

KfK 3221
Oktober 1981

Zerfallsrechnungen verschiedener mittelaktiver und actinidenhaltiger Abfälle des LWR-Brennstoffkreislaufes

**Teil I:
Modellmäßig abgeleitete Basisdaten
Aktivität und Wärmeleistung**

H. O. Haug
Institut für Heiße Chemie
Projekt Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung

Kernforschungszentrum Karlsruhe

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Institut für Heiße Chemie

Projekt Wiederaufarbeitung und
Abfallbehandlung

KfK-3221

PWA 50/81

ZERFALLSRECHNUNGEN VERSCHIEDENER
MITTELAKTIVER UND ACTINIDENHALTIGER
ABFÄLLE DES LWR-BRENNSTOFFKREISLAUFES.

TEIL I. MODELLMÄSSIG ABGELEITETE
BASISDATEN, AKTIVITÄT UND
WÄRMELEISTUNG

H.O. HAUG

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003

Zusammenfassung

In der Studie werden eine Reihe von Basisdaten für mittelaktive und actinidenhaltige Abfallströme aus dem LWR-Brennstoffkreislauf abgeschätzt und die Aktivität und Wärmeleistung als Eigenschaft des Nuklidinventars von Hüll- und Strukturmaterial, Feedklärschlamm, wäßrigem Prozeß-MAW, brennbarem festem Alpha-Waste und mittelaktiven Reaktorbetriebsabfällen berechnet.

Die Aktivität der mittelaktiven Abfälle nimmt im Zeitraum von 500-600 Jahren um 1 bis 3 Größenordnungen ab und liegt dabei ca. 1-2 Größenordnungen niedriger als beim hochaktiven Abfall. Die Wärmeleistung der mittelaktiven Abfälle fällt nach 10 bis 100 Jahren um ca. 3 Zehnerpotenzen ab und liegt dabei um 1 bis 2 Größenordnungen unter dem hochaktiven Abfall.

Langzeitig (d.h. nach über 1000 Jahren) fällt die restliche Aktivität (und Wärmeleistung) nur noch langsam entsprechend den langen Halbwertszeiten der bestimmenden Actiniden ab; die Aktivität liegt um ca. 1-2 Größenordnungen (bei α -LAW um den Faktor 10 bis 4) niedriger als beim hochaktiven Abfall. Die Aktivität pro Volumeneinheit des Gebindes liegt wegen der größeren Gebinde der konditionierten mittelaktiven und α -haltigen Abfälle bis 500 Jahre durchschnittlich 2 bis 4 Größenordnungen, langfristig (>1000 Jahre) um einen Faktor 20-200 niedriger als beim hochaktiven Abfall.

"Decay Calculations on Medium-Level and Actinide-Containing Wastes from the LWR Fuel Cycle. Part I. Basic Data Evaluation Including Activity and Thermal Decay Power".

Abstract

A number of basic data on medium-level and actinide-containing waste streams from the LWR fuel cycle were evaluated and the activity and thermal decay power were calculated for the nuclide inventories of cladding hulls and fuel assembly structural materials, for feed clarification sludge, medium-level aqueous process waste, low-level solid transuranium waste and for medium-level reactor operating waste.

The activity as a function of decay time of the medium-level wastes decreases within 500 to 600 years by 1 to 3 orders of magnitude and is at the same time about 1 to 2 orders of magnitude lower than the activity of the high-level waste. The thermal decay power of the medium-level wastes decreases after 10 to 100 years by about 3 orders of magnitude and is about a factor of 10 to 100 less than that of high-level waste. In the very long term the residual activity (and thermal power) decreases only slowly due to the long halflives of the dominant actinides. The activity after more than 1000 years is about 1 to 2 orders of magnitude lower than that of high-level waste, the low-level transuranium waste by a factor 10 to 4, respectively.

The activity per unit volume of the packaged waste of the medium-level and actinide-containing wastes because of the bigger volume of the conditioned wastes is lower by 2 to 4 orders of magnitude up to about 500 years. After more than 1000 years the activities per unit volume are lower by a factor of 20 to 200 than that of high-level waste.

Inhaltsverzeichnis

Zusammenfassung / Abstract

	Seite
1. Einleitung	1
2. Vergleich der Aktivität und Wärmeleistung von mittel- und schwachaktiven Abfällen	2
2.1 Basisdaten und Randbedingungen	2
2.1.1 Auswahl der Wastetypen	2
2.1.2 Abschätzung der Plutoniumverluste im LWR-Brennstoffkreislauf	3
2.1.3 Randbedingungen für konditionierte Abfälle	3
2.2 Vergleiche von Eigenschaften der Abfälle anhand der Nuklidinventare	8
2.2.1 Aktivität	8
2.2.2 Spezifische Aktivität	9
2.2.3 Wärmeleistung	10
3. Charakteristische Eigenschaften der mittel- und schwachaktiven Abfälle	14
3.1 Hüll- und Strukturmaterial	14
3.1.1 Allgemein	14
3.1.2 Menge und Zusammensetzung des Hüll- und Strukturmaterials	14
3.1.3 Aktivierungsprodukte des Hüll- und Strukturmaterials	15
3.1.4 Gehalt an Spaltprodukten und Actiniden	17
3.1.5 Aktivität und Wärmeleistung von Spalt- produkten und Actiniden	19

3.2	Feedklärschlamm	32
3.2.1	Allgemein	32
3.2.2	Menge und Zusammensetzung des Feedklärschlammes	32
3.2.3	Gehalt an Spaltprodukten und Actiniden	33
3.2.4	Aktivität und Wärmeleistung	35
3.3	Wäßriger, mittelaktiver Prozeßabfall	43
3.3.1	Allgemein	43
3.3.2	Menge und Zusammensetzung	43
3.3.3	Gehalt an Spaltprodukten und Actiniden	44
3.3.4	Aktivität und Wärmeleistung	45
3.4	Fester, schwachaktiver Alpha-Abfall	52
3.4.1	Allgemein	52
3.4.2	Menge	52
3.4.3	Gehalt an Actiniden	53
3.4.4	Aktivität und Wärmeleistung	55
3.5	Reaktorbetriebsabfall	59
3.5.1	Allgemein	59
3.5.2	Menge	59
3.5.3	Aktivität und Wärmeleistung	59
4.	Literaturverzeichnis	62
5.	Abkürzungen	66

1. Einleitung

In früheren Arbeiten wurden die Konzentrationen, die Aktivität und die Radiotoxizität von hochaktiven Abfällen als inhärente Eigenschaften des Radionuklidinventars berechnet /1,2/. Die zeitliche Änderung durch den radioaktiven Zerfall war mit dem Rechenprogramm ORIGEN (1973) berechnet, die Ergebnisse in graphischer Form dargestellt worden. In einem ersten Ansatz war die Betrachtung über die Aktivität und Radiotoxizität auf verfestigte mittelaktive Prozeßabfälle der Wiederaufarbeitung ausgedehnt worden /3/.

Um einen Vergleich der Aktivität, Wärmeleistung und Radiotoxizität von mittelaktiven und actinidenhaltigen Abfällen untereinander und mit hochaktiven Abfällen durchführen zu können, wurde eine Auswahl der radioaktiven Rohabfälle im LWR-Brennstoffkreislauf getroffen. Die Zusammensetzung und die Radionuklidkonzentration in den Abfällen wurden modellmäßig abgeleitet und die Randbedingungen für die Zerfallsrechnungen festgelegt. Auf der Basis dieser Referenzdaten der einzelnen Abfallarten erfolgte Berechnung und Vergleich des zeitlichen Verlaufs der Aktivität und Wärmeleistung im vorliegenden Teil I und der Radiotoxizität im Teil II /21/.

2. Vergleich der Aktivität und Wärmeleistung von mittel- und schwachaktiven Abfällen

2.1 Basisdaten und Randbedingungen

2.1.1 Auswahl der Wastetypen

Aus der Vielzahl der radioaktiven Rohabfallströme bzw. konditionierten Abfälle des LWR-Brennstoffkreislaufs mußte für eine vergleichende Betrachtung von Referenzfällen eine Auswahl getroffen werden. Diese Auswahl erfolgte hauptsächlich nach Gesichtspunkten, die von der Endlagerung her gesehen wichtig erscheinen, nämlich Abfälle

- die langlebige Nuklide, insbesondere α -Strahler enthalten,
- deren Wärmeentwicklung nicht vernachlässigt werden kann.

Danach wurden folgende Abfallarten in die Untersuchungen einbezogen:

Aus der Wiederaufarbeitung

- hochaktive verfestigte Abfälle (HAW)
- Feedklärschlamm (FKS)
- Hüll- und Strukturmaterial (HSM)
- wäßrige mittelaktive Abfälle (MLLW)

aus der Plutoniumrefabrikation

- schwachaktive brennbare Alphaabfälle (α -LAW)

aus dem Kernkraftwerksbetrieb

- mittelaktive Betriebsabfälle.

Bei der Abfallkonditionierung können verschiedene Primär- und Sekundärabfallströme des Brennstoffkreislaufs (Entsorgungszentrum) zusammengefaßt werden. Auf Grund des unterschiedlichen und auch schwankenden Nuklidspektrums ist in solchen Fällen nur schlecht eine charakteristische Zusammensetzung für die hier gewünschten Berechnungen angebar. Deshalb wurde beim wäßrigen MAW nur der flüssige, mittelaktive Abfallstrom aus der Lösungsmittelwäsche des Wiederaufarbeitungsprozesses ausgewählt. Die sonstigen wäßrigen, mittelaktiven Abfallströme aus der Wasserreinigung der

Brennelementlagerung, der Wiederaufarbeitungsanlage, Sekundärabfälle aus der Abfallbehandlung oder gar Dekowaste konnten nicht berücksichtigt werden, da für sie Referenzzusammensetzungen fehlten oder das Nuklidinventar nicht auf einfache Weise abgeleitet werden konnte.

2.1.2 Abschätzung der Plutoniumverluste im LWR-Brennstoffkreislauf

Für den LWR-Brennstoffkreislauf mit Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente und Verarbeitung des gewonnenen Plutoniums zu Mischoxidbrennstoff (MOX) wird angenommen, daß der gesamte Verlust an Plutonium 2 % nicht übersteigt. Eine mögliche Verteilung könnte sein:

Pu-Verlust bei der Wiederaufarbeitung	1 - 1.2 %
Pu-Verlust bei der MOX-Fabrikation	1 - 0.8 %
Gesamtverlust	<u>2 %</u>

Die Anteile von Uran, Plutonium, übrige Transurane und nichtflüchtiger Spaltprodukte sind in Prozent vom Durchsatz in Tabelle 2.1/1 zusammengestellt. Nähere Angaben zur Zusammensetzung der aufgeführten Abfälle finden sich im Kapitel 3, wo auf die einzelnen Wastearten näher eingegangen wird.

2.1.3 Randbedingungen für konditionierte Abfälle

Für den Vergleich der Aktivität und der Wärmeleistung und der Radiotoxizität (vgl. Teil II) der hoch-, mittel- und schwachaktiven Abfälle miteinander auf der Basis gleicher Volumina der verfestigten Endprodukte ist die Kenntnis der Größe und Anzahl der Gebinde der konditionierten Abfälle nötig. Die spezifischen Volumina bzw. die spezifische Anzahl der Gebinde wurde bei der Detailbetrachtung der einzelnen Abfälle in Kapitel 3 ermittelt und ist in Tabelle 2.1/2 zusammengestellt.

TABELLE 2.1/1 VERTEILUNG DER ACTINIDEN UND SPALTPRODUKTE AUF EINZELNE
WASTESTROEME IM LWR-BRENNSTOFFKREISLAUF
(DWR-BRENNSTOFF, ABBRAND 33 GWD/T SM)

IHCH-H-80/10

WASTESTROM	ANTEIL IN % VOM DURCHSATZ					
	PU	U	NP	AM	CM	FP
WIEDERAUFARBEITUNG						
HAW (+FKS)	0.5 (A)	0.5	99	99.9	99.9	99.8 (B)
FKS	0.2 (A)	0.02	0.1	0.1	0.1	7.7 (B)
HSM	0.1	0.03	0.03	0.03	0.03	0.1
MLLW (C)	0.2	0.3	0.5	0.01 (D)	0.01	BERECHNET
<MAW-FEST	0.1 (E)>					
MOX-FABRIKATION						
ALPHA-LAW FEST	1	0.14				
<FL. ALPHA-LAW	0.06	0.006		(F)>		

- A) SUMME DER PU-VERLUSTE IN HAW + FKS = 0.5 %
 B) SUMME DER NICHTFLUECHTIGEN SPALTPRODUKTE IN HAW + FKS = 99.8 %
 C) MLLW: WAESSRIGER SALZHALTIGER ABFALLSTROM AUS DER SOLVENTWAESCHE DER WA
 CA. 20 % DES GESAMTEN FLUESSIGEN MAW IM BRENNSTOFFKREISLAUF
 D) OHNE AM-241 AUS GELAGERTEM PU DER MOX-FABRIKATION
 E) MAW-FEST HIER NICHT BETRACHTET
 F) FL. ALPHA-LAW: WAESSRIGER SCHWACHAKTIVER ALPHA-ABFALL MIT >7 G AM-241/T SM
 HIER NICHT BETRACHTET

TABELLE 2.1/2 VOLUMENEINHEITEN DER KONDITIONIERTEN
ABFAELLE
(DWR-BRENNSTOFF; ABBRAND 33 GWD/T SM;
BEZUG 1 T SM)

IHCH-H-80/09

WASTE	ENDLAGERBEHAELTER			KOND. ABFAELLE PRO T SM	
	INHALT (L)	ABMESS. (M)	ABMESS. (M)	VOL/GEB (M3)	GEBINDE VOLUMEN (L)
HAW	62	0.30	1.20	0.085	1.61 100
HSM	330	0.78	1.10	0.52	1.75 910
FKS	310	0.78	1.10	0.52	0.50 260
MLLW	360	1.06	1.51	1.31	1.6 2100
-ALTERNATIV	360	1.74	2.20	5.23	1.6 8370
ALPHA-LAW	210	0.78	1.10	0.52	3.4 1770
-HOM.FIX.	360	0.78	1.10	0.52	1.4 730
REAKTOR-MAW	200	0.63	0.93	1.2	0.35 420

(M3) = KUBIKMETER

Für die Ermittlung dieser Daten wurden folgende Vorgaben und modellmäßig ermittelte Randbedingungen festgelegt:

- Brennelemente (BE)** - Druckwasserreaktor (Typ Biblis)
- Brennstoff UO_2 mit 3.2 % angereichertem Uran, bzw. MOX (mit äquivalenter Anreicherung)
 - Abbrand 33 Gwd/t SM
 - 292 Vollasttage pro Jahr
 - jährliche BE-Nachladung 1/3 des Cores
- HAW**
- Verglasung
 - KfK-Referenzglas GP98/12 ($\rho = 2.83 \text{ g/cm}^3$)
 - 10.0 Gew-% Spaltproduktelemente, entsprechend ca. 15 % HAW-Oxide
 - spezifisches Volumen 100 l Glas/t SM
- FKS**
- homogene Zementierung
 - 400-l-Rollreifenfaß
 - spezifisches Volumen 0.5 Gebinde/t SM
- HSM**
- Fixierung mit Zement
 - 400-l-Rollreifenfaß
 - spezifisches Volumen 1.75 Gebinde/t SM
- MLLW**
- homogene Zementierung
 - 400-l-Faß in verlorener Betonabschirmung
 - spezifisches Volumen 1.6 Gebinde/t SM
- α-LAW**
- mit Beton übergossene 10-l-Blechk Dosen, die nicht-fixierte Abfälle enthalten.
 - 400-l-Rollreifenfaß
 - spezifisches Volumen 3.4 Gebinde/t SM
 - (alternativ bei Zerkleinern und quasi-homogener Zementierung 1.4 Gebinde/t SM)
- mittelaktiver Reaktorbetriebsabfall**
- mittelaktiver Abfall
 - Fixierung mit Zement
 - 200-l-Rollreifenfaß in VBA (1.2 m^3)
 - spezifisches Volumen 0.35 Gebinde/t SM

Da zahlreiche Annahmen modellmäßig abgeleitet worden sind, haben sich trotz Orientierung an Planungskonzepten in einzelnen Fällen Abweichungen von entsprechenden Werten in diesen Konzepten ergeben; die hier zugrundegelegten Randbedingungen oder Annahmen sind jedoch im Kapitel 3 erläutert oder abgeleitet.

Anmerkung:

Der mittlere Abbrand einer Nachladecharge (ca. 35 t U_{neu} pro Jahr) eines DWR vom Typ Biblis liegt auf Grund der Auslegungs- und Betriebsdaten nämlich

- maximale Anreicherung 3.3 % U-235 (Genehmigungswert)
- 3jährige Standzeit der Brennelemente
- jährliche Abschaltpause für Brennelementwechsel und Inspektion
- angenommene 80 %ige jährliche Auslastung, d. h. 292 Voll- lasttage/a

bei ca. 32 Gwd/t SM. Höhere durchschnittliche Abbrände sind mit deutschen DWR nur erreichbar

- bei höherer Anfangsanreicherung (Genehmigungsänderung!)
- bei einer Verlängerung der Standzeit der Brennelemente durch zyklische Verschiebung der Abschaltpause für Wartung, Inspektion und Brennelementwechsel, die jetzt in etwa jährlichem Abstand liegt;
- bei Übergang zu 4jähriger Standzeit, d. h. jährlicher Brennelementnachladung von 1/4 des Cores.

Die Bestrahlung des DWR-Brennstoffs in 4 Zyklen war zum Zeitpunkt der Berechnung der hier verwendeten Daten im Rechencode KORIGEN-79 nicht implementiert.

2.2 Vergleiche der Eigenschaften der Abfälle anhand der Nuklidinventare

Die Ergebnisse der Zerfallsrechnungen und vergleichenden Betrachtung über die mittel- und schwachaktiven Abfälle werden nachfolgend zusammengefaßt. Auf der Basis des Nuklidinventars der einzelnen Abfallarten werden folgende Eigenschaften erfaßt:

- Aktivität
- spezifische Aktivität
- Wärmeleistung.

Die Darstellung erfolgt jeweils in Form der Zerfallskurven als Funktion der Zeit für die Abfallströme

- Hüll- und Strukturmaterial (HSM)
- Feedklärschlamm (FKS)
- wäßriger, mittelaktiver Prozeßabfall (MLLW)
- fester, schwachaktiver Alphaabfall (α -LAW)
- mittelaktive Reaktorbetriebsabfälle.

2.2.1 Aktivität

Die Aktivität des Nuklidinventars und der zeitliche Verlauf für das Hüll- und Strukturmaterial (HSM), den Feedklärschlamm (FKS), den wäßrigen, mittelaktiven Prozeßabfall (MLLW), den festen, schwachaktiven α -Abfall (α -LAW) und den Reaktorbetriebsabfall ist in Fig.2.2-1 im Vergleich zu den hochaktiven Abfällen (HAW) dargestellt (bezogen auf 1 t SM). Innerhalb von ca. 100 Jahren fällt die Aktivität der betrachteten mittelaktiven Abfälle um 2 bis 3 Zehnerpotenzen ab. Dabei liegt die Aktivität um einen Faktor 10 bis 100 niedriger als die Aktivität des hochaktiven Abfalls. Nach mehr als 1000 Jahren erfolgt ein deutlich langsames Abklingen der Aktivität der mittelaktiven Abfälle, wobei die Aktivität um den Faktor 2 bis 5 niedriger

als die Aktivität des Spaltproduktanteils im hochaktiven Abfall liegt. Die relativ höhere Aktivität des Hüll- und Strukturmaterials wird durch die Aktivierungsprodukte der Legierungsbestandteile bestimmt.

Die Aktivität der mittelaktiven Reaktorbetriebsabfälle fällt (solange sie keine Actiniden enthalten) nach ca. 300 Jahren um mehr als 3 Größenordnungen auf sehr niedrige Werte ab.

2.2.2 Spezifische Aktivität

Die spezifische Aktivität (pro m³ konditionierten Abfalls) ist für die betrachteten mittel- und schwachaktiven Abfälle in Fig. 2.2-2 eingetragen.

Die Aktivität pro Volumeneinheit von Hüll- und Strukturmaterial und von Feedklärschlamm liegt im Zeitraum bis ca. 1000 Jahre um etwa 2 - 3 Größenordnungen unterhalb der spezifischen Aktivität der hochaktiven Abfälle und liegt nach mehr als 1000 Jahren bei beiden Wastearten um ca. einen Faktor 20 unterhalb des Spaltproduktanteils im HAW.

Die spezifische Aktivität vom verfestigten mittelaktiven Prozeßabfall (MLLW) liegt einen Faktor 50 - 100 niedriger als diejenige des zementierten Hüll- und Strukturmaterials bzw. Feedklärschlamm, zum Teil bedingt durch das größere Volumen der verlorenen Betonabschirmung des Gebindes gegenüber den 400-l-Rollreifenfässern bei HSM und FKS.

2.2.3 Wärmeleistung

Die Wärmeleistung des Nuklidinventars für die mittel- und schwachaktiven Abfälle HSM, FKS, MLLW, α -LAW ist in Fig. 2.2-3 in ihrem zeitlichen Verlauf aufgetragen und wird mit dem hochaktiven Abfall verglichen.

Die Wärmeleistung von HSM und FKS fällt nach weniger als 100 Jahren um ca. 3 Größenordnungen ab, die von MLLW nach ca. 10 Jahren auf die gleiche Größe. Nach ca. 100 Jahren liegt damit die Wärmeleistung von HSM, FKS und MLLW um 0,5 - 2 W/t SM und ca. einen Faktor 200, die von α -LAW um ca. 50, niedriger als die Wärmeleistung des hochaktiven Abfalls. Langfristig fällt die Wärmeleistung entsprechend der langen Halbwertszeiten der bestimmenden Actiniden nur langsam weiter ab.

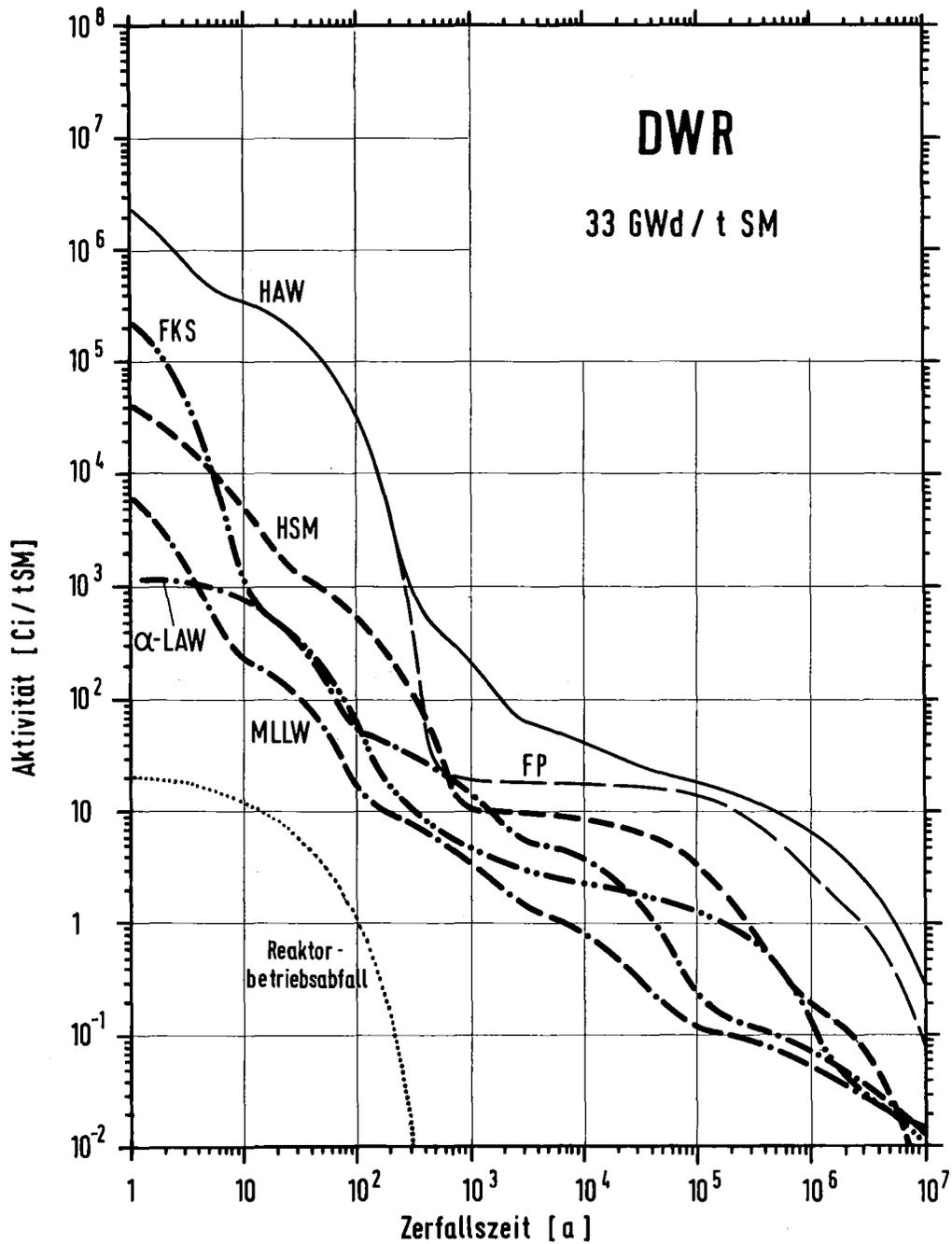
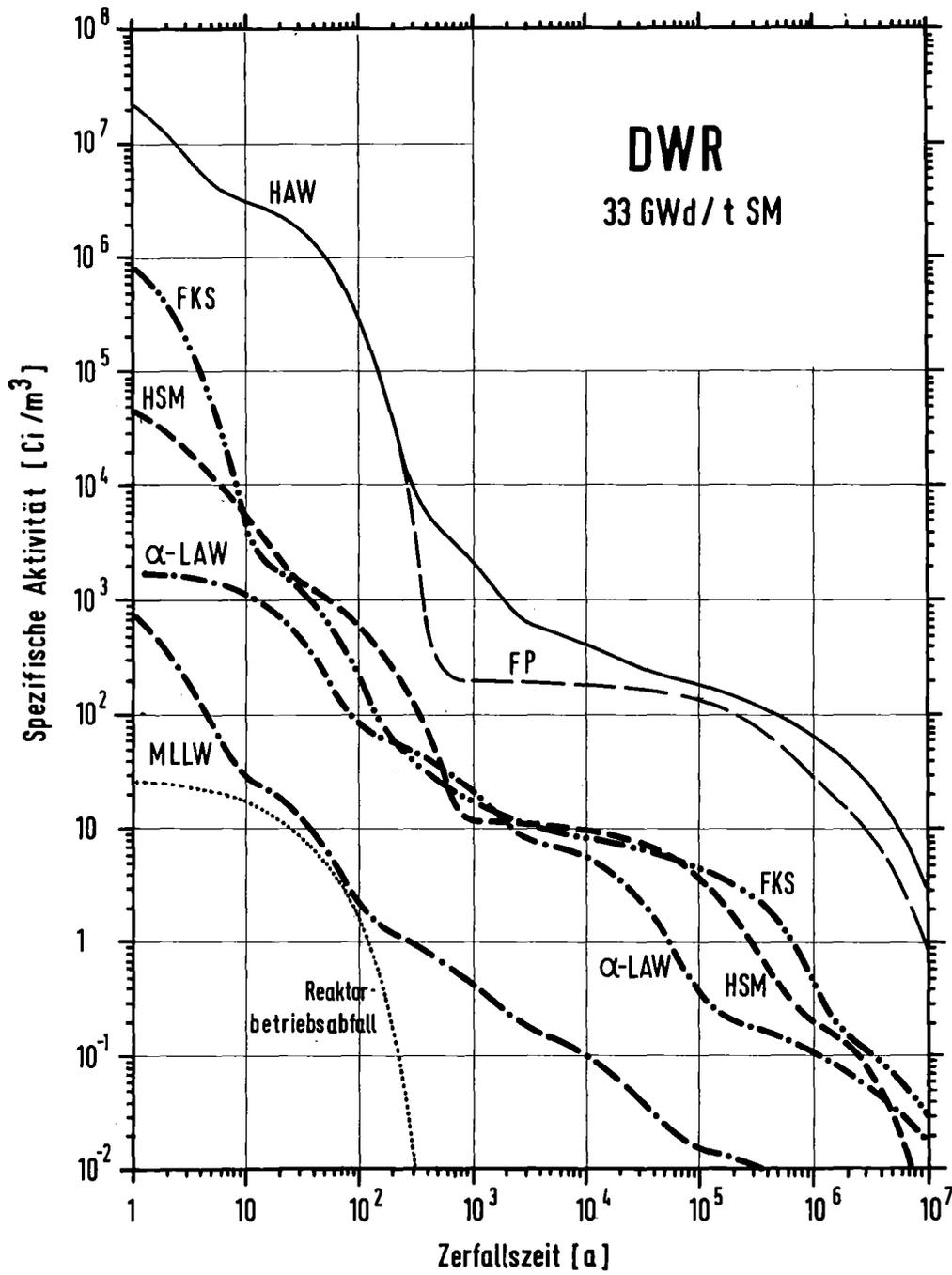


Fig.2.2-1 Aktivität von Hüll- und Strukturmaterial (HSM) Feedklärschlamm (FKS), wässrigem mittelaktivem Prozedurabfall (MLLW) und festem schwachaktivem α -Abfall (α -LAW) sowie Reaktorbetriebsabfall (MAW) im Vergleich zu HAW



INCH-H-80-80

Fig.2.2-2 Aktivität pro Volumeneinheit von Hüll- und Strukturmaterial (HSM), Feedklärschlamm (FKS), wässrigem mittelaktivem Prozessabfall (MLLW) und festem schwachaktivem α-Abfall (α-LAW) sowie Reaktorbetriebsabfall (MAW) im Vergleich zu HAW

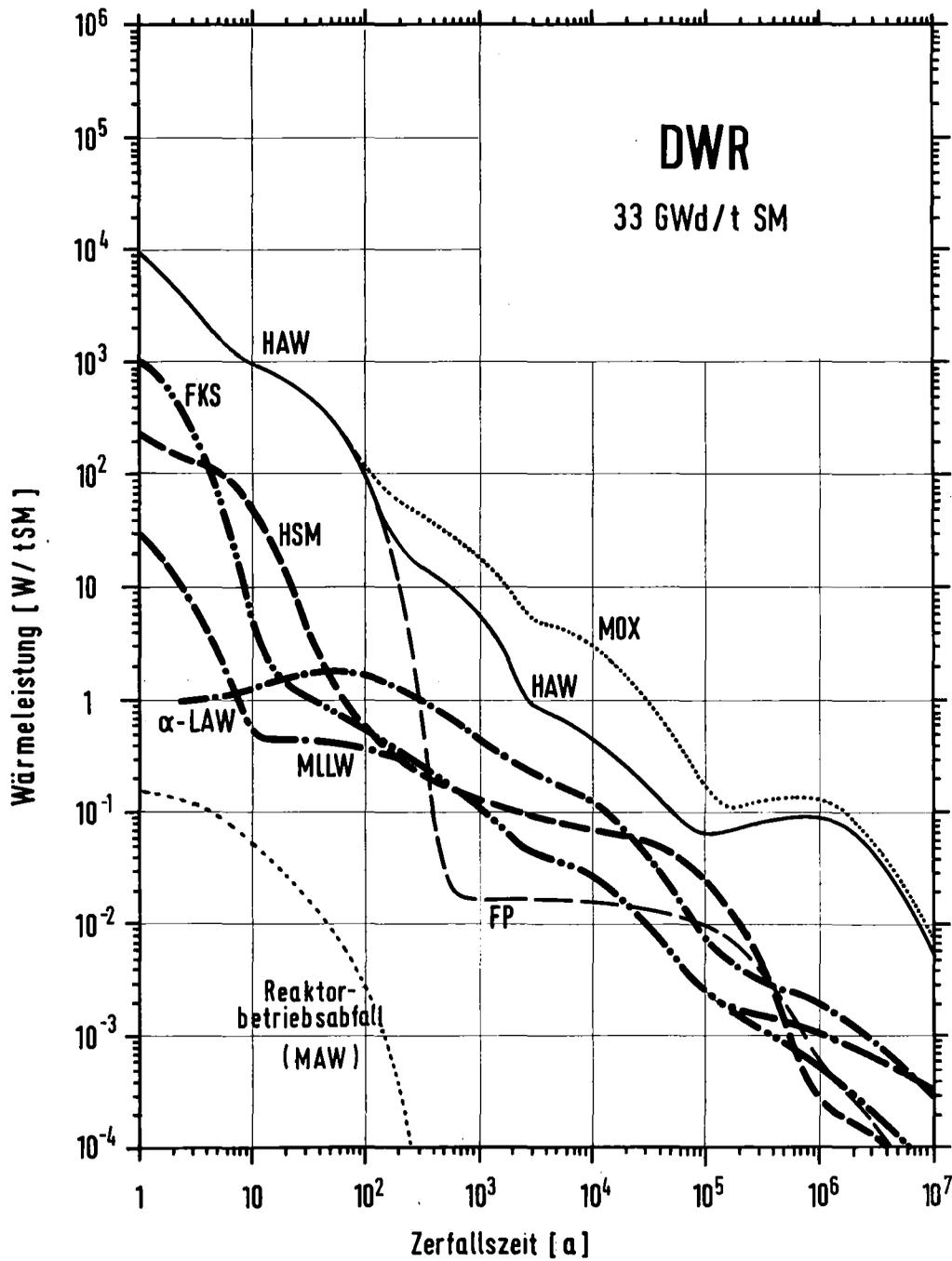


Fig. 2.2-3 Wärmeleistung von Hüll- und Strukturmaterial (HSM), Feedklärschlamm (FKS), wässrigem mittelaktivem Prozessabfall (MLLW) und festem, schwachaktivem α -Abfall (α -LAW) im Vergleich zu HAW

3. Charakteristische Eigenschaften der mittel- und schwachaktiven Abfälle

3.1 Hüll- und Strukturmaterial (HSM)

3.1.1 Allgemein

Im ersten Schritt der Wiederaufarbeitung abgebrannter LWR-Brennelemente werden diese im allgemeinen vorzerlegt, d.h. Strukturteile wie Kopf- und Fußstücke werden entfernt. Die Brennstäbe werden in kurze Abschnitte zerhackt, so daß der Brennstoff (UO_2 oder MOX) mit Salpetersäure herausgelöst werden kann.

Die Art der Brennelementzerlegung hängt vom Typ der Schere ab, mit der die Brennstäbe zerschnitten werden:

- Bei Verwendung einer Stabschere werden vorher die Endstücke, Abstandshalter und Steuerstabführungsrohre (DWR-Brennelemente) von den Brennstäben entfernt;
- Bei Verwendung einer Bündelschere können bei Beginn und Ende des Schneidvorganges die Endstücke abgetrennt werden, während die Abstandshalter und die mit den Brennstäben zerhackten Steuerstabführungsrohre mit in den Auflöser gelangen.

Die Auflösung erzeugt die Brennstofflösung für die Extraktion und läßt die "Hülsen" ungelöst zurück. Die mit Salpetersäure gewaschenen Brennstababschnitte enthalten Rückstände und Kontaminationen an Spaltprodukten und Actiniden aus dem Brennstoff sowie die Neutronenaktivierungsprodukte der Legierungsbestandteile des Hüll- und Strukturmaterials selbst.

3.1.2 Menge und Zusammensetzung des Hüll- und Strukturmaterials

Dieser Waste besteht aus den ausgelaugten, unlöslichen Hüllrohrabschnitten, massiven Endstücken und allen anderen Bauteilen der Brennelementbündel sowie feinen Spänen vom Zerlegen und Schneiden. Die Zusammensetzung dieser festen Abfälle wird bestimmt vom Reaktortyp, von der Konstruktion des

Brennelements und der Materialauswahl des Herstellers. Das Material bei LWR ist z.Zt. meist Zircaloy und kleinere Anteile Edelstahl, Inconel sowie anderer Materialien (vgl. Tabelle 3.1/1 und 3.1/2).

Die Gesamtmenge des Hüll- und Strukturmaterials liegt bei

- 400-425 kg / t SM beim DWR
davon ca. 308-312 kg Hülsen / t SM
- 307-363 kg / t SM beim SWR
davon ca. 260-303 kg Hülsen / t SM

Bei einer Schüttdichte der Hülsen von ca. $1 \text{ t} / \text{m}^3$ errechnet sich ein Volumen für den Hülsenanteil von ca.

- 0,26 bis 0,31 $\text{m}^3 / \text{t SM}$

insgesamt für das Hüll- und Strukturmaterial

- 0,55 bis 0,58 $\text{m}^3 / \text{t SM}$

Die Hüll- und Strukturmaterialabfälle werden in 400-l-Rollreifenfässern mit eingesetzter Trommel von 330 l Nutzvolumen mit Beton übergossen und fixiert /15/.

Hierbei ergeben sich für nicht kompaktiertes HSM beim DWR:

- 0,55-0,58 m^3 zementiertes HSM/t SM

bzw.

- 1,66-1,75 Gebinde / t SM.

3.1.3 Aktivierungsprodukte des Hüll- und Strukturmaterials

Die Aktivität und Wärmeleistung der Aktivierungsprodukte wurde für das Hüll- und Strukturmaterial von DWR- und SWR-Brennelementen mit Hilfe des Rechencodes KORIGEN-79/4,5,6/ berechnet.

Dabei wurde entsprechend der axialen Neutronenflußverteilung im Reaktor nach Fig. 3.1-1 bei der Berechnung der Aktivierung berücksichtigt, daß an den Enden der Brennelemente, d.h. bei den Kopf- und Fußteilen, der Fluß stark abfällt.

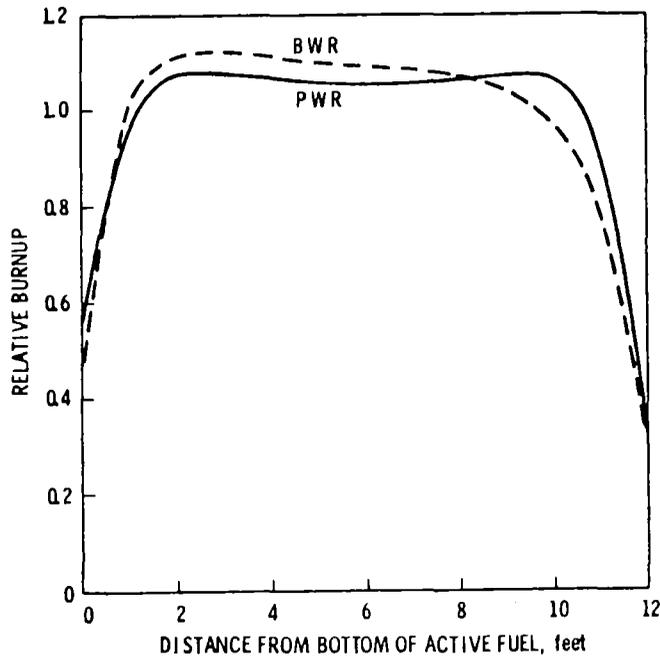


Fig. 3.1-1 Axiale Abbrandverteilung /8/

Nähere Abschätzungen des Abfalls des Neutronenflusses an den Enden der Brennelemente außerhalb der aktiven Core-Zone eines DWR und SWR wurden von A.G. CROFF et al. /7;Table 3.7/ gemacht. Da keine Meßwerte vorlagen, wurde diese relativ niedrig erscheinenden ORNL-Werte nicht voll übernommen, sondern die in Fig. 3.1-2 angegebene, vereinfacht abgestufte Neutronenflußverteilung zugrunde gelegt:

	DWR	SWR
Brennstäbe:		
Zircaloy	100 %	100 %
Stützrohre	30 %	entfällt
Plenumfedern	30 %	50 %
Steuerstabführungsrohre	100 %	entfällt
Wasserstab	entfällt	100 %
Abstandshalter	100 %	100 %
Endstücke (plus Kleinteile)	10 %	20 %

Die induzierte Radioaktivität von Zircaloy, Edelstahl und Inconel des Hüll- und Strukturmaterials von DWR- und SWR-Brennelementen ist summarisch aus Fig.3.1-3 zu entnehmen und für DWR-Brennelemente in Tabelle 3.1/3 angegeben. Aus Fig.3.1-3 geht hervor, daß die Aktivität der Aktivierungsprodukte bei DWR-Brennelementen durchschnittlich etwa um einen Faktor 3 höher als bei SWR-Brennelementen liegt. Der zeitliche Verlauf der Aktivität einzelner Radionuklide der Aktivierungsprodukte des Hüll- und Strukturmaterials von DWR-Brennelementen ist in Fig.3.1-4 dargestellt. Insgesamt fällt die Aktivität bis 1000 Jahre um mehr als 3 Größenordnungen ab; zwischen 1 und 20 Jahren Zerfallzeit überwiegt die Aktivität von Fe-55 und Co-60, von 20 bis 700 Jahren wird die Aktivität von Ni-63 und langfristig von Ni-59, Nb-94 und Zr/Nb-93 bestimmt.

Die Zerfallswärmeleistung der Aktivierungsprodukte von DWR-Brennelementen ist in Tabelle 3.1/4 gelistet; der zeitliche Abfall in Fig.3.1-6 dargestellt. Die Wärmeleistung fällt in ca. 50 Jahren um ca. 2,5 Größenordnungen ab, insgesamt bis etwa 700 Jahre um mehr als 3 Zehnerpotenzen. Der Anteil einzelner Nuklide der Aktivierungsprodukte ist in Fig.3.1-7 ersichtlich, wonach bis 50 Jahre Zerfallzeit Co-60 bestimmend ist, danach Ni-63. Langfristig fällt die Wärmeleistung mit der Halbwertszeit von Ni-59 ab.

3.1.4 Gehalt an Spaltprodukten und Actiniden

Bei der Ermittlung des Transurangehalts in den Hüll- und Strukturmaterialabfällen ergibt sich durch die Vorzerlegung der Brennelemente in Brennstäbe und übriges Strukturmaterial eine entsprechende Unterteilung:

- Bei Verwendung einer Bündelschere werden bei einer Vorzerlegung nur die Endstücke abgeschnitten und können als separater Wastestrom abgetrennt werden. Brennstababschnitte, Abschnitte von Führungsrohren (bzw. Wasser-

stab) und die Abstandshalter fallen in den Auflöser.

- Bei Anwendung einer Stabschere werden alle übrigen Strukturteile wie Endstücke, Führungsrohre (bzw. Wasserstab) und Abstandshalter bei der Vorzerlegung abgetrennt, nur die Brennstabkomponenten gelangen in den Auflöser.

Strukturmaterial

Die Edelstahl- und Inconelteile des Brennelementstrukturmaterials sind mit einer dünnen Fe/Ni/Cr-Oxidschicht überzogen, und weisen eine geringe Kontamination mit Spaltprodukten und aktivierten Korrosionsprodukten aus dem Primär-Kühlkreislauf des Reaktors auf. Die Kontamination der Strukturteile mit Transuranen ist normalerweise, wenn diese Teile vor der Auflösung abgetrennt würden, äußerst niedrig.

In /8/ findet sich der Hinweis, daß diese Teile im Auflöser merkliche Mengen Transurane aus der Brennstofflösung adsorbieren würden.

Hülsen

Die mit Salpetersäure ausglaugten und gewaschenen Hülsen enthalten neben dem Aktivierungsprodukt noch kleine Mengen Spaltprodukte und Actiniden.

- in der inneren und äußeren Oberflächenoxidschicht
- in Form von ungelöstem Brennstoff
- im Innern des Metalls.

Zum Gehalt an Spaltprodukten und Actiniden (Pu, Am, Cm) liegen an Hüllrohrabschnitten gemessene Werte /9/ vor.

Hierzu wären noch Rückstände von ungelöstem Brennstoff, z.B. in einseitig geschlossenen Endstücken der Brennstäbe, zu rechnen. Demnach wurde für die Zerfallsrechnung folgender Actinidgehalt der Hülzen angenommen:

Gew.-% vom Durchsatz	
Pu	0.1
U, Np, Am, Cm	je 0.03

Ferner wurde mit einem restlichen Spaltproduktgehalt von 0.1% der nichtflüchtigen Spaltprodukte gerechnet.

In der Metallmatrix bleibt ein Teil des bei der Spaltung entstehenden Tritiums, das während der Reaktorbestrahlung aus dem Brennstoff in das Zircaloy-Hüllrohr diffundiert, gelöst. Messungen haben gezeigt /10/, daß die Hülzen bei mittlerem Abbrand ca. 40% des gebildeten Tritiums, bei hohem Abbrand ca. 60% enthalten.

3.1.5 Aktivität und Wärmeleistung von Spaltprodukten und Actiniden

Die Aktivität der Spaltprodukte und Transurane ist in Tabelle 3.1/3 ersichtlich, der zeitliche Verlauf für das Hüll- und Strukturmaterial in Fig. 3.1-3 und für einzelne Transurane in Fig. 3.1-5 dargestellt.

Für die Summe des Hüll- und Strukturmaterials wird die Aktivität auch langfristig von den Aktivierungsprodukten bestimmt (Fig.3.1-3). Betrachtet man jedoch nur die im Auflöser ausgelaugten Hülsen (Brennstababschnitte), die mit Spaltprodukten und Actiniden kontaminiert sind, so liegt bis 200 Jahre Zerfallzeit auch die Aktivität der restlichen Spaltprodukte und im Zeitraum von ca. 200 bis 10^4 Jahren auch die Aktivität der Actiniden in der gleichen Größenordnung wie die Aktivität der Aktivierungsprodukte in den Hülsen (vgl. Fig.3.1-3).

Die Ergebnisse der entsprechenden Berechnung der Wärmeleistung finden sich in Tabelle 3.1/4. In Fig.3.1-6 ist der zeitliche Verlauf der Wärmeleistung von Hüll- und Strukturmaterial dargestellt, und in Fig.3.1-8 die einzelnen Transurane.

Beim Strukturmaterial haben anteilmäßig nach Zerfallzeiten von mehr als 50 Jahren (nach Reaktorentladung) die Endstücke den geringsten, die Abstandshalter den größten Beitrag zur gesamten Wärmeentwicklung. Eine Abtrennung der Endstücke ist sowohl bei der Stabschere als auch bei der Bündelschere möglich. Eine genauere Wärmerechnung unter Endlagerungsbedingungen könnte zeigen, ob eine separate Verpackung (Konditionierung) der nicht α -kontaminierten und weniger Wärme produzierenden Endstücke bei der Endlagerung eine Vereinfachung bringt.

TABELLE 3.1/1 ZUSAMMENSETZUNG DES HUELL- UND STRUKTURMATERIALS VON
1300 MWE REFERENZ-DWR UND -SWR

LEGIERUNG	KOMPONENTEN	IHCH-H-81/3	
		DWR	SWR
		KG/T SM	KG/T SM
ZIRCALOY-4	HUELLROHRE + STOPFEN ABSTANDSHALTER	293 - -	- - 10.4
ZIRCALOY-2	HUELLROHRE + STOPFEN WASSERSTAB	- - - -	297 4.8
STAHL W.NR. 1.4541	STUETZROHRE KOPF- + FUSS-STUECKE FUEHRUNGSROHRE KLEINTEILE	11.4 53.2 28.7 2.5	- - - - - - - -
STAHL W.NR. 1.4568	PLENUM-FEDERN	9.2	- -
STAHL W.NR. 1.4308	KOPF- + FUSS-STUECKE	- -	32.7
STAHL W.NR. 1.4550	KLEINTEILE	- -	0.3
INCONEL 718	ABSTANDSHALTER	16.4	- -
INCONEL X750	KLEINTEILE (BOLZEN, FEDERN) PLENUM-FEDERN ABSTANDSHALTER	8.1 - - - -	1.2 7.5 1.7
SUMME		422.5	355.6

TABELLE 3.1/2 CHEMISCHE ZUSAMMENSETZUNG VON LEGIERUNGEN IN DWR- UND SWR-
BRENNELEMENTEN. GEMITTELTE WERTE FUER AKTIVIERUNGSRECHNUNG
MIT KORIGEN-79

IHCN-H-81/5

ELEMENT	KONZENTRATION IN GEWICHTSPROZENT								
	ZIRCALOY-4		ZIRCALOY-2		EDELSTAEHLE, WERKSTOFF-NR.			INCONEL	
			1.4541	1.4571	1.4568	1.4308	1.4550	718	X750
B								0.003	
C			0.1	0.1	0.09	0.05	0.1	0.05	0.05
AL					1.5			0.5	0.8
SI			1.0	1.0	1.0	1.5	1.0	0.3	0.5
P			0.04	0.04	0.04	0.03	0.04	0.01	
S			0.03	0.03	0.03	0.02	0.03	0.01	0.01
TI			0.5	0.5				1.0	2.5
CR	0.1	0.1	18.0	17.0	17.0	18.7	18.0	18.8	15.5
MN			2.0	2.0	1.0	1.0	2.0	0.2	0.8
FE	0.21	0.15	67.83	65.03	72.04	68.6	67.6	17.8	7.0
CO	0.0020	0.0020	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
NI		0.06	10.5	12.0	7.2	10.0	10.5	53.0	71.4
CU								0.2	0.3
ZR	98.06	98.19							
NB							0.7	4.6	0.92
MO				2.3				3.0	
SN	1.5	1.5							
TA							0.06	0.4	0.08
U	< 0.00035	< 0.00035							

TABELLE-3.1/3 MENGE UND AKTIVITAET DES HUELL- UND STRUKTURMATERIALS VON DWR-BRENNELEMENTEN (TYP BIBLIS; 33 GWD/T SM)

IHCH-H-80/11

	MENGE		AKTIVITAET (CI/T SM)							
	(G/T SM)	ZERFALLSZEIT								
		3 A	1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
AKTIVIERUNGSPRODUKTE VON HSM - EINZELNE NUKLIDE										
MN-54	1230		244	48	9.5	0.84				
FE-55	18100		10600	6230	3650	1640	114			
CO-58	467		0.37							
CO-60	8780		6750	5190	3990	2699	721	0.019		
NI-59	8.3		8.3	8.3	8.3	8.3	8.3	8.3	8.2	
NI-63	1170		1160	1140	1120	1100	1020	556	0.56	
ZR/NB-93	0.18		0.20	0.21	0.22	0.24	0.27	0.32	0.32	
ZR/NB-95	3880		1.4							
NB-94	1.42		1.42	1.42	1.42	1.42	1.42	1.42	1.37	
MO-93	0.063		0.063	0.063	0.063	0.063	0.063	0.062	0.052	
TC-99	0.011		0.011	0.011	0.011	0.011	0.011	0.011	0.011	
SN-119M	3400		431	55	6.9	0.31				
SN-121M	0.85		0.83	0.81	0.79	0.75	0.66	0.22		
SB-125	57.4		34.8	21.0	12.7	6.0	0.49			
TE-125M	14.0		8.5	5.1	3.1	1.5	0.12			
TA-182	3530		43	0.53	0.006					
AKTIVIERUNG VON BRENNSTAB- UND STRUKTURMATERIAL (STABSCHERE)										
HUELSEN	315000	12100	3500	2090	1390	815	197	24	0.7	
STRUKTURMATER.	109000	28500	15800	10600	7410	4630	1670	543	10	
SUMME	424000	40700	19300	12700	8810	5440	1860	570	11	
STRUKTURMATERIALANTEILE:										
-ABSTANDSHALTER	16350	8720	3620	2720	2140	1590	868	367	7	
-FUEHRUNGSRÖHRE	28600	16400	10000	6490	4320	2470	623	127	2	
-ENDSTÜCKE	64000	3460	2120	1400	935	570	176	49	0.8	
AKTIVIERUNG VON HUELL- UND STRUKTURMATERIAL (BUENDELSCHERE)										
HUELLMATERIAL	360000	37200	17200	11300	7850	4870	1690	518	10	
ENDSTÜCKE	64000	3460	2120	1400	953	570	176	49	0.8	
SUMME	424000	40700	19300	12700	8810	5440	1860	570	11	
KONTAMINATION DER HUELSEN										
50 % TRITIUM		250	223	199	178	151	86	1	-	
0.1 % SPALTPROD.	28	2220	778	468	370	311	230	35	0.02	
ACTINIDEN (*)	296		113	103	95	83	54	6.4	1.6	
DAVON										
- U	287		5.2E-4	5.6E-4	5.7E-4	5.9E-4	6.4E-4	9.7E-4	1.4E-3	
- NP-237	0.1		9.0E-5	9.0E-5	9.1E-5	9.2E-5	9.8E-5	1.8E-4	7.1E-4	
- PU (**)	9.0		112	102	93	81	51	2.9	0.78	
- AM	0.09		0.21	0.54	0.84	1.24	2.2	3.4	0.80	
- CM	0.005		0.56	0.40	0.37	0.33	0.23	0.01	-	

*) ACTINIDEN 0.1 % PU; 0.03 % U, NP, AM, CM VOM DURCHSATZ
 **) PU-VEKTOR (NACH 3 A) PU-238 1.5 %, PU-239 55.9 %, PU-240 25.5 %, PU-241 11.8 %, PU-242 5.2 %;

TABELLE 3.1/4 WAERMELEISTUNG DES HUELL- UND STRUKTURMATERIALS VON DWR-BRENNELEMENTEN (TYP BIBLIS; 33 GWD/T SM)

IHCN-H-80/12

	MENGE (G/T SM)	WAERMELEISTUNG (W/T SM)								
		ZERFALLSZEIT								
		3 A	1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
AKTIVIERUNGSPRODUKTE VON HSM - EINZELNE NUKLIDE										
MN-54		6.1		1.2		0.24		0.048		0.004
FE-55		24.9		14.6		8.6		5.0		2.3
CO-58		2.8		0.002						0.16
CO-60	135		104		80		61.5	41.4	11.1	0.0003
NI-59		0.053		0.053		0.053		0.053		0.053
NI-63		0.47		0.46		0.45		0.44		0.40
ZR/NB-95		18.9		0.007						0.22
SN-119M		1.8		0.22		0.028		0.004		
SN-121M		0.0017		0.0017		0.0016		0.0016		0.0015
NB-94		0.015		0.015		0.015		0.015		0.015
SB-125		0.18		0.11		0.066		0.040		0.019
TE-125M		0.012		0.0071		0.0043		0.0026		0.0012
TA-182		31.4		0.38		0.005				
AKTIVIERUNG VON HUELSEN UND STRUKTURMATERIAL (STABSCHERE)										
HUELSEN	315000	51	22	16.5	12.3	9.1	2.1	0.01	2.E-3	
STRUKTURMAT.	109000	171	99	73	55	36	9.6	0.28	0.06	
SUMME	424000	222	121	89	67	44	11.7	0.29	0.07	
STRUKTURMATERIALANTEILE:										
-ABSTANDSHALTER	16350	72	30	23	17	11.6	3.3	3.2	0.05	
-FUEHRUNGSRÖHRE	28600	81	56	41	31	20	5.2	0.06	0.01	
-ENDSTUECKE	64000	18	12.5	9.2	6.9	4.5	1.2	0.02	5.E-3	
AKTIVIERUNG VON HUELL- UND STRUKTURMATERIAL (BUENDELSCHERE)										
HUELLMATERIAL	360000	204	109	80	60	40	10.6	0.27	0.06	
ENDSTUECKE	64000	18	12.5	9.2	6.9	4.5	1.2	0.02	5.E-3	
SUMME	424000	222	121	89	67	44	11.7	0.29	0.07	
KONTAMINATION DER HUELSEN										
50 % TRITIUM		8.E-3	8.E-3	7.E-3	6.E-3	5.E-3	3.E-3	3.E-5	-	
0.1 % SPALTPROD.	28	9.2	2.9	1.55	1.14	0.92	0.67	0.10	2.E-5	
ACTINIDEN (*)	296		0.133	0.137	0.144	0.154	0.176	0.174	0.051	
DAVON:										
- PU (**)	9.0		0.106	0.105	0.103	0.101	0.095	0.062	0.027	
- AM	0.09		0.007	0.018	0.028	0.041	0.073	0.11	0.027	

*) ACTINIDEN 0.1 % PU; 0.03 % U, NP, AM, CM VOM DURCHSATZ
 **) PU-VEKTOR (NACH 3 A) PU-238 1.5 %, PU-239 55.9 %, PU-240 25.5 %, PU-241 11.8 %, PU-242 5.2 %;

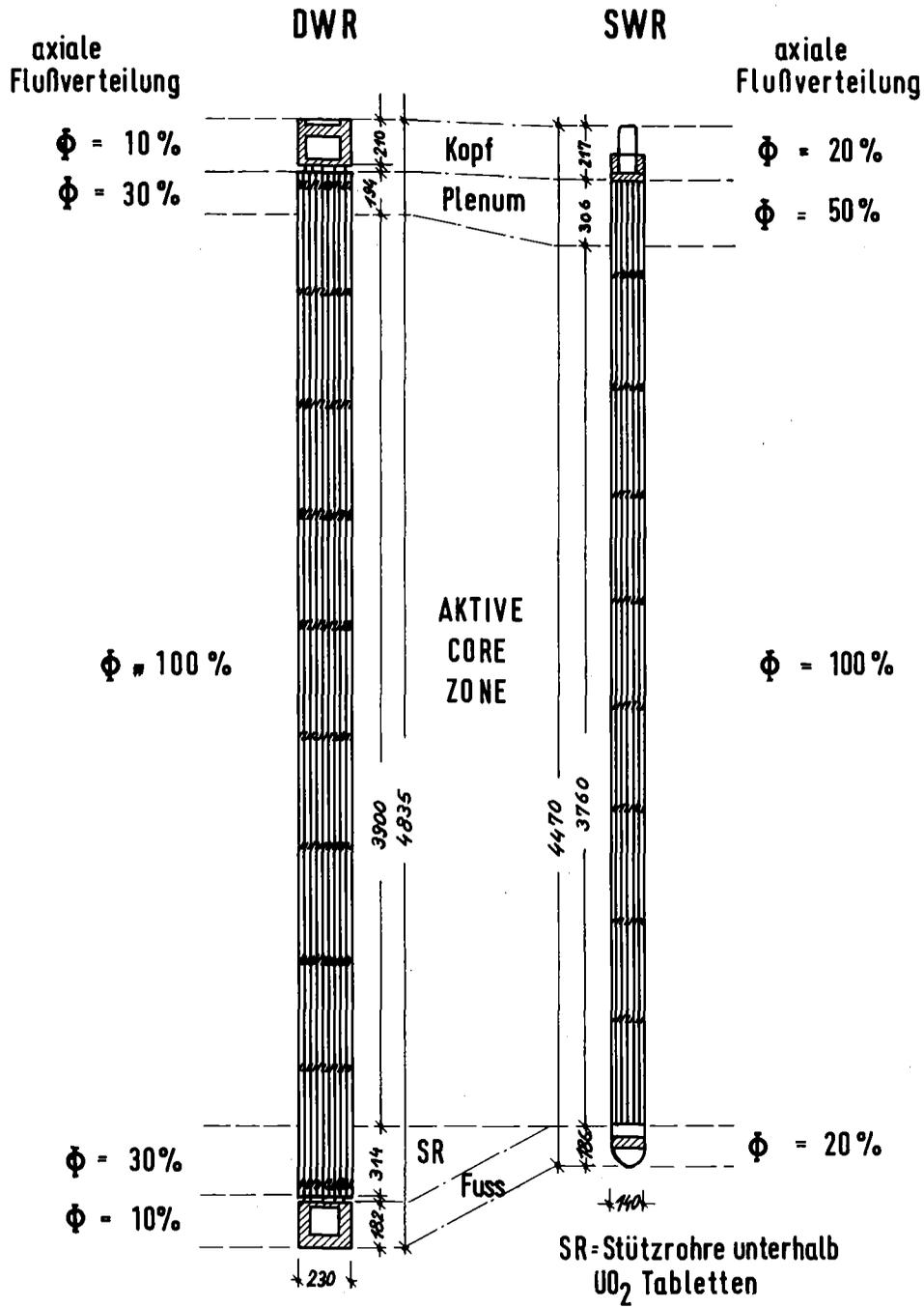


Fig. 3.1-2 Axiale Neutronenflußverteilung ϕ zur Berechnung der Aktivierung von Hüll- und Strukturmaterial

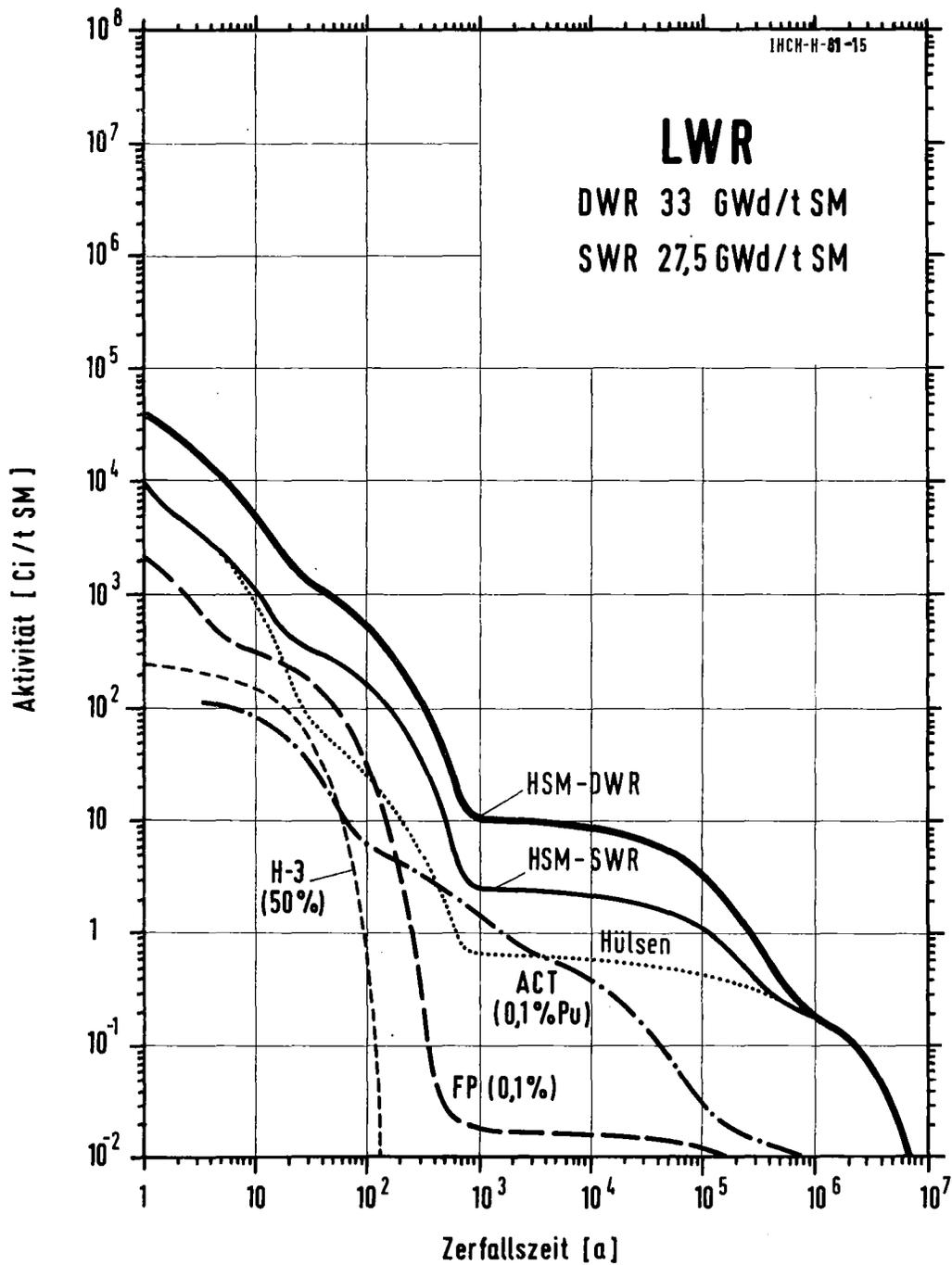
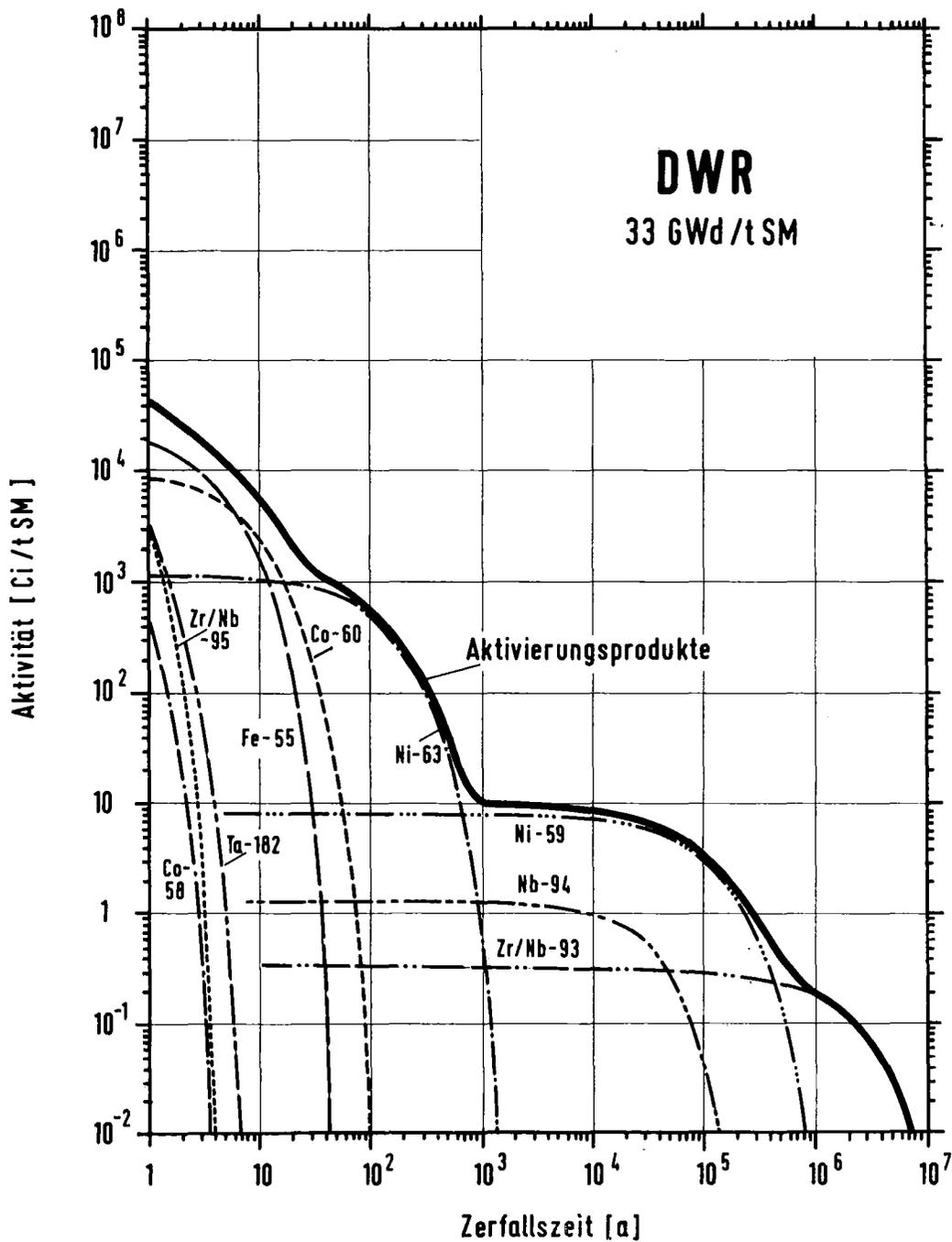
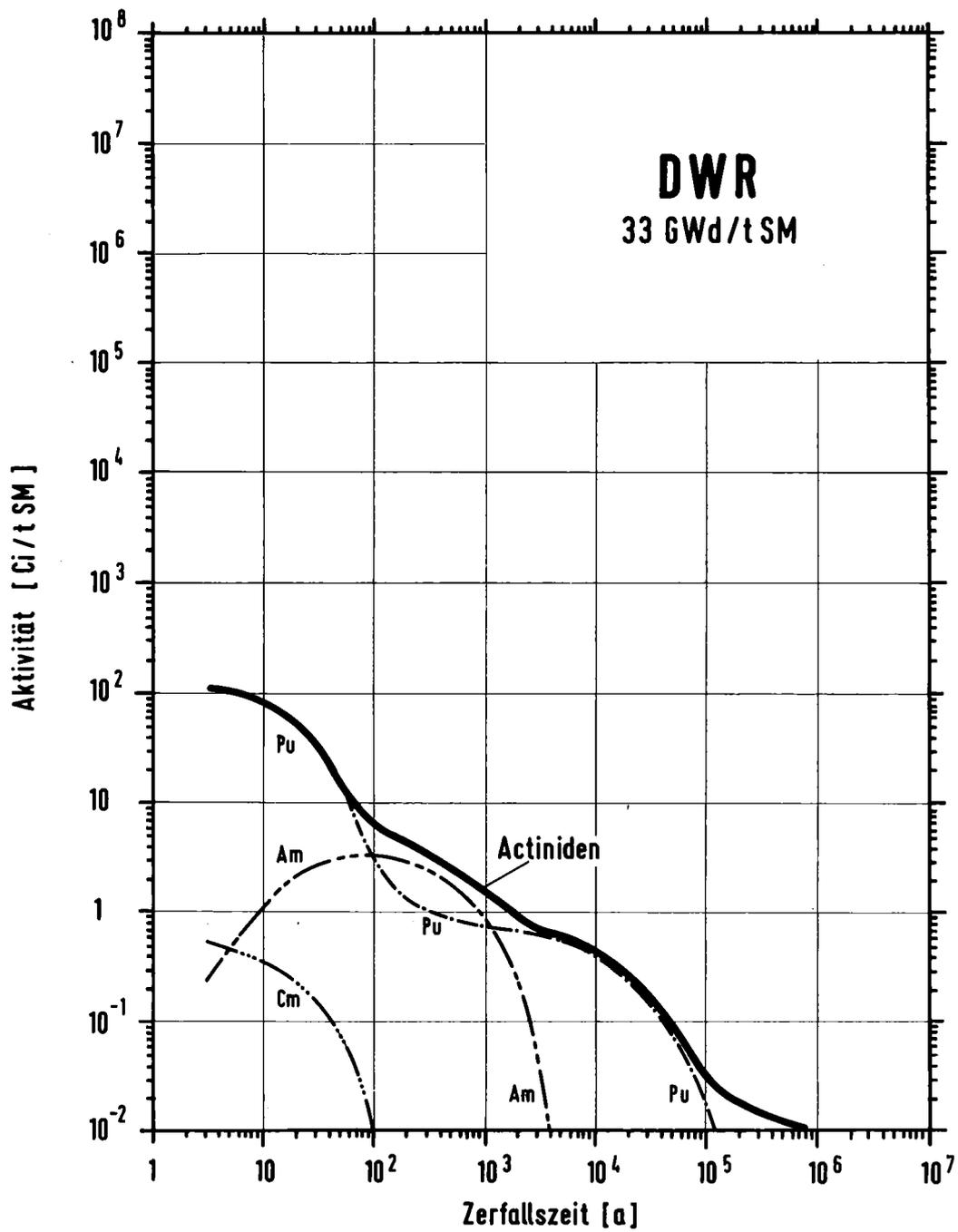


Fig. 3.1-3 Aktivität von Hüll- und Strukturmaterial von LWR-Brennelementen; Aktivität und Kontamination der Hülsen (DWR). (WA nach 3a; Actiniden: 0,1% Pu; 0,03% U, Np, Am, Cm)



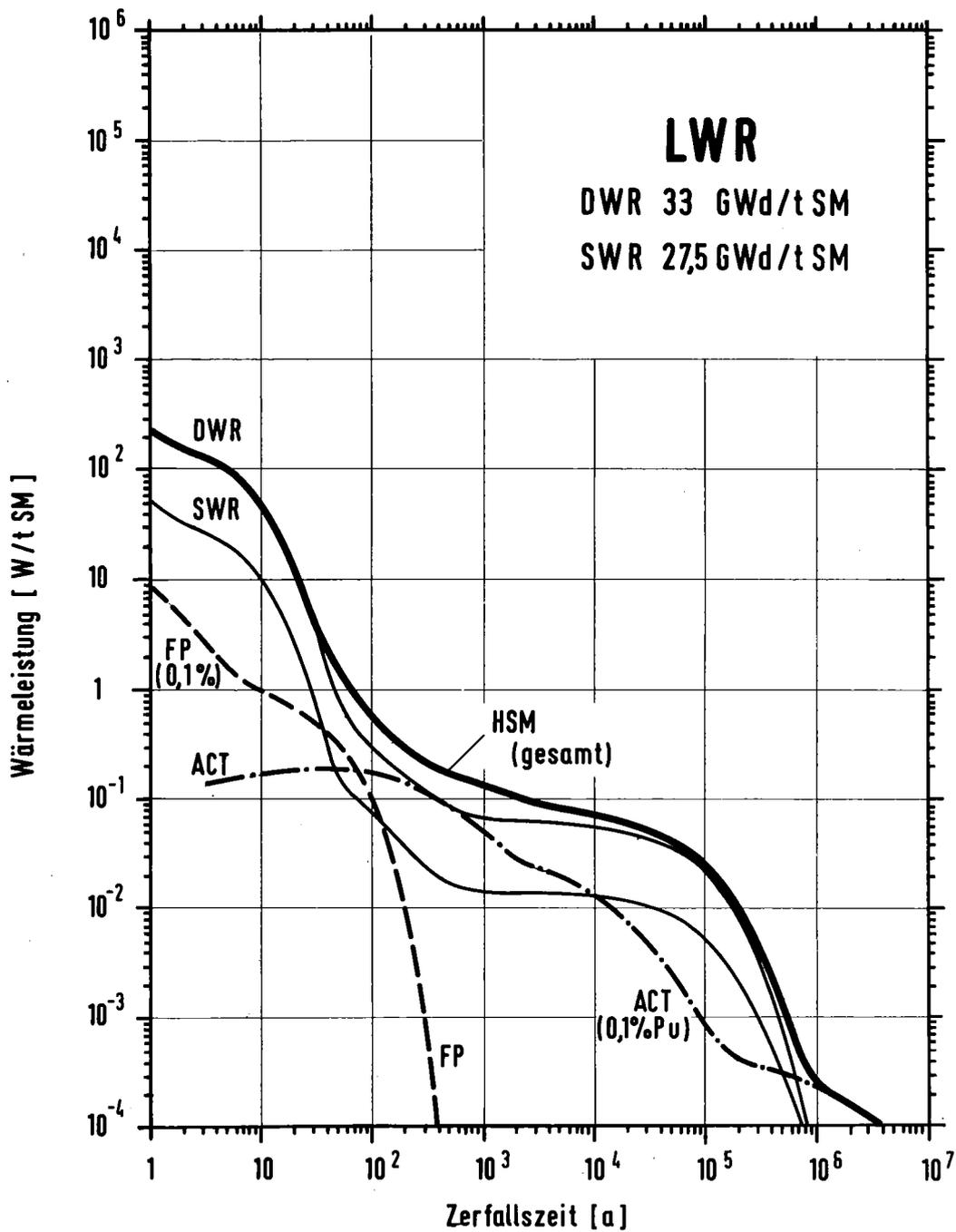
INCH-H-80-22

Fig.3.1-4 Aktivität einzelner Nuklide der Aktivierungsprodukte von Hüll- und Strukturmaterial



INCH-H-80-48

Fig. 3.1-5 Aktivität einzelner Actiniden in ausgelaugten Hülсен
(WA nach 3a ; Actiniden : 0,1% Pu ; 0,03 % U, Np, Am, Cm)



INCH-H-80-49

Fig. 3.1-6 Wärmeleistung von Hüll- und Strukturmaterial von LWR Brennelementen (WA nach 3a ; Actiniden : 0,1% Pu ; 0,03% U, Np, Am, Cm)

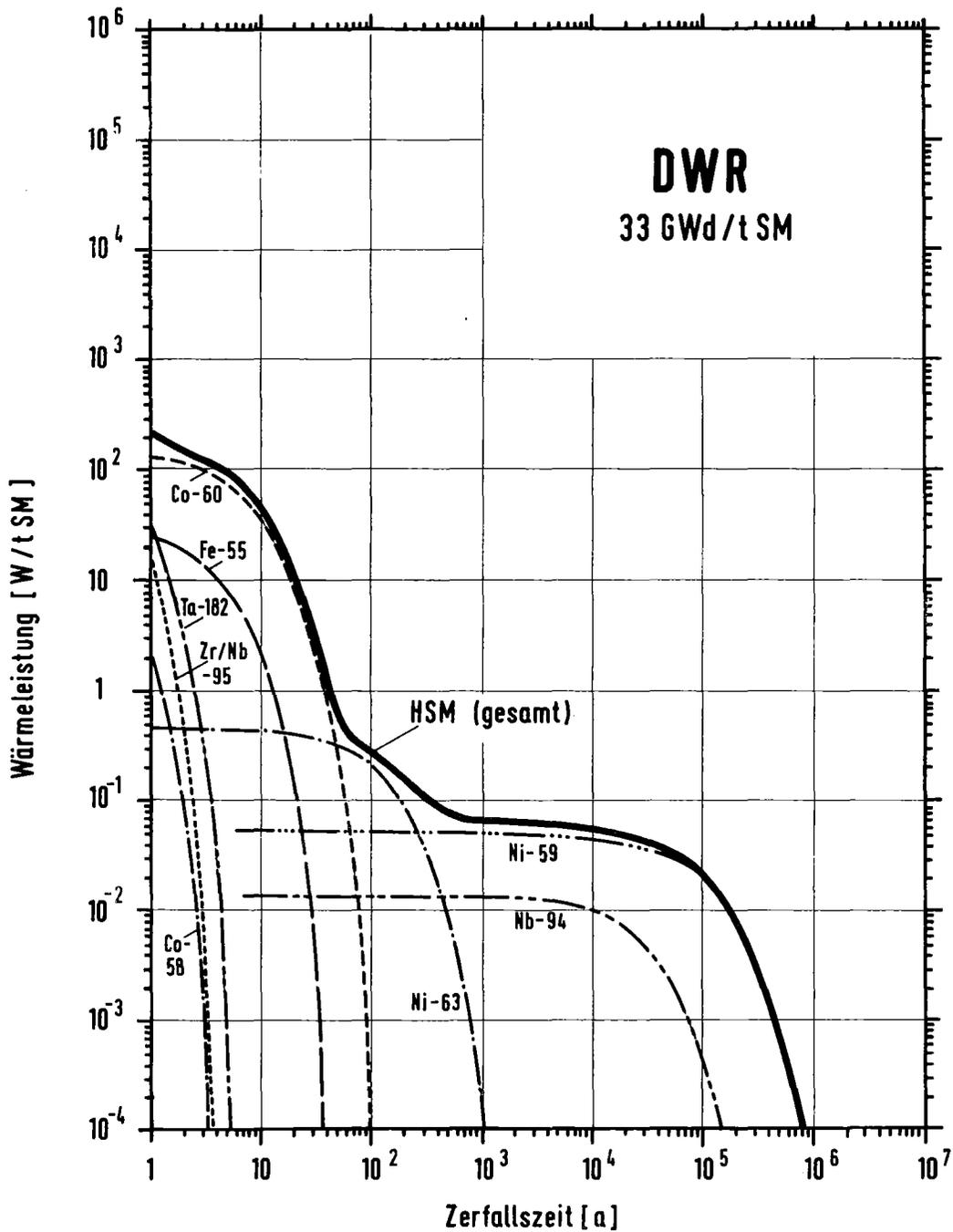


Fig.3.1-7 Wärmeleistung einzelner Nuklide der Aktivierungsprodukte von Hüll- und Strukturmaterial

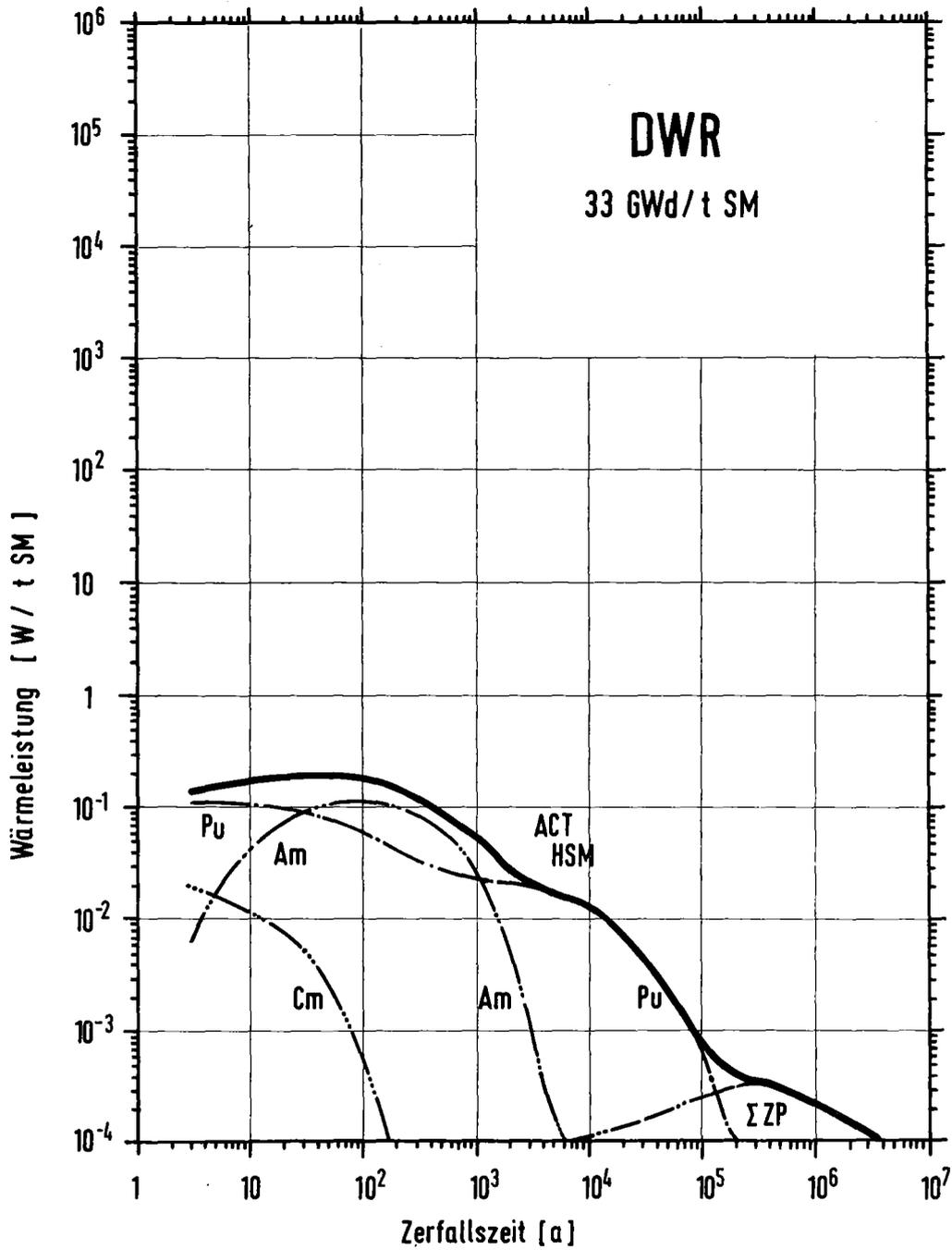


Fig.3.1-8 Wärmeleistung einzelner Actiniden im Hüll- und Strukturmaterial (HSM)
(WA nach 3a; Actiniden: 0,1% Pu; 0,03% U, Np, Am, Cm)

3.2 Feedklärschlamm (FKS)

3.2.1 Allgemein

Die bei der Wiederaufarbeitung aus dem Auflöser abgezogene Brennstofflösung enthält einen feinsuspendierten unlöslichen Rückstand. Die mitgeschleppten Feststoffteilchen geben in der Extraktion durch Akkumulation in den Phasengrenzflächen zu erheblichen hydraulischen Störungen Anlaß und werden daher vor der Einspeisung der Brennstofflösung in die Extraktion abgetrennt.

Für die Klärung der Brennstofflösung stehen Filtrieren oder Zentrifugieren zur Verfügung. Bei der Filtration würde voraussichtlich der abgetrennte Feedklärschlamm mit den Filtereinsätzen (Filterkerzen) zur Abfallkonditionierung gelangen.

Bei der Feedklärung durch Zentrifugieren wird der abgetrennte Rückstand aus der Zentrifuge ausgespült und als Schlamm in einen Betriebspufferbehälter zwischengelagert. Wegen der chemischen Verwandtschaft der Klärrückstände mit den im flüssigen hochaktiven Abfall stets in mehr oder minder großer Menge vorhandenen Niederschlägen, sollte nach Meinung des Autors der Feedklärschlamm bei der Verglasung des HAW mit zugemischt und verfestigt werden. Da jedoch noch keine Entscheidung hierüber gefallen ist, soll der Feedklärschlamm zur Zeit noch als ein separater Wastestrom betrachtet werden.

3.2.2 Menge und Zusammensetzung des Feedklärschlammes

Im Folgenden wird davon ausgegangen, daß der unlösliche Rückstand der Brennstofflösung durch Zentrifugieren abgetrennt wird und als Schlamm zur Konditionierung gelangt. Für die Verfestigung wird Zementieren angenommen.

Bei den Auflösungen von LWR-Brennstoffen in der Laboranlage MILLI (KfK - IHCH) /11,18/ bzw. nach Literaturangaben /12,13/ wurden recht ähnliche Rückstandsmengen beobachtet. Übereinstimmend hiermit wurden die Referenzangaben nach /14/ übernommen, nämlich Gesamtmenge Feedklärschlamm

- 3 600 g / t SM
- davon 300 g / t SM Zircaloyspäne
- 3 300 g / t SM Löserückstände

Für die Fixierung des wärmeentwickelnden Feedklärschlammes durch homogene Zementierung wurde die Wärmeentwicklung als limitierender Faktor angesehen. Für die Zementierung in 400-l-Rollreifentfässern wurde in Tabelle 3.2/1 als maximale Wärmeleistung 150 W/Gebinde /16/ zugrunde gelegt.

Tabelle 3.2/1 Spezifische Wastemengen von FKS bei limitierter Wärmeleistung

Kühlzeit (nach Reaktor entnahme)	Wärmeleistung des FKS W / t SM	Zahl der Gebinde bei max. 150 W/Geb.
3 a	250	1,8
4 a	125	0,9
5 a	66	0,5

Geht man bei der Einlagerung in einzelne Bohrlöcher von maximal 150 W pro 400 l Faß aus, so kann nach einer Kühlzeit von ca. 5 Jahren mit einer spezifischen Wastemenge von

- 0,5 Gebinden / t SM

gerechnet werden.

3.2.3 Gehalt an Spaltprodukten und Actiniden

Für die Abschätzung des Gehalts an Spaltprodukten und Actiniden wurde von einer Referenzzusammensetzung des Feedklärschlammes /14/, die in Tabelle 3.2/2 wiedergegeben ist, ausgegangen.

Tabelle 3.2/2 Referenzzusammensetzung von Feedklärschlamm /14/

Komponenten	Anteile		
Gesamtmenge	3 600 g/t U		
hiervon Zircalloyspäne	300 g/t U		
Spaltproduktelemente	2 160 g/t U	davon in Gew.-%	
		Ru	40
		Rh	7
		Pd	7
		Tc	3
		Mo	17
	Rest (Zr, Te, Sn, Ag...)		26
Uran	5 Gew.-% vom Rückstand = 0,018 % vom Durchsatz		
Plutonium	0,3-1 Gew.-% vom Rückstand = 0,1 - 0,4 % vom Durchsatz		

Einige fehlende Spaltprodukt- und Actinidenelemente wurden auf Grund diverser Analysenergebnisse abgeschätzt und ergänzt. Der Anteil der Elemente Cs, Sr, Ce und Seltene Erden, Sn und Sb ist jedoch ziemlich unsicher und beruht zum Teil auf Einzelanalysen, zum Teil nur auf Schätzungen (aufgrund chemischer Verwandtschaften). In weiteren Untersuchungen sollten insbesondere die Anteile an Cs, Sr, Sn, Sb, Ce und Seltene Erden geklärt werden.

Die für die Berechnung verwendeten Werte sind in Tabelle 3.2/3 zusammengefaßt.

3.2.4 Aktivität und Wärmeleistung

Die Ergebnisse der Berechnung der Aktivitäten und der Wärmeleistung von FKS ist in Tabelle 3.2/4 bzw. 3.2/5 gelistet und in Fig. 3.2-1 bzw. 3.2-3 aufgezeichnet. Zusätzlich ist in Fig. 3.2-2 und 3.2-4 die Aktivität bzw. Wärmeleistung einzelner Spaltprodukte dargestellt.

Die Aktivität des Feedklärschlammes wird in den ersten 10 Jahren (nach Reaktorentnahme des Brennstoffs) von Ru/Rh-106 bestimmt. Danach bis ca. 200 Jahre fällt die Spaltproduktaktivität im Wesentlichen mit der Cs-137/Ba-137m und Sr/Y-90 Aktivität ab. Von etwa 100 bis 3000 Jahre ist die Aktivität der Transurane (insbesondere Am und Pu) dominierend, nach ca. 3000 Jahren schließlich von den langlebigen Spaltprodukten (Tc-99).

Die Wärmeleistung wird bis 10 Jahre von Ru/Rh-106 bestimmt, danach vom Anteil Cs-137/Ba-137m und Sr/Y-90. Ab ca. 50 Jahren Zerfallszeit-bis dahin ist die Wärmeleistung um ca. 3 Zehnerpotenzen abgefallen - dominiert die Wärmeleistung der Transurane (Am und Pu-Isotope).

TABELLE 3.2/3 REFERENZZUSAMMENSETZUNG VON FEEDKLAERSCHLAMM (FKS) AUS LWR
BRENNSTOFF (DWR-BRENNSTOFF; ABBRAND 33 GWD/T SM)

[HCH-H-80/14

ELEMENT (1 A KUEHLZEIT)				NUKLID		AKTIVITAET			
BERECH. KONZ. IM BRENNSTOFF (G/T SM)	ANTEIL IM FKS			BERECH. KONZ. IM BRENNSTOFF (G/T SM)	KONZ. IM FKS (G/T SM)	KUEHLZEIT 3 A (CI/T SM)			
	W/O VOM DURCHS.	W/O IM FKS	KONZ. IM FKS (G/T SM)						
SPALTPRODUKTE: (**)									
CS	2730	0.16	0.2	4.3	CS-134	79.3	0.128	84.6	
					CS-135	296	0.474	0.0005	
					CS-137	1190	1.9	158	
SR	889	0.1	0.05	1.08	SR-90	539	0.655	85.3	
BA	1430				BA-137M	< 2.E-4		150	
Y	465	< 0.1	?	0.022	Y-90	0.628	0.0006	0.003	
					Y-91	0.628	0.0006	0.003	
LA	1220	< 0.1	?						
CE	2560 (*)	0.25	0.3	6.5	CE-144	149	0.377	203	
PR	1130	< 0.1	?		PR-144	0.006	5.E-6	203	
ND	3920	< 0.1	?						
PM	143	< 0.1	?	0.0065	0.14	PM-147	143	0.143	75.5
SM	723	< 0.1	?	0.034	0.72	SM-151	13.2	0.0132	0.35
EU	146	< 0.1	?	0.0068	0.15	EU-154	39.7	0.0398	9.2
						EU-155	13.0	0.013	4.6
ZR	3560	1.82	3	64.8	ZR-93	716	13.0	0.033	
					ZR-95	1.47	0.0268	0.21	
NB	1.76	1.8	(1.E-5)	0.03	NB-95	1.75	0.031	0.48	
MD	3380	10.9	17	367					
TC	798	11	4	86.4	TC-99	788	86.4	1.47	
RU	2240	38.6	40	864	RU-106	77.3	29.8	25200	
RH	488	31.0	7	151	RH-106	7.E-5		25200	
PD	1220	12.4	7	151	PD-107	198	25.3	0.013	
AG	66.0		?	0.2	4.3	AG-110M	0.21	0.0137	8.8
CD	67.9		?	< 0.5					
SN	46.4		?	< 0.3	6.5	SN-126	19.2	2.68	0.076
SB	15.3	28.1	0.2	4.3	SB-125	6.86	1.93	1220	
					SB-126/M			0.087	
TE	450	9.6	2	43.2	TE-125M	0.096	0.0092	297	
					TE-127	< 5.E-4		1.17	
SUMME SPALTPRODUKTE									
	28200		81	1756				53000	
ACTINIDEN:									
U	956000	0.018	5	180	U-234	153		2.1E-4	
					U-235	7960		3.2E-6	
					U-236	3960		4.8E-5	
					U-238	944000	177.6	6.0E-5	
NP	426	0.1	0.012	0.43	NP-237	426	0.426	3.0E-4	
PU	9060	0.2	0.5	18	PU-238	136	0.27	4.62	
					PU-239	5010	9.95	0.62	
					PU-240	2290	4.54	1.04	
					PU-241	1160	2.30	216	
					PU-242	468	0.930	0.0036	
AM	178	0.1	0.008	0.18	AM-241	90.1	0.091	1.03	
					AM-242M	0.436	0.0004	0.0043	
					AM-242	5.E-6		0.0043	
					AM-243	87.7	0.093	0.018	
CM	22.3	0.1	0.0006	0.02	CM-242	2.93	0.0029	0.435	
					CM-243	0.333	0.0003	0.016	
					CM-244	18.8	0.0188	1.41	
					CM-245	0.125	0.0001	2.2E-5	
					CM-246	0.096	0.0001	3.1E-5	
SUMME TRANSURANE			0.51	18.7				225	
ZIRCALOY-4 SPAENE				300				3.5	
KORROSIONSPRODUKTE				6	190				

*) CE WURDE AUS GEMESSENER AKTIVITAET ABGESCHAETZT UND FUER DIE UEBRIGEN LANTHANIDEN EIN ETWAS GERINGERER ANTEIL ANGENOMMEN (KEINE CHEMISCHE FRAKTIONIERUNG)

**) MENGE FKS 3600 G/T SM, DAVON SPALTPRODUKTE 2160 G/T SM
ACTINIDEN 200 G/T SM
ZIRCALOY-4 300 G/T SM

TABELLE 3.2/4 AKTIVITÄT VON FEEDKLAERSCHLAMM VON LWR-BRENNSTOFF
(ABBRAND 33 GWD/T SM)

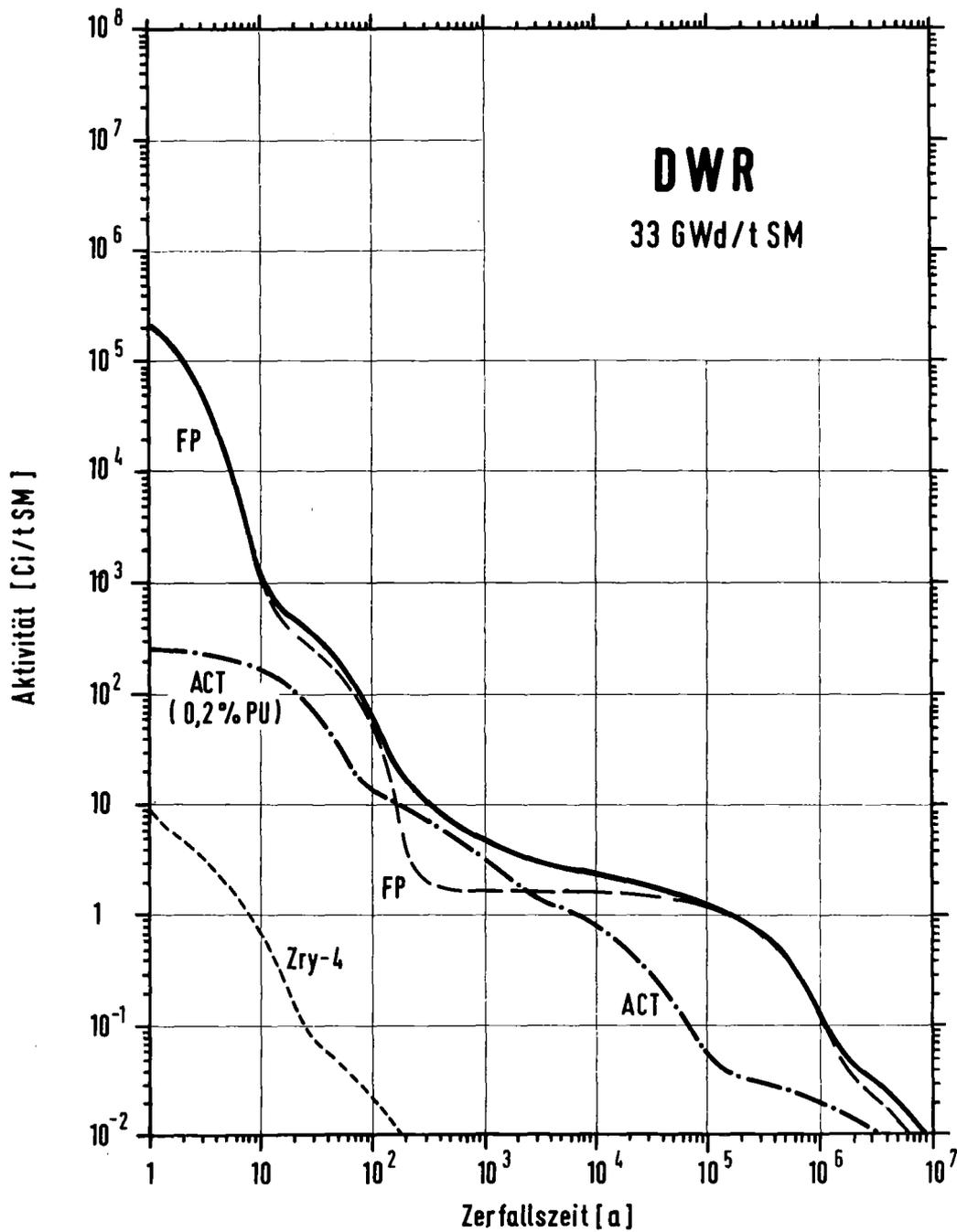
THCH-H-80/L5

ELEMENT	GEW-% IM FKS I A	NUKLID	AKTIVITÄT (Ci/T SM)							
			ZERFALLSZEIT							
			1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
SPALTPRODUKTE										
CS	0.2	CS-134	166	84.6	43.2	22.0	8.04	0.28	-	-
		CS/BA-137/M	323	308	294	280	262	208	32.7	-
SR	0.05	SR/Y-90	179	171	163	155	144	114	16.9	-
CE	0.3	CE/PR-144	2400	406	68.2	11.5	0.80	0.0001	-	-
PM	0.0065	PM-147	128	75.5	44.5	26.3	11.9	0.85	-	-
SM	0.034	SM-151	0.353	0.347	0.342	0.337	0.329	0.305	0.164	0.0002
EU	0.0068	EU-154	10.8	9.2	7.8	6.7	5.2	2.34	0.0037	-
		EU-155	6.1	4.6	3.5	2.6	1.7	0.43	6.E-6	-
ZR	3	ZR/NB-93/M	0.033	0.036	0.038	0.041	0.044	0.052	0.054	0.064
		ZR/NB-95	576	0.21	8.E-5	-	-	-	-	-
TC	4	TC-99	1.47	1.47	1.47	1.47	1.47	1.47	1.47	1.46
RU	40	RU/RH-106	199400	50400	12740	3220	410	0.41	-	-
PD	7	PD-107	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013
SN	0.3	SN/SB-126/M	0.163	0.163	0.163	0.163	0.163	0.162	0.162	0.162
SB	0.2	SB/TE-125/M	2200	1520	915	554	261	21.2	-	-
TE	2	TE-127/M	250	2.37	0.023	0.0002	-	-	-	-
SUMME FP			205000	53000	14300	4280	1110	349	51.6	1.71
ACTINIDEN										
U	5	U-GESAMT	3.0E-4	3.8E-4	4.0E-4	4.2E-4	4.5E-4	5.5E-4	0.0012	0.002
NP	0.012	NP-237	3.0E-4	3.0E-4	3.0E-4	3.0E-4	3.1E-4	3.2E-4	5.1E-4	0.0017
PU	0.5	PU-GESAMT	244	222	202	184	160	101	5.83	1.55
		PU-238	4.65	4.62	4.55	4.48	4.37	4.04	2.15	0.0018
		PU-239	0.62	0.620	0.620	0.620	0.620	0.619	0.618	0.603
		PU-240	1.04	1.04	1.04	1.04	1.04	1.04	1.03	0.94
		PU-241	237	216	196	178	154	95.1	2.02	2.0E-5
		PU-242	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0035
AM	0.008	AM-GESAMT	0.32	1.05	1.70	2.30	3.08	4.97	7.19	1.72
		AM-241	0.30	1.03	1.68	2.27	3.06	4.95	7.12	1.72
		AM-242M	0.0042	0.0042	0.0041	0.0041	0.0040	0.0039	0.0027	4.5E-5
		AM-242	0.0042	0.0042	0.0041	0.0041	0.0040	0.0039	0.0027	4.5E-5
		AM-243	0.018	0.018	0.018	0.018	0.018	0.017	0.017	0.016
CM	0.0006	CM-GESAMT	11.1	1.86	1.34	1.23	1.09	0.75	0.038	8.4E-5
		CM-242	9.6	0.44	0.023	0.0043	0.0033	0.0032	0.0022	3.7E-5
		CM-243	0.017	0.016	0.016	0.015	0.014	0.011	0.0016	-
		CM-244	1.52	1.41	1.30	1.21	1.08	0.74	0.034	-
SUMME ACT			256	225	206	188	165	107	13.4	3.4
ZIRCALOY-4 SPAENE			12.1	3.5	2.1	1.4	0.82	0.20	0.024	0.0007
GESAMT			205000	53200	14500	4470	1270	456	64	5.1

TABELLE 3.2/5 WAERMELEISTUNG VON FEEDKLAERSCHLAMM VON LWR-BRENNSTOFF
(DWR-BRENNSTOFF; ABBRAND 33 GWD/T SM)

IHCN-H-80/16

ELEMENT			WAERMELEISTUNG (W/T SM)							
GEW-% IM FKS	I A		ZERFALLSZEIT							
			1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
SPALTPRODUKTE										
CS	0.2	CS-134	1.69	0.86	0.44	0.22	0.082	0.0028	-	-
		CS/BA-137/M	0.78	0.76	0.73	0.70	0.65	0.52	0.081	-
SR	0.5	SR/Y-90	0.59	0.57	0.54	0.52	0.48	0.38	0.057	-
CE	0.3	CE/PR-144	9.6	1.62	0.27	0.046	0.003	-	-	-
PM	0.0065	PM-147	0.046	0.027	0.016	0.0094	0.0043	0.0004	-	-
EU	0.0068	EU-154	0.097	0.082	0.070	0.060	0.047	0.021	0.00003	-
		EU-155	0.0044	0.0034	0.0025	0.0019	0.0013	0.0003	-	-
ZR	3	ZR/NB-95	6.5	0.03	-	-	-	-	-	-
TC	4	TC-99	0.00074	0.00074	0.00074	0.00074	0.00074	0.00074	0.00074	0.00073
RU	40	RU/RH-106	963	244	61.4	15.5	1.97	0.002	-	-
SN	0.3	SN/SB-126/M	0.0013	0.0013	0.0013	0.0013	0.0013	0.0013	0.0013	0.0012
SB	0.2	SB/TE-125/M	6.7	4.0	2.5	1.48	0.71	0.057	-	-
TE	2	TE-127/M	0.23	0.0022	0.00002	-	-	-	-	-
SUMME FP			990	251	66	18.6	3.94	0.98	0.140	0.0020
ACTINIDEN										
U	5	U-GESAMT	8.2E-6	9.0E-6	9.8E-6	1.1E-5	1.2E-5	1.5E-5	3.5E-5	5.8E-5
NP	0.012	NP-237	9.1E-6	9.2E-6	9.2E-6	9.3E-6	9.3E-6	9.8E-6	1.6E-5	5.1E-5
PU	0.5	PU-GESAMT	0.21	0.21	0.21	0.21	0.20	0.19	0.12	0.048
		PU-238	0.154	0.153	0.151	0.148	0.145	0.134	0.071	0.00006
		PU-239	0.019	0.019	0.019	0.019	0.019	0.019	0.019	0.019
		PU-240	0.032	0.032	0.032	0.032	0.032	0.032	0.032	0.029
		PU-241	0.0073	0.0067	0.0060	0.0055	0.0048	0.0029	0.00006	-
		PU-242	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001
AM	0.008	AM-GESAMT	0.011	0.035	0.056	0.076	0.102	0.165	0.24	0.057
		AM-241	0.010	0.034	0.056	0.075	0.10	0.16	0.24	0.057
		AM-243	0.00058	0.00058	0.00058	0.00058	0.00057	0.00057	0.00057	0.00052
CM	0.0006	CM-GESAMT	0.40	0.066	0.047	0.043	0.038	0.026	0.0013	2.9E-6
		CM-242	0.35	0.016	0.00083	0.00016	0.00012	0.00012	8.2E-5	1.4E-6
		CM-244	0.053	0.049	0.046	0.042	0.038	0.026	0.0012	-
SUMME TRANSURANE			0.63	0.31	0.31	0.33	0.34	0.38	0.36	0.105
ZIRCALOY-4 SPAENE			0.051	0.022	0.016	0.012	0.008	0.0021	1.2E-5	2.2E-6
GESAMT			990	251	66	18.9	4.28	1.36	0.50	0.107



IHCH-H-80-75

Fig.3.2-1 Aktivität von Spaltprodukten, Actiniden und Zircaloy-Spänen im Feedklärschlamm
(Actiniden : 0,2 % Pu ; 0,02 % U ; 0,1 % Np, Am, Cm)

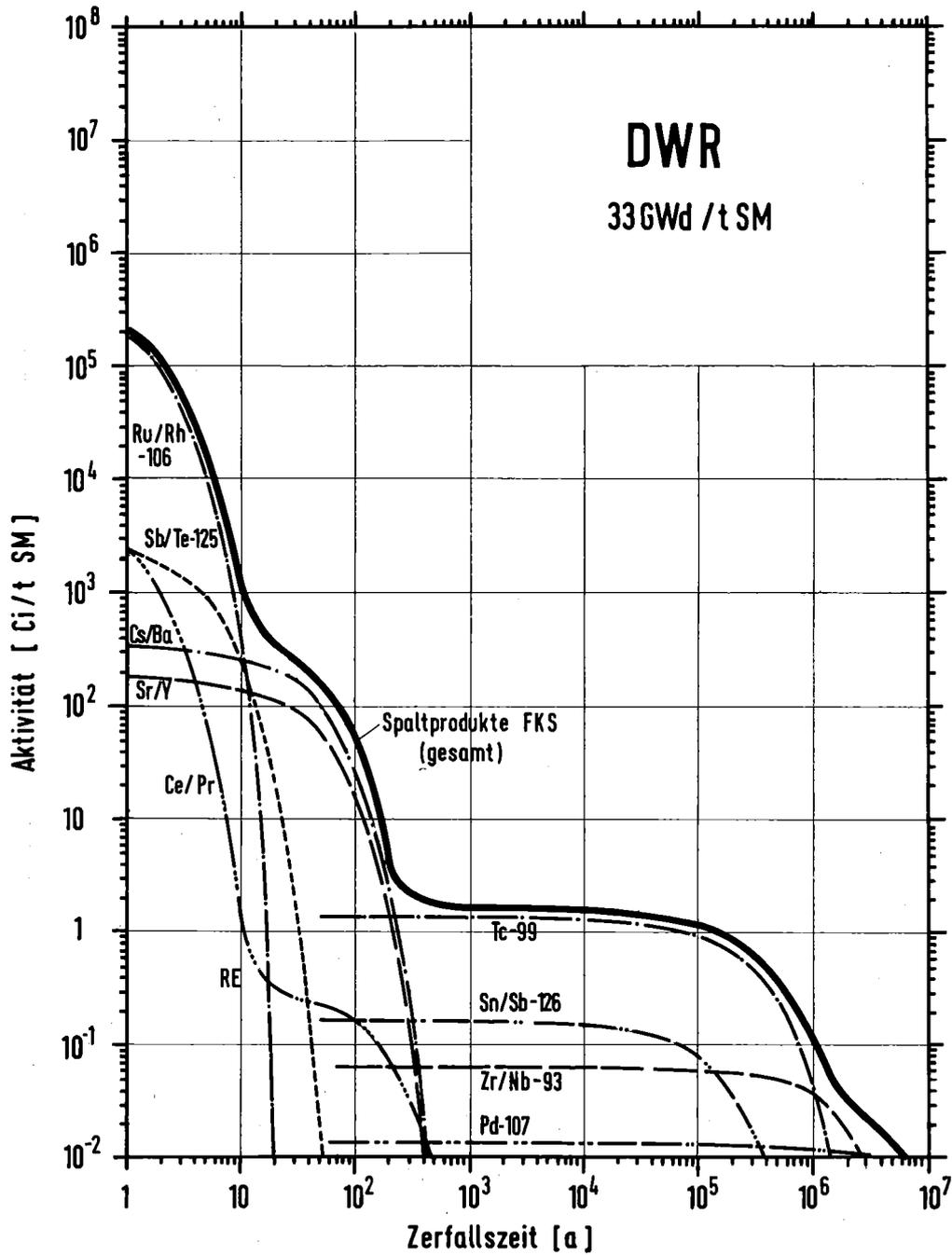
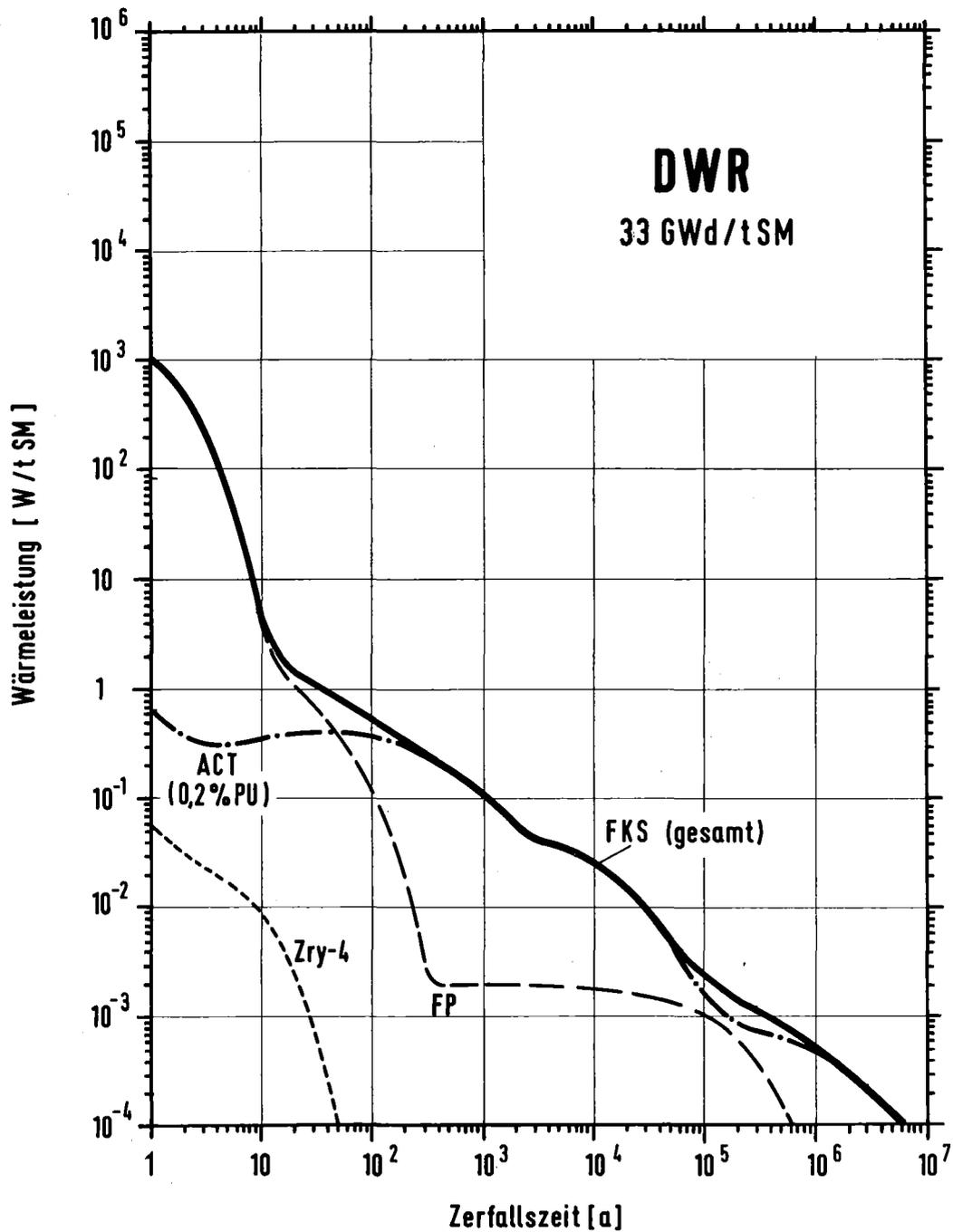


Fig.3.2-2 Aktivität einzelner Spaltprodukte im Feedklärschlamm



IHCN-H-80-76

Fig.3.2-3 Wärmeleistung von Spaltprodukten, Actiniden und Zircaloy-Spänen im Feedklärschlamm
(Actiniden : 0,2 % Pu ; 0,02 % U ; 0,1% Np, Am, Cm)

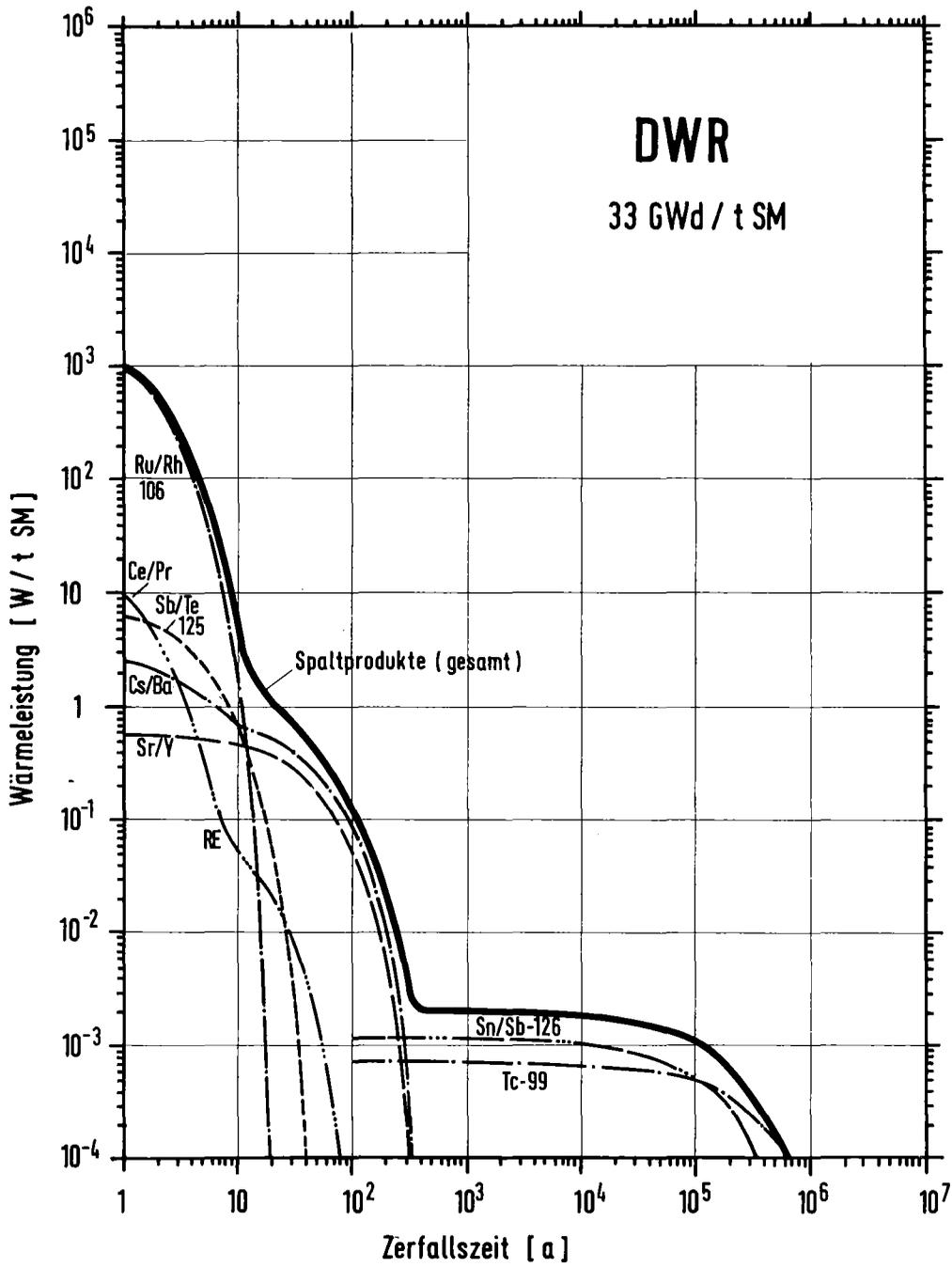


Fig. 3.2-4 Wärmeleistung einzelner Spaltprodukte im Feedklärschlamm

3.3 Wäßriger, mittelaktiver Prozeßabfall (MLLW)

3.3.1 Allgemein

Im gesamten Wiederaufarbeitungsprozeß fallen verschiedene α -kontaminierte Abfallströme an. Unter wäßrigem Prozeß-MAW wird hier der mittelaktive, wäßrige Abfallstrom mit hoher Salzkonzentration aus dem Wiederaufarbeitungsprozeß verstanden. Nicht inbegriffen sind hier Konzentrate aus der Wasserreinigung bei der Brennelementlagerung, Dekowaste aus der Wiederaufarbeitungsanlage, der zum Teil relativ hohe Pu-Konzentrationen aufweist, oder Sekundärwaste aus der Abfallbehandlung und Konditionierung, da deren Nuklidinventare nicht abgeschätzt werden konnten.

Der salzhaltige Abfall aus den Lösungsmittelwäschen des Wiederaufarbeitungsprozesses kommt dadurch zustande, daß das organische Lösungsmittel nach Durchlaufen der Extraktionszyklen einer Kombination von alkalischer und saurer Wäsche unterzogen wird, um Radiolyse- und Zersetzungsprodukte sowie Spaltprodukte und Actiniden zu entfernen. Die alkalischen Wäschen (mit Natriumkarbonat und Natriumhydroxid) bedingen den hohen Salzgehalt der Waschabwässer.

3.3.2 Menge und Zusammensetzung

Aus dem Chemikalienverbrauch der Extraktionsmittelwäsche errechnet sich folgende Salzfracht für den MAW /19/:

$$1350 \text{ mol NaNO}_3 / \text{t SM} = 115 \text{ kg NaNO}_3 / \text{t SM}$$

Das spezifische Volumen des wäßrigen Prozeß-MAW (Konzentrat) wäre demnach

$$0.29 \text{ m}^3 \text{ MAWC} / \text{t SM bei } 400 \text{ g Salz/l}$$

Bei einer Begrenzung des Salzgehalts auf 10 % des zementierten Produkts ergibt sich

$$\begin{aligned} &0.60 \text{ m}^3 \text{ zementierter MAW} / \text{t SM} \quad (\rho = 2 \text{ g/cm}^3) \\ &\sim 1.6 \text{ Stück } 400 \text{ l Fässer} / \text{t SM} \quad (\text{Füllung } 360 \text{ l/Faß}) \end{aligned}$$

3.3.3 Gehalt an Spaltprodukten und Actiniden

Die Abschätzung des Radionuklidinventars im wäßrigen MAW erfolgte auf Grund von Überlegungen zur Abtrennung der nichtflüchtigen Spaltprodukte und der Transurane im 1. Extraktionszyklus der Wiederaufarbeitung. Vereinfachend wurde angenommen, daß der wäßrige Prozeß-MAW alle Spaltprodukte enthält, die nicht im HAW oder FKS abgetrennt wurden. Die obere Grenze der Nuklide, die nicht in das hochaktive Raffinat gelangen, wird durch die Dekontaminationsfaktoren der Co-dekontamination im 1. Extraktionszyklus der Wiederaufarbeitung bestimmt. Nach Vorgabe dieser Faktoren, lassen sich die Mengen an Spaltprodukten und Actiniden sowie der zeitliche Abfall von Aktivität, Wärmeleistung etc. mit dem Rechenprogramm KORIGEN-79 berechnen.

Für die Abtrennung der Spaltprodukte im Co-dekontaminationsschritt des 1. Extraktionszyklus wurden folgende Dekofaktoren angenommen:

	DF
Cs/Ba	10^4
Sr/Y	10^4
Seltene Erden	$2 \cdot 10^4$
Zr/Nb	200
Ru/Rh	100
übrige Spaltprod.	10^3

Der Gehalt an Actiniden im wäßrigen Prozeß-MAW wurde wie folgt geschätzt:

	% vom Durchsatz
U	0.3
Np	0.5
Pu	0.2
Am	0.01
Cm	0.01

3.3.4 Aktivität und Wärmeleistung

Die Ergebnisse der Berechnung der Radioaktivität und der Wärmeleistung von Spaltprodukten und Actiniden im wäßrigen Prozeß-MAW sind in Tabelle 3.3/1 und 3.3/2 zusammengefaßt und in Fig.3.3-1 bis Fig.3.3-4 graphisch dargestellt.

Nach mehr als 10 Jahren Zerfallszeit dominiert die Aktivität bzw. die Wärmeleistung der Transurane. Bei den einzelnen Spaltprodukt nukliden wird die Aktivität bis ca. 10 Jahre von Ru/Rh-106, danach von Cs-137/Ba-137m und Sr/Y-90 bestimmt. Nach mehr als 300 Jahren Zerfallszeit verbleibt langfristig eine niedrige Restaktivität von Zr/Nb-93 und Tc-99 bestimmend.

Die Aktivität einzelner Transurane ist in Fig.3.3-3 in ihrem zeitlichen Verlauf aufgezeichnet. Sie wird bestimmt durch den Zerfall der Pu-Isotope und des Am-241, das aus dem Zerfall von Pu-241 nachgebildet wird.

TABELLE 3.3/1 AKTIVITÄT VON WAESSRIGEM MITTELAKTIVEM PROZESSABFALL AUS DER WA VON LWR-BRENNSTOFF
(DWR-BRENNSTOFF; ABBRAND 33 GWd/T SM)

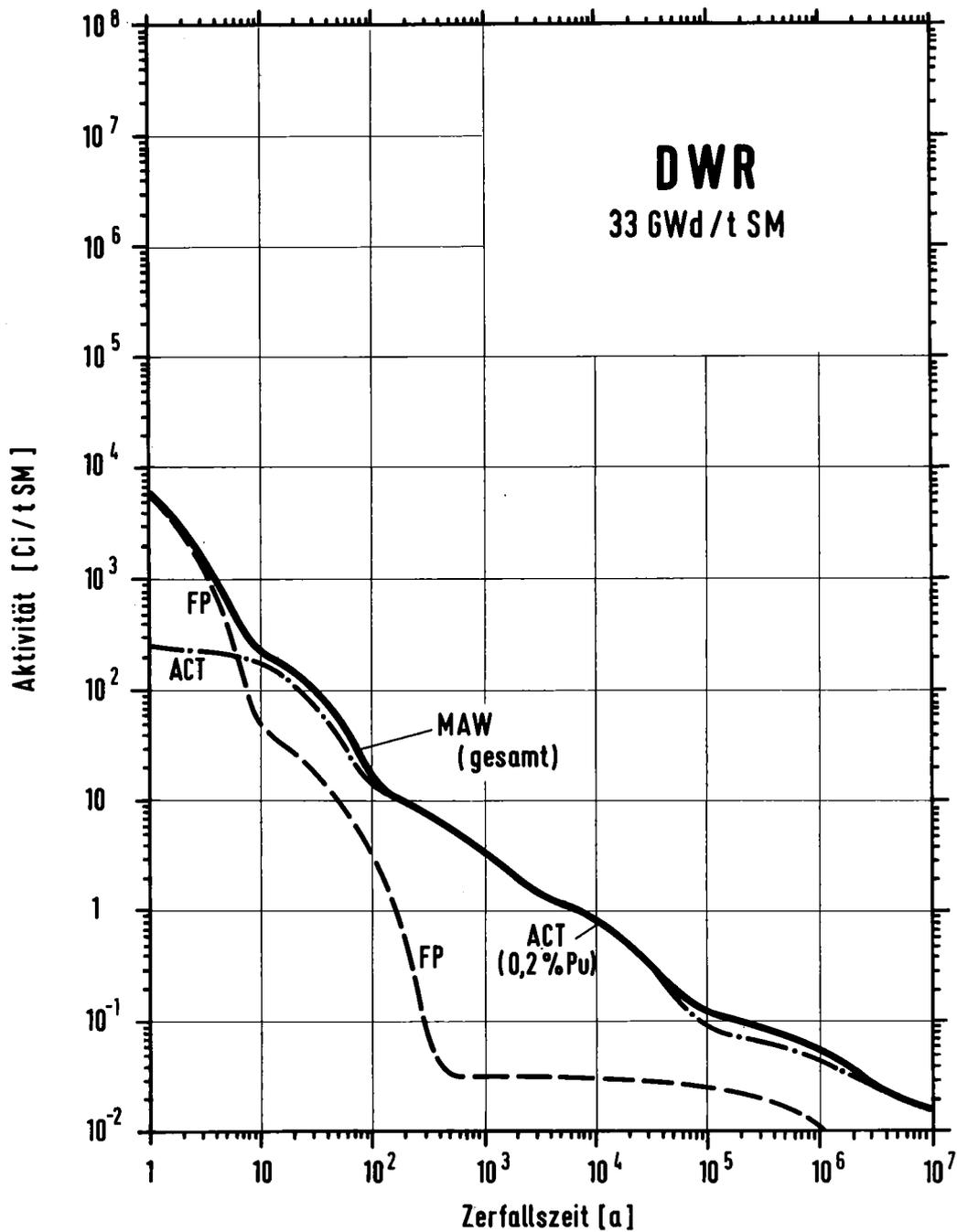
IHC-H-80/18

ELEMENT	MENGE (G/T SM)	NUKLID	AKTIVITÄT (Ci/T SM)							
			ZERFALLSZEIT							
			1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
SPALTPRODUKTE										
CS	0.273	CS-134	10.5	5.35	2.73	1.39	0.51	0.018	-	-
		CS/BA-137/M	20	19.4	18.5	17.7	16.5	13.1	2.1	-
SR	0.084	SR/Y-90	14.7	14.0	13.4	12.8	11.9	9.4	1.4	-
CE	0.128	CE/PR-144	47.6	8.0	1.35	0.23	0.016	-	-	-
PM	0.0071	PM-147	6.6	3.9	2.3	1.36	0.61	0.44	-	-
SM	0.036	SM-151	0.017	0.017	0.017	0.017	0.016	0.015	0.008	-
EU	0.0073	EU-154	0.54	0.46	0.39	0.33	0.26	0.12	0.0018	-
		EU-155	0.30	0.23	0.17	0.13	0.086	0.021	-	-
ZR	17.8	ZR-93	0.0090	0.0090	0.0090	0.0090	0.0090	0.0090	0.0090	0.0090
		ZR/NB-95	501	0.186	-	-	-	-	-	-
TC	0.79	TC-99	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013	0.013
RU	22.4	RU/RH-106	5180	1310	330	83.6	10.6	0.011	-	-
PD	1.22	PD-107	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001
AG	0.0066	AG-110M	1.0	0.135	0.018	0.0023	0.0001	-	-	-
SN	0.019	SN/SP-126/M	0.0012	0.0012	0.0012	0.0012	0.0012	0.0012	0.0012	0.0012
SB	0.015	SB/TE-125/M	8.9	5.4	3.2	1.97	0.92	0.075	-	-
TE	0.45	TE-127	2.6	0.025	0.0001	-	-	-	-	-
SUMME FP			5850	1370	373	120	41.8	23.0	3.5	0.033
ACTINIDEN										
U 2970		U-GESAMT	0.0052	0.0052	0.0052	0.0053	0.0053	0.0054	0.0061	0.0069
		U-234	0.0034	0.0034	0.0034	0.0035	0.0035	0.0036	0.0043	0.0051
		U-235	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005
		U-236	0.00077	0.00077	0.00077	0.00077	0.00077	0.00077	0.00077	0.00077
		U-238	0.00095	0.00095	0.00095	0.00095	0.00095	0.00095	0.00095	0.00095
NP	2.13	NP-237	0.0015	0.0015	0.0015	0.0015	0.0015	0.0015	0.0017	0.0028
PU	18.1	PU-GESAMT	246	224	204	186	161	102	58.3	1.55
		PU-238	4.65	4.58	4.51	4.44	4.34	4.01	2.13	0.0017
		PU-239	0.62	0.62	0.62	0.62	0.62	0.62	0.62	0.60
		PU-240	1.04	1.04	1.04	1.04	1.04	1.04	1.03	0.94
		PU-241	240	218	198	180	155	95.1	2.04	-
		PU-242	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036	0.0036
AM	0.018	AM-GESAMT	0.034	0.77	1.43	2.03	2.82	4.74	7.01	1.67
		AM-241	0.03	0.76	1.43	2.02	2.82	4.73	7.01	1.67
		AM-242/M	0.00084	0.00084	0.00083	0.00082	0.00081	0.00078	0.00054	0.00009
		AM-243	0.0018	0.0018	0.0018	0.0018	0.0018	0.0018	0.0018	0.0016
CM	0.0022	CM-GESAMT	1.13	0.187	0.134	0.123	0.109	0.075	0.0038	-
		CM-242	0.97	0.044	0.0023	0.0004	0.0003	0.0003	0.0002	-
		CM-243	0.0017	0.0016	0.0016	0.0015	0.0014	0.0011	0.00016	-
		CM-244	0.15	0.14	0.13	0.12	0.108	0.074	0.0034	-
SUMME ACTINIDEN			247	225	206	188	164	107	12.9	3.2
GESAMT			7000	1600	600	308	206	130	16.4	3.2

TABELLE 3.3/2 WÄRMELEISTUNG VON WÄSSRIGEM, MITTELAKTIVEM PROZESSABFALL AUS DER WA VON LWR-BRENNSTOFF
(DWR-BRENNSTOFF; ABBRAND 33 GW/D/T SM)

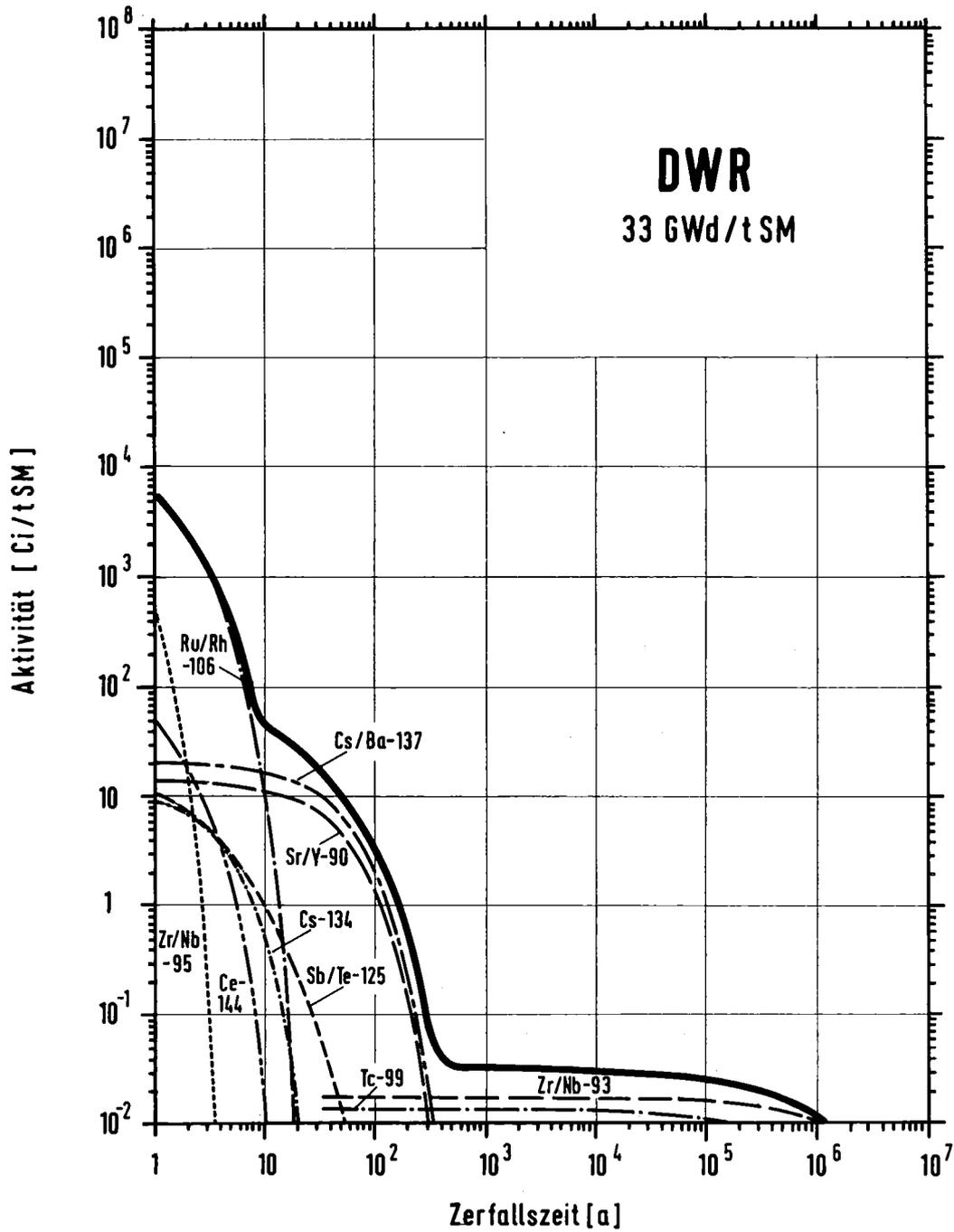
IFCH-H-80/19

ELEMENT	MENGE G/T SM 1 A	NJKLID	WÄRMELEISTUNG (W/T SM)							
			ZERFALLSZEIT							
			1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
SPALTPRODUKTE										
CS	0.273	CS-134	0.107	0.054	0.028	0.014	0.0052	0.0002	-	-
		CS/BA-137/M	0.050	0.048	0.046	0.044	0.041	0.033	0.0051	-
SR	0.089	SR/Y-90	0.049	0.047	0.045	0.043	0.040	0.031	0.0047	-
CE	0.128	CE/PR-144	0.19	0.032	0.0054	0.0009	0.00006	-	-	-
PM	0.0071	PM-147	0.0024	0.0014	0.0008	0.0005	0.0002	0.00002	-	-
EU	0.0073	EU-154	0.0048	0.0041	0.0035	0.0030	0.0023	0.0010	0.0005	-
		EU-155	0.00022	0.00017	0.00013	0.0001	0.00006	-	-	-
ZR	17.8	ZR/NB-95	2.5	0.0009	-	-	-	-	-	-
RU	22.4	RJ/RH-106	24.9	6.31	1.60	0.44	0.054	0.00002	-	-
AG	0.0066	AG-110M	0.017	0.0023	0.0003	-	-	-	-	-
SB	0.015	SB/TE-125/M	0.024	0.014	0.0087	0.0052	0.0025	0.00005	-	-
SUMME FP			28.0	6.52	1.73	0.51	0.14	0.065	0.0098	0.00002
ACTINIDEN										
U 2870		U-GESAMT	0.00015	0.00015	0.00015	0.00015	0.00015	0.00015	0.00017	0.00019
NP	2.13	NP-237	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00009
PU	18.1	PU-GESAMT	0.21	0.21	0.207	0.204	0.200	0.187	0.122	0.048
		PU-238	0.154	0.152	0.149	0.147	0.144	0.133	0.071	0.00006
		PU-239	0.019	0.019	0.019	0.019	0.019	0.019	0.019	0.0187
		PU-240	0.033	0.033	0.033	0.033	0.033	0.032	0.032	0.029
		PU-241	0.0074	0.0067	0.0061	0.0055	0.0048	0.003	0.00006	-
		PU-242	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001
AM	0.018	AM-GESAMT	0.0011	0.025	0.047	0.067	0.094	0.157	0.23	0.056
		AM-241	0.001	0.025	0.047	0.067	0.094	0.16	0.23	0.055
		AM-243	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005	0.00005
CM	0.0022	CM-GESAMT	0.041	0.0066	0.0047	0.0043	0.0038	0.0026	0.0001	-
		CM-242	0.035	0.0016	0.00008	0.00002	0.00001	0.00001	0.00001	-
		CM-243	0.00006	0.00006	0.00005	0.00005	0.00005	0.00004	-	-
		CM-244	0.0053	0.0049	0.0046	0.0042	0.0038	0.0026	0.0001	-
SUMME ACT			0.26	0.24	0.26	0.28	0.30	0.35	0.36	0.104
GESAMT			28.3	6.76	1.99	0.79	0.44	0.42	0.37	0.104



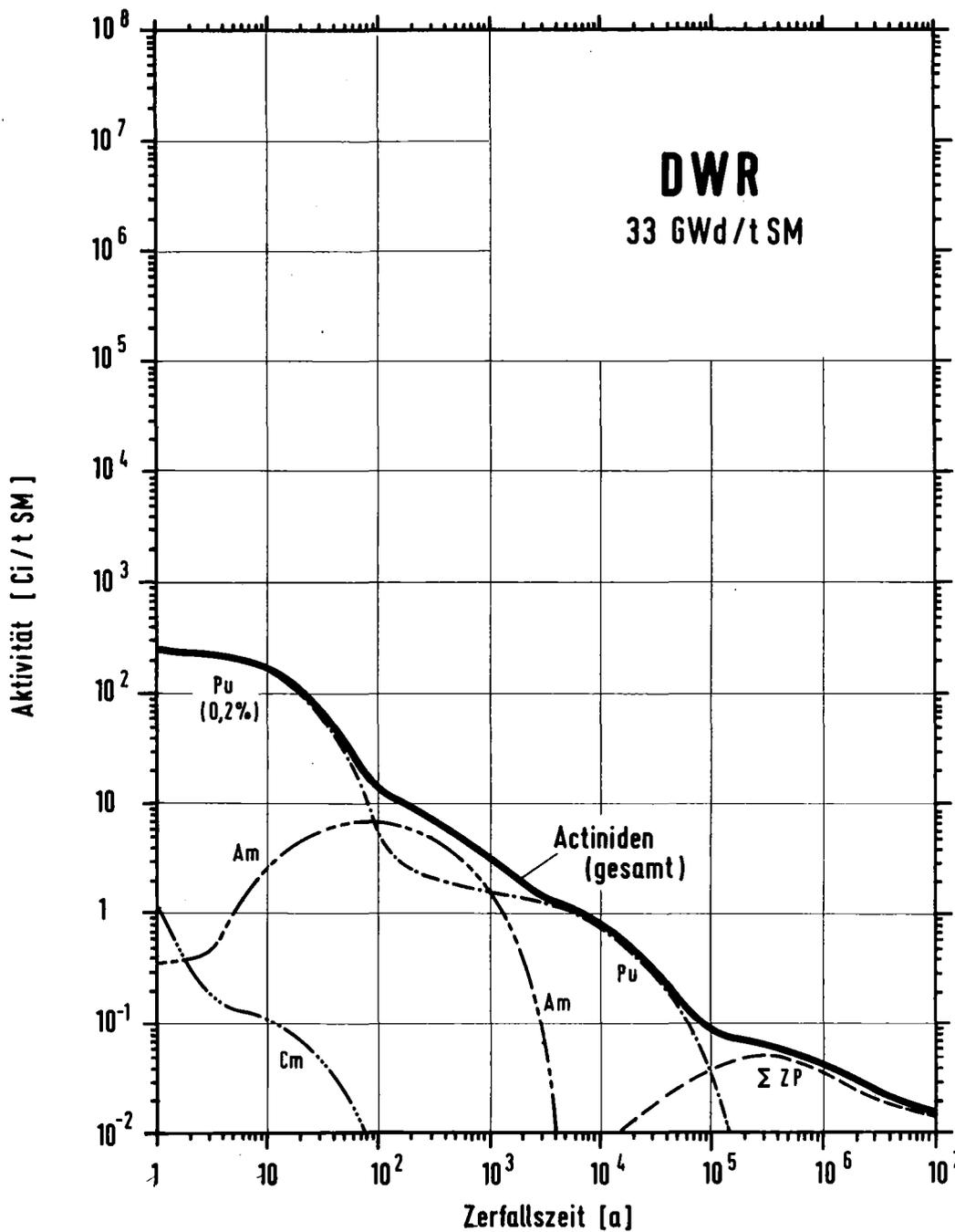
INCH-H-80-52

Fig. 3.3-1 Aktivität von Spaltprodukten und Actiniden im flüssigen mittelaktiven Prozeßabfall der Wiederaufarbeitung (Actiniden : 0,2% Pu ; 0,3% U ; 0,5% Np ; 0,01% Am, Cm)



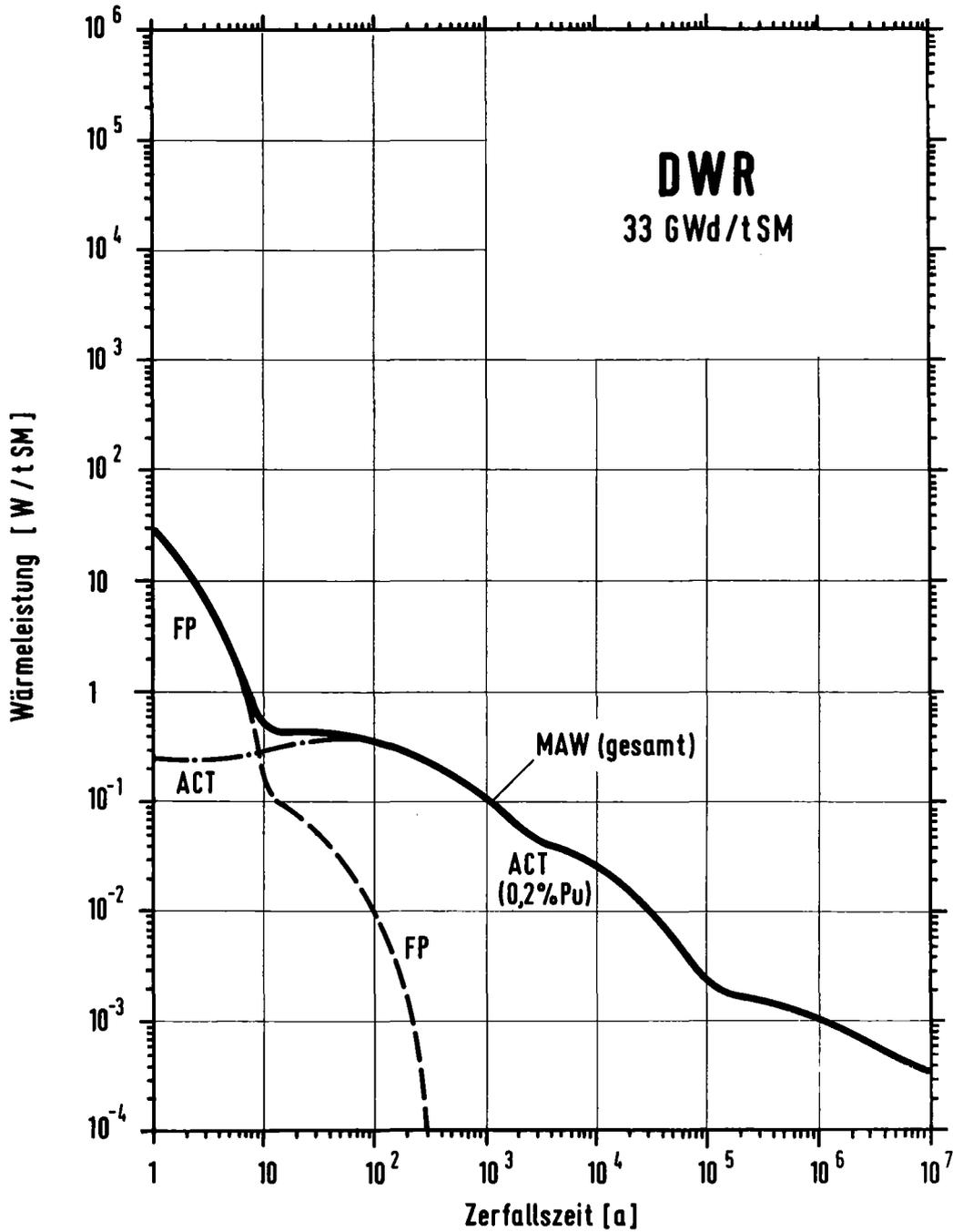
INCH-H-80-54

Fig.3.3-2 Aktivität einzelner Spaltprodukt-nuklide im flüssigen Prozeß-MAW aus der Wiederaufarbeitung



INCH - H - 80 - 53

Fig.3.3-3 Aktivität einzelner Actiniden im flüssigen Prozeß-MAW aus der Wiederaufarbeitung
(Actiniden : 0,2% Pu ; 0,3% U ; 0,5% Np ; 0,01% Am, Cm ;
Σ ZP = Summe der Zerfallsprodukte Pa-Pb)



IHCH-H-80-55

Fig.3.3 - 4 Wärmeleistung von Spaltprodukten und Actiniden im flüssigen Prozeß-MAW aus der Wiederaufarbeitung (Actiniden: 0,2 % Pu ; 0,3 % U ; 0,5 % Np ; 0,01 % Am, Cm)

3.4 Fester schwachaktiver Alpha-Abfall (α -LAW)

3.4.1 Allgemein

Beim festen, schwachaktiven α -Abfall handelt es sich um den plutoniumhaltigen, brennbaren Waste aus der Mischoxidherstellung und -verarbeitung, d. h. überwiegend aus Handschuhkästen stammenden Abfällen (Zellstoff, Kunststoffe, Gummi etc.).

Für die Konditionierung und Endlagerung werden alternative Verfahrenswesen praktiziert und entwickelt, wie

- Verpackung in 10-l-Blehbüchsen und Überbetonieren in 400-l-Rollreifenfässern;
- Zerkleinern und quasi homogene Fixierung mit Zementmörtel in 200- oder 400-l-Rollreifenfässern;
- Verbrennung (z. B. durch Pyrolyse oder Naßveraschung) und homogene Zementierung der Asche. Bei einer Naßveraschung der Abfälle ist darüberhinaus eine >90 %ige Rückgewinnung des Plutoniums möglich.

Diese Alternative der Veraschung der festen α -Abfälle soll hier nicht näher betrachtet werden.

3.4.2 Menge

Bei der Verfahrensweise der Verpackung des festen α -LAW in 10-l-Blehbüchsen sollen je 21 Büchsen in 3 Lagen in einem 400-l-Rollreifenfaß (d. h. 210-l-Füllung) mit Zementmörtel eingebettet werden. Eine Fixierung der Abfälle innerhalb der Büchsen erfolgt nicht.

Abgeleitet vom Jahresdurchsatz der Wiederaufarbeitungsanlage und der Verarbeitung des gewonnenen Plutoniums (8,9 kg Pu/t SM) zu Mischoxidbrennstoff wurde eine Rohabfallmenge von ca. $1000 \text{ m}^3/\text{a}$ bezogen auf 1400 jato WA-Anlage geschätzt /14/ und eine spezifische Wastemenge berechnet von:

$$- 0.72 \text{ m}^3/\text{t SM} \quad \text{bzw. } 3,4 \text{ Gebinde/t SM.}$$

Bei der Verfahrensalternative der Zerkleinerung, Vermischung mit Zement und "homogener" Fixierung des brennbaren, festen α -LAW wurden in Vorversuchen /17/ 40 kg Abfall im 200-l-Rohreifenfaß konditioniert. Geht man von einer Dichte des brennbaren Rohabfalls von 0.15 kg/l aus, so errechnet sich eine Fixierung von 267 l Rohabfall pro 200-l-Faß, d.h.

- 0.54 m³/t SM

entsprechend

- 2.7 Gebinde/t SM (200-l-Rohreifenfaß) oder
- 1.4 Gebinde/t SM (400-l-Rohreifenfaß).

3.4.3 Gehalt an Actiniden

Da die Abfälle bei der Verarbeitung des bei der Wiederaufarbeitung gewonnenen und gereinigten Plutoniums anfallen, kann davon ausgegangen werden, daß der α -LAW keine Spaltprodukte, sondern nur Pu und U enthält. Auch für das zur MOX-Herstellung verwendete U wird angenommen, daß es sich um Uran aus der Wiederaufarbeitung handelt (Isotopenvektor z.B. U-234/235/236/238 = 0.016/0.83/0.42/98.7%).

Je nach Zeitraum der Zwischenlagerung des Plutoniums zwischen der Endreinigung bei der Wiederaufarbeitung und der Verarbeitung zu Mischoxid wird sich ein entsprechender Anteil Am-241 aus dem Pu-241 (Halbwertszeit 14.9 a) nachbilden. Bei größerem Zeitraum für die Zwischenlagerung, wird das Am-241 in einem separaten Trennschritt vor der Verarbeitung abgetrennt und fällt als flüssiger α -LAW an (ca. 7 g Am-241/t SM pro Jahr /14/), der mit dem wäßrigen MAW verarbeitet werden soll. Nach Meinung des Autors sollten demgegenüber die konzentrierten Raffinate mit höherer Am-241-Konzentration dem HAW, in dem sich ohnehin das Americium aus dem Brennstoff befindet, zugeschlagen und damit einer Verglasung zugeführt werden.

Für den festen α -LAW wird aber angenommen, daß zum Zeitpunkt der Entstehung des Rohabfalls nur vernachlässigbar kleine Mengen an Am-241 enthalten sind.

Für den Gehalt an Pu und U im festen α -LAW wurden die Werte der DWK-Planung übernommen, nämlich

- Pu-Verlust 1 % vom Durchsatz
- U-Verlust 0,14 % vom Durchsatz (bezogen auf U_{neu})

entsprechend

- 85 g Pu/t SM und 1 370 g U/t SM.

Für die Berechnung der Zerfallskurven wurde die Isotopenzusammensetzung der Elemente U und Pu nach 3 Jahren Kühlzeit angesetzt.

Auf die Abfallgebinde umgerechnet, ergeben sich die Werte der Tabelle 3.4/1:

Tabelle 3.4/1 Pu- und U-Konzentration pro α -LAW-Gebinde
(bei 1% Pu- und 0,14% U-Verlust)

Größe	Gebinde [Geb/t SM]	Pu-Konzentration		U-Konzentration		
		[g/Geb]	[g/m ³]	[g/Geb]	[g/m ³]	
Einbetonierte Büchsen:						
400-1-Faß	3.4	25	62.5	400	1 000	
Quasi homogen fixierte Abfälle:						
200-1-Faß	2.7	31.5	157	507	2 540	
400-1-Faß	1.35	63	157	1 015	2 540	

Kernbrennstoffbegrenzung in den bisherigen ASSE-Einlagerungsbedingungen

Nach Tabelle 3.4/1 liegt der Pu-Gehalt in allen Gebinden für die betrachteten Fälle der Konditionierung von α -LAW über dem Grenzwert der bisherigen ASSE-Einlagerungsbedingungen, die den Kernbrennstoffgehalt auf 15 g pro Gebinde (gleichgültig ob 200-l-Faß oder VBA) beschränkt hatte. Dieser niedrige Wert scheint eher in Anlehnung an Richtlinien für den Transport, als aus Gründen der Kritikalität im Endlager entstanden zu sein, und es ist kein Grund zu sehen, im Falle des Bundesendlagers einen ähnlich niedrigen Wert pro Gebinde oder pro m^3 Volumen zu fordern. Wenn Kritikalitätsrechnungen überhaupt eine Begrenzung erforderlich machen, dann erscheint es eher sinnvoll, eine Begrenzung der durchschnittlichen Konzentration in einer Lagerkammer vorzusehen.

Für einen Wert von 15 g Kernbrennstoff würden sich bei einer Isotopenzusammensetzung von ca. 70 % Pu_{fiss} (ca. 21g Gesamt-Pu) unter den obigen Randbedingungen

- 4.1 Gebinde (200-l-Fässer) /t SM

ergeben.

3.4.4 Aktivität und Wärmeleistung

Die Resultate der Berechnung der Aktivität und Wärmeleistung sind in Tabelle 3.4/2 bzw. 3.4/3 zusammengestellt. Der zeitliche Verlauf von Aktivität und Wärmeleistung ist zusammen mit den Beiträgen der einzelnen Actiniden in Fig. 3.4/1 bzw. in Fig. 3.4/2 gezeichnet.

Die Aktivität der Pu-haltigen Abfälle sinkt in den ersten 100 Jahren um mehr als eine Größenordnung durch den Zerfall von Pu-241 ab, danach zwischen 100 und 10^5 Jahren um ca. 3 Größenordnungen mit der Halbwertszeit des Am-241 und des Pu-239.

TABELLE 3.4/2 AKTIVITÄT VON FESTEN, SCHWACHAKTIVEN ALPHA-ABFÄLLEN DER MOX-FABRIKATION
(DWR-BRENNSTOFF, ABBRAND 33 GWD/T SM)

IHCH-H-80/21

ELEMENT (*)	NUKLID	AKTIVITÄT (CI/T SM)							
		ZERFALLSZEIT							
MENGE (G/T SM)		1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
U 1370.	U-GESAMT		0.0022	0.0026	0.0027	0.0028	0.0033	0.0065	0.0102
NP -	NP-237					1.E-5	6.E-5	0.0008	0.0055
PU 84.9	PU-GESAMT		1060	968	881	766	483	27.7	7.34
	PU-238		21.8	21.5	21.2	20.7	19.1	10.2	0.0081
	PU-239		2.95	2.95	2.95	2.95	2.95	2.95	2.87
	PU-240		4.94	4.94	4.94	4.94	4.93	4.89	4.44
	PU-241		1030	938	852	738	456	9.7	-
	PU-242		0.017	0.017	0.017	0.017	0.017	0.017	0.017
AM -	AM-241		0.0	3.15	6.0	9.8	18.9	30.1	7.2
GESAMT			1060	971	887	776	502	57.8	14.5

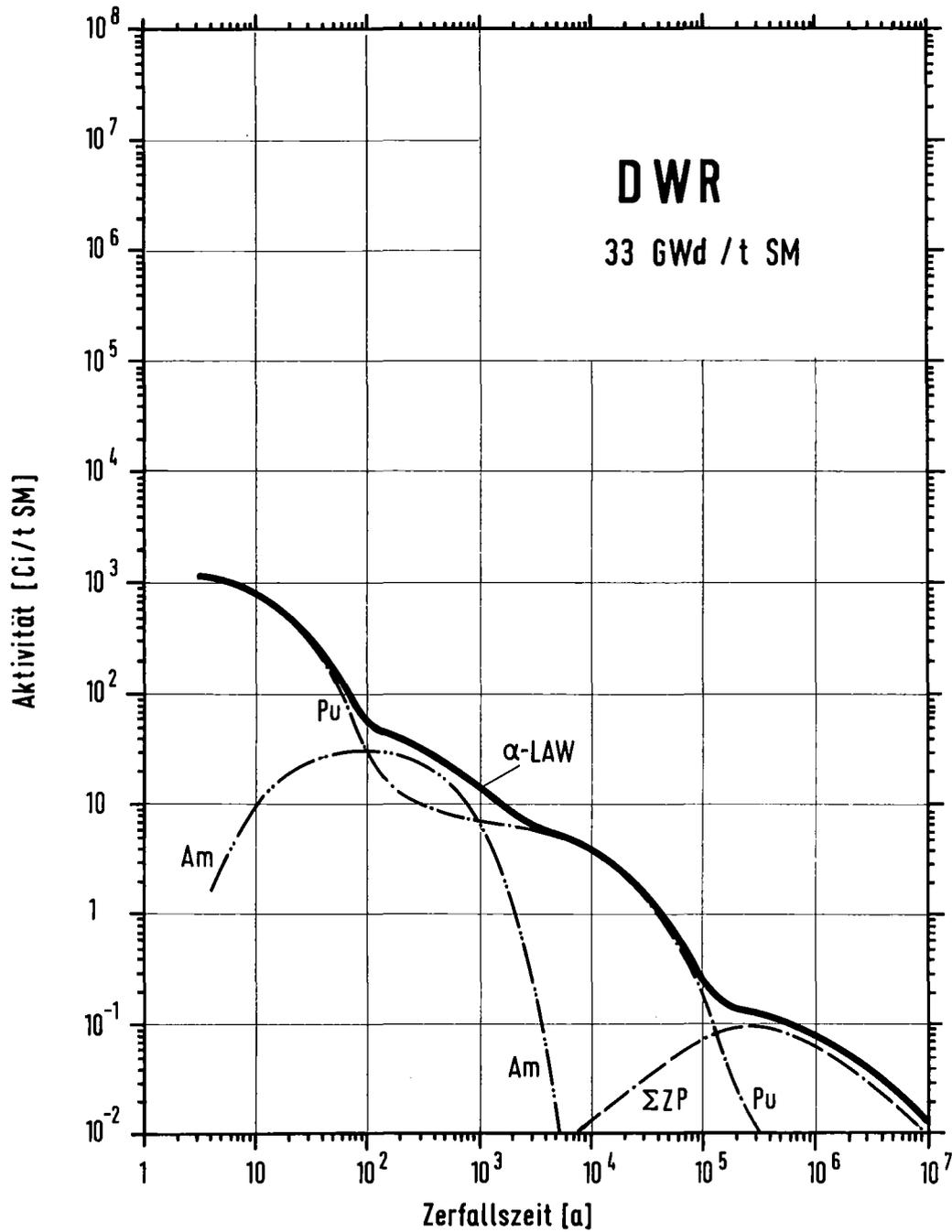
*) ACTINIDEN-GEHALT: 1.0 % PU, 0.14 % U VOM DURCHSATZ (BEZOGEN AUF U-NEU)

TABELLE 3.4/3 WÄRMELEISTUNG VON FESTEN, SCHWACHAKTIVEN ALPHA-ABFÄLLEN DER MOX-FABRIKATION
(DWR-BRENNSTOFF; ABBRAND 33 GWD/T SM)

IHCH-H-80/22

ELEMENT (*)	NUKLID	WÄRMELEISTUNG (W/T SM)							
		ZERFALLSZEIT							
MENGE (G/T SM)		1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A	1000 A
U 1370.	U-GESAMT		6.2E-5	6.6E-5	7.0E-5	7.5E-5	9.1E-5	1.8E-4	2.9E-4
PU 84.9	PU-GESAMT		1.0	0.98	0.97	0.95	0.89	0.58	0.23
	PU-238		0.72	0.71	0.70	0.69	0.63	0.34	0.0003
	PU-239		0.091	0.091	0.091	0.091	0.091	0.088	-
	PU-240		0.15	0.15	0.15	0.15	0.15	0.15	0.14
	PU-241		0.032	0.029	0.026	0.023	0.014	0.0003	-
	PU-242		0.0005	0.0005	0.0005	0.0005	0.0005	0.0005	-
AM -	AM-241		0.0	0.105	0.20	0.33	0.63	1.00	0.24
GESAMT			1.00	1.09	1.17	1.28	1.52	1.58	0.47

*) ACTINIDEN-GEHALT: 1.0 % PU, 0.14 % U VOM DURCHSATZ (BEZOGEN AUF U-NEU)



THCH-H-80-86

Fig.3.4-1 Aktivität einzelner Actiniden im festen α -LAW
(WA nach 3a; Actiniden: 1 % Pu, 0.14 % U)

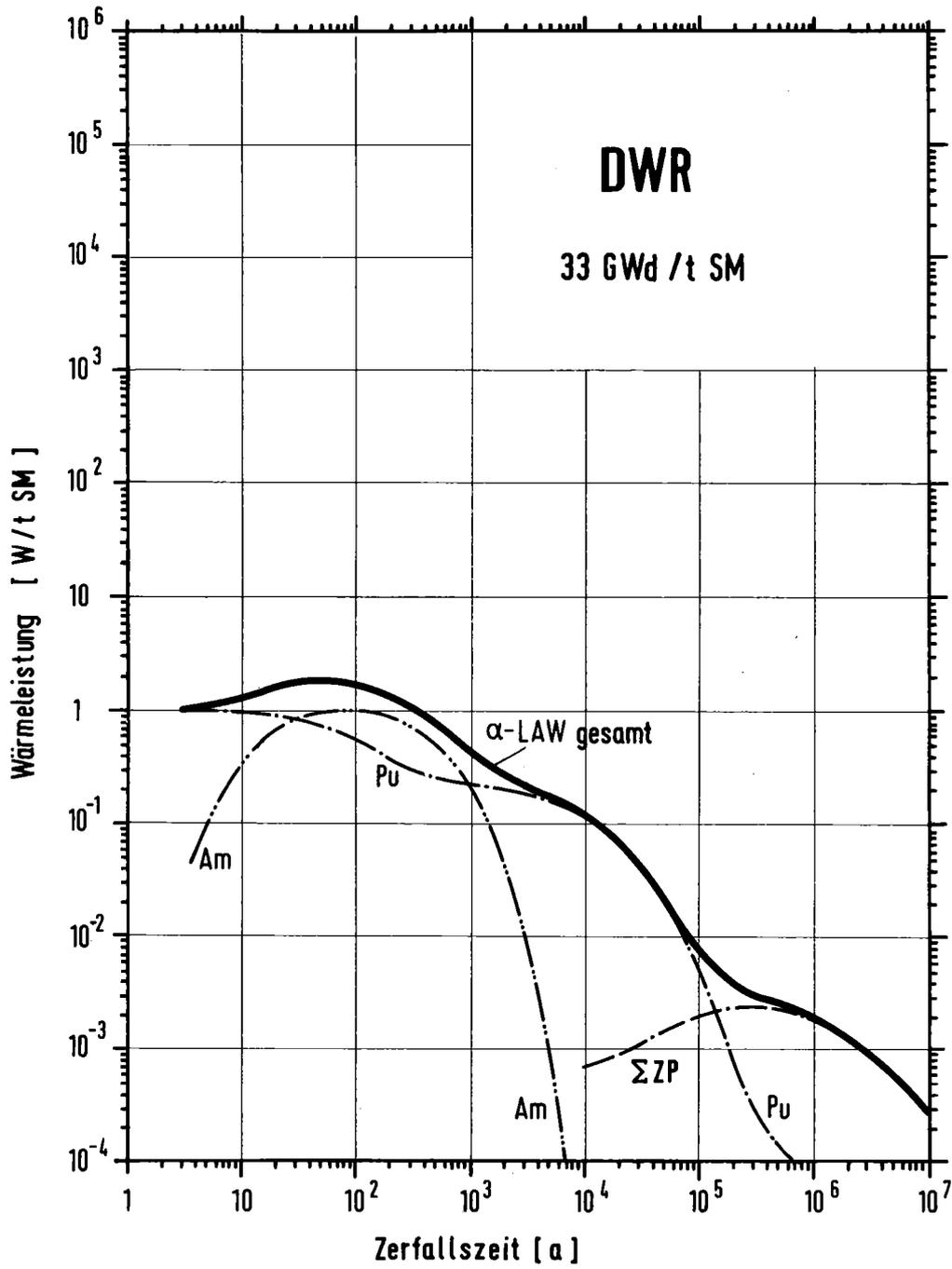


Fig.3.4-2 Wärmeleistung einzelner Actiniden im festen schwach-aktiven α -Abfall (α -LAW)
(WA nach 3a, Actiniden: 1% Pu, 0,14 % U)

3.5 Reaktorbetriebsabfall (MAW)

3.5.1 Allgemein

Beim Betrieb von Leichtwasserreaktoren fallen routinemäßig kleine Volumina mittelaktive und große Volumina schwachaktive Abfälle an. Im Zusammenhang mit den hier betrachteten Abfällen wurden die mittelaktiven Abfälle der DWR wegen des höheren Nuklidinventars ausgewählt. Die Nuklidzusammensetzung wurde aus einigen Angaben der Reaktorbetreiber über die gemessene Aktivität an γ -Strahlern abgeschätzt.

3.5.2 Menge

Zur Abschätzung der Mengen an MAW aus dem DWR-Betrieb wurde von folgenden Vorgaben ausgegangen:

- DWR 1300 MW_e
- jährliche BE-Entladung 35 t
- Rohabfall 2.4 m³/a
- Aktivität \leq 300 Ci/m³
dementsprechend 720 Ci/a bzw. ca. 20 Ci/t SM.

Für die Fixierung der Abfälle in 200-l-Rollreifenfässern mit verlorener Betonabschirmung (VBA 1.2 m³) wird ein Volumenänderungsfaktor 2 angenommen /20/. Damit errechnet sich ein spezifischer MAW-Anfall von

- 0.82 m³ (VBA)/t SM.

3.5.3 Aktivität und Wärmeleistung

Für die Ermittlung der Aktivität und Nuklidzusammensetzung wurde von einer Gesamtaktivität von 300 Ci/m³ Rohabfall und einer Kühlzeit von 4 Monaten ausgegangen. In Tabelle 3.5/1 wurde die prozentuale Gammaverteilung aufgeführt und daraus auf die Menge geschlossen.

Tabelle 3.5.1 Aktivität von mittelaktivem Reaktorbetriebsabfall (Kühlzeit 4 Monate)

Nuklid	Halbwertszeit	Anteil γ -Aktivität			Masse [g/t SM]
		[%]	[Ci/m ³]	[Ci/t SM]	
Mn-54	312 d	5	15	1	1.3E-4
Co-58	71 d	10	30	2	6.3E-5
Co-60	5.3 a	35	105	7	6.2E-3
Sb-124	60 d	5	15	1	5.7E-5
Cs-134	2.1 a	15	45	3	2.4E-3
Cs-137	30.1 a	30	90	6	0.07
Summe			300	20	

Es errechnet sich eine Gesamtaktivität von

$$\leq 30 \text{ Ci/Gebinde} \quad \text{bzw.} \quad \leq 25 \text{ Ci/m}^3 \quad (\text{VBA})$$

Die Wärmeleistung liegt bei

$$\leq 0.2 \text{ W/Gebinde.}$$

Der zeitliche Abfall der Aktivität des Reaktorbetriebsabfalls (MAW) ist in Fig. 2.2-1 und die Zerfallskurve der Aktivität pro Volumeneinheit des kontaminierten Abfalls in Fig. 2.2-2 und die Wärmeleistung in Fig. 2.2-3 eingetragen.

TABELLE 3.5/2 AKTIVITAET UND WAERMELEISTUNG VON MITTELAKTIVEM REAKTORBETRIEBSABFALL (DWR; JAEHRLICHE BRENNSTOFFENTLADUNG 35 T SM)

IHCH-H-91/1

NUKLID	ZERFALLSZEIT							
	0.3 A	1 A	3 A	5 A	7 A	10 A	20 A	100 A
AKTIVITAET (CI/T SM)								
MN-54	1.0	0.57	0.11	0.0044	0.0004			
CO-58	2.0	0.17	0.0001					
CO-60	6.8	6.2	4.8	3.7	2.8	1.9	0.51	-
SB-124	1.0	0.053	-					
CS-134	3.1	2.5	1.3	0.64	0.33	0.12	0.0042	-
CS/BA-137	6.0	11.4	10.9	10.4	9.9	9.3	7.4	1.15
SUMME	20	20.9	17.0	14.7	13.1	11.3	7.9	1.15
WAERMELEISTUNG (W/T SM)								
CO-58	0.012	0.001	-					
CO-60	0.11	0.095	0.073	0.056	0.043	0.029	0.0078	-
CS-134	0.032	0.025	0.013	0.0065	0.0033	0.0012	-	
CS/BA-137	0.007	0.029	0.027	0.026	0.025	0.023	0.018	0.0029
SUMME	0.17	0.15	0.114	0.089	0.071	0.053	0.026	0.0029

4. L i t e r a t u r v e r z e i c h n i s :

/1/ H. O. HAUG

"Anfall, Beseitigung und relative Toxizität langlebiger Spaltprodukte und Actiniden in den radioaktiven Abfällen der Kernbrennstoffzyklen."

KfK-2022 (1975)

/2/ H. O. HAUG

"Some aspects and long-term problems of high-level and actinide-contaminated spent fuel reprocessing wastes from the U-Pu and Th-U fuel cycles."

Proc. Symp. "Management of Radioactive Wastes from the Nuclear Fuel Cycle", IAEA, Vol II (1976) 233-42

/3/ H. O. HAUG

"Relative toxicity and long-term problems of actinide bearing wastes from fuel reprocessing."

Proc. Symp. "Waste Management '76", Tucson, Oct. 3-6, (1976) 262-71

/4/ H. W. WIESE

"Stand der im KfK verfügbaren Methoden und Daten zur Vorhersage des Verhaltens von Leichtwasserreaktor-Brennstoff im nuklearen Brennstoffkreislauf."

KfK-Nachrichten 11, Nr. 3 (1979) 76-80

/5/ U. FISCHER, M. MARZO

"Theoretische Analyse abgebrannter LWR-Brennstoffe auf der Basis neuer Kerndaten und Vergleiche mit Experimenten."

Reaktortagung 1980, Berlin 25.-27. März (1980) 461-4

- /6/ H. W. WIESE
"Einfluß einiger methodischer Verbesserungen am Abbrand-
und Zerfallsprogramm KORIGEN auf charakteristische
physikalische Eigenschaften entladenen LWR-Brennstoffs."
Reaktortagung 1980, Berlin 25.-27. März (1980) 465-8
- /7/ A. G. CROFF, M. A. BJERKE, G. W. MORRISON, L. M. PETRIE
"Revised uranium-plutonium cycle PWR and BWR models
for the ORIGEN computer code."
ORNL/TM - 6051 (1978)
- /8/ US - ERDA
"Alternatives for managing wastes from reactors and
post-fission operations in the LWR fuel cycle."
Report ERDA - 76-43 (1976) Vol 2
- /9/ I. L. JENKINS et al.
"The characterization of activities associated with
irradiated fuel element claddings."
European Applied Research Reports, to be published (1980)
- /10/ K. H. NEEB
unveröffentlichte Ergebnisse (1980)
- /11/ W. OCHSENFELD, H.-J. BLEYL
"Betriebserfahrungen in der Versuchsanlage MILLI
zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen."
Atomkernenergie-Kerntechnik 33 (1979) 251-4;

- /12/ E.J. WHEELWRIGHT et al.
"Partitioning of long-lived nuclides from radioactive waste - FY 1975 Annual Report".
Report NR-CONF-001 (1976) 152-206
- /13/ R.E. LEUCE, W.D. BOND
"Status of reprocessing methods for actinide partitioning"
Report NR-CONF-001 (1976) 133-146
- /14/ T. DIPPEL, H. KARTES, U. RIEGE
"Verfestigung von actinidenhaltigen Abfällen in keramischer Matrix".
KfK-3030 (1981)
- /15/ H. FROTSCHER
private Mitteilung (1980)
- /16/ P.-G. MAURER
unveröffentlichte Daten (1980)
- /17/ W. HEMPELMANN
private Mitteilung (1980)
- /18/ W. OCHSENFELD, H.-J. BLEYL
"Neue Ergebnisse in der Versuchsanlage MILLI aus Experimenten zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen".
KfK-2615 (1978) 139-59
- /19/ M. KELM, R. KÖSTER
"LAW- und MAW-Abfallströme aus einem Referenzentsorgungszentrum zur Wiederaufarbeitung von abgebrannten LWR-Brennelementen nach dem PUREX-Prozeß mit einem Durchsatz von 1000 Jahrestonnen".
KfK-2880 (1980)

/20/ R. BACHMANN, H. DYROFF, F.K. FLEISCHMANN, H. WITTE
Systemstudie "Radioaktive Abfälle in der Bundesre-
publik Deutschland".

SRA 6 (1977) 19-21

/21/ H.O. HAUG

"Zerfallsrechnungen verschiedener mittelaktiver und
actinidenhaltiger Abfälle des LWR-Brennstoffkreis-
laufes. Teil II. Radiotoxizitätsvergleich".

KfK-3222 (1981)

5. A b k ü r z u n g e n

LWR	Leichtwasserreaktor
DWR	Druckwasserreaktor (englisch PWR)
SWR	Siedewasserreaktor (englisch BWR)
SBR	Schneller Brutreaktor
MOX	Mischoxidbrennstoff
WA	Wiederaufarbeitung
BE	Brennelement
SM	Schwermetall (U + Pu)
FP	Spaltprodukte
ACT	Actiniden
ZP	Zerfallsprodukte
HAW	hochaktiver Abfall
MAW	mittelaktiver Abfall
HSM	Hüll- und Strukturmaterial
FKS	Feedklärschlamm
MLLW	wässriger mittelaktiver Prozeßabfall
α -LAW	leichtaktiver Alphaabfall (brennbar)
MZK	Maximal zulässige Konzentration
JAZ	Grenzwert der Jahresaktivitätszufuhr
ALI	Annual Limit of Intake
ARI	Jährlicher Radiotoxizitätsindex
ICRP-2	International Commission on Radiological Protection, Publication No. 2
1. SSVO	1. Strahlenschutzverordnung
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung (1976)
US-CFR	US Code of Federal Regulations
ORIGEN-73	Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code ORIGEN
KORIGEN-79	Karlsruher Version von ORIGEN (mit Jahreszahl)
VBA	Verlorene Betonabschirmung