitung des radiologisch ungünstigsten Plutoniums und gleichzeitiger Ausschöpfung des Auslegungsdurchsatzes ergibt sich nur in einem einzigen Arbeitsbereich rechnerisch ein Dosiswert geringfügig größer als 10 mSv/a . Für den Fall dieser unwahrscheinlichen Randbedingungen lassen sich die Dosiswerte durch Fernüberwachung und weitergehende Automatisierung reduzieren. Wenn erforderlich läßt sich die Strahlenexposition des Personals jederzeit ohne Änderung der Anlage durch eine Durchsatzreduzierung verringern.

Für die betrachtete Brennelementfabrik wurden Radioökologierechnungen für die normalbetriebliche Aktivitätsabgabe (§ 45 StrlSchV) sowie für eine unterstellte störfallbedingte Freisetzung von Plutonium (§ 28 (3) StrlSchV) durchgeführt. Bei gleicher normalbetrieblicher Aktivitätsabgabe werden die untersuchten Plutoniumnuklidgemische durch das betrachtete Nuklidgemisch abgedeckt. Bei den Störfallberechnungen erhöht sich die Dosis hingegen um maximal 80%. Die Dosiswerte bleiben allerdings um Größenordnungen unterhalb der Grenzwerte der StrlSchV.

Recycling of Plutonium of Highly Burned-up Nuclear Fuel into the Fuel Cycle (Fuel Fabrication)

SUMMARY

For a MOX-fuel fabrication plant under German rules and legislation radiation protection aspects are analysed for plutonium recycled from nuclear fuel of high burn-up. Starting from PuO_2 powder as the original material, the individual stages of plutonium processing and the related working stations relevant to radiation protection are described in this report.

Based on the given plant design and on conservative calculations (compliance with § 54 radiation protection regulation is proven) eighteen plutonium mixtures of differing nuclide composition, corresponding to different plutonium recycle strategies, are examined as to their impact on the radiation exposure during processing. The radiological properties are characterized by simple parameters enabling straightforward calculations. The calculations are based on radiologically relevant source strengths (100%) of a plutonium nuclide mixture which results from reprocessing of spent uranium fuel of about 32 GWd/tHM burn-up and seven years of ex-core time.

Conservative calculations carried out for the given fuel fabrication plant design yield dose rates < 5 mSv/a for most working stations. Compared with the calculation basis the relevant gamma and neutron source strengths of the examined nuclide mixtures of highly burned up nuclear fuel range from 85 to 126% and 116 to 180%, respectively. If the facility is operated at maximum capacity and only radiologically adverse plutonium is processed, a dose value slightly exceeding 10 mSv/a is calculated for one working area. For these unlikely boundary conditions the dose values can be reduced by means of remote monitoring and further automation. If necessary, the occupational dose can be lowered without design changes by reducing the throughput.

Radiological calculations were carried out for both routine (§ 45 radiation protection regulation) and accidental activity releases (§ 28(3) radiation protection regulation). Supposing equal routine activity release, the considered plutonium mixtures are covered by the reference nuclide mixture. Calculations for accidental conditions yield increased doses up to 180%. However, these dose values remain by orders of magnitude below the limits as defined by the radiation protection regulation.

INHALTSVERZEICHNIS

1	EINLEITUNG	-1-
2	MOX-BRENNELEMENTFERTIGUNG	-3-
2.1	Fertigungsbereiche	-3-
2.1.1	<i>Pulverbereich</i>	-3-
2.1.2	<i>Tablettenbereich</i>	-4-
2.1.3	<i>Brennstabbereich</i>	-5-
2.1.4	<i>Brennelementbereich</i>	-7-
2.2	Bereiche mit Hilfsfunktionen	-8-
2.2.1	<i>Lager</i>	-8-
2.2.2	<i>Qualitätskontrolle</i>	-10-
2.2.3	<i>Abfallbehandlung</i>	-11-
2.2.4	<i>Sonstige</i>	-12-
2.3	Arbeitsplätze in den verschiedenen Arbeitsbereichen	-13-
2.3.1	<i>Pulverbereich</i>	-13-
2.3.1.1	Plutoniummaterialeingang	-13-
2.3.1.2	Mischmahlen und Mischen	-13-
2.3.2	<i>Tablettenbereich</i>	-14-
2.3.2.1	Pressen	-14-
2.3.2.2	Sintern	-14-
2.3.2.3	Schleifen und Oberflächenkontrolle	-14-
2.3.3	<i>Brennstabbereich</i>	-15-
2.3.3.1	Säulenlegen	-15-
2.3.3.2	Füllen und Schweißen	-15-
2.3.3.3	Brennstabendkontrolle	-15-
2.3.3.4	Rückführung nicht spezifikationsgerechter Brennstäbe	-16-
2.3.4	<i>Lager</i>	-16-
2.3.5	<i>Qualitätskontrolle (Analytiklabore)</i>	-17-
2.3.6	<i>Abfallbehandlung</i>	-18-
2.3.7	<i>Sonstige</i>	-19-
3	ABSCHIRMMATERIALIEN	-20-
3.1	Gamma-Abschirmung	-20-
3.2	Neutronenabschirmung	-21-
4	GRUNDPARAMETER DER STRAHLENSCHUTZAUSLEGUNG	-22-
4.1	Plutoniumvektor (Plutoniumnuklidgemisch)	-23-
4.2	Strahlungseigenschaften	-24-
4.2.1	<i>Hochenergetische Gamma-Quellstärke (spezifische radiologisch relevante Gamma-Quellstärke bezüglich Ganzkörperdosis)</i>	-25-
4.2.2	<i>Neutronenquellstärke</i>	-26-
4.2.3	<i>Gamma-Quellstärke (niederenergetisch)</i>	-29-
4.2.4	<i>Gesamtquellstärke</i>	-30-
4.3	Quellstärken des Urans	-30-
4.4	Verarbeitungsmenge (Plutonium)	-31-
4.5	Aufenthaltszeit des Personals im Strahlenfeld	-33-
4.6	Radiologisch relevante Quellstärke	-34-

INHALTSVERZEICHNIS (Fortsetzung...)

5	ORTSDOSISLEISTUNGSBERECHNUNGEN	-37-
5.1	Berechnungen für repräsentative Strahlenquellen	-37-
5.2	Vergleich der vereinfachten Extrapolation der Ganzkörperdosis mittels der radiologisch relevanten Quellstärke mit den Einzelberechnungen	-39-
5.3	Einfluß eines Americiumaufbaus auf die Ganz- und Teilkörperdosis	-40-
5.3.1	<i>Ganzkörperdosis</i>	-41-
5.3.2	<i>Teilkörperdosis</i>	-41-
6	EINFLUSS DES EINGANGSMATERIALS AUF DIE STRAHLENEXPOSITION DES BEDIENPERSONALS	-44-
6.1	Pulverbereich	-44-
6.2	Tablettenbereich	-45-
6.3	Brennstabbereich	-45-
6.4	Brennelementmontage	-46-
6.5	Lager	-47-
6.6	Qualitätskontrolle (Analytiklabore)	-47-
6.7	Abfallbehandlung	-47-
7	MÖGLICHE MAßNAHMEN BEI DER VERARBEITUNG VON PLUTONIUM AUS HOCHABGEBRANNTEN KERNBRENNSTOFFEN	-50-
7.1	Abschirmungen	-50-
7.2	Fernüberwachung	-51-
7.3	Plutoniumdurchsatz	-52-
7.3.1	<i>Pu-tot-Gehalt im Brennstoff</i>	-53-
7.3.2	<i>Inventarreduzierung in Einzelkomponenten</i>	-53-
8	RADIOÖKOLOGIE UND STÖRFALLFOLGEN	-55-
8.1	Inkorporationsdosisfaktoren	-55-
8.1.1	<i>Dosisfaktoren der Plutoniumnuklidgemische bezogen auf die Alpha-Aktivität (Radioökologie)</i>	-56-
8.1.2	<i>Dosisfaktoren pro Gramm des Plutoniumnuklidgemisches</i>	-57-
8.2	Einfluß auf die Einhaltung der Grenzwerte gemäß StrlSchV	-57-
9	SCHLUSSFOLGERUNGEN	-58-
9.1	Entwicklung der Strahlenexposition des Bedienungspersonals und Maßnahmen zur Einhaltung der Planungswerte gemäß StrlSchV ...	-58-
9.2	Radioökologie und Störfallfolgen	-59-
9.3	Gesamtaussagen	-60-
10	BEGRIFFSBESTIMMUNGEN	-61-
11	ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS	-62-
12	LITERATURVERZEICHNIS	-63-
	Zu Kapitel 1	-63-
	Zu Kapitel 4	-63-
	Zu Kapitel 8	-64-
	Zu Kapitel 10	-64-
13	TABELLENANHANG	

1 EINLEITUNG

In den vergangenen Jahren hat sich die Erzeugung elektrischen Stroms aus Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland weiter erhöht. So wurden 1980 ca. 1.800 GWd erzeugt, 1990 ca. 6.000 GWd /1-1/. Im Zuge dieser Entwicklung wurde auch versucht, den vorhandenen Brennstoff immer effizienter auszunutzen. So wurde durch höhere Anfangsanreicherungen spaltbarer Nuklide der Abbrand des Brennstoffs deutlich erhöht. Durch neutronenphysikalisch günstigere Beladungsarten (low leakage) konnten noch höhere Abbrände der Brennelemente erzielt werden. Die längere Einsatzdauer dieser Brennelemente gewährleistete geringe Stillstandszeiten für den Brennelementwechsel und eine kontinuierliche Stromproduktion. Die Brennstoffkosten wurden reduziert und die Anzahl der abgebrannten und zu entsorgenden Brennelemente nahm ab. Die Planungen für die Zukunft laufen auf eine stärkere Nutzung dieses Sparpotentials, d.h. auf die Erzielung noch höherer Zielabbrände hinaus.

Durch die Forderung des deutschen Atomgesetzes § 9a (1) /1-2/ „anfallende Reststoffe zu verwerten“ wird die Wiederaufarbeitung von verbrauchten Kernbrennstoffen auch in den nächsten Jahren eine gesetzliche Notwendigkeit sein. In einem niedrig abgebrannten Brennelement (Abbrand: ca. 30 GWd) ist noch etwa $\frac{1}{3}$ des Brennstoffs für ein neues Brennelement in Form von Uran und Plutonium vorhanden, ca. 1% Plutonium in Form eines Gemisches der Isotope Pu-236 und Pu-238 bis Pu-242 sowie ca. 1% U-235. In hochabgebrannten Brennelementen ist der rückführbare Anteil deutlich geringer.

Durch den Abbrand wird unter anderem die Isotopenzusammensetzung des Plutoniums stark beeinflusst. So besitzen Plutoniumnuklidgemische aus hochabgebrannten Brennelementen aufgrund ihrer Isotopenzusammensetzung deutlich ungünstigere radiologische und reaktorphysikalische Eigenschaften. Die spezifischen Alpha-, Beta-, Gamma- und Neutronenquellstärken der Nuklidgemische nehmen zum Teil deutlich zu. Im Gegensatz dazu nehmen die Anteile spaltbarer Nuklide ab.

Bei der Rückführung von Plutonium in den Brennstoffkreislauf, d.h. bei der Herstellung von Brennelementen mit Plutonium als spaltbarem Material (MOX-Brennelemente), haben die Eigenschaften des Plutoniumnuklidgemisches natürlicherweise einen großen Einfluß auf verschiedene Aspekte bei der Auslegung einer Brennelementfabrik. Von Interesse sind in diesem Zusammenhang insbesondere Strahlenschutzgesichtspunkte. Praktische Erfahrungen hierzu liegen bisher

überwiegend nur für Plutonium aus niedriger abgebrannten Brennelementen vor. Unter dem Gesichtspunkt des Strahlenschutzes stellt sich nun die Frage, ob und unter welchen Zusatzmaßnahmen Plutonium aus hochabgebrannten Brennelementen zur Herstellung von MOX-Brennelementen verwendet werden kann. In der folgenden Studie wird untersucht, welchen Einfluß die Isotopenzusammensetzung des Plutoniums auf die verschiedenen Strahlenschutzaspekte bei der Herstellung von MOX-Brennelementen hat. Dies wird im folgenden für eine Brennelementfabrik mit Standort in der Bundesrepublik Deutschland und den hier geltenden gesetzlichen Randbedingungen dargestellt.

Es werden hierbei 18 unterschiedliche Plutoniumnuklidgemische untersucht. Die unterschiedlichen Gemische ergeben sich aus verschiedenen Abbrand- und Rückführungsstrategien. Es werden Abbrände von 40 bis 55 GWd/tSM betrachtet. Hierbei kann das Plutonium aus abgebrannten U-, MOX- oder WAU-Elementen (Brennelementen aus aufgearbeitetem und wiederangereichertem Uran) stammen.

Auf die folgenden Gesichtspunkte wird in der Studie detailliert eingegangen:

- Strahlenexposition des Bedienpersonals (Ganz- und Teilkörperdosis) bezüglich der Planungswerte gemäß § 54 StrlSchV /1-3/,
- potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung als Folge der normalbetrieblichen Abgabe von α -Aktivität in Form von Plutonium bezüglich der Grenzwerte gemäß § 45 StrlSchV /1-3/,
- potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung in Folge einer störfallbedingten Freisetzung von Plutonium bezüglich der Störfallplanungswerte des § 28 (3) StrlSchV /1-3/.

2 MOX-BRENNELEMENTFERTIGUNG

In der betrachteten Brennelementfabrik werden aus Plutonium und Uran hauptsächlich LWR-Brennelemente für Leistungsreaktoren hergestellt. Das Plutonium wird hierbei in Form von Oxidpulver (PuO_2) angeliefert. In der Fertigung wird das Plutoniumoxid mit Uranoxid vermischt und zu Tabletten gepreßt. Die gesinterten Tabletten werden in Hüllrohre gefüllt und diese verschweißt. Die Brennstäbe werden anschließend zu Brennelementen assembliert.

Im Laborbereich werden die analytischen Untersuchungen am Verarbeitungsmaterial durchgeführt. Die Abfallbehandlung entsorgt die gesamte Anlage von radioaktivem Abfall und sorgt für dessen Lagerung. Für Ausgangsmaterialien, Zwischen- und Endprodukte existieren außerhalb der Fertigung eigene Lagereinrichtungen.

2.1 Fertigungsbereiche

2.1.1 Pulverbereich

In einem ersten Schritt wird das Plutonium in Form von PuO_2 -Pulver mit Uran (UO_2) vermischt, so daß ein Gemisch entsteht, das den jeweiligen Brennstoffspezifikationen der Brennelemente entspricht.

Die hierbei wichtigen Prozeßschritte sind:

Plutoniummaterialeingang

Das Plutonium wird in seiner Transportverpackung (Dosen in einem Überbehälter aus Stahl) in das bei der Verarbeitung notwendige Handschuhkastensystem eingeschleust, die Überbehälter geöffnet, die Dosen zwischengelagert und das Plutonium nach Freigabe für die Fertigung den geöffneten Dosen über ein Saugrohr entnommen. Die beschriebenen Arbeitsschritte sind hierbei soweit möglich alle automatisiert.

Uranmaterialeingang

Hier wird das Uran aus Uranfässern über Zwischenbehälter in das Handschuhkastensystem eingebracht. Aufgrund der unterschiedlichen radiologischen Relevanz und der weit höheren Handhabungsmengen wird hier das Uran auf eine völlig andere Art und Weise (Kran und Gabelstapler) gehandhabt als im entsprechenden Plutoniummaterialeingang.

Mischmahlen

Plutonium- und Uranoxid sowie Rücklaufmaterial werden zusammen mit Mahl- und Preßhilfsmitteln in einer Kugelmühle miteinander vermahlen (OCOM-Verfahren). Hierbei entsteht ein (U/Pu)O₂-Gemisch (Mischoxid), das eine hohe Löslichkeit des Plutoniums bei der späteren Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffs gewährleistet. Der Plutoniumgehalt beträgt in diesem Prozeßschritt ca. 30 %.

Mischen

Das Produkt aus dem OCOM-Verfahren wird mit weiterem Uranoxid vermischt, um die vorgegebene Konzentration spaltbarer Nuklide im Brennstoff zu erreichen. Für die Auslegung der Anlage wird für LWR-Brennstoff ein Pu-tot-Gehalt von 7,2 % angenommen. In diesem Schritt werden auch weitere Preßhilfsmittel zusammen mit dem Uran zugegeben. Als Ausgangsmaterial kann hierbei auch Mischoxid z.B. aus der Schrottrückführung dienen.

Schrottrückführung

Nicht spezifikationsgerechtes Pulver bzw. Tabletten werden durch Mahlen in einer Kugelmühle und Homogenisieren für ihre Wiederverwendung vorbereitet. Die Rückführung erfolgt innerhalb der Produktionslinien.

Pulvertransport

Durch eine saugende Pfpfropfenförderung werden die verschiedenen Komponenten zu den jeweiligen Prozeßschritten in Rohren transportiert. Hierdurch wird die Verbindung zwischen den einzelnen Prozeßschritten in der Pulververarbeitung gewährleistet.

Zwischenlagereinrichtungen

Innerhalb der Pulverfertigung existieren Zwischenlagereinrichtungen, in denen Pulver, z.B. bis zum Vorliegen der Prüfergebnisse der Spezifikationsmerkmale bzw. bis zur Weiterverarbeitung im nächsten Prozeßschritt, zwischengelagert werden kann.

2.1.2 Tablettenbereich

Aus dem (U/Pu)O₂-Mischoxidpulver werden Tabletten gepreßt. Diese werden gesintert und auf den für den jeweiligen Brennelementtyp spezifischen Tabletten-durchmesser zurechtgeschliffen.

Die hierbei wichtigen Prozeßschritte sind:

Pressen

Es werden aus dem (U/Pu)O₂-Mischoxidpulver Tabletten gepreßt. Die Form, die Höhe und der Durchmesser der Tabletten sind hierbei je nach Brennstabspezifikation unterschiedlich.

Sintern

Die Tabletten werden bei ca. 1.700°C in einer reduktiven H₂-Atmosphäre gesintert. Hierbei nimmt die Tablettendichte zu, die Tabletten schrumpfen, die Tablettenform ist nicht mehr geometrisch ideal.

Schleifen

Die Tabletten werden auf einen exakt gleichen, vorgegebenen Durchmesser zurechtgeschliffen und ihre Spezifikationsmerkmale (Durchmesser, Oberfläche) kontrolliert.

Tablettentransport

Die Tabletten werden auf Tablettenpaletten und Sinterschiffchen zwischen den einzelnen Prozeßschritten transportiert. Der Transport erfolgt in eigenen Transportkanälen und wird ferngesteuert.

Zwischenlagern

Zwischen den Prozeßschritten der Tablettenfertigung werden ebenfalls umfangreiche Qualitätsprüfungen an Einzelproben vorgenommen. Bis zum Vorliegen der Analyseergebnisse bzw. bis die Tabletten in der Brennstabfertigung weiterverarbeitet werden können, müssen die Tabletten zwischengelagert werden.

2.1.3 Brennstabbereich

Die Brennstofftabletten werden in Hüllrohre gefüllt, die Hüllrohre verschweißt und verschiedene Qualitätsprüfungen an den fertigen Brennstäben vorgenommen. Die hierbei wichtigen Prozeßschritte sind:

Säulenlegen

Aus den Tabletten, ggf. auch verschiedener Anreicherungsgrade, wird die Brennstoffsäule eines Brennstabs zusammengestellt. Die vollständige Brennstoffsäule wird auf eine Säulenpalette gelegt.

Trocknen

Die Tabletten werden vor dem Verfüllen in die Hüllrohre nochmals in einem Ofen bei ca. 500°C getrocknet.

Füllen und Schweißen

Die Tabletten werden aus dem Handschuhkasten heraus in ein bereits einseitig verschweißtes, mit Helium gefülltes Hüllrohr geschoben. Im Handschuhkasten wird die Endkappe unter einer Inertgasatmosphäre aufgeschweißt. Das verschweißte Brennstabende wird vordekontaminiert, aus dem Handschuhkasten ausgeschleust und bis zur Kontaminationsfreiheit außerhalb des Handschuhkastens weiter dekontaminiert.

Brennstabkontrolle

In mehreren Arbeitsschritten werden folgende Brennstabmerkmale geprüft:

- **Brennstabaufbau**
Durch einen Gamma-Scanner werden der Aufbau der Tablettensäule und die Anreicherung überprüft.
- **Brennstaboberfläche**
Visuell wird die Oberfläche des Brennstabs auf Beschädigungen überprüft. Durch eine Wischprobe wird die wischbare Oberflächenkontamination gemessen und soweit notwendig nachdekontaminiert.
- **Brennstabdichtheit**
Mittels Helium-Lecktest wird die Dichtheit der Brennstäbe überprüft.
- **Brennstabausgang**
Die Brennstäbe werden, soweit möglich, in der Anordnung eines Brennelements in einen Köcher (Transportträger für Brennstäbe) eingeschoben. Die Köcher werden von einem abgeschirmten fernbedienten Transportfahrzeug übernommen und in das Lager transportiert.
- **Rückführung nicht spezifikationsgerechter Brennstäbe**
Nicht spezifikationsgerechte Brennstäbe werden mit einem Ende in einen Handschuhkasten eingeschleust, geöffnet und die Tabletten ausgeschüttet. Aus diesen Tabletten werden nicht spezifikationsgerechte Tabletten aussortiert, zerkleinert und der Schrottrückführung zugeführt. Die restlichen Tabletten werden wieder in den Prozeßstrom zurückge-

führt und erneut zu Brennstoffsäulen für Brennstäbe zusammengestellt (Säulenlegen).

2.1.4 Brennelementbereich

Die einzelnen Brennstäbe werden in ein vormontiertes Brennelementskelett eingebracht, weitere Strukturteile montiert und verschiedene Prüfungen vorgenommen. Das fertige Brennelement wird anschließend auf seinen Spaltstoffgehalt geprüft. Die Verpackung der Brennelemente erfolgt in Behälter vom Typ A. In diesen Behältern können sie soweit notwendig im Lager zwischengelagert werden, bevor sie in Behälter vom Typ B verpackt und versandt werden. Die wichtigsten Prozeßschritte im Brennelementbereich sind:

Einschieben der Brennstäbe

Die Brennstäbe werden in Köchern auf einem abgeschirmten Transportfahrzeug aus dem Lager antransportiert und anschließend von einer fernbedienten Handhabungseinrichtung in eine senkrechte Position in einem Zwischenlager gebracht. Die Brennstäbe werden den Köchern entnommen und senkrecht in die auf einem Träger vormontierten Strukturteile eines Brennelements eingeschoben.

Kopfmontage

Der noch fehlende Kopf des Brennelements wird manuell aufgesetzt und verschraubt bzw. verschweißt. Anschließend wird die Prüfung an den Steuerstabführungsrohren usw. vorgenommen.

Prüfung

Die fertigen Brennelemente werden fernbedient mittels Kamera auf Oberflächenverletzungen der Brennstäbe untersucht. Mittels mehrerer Sensoren werden die Stababstände und die Geometrie des Gesamtelements geprüft.

Verifikation

Durch Messung der Neutronenstrahlung des Elements wird der Spaltstoffgehalt, Plutonium und U-235, verifiziert.

Verpackung

Das vollständige Brennelement wird durch ein fernbedientes Handhabungssystem in einen Behälter vom Typ A gestellt und dort fixiert. Je nach Brennelementtyp können in einen Behälter bis zu vier Brennelemente verpackt werden. Der Behälter wird in die Waagerechte geschwenkt, der Deckel aufgesetzt und verschraubt.

Transport während der Brennelementmontage

Zwischen den einzelnen Schritten der Brennelementmontage und -prüfung müssen das Brennelement bzw. die sich in einem Köcher befindlichen Brennstäbe transportiert werden. Dies übernimmt ein mit hoher Präzision arbeitendes, fernbedientes Hantierungssystem.

Versand

Zum Versand werden die Behälter vom Typ A auf abgeschirmten Transportwagen in die Transportschleuse gebracht und in Behälter vom Typ B verpackt. Die Behälter vom Typ B werden mit einem weiteren Transportwagen nach draußen gefahren. Dort werden mittels Kran zwei Behälter zusammengestellt und gemeinsam auf ein Sicherheitsfahrzeug verladen. Mit dem Sicherheitsfahrzeug wird der Transport zu den Kernkraftwerken durchgeführt.

2.2 Bereiche mit Hilfsfunktionen

Neben den Betriebsteilen der Fertigung sind Zuarbeiten durch Abteilungen wie das Lager, die Qualitätskontrolle, die Abfallbehandlung usw. zum Funktionieren der Fertigung notwendig.

2.2.1 Lager

Im Lager werden die Ausgangsprodukte UO_2 , PuO_2 bzw. $(\text{U/Pu})\text{O}_2$ (MOX) für die Fertigung bereitgestellt. Zwischenprodukte und Endprodukte werden dort bis zur Weiterverwendung bzw. Auslieferung gelagert. Das Lager teilt sich aufgrund der zur Lagerung kommenden plutonium- und uranhaltigen Produkte in verschiedene Bereiche auf:

PuO₂-Lagerung in Überbehältern

Hier wird der Hauptstrom des Plutoniums bis zur Verwendung gelagert. Das Plutonium wird als PuO_2 -Pulver in Dosen angeliefert. Hierbei befinden sich mehrere Dosen in einem Überbehälter aus Stahl. Die Lagerung der Überbehälter erfolgt in Polyethylenröhren (PE) und hinter dicken Abschirmungen. Vor der Einlagerung werden durch eine zerstörungsfreie Identifikationsmessung die Annahmespezifikationswerte, wie z.B. die Plutoniumzusammensetzung usw., überprüft. Zur Wei-

terverarbeitung des Plutoniums werden die Überbehälter in abgeschirmten Transportwagen zum Plutoniummaterialeingang der Fertigung transportiert.

Lagerung von Spaltstoff in Betonbehältern

Fällt Spaltstoff (z.B. Rücklaufmaterial zur nassen Schrottrückführung) in fester Form an, der in anderen Lagereinrichtungen nicht lagerfähig ist, wird er in Betonbehältern gelagert. Die Betonbehälter sind Betonquader mit einer bzw. mehreren Lageröffnungen. Diese werden nach vorn mit einer Tür (Beton oder PE/Pb) verschlossen. Die Behälter können bis zu einer Höhe von 4 Behältern beliebig gestapelt werden. Die Beschickung und Entnahme der Behälter erfolgt manuell.

Brennstablagierung

Die Zwischenlagerung von Brennstäben erfolgt fast ausschließlich in Köchern. Die Köcher werden waagrecht durch eine Hantierungseinrichtung in ein Fachwerklager eingeschoben. Das Lager ist rundum mit PE/Pb abgeschirmt.

Brennelementlager

Die Zwischenlagerung von Brennelementen erfolgt in Behältern vom Typ A. Die Behälter werden in einem abgeschirmten Bereich gestapelt. Die Übernahme des Behälters von dem abgeschirmten Transportfahrzeug und die Beschickung des Lagers erfolgen mittels Kran. Er wird von oben auf einen Stapel eingelagert (first in - last out). Manuelle Hantierungen an den Behältern vom Typ A sind hierbei nicht notwendig.

Uranlager

Das Uran wird als UO_2 -Pulver in Fässern oder in Form von UO_2 -Tabletten in Tablettenkästen angeliefert und gelagert. Die Lagerung erfolgt in Palettenregalen.

Transporte innerhalb der Brennelementfabrik

Die wichtigsten Transportvorgänge zwischen Lager und Fertigung, Auslieferung/Anlieferung und Lager usw. sind:

- Transport von PuO_2 , MOX in Dosen
Der Transport erfolgt in eigenen abgeschirmten Transportwagen. Sie bestehen aus einem PE/Pb-Hohlzylinder mit einem Deckel. Die Abschirmwirkung des PE/Pb-Mantels ist den Transportanforderungen angepaßt.
- Antransport von PuO_2 in Überbehältern
Der Antransport bis zum Lager für PuO_2 erfolgt in den zum externen Transport zugelassenen Behältern vom Typ B.

- Transport von Brennstäben und Brennelementen

Der Transport von Brennstäben und Brennelementen findet auf abgeschirmten, fernbedienten, selbstfahrenden Fahrzeugen statt. Die Brennstäbe befinden sich hierbei überwiegend in Köchern, die Brennelemente in Behältern vom Typ A.

- Transport von Uran

Der Transport von Uran erfolgt in den Lagerbehältern mittels Gabelstapler. Falls erforderlich, z.B. bei WAU-Materialien, können hierbei Bleiabschirmungen verwendet werden.

2.2.2 Qualitätskontrolle

Die Qualitätskontrolle wird zum Teil bereits innerhalb der Fertigung durchgeführt, insbesondere dann wenn die Kontrolle 100 % des Materials betrifft oder ohne Verzögerung durchzuführen und die Prüfung zerstörungsfrei möglich ist. Für die Kontrolle anderer Qualitätsmerkmale wie Isotopenzusammensetzung, Spaltproduktgehalt, Gehalt an metallischen Verunreinigungen, O/M-Verhältnis, Dichte usw. sind umfangreiche analytische Verfahren notwendig. Diese werden an repräsentativen Einzelproben durchgeführt. Die Analysenverfahren führen fast immer zu einer Zerstörung des Probenmaterials. Das Probenmaterial wird in diesem Fall entweder der Schrottrückführung oder der Abfallbehandlung zugeführt.

Die wichtigsten zur Untersuchung des Materials eingesetzten Analysenverfahren sind:

- Gamma-Spektrometrie,
- naßchemische Analysenverfahren,
- H₂-Analysen,
- Spurenanalysen, Photometrie,
- Röntgenfluoreszenzanalyse,
- Rasterelektronenmikroskopie,
- Massenspektrometrie.

Die meisten der genannten Analysenverfahren setzen eine umfangreiche Vorbehandlung des Untersuchungsmaterials voraus. Die Hantierung des Materials fin-

det überwiegend in Handschuhkästen statt. Nur wenn die Probenmenge äußerst gering ist wird auch in Isotopenabzügen gearbeitet.

Die routinemäßige Hantierung und Vorbereitung von größeren Mengen Probenmaterial erfolgt größtenteils automatisiert. Nur bei der Hantierung äußerst geringer Probenmengen sowie nicht routinemäßigen Analyseverfahren wird manuell gearbeitet. Bei der Betrachtung der Strahlenschutzaspekte wird allerdings im gesamten Bereich der Analytik von einer weitgehenden manuellen Hantierung ausgegangen. Die Einzelhantierungen an den verschiedenen Analysensystemen unterscheiden sich hierbei deutlich. Unter dem Gesichtspunkt des Strahlenschutzes ist in diesem Bereich fast ausschließlich die hantierte Plutoniummenge das wesentliche Unterscheidungskriterium. Hierbei braucht nicht näher auf die Analyseverfahren eingegangen zu werden.

Die Anlieferung des Probenmaterials aus der Fertigung erfolgt soweit möglich über eine „Zentrale Probenrohrpost“, die in Verbindung mit den Fertigungsbereichen steht, in denen zur Qualitätskontrolle Proben aus dem Fertigungsmaterial entnommen werden müssen.

2.2.3 Abfallbehandlung

In der Abfallbehandlung werden die gesamten Abfälle aus dem Kontrollbereich erfaßt, und soweit sie nicht nach extern abgegeben werden können, ggf. nach einer Rückgewinnung des Plutoniums für eine Endlagerung vorbereitet. Unter dem Gesichtspunkt des Strahlenschutzes ist hierbei ausschließlich die Behandlung von HSK-Abfällen, die die bei weitem höchste Kontamination aufweisen, von Bedeutung. Solche Abfälle sind überwiegend:

- Schleusmaterial (Folien usw.),
- HSK-Filter,
- HSK-Handschuhe,
- Hilfsmittel bei manuellen Tätigkeiten im HSK, z.B. bei Instandsetzungsarbeiten,
- leere Pulverdosen,
- flüssige und feste Abfälle aus der Analytik (Analysenproben),

Die festen Abfälle werden in einem ersten Schritt erfaßt, sortiert, bilanziert (Plutoniummenge) und in Fässern (200 l) für die Weiterbehandlung zusammengestellt.

Abfälle mit größeren Plutoniummengen, z.B. PuO₂-Dosen mit anhaftendem Restmaterial, werden einer Plutoniumrückgewinnung zugeführt. Hier werden z.B. die Dosen gewaschen und das Plutoniumoxid aus der Waschlösung abfiltriert. Brennbare Abfälle werden verbrannt und aus der Asche das Plutonium zurückgewonnen.

Die restlichen festen Abfälle werden zerkleinert und in 200-l-Fässern zementiert. Flüssigabfälle werden dabei zur Zementierung verwendet.

2.2.4 Sonstige

Neben den aufgeführten Tätigkeitsbereichen ist noch folgendes Personal mit sogenannter „Service-Funktion“ im Kontrollbereich tätig:

- Strahlenschutz
Durchführung von Ortsdosisleistungsmessungen,
Durchführung von Wischproben usw.
- Spaltstoffflußkontrolle
Messung von Spaltstoffmengen usw.,
Unterstützung der internationalen Überwachungsbehörden.
- Instandsetzungspersonal
Durchführung von Reparaturmaßnahmen, Wartung usw.

Für dieses Personal wird entsprechend ihrer geringeren Aufenthaltszeit im Bereich erhöhter Ortsdosisleistung eine niedrigere Strahlenexposition als für das Fertigungspersonal erwartet.

Für das Instandsetzungspersonal kann vorab keine Dosisabschätzung abgegeben werden. Diese richtet sich nach den Gegebenheiten der einzelnen Instandsetzungsmaßnahmen. Die speziellen Gegebenheiten werden dann im Einzelfall bei der Planung der Vorgehensweise berücksichtigt. Grundsätzlich werden jedoch soweit möglich Instandsetzungsmaßnahmen an leergefahrenen Systemen durchgeführt.

Vorab wird allerdings die spätere Notwendigkeit von Instandsetzungsmaßnahmen durch qualitätssichernde Maßnahmen, gezielte Überdimensionierungen usw. soweit als möglich reduziert. Des Weiteren wird versucht, durch instandsetzungsfreundliche Komponenten die Instandsetzungszeiten, insbesondere bei bereits bekannten Verschleißteilen, möglichst gering zu halten.

2.3 Arbeitsplätze in den verschiedenen Arbeitsbereichen

Es werden im folgenden alle Arbeitsplätze aufgeführt, die für die einzelnen Bereiche aufgrund der Auslegung dosisführend sind.

2.3.1 Pulverbereich

2.3.1.1 Plutoniummaterialeingang

Die in abgeschirmten Transportwagen aus dem Lager angelieferten Überbehälter mit PuO_2 werden der Schleuseinrichtung zugeführt. Die eingeschleusten Überbehälter werden geöffnet und die PuO_2 -Dosen entnommen. Die einzelnen Dosen werden gewogen und falls erforderlich in eine Zwischenlagereinrichtung in einen anderen Raum transportiert. Die Dosen werden anschließend geöffnet, das PuO_2 -Pulver entnommen und mittels Pfpöfenförderung zur weiteren Verarbeitung (Mischmahlen) transportiert. Dies erfolgt vollständig automatisiert.

Die direkte Hantierung des Spaltstoffs beschränkt sich auf die manuelle Beladung der Schleuseinrichtung mit den standardisierten Überbehältern. Die weitere Bearbeitung, insbesondere das Öffnen der Überbehälter usw., wird nur visuell überwacht. Hierbei besteht immer die Möglichkeit eines direkten Eingriffs zur Beseitigung von Störungen des automatisierten Arbeitsablaufs. Das Ausschleusen der entleerten Dosen und Überbehälter wird manuell durchgeführt.

2.3.1.2 Mischmahlen und Mischen

Diese Arbeitsschritte werden vollständig automatisiert durchgeführt. Die Überwachung erfolgt von einem zentralen Leitstand in einem abgetrennten Raum.

Vor Ort, d.h. an den Plutonium führenden Komponenten in den Handschuhkästen, ist ein Aufenthalt nur zu Kontrollzwecken, Verschickung der automatisch gezogenen Pulverproben durch die Probenrohrpost usw. notwendig.

Des Weiteren wird in diesem Bereich Mischoxid (MOX) aus dem Lager eingeschleust. Dies erfolgt manuell.

2.3.2 Tablettenbereich

2.3.2.1 Pressen

Das Pressen der Tabletten aus dem MOX-Pulver erfolgt vollständig automatisiert. Der Mitarbeiter befindet sich allerdings vor Ort zur Steuerung und Kontrolle der Maschine. Störungen, falsch geförderte oder umgefallene Tabletten, können sofort beseitigt werden.

Hantierungen an den Pressen, wie zum Beispiel beim Umrüsten auf andere Tablettengrößen, oder Filterwechsel usw. werden während der Standzeiten der Pressen durchgeführt. Die Handschuhkästen sind dann soweit möglich spaltstofffrei.

2.3.2.2 Sintern

Die Steuerung und Überwachung des Sinterofens erfolgt von einem getrennten Leitstand aus. Zur Kontrolle werden in gewissen Abständen Kontrollgänge vor Ort durchgeführt. Die Tätigkeiten im Handschuhkasten bestehen in Probenahmen von Tabletten und deren Verschickung mit der Rohrpost.

2.3.2.3 Schleifen und Oberflächenkontrolle

Der Schleifvorgang wird vor Ort von einer Person kontinuierlich überwacht. Die Zuführung der Tabletten aus den Sinterbehältnissen zur Schleifmaschine und die Abführung der Tabletten sowie die Stapelung auf Tablettenpaletten erfolgt vollautomatisiert.

Eingriffe in das Handschuhkastensystem erfolgen bei Störungen, Reinigung des Handschuhkastens usw.

Die Kontrolle der Oberflächen der Tabletten auf Abplatzungen usw. erfolgt automatisiert. Der Kontrolleur überwacht diesen Kontrollvorgang. Die stichprobenartige Entnahme von Tabletten zur Analyse (Versand mit Probenrohrpost) wird ebenfalls von dieser Person durchgeführt. Sie erfolgt manuell.

2.3.3 Brennstabbereich

2.3.3.1 Säulenlegen

Die richtige Funktion der Maschine, die die Brennstoffsäulen zusammenstellt, wird vor Ort von einem Mitarbeiter überwacht. Routinemäßig wird von ihm nur bei der Rückführung von Tabletten, die umsortiert und auf andere Transportträger umgesetzt werden müssen, kurzzeitig eingegriffen.

2.3.3.2 Füllen und Schweißen

Von den Mitarbeitern werden die leeren Hüllrohre antransportiert, der Maschine zugeführt und das automatisierte Einschleiben der Tabletten in das Hüllrohr und der Schweißvorgang überwacht. Die Dekontamination der Stabenden erfolgt von Hand, zuerst im HSK, in einem zweiten Schritt mit Messung außerhalb des Handschuhkastens unter einer Abdeckhaube.

2.3.3.3 Brennstabendkontrolle

Von dem Mitarbeiter werden die Brennstaboberflächen visuell durch eine durchsichtige Abschirmung auf Verletzungen untersucht und die Durchbiegung der Brennstäbe geprüft. An jedem Brennstab wird manuell eine Wischprobe genommen und somit der Stab auf Kontaminationsfreiheit geprüft. Die Durchführung des Helium-Lecktests für die Stäbe wird automatisiert durchgeführt. Nicht spezifikationsgerechte Brennstäbe werden in einem abgeschirmten Puffer zwischenteilig gelagert. Bevor die spezifikationsgerechten Brennstäbe in einen Brenn-

stabköcher geschoben werden, werden die Brennstabnummern gelesen (über Kamera) und von dem Mitarbeiter mittels EDV erfaßt.

Die manuellen Tätigkeiten des Mitarbeiters am Brennstab beschränken sich auf die Durchführung von Wischproben, die Dekontamination und die Durchbiegungsprüfung sowie die Entnahme von nicht spezifikationsgerechten Brennstäben.

2.3.3.4 Rückführung nicht spezifikationsgerechter Brennstäbe

Nicht spezifikationsgerechte Stäbe werden mit einem Ende in den Handschuhkasten eingeschleust. Der Brennstab wird an diesem Ende im HSK aufgeschnitten, die Tabletten in eine Schale geschüttet. Die Tabletten werden im HSK sortiert. Rücklaufmaterial wird gesammelt und ausgeschleust. Spezifikationsgerechte Tabletten werden auf Tablettenpaletten gelegt, zwischengelagert, und erneut dem Prozeßstrom zugeführt.

Alle Tätigkeiten werden hier manuell durch Eingriff in den Handschuhkasten durchgeführt. Aus der erwartungsgemäß anfallenden Anzahl nicht spezifikationsgerechter Brennstäbe ist zu erwarten, daß nur ein Teil der Arbeitszeit eines Mitarbeiters hierfür notwendig ist. Ansonsten nimmt er überwachende Tätigkeiten mit geringer Dosisrelevanz innerhalb des Brennstabbereichs wahr.

2.3.4 Lager

Die Mitarbeiter im Lager führen entsprechend dem Arbeitsanfall alle Tätigkeiten an den Lagersystemen sowie die verschiedenen Transporttätigkeiten nach Bedarf abwechselnd durch. Auf ein Jahr gesehen ergibt sich dadurch für alle Mitarbeiter ein ähnliches Tätigkeitsprofil.

Die Haupttätigkeiten sind:

- manuelle Beladung und Entnahme von Behältern mit MOX-Pulver, Tabletten usw. an Betonbehältern,
- Bedienung der Beschickungseinrichtung des Brennstablagers (Köcher),

- Bedienung des fernbedienten Krans für die Be- und Entladung des Brennelementlagers (jeweils mehrere Brennelemente in einem Behälter vom Typ A),
- Tätigkeiten bei der Uranlagerung (Transport von UO_2 -Behältern und UO_2 -Tabletten mittels eines Gabelstaplers, Entnahme von Urananalysenproben aus UO_2 -Behältern),
- Bedienung der Beschickungseinrichtung des PuO_2 -Lagers, der Verifikationsmessung und der Trenneinrichtung der Überbehälter,
- Beschickung anderer kleinerer Lagersysteme (Lagerung von kleineren Plutoniummengen in Schränken aus Stahl, Lagerung von niedrig angereichertem Uran),
- Transporttätigkeiten:
 - Transport von PuO_2 in Behältern vom Typ B,
 - Transport von PuO_2 , MOX usw. in abgeschirmten Transportwagen (kleinere Spaltstoffeinheiten),
 - Transport von Uranbehältern,
 - Überwachung der Tätigkeiten bei der Verpackung von Brennelementen in Behälter vom Typ B und deren Auslieferung.

Bei der strahlenschutztechnischen Auslegung der Lagereinrichtungen wurde eine nahezu volle Belegung der Lagereinrichtungen unterstellt. Diese Vorgabe übersteigt die tatsächlich erwarteten Lagermengen um das 2 bis 3-fache.

2.3.5 Qualitätskontrolle (Analytiklabore)

Durch die Mitarbeiter der Qualitätskontrolle werden die notwendigen Analysen, Eingangskontrolle des Fertigungsmaterials, Einhaltung der Produktspezifikationen usw., an den Produktionsmaterialien durchgeführt. Hierzu werden sehr unterschiedliche Analysemethoden eingesetzt. So sind auch bei den Analysen, die an Plutonium durchgeführt werden, die Anforderungen bezüglich der Probenmengen und der Probenvorbereitung einer großen Schwankungsbreite unterworfen.

Für die Strahlenschutzauslegung wird in diesem Bereich - hier können je nach Erfordernis die Aufenthaltszeiten an den Hantierungspositionen 100 % der Gesam-

taufenthaltszeit des Mitarbeiters im Kontrollbereich betragen - die Ortsdosisleistung auf Werte $\leq 5 \mu\text{Sv/h}$ begrenzt. Aus den wahrscheinlichen Aufenthaltszeiten wird die erwartete Strahlenexposition für das jeweilige Analysenverfahren bzw. den Mitarbeiter berechnet.

Als beispielhafter Arbeitsplatz wird für den gesamten Bereich der Arbeitsplatz untersucht, an dem die Analysenproben für die einzelnen Analysenverfahren vorbereitet werden. Hier wird bei der konservativ unterstellten manuellen Verfahrensweise die für diesen Bereich höchste Einzelplutoniummenge hantiert. An diesem Arbeitsplatz fallen auch die Restmengen und Rückläufe aus den einzelnen angeschlossenen Analysenverfahren an. Sie müssen an dieser Stelle ausgeschleust werden.

2.3.6 Abfallbehandlung

Bei der Abfallbehandlung werden an den dosisrelevanten Arbeitsplätzen kleine Plutoniummengen als Kontamination von Verbrauchsmaterial und anderen Gegenständen hantiert.

Als repräsentativer Arbeitsplatz für die Aufgaben der Abfallbehandlung wird im folgenden die Tätigkeit bei der Erfassung und Sortierung der HSK-Abfälle beschrieben. An dieser zentralen Stelle kommen alle HSK-Abfälle, d.h. die Abfälle, die in jedem Fall plutoniumkontaminiert sind, zusammen. Sie werden von den Mitarbeitern der Abfallbehandlung aus den einzelnen Fertigungsbereichen antransportiert, beschriftet und mittels EDV erfaßt. Gleichzeitig werden Messungen der Oberflächendosisleistung und des Plutoniumgehalts (Neutronenmessung) durchgeführt. Diese Daten werden zusammen mit der Herkunft des Materials (hieraus kann auf die Zusammensetzung des Plutoniums geschlossen werden) mittels EDV gespeichert. Anschließend werden die Abfallpakete in Fässer sortiert.

Der Inhalt der so zusammengestellten Abfallfässer wird anschließend erneut in einem anderen Bereich der Abfallbehandlung in Handschuhkästen eingeschleust. Entsprechend der Zusammenstellung im Faß wird er für die Zementierung vorbereitet und in einem 200-l-Abfallfaß endkonditioniert (zementiert).

2.3.7 Sonstige

Das Strahlenschutz- und Instandsetzungspersonal führt Arbeiten in der gesamten Anlage durch, unter anderem in Bereichen ohne Dosisrelevanz (z.B. Werkstätten, Meßräumen etc.). Teilweise sind die Arbeiten (z.B. bei Reparaturen, Kontaminationmessungen etc.) stark vom einzelnen Anforderungsfall abhängig. Daher kann dafür keine Beschreibung des Arbeitsplatzes im Hinblick auf eine darauf aufbauende Dosisabschätzung erfolgen.

Für das Strahlenschutzpersonal wird die Strahlenexposition unter derjenigen des Fertigungspersonals liegen, da es in den gleichen Bereichen tätig wird, allerdings in geringerem Umfang. Damit ist vom Standpunkt des Strahlenschutzes die erwartete Dosis für dieses Personal durch die Betrachtung des Fertigungspersonals abgedeckt.

Bei Instandsetzungsarbeiten werden im Einzelfall die notwendigen Arbeitsabläufe geplant und hinsichtlich des Strahlenschutzes optimiert. Dazu gehört insbesondere das Leerfahren der betroffenen Einrichtungen. Entsprechende technische Vorkehrungen sind soweit möglich bei der Anlagenplanung bereits berücksichtigt.

Bei der Spaltstoffflußkontrolle werden die meisten Vorgänge automatisch (Messung, Buchung usw.) durchgeführt. In bestimmten Fällen sind jedoch an speziellen Spaltstoffmengen Verifikationsmessungen außerhalb der Fertigung bzw. der Eingangskontrolle notwendig. Hierbei ist die Aufgabe des Personals überwiegend eine Hilfestellung für die internationalen Überwachungsbehörden. Das Material wird durch das Betriebspersonal transportiert und in die Meßeinrichtung gebracht (zum Teil auch von Hand).

Für diese Tätigkeiten werden Dosisabschätzungen vorgenommen. Die ermittelten Dosiswerte liegen allerdings weit unter den Planungswerten der StrlSchV (§ 54) und sind für die weitere Betrachtung nicht relevant.

3 ABSCHIRMMATERIALIEN

Von dem Verarbeitungsmaterial, Plutonium, seinen Folgeprodukten, Verunreinigungen aus dem Wiederaufarbeitungsprozeß und Uran, gehen verschiedene Arten radioaktiver Strahlung aus, Alpha-, Beta-, Gamma- und Neutronenstrahlung. Alpha- und Beta-Strahlung werden bereits durch dünne Schichtdicken vollständig absorbiert. Bei der zugrundegelegten Hantierung in Handschuhkästen oder geschlossenen Metallbehältern sind diese Strahlungen deshalb ohne Bedeutung für die Strahlenexposition des Bedienpersonals.

Die Gamma- und Neutronenstrahlung durchdringt jedoch die Wandungen der Handschuhkästen und Behälter zu einem großen Teil. Deshalb sind weiterreichende Abschirmungen speziell für diese Strahlungsarten vorgesehen. Diese sind entweder direkt an der Komponente (spaltstoffführender Behälter) innerhalb des Handschuhkastens, am Handschuhkasten oder als mobile Abschirmung vor dem Handschuhkasten angebracht. Grundsätzlich wird hierbei einer Abschirmung direkt an der Komponente der Vorzug gegeben.

Aufgrund der physikalischen Eigenschaften der beiden Strahlungsarten werden zur Abschirmung ganz unterschiedliche Materialien eingesetzt.

3.1 Gamma-Abschirmung

Gamma-Strahlung wird am besten durch Materialien mit hoher Kernladungszahl und hoher Dichte abgeschirmt. Das gängigste Material ist hierbei Blei. In vielen Fällen wird in der Anlage auch Stahl zur Abschirmung eingesetzt. Es zeigt allerdings je nach Energie der Gamma-Strahlung bereits eine deutlich geringere Abschirmwirkung bei gleicher Schichtdicke.

In der Brennelementfabrik kommen zur Abschirmung von Gamma-Strahlung in erster Linie folgende Materialien zum Einsatz:

- Blei (mit Stahlblech versteift) von 1-25 mm Stärke,
- Stahl (1,5-30 mm Stärke),
- Beton (Strukturmaterial von Gebäuden),
- Bleiglas.

3.2 Neutronenabschirmung

Neutronenstrahlung wird allgemein entsprechend ihrer Energie in verschiedene Gruppen eingeteilt:

- thermische Neutronen mit geringer Energie (eV),
- epithermische Neutronen (keV),
- schnelle oder hochenergetische Neutronen (MeV).

Der überwiegende Anteil der Neutronen z.B. aus einer PuO₂- oder MOX-Quelle sind schnelle Neutronen. Die Neutronenabschirmungen sind deshalb vorwiegend folgendermaßen aufgebaut:

- Polyethylen, fallweise mit Cadmiumblech kaschiert oder mit einem Zusatz an Borcarbid,
- Gel mit einem überwiegenden Wasseranteil, mit Cadmiumsalzen versetzt,
- Acrylglas (PMMA).

Die schnellen Neutronen werden durch die leichten Atome in den Abschirmmaterialien moderiert, teilweise bis sie nur noch thermische Energie besitzen. Die genannten Abschirmmaterialien sind Stoffe mit einem hohen Gehalt an leichten Atomen wie Wasserstoff.

Gegenüber den schnellen Neutronen besitzen langsame, insbesondere thermische Neutronen nur noch eine geringe biologische Wirkung. Deshalb führt auch der aus Gründen der Kritikalitätssicherheit teilweise erforderliche zusätzliche Einsatz von Neutronenabsorbern für thermische Neutronen in der Abschirmung kaum zu einer weiteren Reduzierung der Neutronenortsdosisleistung.

Durch Einfang und Stoßreaktionen der Neutronen mit den Abschirmmaterialien bzw. den Neutronenabsorbern entstehen in den Abschirmungen Gamma-Quanten. Sie haben meist eine sehr hohe Energie. Um diese Strahlung ebenfalls abzuschirmen, werden Bleiabschirmungen überwiegend an der Außenseite (Personal-seite) einer Neutronenabschirmung angebracht. Bei Neutronenabschirmungen mit PE-Gleichwerten < 150 mm - dies ist die überwiegende Zahl der Abschirmungen - ist die Lage der Gamma-Abschirmung auf die resultierende Gamma-Ortsdosisleistung allerdings wegen des geringen Anteils der Sekundär-Gamma-Strahlung an der Ortsdosisleistung von untergeordneter Bedeutung.

4 GRUNDPARAMETER DER STRAHLENSCHUTZAUSLEGUNG

Die der Studie zugrundegelegte Auslegung der Strahlenschutzmaßnahmen erfolgt auf der Basis folgender wichtiger Einflußparameter:

- radiologische Parameter des Plutoniums, z.B. Neutronenquellstärke, Gamma-Spektrum usw.
Diese Parameter hängen allein von der Zusammensetzung (Isotopenzusammensetzung) des Plutoniums mit seinen Verunreinigungen (z.B. Spaltprodukte aus dem Wiederaufarbeitungsprozeß) und Zerfallsprodukten (Am-241, U-232 usw.) ab.
- Menge des Verarbeitungsmaterials.
Durch die Hantierungsmenge (Plutonium), Inventarmengen in Behältern bzw. Lagereinrichtungen werden die Ortsdosisleistungen in den Aufenthaltsbereichen von Personal und damit die resultierende Strahlenexposition des Personals beeinflusst.
- Hantierungszeiten mit Plutonium und Aufenthaltszeiten im Bereich erhöhter Ortsdosisleistung.
Die Hantierungs- bzw. Aufenthaltszeiten gehen direkt in die Strahlenexposition des Personals ein. Sie sind durch die anlagentechnische Auslegung und den Fertigungsablauf in gewissem Rahmen vorgegeben und damit abhängig von der Anzahl der Batches bzw. der produzierten Fertigungseinheiten in den einzelnen Bereichen, im Brennstabbereich z.B. von der Anzahl der Brennstäbe.

Da die Fertigung vorwiegend im Batchbetrieb erfolgt, lassen sich die Parameter Menge des Verarbeitungsmaterials in den Komponenten und die Anzahl der Batches bzw. die damit verknüpften Aufenthaltszeiten auch zusammenfassen, nämlich zu dem Parameter Plutoniumdurchsatz.

Im folgenden wird auf die genannten Parameter näher eingegangen, insbesondere werden die zugrundegelegten Auslegungswerte dieser Parameter für die untersuchte Brennelementfabrik näher beschrieben. Des weiteren wird die Abhängigkeit von der Zusammensetzung des zur Verarbeitung kommenden Plutoniumnuklidgemisches dargestellt. Als Grundlage werden hierbei Nuklidzusammensetzungen gewählt, wie sie sich bei verschiedenen Wiederaufarbeitungs- und Einsatzstrategien des Kernbrennstoffs aus deutschen Kernkraftwerken ergeben würden.

4.1 Plutoniumvektor (Plutoniumnuklidgemisch)

Als Basis der Strahlenschutzauslegung dient folgendes Plutoniumnuklidgemisch:

Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-241	Am-241
1,5 %	58,6 %	23,8 %	11,0 %	4,8 %	0,3 %

Diese Zusammensetzung entspricht in etwa Material aus Uranbrennelementen mit einem Abbrand von ca. 32 GWd/t U und einer Kühlzeit nach Reaktorentladung von ca. 7 Jahren. Nach Abtrennung des Plutoniums in der Wiederaufarbeitung wird eine Lagerzeit von ca. 210 Tagen bis zur Verarbeitung zu MOX-Brennstoff angenommen (Aufbau von Am-241 aus Pu-241).

Die Strahlungseigenschaften dieses Materials werden den Berechnungen zugrundegelegt. Abweichende Eigenschaften werden immer auf diesen Ausgangswert bezogen. Im folgenden wird dieses Plutoniumnuklidgemisch als Ausgangsgemisch bezeichnet.

Bei der Verarbeitung von Plutonium aus hochabgebrannten Brennelementen - der Abbrand liegt bei 40-55 GWd/tSM - ergeben sich aus Abbrandrechnungen (KORIGEN /4-1/) die Plutoniumisotopenzusammensetzungen in den Tabellen 4-1 bis 4-6. Als Reaktoreingangsmaterial wird jeweils angereichertes Uran (U), (U/Pu) O₂-Mischoxid (M) und wiederangereichertes, aufgearbeitetes Uran (W) angenommen. Die Wiederaufarbeitung wird hierbei nach 3 und 10 Jahren unterstellt.

Die Zusammensetzung des Eingangsmaterials hängt damit von mehreren Parametern ab. Für die Zukunft sind mehrere unterschiedliche Wiederaufarbeitungsstrategien der abgebrannten Brennelemente geplant. Im ersten Fall ist nur eine Rückführung des Plutoniums aus Uranelementen der ersten Generation geplant. Das Plutonium aus MOX- Elementen und aus WAU-Elementen wird nicht rückgeführt. In diesem Fall entspricht die erwartete Nuklidzusammensetzung des Eingangsmaterial den Werten aus den Tabellen 4-1 und 4-2.

Im zweiten Fall wird eine Rückführung auch des Plutoniums aus MOX-Elementen unterstellt, im dritten Fall eine zusätzliche Rückführung des Plutoniums aus WAU-Elementen.

Für die drei Fälle ergeben sich unter den heutigen Planungsrandbedingungen aufgrund der Einsatzmengen im Reaktor die in Tabelle 4-7 angegebenen Men-

genverhältnisse für das rückgeführte Plutonium aus den verschiedenen Brennelementen.

Für die drei (Tabelle 4-7) Wiederaufarbeitungsstrategien nach 3 bzw. 10 Jahren Kühlzeit ergeben sich damit 18 verschiedene Plutoniumnuklidgemische als mögliches Eingangsmaterial der Brennelementfabrik (siehe Tabelle 4-8).

Der Pu-236-Gehalt, der für den Strahlenschutz von untergeordneter Bedeutung ist, wird in Tabelle 4-8 nicht mehr explizit aufgeführt. Der Americiumgehalt ist abhängig von der Lagerzeit seit der letzten chemischen Abtrennung (Wiederaufarbeitung) und kann damit aus dem Pu-241-Gehalt abgeleitet werden. Für die Lagerzeit seit der letzten chemischen Abtrennung wird im folgenden analog zum Ausgangsgemisch ein Wert von im Mittel ca. 210 Tagen angenommen. Dies führt bei den einzelnen Gemischen zu einem Am-241-Gehalt von im Mittel ca. 0,3 %.

Bei Am-241-sensitiven Strahlenschutzaspekten wie zum Beispiel der Teilkörperdosis wird abweichend ein mittlerer Am-241-Gehalt von 1,75 % zugrundegelegt. Dies entspricht für die Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 einer mittleren Lagerzeit von ca. 3,5 Jahren.

4.2 Strahlungseigenschaften

Die Strahlungseigenschaften der Plutoniumnuklidgemische können in drei Kategorien eingeordnet werden:

- 1) Gamma-Strahlung hochenergetisch,
- 2) Gamma-Strahlung niederenergetisch,
- 3) Neutronenstrahlung.

Diese Einteilung ergibt sich aus der sehr unterschiedlichen Abschirmwirkung von Abschirmmaterialien auf diese drei Strahlungsarten. Für die Gamma-Strahlung ergeben sich auch innerhalb der hoch- bzw. niederenergetischen Strahlung noch deutliche Unterschiede der Abschirmwirkung von Abschirmmaterialien. Für die Strahlungseigenschaften des Plutoniums und die Abschirmwirkungen der zum Einsatz kommenden Abschirmungen ist diese Einteilung allerdings ausreichend. Entsprechend der genannten Einteilung werden auch die Strahlungsquellstärken eines beliebigen Plutoniumnuklidgemisches differenziert.

In Tabelle 4-9 sind die Gamma-Quellstärken /4-2/, /4-3/ der verschiedenen Plutoniumnuklidgemische aus Tabelle 4-8, eingeteilt in die Energiegruppen der Vitamin-C-Datenbank, aufgeführt /4-4/. Diese Energiegruppenstruktur wird gewählt, da sie das Energiespektrum der Plutoniumisotope, insbesondere im niederenergetischen Bereich, gut wiedergibt. Mit dieser Einteilung werden im folgenden auch die notwendigen Ortsdosisleistungsberechnungen durchgeführt.

4.2.1 Hochenergetische Gamma-Quellstärke (spezifische radiologisch relevante Gamma-Quellstärke bezüglich Ganzkörperdosis)

Plutonium wird ausschließlich hinter wirksamen Abschirmungen verarbeitet. Für die Strahlenexposition (Ganzkörperdosis) ist deshalb nur die höherenergetische Strahlung des Plutoniums, die diese Abschirmungen in wesentlichem Umfang durchdringen kann, von Bedeutung. Gemäß bisherigen Erfahrungen wird die Gamma-Strahlung >75 keV als radiologisch relevant betrachtet. Bei Plutonium aus Leistungsreaktoren geht der überwiegende Teil dieser Strahlung, ca. 95%, von Pu-241 und seinem kurzlebigen Folgeprodukt U-237 aus. Der Pu-241-Gehalt des Plutoniums wird deshalb als Maß für die radiologisch relevante Gamma-Quellstärke verwendet.

Verändert sich der Pu-241-Gehalt im Plutonium bei sonst gleichen Randbedingungen, verändert sich die Ortsdosisleistung und damit die Ganzkörperdosis des Personals analog.

Neben den Plutoniumisotopen und Am-241 sind noch die Spaltprodukte als Verunreinigung aus der Wiederaufarbeitung und Folgeprodukte von Pu-236 aufgrund ihrer Strahlungseigenschaften von strahlenschutztechnischer Bedeutung. Die Folgeprodukte der anderen Plutoniumisotope sind alle langlebig und ihre Aktivität baut sich bis zur Verarbeitung nicht in relevantem Maß auf. Sie sind für die gesamten Strahlungseigenschaften des Nuklidgemisches ohne Bedeutung.

Aus den Meßwerten des Eingangsmaterials einer bestehenden Brennelementfabrik ergibt sich ein maximaler Spaltproduktgehalt von $7,44 \cdot 10^5$ Bq pro Gramm Plutonium. Dies entspricht der Summe der maximalen Meßwerte für die Spaltprodukte

Ru-103,
Ru-106,

Cs-137,
Zr-95,
Nb-95,
Ce-144.

die innerhalb mehrerer Jahre in den analysierten Plutoniumchargen gemessen wurden. Dieser Gehalt wird den Strahlenschutzberechnungen der Anlage als Mittelwert zugrundegelegt.

Pu-236 ist nur in sehr geringen Mengen vorhanden. Der Anteil beträgt ca. $4 \cdot 10^{-6}\%$ laut Abbrandrechnungen (KORIGEN /4-1/). Eine nennenswerte Gamma-Strahlung geht erst von den kurzlebigen Endgliedern der Zerfallsreihe des Pu-236 aus, z.B. Pb-212 und Tl-208. Sie haben sich bis zum Zeitpunkt der Verarbeitung aufgrund längerlebiger Zwischenglieder (U-232) nur zu einem kleinen Teil aufgebaut. Ihr Beitrag zur radiologisch relevanten Quellstärke ist aus diesen Gründen von untergeordneter Bedeutung.

Die Gamma-Spektren der einzelnen Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 sind einschließlich des Spaltprodukt- und Pu-236-Anteils aus Tabelle 4-9 ersichtlich.

4.2.2 Neutronenquellstärke

Die Neutronenstrahlung des Plutoniums stammt überwiegend aus zwei verschiedenen Kernreaktionen:

Spontanspaltung (Pu-238, Pu-240, Pu-242, Pu-236)

Die spontanspaltenden Plutoniumisotope liefern hierbei Spaltneutronen mit einer mittleren Energie von ca. 2 MeV bei einer Streuung über einen großen Bereich. Es können Neutronen bis zu einer Energie von 13 MeV auftreten. Die Spontanspaltung der anderen Plutoniumisotope und des Am-241 ist vernachlässigbar gering.

(α ,n)-Reaktionen am Sauerstoff, z.B. in PuO₂ bzw. Plutoniumnitrat oder wässrigen Lösungen

Der Anteil der (α ,n)-Neutronen stammt aus Reaktionen der emittierten α mit ¹⁷O und ¹⁸O aus der chemischen Umgebung des Plutoniums und Americiums. Der Beitrag anderer Isotope aus der chemischen Umgebung des Plutoniums zur Neutronenproduktion durch (α ,n)-Reaktionen ist vernachlässigbar gering.

Die durch (α,n)-Reaktionen erzeugten Neutronen haben ein Energiespektrum mit einem Maximum zwischen 2 und 3 MeV und etwa der gleichen mittleren Energie.

Durch die Überlagerung dieser beiden Reaktionen ergibt sich bei Plutoniumnuklidgemischen aus LWR-Brennstoff ein Energiespektrum gemäß Abbildung 4-1. Die mittlere Energie der Neutronen liegt zwischen 2-3 MeV.

Die nuklidspezifischen Neutronenquellstärken aus Spontanspaltung und (α,n)-Reaktionen sind in /4-5/ dargestellt. Für PuO_2 bzw. $(\text{U/Pu})\text{O}_2$ ergeben sich für die einzelnen Nuklide folgende Beiträge:

	Spontanspaltung n/g-sec	(α,n)-Reaktionen n/g-sec
Pu-238	2,62 E 3	1,34 E 4
Pu-239	3,00 E-2	3,80 E 1
Pu-240	1,02 E 3	1,45 E 2
Pu-241	-	-
Pu-242	1,70 E 3	2,13
Am-241	1,10 E 0	2,68 E 3

Für Plutoniumnitrat bzw. wässrige Lösungen ist der Beitrag aus (α,n)-Reaktionen aufgrund der anderen chemischen Umgebung (mehr Sauerstoffatome) ungefähr um den Faktor 2 höher. Durch die Zusammensetzung des Plutoniums ist somit die Neutronenquellstärke gegeben. Für das Ausgangsgemisch als Oxid ergibt sich eine Neutronenquellstärke von 630 n/g-sec. Die Neutronenquellstärke in n/g-sec ist für die verschiedenen Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 (Tabelle 4-8) ebenfalls in der Tabelle 4-9 aufgeführt. Für Berechnungen der Ortsdosisleistungen wird das Energiespektrum (Abb. 4-1) üblicherweise entsprechend der Energiegruppenstruktur der EURLIB-IV-Datenbank /4-6/ in 100 Energiegruppen eingeteilt. Diese Berechnungen haben allerdings gezeigt, daß eine Einteilung in eine einzige Energiegruppe für einfache Betrachtungen der Ortsdosisleistung völlig ausreichend ist. Die verwendeten Abschirmfaktoren für die verschiedenen Materialien wurden unter anderem anhand der Ergebnisse von Multigruppenrechnungen verifiziert. Je nach Spaltstoffsystem führen die Neutronen aus induzierten Spaltungen zu einer zusätzlichen Neutronenstrahlung. Diese ist stark von der Geometrie und der Menge des Plutoniums abhängig. Dieser Anteil wird nicht zur Neutronenquellstärke gezählt. Er wird erst für jede Komponente bei der Berechnung der Ortsdosisleistungen mit dem Faktor $1/(1 - K_{\text{eff}})$ berücksichtigt.

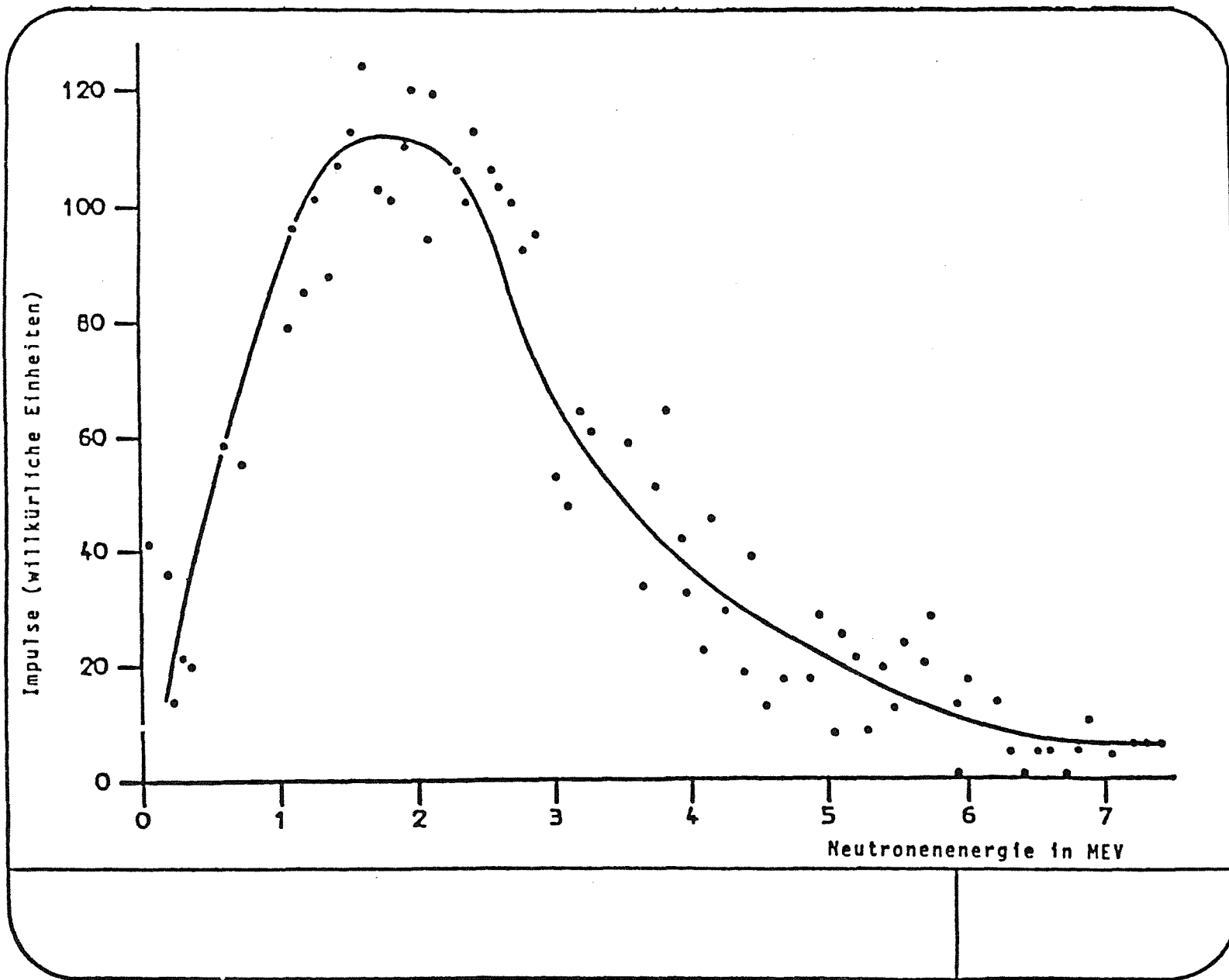


Abbildung 4-1: Neutronenspektrum einer PuO_2 -Quelle nach /4-8/

4.2.3 Gamma-Quellstärke (niederenergetisch)

Wie bereits unter 4.2.1 ausgeführt, werden die niederenergetischen Gamma-Strahlen (<75 keV) (siehe Tabelle 4-9) durch die üblicherweise vorhandenen Abschirmungen nahezu vollständig abgeschirmt. Die niederenergetische Strahlung ist somit nur dann dosisrelevant, wenn diese Abschirmungen fehlen bzw. aus handhabungstechnischen Gründen nur sehr gering sein können. Dies ist z.B. bei manueller Handtierung im Handschuhkasten für die Bestrahlung der Hände und Unterarme der Fall. Hier können an den HSK-Handschuhen nur geringe Abschirmwirkungen bis maximal ca. 0,3 mm Bleigleichwert realisiert werden.

Bei diesen relativ geringen Abschirmwirkungen, die nur bei der manuellen Handtierung von Plutonium anzutreffen sind, dominiert die niederenergetische Strahlung die Dosisleistung. Sowohl der Beitrag der hochenergetischen Gamma-Strahlung als auch der Neutronenstrahlung ist nur gering. Dies gilt zum Teil auch deshalb, weil manuell in der Regel nur geringe Mengen Plutonium ohne Behälter bzw. in Behältern mit nur dünnen Wandungen handtiert werden.

Als Leitnuklid für die Quellstärke im niederenergetischen Bereich ist Am-241 anzusehen. Es hat seine intensivste Gamma-Linie bei ca. 60 keV.

Die Plutoniumnuklide besitzen zum Teil (Pu-238) auch intensive Gamma-Linien im Bereich bis 20 keV. Diese werden aber bereits durch die sehr dünnen, an Handschuhen realisierten Abschirmungen vollständig absorbiert. Im weiteren Energiebereich bis 60 keV ist wiederum der Beitrag gegenüber dem des Americiums (bei einem Gewichtsanteil von 0,3%) nur gering (siehe Tabelle 4-9). Er liegt bei ca. 6%. Damit kann Americium bereits ab einem sehr geringen Gehalt von ca. 0,1%, der durch Zerfall von Pu-241 nach der letzten chemischen Abtrennung (Wiederaufarbeitung) meist vorhanden ist, als Leitnuklid für den niederenergetischen Anteil der Gamma-Strahlung und damit der Teilkörperdosis Hand dienen.

Der Studie liegt bezüglich der Teilkörperdosis ein mittlerer Americiumgehalt im Plutonium von 1,75 % zugrunde. Dies entspricht einer mittleren Lagerzeit von ca. 3,5 Jahren nach der letzten chemischen Abtrennung.

4.2.4 Gesamtquellstärke

Die für die Ganzkörperdosis relevante Gesamtquellstärke des Plutoniums setzt sich damit aus der hochenergetischen Gamma- und der Neutronenquellstärke zusammen. Die Gamma-Quellstärke im niederenergetischen Bereich wird getrennt betrachtet, da sie nur für die Teilkörperdosis Hand relevant ist.

Sowohl Gamma- als auch Neutronenquellstärke des Plutoniums liefern bei der Herstellung von Brennelementen an den verschiedenen Arbeitsplätzen einen Beitrag zur Ortsdosisleistung und damit zur Ganzkörperdosis für das Betriebspersonal. In guter Näherung sind sowohl die Gamma- als auch die Neutronendosis unter sonst gleichen Randbedingungen (Abschirmung, Plutoniummenge, Plutoniumanteil am Schwermetall und Aufenthaltszeit des Personals) direkt von der entsprechenden spezifischen Quellstärke des Verarbeitungsmaterials abhängig.

Bei der Ermittlung der Gesamtquellstärke werden die Gamma- und Neutronenanteile deshalb entsprechend ihrer Beiträge zur Ganzkörperdosis bewertet. Für das Ausgangsgemisch ergibt sich aus der Strahlenschutzauslegung für die verschiedenen Arbeitsplätze ein Dosisverhältnis Gamma:Neutronen, das überwiegend in dem Bereich 2:1 bis 1:2 liegt. Entsprechend diesem Verhältnis können die Neutronen- und Gamma-Quellstärke gewichtet und zu einer radiologisch relevanten Gesamtquellstärke zusammengeführt werden (siehe Kapitel 4.6). Die Ortsdosisleistungen innerhalb der Anlage und damit die Ganzkörperdosis sind dann von dieser Größe in guter Näherung linear abhängig. Sie dient damit zur vereinfachten Dosisabschätzung bei vom Ausgangsgemisch abweichender Plutoniumnuklidzusammensetzung des Verarbeitungsmaterials. Hierauf wird unter Kapitel 4.6 näher eingegangen.

4.3 Quellstärken des Urans

Neben Plutonium wird zum Großteil, über 90% des Verarbeitungsmaterials, Uran verarbeitet. Uran besitzt eine sehr viel geringere radiologische Relevanz als Plutonium. Ein Vergleich der Gamma-Emissionsraten in fast allen Energiebereichen zeigt, daß von Plutonium um mehrere Größenordnungen mehr Gamma-Quanten emittiert werden.

Die Neutronenquellstärke aus Spontanspaltung der Uranisotope ist vernachlässigbar gering. Die (α , n)-Reaktion führt wegen der geringen spezifischen α -Aktivi-

tät der Uranisotope nur zu einer vernachlässigbaren Neutronenproduktion. U-232, das als einziges Uranisotop eine relativ kurze Halbwertszeit und damit eine hohe spezifische α -Aktivität besitzt, ist nur in unwesentlichen Mengen in dem zu verarbeitenden Uran vorhanden. Es führt damit auch zu keiner nennenswerten Neutronenemission.

Bei den Dosisberechnungen wird aus den oben genannten Gründen in den Bereichen, in denen Plutonium gemeinsam mit Uran verarbeitet wird, die Gamma- und Neutronenquellstärke des Urans gegenüber der des Plutoniums vernachlässigt.

4.4 Verarbeitungsmenge (Plutonium)

Neben den radiologischen Eigenschaften des Verarbeitungsmaterials wird die Ortsdosisleistung bzw. die Dosis für das Bedienpersonal durch die Verarbeitungsmenge bestimmt. In guter Näherung gilt für die durchdringende Strahlung, hochenergetische Gamma-Strahlung und Neutronenstrahlung, eine direkte Abhängigkeit von der in einer Komponente vorhandenen Plutoniummenge. Für den Fall daß sich bei gleicher MOX-Menge in einer Komponente nur der Plutoniumanteil ändert, gilt dies sogar mit sehr hoher Genauigkeit, da in diesem Fall sowohl die Geometrie als auch die Selbstabschirmeigenschaften fast vollständig erhalten bleiben.

Die der Studie zugrundegelegte Brennelementfabrik wird in weiten Bereichen, z.B. im Pulverbereich, im Batchverfahren betrieben. Als Batch wird hierbei eine in einem Schritt zur Verarbeitung kommende Menge PuO_2 , Mischoxid usw. bezeichnet. Im Batchverfahren sind jeweils die Batchgröße - die maximale Batchgröße entspricht meist der Kapazität von Einzelkomponenten - sowie großteils auch die Verarbeitungszeiträume festgelegt. Gleiches gilt für die pro Batch notwendigen Tätigkeiten des Bedienpersonals, insbesondere für die dosisrelevanten Tätigkeiten vor Ort, da diese nur produktbezogen notwendig sind.

Verändern sich bei dieser Verfahrensweise die Batchgrößen bei gleichbleibendem Plutoniumgehalt bezogen auf Schwermetall, verändert sich die Ortsdosisleistung entsprechend. Verändert sich die Anzahl der Batches, verändert sich entsprechend die Aufenthaltszeit des Mitarbeiters im Bereich erhöhter Ortsdosisleistung. In beiden Fällen ändert sich damit analog die resultierende Ganzkörperdosis des Mitarbeiters. Die Batchgröße und die Anzahl der Batches im vorgegebenen Zeitraum stehen bei sonst gleichen Randbedingungen in direktem Zusammenhang

mit dem Plutoniumdurchsatz. Für die batchweise Verfahrensweise ist somit im bestimmungsgemäßen Betrieb auch ein direkter Zusammenhang zwischen der Ganzkörperdosis des Bedienpersonals und dem Plutoniumdurchsatz gegeben.

In vielen Bereichen müssen Tätigkeiten mit festgelegten Spaltstoffeinheiten durchgeführt werden. Diese Spaltstoffeinheiten, z.B. PuO₂-Dosen, Brennstäbe oder Brennelemente, können im Gegensatz zu den einzelnen Batches in ihrer relevanten Größe, Plutoniummenge, durch die Verfahrensweise der Brennelementfabrik nicht gesteuert werden. Ihre Größe ist z.B. aufgrund der gewünschten Brennelementspezifikation vorgegeben. Bei diesen Tätigkeiten, wie zum Beispiel bei der Anlieferung von PuO₂, hängt die Strahlenexposition des Bedienpersonals damit unmittelbar von der Anzahl der Hantierungen und folglich vom Plutoniumdurchsatz der Anlage ab. Erhöhen sich zum Beispiel die vorgegebenen Plutoniummengen in den Spaltstoffeinheiten aufgrund anderer Brennstabspezifikationen so führt dies zu einer Erhöhung der Ortsdosis und damit der Dosis pro Hantierungsvorgang. Bei gleichem Durchsatz an Plutonium wird allerdings nur mehr eine geringere Anzahl von Spaltstoffeinheiten hantiert, so daß auch für diese Arbeitsvorgänge im Rahmen der Genauigkeit einer derartigen Dosisabschätzung die Ganzkörperdosis des Bedienpersonals unverändert bleibt.

Aus dem oben Gesagten ist bei den beschriebenen Betriebsweisen eine direkte Abhängigkeit der Ganzkörperdosis von der durchgesetzten Plutoniummenge gegeben. Für den verfahrenstechnisch vorgegebenen Schwermetalldurchsatz wird ein Wert von ca. 120 t/a am Fertigungsein- bzw. -ausgang zugrundegelegt. Für die Strahlenschutzauslegung ergibt sich hieraus bei einem angenommenen mittleren Plutoniumgehalt von 7,2% ein Plutoniumdurchsatz von 8,64 t/a.

Zum Großteil wird die Verarbeitungsmenge durch die für die gewünschten Zielabbrände der zu fertigenden Brennelemente notwendigen Pu-fiss-Gehalte bestimmt. Im Rahmen dieser Studie wird von einem Zielabbrand der zu fertigenden LWR-Brennelemente von 50 bis 60 GWd/tSM, im Mittel 55 GWd/tSM, ausgegangen. Außerdem wird die Verwendung von abgereichertem Uran mit einem U-235-Gehalt im Uran von 0,25% unterstellt.

Je nach Qualität, d.h. Pu-fiss-Gehalt des Plutoniums, muß der Brennstoff unter den genannten Voraussetzungen folgende mittlere Pu-fiss-Mengen bezogen auf Gesamtschwermetall enthalten, um den gewünschten Zielabbrand zu erreichen:

- ca. 5,0% Pu-fiss bei einer Pu-Qualität Pu-fiss/Pu-tot \approx 70%
- ca. 5,5% Pu-fiss bei einer Pu-Qualität Pu-fiss/Pu-tot \approx 60%

Unter diesen Randbedingungen ergeben sich im Brennstoff Pu-tot-Gehalte von 7,2 bis 9,5% für die betrachteten Plutoniumnuklidgemische.

4.5 Aufenthaltszeit des Personals im Strahlenfeld

In der StrlSchV wird bei der Abgrenzung der verschiedenen Überwachungsbereiche eine beruflich bedingte Aufenthaltsdauer von 40 Stunden je Woche und 50 Wochen je Kalenderjahr vorgegeben.

Entsprechend wird bei der Strahlenschutzauslegung gemäß § 54 StrlSchV vorgegangen. Für den einzelnen Mitarbeiter wird eine jährliche Arbeitszeit von 2.000 h bei 40 Wochenstunden angenommen. Seine Arbeitszeit unterteilt sich in Tätigkeiten in und außerhalb des Kontrollbereiches. Tätigkeiten außerhalb des Kontrollbereiches sind immer ohne Dosisrelevanz. Je nach Arbeitsplatz wird während ca. 80% der Arbeitszeit ein Aufenthalt innerhalb des Kontrollbereiches unterstellt. Innerhalb des Kontrollbereiches sind den verschiedenen Arbeitsplätzen (Mitarbeitern) einer oder meist mehrere Aufenthaltsorte (Aufenthaltsbereiche) mit einer zugehörigen Aufenthaltszeit zugewiesen.

Für Aufenthaltsbereiche mit einer erwarteten Aufenthaltszeit ≥ 1.000 h/a ist gemäß KTA 1301.1 /4-7/ die Ortsdosisleistung auf einen Wert ≤ 5 $\mu\text{Sv/h}$ begrenzt. Häufig begangene Verkehrswege sind gemäß KTA 1301.1 /4-7/ so ausgelegt, daß eine Ortsdosisleistung von 10 $\mu\text{Sv/h}$ nicht überschritten wird. Andere Aufenthaltsbereiche von Personal sind so ausgelegt, daß die für die verschiedenen Mitarbeiter vorab berechneten Dosiswerte von seinen unterschiedlichen Arbeitsorten in Summe einen Wert von 10 mSv/a nicht überschreiten. Die einzelnen Dosiswerte berechnen sich hierbei aus Aufenthaltszeit und zugehöriger Ortsdosisleistung.

Die Aufenthaltszeit eines Mitarbeiters, insbesondere an dosisintensiven Arbeitsorten, ist unter den angenommenen Auslegungsrandbedingungen aufgrund der Verfahrensweise (Anlieferung von Plutonium in Einzeldosen, batchweise Herstellung von Pulvermischungen, Prüfung einzelner Brennstäbe usw.), wie sie in den vorhergehenden Abschnitten beschrieben ist, annähernd direkt von der verarbeiteten Menge Schwermetall abhängig. Für den vorgegebenen Schwermetalldurchsatz von 120 t/a bzw. den daraus abgeleiteten Plutoniumdurchsatz werden die Berechnungen der Strahlenexposition des Bedienpersonals (Ganz- und Teilkörperdosis) durchgeführt. Auf die Ergebnisse dieser Berechnungen baut die vorliegende Studie auf.

In der Bundesrepublik beträgt die tatsächliche jährliche Arbeitszeit eines Arbeitnehmers derzeit ca. 1.500 h/a. Die künftige Entwicklung, die bereits überwiegend durch Tarifverträge festgelegt ist, läßt eine weitere Verringerung erwarten. Entgegen diesen Tatsachen wird in der Strahlenschutzauslegung (entsprechend gesetzlichen Vorgaben) eine Arbeitszeit von 2.000 h/a angenommen. So wird allein durch diese Tatsache die tatsächlich zu erwartende Personendosis um ca. 33% überschätzt. Hierbei ist dies nur eine der Konservativitäten, die bei der Vorabschätzung der erwarteten Strahlenexpositionen zum Tragen kommen.

4.6 Radiologisch relevante Quellstärke

Die Haupteinflußparameter für die Strahlenexposition des Bedienpersonals sind, wie bereits erwähnt, Verarbeitungsmenge bzw. Plutoniumdurchsatz sowie die Strahlungseigenschaften des Plutoniums. Die Strahlungseigenschaften des Plutoniums werden durch die spezifischen Quellstärken beschrieben. Für die hier relevante Ganzkörperdosis ist dies die höherenergetische (> 75 keV) Gamma- und die Neutronenquellstärke.

Um die zu erwartende Ganzkörperdosis für das Personal bei der Verarbeitung eines abweichenden Plutoniumnuklidgemisches anhand eines einzigen Parameters einfach abschätzen zu können, werden die genannten Einflußparameter in einer Größe zusammengefaßt. Diese Größe wird als radiologisch relevante bzw. dosisrelevante Quellstärke bezeichnet.

Zwischen der Gamma- und Neutronendosis und den entsprechenden spezifischen Quellstärken besteht im Rahmen der Genauigkeit einer derartigen Dosisberechnung jeweils eine direkte Abhängigkeit. Gleiches soll für die Abhängigkeit der Gesamtdosis von der spezifischen radiologisch relevanten Quellstärke gelten. Unter dieser Voraussetzung müssen die spezifischen Quellstärken eines Plutoniumnuklidgemischs gewichtet entsprechend ihrer ermittelten relativen Dosisbeiträge in die spezifische radiologisch relevante Quellstärke eingehen.

Als Basis dienen im folgenden die spezifischen Gamma- und Neutronenquellstärken des Ausgangsgemischs. Für sie sind die Dosiswerte berechnet worden. Sie werden als Basis 1 bzw. 100% gesetzt. Die Quellstärken anderer Plutoniumnuklidgemische werden relativ hierzu angegeben. Die beiden Quellstärkenbeiträge werden entsprechend des ermittelten Dosisanteils gewichtet und additiv zu

einer Größe zusammengefaßt. Für das Ausgangsgemisch ergibt sich für diese Größe immer 1 bzw. 100%.

Für das Dosisverhältnis, das die höchste Sensitivität bezüglich der erwarteten Plutoniumnuklidgemische besitzt, wird diese Größe als spezifische radiologisch relevante Quellstärke definiert. Für die Arbeitsplätze mit relevanter Strahlenexposition ergeben sich aus der vorliegenden Betrachtung für das Ausgangsgemisch Dosisverhältnisse Gamma:Neutronen von 1:2 bis 2:1. Da die Maximalbeiträge zur Gesamtdosis für Gamma und Neutronen in etwa gleich sind, ist das Dosisverhältnis am sensitivsten, bei dem der Dosisbeitrag überwiegt, dessen Quellstärke für die erwarteten Plutoniumnuklidgemische relativ zum Ausgangsgemisch größer ist. Dies ist in allen Fällen die Neutronenquellstärke (siehe Tabelle 5-2).

Damit ergibt sich folgende Berechnung für die spezifische radiologisch relevante Quellstärke:

$$Q = \frac{1}{3} Q_Y + \frac{2}{3} Q_N$$

Q: spezifische radiologisch relevante Quellstärke bezogen auf die Quellstärke des Ausgangsgemischs

Q_Y, Q_N : spezifische radiologisch relevante Gamma- bzw. Neutronenquellstärke bezogen auf die entsprechenden Quellstärken des Ausgangsgemischs.

In die radiologisch relevante Quellstärke geht neben der spezifischen Quellstärke die Durchsatzmenge an Plutonium ein. Sie ist über Hantierungszeiten, Batchgrößen und Plutoniumgehalte im MOX mit der Ganzkörperdosis verknüpft.

$$Q' = Q \cdot D$$

Q': radiologisch relevante Quellstärke, die in der Anlage verarbeitet wird.

D: Plutoniumdurchsatz.

Mit der radiologisch relevanten Quellstärke läßt sich damit die zu erwartende Strahlenexposition des Bedienpersonals für andere Plutoniumnuklidgemische und Plutoniumdurchsätze bei sonst gleichen Verarbeitungsbedingungen extrapolieren. Hierbei wird in konservativer Weise die Beziehung zwischen den bezüglich der Strahlenexposition sensitivsten und damit abdeckenden Arbeitsplätzen und den Rahmenbedingungen, Plutoniumnuklidgemisch und Plutoniumdurchsatz, berücksichtigt.

Im Rahmen der vorliegenden Studie wird im folgenden auf die erwartete Dosisentwicklung detaillierter eingegangen. So wird zum Beispiel die Gamma- und Neutronendosis arbeitsplatzspezifisch getrennt betrachtet. Die konservative Abschätzung, die in einfacher Weise über die radiologisch relevante Quellstärke vorgenommen werden kann, wird hiermit verglichen. In Tabelle 5-2, Spalte 8 sind für die in dieser Studie betrachteten Plutoniumnuklidgemische (siehe Tabelle 4-8) die berechneten radiologisch relevanten Quellstärken angegeben.

5 ORTSDOSISLEISTUNGSBERECHNUNGEN

Zur Abschätzung von Ortsdosisleistungen wird aus der Palette der im bestimmungsgemäßen Betrieb auftretenden Spaltstoffverteilungen jeweils die Verteilung ausgewählt, die voraussichtlich den höchsten Beitrag zu der Dosis an dem betrachteten Arbeitsplatz liefern wird. Kriterien dieser Auswahl sind die Ortsdosisleistung und die Häufigkeit des jeweiligen Betriebszustandes.

Bei der Abschätzung der Ortsdosisleistungen in den Fertigungsbereichen wird von einem mittleren Plutoniumgehalt bezogen auf Schwermetall in den verarbeiteten Materialien ausgegangen. Dieser unterscheidet sich innerhalb einer Fertigungslinie. So gibt es einen Eingangsbereich in dem reines PuO_2 -Pulver bearbeitet wird, einen Zwischenbereich (Mischmahlen) mit einem mittleren Plutoniumgehalt von ca. 30% und die Tabletten- und Brennstabfertigung mit einem Pu-fiss-Gehalt entsprechend der LWR-Brennelementauslegung.

In der Regel können die Berechnungen von Ortsdosisleistungen mit ausreichender Genauigkeit mit Hilfe einfacher Rechenmodelle durchgeführt werden. Dafür wurde ein eigenes Rechenprogramm auf der Basis von Schwächungsfaktoren entwickelt. Es zeigt im Rahmen der Genauigkeit derartiger Berechnungen für einfache Geometrien sehr gute Übereinstimmung mit Messungen. Mit diesem Programm werden die im folgenden aufgeführten Vergleichsrechnungen durchgeführt.

Die Neutronenmultiplikation durch (n,f)-Reaktionen innerhalb plutoniumhaltiger Strahlenquellen wird durch den Faktor $1/(1-K_{\text{eff}})$ berücksichtigt. K_{eff} ist der Neutronenmultiplikationsfaktor der sich aus Berechnungen zur Kritikalitätssicherheit ergibt. Das Neutronenenergiespektrum der Spaltneutronen ist hierbei etwas niederenergetischer als das Primärspektrum (siehe Abbildung 4-1), da die höherenergetischen Neutronen aus (α , n)-Reaktionen hier nicht enthalten sind. Dies wird bei der Berechnung nicht berücksichtigt, da die Auswirkung auf die Ortsdosisleistung gering ist.

5.1 Berechnungen für repräsentative Strahlenquellen

Bei der Verarbeitung des Plutoniums zu Brennelementen durchläuft das Material verschiedene Verarbeitungsformen. Für einige repräsentative Strahlenquellen aus den verschiedenen Bereichen werden im folgenden Ortsdosisleistungen mit

den Plutoniumnuklidgemischen aus Tabelle 4-8 berechnet. Bei Arbeiten im Bereich dieser Strahlenquellen sind die Strahlenquellen durch Abschirmungen, z.B. den Handschuhkasten, abgeschirmt. Die Abschirmungen können hierbei je nach Arbeitsplatz unterschiedlich sein. In den Berechnungen werden jeweils repräsentative Abschirmungen berücksichtigt. Die Berechnungen erfolgen für folgende Strahlenquellen im üblichen Hantierungsabstand:

1. Brennelement,
2. Brennstab,
3. Tablettenpalette,
4. PuO₂-Dose,
5. Analysenprobe im Bereich der Analytiklabore (ca. 5 g Plutonium),
6. Abfallpaket.

Die Ergebnisse der Berechnungen für diese Strahlenquellen sind in Tabelle 5-1 in relativen Einheiten bezogen auf das Ausgangsgemisch aufgeführt. Aus den Ergebnissen für das Ausgangsgemisch ergeben sich die unterschiedlichsten Verhältnisse von Gamma- zu Neutronenortsdosisleistung. Das Verhältnis schwankt von ca. 1:2 bis 18:1.

Im Gegensatz hierzu werden für die Ganzkörperdosis an den relevanten Arbeitsplätzen Dosisverhältnisse von 1:2 bis 2:1 ermittelt. Die Dosisleistungsverhältnisse spiegeln sich somit nicht vollständig in den ermittelten Dosisverhältnissen wider. Dies liegt an folgenden Tatsachen:

1. Die Ortsdosisleistungen vor Ort werden nicht allein durch eine Quelle bestimmt sondern durch eine Vielzahl verschiedener Quellen.
2. Die Abschirmungen werden an die Ortsdosisleistungsbedingungen des jeweiligen Arbeitsplatzes angepaßt und entsprechen damit nicht den betrachteten Standardwerten.
3. An den dosisrelevanten Arbeitsplätzen sind nicht alle der genannten Strahlungsquellen dosisführend.

5.2 Vergleich der vereinfachten Extrapolation der Ganzkörperdosis mittels der radiologisch relevanten Quellstärke mit den Einzelberechnungen

In Kapitel 5.1 werden die Ortsdosisleistungen vor repräsentativen Strahlenquellen und repräsentativ zugeordneten Abschirmungen berechnet (siehe Tabelle 5-1). Während der Verarbeitung des Plutoniums zu fertigen Brennelementen gibt es viele unterschiedliche Geometrien und Abschirmbedingungen. Wie die Rechnergebnisse allerdings zeigen, ändert sich an den Relationen zwischen den verschiedenen Plutoniumnuklidgemischen bei gleichen Geometrien und Abschirmbedingungen nur wenig. So sind für ein Plutoniumnuklidgemisch und identischer Plutoniummenge die Relationen zum Ausgangsgemisch im Rahmen der Genauigkeit einer derartigen Berechnung nahezu gleich. Die maximale Abweichung beträgt ca. 10% bei den Gamma-Dosisleistungen. Bei den Neutronendosisleistungen ergeben sich fast keine Abweichungen. Die Relationen sind für alle betrachteten Geometrien in guter Näherung gleich.

In Tabelle 5-2 sind die mittleren Ortsdosisleistungen (bei gleicher Plutoniummenge) den Werten der spezifischen Gamma- und Neutronenquellstärke (siehe Kapitel 4.6) gegenübergestellt. Beide Werte sind hierbei als Relativwerte auf das Ausgangsgemisch bezogen. Die Relationen sind nahezu identisch. Nur für die Gamma-Ortsdosisleistung ergeben sich Abweichungen, die im Rahmen der Genauigkeit der durchgeführten Berechnungen nur gering sind ($\pm 10\%$).

Die Abhängigkeit der Ortsdosisleistungen und damit der resultierenden Ganzkörperdosis von der Isotopenzusammensetzung eines beliebigen Plutoniumnuklidgemisches aus Leistungsreaktoren läßt sich damit mit ausreichender Genauigkeit auch über die leicht zu ermittelnden spezifischen Gamma- und Neutronenquellstärken ableiten. Auf aufwendige Berechnungen der Ortsdosisleistung usw. kann in diesem Fall verzichtet werden. In der vorliegenden Studie werden deshalb die erwarteten Gamma- und Neutronendosiswerte mit den Werten der jeweiligen spezifischen radiologisch relevanten Quellstärken (Spalte 3 und 5 in Tabelle 5-2) abgeschätzt.

Zusätzlich zu den Werten für die Gamma- und Neutronendosisleistung werden in Tabelle 5-2 auch Werte für die Entwicklung der Gesamtdosisleistung und damit der Ganzkörperdosis angegeben (Spalte 6 bis 8). In Spalte 6 und 7 wird hierbei die Entwicklung für ein Verhältnis Gamma:Neutronen von 1:1 dargestellt. Dies ist das im Mittel erwartete Dosisverhältnis für die relevanten Arbeitsplätze. Entsprechend diesen Werten werden sich die mittleren Werte für die Ganzkörperdosis

der strahlenexponierten Personen in der betrachteten Brennelementfabrik bzw. der kollektiven Ganzkörperdosis entwickeln.

In Spalte 8 der Tabelle 5-2 wird als Gamma:Neutronenverhältnis ein Wert von 1:2 angenommen. Dieser Wert ist damit gleichbedeutend mit der unter 4.6 eingeführten spezifischen radiologisch relevanten Quellstärke des betrachteten Plutoniumnuklidgemisches. In keinem der relevanten Arbeitsplätze liegt, wie erwähnt, der Neutronenanteil über dem hierfür zugrundegelegten Wert von ca. 66%. Außerdem nimmt der Neutronenanteil bezogen auf das Ausgangsgemisch für alle in Zukunft zu erwartenden Plutoniumnuklidgemische stärker zu als der Gamma-Anteil. Deshalb stellt die spezifische radiologisch relevante Quellstärke (Spalte 8 in Tabelle 5-2) eine limitierende Größe dar. Sie gibt die Dosisentwicklung des ungünstigsten und damit je nach ermitteltem Dosiswert limitierenden Arbeitsplatzes an.

5.3 Einfluß eines Americiumaufbaus auf die Ganz- und Teilkörperdosis

Das Plutonium aus Leistungsreaktoren enthält unter anderem auch einen deutlichen Anteil Pu-241. Pu-241 zerfällt mit einer relativ kurzen Halbwertszeit von 14,4 a zu Am-241. Je nach Lagerzeit nach der Wiederaufarbeitung (chemische Abtrennung von Plutonium) verändert sich dadurch die Zusammensetzung und damit die Strahlungseigenschaften des Plutoniums:

- Die Gamma-Strahlung des Pu-241 und seines kurzlebigen Folgeprodukts U-237 geht zurück. Die Gamma-Emissionswahrscheinlichkeiten des Pu-241 sind hierbei nur gering ($\approx 0,002\%$). U-237 entsteht nur in 0,003% der Zerfälle des Pu-241, die Gamma-Emissionswahrscheinlichkeit des U-237 ist allerdings ca. 30%. Die Emission beider Nuklide liegt im hochenergetischen Bereich /4-2/.
- Die Gamma-Strahlung des Am-241 (60 keV) kommt ansteigend hinzu. Die Emissionswahrscheinlichkeit ist hierbei nahezu 100%, sie liegt aber im niederenergetischen Bereich. Mit geringer Emissionswahrscheinlichkeit werden von Am-241 auch hochenergetische Gamma-Strahlen emittiert. Ihr Beitrag wird durch den Zerfall von Pu-241 usw. kompensiert bzw. überkompensiert. Erst bei sehr hohen Am-241-Gehalten ($> 3\%$ bezogen auf Plutonium + Americium) wird der Am-241-Beitrag relevant. Derartig

lange Lagerzeiten von ca. 7 Jahren und länger, die zu solchen Am-241-Gehalten führen, brauchen üblicherweise nicht unterstellt zu werden.

- Am-241 ist im Gegensatz zu Pu-241 (überwiegend β -Strahler) ein α -Strahler. Diese α -Strahlung löst (α, n)-Reaktionen aus und führt zu einer zusätzlichen Neutronenstrahlung. Die Neutronenstrahlung aus Spontanspaltung ist für beide Nuklide unwesentlich.

5.3.1 Ganzkörperdosis

Bei der Verarbeitung von Plutonium befindet sich das Verarbeitungsmaterial stets hinter wirksamen Abschirmungen, deutlich >1 mm Bleigleichwert. Durch diese Abschirmungen ist gewährleistet, daß die Strahlung des Americiums (60 keV) nahezu völlig abgeschirmt wird. Aus diesem Grund wird die Gamma-Dosisleistung in Bereichen hinter Abschirmungen nur unwesentlich durch einen Americiumaufbau im Material beeinflusst. Dies geht auch aus den hierzu ermittelten Rechenwerten hervor.

In der betrachteten Brennelementfabrik wird unterstellt, daß die Hantierungen von Materialien (z.B. Abfallhantierung außerhalb des HSK) ohne nennenswerte Abschirmung nur noch in äußerst geringem Maße stattfindet. In diesem Fall wirkt sich ein Americiumaufbau im Plutonium allerdings auch relevant auf die Ganzkörperdosis aus. Für Arbeitsplätze, an denen derartige Arbeiten anfallen, wird deshalb ein mittlerer Americiumgehalt von ca. 1,75% unterstellt. Bei der Hantierung von Abfall wird aufgrund einer für Abfall zu unterstellenden längeren Lagerzeit ein Americiumgehalt von ca. 2,2% angenommen.

Der Einfluß des Americiumaufbaus auf die Neutronendosisleistung ist nur gering. Bei einem zusätzlichen Americiumgehalt von 2% ergeben sich ca. 52 n/g·sec. Dies entspricht ca. 8% der Quellstärke des Ausgangsgemisches und damit der resultierenden Neutronendosisleistung.

5.3.2 Teilkörperdosis

Nur für wenige spezielle Vorgänge wird angenommen, daß das Fertigungsmaterial routinemäßig manuell hantiert werden muß. Das Material befindet sich hier-

bei überwiegend im HSK. Außerhalb der HSK wird das Material in α -dichter Umhüllung meist teilabgeschirmt hantiert.

Durch die Notwendigkeit eines direkten Kontaktes der Hand mit dem plutoniumhaltigen Hantierungsgut ist zwischen Hand und Strahlenquelle nur eine geringe Abschirmwirkung realisierbar, z.B. Bleihandschuhe. Bei den relativ kleinen Strahlenquellen, wie sie manuell hantiert werden, und den relativ geringen Abschirmwirkungen ergibt sich, daß die Teilkörperdosis Hand nahezu vollständig durch die Gamma-Strahlung verursacht wird. Hierbei dominiert die Gamma-Strahlung im niederenergetischen Bereich. Sie wird sowohl von den Plutoniumisotopen als auch von Americium-241 emittiert. Ihre Emissionswahrscheinlichkeit ist wesentlich höher als diejenige im hochenergetischen Bereich.

Besondere Bedeutung hat hierbei der Energiebereich von 45 keV bis 75 keV. In diesem Bereich liegen einige schwache Emissionslinien der Plutoniumisotope und die besonders intensive Linie des Am-241. Sie werden durch die geringe Abschirmung von Bleihandschuhen (üblicherweise 0,1 bis 0,2 mm Bleigleichwert) nur ungenügend geschwächt. Die noch niederenergetischere Gamma-Strahlung, die insbesondere von Pu-238 emittiert wird, wird hingegen bereits durch die geringen Abschirmstärken der Bleihandschuhe vollständig absorbiert.

Am-241 ist z.B. bereits bei einem Anteil von 0,3% (Ausgangsgemisch) für ca. 90% der Teilkörperdosis bei Hantierung von Abfallpaketen verantwortlich. Die Teilkörperdosis wird damit fast ausschließlich von Am-241 dominiert. Andere Plutoniumisotope haben damit einen untergeordneten Einfluß auf die Teilkörperdosis.

Die Neutronenteilkörperdosis ist ebenfalls von nur sehr geringer Bedeutung, da sich bei den kleinen manuell hantierbaren Quellen keine relevante Neutronendosisleistung aufbauen kann.

Die Teilkörperdosis ist somit in erster Linie vom Americiumaufbau im Plutonium abhängig und in absolut untergeordnetem Maß von der Zusammensetzung der Plutoniumnuklide. Ein hierfür ausreichender Am-241-Aufbau ist aufgrund der Lagerzeit seit der letzten chemischen Abtrennung bis zur Verarbeitung fast immer gegeben.

Selbst für den Fall, daß sich in dem verarbeiteten Plutonium noch kein Am-241 aufgebaut hat, ist der Einfluß des Plutoniumvektors in den Grenzen der aufgeführten Nuklidgemische nur unwesentlich. Die Gamma-Emission in dem Energiebereich von 45 bis 75 keV, der durch die Bleihandschuhe nicht oder nur unwesent-

lich abgeschirmt wird, wird fast ausschließlich von Pu-239, Pu-240 und Pu-241 verursacht. Deren relative Gehalte ändern sich jedoch nur unwesentlich mit dem Abbrand bzw. der Ausgangszusammensetzung der aufgearbeiteten Brennelemente (siehe Tabelle 4-8). Nuklide wie Pu-238 und Pu-242, die sich in den verschiedenen Plutoniumnuklidgemischen in ihren relativen Anteilen hingegen stark ändern, liefern in dem relevanten Gamma-Energiebereich nur einen geringen Beitrag zur Gamma-Emission des Gesamtgemisches.

Für Arbeitsbereiche, in denen manuelle Hantierungen durchgeführt werden, wird ein mittlerer Americiumgehalt von 1,75% zugrundegelegt. In Teilbereichen, in denen auch höhere Americiumgehalte zu erwarten sind, ist auch die Verarbeitung von Plutonium eines höheren Americiumgehaltes möglich. Einer dieser Bereiche ist z.B. die Abfallbehandlung.

6 EINFLUSS DES EINGANGSMATERIALS AUF DIE STRAHLENEXPOSITION DES BEDIENPERSONALS

Im folgenden wird speziell für die dosisführenden Arbeitsplätze der verschiedenen Fertigungsbereiche die Auswirkung bei der Verarbeitung der Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 erläutert. Hierbei wird ausschließlich auf die Ganzkörperdosis und die Einhaltung des § 54 StrlSchV eingegangen. Die Teilkörperdosis wird wie in Kapitel 5 beschrieben, durch den Am-241-Gehalt des Materials dominiert und ist nur sehr geringfügig von dem Plutoniumnuklidgemisch abhängig. Deshalb wird im folgenden auf die nähere Betrachtung der Teilkörperdosis verzichtet.

Die Auswahl der Arbeitsplätze erfolgt jeweils für die einzelnen Fertigungsbereiche. Es werden die Arbeitsplätze untersucht, an denen aufgrund der angenommenen Auslegung und der darauf basierenden Berechnung der Strahlenexposition die höchsten Strahlenexpositionen des Personals zu erwarten sind.

Bei einem tatsächlichen Betrieb würden, wie bisherige Erfahrungen zeigen, die Dosiswerte des Bedienpersonals unter den berechneten Werten liegen. Dies liegt an konservativen Annahmen, wie dem angenommenen Inventar, Quellgeometrie, Abstand und Aufenthaltszeit, die den Berechnungen zugrunde liegen. Diese Aussagen gelten für alle Arbeitsplätze der Anlage. Das Maß der Konservativität ist allerdings von Arbeitsplatz zu Arbeitsplatz verschieden.

6.1 Pulverbereich

Von den Arbeitsplätzen im Pulverbereich ist entsprechend der Abschätzung der Ganzkörperdosis im Plutoniummaterialeingang mit der höchsten Strahlenexposition zu rechnen. Die Abschätzung auf Basis des Ausgangsgemisches und der zugrundegelegten Auslegungsrandbedingungen ergibt einen Wert von ca. 6,6 mSv/a. In Tabelle 6-1 werden anhand der veränderten radiologisch relevanten Quellstärken bei sonst gleichen Randbedingungen (Plutoniumdurchsatz: 8,64 t/a) für die Gemische 1 bis 18 die erwarteten Ganzkörperdosiswerte aufgeführt.

Wie aus Tabelle 6-1 hervorgeht, sind die Ganzkörperdosiswerte (Gamma + Neutronen), die für die einzelnen möglichen Verarbeitungsgemische in diesem Bereich abgeschätzt werden, alle kleiner 10 mSv/a. 10 mSv/a ist gemäß § 54 StrlSchV der Auslegungswert einer derartigen Anlage.

Für die weiteren Arbeitsplätze im Pulverbereich werden Dosiswerte abgeschätzt, die unter denen für den Plutoniummaterialeingang liegen. Sie sind damit durch die Betrachtung dieses Arbeitsplatzes abgedeckt.

6.2 Tablettenbereich

Im Tablettenbereich wird für den Arbeitsplatz an der Schleifmaschine die höchste Ganzkörperdosis abgeschätzt. Sie beträgt ca. 4,2 mSv/a für das Ausgangsgemisch. In Tabelle 6-2 sind die aufgrund der veränderten radiologisch relevanten Quellstärken der Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 erwarteten Jahresdosiswerte für diesen Arbeitsplatz dargestellt. Zusätzlich wird hierbei auch der für die Brennelementauslegung notwendige Pu-tot-Gehalt, der sich aufgrund des geringen Pu-fiss-Gehaltes in den Plutoniumnuklidgemischen 1 bis 18 deutlich erhöht, berücksichtigt. Hierdurch wird ein deutlich höherer Plutoniumdurchsatz betrachtet, als er der Studie (8,64 t/a) zugrundeliegt (Tabelle 6-2, Spalte 4). Für den Auslegungsp plutoniumdurchsatz ergeben sich die Ganzkörperdosiswerte in der letzten Spalte der Tabelle 6-2.

Alle aufgeführten Dosiswerte liegen unterhalb des Planungswertes des § 54 StrlSchV. Das Material kann unter Strahlenschutzgesichtspunkten in diesem Bereich ohne weitere Einschränkungen verarbeitet werden.

Ansonsten gelten dieselben Aussagen wie in Kapitel 6.1.

6.3 Brennstabbereich

Im Brennstabbereich ist der relevante Arbeitsplatz bei der Brennstabendkontrolle sowie den sonstigen Tätigkeiten, die diesem Arbeitsplatz zugeordnet sind. Die für diesen Arbeitsplatz abgeschätzte Ganzkörperdosis unter Referenzbedingungen beträgt ca. 6,6 mSv/a. Die Beiträge von Gamma- und Neutronenganzkörperdosis gehen aus Tabelle 6-3 hervor. Sie entsprechen einem Verhältnis von 1:2. In Tabelle 6-3 sind die aufgrund der gegenüber dem Ausgangsgemisch anderen radiologischen Eigenschaften der Gemische 1 bis 18 erwarteten Jahresganzkörperdosiswerte für diesen Arbeitsplatz aufgeführt. Hierbei wird, wie auch bereits im Tablettenbereich, berücksichtigt, daß sich neben den spezifischen Quellstärken des Plutoniumnuklidgemisches auch der im Brennstab notwendige Plutoniuman-

teil erhöht (Tabelle 6-3, Spalte 4). Es wird an diesem Arbeitsplatz dieselbe Anzahl Brennstäbe mit deutlich mehr Plutonium geprüft.

Durch diese Betrachtungsweise wird ein deutlich höherer Plutoniumdurchsatz pro Jahr berücksichtigt als in der Studie unterstellt. In den anderweitig betrachteten Bereichen wie Pulverbereich, Lager, Abfallbehandlung und Qualitätskontrolle (Analytiklabore) wird dem nicht Rechnung getragen. In der letzten Spalte der Tabelle 6-3 sind die zu erwartenden Dosiswerte bei einem Plutoniumdurchsatz von 8,64 t/a aufgeführt. Hierbei ergeben sich nur für die Gemische 3, 9, 14, 15 und 18 rechnerisch Werte geringfügig > 10 mSv/a (im ungünstigsten Fall 10,7 mSv/a).

Da im Brennstabbereich die Planungswerte für den kritischen Arbeitsplatz nicht in jedem Fall unterschritten werden, müssen hier auch andere Arbeitsplätze dahingehend untersucht werden. So ergibt sich für den Arbeitsplatz „Säulenlegen“ (siehe Kapitel 2.3.3) ein nahezu gleiches Ergebnis. Die erwarteten Jahresganzkörperdosiswerte liegen nur wenig niedriger. Unter Berücksichtigung weitergehender Maßnahmen wie Fernüberwachung usw. ist zu erwarten, daß für alle betrachteten Plutoniumnuklidgemische die konservativ abgeschätzten Dosiswerte für diese Bereiche deutlich kleiner 10 mSv/a sein werden. Hierzu wird ebenfalls in Kapitel 7 Stellung genommen.

Für die weiteren Arbeitsplätze im Brennstabbereich ergeben sich weit geringere Werte für die Strahlenexposition. Hier wird unter denselben Bedingungen für die betrachteten Plutoniumnuklidgemische kein Wert > 10 mSv/a erwartet.

Bereits bei der Berücksichtigung realistischer Jahresarbeitszeiten (siehe Kap. 4.5) werden die Planungswerte auch an allen Arbeitsplätzen des Brennstabbereiches eingehalten.

6.4 Brennelementmontage

Im Bereich der Brennelementmontage werden Ganzkörperdosiswerte zwischen 2,4 und 4,2 mSv/a erwartet. Die Dosiserhöhungen gegenüber dem Ausgangsgemisch sind in diesem Bereich aufgrund der Verteilung von Gamma- und Neutronenortsdosisleistung ähnlich dem Brennstabbereich (siehe Tabelle 6-3). Für diese Erhöhungen sind aufgrund der geringen Dosiswerte keine Überschreitungen des Planungswertes von 10 mSv/a zu erwarten.

6.5 Lager

Im Lagerbereich führen alle Mitarbeiter die anfallenden Tätigkeiten im Mittel im gleichen Maße durch. Die für das Ausgangsgemisch abgeschätzte Jahresdosis beträgt ca. 4,9 mSv/a. Sie wurde konservativ für eine Referenzperson ermittelt. Für alle Mitarbeiter in diesem Arbeitsbereich wird deshalb die gleiche Dosis erwartet.

In Tabelle 6-4 sind die erwarteten Jahresdosiswerte bei einer Zusammensetzung des gesamten Lager- und Hantierungsmaterials (Plutonium) entsprechend den Plutoniumnuklidgemischen 1 bis 18 (Tabelle 4-8) angegeben. Die Werte gelten für eine volle Ausschöpfung der zugrundegelegten Lagerkapazität und einer Lagertätigkeit bzw. Aufenthaltszeit im Lagerbereich, die bei einem Plutoniumdurchsatz von 8,64 t/a anfällt. Das Lagerpersonal führt außerdem die Tätigkeiten bei Lagerung und Transport von Uran durch. In Tabelle 6-4 ist hierfür ein eigener Dosisbeitrag (nur Gamma-Dosis) ausgewiesen. Er ist unabhängig vom Plutoniumnuklidgemisch und in allen Fällen gleich.

6.6 Qualitätskontrolle (Analytiklabore)

Im Bereich der Analytiklabore werden Ganzkörperdosiswerte unter 5 mSv/a erwartet. Die Ortsdosisleistungen liegen überall deutlich unter 5 μ Sv/h. Der Hauptbeitrag ist hierbei die Gamma-Ortsdosisleistung. In Tabelle 6-5 sind für eine typische Aufteilung der Ganzkörperdosis zwischen Gamma und Neutronen die zu erwartenden Dosiswerte bei Verarbeitung von Plutoniumnuklidgemischen 1 bis 18 aufgeführt. Für alle Plutoniumnuklidgemische bleiben die Werte für die Strahlenexposition des Personals deutlich unter 10 mSv/a.

Damit ergibt sich aufgrund der Strahlenschutzauslegung des Laborbereichs als Serviceabteilung der Fertigung keine Auswirkung bzw. Einschränkung des Betriebs der Gesamtanlage bei Verarbeitung von Plutonium aus hochabgebrannten Brennelementen.

6.7 Abfallbehandlung

Im Bereich der Abfallbehandlung werden ausschließlich kleine Plutoniummengen hantiert. Dies kann allerdings auch unabgeschirmt außerhalb von Handschuhkästen der Fall sein. Für diese Tätigkeiten wird das Tragen von Bleischürzen nicht

unterstellt. Entsprechend wird die Dosisabschätzung im Bereich der Abfallbehandlung in konservativer Weise ohne die Berücksichtigung der Abschirmwirkung von Bleischürzen vorgenommen. Unter diesen Randbedingungen ergibt sich für einen Mitarbeiter, der die in der Fertigung anfallenden HSK-Abfallpakete sammelt, sortiert und für Weiterbehandlung zusammenstellt eine Ganzkörperdosis von 7,3 mSv/a. Über 85% hiervon sind Gamma-Dosis und resultieren hauptsächlich aus niederenergetischen Gammas. Diese Gamma-Quanten werden überwiegend von Pu-238 und Am-241 ausgesandt. Sie können durch geringe Abschirmwirkungen (Bleischürze) bereits effizient abgeschirmt werden. Wird in der oben aufgeführten Betrachtung für die manuellen Hantierung von HSK-Abfallpaketen (in PVC-Folie eingeschweißte, kontaminierte Materialien) eine Abschirmwirkung von 0,3 mm Bleigleichwert berücksichtigt - dies entspricht der Abschirmwirkung einer normalen Bleischürze - so ist die erwartete Gesamtdosis nur mehr 3,9 mSv/a. Den Berechnungen für den Abfallbereich liegt ein Americiumgehalt von ca. 2,2% bezogen auf Plutonium + Americium (die Anteile der weiteren Plutoniumisotope ohne Pu-241 entsprechen denen des Ausgangsgemisches) zugrunde. Hierbei bestimmt bei unabgeschirmter Hantierung die Gamma-Strahlung des Am-241 die Dosis. Die Dosisreduzierung wird durch die Abschirmung der Strahlung des Am-241 erreicht.

In Tabelle 6-6 sind die für die radiologischen Quellstärken der Gemische 1 bis 18 erwarteten Jahresdosiswerte für den den Abfallbereich abdeckenden Arbeitsplatz aufgeführt. Der Am-241-Aufbau in den Gemischen 1 bis 18 wird hierbei, wie erwähnt, 2,2% bezogen auf Plutonium + Americium, angenommen. Daher wird in Tabelle 6-6 ein konstanter Gamma-Dosisbeitrag aus Am-241 aufgeführt.

Da in einer derartigen Brennelementfabrik für die Tätigkeiten in diesem Bereich das Tragen von Bleischürzen größtenteils obligatorisch ist, werden in Tabelle 6-6 sowohl die Dosiswerte mit und ohne Bleischürze angegeben. In beiden Fällen liegen die abgeschätzten Dosiswerte für die betrachteten Plutoniumnuklidgemische unter 10 mSv/a und die Planungswerte des § 54 StrlSchV werden eingehalten. Alle aufgeführten Plutoniumnuklidgemische könnten somit aus Strahlenschutzgesichtspunkten ohne weitere Einschränkungen in der Abfallbehandlung für die Endkonditionierung vorbereitet werden.

Bei den anderen Arbeitsplätzen im Bereich der Abfallbehandlung gelten dieselben Aussagen. Grundsätzlich läßt sich weiter feststellen, daß der Einfluß der Plutoniumzusammensetzung des Verarbeitungsmaterials auf die Strahlenexposition

in diesem Bereich wesentlich geringer ist als in anderen Bereichen. Dies hat zwei Gründe:

- 1) Die Gesamtstrahlenexposition wird aufgrund der geringen Mengen an Plutonium von der Gamma-Dosis dominiert. Die radiologisch relevanten Beiträge zur Gamma-Quellstärke des Plutoniums aus Leistungsreaktoren werden im Gegensatz zur Neutronenquellstärke in weit geringerem Maß durch die Plutoniumnuklidzusammensetzung beeinflusst.
- 2) Ein großer Teil der Gamma-Dosis in diesem Bereich wird durch Am-241 verursacht. Sein Gehalt hängt von der Lagerzeit und dem Pu-241-Gehalt des abgetrennten Plutoniums ab. Der Pu-241-Gehalt und damit auch der Am-241-Gehalt ist, wie aus der Tabelle 4-8 hervorgeht, nur relativ geringen Schwankungen unterworfen ($\pm 20\%$). Entsprechend wird auch dieser Beitrag nur relativ gering vom Plutoniumnuklidgemisch beeinflusst sondern von der Lagerzeit seit der Wiederaufarbeitung.

7 MÖGLICHE MAßNAHMEN BEI DER VERARBEITUNG VON PLUTONIUM AUS HOCHABGEBRANNTEN KERNBRENNSTOFFEN

In Tabelle 5-2, Spalte 6 und 7 sind die zu erwartenden Dosiserhöhungen gegenüber dem Ausgangsgemisch für die untersuchten Plutoniumnuklidgemische aufgeführt. In Spalte 6 sind hierbei die Werte für einen repräsentativen Arbeitsplatz mit Neutronenbeitrag von 50% (Plutoniummaterialeingang, Schleifen usw.) angegeben, in Spalte 7 die Werte für einen Arbeitsplatz mit einem Neutronenbeitrag von ca. 66% (Brennstabendkontrolle, Säulenlegen, Lager). In jedem Fall ergibt sich für die erwartete Ganzkörperdosis eine Erhöhung gegenüber dem Ausgangsgemisch. Werden die einzelnen dosisführenden Arbeitsplätze einzeln betrachtet (siehe Kapitel 6), ergibt sich, daß nur in wenigen Fällen weitere Maßnahmen zur Einhaltung der Planungswerte gemäß StrlSchV notwendig sind.

Derartige Maßnahmen können, zusammen oder alternativ, sein:

- zusätzliche Abschirmungen,
- Durchführung von Überwachungs- und Kontrollfunktionen außerhalb des Arbeitsraumes (Fernüberwachung und weitergehende Automatisierung), d.h. Verringerung der Aufenthaltszeit,
- Durchsatzreduzierungen als temporäre Maßnahmen.

7.1 Abschirmungen

Mit Ausnahme des Bereichs der Qualitätskontrolle (Analytiklabore) und der Abfallbehandlung sind in den einzelnen Bereichen an dosisrelevanten Strahlenquellen Abschirmungen mit Abschirmgleichwerten ≥ 50 mm PE und ≥ 3 mm Pb an den Handschuhkästen angebracht. Sie sind bei der zugrundegelegten Handschuhkastentechnik aufgrund der notwendigen Hantierungsmöglichkeit meist nicht weiter zu verstärken.

Aus diesem Grund sind wirksame (≥ 50 mm PE-Gleichwert) zusätzliche Neutronenabschirmungen an vielen Stellen nicht realisierbar. Gamma-Abschirmungen (Pb) können, zumindest an HSK-Wänden und Lagereinrichtungen, fast immer zusätzlich angebracht werden. Meist ist für dosisführende Aufenthaltsorte die Gamma-Ortsdosisleistung der deutlich kleinere Beitrag und ihre Abschirmung bringt damit nicht den gewünschten Effekt. In diesem Fall ist außerdem die

Gamma-Strahlung so hochenergetisch, daß eine realisierbare zusätzliche Abschirmung ohne die gewünschte Wirkung bleibt.

Dort wo zusätzliche Abschirmungen an Handschuhkästen realisierbar und wirksam wären, nämlich im Bereich der analytischen Labore oder der Abfallbehandlung, befinden sich nur Arbeitsplätze, für die Ganzkörperdosiswerte weit unterhalb des Planungswertes von 10 mSv/a abgeschätzt werden.

Neben der Abschirmung der Strahlungsquellen ist auch eine Abschirmung des Mitarbeiters selbst möglich, z.B. durch Tragen von Bleischürzen. Diese Maßnahme ist bei der Hantierung von wägbaren Plutoniummengen außerhalb des HSK bzw. der Abschirmeinrichtungen obligatorisch. Dieser Maßnahme kommt bei der Verarbeitung der betrachteten Plutoniumnuklidgemische noch größere Bedeutung zu (siehe Kapitel 6). Hierdurch wird die stark ansteigende niederenergetische Gamma-Strahlung < 45 keV (überwiegend von Pu-238) sehr gut abgeschirmt. Bei Hantierungen innerhalb des HSK ist das Tragen von Bleischürzen ohne nennenswerten Einfluß.

7.2 Fernüberwachung

Bei einer Fernüberwachung werden mittels Kamera oder anderer Steuer- und Bedienelemente Vorgänge von einem anderen Raum oder einem entfernten Ort aus überwacht. Für diese Tätigkeiten ist demzufolge praktisch keine Strahlenexposition zu erwarten. Eine Fernüberwachung ist nur an Arbeitsplätzen realisierbar, an denen über längere Zeiträume ausschließlich Kontrollfunktionen wahrgenommen werden. Derartige Arbeitsplätze sind:

- Plutoniummaterialeingang,
- Pressen,
- Oberflächenkontrolle (Tabletten),
- Säulenlegen,
- Brennstabendkontrolle.

Die betrachtete Verfahrensweise geht davon aus, daß Kontroll- und Überwachungstätigkeiten teilweise auch vor Ort durchgeführt werden, um einen jederzeitigen manuellen Eingriff zur Beseitigung von geringfügigen Störungen durchführen zu können. Betriebserfahrungen an den verschiedenen Arbeitsplätzen würden zeigen, ob eine derartige Fernüberwachung möglich ist bzw. welche Änderungen oder weitergehenden Automatisierungsmaßnahmen notwendig sind,

um einen derartig störungsfreien Betrieb zu erreichen, der eine Fernüberwachung zuläßt.

Vom Konzept des Arbeitsplatzes ließen sich die Arbeitsplätze

- Pressen,
- Oberflächenkontrolle (Tabletten),
- Schleifen,
- Säulenlegen

überwiegend fernüberwachen, soweit verfahrenstechnisch ein störungsfreier Betrieb unterstellt werden kann. Für die Arbeitsplätze

- Plutoniummaterialeingang,
- Brennstabendkontrolle

gilt dies nur zu einem geringen Teil. Bei letzterem würde allerdings bereits dies ausreichen, um die Planungswerte gemäß § 54 StrISchV einzuhalten (siehe Tabelle 6-3, Spalte 4).

7.3 Plutoniumdurchsatz

Wie in Kapitel 4 ausgeführt, hat der Plutoniumdurchsatz bei der Arbeitsplatzkonzeption im bestimmungsgemäßen Betrieb einen direkten Einfluß auf die Strahlenexposition der Mitarbeiter (Ganz- und Teilkörperdosis). Die Beeinflussung der Strahlenexposition ist folglich auch über den Plutoniumdurchsatz möglich. Je nach Arbeitsbereich können zur Steuerung des Plutoniumdurchsatzes folgende Verfahren angewendet werden:

1. Reduzierung der Batchgröße bzw. Inventare in spaltstoffführenden Komponenten (bei gleicher Batchanzahl),
2. Reduzierung der Anzahl der Batches bzw. Fertigungseinheiten (z.B. PuO₂-Überbehälter usw.) (bei gleicher Batchgröße),
3. geringere Pu-tot-Gehalte im Mischoxid (bei gleichem Schwermetall-durchsatz).

7.3.1 Pu-tot-Gehalt im Brennstoff

Um einen Abbrand von 50 bis 60 GWd/tSM beim späteren Einsatz im Reaktor zu erzielen, ist ein Gehalt an spaltbaren Nukliden von im Mittel 5,25 bis 5,75% bezogen auf Schwermetall im Brennstoff notwendig (siehe Kapitel 4.4). Dies führt für die betrachteten Plutoniumnuklidgemische und eine U-235-Anreicherung im Uran von 0,25% zu Pu-tot-Gehalten von 7,2 bis 9,5%. Bei dem unterstellten Auslegungsplutoniumdurchsatz wird ein Pu-tot-Gehalt 7,2% angenommen. Hierbei wird die Verarbeitung einer größeren Menge Uran unterstellt als im Falle der betrachteten Plutoniumnuklidgemische.

In der Fertigung der Anlage existieren zwei Bereiche:

- Plutoniumbereich,
Hier wird mit 100% PuO₂ gearbeitet. Eine Steuerung des Pu-tot-Gehaltes ist nicht möglich.
- MOX-Bereich.

Der Plutoniumgehalt im U/Pu-Mischoxid ist variabel und kann gesteuert werden. Soll der mittlere Plutoniumgehalt im MOX-Bereich bei gleichzeitiger Beibehaltung des Schwermetalldurchsatzes über den Ausgangswert (7,2%) hinaus erhöht werden, so müßte auch im Plutoniumbereich eine größere Anzahl von Batches oder PuO₂-Überbehältern durchgesetzt werden. Durch den möglichen Durchsatz des Plutoniumbereichs wäre dann auch der Durchsatz des MOX-Bereiches, d.h. die Zahl der produzierten Tabletten, Brennstäbe und Brennelemente begrenzt.

Um einen möglichst hohen Schwermetalldurchsatzes zu erzielen, besteht allerdings die Möglichkeit, einen Teil des Plutoniums durch U-235 zu ersetzen. Dadurch werden die Abbrandspezifikationen des Brennstoffs ebenfalls eingehalten. Hierzu könnte z.B. Natururan bzw. leicht angereichertes Uran mit einem U-235-Gehalt von ca. 1% oder Uran aus der Wiederaufarbeitung (WAU) dienen. Damit ließen sich die Plutoniumgehalte im MOX um ca. 0,5 bis 2% bezogen auf Schwermetall reduzieren.

7.3.2 Inventarreduzierung in Einzelkomponenten

Ist der Plutoniumgehalt vorgegeben, kann durch eine pauschale Inventarreduzierung in allen wichtigen (dosisrelevanten) Einzelkomponenten eine Reduzierung

der Ortsdosisleistung erreicht werden. Bei gleicher Hantierungshäufigkeit wird hierbei eine Reduzierung der Strahlenexposition erreicht.

In Bereichen, in denen feste Spaltstoffeinheiten, Brennstäbe, Brennelemente, PuO₂-Überbehälter usw., hantiert werden, die dosisbestimmenden Strahlenquellen darstellen, ist dieses Vorgehen nicht möglich. Eine Dosisreduzierung wird nur erreicht, wenn die Anzahl der dosisrelevanten Hantierungen bzw. die Aufenthaltszeit in dosisrelevanten Arbeitsbereichen abnimmt. Die beiden genannten Vorgehensweisen sind bezüglich der Strahlenexposition des Bedienpersonals als gleichwertig zu betrachten.

Sowohl eine pauschale Inventarreduzierung als auch eine Verringerung der dosisrelevanten Tätigkeiten ist mit einer Durchsatzreduzierung verbunden. Jede dieser Maßnahmen zieht in einem vorgelagerten oder nachgeschalteten Arbeitsschritt der Produktionslinie eine der beiden Möglichkeiten der Durchsatzsteuerung nach sich.

Die in Kapitel 7.3.1 diskutierte Steuerung des Plutoniumgehalts im MOX ist genau genommen ebenfalls eine Steuerung des Inventars in den Einzelkomponenten. Sie bezieht sich in diesem Fall allerdings nur auf das dosisrelevante Plutoniuminventar.

8 RADIOÖKOLOGIE UND STÖRFALLFOLGEN

In den durchgeführten Radioökologierechnungen wird gemäß AVV zum § 45 StrlSchV vom 21.02.1990 /8-1/ die Strahlenexposition in der Umgebung für die festgelegte normalbetriebliche Alpha-Aktivitätsabgabe ermittelt. Die abgegebenen radioaktiven Stoffe sind Plutonium in Form von Verarbeitungsmaterial, Uran sowie deren Zerfallsprodukte (Rn-220) und Verunreinigungen. Bei der Aktivitätsabgabe wird die Alpha-Aktivität bilanziert. Die begleitende Beta-Aktivität wird aus Gründen der Vereinfachung mit einem festen, konservativ vorgegebenen Verhältnis von 1:40 angenommen. Die Beta-Aktivität wird hierbei vollständig dem Pu-241 zugeordnet.

Bei der Berechnung der potentiellen Strahlenexposition bei einem Störfall mit Freisetzung von Plutonium wird gemäß den Störfallberechnungsgrundlagen des BMI vom 18. Oktober 1983 /8-2/ vorgegangen. Hierbei wird die Freisetzung einer störfallspezifischen Plutoniummenge unterstellt. Diese ist unabhängig von der zugrundegelegten Isotopenzusammensetzung des Plutoniums (Plutoniumvektor).

8.1 Inkorporationsdosisfaktoren

Sowohl bei der Radioökologie- als auch der Störfallrechnung beeinflusst die zugrundeliegende Isotopenzusammensetzung des Plutoniums nur einen Parameter der Berechnung, nämlich die Dosisfaktoren. Die effektive Äquivalentdosis und die Organdosen, die Ergebnisse der genannten Berechnungen, hängen hierbei linear von den Dosisfaktoren des zugrundeliegenden Plutoniumnuklidgemisches ab.

Bei Radioökologierechnungen wird von der festgelegten, vom Plutoniumnuklidgemisch unabhängigen Alpha-Aktivitätsabgabe ausgegangen. Die Einhaltung dieser Alpha-Aktivitätsabgabe wird überwacht. Zur einfachen Vergleichbarkeit der Plutoniumnuklidgemische bezüglich der Inkorporationsdosis beziehen sich die Dosisfaktoren bei den Radioökologierechnungen auf die Alpha-Aktivität (gleichbleibende Alpha-Aktivitätsabgabe).

Bei den Störfallberechnungen wird die Freisetzung einer gleichbleibenden störfallspezifischen Plutoniummenge unterstellt. In diesem Fall lassen sich die radiologischen Auswirkungen der verschiedenen Plutoniumnuklidgemische nur ver-

gleichen, wenn sich die Dosisfaktoren auf die Plutoniummenge beziehen (gleichbleibende störfallspezifische Plutoniummenge in Gramm).

In beiden Berechnungen ergibt sich, daß der allergrößte Teil der berechneten Dosis am ungünstigsten Aufpunkt auf die Inhalation von Aerosolen des Plutoniums zurückzuführen ist (ca. 90%). Deshalb werden im folgenden nur die Inhalationsdosisfaktoren als Beispiel herangezogen. Bei den Ingestionsdosisfaktoren sind die Verhältnisse allerdings vollkommen analog, ihre Werte liegen nur deutlich niedriger.

8.1.1 Dosisfaktoren der Plutoniumnuklidgemische bezogen auf die Alpha-Aktivität (Radioökologie)

In Tabelle 8-1, Spalte 4 und 5 sind für die Knochenoberfläche und die effektive Äquivalentdosis die Gemischdosisfaktoren für die 18 untersuchten Plutoniumnuklidgemische aufgeführt. Die Knochenoberfläche ist hierbei von Bedeutung, weil sie bei der Berechnung das Organ mit dem höchsten Dosisanteil bezogen auf den Grenzwert gemäß StrlSchV ist. Die Beta-Aktivität aus Pu-241 wird bei der Ermittlung des angegebenen Gesamtdosisfaktors für das Gemisch (Alpha- und Beta-Aktivität) jeweils mit dem 40fachen Wert der Alpha-Aktivität berücksichtigt. Der Beitrag der Beta-Aktivität zum ermittelten Dosisfaktor beträgt in diesem Fall ca. 50%. Dadurch wird der Dosisfaktor zum Teil deutlich überschätzt. So ergeben sich für die einzelnen Plutoniumnuklidgemische unter Zugrundelegung der Beta-Aktivität von Pu-241 die niedrigeren Dosisfaktoren (Alpha- und Beta-Aktivität) von Tabelle 8-1, Spalte 2 und 3. Sie sind mit den prozentualen Anteilen des Pu-241 berechnet worden.

Die Gegenüberstellung der Dosisfaktoren in Tabelle 8-1 zeigt folgendes:

1. Alle betrachteten Plutoniumnuklidgemische werden durch das Ausgangsgemisch abgedeckt.
2. Durch die für die Berechnung vereinfachend angesetzte begleitende Beta-Aktivität (40fach der Alpha-Aktivität) wird die potentielle Strahlenexposition für alle zu erwartenden Plutoniumnuklidgemische konservativ überschätzt.

Hieraus ergibt sich, daß die durchgeführten Berechnungen zur Radioökologie Plutonium entsprechend den betrachteten Nuklidgemischen mit einschließen.

8.1.2 Dosisfaktoren pro Gramm des Plutoniumnuklidgemisches

In Tabelle 8-1, Spalte 6 und 7 sind für die Knochenoberfläche und die effektive Äquivalentdosis die Gemischdosisfaktoren für die 18 Plutoniumnuklidgemische aufgeführt. Die Dosisfaktoren der betrachteten Gemische sind hierbei maximal um den Faktor von ca. 1,8 größer als die des Ausgangsgemisches. Entsprechend erhöht sich bei der Berechnung die potentielle Strahlenexposition aus der Freisetzung von Plutonium infolge der unterstellten Störfälle.

8.2 Einfluß auf die Einhaltung der Grenzwerte gemäß StrlSchV

Wie aus den Werten der Dosisfaktoren (Tabelle 8-1, Spalte 2 bis 5) hervorgeht, hat die Isotopenzusammensetzung der Plutoniumnuklidgemische nur einen unwesentlichen Einfluß auf den Dosisfaktor pro Alpha-Zerfall. Die verschiedenen Alpha-strahlenden Plutoniumisotope sowie Am-241 besitzen zwar sehr unterschiedliche spezifische Alpha-Aktivitäten, die biologische Wirksamkeit dieser Alpha-Zerfälle, was durch den Dosisfaktor der einzelnen Nuklide ausgedrückt wird, ist für alle Alpha-strahlenden Isotope sehr ähnlich. Die mit einberechnete Beta-Aktivität des Pu-241 ändert sich hingegen nur wenig bzw. wird mit einem konstanten Faktor berücksichtigt. Deshalb ergeben sich für die betrachteten Gemische keine wesentlichen Unterschiede in den Gemischdosisfaktoren. Das verwendete Ausgangsgemisch ist daher repräsentativ abdeckend für die betrachteten Plutoniumnuklidgemische.

Die Dosisfaktoren pro Gramm Nuklidgemisch, die für die Störfallberechnungen herangezogen werden (Tabelle 8-1, Spalte 6 und 7), sind stärker von der Nuklidzusammensetzung des Gemisches abhängig. Für die Plutoniumvektoren 1 bis 18 ergeben sich Dosisfaktoren bis zu ca. 180% bezogen auf die Dosisfaktoren des Ausgangsgemisches.

In den Berechnungen der Störfalldosis werden unter anderem Dosisfaktoren verwendet, die etwa um den Faktor 2 über denen des Ausgangsgemisches liegen. Diese sind abdeckend für die betrachteten Plutoniumnuklidgemische. Es ergeben sich in diesem Fall Dosiswerte, die um Größenordnungen unterhalb der Grenzwerte des § 28 (3) StrlSchV liegen.

9 SCHLUSSFOLGERUNGEN

9.1 Entwicklung der Strahlenexposition des Bedienpersonals und Maßnahmen zur Einhaltung der Planungswerte gemäß StrlSchV

Im folgenden wird die erwartete Entwicklung der Strahlenexposition des Betriebspersonals zusammenfassend dargestellt. Die Aussagen gelten unter folgenden Voraussetzungen:

- Der Auslegungsdurchsatz beträgt 120 t Schwermetall pro Jahr am Fertigungsein- bzw. -ausgang.
- Der Pu-tot-Gehalt im MOX-Brennstoff beträgt 7,2 Pu-tot bezogen auf Schwermetall.

Beide Voraussetzungen lassen sich zusammenfassen:

- Der Plutoniumdurchsatz beträgt 8,64 t pro Jahr.

Unter den genannten Randbedingungen ergibt sich aus der Untersuchung folgendes:

Ganzkörperdosis

Für die Ganzkörperdosis ist bei Verarbeitung der Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 (Plutonium aus U-, Pu- und WAU-Brennelementen mit einem Abbrand von bis zu 55 GWd/tSM) für den ungünstigsten Arbeitsplatz und das ungünstigste Plutoniumnuklidgemisch ein Anstieg um bis zu ca. 160% gegenüber dem Ausgangsgemisch (Plutonium aus U-Brennelementen mit einem Abbrand von ca. 32 GWd/tU) zu erwarten (siehe Tabelle 5-2, Spalte 7).

In den meisten Bereichen der untersuchten Brennelementfabrik sind die berechneten Ganzkörperdosiswerte so gering, daß sich bei keinem der betrachteten Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 eine Überschreitung der Planungswerte gemäß § 54 StrlSchV ergibt.

Im Brennstabbereich ergeben sich aus der Rechnung an zwei Arbeitsplätzen Ganzkörperdosiswerte geringfügig größer 10 mSv/a (Tabelle 6-3, Spalte 5) für einige der Nuklidgemische 1 bis 18 (Tabelle 4-8). Bei einem tatsächlichen Betrieb wären aufgrund der Konservativitäten der Berechnung Dosiswerte deutlich unterhalb der berechneten Werte und damit unterhalb von 10 mSv/a zu erwarten.

Unter Einbeziehung von weiteren technischen Maßnahmen, wie einer Fernüberwachung von maschinellen Arbeitsvorgängen oder einer weitergehenden Automatisierung, lassen sich auch hier rechnerisch Ganzkörperdosiswerte < 10 mSv/a abschätzen. Ob diese Maßnahmen aufgrund der Personendosis von Mitarbeitern überhaupt notwendig, und falls dies zutrifft, auf welche Weise sie durchzuführen sind, würde sich erst aus Betriebserfahrungen ergeben.

In allen Fällen kann die Ganzkörperdosis über den Plutoniumdurchsatz der Brennelementfabrik gesteuert werden. Sie hängt im Rahmen der Genauigkeit einer Dosisbetrachtung linear von ihm ab. Bei einer entsprechenden Reduzierung des zugrundegelegten Plutoniumdurchsatzes lassen sich in an allen Arbeitsplätzen Dosiswerte ≤ 10 mSv/a abschätzen.

Teilkörperdosis

Die Teilkörperdosis wird fast ausschließlich durch Am-241 verursacht. Der Einfluß der Zusammensetzung der Plutoniumisotope ist unwesentlich. Es ist keine erhöhte Teilkörperdosis bei Verarbeitung von Plutonium aus hochabgebrannten U-, MOX- und WAU-Elementen zu erwarten.

Die gemachten Aussagen beruhen auf konservativen, theoretischen Abschätzungen der Strahlenexposition. Bei einem tatsächlichen Betrieb wären, wie bisherige Erfahrungen zeigen, Personendosiswerte deutlich unter den berechneten Werten zu erwarten.

9.2 Radioökologie und Störfallfolgen

Die Berechnungen zur potentiellen Strahlenexposition durch die normalbetriebliche Abgabe von Alpha-Aktivität in Form von Plutonium wurden für das Ausgangsgemisch durchgeführt. Die Betrachtung des Ausgangsgemisches deckt hier die betrachteten Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 konservativ ab.

Die durchgeführten Berechnungen der Störfalldosis zeigen, daß bei der Freisetzung von Plutonium infolge eines unterstellten Störfalls die Störfallplanungswerte des § 28 (3) StrlSchV um Größenordnungen unterschritten sind. Die Berechnung erfolgte hierbei konservativerweise für Plutonium mit einem gegenüber dem Ausgangsgemisch um den Faktor 2 höheren Dosisfaktor (Inhalation und Ingestion). Durch diese Betrachtung ist auch Plutonium mit einer Isotopenzusammensetzung entsprechend den Plutoniumnuklidgemischen 1 bis 18 abgedeckt.

9.3 Gesamtaussagen

Die gemachte Untersuchung kommt bezüglich der Strahlenschutzaspekte bei der Verarbeitung von Plutonium aus hochabgebrannten Brennelementen zu dem Ergebnis, daß alle betrachteten Plutoniumnuklidgemische selbst unter Einhaltung eines Ganzkörperdosiswertes von 10 mSv/a in der unterstellten Anlage verarbeitet werden können.

Durch die gemachte Untersuchung werden alle Strahlenschutzaspekte bei der Verarbeitung derartigen Plutoniums betrachtet. Auf verfahrens- und verarbeitungstechnische Aspekte, z.B. aufgrund der hohen Wärmeleistung und radiolytischen Eigenschaften dieses Materials, konnte nicht eingegangen werden. Dies hätte den Rahmen dieser Studie gesprengt. Diese Probleme müssen getrennt untersucht werden. Die verlässlichsten Aussagen sind hierbei möglich, wenn bereits praktische Erfahrungen mit der Verfahrenstechnik einer derartigen Anlage vorliegen.

10 BEGRIFFSBESTIMMUNGEN

Behälter vom Typ A	Behälter für Gefahrgut, der den Anforderungen der GGVS /10-1/ für den Typ A entspricht; meist Innenbehälter eines Behälters vom Typ B; er wird in der Anlage als Behälter für interne Transporte verwendet
Behälter vom Typ B	Behälter für Gefahrgut, der den Anforderungen der GGVS /13-1/ für den Typ B entspricht; für externe Transporte zugelassener Behälter
Köcher	Transportträger für Brennstäbe
MOX	Mischoxid aus Uran und Plutonium (U/Pu)O ₂
OCOM-Verfahren	Verfahren zur Herstellung eines löslichen Mischoxids (U/Pu)O ₂ aus UO ₂ und PuO ₂ (optimiertes Co-Mahlverfahren)
Personendosis	Äquivalentdosis (Ganzkörperdosis, Teilkörperdosis) gemessen an einer für die Strahlenexposition repräsentativen Stelle der Körperoberfläche
Plutonium, Plutonium-nuklidgemisch	Gemisch der verschiedenen Plutoniumisotope einschl. ihrer Zerfallsprodukte (z.B. Am-241) und ihrer Verunreinigungen (z.B. Spaltprodukte)
Plutoniumvektor	Isotopenzusammensetzung des Plutoniums
Pu-fiss	spaltbare Plutoniumnuklide Pu-239 + Pu-241 (fissile)
PuO ₂ -Dose	Metaldose in der PuO ₂ (Pulver) bzw. MOX (in allen Verarbeitungsformen) innerhalb und außerhalb des Handschuhkastens transportiert und gelagert wird. Außerhalb des Handschuhkastens ist sie in Folie eingeschweißt.
Säulenpalette	Transportträger für die Brennstofftabletten, die in einen Brennstab gefüllt werden
Schwermetall	Uran + Plutonium im Brennstoff
Sinterschiffchen	Transportträger für gepreßte Brennstofftabletten nach dem Pressen, während des Sinterns bis zum Schleifen
Störfallplanungswerte	Grenzwerte der Strahlenexposition bei Störfällen § 28 (3) StrlSchV; die Schutzmaßnahmen gegen Störfälle müssen so geplant werden, daß für den ungünstigsten Störfall diese Grenzwerte eingehalten werden
Spaltstoff	als Spaltstoff wird Plutonium + U-235 bezeichnet
Stabpalette	Transportträger für Brennstäbe
Tablettenpalette	Transportträger für Brennstofftabletten (gesintert, geschliffen)
Überbehälter	Alpha-dichter, metallischer Behälter für mehrere PuO ₂ -Dosen; ein Überbehälter kann in mehrere Untereinheiten mit PuO ₂ -Dosen aufgetrennt werden
WAU	wiederaufgearbeitetes und eventuell wiederangereichertes Uran

11 ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

a	Jahr
Agg.	Ausgangsgemisch
AVV	Allgemeine Verwaltungsvorschrift
BE	Brennelement
BMI	Bundesminister des Inneren
D	Durchsatz
DWR	Druckwasserreaktor
Eff	effektive Äquivalentdosis
EDV	elektronische Datenverarbeitung
GGVS	Gefahrgutverordnung Straße
h	Stunde
HSK	Handschuhkasten
K_{eff}	Neutronenmultiplikationsfaktor
inkl.	inklusive
Kn.O	Knochenoberfläche
KTA	kerntechnischer Ausschuß
LWR	Leichtwasserreaktor
MOX	Mischoxid
O/M	Sauerstoff/Metall
OCOM	optimiertes Co-Mahlverfahren
PE	Polyethylen
PMMA	Polymethylmethacrylat
Pu-tot	Gesamtplutonium (total)
PVC	Polyvinylchlorid
Q	spezifische radiologisch relevante Quellstärke
Q_{γ}	spezifische radiologisch relevante Gamma- Quellstärke
Q_n	spezifische radiologisch relevante Neutronenquellstärke
Q'	radiologisch relevante Quellstärke
SM	Schwermetall
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung

12 LITERATURVERZEICHNIS

Zu Kapitel 1

- /1-1/ Atomwirtschaft 26, S. 509 (August/September 1981), Atomwirtschaft 36, S. 51 (Februar 1991).
- /1-2/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565) zuletzt geändert durch das Gesetz über die Errichtung eines Bundesamtes für Strahlenschutz vom 9.10.1989 (BGBl. I S. 1830) und durch das Gesetz zur Umsetzung der Richtlinie des Rates vom 27. Juni 1985 über die Umweltverträglichkeitsprüfung bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten (83/337/EWG) vom 12.2.1990 (BGBl. I S. 205) (BGBl. III 751-1).
- /1-3/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung-StrlSchV) vom 13. Oktober 1976 (BGBl. I S. 2905, 1977 S. 184, 269) in der Fassung der 2. Änderungsverordnung vom 18. Mai 1989 (BGBl. I S. 943) und neu bekanntgemacht am 30. Juni 1989 (BGBl. I S. 1321) und berichtigt am 16. Oktober 1989 (BGBl. I S. 1926) (BGBl. III 751-1-1).

Zu Kapitel 4

- /4-1/ H.W. Wiese, U. Fischer: Verbesserte konsistente Berechnung des nuklearen Inventars abgebrannter DWR-Brennstoffe auf der Basis von Zell- Abbrand-Verfahren mit KORIGEN, KfK 3014 (1981).
- /4-2/ G. Erdtmann, W. Soyka: The Gamma Rays of the Radionuclides. Verlag Chemie, Weinheim, New York 1979.
- /4-3/ U. Reus et al.: Gamm-Ray Catalogue. Gesellschaft für Schwerionenforschung. GSI-Report 79-2, Febr. 1979.
- /4-4/ M. Mattes: VITAMIN-C/Gamma-36. IKE-LIB-42 Rev. 1, Febr. 1982.
- /4-5/ G. Kindleben: Kritikalitätssicherheit. Kerntechnische Gesellschaft e.V. KTG-Seminar Band 3. Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln 1986.
- /4-6/ M. Mattes: EURLIB-IV. A Coupled Neutron and Gamma Multigroup Cross Section Library based on ENDF-B/IV. IKE 6-121, 1979.
- /4-7/ Sicherheitstechnische Regel des KTA (Kerntechnischer Ausschuß). Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 1: Auslegung. KTA 1301.1, Fassung 11.84, Carl Heymanns Verlag KG, Köln - Berlin.
- /4-8/ L. G. Faust: Neutron and Photon Spectra, Dose Rates and its Changes with Time since Chemical Separation for High Exposure Plutonium. BNWL-SA-1644, 1968

Zu Kapitel 8

- /8-1/ Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen, vom 21. Februar 1990, Bundesanzeiger Nr. 64 vom 31. März 1990, Beilage 64a.
- /8-2/ Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 (3) StrlSchV vom 18. Oktober 1983. Bundesanzeiger Nr. 245a vom 31. Dezember 1983.
- /8-3/ Bekanntmachung der Dosisfaktoren für äußere Exposition - Erwachsene und Kleinkinder, Ingestion und Inhalation Kleinkinder (1 Jahr), Ingestion und Inhalation Erwachsene vom 5. September 1989. Bundesanzeiger Nr. 185a vom 30. September 1989.

Zu Kapitel 10

- /10-1/ Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Stoffe auf Straßen (Gefahrgutverordnung Straße - GGVS), BGBl. I S. 2454 - 2463 (1990), in der Fassung der 3. Verordnung zur Änderung der Gefahrgutverordnung Straße (3. Straßengefahrgutänderungsverordnung) vom 18. Juni 1990 (BGBl. I S. 1326 - 1328).

13 TABELLENANHANG

Tabelle 4-1: Isotopenzusammensetzung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von U-Brennelementen nach 3 Jahren Kühlzeit

	Agg.	40 Gwd/tSM	50 Gwd/tSM	55 Gwd/tSM
	Gew. %	Gew. %	Gew. %	Gew. %
Pu-236	9,6 E-6	1,6 E-5	2,7 E-5	3,3 E-5
Pu-238	1,5	2,1	3,2	3,7
Pu-239	58,6	56,6	51,1	48,7
Pu-240	23,8	23,0	24,6	25,2
Pu-241	11,0	12,6	13,0	13,1
Pu-242	4,8	5,7	8,1	9,3
Am-241	0,3	--	--	--

Tabelle 4-2: Isotopenzusammensetzung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von U-Brennelementen nach 10 Jahren Kühlzeit

	40 Gwd/tSM	50 Gwd/tSM	55 Gwd/tSM
	Gew. %	Gew. %	Gew. %
Pu-236	3,1 E-6	5,0 E-6	6,2 E-6
Pu-238	2,1	3,1	3,6
Pu-239	58,8	53,0	50,6
Pu-240	23,9	25,8	26,4
Pu-241	9,3	9,7	9,7
Pu-242	5,9	8,4	9,7
Am-241	--	--	--

Tabelle 4-3: Isotopenzusammensetzung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von MOX-Elementen nach einer Kühlzeit von 3 Jahren

Abbrand	40 Gwd/tSM	50 Gwd/tSM	55 Gwd/tSM
	Gew. %	Gew. %	Gew. %
Pu-236	2,5 E-6	4,3 E-6	5,4 E-6
Pu-238	2,6	3,1	3,3
Pu-239	40,0	36,9	35,7
Pu-240	31,0	31,3	31,1
Pu-241	16,2	16,3	16,3
Pu-242	10,1	12,4	13,6
Am-241	--	--	--

Tabelle 4-4: Isotopenzusammensetzung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von MOX-Elementen nach einer Kühlzeit von 10 Jahren

Abbrand	40 Gwd/tSM	50 Gwd/tSM	55 Gwd/tSM
	Gew. %	Gew. %	Gew. %
Pu-236	4,8 E-7	8,2 E-7	1,0 E-6
Pu-238	2,6	3,0	3,3
Pu-239	41,9	38,6	37,3
Pu-240	32,8	33,2	33,1
Pu-241	12,1	12,2	12,1
Pu-242	10,6	13,0	14,2
Am-241	--	--	--

Tabelle 4-5: Isotopenzusammensetzung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von U-Brennelementen aus wiederangereichertem, aufgearbeitetem Uran nach einer Kühlzeit von 3 Jahren

Abbrand	40 Gwd/tSM	50 Gwd/tSM	55 Gwd/tSM
	Gew. %	Gew. %	Gew. %
Pu-236	6,6 E-5	9,4 E-5	1,1 E-4
Pu-238	7,1	8,2	10,2
Pu-239	56,3	50,5	48,1
Pu-240	20,4	21,8	22,2
Pu-241	11,7	12,2	12,2
Pu-242	4,5	6,3	7,3
Am-241	--	--	--

Tabelle 4-6: Isotopenzusammensetzung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von U-Brennelementen aus wiederangereichertem, aufgearbeitetem Uran nach einer Kühlzeit von 10 Jahren

Abbrand	40 Gwd/tSM	50 Gwd/tSM	55 Gwd/tSM
	Gew. %	Gew. %	Gew. %
Pu-236	1,2 E-5	1,8 E-5	2,1 E-5
Pu-238	7,0	9,1	10,0
Pu-239	58,7	52,5	50,1
Pu-240	21,3	22,8	23,2
Pu-241	8,7	9,0	9,1
Pu-242	4,6	6,6	7,6
Am-241	--	--	--

Tabelle 4-7: Mengenverhältnisse zwischen Plutonium aus U-, MOX- und WAU-Elementen in Gew.% (U, M, W) bei den künftig geplanten Einsatzstrategien von Kernbrennstoffen

Abbrand Rückge- führte BE	40 Gwd/tSM		50 Gwd/tSM		55 Gwd/tSM		Einsatzstrategien
	Abklingzeit nach Entladung						
	3a	10a	3a	10a	3a	10a	
U W M	100	100	100	100	100	100	alleinige Pu-Rückführung, alleinige Aufarbeitung von U-BE <u>1</u>
U W M	70	70	75	75	80	80	alleinige Pu-Rück- führung, Aufarbeitung von U- und MOX-BE <u>2</u>
U W M	62	62	69	69	75	75	U- und Pu-Rückführung Aufarbeitung von U-, MOX und WAU-BE <u>3</u>

Tabelle 4-8: Isotopenzusammensetzung der Plutoniumnuklidgemische, die als Eingangsmaterials der Anlage zugrundegelegt werden (nur strahlenschutzrelevanten Plutoniumnuklide; Am-241 ist über die Lagerzeit seit der Aufarbeitung und den Pu-241-Gehalt gegeben)

Lfd. Nr.	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Einsatzstrategie	Abbrand	Kühlzeit
	%	%	%	%	%		GWd/t SM	a
1	2,1	56,6	23,0	12,6	5,7	1	40	3
2	3,2	51,1	24,6	13,0	8,1	1	50	3
3	3,7	48,7	25,2	13,1	9,1	1	55	3
4	2,1	58,8	23,9	9,3	5,9	1	40	10
5	3,1	53,0	25,8	9,7	8,4	1	50	10
6	3,6	50,6	26,4	9,7	9,7	1	55	10
7	2,3	51,6	25,4	13,7	7,0	2	40	3
8	3,1	47,5	26,3	13,9	9,2	2	50	3
9	3,6	46,1	26,4	13,7	10,2	2	55	3
10	2,2	53,7	26,6	10,2	7,3	2	40	10
11	3,1	49,4	27,6	10,3	9,6	2	50	10
12	3,6	47,9	27,7	10,2	10,6	2	55	10
13	2,7	51,6	25,2	13,6	6,9	3	40	3
14	3,5	47,5	26,1	13,8	9,1	3	50	3
15	3,9	46,1	26,2	13,7	10,1	3	55	3
16	2,6	53,7	26,4	10,1	7,2	3	40	10
17	3,5	49,4	27,4	10,3	9,4	3	50	10
18	3,9	47,9	27,6	10,1	10,5	3	55	10

Tabelle A-9a: Gamma- und Neutronenquellstärken der verschiedenen Plutoniumnuklidgemische (Tabelle 4-8) (Gamma-Quellstärken in der Energiegruppeneinteilung gemäß der Vitamin C-Datenbank)

Energie [keV]	Agg. Quellstärke [Gamma/g·s]	1 Quellstärke [Gamma/g·s]	2 Quellstärke [Gamma/g·s]	3 Quellstärke [Gamma/g·s]	4 Quellstärke [Gamma/g·s]	5 Quellstärke [Gamma/g·s]	6 Quellstärke [Gamma/g·s]	7 Quellstärke [Gamma/g·s]	8 Quellstärke [Gamma/g·s]	9 Quellstärke [Gamma/g·s]
20	1,48 E+09	1,92 E+09	2,73 E+09	3,10 E+09	1,90 E+09	2,64 E+09	3,01 E+09	2,07 E+09	2,71 E+09	3,05 E+09
30	9,69 E+06	1,08 E+07	1,12 E+07	1,13 E+07	8,00 E+06	8,34 E+06	8,34 E+06	1,17 E+07	1,19 E+07	1,18 E+07
45	4,63 E+06	6,18 E+06	8,84 E+06	1,00 E+07	5,90 E+06	8,31 E+06	9,51 E+06	6,69 E+06	8,77 E+06	9,89 E+06
60	1,43 E+08	1,59 E+08	1,64 E+08	1,65 E+08	1,18 E+08	1,23 E+08	1,23 E+08	1,72 E+08	1,75 E+09	1,73 E+08
75	1,36 E+05	1,50 E+05	1,52 E+05	1,53 E+05	1,15 E+05	1,18 E+05	1,17 E+05	1,59 E+05	1,60 E+05	1,58 E+05
100	1,69 E+07	1,91 E+07	2,02 E+07	2,06 E+07	1,44 E+07	1,55 E+07	1,57 E+07	2,07 E+07	2,14 E+07	2,14 E+07
150	1,02 E+07	1,14 E+07	1,17 E+07	1,18 E+07	8,46 E+06	8,82 E+06	8,82 E+06	1,23 E+07	1,25 E+07	1,23 E+07
200	3,08 E+05	3,76 E+05	4,69 E+05	5,11 E+05	3,25 E+05	4,11 E+05	4,51 E+05	4,07 E+05	4,79 E+05	5,14 E+05
300	2,14 E+06	2,39 E+06	2,47 E+06	2,49 E+06	1,77 E+06	1,84 E+06	1,84 E+06	2,59 E+06	2,63 E+06	2,60 E+06
400	1,97 E+05	2,11 E+05	2,11 E+05	2,09 E+05	1,72 E+05	1,71 E+05	1,69 E+05	2,19 E+05	2,18 E+05	2,14 E+05
450	2,21 E+04	2,13 E+04	1,93 E+04	1,84 E+04	2,22 E+04	2,00 E+04	1,91 E+04	1,95 E+04	1,79 E+04	1,74 E+04
510	4,37 E+03	4,51 E+03	4,73 E+03	4,84 E+03	4,55 E+03	4,68 E+03	4,76 E+03	4,48 E+03	4,66 E+03	4,78 E+03
512	8,40 E+03	8,40 E+03	8,41 E+03	8,41 E+03	8,40 E+03	8,40 E+03	8,40 E+03	8,40 E+03	8,41 E+03	8,41 E+03
600	1,92 E+01	5,03 E+02	8,47 E+02	1,03 E+03	1,01 E+02	1,60 E+02	1,97 E+02	3,78 E+02	6,60 E+02	8,47 E+02
700	8,42 E+03	8,43 E+03	8,43 E+03	8,43 E+03	8,42 E+03	8,42 E+03	8,43 E+03	8,43 E+03	8,43 E+03	8,43 E+03
800	3,21 E+04	3,35 E+04	3,59 E+04	3,70 E+04	3,34 E+04	3,54 E+04	3,64 E+04	3,39 E+04	3,57 E+04	3,68 E+04
1000	2,63 E+00	8,46 E+01	1,43 E+01	1,74 E+02	1,64 E+01	1,64 E+01	3,28 E+01	6,34 E+01	1,11 E+02	1,43 E+02
1330	1,01 E+03	1,04 E+03	1,10 E+03	1,13 E+03	1,03 E+01	1,09 E+03	1,11 E+03	1,07 E+03	1,12 E+03	1,14 E+03
1500	1,11 E+00	1,23 E+00	1,30 E+01	1,35 E+00	1,13 E+00	1,15 E+00	1,15 E+00	1,20 E+00	1,26 E+00	1,30 E+00
1660	1,12 E+02	1,71 E+02	2,33 E+02	2,65 E+01	1,32 E+02	1,65 E+02	1,81 E+02	1,73 E+02	2,24 E+02	2,53 E+02
2000	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00
2500	5,92 E+01	6,28 E+01	7,60 E+01	8,22 E+01	6,47 E+01	7,83 E+08	1,47 E+01	7,07 E+01	8,13 E+01	8,60 E+01
3000	6,03 E+01	6,21 E+02	1,03 E+03	1,25 E+03	1,58 E+02	2,37 E+02	2,85 E+02	4,83 E+08	1,15 E+02	1,03 E+03
3500	1,02 E+01	1,09 E+01	1,33 E+01	1,44 E+01	1,12 E+01	1,37 E+01	1,49 E+01	1,23 E+01	1,43 E+01	1,51 E+01
4000	6,45 E+00	6,85 E+00	8,37 E+00	9,07 E+00	7,07 E+00	8,63 E+00	9,36 E+00	7,76 E+00	8,97 E+00	9,51 E+00
4500	3,14 E+00	3,34 E+00	4,08 E+00	4,42 E+00	3,45 E+00	4,21 E+00	4,56 E+00	3,78 E+00	4,37 E+00	4,63 E+00
5000	1,98 E+00	2,11 E+00	2,57 E+00	2,79 E+00	2,17 E+00	2,65 E+00	2,88 E+00	2,39 E+00	2,76 E+00	2,93 E+00

Neutronenquellstärke für oxidisches Plutonium in n/g·s

[6,30 E+02 | 7,33 E+02 | 9,66 E+02 | 1,07 E+03 | 7,45 E+02 | 9,68 E+02 | 1,08 E+03 | 8,11 E+02 | 9,95 E+02 | 1,09 E+03]

Tabelle 4-9b: Gamma- und Neutronenquellstärken der verschiedenen Plutoniumnuklidgemische (Tabelle 4-8) (Gamma-Quellstärken in der Energiegruppeneinteilung gemäß der Vitamin C-Datenbank)

Energie [keV]	10 Quellstärke [Gamma/g·s]	11 Quellstärke [Gamma/g·s]	12 Quellstärke [Gamma/g·s]	13 Quellstärke [Gamma/g·s]	14 Quellstärke [Gamma/g·s]	15 Quellstärke [Gamma/g·s]	16 Quellstärke [Gamma/g·s]	17 Quellstärke [Gamma/g·s]	18 Quellstärke [Gamma/g·s]
20	2,03 E+09	2,66 E+09	2,99 E+09	2,36 E+02	1,97 E+09	3,29 E+09	2,31 E+09	2,92 E+09	3,22 E+09
30	8,73 E+06	8,87 E+06	8,76 E+06	1,17 E+01	1,19 E+07	1,18 E+08	1,69 E+06	8,84 E+06	8,73 E+06
45	6,32 E+06	8,36 E+06	9,46 E+06	1,64 E+06	9,63 E+06	1,07 E+07	7,25 E+06	9,21 E+06	1,02 E+07
60	1,29 E+08	1,31 E+08	1,29 E+08	1,72 E+08	1,75 E+08	1,73 E+08	1,28 E+08	1,30 E+08	1,29 E+08
75	1,23 E+05	1,23 E+05	1,21 E+05	1,58 E+05	1,60 E+05	1,58 E+05	1,22 E+05	1,23 E+05	1,21 E+05
100	1,57 E+07	1,63 E+07	1,64 E+07	2,08 E+07	2,15 E+07	1,58 E+07	1,58 E+07	1,65 E+07	1,65 E+07
150	9,22 E+06	9,36 E+06	9,24 E+06	1,22 E+07	1,24 E+07	1,23 E+07	9,17 E+06	9,32 E+06	9,21 E+06
200	3,51 E+05	4,21 E+05	4,56 E+05	4,37 E+05	5,06 E+05	5,39 E+05	3,81 E+05	4,49 E+05	4,81 E+05
300	1,93 E+06	1,96 E+06	1,93 E+06	2,58 E+06	2,62 E+06	2,59 E+06	1,92 E+06	1,95 E+06	1,93 E+06
400	1,78 E+05	1,76 E+05	1,72 E+05	2,18 E+05	2,17 E+05	2,14 E+05	1,77 E+05	1,75 E+05	1,72 E+05
450	2,02 E+04	1,86 E+04	1,81 E+04	1,95 E+04	1,79 E+04	1,74 E+04	2,02 E+04	1,86 E+04	1,81 E+04
510	4,55 E+03	4,68 E+03	4,75 E+03	4,54 E+03	4,72 E+03	4,84 E+03	4,58 E+03	4,70 E+03	4,78 E+03
512	8,40 E+03	8,40 E+03	8,40 E+03	8,40 E+03	8,41 E+03	8,41 E+03	8,40 E+03	8,40 E+03	8,40 E+03
600	7,55 E+01	1,27 E+02	1,59 E+02	5,03 E+02	7,84 E+02	9,72 E+02	9,74 E+02	1,50 E+02	1,88 E+02
700	8,42 E+03	8,42 E+03	8,42 E+03	8,43 E+03	8,43 E+03	8,43 E+03	8,42 E+03	8,42 E+03	8,42 E+03
800	3,37 E+04	3,54 E+04	3,64 E+04	3,47 E+04	3,65 E+04	3,75 E+04	3,45 E+04	3,61 E+04	3,70 E+04
1000	1,22 E+01	2,09 E+01	2,63 E+01	8,46 E+01	1,32 E+01	1,64 E+02	1,59 E+02	2,48 E+01	3,12 E+01
1330	1,06 E+03	1,11 E+03	1,13 E+03	1,07 E+03	1,12 E+03	1,15 E+03	1,07 E+02	1,11 E+03	1,13 E+03
1500	1,13 E+00	1,14 E+00	1,15 E+00	1,23 E+00	1,29 E+00	1,33 E+01	1,13 E+02	1,14 E+00	1,15 E+00
1660	1,46 E+02	1,73 E+02	1,86 E+02	1,88 E+02	2,39 E+02	2,67 E+02	1,50 E+02	1,77 E+02	1,90 E+02
2000	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00
2500	7,32 E+01	8,42 E+01	8,90 E+01	7,17 E+01	8,22 E+01	8,68 E+01	7,42 E+01	8,51 E+01	8,98 E+01
3000	1,36 E+02	2,04 E+02	2,44 E+02	6,28 E+02	9,59 E+02	1,18 E+03	1,62 E+02	2,31 E+02	2,78 E+02
3500	1,28 E+01	1,48 E+01	1,57 E+01	1,25 E+01	1,44 E+01	1,53 E+01	1,30 E+01	1,49 E+01	1,58 E+01
4000	8,05 E+00	9,31 E+00	9,85 E+00	7,88 E+00	9,08 E+00	9,60 E+00	8,16 E+00	9,40 E+00	9,94 E+00
4500	3,92 E+00	4,53 E+00	4,80 E+00	3,84 E+00	4,42 E+00	4,68 E+00	3,98 E+00	4,58 E+00	4,85 E+00
5000	2,48 E+00	2,86 E+00	3,03 E+00	2,42 E+00	2,79 E+00	2,95 E+00	2,51 E+00	2,89 E+00	3,06 E+00

Neutronenquellstärke für oxidisches Plutonium in n/g·s

| 8,23 E+02 | 1,01 E+03 | 1,10 E+03 | 8,70 E+02 | 1,05 E+03 | 1,14 E+03 | 8,81 E+02 | 1,06 E+03 | 1,14 E+03

Tabelle 5-1: Ergebnisse der Ortsdosisleistungsberechnungen für die Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18 in Bezug auf das Ausgangsgemisch für 6 verschiedene, repräsentative Strahlungsquellen in üblichem Arbeitsabstand

a) Gamma-Dosisleistung (Angabe für das Ausgangsgemisch in $\mu\text{Sv/h}$)

Pu-Zusammensetzung	Brennelement*		Brennstab*		Palette*		Dose	Probe	Ab-**fall	Pu-tot-Gehalt***
	a	b	a	b	a	b				
Agg. $\mu\text{Sv/h}$	15		0,90		4,5		10	0,56	0,48	7,20
1	1,14	1,13	1,09	1,08	1,10	1,09	1,13	1,10	1,16	7,26
2	1,48	1,23	1,36	1,13	1,37	1,14	1,23	1,14	1,24	8,63
3	1,61	1,30	1,41	1,13	1,45	1,17	1,28	1,15	1,27	8,95
4	1,02	1,00	0,97	0,95	0,97	0,95	1,00	0,88	0,85	7,37
5	1,28	1,05	1,20	0,98	1,20	0,98	1,05	0,91	0,90	8,81
6	1,35	1,07	1,20	0,95	1,26	0,99	1,09	0,92	0,91	9,12
7	1,36	1,16	1,31	1,11	1,30	1,11	1,13	1,16	1,23	8,47
8	1,52	1,21	1,41	1,13	1,44	1,15	1,21	1,19	1,28	9,01
9	1,62	1,26	1,52	1,18	1,50	1,17	1,25	1,19	1,29	9,25
10	1,21	1,01	1,22	1,02	1,17	0,97	1,01	0,93	0,92	8,65
11	1,35	1,05	1,31	1,02	1,28	1,00	1,05	0,95	0,94	9,25
12	1,41	1,07	1,31	0,99	1,33	1,01	1,07	0,95	0,94	9,51
13	1,37	1,16	1,31	1,11	1,33	1,13	1,17	1,17	1,24	8,48
14	1,57	1,25	1,41	1,12	1,46	1,16	1,23	1,19	1,29	9,03
15	1,67	1,30	1,52	1,18	1,52	1,18	1,28	1,19	1,31	9,26
16	1,02	1,23	1,00	1,20	1,18	0,98	1,03	0,93	0,92	8,66
17	1,37	1,06	1,31	1,02	1,29	1,00	1,07	0,95	0,95	9,26
18	1,07	1,42	1,31	0,99	1,34	1,01	1,09	0,95	0,94	9,52

* Der Plutoniumgehalt entspricht in Spalte a einen Pu-tot-Gehalt entsprechend der letzten Spalte (je nach Pu-fiss-Anteil des Plutoniums 5,0 bzw. 5,5 % Pu-fiss am Gesamtschwermetall), in Spalte b 7,2 % Pu-tot (Referenzfall).

** Bei Plutonium im Abfall wurde eine mittlere Lagerzeit des Materials von 3,5 a angenommen. Dies führt für das Ausgangsgemisch zu 1,75 % Am, für die Plutoniumnuklidgemische schwanken die Werte zwischen 1,6 und 2,1 %.

*** Pu-tot-Gehalt am Gesamtschwermetall für die Quellen Brennelement, Brennstab und Palette, der Gehalt entspricht einem Pu-fiss-Gehalt von 5 bzw. 5,5 % (siehe Kapitel 4.3)

Tabelle 5-1: Ergebnisse der Ortsdosisleistungsberechnungen

b) Neutronendosisleistung (Angabe für das Ausgangsgemisch in $\mu\text{Sv/h}$)

Pu-Zusammen- setzung	Brenn- element*		Brenn- stab*		Palette*		Dose	Pro- be	Ab-** fall	Pu-tot- Gehalt***
	a	b	a	b	a	b				
Agg. $\mu\text{Sv/h}$	41		1,1		5,0		17	0,13	0,027	Z 7,20
1	1,17	1,16	1,18	1,17	1,17	1,16	1,16	1,16	1,16	7,26
2	1,84	1,54	1,84	1,54	1,84	1,54	1,54	1,53	1,51	8,63
3	2,12	1,71	2,12	1,71	2,12	1,71	1,70	1,70	1,67	8,95
4	1,21	1,18	1,21	1,18	1,21	1,18	1,18	1,18	1,16	7,37
5	1,88	1,54	1,88	1,54	1,88	1,54	1,54	1,53	1,50	8,81
6	2,16	1,71	2,18	1,73	2,16	1,71	1,71	1,71	1,66	9,12
7	1,51	1,28	1,52	1,29	1,51	1,28	1,29	1,29	1,28	8,47
8	1,98	1,58	2,00	1,59	1,98	1,58	1,58	1,58	1,56	9,01
9	2,22	1,73	2,21	1,72	2,22	1,73	1,72	1,73	1,70	9,25
10	1,57	1,30	1,58	1,31	1,57	1,30	1,31	1,31	1,28	8,65
11	2,06	1,60	2,08	1,62	2,05	1,59	1,60	1,60	1,56	9,25
12	2,31	1,75	2,30	1,74	2,30	1,75	1,75	1,74	1,69	9,51
13	1,63	1,37	1,63	1,37	1,63	1,37	1,38	1,38	1,37	8,48
14	2,09	1,67	2,08	1,66	2,09	1,67	1,66	1,67	1,64	9,03
15	2,32	1,80	2,35	1,82	2,32	1,80	1,81	1,80	1,77	9,26
16	1,68	1,40	1,70	1,42	1,68	1,40	1,40	1,40	1,37	8,66
17	2,17	1,69	2,17	1,69	2,16	1,68	1,68	1,68	1,64	9,26
18	2,40	1,82	2,40	1,82	2,41	1,82	1,81	1,82	1,76	9,52

* Der Plutoniumgehalt entspricht in Spalte a einen Pu-tot-Gehalt entsprechend der letzten Spalte (je nach Pu-fiss-Anteil des Plutoniums 5,0 bzw. 5,5 % Pu-fiss am Gesamtschwermetall), in Spalte b 7,2 % Pu-tot (Referenzfall).

** Bei Plutonium im Abfall wurde eine mittlere Lagerzeit des Materials von 3,5 a angenommen. Dies führt für das Ausgangsgemisch zu 1,75 % Am, für die Plutoniumnuklidgemische schwanken die Werte zwischen 2,1 und 1,6 %.

*** Pu-tot-Gehalt am Gesamtschwermetall für die Quellen Brennelement, Brennstab und Tablettenpalette, der Gehalt entspricht einem Pu-fiss-Gehalt von 5 bzw. 5,5 % (siehe Kapitel 4.3)

Tabelle 5-2: Vergleich der Ortsdosisleistungsberechnung (Mittelwert aus den verschiedenen Quellgeometrien) mit den jeweiligen Quellstärken (Gamma >75 keV, Neutronen und radiologisch relevante Quellstärke entsprechend der Definition unter 4.6 (jeweils bezogen auf das Ausgangsgemisch))

	Gamma		Neutronen		Gesamt**		radiolog. relevante Quellst.*
	Berechn.	spezif. Quellst.	Berechn.	spezif. Quellst.	Berechn.	spezif. Quellst.	
	%	%	%	%	%	%	%
Agg.	100	100	100	100	100	100	100
1	112	114	116	116	114	115	115
2	119	119	154	152	134	136	141
3	121	119	170	169	146	144	152
4	94	85	118	117	106	101	106
5	98	88	153	153	126	121	131
6	100	88	171	171	136	130	143
7	113	124	129	127	121	126	126
8	120	126	158	157	139	142	147
9	122	125	172	172	147	149	156
10	97	92	130	130	114	111	117
11	100	94	160	159	130	127	137
12	100	93	174	174	137	134	147
13	116	123	137	136	127	130	132
14	121	126	166	165	144	146	152
15	124	124	180	179	152	152	161
16	98	92	140	139	119	116	123
17	101	93	168	168	135	131	143
18	101	92	181	181	141	137	151

* Die radiologisch relevante Quellstärke setzt für die Ganzkörperdosis in abdeckender Weise ein Gamma:Neutronen-Verhältnis von 1:2 voraus.

** für ein mittleres Gamma:Neutronen-Verhältnis der Ganzkörperdosisbeiträge von 1:1

Tabelle 6-1: Erwartete Ganzkörperdosis im Plutoniummaterialeingang
(Pulverbereich)

	Gamma-Dosis	n-Dosis	Am-241 Gamma-Dosis	Σ
	mSv/a	mSv/a	mSv/a	mSv/a
Ausggem.	2,6	2,8	1,2	6,6
1	3,0	3,2	1,4	7,6
2	3,1	4,3	1,4	8,8
3	3,1	4,7	1,5	9,3
4	2,2	3,3	1,0	6,5
5	2,5	4,3	1,1	7,9
6	2,5	4,8	1,1	8,4
7	3,2	3,6	1,5	8,3
8	3,3	4,4	1,5	9,2
9	3,2	4,8	1,5	9,5
10	2,4	3,6	1,1	7,1
11	2,4	4,5	1,1	8,0
12	2,4	4,9	1,1	8,4
13	3,2	3,8	1,5	8,5
14	3,3	4,6	1,5	9,4
15	3,2	5,0	1,5	9,7
16	2,4	3,9	1,1	7,4
17	2,4	4,7	1,1	8,2
18	2,4	5,1	1,1	8,6

Der Anteil an der Ganzkörperdosis, der durch Am-241 verursacht wird, (Spalte 4) ist auf die Hantierung von Abfall außerhalb des Handschuhkastens zurückzuführen. Der angegebene Beitrag ergibt sich für eine Lagerzeit des Plutoniumnuklidgemisches seit der letzten chemischen Abtrennung von 3,5 Jahren. Durch die Planung des Verarbeitungszeitpunktes kann dieser Beitrag gesteuert werden.

Tabelle 6-2: Erwartete Ganzkörperdosis für die Überwachungstätigkeiten an der Tablettenschleifmaschine (Tablettenbereich)

Agg.	Gamma-Dosis	n-Dosis	Σ_1	Σ_2
	mSv/a	mSv/a	mSv/a	mSv/a
1	2,2	2,0	4,2	4,2
2	2,5	2,3	4,8	4,8
3	3,1	3,6	6,7	5,6
4	3,3	4,2	7,5	6,0
5	1,9	2,4	4,3	4,2
6	2,4	3,7	6,1	5,0
7	2,5	4,3	6,8	5,4
8	3,2	3,0	6,2	5,3
9	3,5	3,9	7,4	5,9
10	3,5	4,4	8,1	6,3
11	2,4	3,1	5,5	4,6
12	2,7	4,1	6,8	5,3
13	2,7	4,6	7,3	5,5
14	3,2	3,2	6,4	5,4
15	3,5	4,1	7,6	6,1
16	3,5	4,6	8,1	6,3
17	2,4	3,3	5,7	4,7
18	2,6	4,3	6,9	5,4
19	2,7	4,8	7,5	5,7

Σ_1 Neben den radiologischen Unterschieden der Gemische wurde auch der zur Herstellung einsetzbarer Brennelemente die notwendige Pu-fiss-Gehalt angepaßt (siehe Tabelle 5-2)

Σ_2 Werte für den Referenzfall, Pu-tot-Gehalt entspricht im Mittel 7,2 %

Tabelle 6-3: Erwartete Ganzkörperdosis an der Brennstabendkontrolle
(Brennstabbereich)

	Gamma-Dosis	n-Dosis	Σ_1	Σ_2
	mSv/a	mSv/a	mSv/a	mSv/a
Agg.	2,1	4,5	6,6	6,6
1	2,4	5,3	7,7	7,6
2	3,0	8,2	11,2	9,3
3	3,1	9,5	12,6	10,1
4	1,8	5,4	7,2	7,0
5	2,3	8,4	10,7	8,7
6	2,4	9,8	12,1	9,6
7	3,1	6,7	9,8	8,3
8	3,3	8,9	12,2	9,7
9	3,4	10,0	13,4	10,4
10	2,3	7,0	9,4	7,8
11	2,6	9,2	11,8	9,2
12	2,6	10,4	13,0	9,8
13	3,1	7,2	10,3	8,7
14	3,4	9,3	12,7	10,1
15	3,4	10,4	13,8	10,7
16	2,3	7,5	9,9	8,2
17	2,5	9,7	12,3	9,7
18	2,6	10,8	13,4	10,1

Σ_1 Neben den radiologischen Unterschieden der Gemische wurde auch der zur Herstellung einsetzbarer Brennelemente die notwendige Pu-fiss-Gehalt angepaßt (siehe Tabelle 5-2)

Σ_2 Werte für den Referenzfall, Pu-tot-Gehalt entspricht im Mittel 7,2 %

Tabelle 6-4: Erwartete Ganzkörperdosis für das Lagerpersonal

	Gamma-Dosis	n-Dosis	Gamma-Dosis	Σ
	mSv/a	mSv/a	Uran-Lager mSv/a	mSv/a
Agg.	2,0	2,1	0,8	4,9
1	2,3	2,4	0,8	5,5
2	2,4	3,2	0,8	6,2
3	2,4	3,5	0,8	6,7
4	1,7	2,5	0,8	5,0
5	1,8	3,2	0,8	5,8
6	1,8	3,6	0,8	6,2
7	2,5	2,7	0,8	6,0
8	2,5	3,3	0,8	6,6
9	2,5	3,6	0,8	6,9
10	1,8	2,7	0,8	5,3
11	1,9	3,3	0,8	6,0
12	1,9	3,7	0,8	6,4
13	2,5	2,9	0,8	6,2
14	2,5	3,5	0,8	7,1
15	2,5	3,8	0,8	7,4
16	1,8	2,9	0,8	5,5
17	1,9	3,5	0,8	6,2
18	1,8	3,8	0,8	6,4

Die Ganzkörperdosis resultierend aus den Lagertätigkeiten mit Uran wird durch das Plutonium nicht beeinflusst. Es handelt sich ausschließlich um eine Gamma-Dosis. Ihr Wert ist in allen 18 Fällen gleich.

Tabelle 6-5: Erwartete Ganzkörperdosis in den Analytiklaboren der Qualitätskontrolle

	Gamma-Dosis	n-Dosis	Σ
	mSv/a	mSv/a	mSv/a
Agg.	1,9	1,4	3,3
1	2,2	1,6	3,8
2	2,3	2,1	4,4
3	2,3	2,4	4,7
4	1,6	1,6	3,2
5	1,7	2,1	3,8
6	1,7	2,4	4,2
7	2,4	1,8	4,2
8	2,4	2,1	4,5
9	2,4	2,4	4,8
10	1,7	1,8	3,5
11	1,8	2,2	4,0
12	1,8	2,4	4,2
13	2,3	1,9	4,2
14	2,4	2,3	4,7
15	2,4	2,5	4,9
16	1,7	1,9	3,6
17	1,8	2,4	4,2
18	1,7	2,5	4,2

Tabelle 6-6: Erwartete Ganzkörperdosis in der Abfallerfassung und -sortierung
(Abfallbehandlung)

	Gamma-Dosis	n-Dosis	Gamma-Dosis mit Pb-Schürze	Σ_1	Σ_2
	mSv/a	mSv/a	mSv/a	mSv/a	mSv/a
Agg.	6,9	0,4	2,0	7,3	2,4
1	7,9	0,5	2,3	8,4	2,8
2	8,2	0,6	2,4	8,8	3,0
3	8,2	0,7	2,4	8,9	3,1
4	5,9	0,5	1,7	6,4	2,2
5	6,1	0,6	1,8	6,7	2,4
6	6,1	0,7	1,8	6,8	2,5
7	8,6	0,5	2,5	9,1	3,0
8	8,7	0,6	2,5	9,3	3,1
9	8,6	0,7	2,5	9,3	3,2
10	6,3	0,5	1,8	6,8	2,3
11	6,5	0,6	1,9	7,1	2,5
12	6,4	0,7	1,9	7,1	2,6
13	8,5	0,5	2,5	9,0	3,0
14	8,7	0,7	2,5	9,4	3,2
15	8,6	0,7	2,5	9,3	3,2
16	6,3	0,6	1,8	6,9	2,4
17	6,4	0,7	1,9	7,1	2,6
18	6,3	0,7	1,8	7,0	2,5

Σ_1, Σ_2 : 1) Gesamtdosis ohne Pb-Schürze

2) Gesamtdosis mit Pb-Schürze (0,3 mm Bleigleichwert)

Tabelle 8-1: Aktivitäts- und massenbezogene Dosisfaktoren (Inhalation Klasse Y)
für die betrachteten Plutoniumnuklidgemische 1 bis 18

	Dosisfaktor in Sv/Bq α inkl. β_{Pu-241}		Dosisfaktor in Sv/Bq α inkl. $\beta_{Pu-241}=40*\alpha$		Dosisfaktor in Sv/g Pu	
	Kn.0	Eff	Kn.0	Eff	Kn.0	Eff
Agg.	1,36 E-3	1,22 E-4	1,51 E-3	1,32 E-4	1,79 E 7	1,60 E 6
1	1,27 E-3	1,16 E-4	1,50 E-3	1,32 E-4	2,15 E 7	1,96 E 6
2	1,12 E-3	1,06 E-4	1,48 E-3	1,31 E-4	2,68 E 7	2,52 E 6
3	1,08 E-3	1,03 E-4	1,48 E-3	1,31 E-4	2,91 E 7	2,77 E 6
4	1,13 E-3	1,06 E-4	1,49 E-3	1,32 E-4	1,92 E 7	1,30 E 6
5	1,03 E-3	9,93 E-5	1,48 E-3	1,31 E-4	2,40 E 7	2,31 E 6
6	9,95 E-4	9,68 E-5	1,47 E-3	1,31 E-4	2,63 E 7	2,56 E 6
7	1,28 E-3	1,16 E-4	1,50 E-3	1,32 E-4	2,31 E 7	2,31 E 6
8	1,15 E-3	1,08 E-4	1,48 E-3	1,32 E-4	2,72 E 7	2,54 E 6
9	1,10 E-3	1,04 E-4	1,48 E-3	1,31 E-4	2,92 E 7	2,76 E 6
10	1,14 E-3	1,07 E-4	1,49 E-3	1,32 E-4	2,05 E 7	1,92 E 6
11	1,05 E-3	1,01 E-4	1,48 E-3	1,31 E-4	2,45 E 7	2,35 E 6
12	1,01 E-3	9,78 E-5	1,47 E-3	1,31 E-4	2,65 E 7	2,56 E 6
13	1,21 E-3	1,11 E-4	1,49 E-3	1,32 E-4	2,49 E 7	2,30 E 6
14	1,11 E-3	1,05 E-4	1,48 E-3	1,31 E-4	2,88 E 7	2,72 E 6
15	1,07 E-3	1,02 E-4	1,47 E-3	1,31 E-4	3,06 E 7	2,92 E 6
16	1,09 E-3	1,03 E-4	1,48 E-3	1,32 E-4	2,23 E 7	2,11 E 6
17	1,02 E-3	9,85 E-5	1,47 E-3	1,31 E-4	2,61 E 7	2,52 E 6
18	9,89 E-4	9,64 E-5	1,47 E-3	1,31 E-4	2,79 E 7	2,72 E 6