

KfK 3014  
Januar 1983

**Verbesserte konsistente  
Berechnung des nuklearen  
Inventars abgebrannter  
DWR-Brennstoffe auf der Basis  
von Zell-Abbrand-Verfahren  
mit KORIGEN**

U. Fischer, H. W. Wiese  
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik  
Projekt Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung

**Kernforschungszentrum Karlsruhe**



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik  
Projekt Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung

KfK 3014  
PWA 76/82

Verbesserte konsistente Berechnung des nuklearen Inventars  
abgebrannter DWR-Brennstoffe auf der Basis von Zell-Abbrand-  
Verfahren mit KORIGEN

U.Fischer, H.W.Wiese

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH., Karlsruhe

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  
Postfach 3640, 76021 Karlsruhe

ISSN 0303-4003



## Zusammenfassung

Zur sicheren Handhabung, Bearbeitung und Lagerung abgebrannter Kernbrennstoffe ist die zuverlässige, experimentell abgesicherte Berechnung der Zusammensetzung des bestrahlten Brennstoffs, seiner Radioaktivität und Wärmefreisetzung sowie der emittierten Strahlung erforderlich. Für Druckwasserreaktoren wurde ein Zell-Abbrand-Verfahren entwickelt, das das nukleare Inventar unter Berücksichtigung reaktorspezifischer Kenngrößen wie Zellgeometrie, Anfangsanreicherung, Reaktorregelung zu bestimmen erlaubt.

Routinemäßige Rechnungen können mit reaktorspezifischen Wirkungsquerschnittssätzen aus dem Zell-Abbrand-Verfahren - abbrandabhängig für Actiniden auf neuester Karlsruher Datenbasis - mit dem Abbrand- und Zerfallsprogramm KORIGEN durchgeführt werden. Das Verfahren wird durch zahlreiche Vergleiche zwischen Rechnungen und Messungen abgesichert.

Zur Anwendung von KORIGEN ist die Eingabebeschreibung mit Beispielen beigelegt. Verfahrens- und datenmäßige Verbesserungen gegenüber ORIGEN werden beschrieben, Ergebnisse aus KORIGEN, ORIGEN- und ORIGEN2-Rechnungen werden miteinander verglichen.

Für Typ-BIBLIS Brennstoffe verschiedener Abbrände werden Brennstoff- und Wasteinventare angegeben.

Improved and Consistent Determination of the Nuclear Inventory of Spent PWR-Fuel on the Basis of Time-Dependent Cell-Calculations with KORIGEN

## Abstract

For safe handling, processing and storage of spent nuclear fuel a reliable, experimentally validated method is needed to determine fuel and waste characteristics: composition, radioactivity, heat and radiation. For PWR's, a cell-burnup procedure has been developed which is able to calculate the inventory in consistency with cell geometry, initial enrichment, and reactor control. Routine calculations can be performed with KORIGEN using consistent cross-section sets - burnup-dependent and based on the latest Karlsruhe evaluations for actinides - which were calculated previously with the cell-burnup procedure. Extensive comparisons between calculations and experiments validate the presented procedure.

For the use of the KORIGEN code the input description and sample problems are added. Improvements in the calculational method and in data are described, results from KORIGEN, ORIGEN and ORIGEN2 calculations are compared.

Fuel and waste inventories are given for BIBLIS-type fuel of different burnup.

<u>Inhaltsverzeichnis</u>	<u>Seite</u>
1. Einleitung	1
2. Generelle und einige spezielle Aspekte bei der Inventarbestimmung in DWR	3
2.1 Grundsätzliche Formulierung der physikalischen Problemstellung	8
2.2 Aspekte zum Zeitverhalten der effektiven Neutronenwirkungsquerschnitte	11
2.3 Gesichtspunkte bei der Lösung der Abbrandgleichungen	12
3. Effektive Neutronenwirkungsquerschnitte für Actiniden mit KfK-Daten und -Methoden	15
3.1 Erzeugung reaktorspezifischer, abbrandabhängiger Wirkungsquerschnitte für Actiniden	16
3.1.1 Das Programmsystem HAMKOR	16
3.1.2 Abbrandabhängige Wirkungsquerschnitte für Druckwasserreaktoren vom Typ BIBLIS	22
3.2 Vergleich der KfK- und ORNL-Wirkungsquerschnitte und -Verfahren zu deren Erzeugung	24
3.2.1 Das ORNL-Modell zur Erzeugung effektiver Actinidenquerschnitte	25
3.2.2 Vergleich des KfK- und des ORNL-Verfahrens zur Erzeugung effektiver Actinidenwirkungsquerschnitte	26
3.2.3 Vergleich der KfK-Wirkungsquerschnitte des BIBLIS-Typs 3.2 w/o U235 mit den ORNL-Querschnitten	29

	<u>Seite</u>
4. Modifikationen im stand-alone KORIGEN gegenüber dem Bell'schen ORIGEN	36
4.1 Dateneinsatz	36
4.1.1 Bereitstellung effektiver Wirkungsquerschnitte	38
4.1.2 Nuklidspezifische Spaltenergiefreisetzung	41
4.1.3 Verbesserte Berechnung der Neutronenemission bestrahlten Brennstoffs	44
4.1.4 Spezielle Datenkorrekturen	48
4.1.5 Einführung von Grenzwerten der Jahresaktivitätszufuhr (JAZ) als Maß für die Radiotoxizität	50
4.2 Datenkontrolle	51
4.2.1 Erweiterter Ausdruck der Übergangsmatrix	51
4.2.2 Ausdrucken von Zerfalls- und Produktionsketten	51
4.2.3 Ausdrucken reaktorspezifischer effektiver Neutronenwirkungsquerschnitte	52
4.3 Eingabe	55
4.3.1 Eingabeprotokoll	55
4.3.2 Eingabe von Elementen der Hüll- und Strukturmaterialien in gr/Basis	56
4.4. Ergebnistabellen	57
4.4.1 Reduktion der Haupttabellen auf interessierende Elemente oder Isotope	57

	<u>Seite</u>	
4.4.2	Cut-off für alle Haupttabellen	58
4.4.3	Summenwerte (Totals) über alle Nuklide	58
4.4.4	Getrennte Tabellen für die $\alpha$ -Aktivität	59
4.4.5	Relativer Cut-off für die Neutronen- emission	60
4.4.6	Ausgabe der Konzentrationen während der Bestrahlung in Gramm und/oder Grammatom	60
4.4.7	Variables Ausgabeformat	60
4.5	Weitere Änderungen und Neuerungen	61
4.5.1	Geänderte Berechnung der $\gamma$ -Wärmeleistung	61
4.5.2	Neutronen-Multiplikationsfaktor $k_{\infty}$	61
4.5.3	Änderung der Nomenklatur bei einigen Nukliden	62
4.6	Ergebnisauswertung	
4.6.1	Permanente Speicherung der Haupttabellen	62
5.	Vergleich von Ergebnissen konsistenter Inventar- rechnungen mit experimentellen Nachbestrahlungs- analysen für DWR	65
5.1	Vergleich mit experimentellen Analysen an aufgelösten Brennelementen aus dem DWR Obrigheim (KWO)	67
5.1.1	Vergleich zwischen Rechnung und Messung für U- und Pu-Isotope	71
5.1.2	Vergleich zwischen Rechnung und Messung für Am- und Cm-Isotope	72

	<u>Seite</u>
5.1.3 Vergleich zwischen Rechnung und Messung für einige Isotopenverhältnisse von Spaltprodukten	75
5.2. Vergleich mit experimentellen Analysen an Pellets aus dem DWR Obrigheim.	75
5.3 Vergleich mit experimentellen Analysen an bestrahlten Pellets aus dem DWR Trino Vercellese.	78
5.4 Ergänzende Vergleiche mit experimentell analysierten DWR-Batches.	80
5.4.1 SENA-Reaktor	80
5.4.2 Robinson-Reaktor	82
5.5 Zusammenfassende Wertung für DWR-Brennstoff	84
5.6 Vergleich mit Messungen an Pu-Brennstoff aus KWO	84
5.7 Vergleich der berechneten Nachzerfallswärme bei der thermischen Spaltung von U235 mit Experimenten	85
6. Vergleich KORIGEN/ORIGEN/ORIGEN2 für einen typischen DWR-Brennstoff	113
6.1 Actinideninventar	114
6.2 Spaltprodukte	117
6.3 Aktivität und Wärmeleistung	117
6.4 Neutronenemission	119
7. Referenzen	121

	<u>Seite</u>
Anhang	
A. Die Spektralparameter THERM, RES, FAST	127
A.1 Definition der Spektralparameter nach Bell und Diskussion der Näherungs- annahmen	127
A.2 Bedeutung der Spektralparameter für KORIGEN-Rechnungen	132
B. Eingaben für KORIGEN-Rechnungen	135
B.1 Eingabebeschreibung	135
B.2 Eingabebeispiele	149
B.3 Eingabe-Reproduktion	157
C. Die Datei KORIDATA	159
C.1 Inhalt der KORIDATA-Datei	159
C.2 Graphischer Vergleich abbrandabhängiger Actinidenquerschnitte von KfK und ORNL	184
D. Konsistent berechnete Brennstoff- und Waste- Inventare für DWR vom Typ BIBLIS	197
D.1 Typ BIBLIS 3.2 w/o U235, Abbrand 33 GWd/tU	199
D.2 Typ BIBLIS 3.4 w/o U235, Abbrand 36 GWd/tU	216
D.3 Typ BIBLIS 3.6 w/o U235, Abbrand 40 GWd/tU	233

## 1. Einleitung

Die Energieerzeugung in herkömmlichen Reaktoren beruht auf der in einer kontrollierten Kettenreaktion ablaufenden, neutroneninduzierten Spaltung schwerer Kerne und dem Umsetzen der kinetischen Energie der Kernbruchstücke und der Energie der beim Spaltprozeß freigesetzten Strahlung in Wärme.

Als Brennstoff wird primär das in der Natur vorkommende Uran nach Anreicherung des mit thermischen Neutronen spaltbaren Uran 235 benutzt. Die beim Abbrennen des Kernbrennstoffs entstehenden Spaltprodukte und Transurannuklide sind größtenteils radioaktiv; sie emittieren  $\alpha$ -,  $\beta$ -,  $\gamma$ - oder Neutronenstrahlung bei sehr unterschiedlichen Lebensdauern der zerfallenden Kerne und unterschiedlichen Energien der Strahlung. Die nukleare Nachzerfallswärme, die durch Abbremsen dieser Strahlung entsteht, erwärmt den Brennstoff noch lange Zeit nach seiner Entladung aus dem Reaktor.

Radioaktivität, Wärmefreisetzung und Strahlung, das entstandene, als Brennstoff in Schnellen und auch in Thermischen Reaktoren einsetzbare Plutonium und das Resturan sind bestimmend für den Umgang mit entladenen, abgebrannten Brennelementen bei Zwischenlagerung und Transport, für die Wiederaufarbeitung, für die Behandlung des Abfalls und für die Refabrikation von Brennstoff. In allen Stationen des nuklearen Brennstoffkreislaufs ist Sicherheit des Personals, der Anlagen und der Prozeßführung gegen Kritikalität, Strahlung und zu starke Erwärmung nachzuweisen, die zu erstellenden Anlagen und Verfahren sind quantitativ entsprechend den anfallenden Mengen und Zusammensetzungen auszulegen.

Das Inventar des bestrahlten Brennstoffs ist bestimmt durch den frischen Brennstoff und den Verlauf der Bestrahlung im Reaktor. In der Bestrahlungsgeschichte, deren dominierende integrale Kenngröße der erreichte Abbrand ist, spielt der für jeden Reaktor typische Orts-Zeitverlauf des Neutronenspektrums eine ausschlaggebende Rolle. Damit erfordert die Bestimmung des Inventars im entladenen Brennstoff grundsätzlich den Einsatz

mehrdimensionaler Spektral-Abbrand-Verfahren zur Verfolgung der Inventaränderungen während der Bestrahlung.

In diesem Bericht beschränken wir uns auf Druckwasserreaktoren (DWR), bei denen zudem die Kompensation der abbrandbedingten Überschußreaktivität durch homogen im Kühlmittel verteilte Borsäure und die bei Vollastbetrieb weitgehend gezogenen Regelstäbe die Möglichkeit einer vereinfachten theoretischen Behandlung eröffnen.

Das Ziel ist die Erstellung und die Absicherung eines Spektral-Abbrand-Verfahrens, mit welchem möglichst einfach aber hinreichend genau Fragen zum out-of-pile Verhalten von abgebranntem DWR-Brennstoff beantwortet werden können.

Es wird dazu der Rückgriff auf bewährte Spektralprogramme wie HAMMER und WIMS zur Ermittlung des sich mit dem Abbrand ändernden Neutronenspektrums in der Reaktoreinheit zelle und auf ORIGEN als Abbrandmodul ins Auge gefaßt. Da die in diesen Programmen implementierten nuklearen Daten teilweise veraltet sind, wird der Einsatz neuester Karlsruher Daten und auch von ORNL-Daten, die im Zusammenhang mit der Weiterentwicklung von ORIGEN zu ORIGEN2 von Croff et al. im ORNL erstellt wurden, angestrebt. Der Schwerpunkt liegt bei der Ermittlung von Datensätzen für Druckwasserreaktoren vom Typ BIBLIS.

Sehr wichtig ist uns die Absicherung des Verfahrens und der Daten durch Vergleich der Rechnungen mit entsprechenden Messungen. Nachbestrahlungsanalysen von Brennstoffen aus dem Druckwasserreaktor Obrigheim (KWO) und anderen DWR werden dazu herangezogen.

Arbeiten zum Brennstoffinventar von Siedewasserreaktoren und von Druckwasserreaktoren mit rezykliertem Plutonium werden z. Zt. durchgeführt und in einem späteren Bericht vorgestellt werden.



## 2. Generelle und einige spezielle Aspekte bei der Inventarbestimmung in DWR

Bei der theoretischen Bestimmung der nuklearen Eigenschaften abgebrannter Kernbrennstoffe in den verschiedenen Stationen des Brennstoffkreislaufs ist unter Berücksichtigung der komplexen Wechselwirkungen des Brennstoffs mit dem Neutronenfeld im Reaktor primär das Brennstoffinventar: die Menge der Uran- und Plutoniumisotope, Transplutone und Spaltprodukte, während des Reaktorbetriebs bis zur Entladung des Brennstoffs zu ermitteln. Grundsätzlich dabei zu berücksichtigen sind:

- die Zusammensetzung, Menge und Anordnung (Geometrie) des frischen Brennstoffs, der Hüll- und Strukturmaterialien,
- die Betriebsweise, bei welcher in der Regel bei DWR mit einer Zykluslänge von etwa einem Jahr am Zyklusende 1/3 der Brennelemente nach drei Zyklen Standzeit im Reaktor entladen und durch frische Brennelemente bei teilweisem Umsetzen der im Reaktor verbleibenden Brennelemente ersetzt werden,
- die Kompensation der abbrandbedingten Überschubreaktivität im DWR durch Beimischen von Borsäure zum Kühlmittel sowie der Einfluß von Steuerstäben.

Die Berücksichtigung dieser sowohl räumlichen als auch zeitlichen Aspekte der in-pile-Rechnung verlangt prinzipiell den Einsatz räumlich mehrdimensionaler und zeitabhängiger Berechnungsverfahren, die zudem die Neutronenthalmierung im Gitter thermischer Reaktoren unter Einschluß von Heterogenitätseffekten beschreiben müssen.

Bei der Verfolgung des Brennstoffs nach Entladung aus dem Reaktor reduziert sich die Veränderung des Inventars - die Neutronenreaktionen mit dem Brennstoff sind dann vernachlässigbar, weil primär nur noch Neutronen aus Spontanspaltungen und  $(\alpha, n)$ -Reaktionen vorhanden sind - auf die radioaktiven Kernumwandlungen der im

Brennstoff und den Strukturmaterialien in-pile gebildeten Radionuklide. Zur Bestimmung dieser Veränderungen muß natürlich in der in-pile Rechnung die Bildung der über tausend für das out-of-pile Verhalten des Brennstoffs und der Strukturmaterialien wichtigen Radionuklide mit behandelt werden.

Für in-pile Rechnungen zur Verfolgung der Reaktivität genügt in der Regel die Berücksichtigung der Uran- und Plutoniumisotope, der stark Neutronen absorbierenden Isotope der Spaltprodukte Xenon und Samarium und eines Pseudonuklids stellvertretend für die restlichen Spaltprodukte sowie der Moderator-, Struktur- und Steuerstabmaterialien nebst Bor. Insgesamt sind für solche Untersuchungen etwa 25 Nuklide zu berücksichtigen. Will man die verfügbaren Verfahren für diese in-pile Rechnungen mit out-of-pile Verfahren zur Bestimmung der Radioaktivität, Wärmefreisetzung etc. verknüpfen, sind die in-pile berücksichtigten Nuklide durch die erwähnte große Zahl von Radionukliden zu ergänzen.

Aus Leistungsreaktoren werden in der Regel als kleinste Einheiten vollständige Brennelemente entladen, zwischengelagert, transportiert und erst zur Wiederaufarbeitung zerlegt. Primär ist daher das Nuklidinventar einzelner bestrahlter Brennelemente zu bestimmen. In DWR bestehen diese Brennelemente aus Brennstäben gleicher Anfangsanreicherung, die in einem regelmäßigen quadratischen Gitter mit Hilfe von Abstandshaltern und anderen Strukturteilen angeordnet sind. BIBLIS-Brennelemente z.B. enthalten 236 Stäbe in einem 16x16-Gitter mit 20 Positionen für Steuerstäbe / 1/. Bestimmend für die zeitliche momentane Änderung des Nuklidinventars im Brennelement sind hauptsächlich die Neutronenflußdichte, die Neutronenwirkungsquerschnitte, welche die Wechselwirkung zwischen dem Neutronenfeld und den Materialien beschreiben, sowie das momentane Inventar selbst. Die Neutronenwirkungsquerschnitte hängen von der sich zeitlich ändernden Energieverteilung der Neutronen, dem Neutronenspektrum, ab. Detaillierter wird auf diese Zusammenhänge in den folgenden Unterabschnitten eingegangen. An dieser Stelle sei nur festgestellt:

- Bei flacher radialer Leistungsverteilung über den Reaktor ändert sich auch von Stab zu Stab die Leistung nur geringfügig,
- die radiale Periodizität des Neutronenspektrums im regelmäßigen Brennstabgitter dürfte durch die wassergefüllten Steuerstab-Führungsrohre nur schwach gestört werden,
- das Neutronenspektrum und die Leistungsdichte sind im DWR in axialer Richtung über große Bereiche ortsunabhängig, lediglich im unteren und oberen Bereich der Brennelemente kommt es durch Neutronenleckage, Rückstreuung an den axialen Reflektoren, und - im oberen Bereich - durch Absorption in den Fingersteuerstäben, die im Normalbetrieb weitgehend aus dem Core ausgefahren sind, zu spektralen Verzerrungen und einem Abfall der Leistungsdichte.

Die Bestimmung des Inventars typischer DWR-Brennelemente kann also in guter Näherung mit einem eindimensionalen, zeitabhängigen Zellprogramm vorgenommen werden; Störungen des Spektrums sind im wesentlichen auf Randbereiche beschränkt und beeinflussen das Verhalten mittlerer Größen wenig. Der Abbrandteil dieses zeitabhängigen Zellprogramms muß in der Lage sein, die bei Fragen des äußeren Brennstoffkreislaufs zu berücksichtigende große Anzahl von Nukliden zu behandeln. Es ist daher zweckmäßig, als Abbrandphase einen umfangreichen Bestrahlungscode einzusetzen, z.B. das in geeigneter Weise modifizierte ORNL-Programm ORIGEN / 2 / oder das UK-Programm FISPIN / 3 /, wobei die in der Abbrandrechnung eingehenden Wirkungsquerschnitte und Materialdaten soweit wie möglich konsistent mit der Zellrechnung einzusetzen sind (vgl. Kap. 3). Als Zellprogramme eignen sich HAMMER / 4 / oder WIMS / 5 /, die beide über Jahre hinweg erprobt sind. Basierend auf einer guten Behandlung der Neutronenthalmierung und der Resonanzabsorption sowie für diese Zwecke hinreichend genauen nuklearen Daten, erlauben sie eine weitgehend verlässliche Bestimmung des Neutronenspektrums für Urangitter. Die effektiven Wirkungsquerschnitte für die Vielzahl der Nuklide in der Abbrand- und Zerfalls-

Ausgehend vom jeweiligen Inventar ist zu dessen weiterer zeitlicher Verfolgung die Kenntnis der zugehörigen Neutronenflußdichte oder auch, äquivalent dazu, der Leistungsdichte sowie des Neutronenspektrums zur Bestimmung der zugehörigen Wirkungsquerschnitte erforderlich.

Hinsichtlich des zeitlichen Verlaufs der Neutronenflußdichte im Brennelement während seiner Standzeit im Reaktor, der sog. Bestrahlungsgeschichte, muß dabei bei - meist durchzuführenden - Vorausrechnungen ein standardmäßiger, für den betrachteten Reaktor spezifischer zyklischer Betrieb: geplante Vollasttage unter Nominalleistung und Nullastzeiten, angenommen werden. Da bei Vorausrechnungen in der Regel nach den Eigenschaften bestrahlter typischer Brennelemente gefragt wird und die Brennelement-Einsatzplanung bei Leistungsreaktoren u.a. aus brennstoff-ökonomischen Gründen mit dem Ziel einer möglichst flachen Leistungsverteilung erfolgt, kann bei diesen Rechnungen von Brennelementen mit unter Vollast zeitlich konstanter Gesamtleistung ausgegangen werden. Bei Brennelementen, die während eines Zyklus am Corerand stehen und dort mit geringerer Leistung beaufschlagt sind, wird der für alle Brennelemente angestrebte Zielabbrand durch ihren Einsatz während weiterer Zyklen im Coreinnern (Umladung) mit entsprechend größerer Leistungsbeaufschlagung erreicht.

Es ist aufwendig, die genaue Verteilung der Gesamtleistung eines Brennelementes auf die einzelnen Stäbe und das Neutronenspektrum in diesen Stäben zu bestimmen, weil dazu Einflüsse aus benachbarten Elementen mit eventuell höherem oder niedrigerem Abbrand, von Steuerstäben, die im Normalbetrieb in den oberen Bereich der Brennelemente eingefahren sein können, von wasser-gefüllten Führungsrohren für Steuerstäbe und vom axialen Reflektor etc. im einzelnen berücksichtigt werden müssen. Bei Brennelementen am Corerand kommt der Einfluß des radialen Reflektors hinzu. Um mit weniger aufwendigen Verfahren zu zuverlässigen Aussagen zum Inventar ganzer Brennelemente in DWR zu kommen, bedenken wir, daß für den Vollastbetrieb, der den überwiegenden Teil der Bestrahlung ausmacht, folgendes vorliegt:

phase können nun auf der Basis einer modernen Kerndatenbibliothek, z.B. KEDAK / 6 / oder ENDF / 7 / bestimmt werden (vgl. Kap.3). Hierbei muß eine hinreichend gute Beschreibung der Heterogenität des Gitters gewährleistet sein.

Die Zell-Abbrand-Rechnung ist in Zeitintervallen unterschiedlicher Länge durchzuführen. Diese Zeitintervalle werden so bestimmt, daß sich das Neutronenspektrum darin jeweils nur schwach ändert und die effektiven Wirkungsquerschnitte in jedem Zeitintervall konstant gehalten werden können.

Das Zell-Abbrand-Verfahren beginnt mit dem frischen Brennstoff und maximaler Borkonzentration zur Kompensation der hohen Überschußreaktivität am Zyklusanfang und erstreckt sich mit 5-7 Zeitintervallen pro Zyklus unter Erreichen des Zielabbrandes bis zum Ende des dritten (letzten) Zyklus.

Die Borkonzentration wird während eines jeden Zyklus von ihrem Maximalwert um 900 ppm (BIBLIS) am Anfang auf etwa Null am Zyklusende abgesenkt. Dadurch wird der Hauptteil der Änderung des Neutronenspektrums berücksichtigt, die durch das Entladen abgebrannter und das Einladen frischer Brennelemente bedingt ist.

Dieses theoretisch begründete, mit einfachen und verfügbaren Verfahren realisierbare Konzept zur Inventarbestimmung typischer DWR-Brennelemente muß experimentell abgesichert werden.

Der Vergleich von Rechnungen auf der Basis dieses Konzepts mit Messungen aus Nachbestrahlungsanalysen an abgebrannten DWR-Brennelementen in Kap.5 wird zeigen, daß dies möglich ist : die Ergebnisse sind sehr zufriedenstellend.

Vor der detaillierten Beschreibung des im KfK realisierten eindimensionalen Zell-Abbrand-Verfahrens in Kapitel 3 werden in den folgenden Unterabschnitten einige physikalische und methodische Aspekte diskutiert, die bei der Bestimmung der Veränderung des Nuklidinventars eine Rolle spielen. Spezieller Gesichtspunkt ist hierbei die Ermittlung der effektiven Neutronenwirkungsquerschnitte im Brennstoff der Reaktoreinheitszelle für die Abbrandrechnung unter Berücksichtigung räumlicher und zeitlicher Effekte, die über das Neutronenspektrum wirksam werden.

## 2.1 Grundsätzliche Formulierung der physikalischen Problemstellung

Die Veränderung des Nuklidinventars in einem Spaltreaktor erfolgt hauptsächlich durch Absorption von Neutronen, und in der Folge, durch Spaltung des bei dieser Reaktion gebildeten Compoundkerns und/oder der Aussendung von  $\gamma$ -Quanten und Neutronen. Eine weitere Veränderung erfolgt über den Zerfall der durch Neutronenreaktionen gebildeten instabilen Nuklide und deren radioaktive Tochterkerne. Bezeichnet man mit  $N^i(\vec{r}, t)$  [Nuklide/cm<sup>3</sup>] die Anzahl der Nuklide der Sorte  $i$  pro cm<sup>3</sup> am Ort  $\vec{r}$  zur Zeit  $t$ , mit  $\phi(E, \vec{r}, t)$  [n/cm<sup>2</sup> sec MeV] die differentielle Neutronenflußdichte bei  $\vec{r}$ ,  $t$  und der Neutronenenergie  $E$  und mit  $\sigma_a^i(E)$  [cm<sup>2</sup>] den differentiellen Wirkungsquerschnitt des Nuklids  $i$  für Absorption von Neutronen mit der Energie  $E$ , so ist die zeitliche Änderung der Konzentration des Nuklids  $i$  am Ort  $\vec{r}$  gegeben durch:

$$(2.1) \quad \frac{d}{dt} N^i(\vec{r}, t) = - \int_0^{\infty} dE \sigma_a^i(E) \phi(E, \vec{r}, t) \cdot N^i(\vec{r}, t) \\ + \text{Produktionsrate} - \text{Zerfallsrate}$$

Die nur pauschal notierten Produktions- und Zerfallsraten werden später genauer angegeben.

Mit  $\phi(\vec{r}, t) = \int_0^{\infty} dE \phi(E, \vec{r}, t)$  als (totaler) Neutronenflußdichte und dem wie üblich definierten effektiven, mikroskopischen Absorptionswirkungsquerschnitt

$$(2.2) \quad \sigma_a^i(\vec{r}, t) = \int_0^{\infty} dE \sigma_a^i(E) \phi(E, \vec{r}, t) / \phi(\vec{r}, t)$$

schreibt sich die Diff.-Gleichung (2.1) als

$$(2.3) \quad \frac{d}{dt} N^i(\vec{r}, t) = - \sigma_a^i(\vec{r}, t) \cdot \phi(\vec{r}, t) \cdot N^i(\vec{r}, t) + \text{Zusatzterme.}$$

Den vorausgegangenen Überlegungen folgend, kann jetzt im Rahmen unserer Fragestellung das Neutronenspektrum im Brennstab aus der eindimensionalen Neutronentransportgleichung (in Zylindergeometrie) im periodischen Brennstabgitter, also mit einer

eindimensionalen Zellrechnung mit periodischen Randbedingungen, ermittelt werden. Sicherzustellen bei der Zellrechnung ist, daß Effekte der räumlichen und energetischen Selbstabschirmung, bedingt durch den heterogenen Aufbau der Zelle und den Resonanzcharakter der Neutronenwirkungsquerschnitte, vornehmlich der schweren Nuklide, hinreichend gut berücksichtigt werden. Die in der zylindrisierten Reaktoreinheit zelle, bestehend aus dem zentralen Brennstab, der Brennstabhülle, dem Moderator und dem äußeren Zellrand, verbleibende Ortsvariable ist der Abstand  $r$  von der Brennstabachse. Nimmt man hier wie üblich erstens eine Zoneneinteilung vor : Zone  $z = \{r | r_z < r \leq r_{z+1} ; z = 1, 2, \dots\}$ , so daß in jeder Zone die Neutronenflußdichte und die Nuklidkonzentration nur schwach ortsabhängig sind, und unterteilt man zweitens den Variationsbereich der Neutronenenergie in Energiegruppen  $g = \{E | E_{g+1} < E \leq E_g, g = 1, 2, \dots, G\}$ , so liefert die im Multigruppenbild in Zoneneinteilung durchgeführte Zellrechnung das Neutronenspektrum als Zonen-Multigruppen-Spektrum  $\phi_z^g(t)$ . Dieses Multigruppenspektrum kann zur Berechnung des die Nuklidveränderung bestimmenden Eingruppenquerschnitts (2.2) verwendet werden. Definiert man nämlich wie üblich:

$$(2.4) \quad \sigma_{a,z}^{i,g}(t) = \frac{\int_{E_{g+1}}^{E_g} dE \sigma_a^i(E) \phi_z(E,t)}{\int_{E_{g+1}}^{E_g} dE \phi_z(E,t)}$$

als mikroskopischen effektiven Absorptionswirkungsquerschnitt in der Gruppe  $g - \phi_z(E,t)$  bezeichnet das Neutronenspektrum in der Zone  $z$ , so erhält man in Zonenschreibweise den benötigten Eingruppenquerschnitt zu

$$(2.5) \quad \sigma_{a,z}^i(t) = \sum_g \sigma_{a,z}^{i,g}(t) \cdot \phi_z^g(t) / \sum_g \phi_z^g(t)$$

Die Diff.-Gleichung (2.3) geht bei Einführung von Zonen räumlich schwach veränderlicher Nuklid- und Neutronenflußdichten über auf

$$(2.6) \quad \frac{d}{dt} N_z^i(t) = - \sigma_{a,z}^i(t) \cdot \phi_z(t) \cdot N_z^i(t) + \text{Zusatzterme}$$

Darin ist

$$(2.7) \quad N_z^i(t) = \frac{1}{V_z} \int_{V_z} dV N^i(\vec{r}, t)$$

mit  $V_z$  als Volumen der Zone  $z$  und

$$(2.8) \quad \phi_z(t) = \frac{1}{V_z} \int_{V_z} dV \phi(\vec{r}, t)$$

wobei  $\phi_z(t)$  mit der Leistungsdichte in der Zone  $z$ ,  $P_z(t)$  [MW/cm<sup>3</sup>] verknüpft ist durch

$$(2.9) \quad \phi_z(t) = 6.24 \cdot 10^{18} \cdot P_z(t) / \sum_j E_j \cdot \sigma_{f,z}^j(t) \cdot N_z^j(t).$$

$E_j$  [MeV] und  $\sigma_{f,z}^j(t)$  [cm<sup>2</sup>] sind die Spaltenergiefreisetzung bzw. der effektive Spaltquerschnitt des Spaltnuklids  $j$ .

Bei bekannter Zonenleistungsdichte  $P_z(t)$  erlaubt (2.9) die Bestimmung der für die Inventarbestimmung benötigten Neutronenflußdichte  $\phi_z(t)$  in der Zone  $z$ . Bei Verwendung der eher bekannten Stableistungsdichte  $P_{\text{stab}}(t) = \sum_{z \text{ stab}} P_z(t)$  ergibt sich

$$(2.10) \quad \phi_z(t) = 6.24 \cdot 10^{18} \cdot P_{\text{stab}}(t) / \sum_{z' \text{ stab}} \sum_j E_j \cdot \sigma_{f,z'}^j(t) \cdot N_{z'}^j(t) \cdot \phi_{z'}(t) / \phi_z(t)$$

Als Gewichte treten hier die Verhältnisse der Zonenflüsse  $\phi_{z'}/\phi_z$  auf, die gemäß

$$(2.11) \quad \phi_{z'}/\phi_z = \sum_g \phi_{z'}^g / \sum_g \phi_z^g$$

aus den Multigruppenspektren der Zellrechnung bestimmt werden können.



## 2.2 Aspekte zum Zeitverhalten der effektiven Neutronenwirkungsquerschnitte

Die in (2.4) definierten Multigruppenquerschnitte  $\sigma_{a,z}^{i,g}(t)$  sind durch den differentiellen Wirkungsquerschnitt  $\sigma_a^i(E)$  und den für jede Zone spezifischen, vom momentanen Inventar abhängigen Verlauf des Neutronenspektrums  $\phi_z(E,t)$  mit der Energie innerhalb der Gruppe  $g$  bestimmt. Die zeitlichen Änderungen des Spektrums im Bereich der Resonanzen der Actiniden werden durch den Aufbau der Plutonium- und Transplutoniumisotope während der Bestrahlung und durch Änderungen der Brennstofftemperatur bewirkt. Da größere Temperaturänderungen nur beim An- und Abfahren des Reaktors, also während Zeiten, die klein gegen die gesamte Bestrahlungszeit sind, auftreten, darf bei üblichen Inventarrechnungen von einer gleichbleibenden Temperatur ausgegangen werden. Der sich über die gesamte Bestrahlungszeit erstreckende relativ langsame Aufbau der Transurannuklide äußert sich im Resonanzbereich durch eine Abnahme der Neutronen mit Energien, die den Resonanzenergien dieser Nuklide entsprechen. Diese Depression des Neutronenflusses nimmt mit der Konzentration der Resonanznuklide zu und führt bei resonanzüberlappenden Gruppen zu einem mit der Zeit abnehmenden Gewicht der Spitzenwerte der Resonanzquerschnitte. Die mikroskopischen effektiven Gruppenquerschnitte der schweren Nuklide werden so in deren Resonanzbereich durch diesen Effekt der energetischen Resonanzselbstabschirmung mit zunehmendem Abbrand kleiner.

Bei den leichteren und mittelschweren Kernen spielt die energetische Selbstabschirmung bei der Bildung der Multigruppenquerschnitte eine untergeordnete Rolle: ihre differentiellen Wirkungsquerschnitte verlaufen im Bereich der Resonanzen der schweren Kerne relativ flach und ihre (breiteren) Resonanzen im oberen keV-Bereich werden durch übliche Feingruppeneinteilungen weitgehend aufgelöst. Die Multigruppenquerschnitte dieser Kerne dürfen daher als abbrandunabhängig angenommen werden. Die in (2.5) definierten, für die Abbrandrechnung benötigten Eingruppenquerschnitte werden durch Kondensation der Multigruppenquerschnitte mit dem zeitabhängigen Multigruppenspektrum  $\phi_z^g(t)$  gebildet. Das Multigruppenspektrum variiert zeitlich vornehmlich entsprechend der Borkonzentration im

Moderator und entsprechend den Konzentrationen der im thermischen Energiebereich stark absorbierenden Spaltprodukt-nuklide Xe135 und Sm149, sowie der schweren Nuklide U235, Pu239 und Pu241, die das thermische Spektrum überdies durch Absorptionsresonanzen bei 0.3 eV beeinflussen.

### 2.3 Gesichtspunkte bei der Lösung der Abbrandgleichungen

Die vorausgegangene Diskussion konzentrierte sich auf die Veränderung der Nuklidkonzentration durch Neutronenabsorption. Zur Berücksichtigung aller Kernreaktionen im Reaktor einschließlich der radioaktiven Zerfälle und der Bildung von Spaltprodukten ist die einfache Beziehung (2.6) durch die für jedes Nuklid spezifischen weiteren Verlust- und Produktionsterme, die ihrerseits wieder Funktionen der gesuchten Nuklidkonzentrationen sind, explizit zu ergänzen.

Man erhält in allgemeiner Form die bekannten Abbrandgleichungen

$$(2.12) \quad \frac{d}{dt} N_z^i(t) = - \left[ \sigma_{a,z}^i(t) \cdot \phi_z(t) + \lambda^i \right] \cdot N_z^i(t) + \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^I \left[ f_{ij} \cdot \sigma_{a,z}^j(t) \cdot \phi_z(t) + l_{ij} \cdot \lambda^j \right] \cdot N_z^j(t)$$

i = 1, 2, 3, ..., I

mit vorgegebenen Anfangswerten  $N_z^i(0)$ .

I ist die Gesamtzahl der berücksichtigten Nuklide, im Karlsruher Verfahren z.Zt. 1176. Die erste Zeile auf der rechten Seite von (2.12) ist die Verlustrate des Nuklids i durch Neutronenabsorption dieses Nuklids und durch dessen radioaktiven Zerfall mit der Zerfallskonstante  $\lambda^i$  [sec<sup>-1</sup>], die zweite Zeile die Produktionsrate des Nuklids i durch Neutronenabsorption in anderen Nukliden, sowie durch deren radioaktive Zerfälle. Die Funktionen  $f_{ij}$  sind die Wahrscheinlichkeiten für die Bildung von Nukliden i bei n-Absorption in Nukliden j entsprechend den zu berücksichtigenden Kernreaktionen (n,  $\gamma$ ), (n, 2n), (n, 3n), (n, p), (n,  $\alpha$ ) und der Spaltung (n, f). Für die Bildung von U236 aus U235 durch Neutroneneinfang z.B. ist  $f_{6,5} = \sigma_c^5 / \sigma_a^5$ , für die Bildung des Spaltprodukt-nuklids Ru106 bei Spaltung von U235 gilt

$$(2.13) \quad f_{106,5} = Y_{106,5} \cdot \sigma_f^5 / \sigma_a^5,$$

wobei  $\sigma_c^j$  und  $\sigma_f^j$  wie  $\sigma_a^j$  nach (2.4) und (2.5) mit  $\phi$ -Wichtung und die effektiven Spaltproduktausbeuten  $Y_{ij}$  mit  $\sigma_f \cdot \phi$ -Wichtung berechnet werden. Die Bildung der Spaltprodukte kann äquivalent zu (2.13) durch Einführen von effektiven,  $\phi$ -gewichteten  $(Y\sigma_f)_{ij}$  behandelt werden. Das obige Beispiel lautet dann

$$(2.14) \quad f_{106,5} = (Y\sigma_f)_{106,5} / \sigma_a^5$$

Beim Karlsruher Zell-Abbrand-Verfahren werden z.Zt.  $\sigma_f \phi$ -gewichtete Yields verwendet.

Die Funktionen  $l_{ij}$  sind die Wahrscheinlichkeiten für die Bildung von Nukliden  $i$  beim Zerfall der Nuklide  $j$  mit der Zerfallskonstanten  $\lambda^j$  entsprechend der Aufspaltung in  $\beta^-$ -,  $\beta^+$ - und  $\alpha$ -Zerfälle sowie bei metastabilen Kernen (z.B. Am242m) in  $\gamma$ -Übergänge auf den Grundzustand. Die Abbrandgleichungen (2.12) bilden ein lineares System von Differentialgleichungen erster Ordnung in der Zeit mit teilweise zeitlich veränderlichen Koeffizienten der Form  $\sigma_{x,z}^i(t) \cdot \phi_z(t)$ . Das zur numerischen Lösung dieses Systems üblicherweise benutzte Verfahren besteht darin, die Bestrahlungszeit, in welcher  $\phi_z(t) > 0$  ist, in Intervalle  $(t_k, t_{k+1})$  so einzuteilen, daß in jedem Intervall  $\sigma_{x,z}^i(t)$  und  $\phi_z(t)$  schwach veränderliche Funktionen von  $t$  sind und  $\sigma_{x,z}^i(t_k)$  durch seinen Anfangswert  $\sigma_{x,z}^i(t_k)$  ersetzt werden darf. Der zeitlichen Änderung von  $\phi$  im Zeitintervall  $k$  wird dann zweckmäßigerweise dadurch Rechnung getragen, daß  $\phi_z(t)$  in diesem Intervall bereits in den Abbrandgleichungen durch seinen zeitlichen Mittelwert

$$(2.15) \quad \overline{\phi_z^k} = \frac{1}{\Delta t_k} \int_{t_k}^{t_{k+1}} dt \phi(t), \quad \Delta t_k = t_{k+1} - t_k,$$

ersetzt wird. Durch dieses Vorgehen wird eine gute Beschreibung des Nuklidbaus durch Neutronenabsorption erreicht, denn die exakte Lösung der bei Beschränkung auf Absorption gültigen Gleichung

$\frac{d}{dt} N(t) = -\sigma_a \cdot \phi(t) \cdot N(t)$  ist  $N(t) = N(0) \cdot \exp(-\sigma_a \cdot \bar{\phi} \cdot t)$ , und dieser Ausdruck hängt hinsichtlich der Neutronenflußdichte explizit nur von deren zeitlichem Mittelwert  $\bar{\phi}$  ab.

Die Abbrandgleichungen (2.12) gehen auf diese Weise für jedes Zeitintervall und jede Zone unter angemessener Berücksichtigung des Zeitverhaltens der Neutronenflußdichte in ein System von Diff.-Gleichungen mit konstanten Koeffizienten über, zu dessen numerischer Lösung auch im Hinblick auf die große Zahl der schließlich bei out-of-pile Untersuchungen wichtigen Nuklide das ORNL-Programm ORIGEN / 2 / zonenweise ab Abbrandmodul eingesetzt werden kann.

Der zeitliche Mittelwert  $\bar{\phi}_z^k$  der Neutronenflußdichte im Zeitintervall  $k$  und der Zone  $z$  ergibt sich in ausreichender Näherung aus Gl. (2.9) bei konstanter Zonenleistung und zeitlich schwach veränderlichem Spaltquerschnitt mit Hilfe einer Taylorentwicklung von  $1 / \sum_j E_j \cdot \sigma_{f,z}^j \cdot N_z^j(t)$  am jeweiligen Intervallanfang bis zur 2. Ordnung in  $t$ , wobei die auftretenden Zeitableitungen von  $N_z^j(t)$  durch die Abbrandgleichung ausgedrückt werden.

Die in ORIGEN verwendete Vereinfachung einer einheitlichen Energiefreisetzung von 200 MeV pro Spaltung für alle Spalt nuklide hat sich für manche Fälle als unzureichend erwiesen, in dem bei DWR die Konzentrationen wichtiger Plutonium- und Transplutoniumisotope zu groß berechnet werden / 8 /.

Im Karlsruher Zell-Abbrand-Verfahren wird deshalb eine jeweils nuklidbezogene Spaltenergiefreisetzung einschließlich der Wärme, die durch Abbremsung von  $\gamma$ -Strahlung aus  $(n, \gamma)$ -Prozessen erzeugt wird, verwendet - vgl. auch Abschnitt 4.1.2.

### 3. Effektive Neutronenwirkungsquerschnitte für Actiniden mit KfK-Daten und -Methoden

Aus den Ausführungen in Kap. 2 ergibt sich, daß zur Beantwortung von Fragen des äußeren Brennstoffkreislaufs für DWR eindimensionale Zell-Abbrand-Verfahren geeignet sind. Im KfK wurde ein entsprechendes Programm entwickelt:

- Zur Berechnung des Neutronenspektrums wurde aus historischen Gründen das Zellprogramm HAMMER / 4 / herangezogen.
- Für die Abbrandrechnung wurde eine geeignet modifizierte Version von KORIGEN eingesetzt, da diese eine große Anzahl von Nukliden berücksichtigen kann.
- Vervollständigt wurde das Zell-Abbrand-Verfahren durch Kopplung von HAMMER und der modifizierten KORIGEN-Version zum Programmsystem HAMKOR / 9 /.

HAMMER besitzt eine eigene nukleare Bibliothek mit Daten, die größtenteils auf ENDF/B-II /10/ basieren. Um neuere Kerndaten für eine Vielzahl von Nukliden in der Abbrandrechnung benutzen zu können und dennoch einen dazu notwendigen größeren Eingriff in das HAMMER-Programm zu vermeiden, wurde folgender Weg beschritten: aus der HAMMER-Zellrechnung wird nur das Neutronenspektrum benutzt; dieses ist aufgrund der guten Behandlung der Thermalisierung der Neutronen im Moderator weitgehend verläßlich; unter Zugriff auf die Karlsruher Kerndatenbibliothek KEDAK /6 / werden - außerhalb des HAMMER-Programms - effektive Multigruppen-Wirkungsquerschnitte berechnet; diese werden nach der Kondensation mit dem HAMMER-Neutronenspektrum auf eine Energiegruppe für die Abbrandrechnung bereitgestellt. Im folgenden Unterabschnitt 3.1 wird das Verfahren näher beschrieben.

Die für einen bestimmten Reaktor während einer HAMKOR-Rechnung ermittelten effektiven Wirkungsquerschnitte werden in einer Bibliothek, der Wirkungsquerschnittsdatei KORIDATA, permanent abgespeichert. Das stand-alone-Programm KORIGEN besitzt die Möglichkeit, diese Wirkungsquerschnitte, die für

die Aktiniden mit dem Abbrand variieren, zu benutzen. Damit sind für den spezifizierten Reaktor einfache Inventarrechnungen mit KORIGEN möglich, die mit den entsprechenden Zell-Inventarrechnungen konsistent sind.

Um konsistente Inventarrechnungen mit KORIGEN für eine Vielzahl an Reaktor-, BE- bzw. Brennstofftypen zu ermöglichen, ist eine umfassende Bibliothek mit entsprechenden Wirkungsquerschnittsätzen anzustreben. In diesem Sinne fungiert das Programmsystem HAMKOR als "Instrumentarium" zur Erzeugung dieser Wirkungsquerschnittsätze.

### 3.1 Erzeugung reaktorspezifischer, abbrandabhängiger Wirkungsquerschnitte für Actiniden

#### 3.1.1. Das Programmsystem HAMKOR

Die HAMKOR-Rechnung (schematisierter Ablauf s. Abb. 3.1) erfolgt in vorgegebenen Zeitintervallen, beginnend mit einer Zellrechnung für  $t = 0$ : HAMMER berechnet zunächst für den frischen Brennstoff das Neutronenspektrum (in 83 Energiegruppen) entsprechend den geometrischen Daten der Einheitszelle sowie den anfänglichen Nukliddichten einschließlich des Borgehalts des Moderators.

Für  $t = 0$  berechnet HAMKOR nun die effektiven Wirkungsquerschnitte für n-Einfang und Kernspaltung. Die Berechnung der effektiven Wirkungsquerschnitte wird in 83-Gruppenstruktur (entsprechend der HAMMER-Gruppenstruktur) durchgeführt. Der thermische Energiebereich (bis 0.625 eV), insbesondere der Bereich um 0.3 eV, wo U235, Pu239, 241 eine thermische Resonanz besitzen, wird mit 30 Energiegruppen hinreichend gut aufgelöst, so daß keine zusätzliche Resonanzbehandlung notwendig ist. Im epithermischen Bereich ( $E > 0.625$  eV) hingegen werden die Resonanzen in der gegebenen Gruppenstruktur nicht mehr aufgelöst, so daß eine zusätzliche Resonanzbehandlung zur Berücksichtigung der sich mit dem Abbrand z.T. stark ändernden Resonanzabsorption notwendig ist.

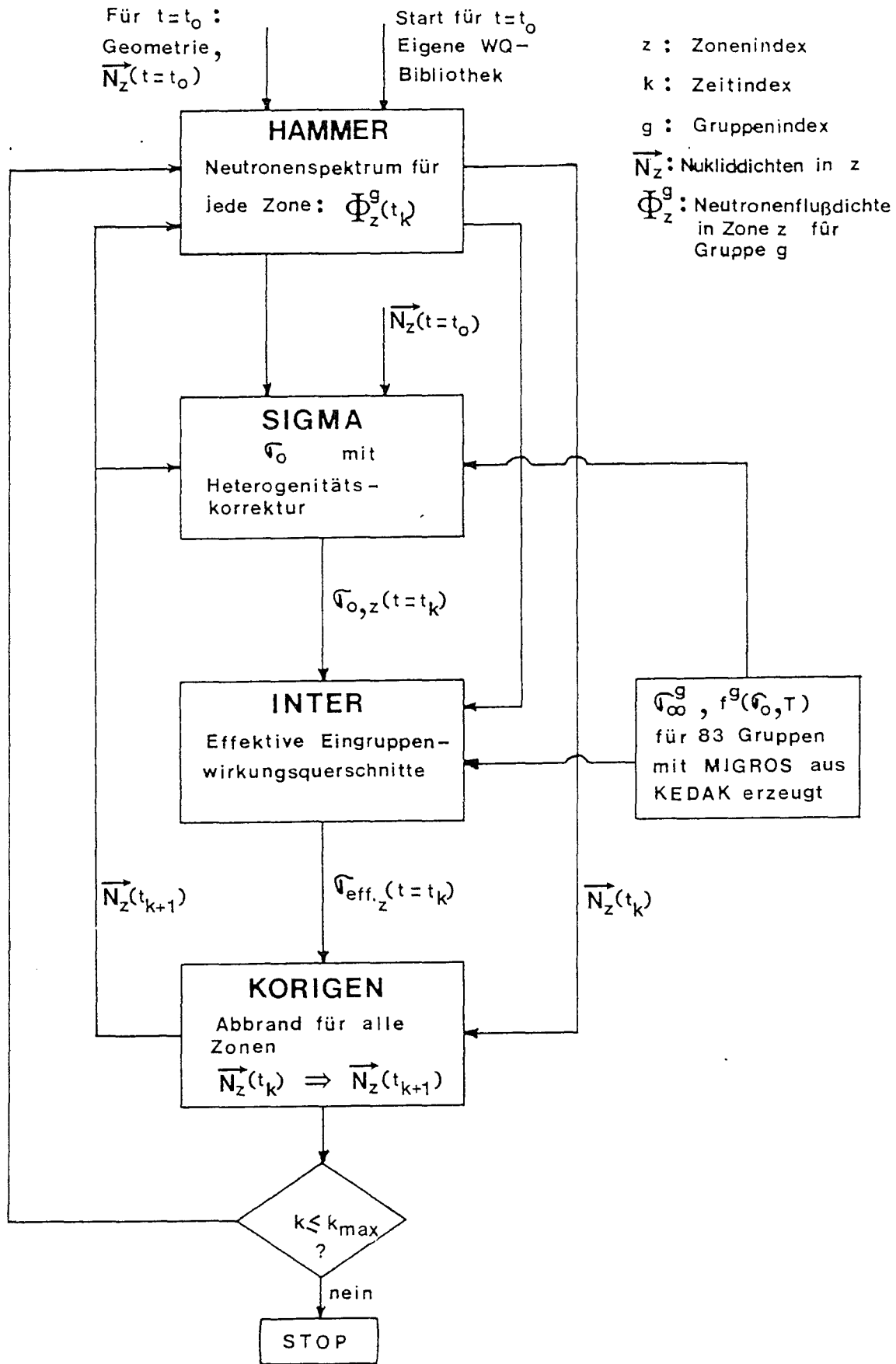


Abb.3.1: Schematische Darstellung des Programms HAMKOR

Die Resonanzbehandlung wird auf der Basis des f-Faktor-Formalismus nach Bondarenko ( $\sigma_0$ -Konzept) /11/ durchgeführt, wonach sich der effektive Gruppenquerschnitt  $\sigma_x^g$  unter der Voraussetzung einer konstanten totalen Stoßdichte in der Gruppe g darstellen läßt als das Produkt aus dem unendlich verdünnten Wirkungsquerschnitt  $\sigma_{x,\infty}^g$  - dies ist der energetische Mittelwert von  $\sigma_x(E)$  in der Gruppe g - und dem Selbstabschirmungsfaktor  $f_x^g(\sigma_0, T)$ . Die energetische Resonanzselbstabschirmung wird hier durch den f-Faktor beschrieben, der über den Untergrundquerschnitt  $\sigma_0$  von der Nuklidmischung abhängt.

Das  $\sigma_0$ -Konzept wurde aufgrund seiner Einfachheit, der im KfK vorliegenden Erfahrung sowie der Verfügbarkeit notwendiger Programme bzw. Programmteile (insbesondere Programme zur Verarbeitung der KEDAK-Daten) zur Behandlung der Resonanzabsorption herangezogen, obgleich es für thermische Reaktoren nicht unbedingt geeignet ist, da bei niedrigen Neutronenenergien die Bedingung der Konstanz der totalen Reaktionsrate in jeder Energiegruppe u.U. nicht erfüllt ist. Dies betrifft hier den Bereich der 1-eV-Resonanz des Absorptionsquerschnittes von Pu240, der daher einer Sonderbehandlung unterworfen wird (siehe Ende dieses Abschnitts).

Der f-Faktor-Formalismus gestattet es, die zur Berechnung der effektiven Gruppenquerschnitte notwendigen Größen  $\sigma_{x,\infty}^g$  und  $f_x^g(\sigma_0, T)$  unabhängig von der Zell-Abbrandrechnung zu ermitteln. Hierzu wird das KfK-Programm zur Erzeugung mikroskopischer Gruppenkonstanten MIGROS3 /12/ eingesetzt, das die unendlich verdünnten Gruppenquerschnitte sowie die f-Faktoren (zu verschiedenen  $\sigma_0$ - und T-Werten) aus den KEDAK-Daten berechnet und in einer Datei abspeichert. Diese Datei dient allen HAMKOR-Rechnungen als nukleare Datenbasis. Es entfällt somit die Notwendigkeit, während der HAMKOR-Rechnung die Gruppenkonstanten  $\sigma_{x,\infty}^g$  und  $f_x^g(\sigma_0, T)$  jeweils neu aus den KEDAK-Daten zu berechnen.



HAMKOR berechnet zunächst für die aktuelle Nuklidmischung und die herrschende Betriebstemperatur den Untergrundquerschnitt  $\sigma_0$ . Zur Berücksichtigung der im Vergleich zur homogenen Mischung in heterogenen Anordnungen herabgesetzten Resonanzabsorption wird  $\sigma_0$  einer neu abgeleiteten Heterogenitätskorrektur unterworfen /13/. Der Gittereffekt wird schließlich durch eine Dancoff-Korrektur nach der Methode von Sauer /14/ berücksichtigt.

Zum aktuellen Untergrundquerschnitt  $\sigma_0$  wird nun in der HAMKOR-Bibliothek für jedes Nuklid und jede Reaktion der entsprechende f-Faktor gesucht bzw. interpoliert. Durch Multiplikation mit dem unendlich verdünnten Gruppenquerschnitt wird schließlich der effektive Gruppenquerschnitt erhalten. Mit dem von HAMMER (für  $t = 0$ ) berechneten Neutronenspektrum werden die effektiven 83-Gruppenquerschnitte auf vier und schließlich eine Gruppe kondensiert. Die auf diese Weise berechneten Eingruppenwirkungsquerschnitte werden zur Inventarrechnung an KORIGEN übergeben und für spätere Inventarrechnungen in einer Bibliothek abgespeichert. KORIGEN berechnet auf der Basis dieser Wirkungsquerschnitte die neuen Nukliddichten für das erste Zeitintervall, das zu ca. 5 Tagen gewählt wird, um der Einstellung des Xe-Gleichgewichts Rechnung zu tragen. Die aktuellen Nukliddichten am Ende des ersten Zeitintervalls einschließlich des vorgegebenen Borgehalts des Moderators werden an HAMMER zur erneuten Berechnung des Spektrums - zu Beginn des 2. Zeitintervalls - übergeben. Es schließt sich eine neue Berechnung der effektiven Wirkungsquerschnitte an und, basierend auf diesen, eine Inventarrechnung mit KORIGEN für das 2. Zeitintervall. Die Nukliddichten am Ende des 2. Zeitintervalls werden wiederum an HAMMER zur Berechnung des Neutronenspektrums - zu Beginn des 3. Zeitintervalls - übergeben etc. Dieses Verfahren wird bis zum Ende des 3. Bestrahlungszyklus fortgesetzt. Jeder Zyklus wird in ca. 5 Zeitintervalle aufgeteilt, für den Typ BIBLIS z.B. (3 Zyklen à 333 d Vollast und 40 d Nullast) betragen die Zeitintervalle 5, 45, 83, 100, 100d.

Die mit diesem zeitabhängigen Verfahren erzeugten effektiven Eingruppenquerschnitte beinhalten das sich zeitlich ändernde Neutronenspektrum als auch die mit fortschreitendem Abbrand i.a. zunehmende energetische Resonanzselbstabschirmung. Diese Effekte werden in einer 83-Gruppenstruktur sehr fein behandelt, die Inventarrechnung erfolgt in einer einzigen Energiegruppe. Dies stellt aber keine Näherung dar, da beim Auf- und Abbau der Nuklide im Reaktor nur totale Reaktionsraten und demzufolge über das ganze Neutronenspektrum gemittelte Wirkungsquerschnitte in die Abbrandgleichungen eingehen.

Der gesamte Wirkungsquerschnittssatz wird in der Wirkungsquerschnittsbibliothek KORIDATA abgespeichert und steht somit für einfachere, aber konsistente Inventarrechnungen mit der stand-alone-Version von KORIGEN zur Verfügung.

Wie oben schon ausgeführt wurde, ist es aufgrund des benutzten Formalismus zur Behandlung der Resonanzabsorption notwendig, die 1-eV -Resonanz von Pu240 gut aufzulösen. Da die Gruppenstruktur aber durch das benutzte Zellprogramm HAMMER gegeben ist - hier liegt nur eine Gruppe über der 1 eV-Resonanz - wird eine Sonderbehandlung für den Einfangsquerschnitt von Pu240 durchgeführt. Hierzu wird eine einmalige WIMS-Rechnung durchgeführt - das Zellprogramm WIMS löst die 1-eV-Resonanz von Pu240 mit 12 Energiegruppen sehr gut auf. Der Verlauf des effektiven Einfangsquerschnittes von Pu240 in Abhängigkeit vom Abbrand wird nun, ausgehend vom KEDAK-Wert für den frischen Reaktor, dem mit WIMS berechneten Verlauf angeglichen (vgl. Abb. 3.2). Mit dieser Vorgehensweise ist gewährleistet, daß einerseits auch für Pu240 die neuesten Karlsruher Kerndaten aus KEDAK benutzt werden können, andererseits aber dennoch die Resonanzabsorption von Pu240 auch bei hohen Abbränden gut behandelt wird. Gestützt wird der so ermittelte Einfangsquerschnitt von Pu240 durch den Vergleich mit experimentellen Nachbestrahlungsanalysen (Kap. 3).

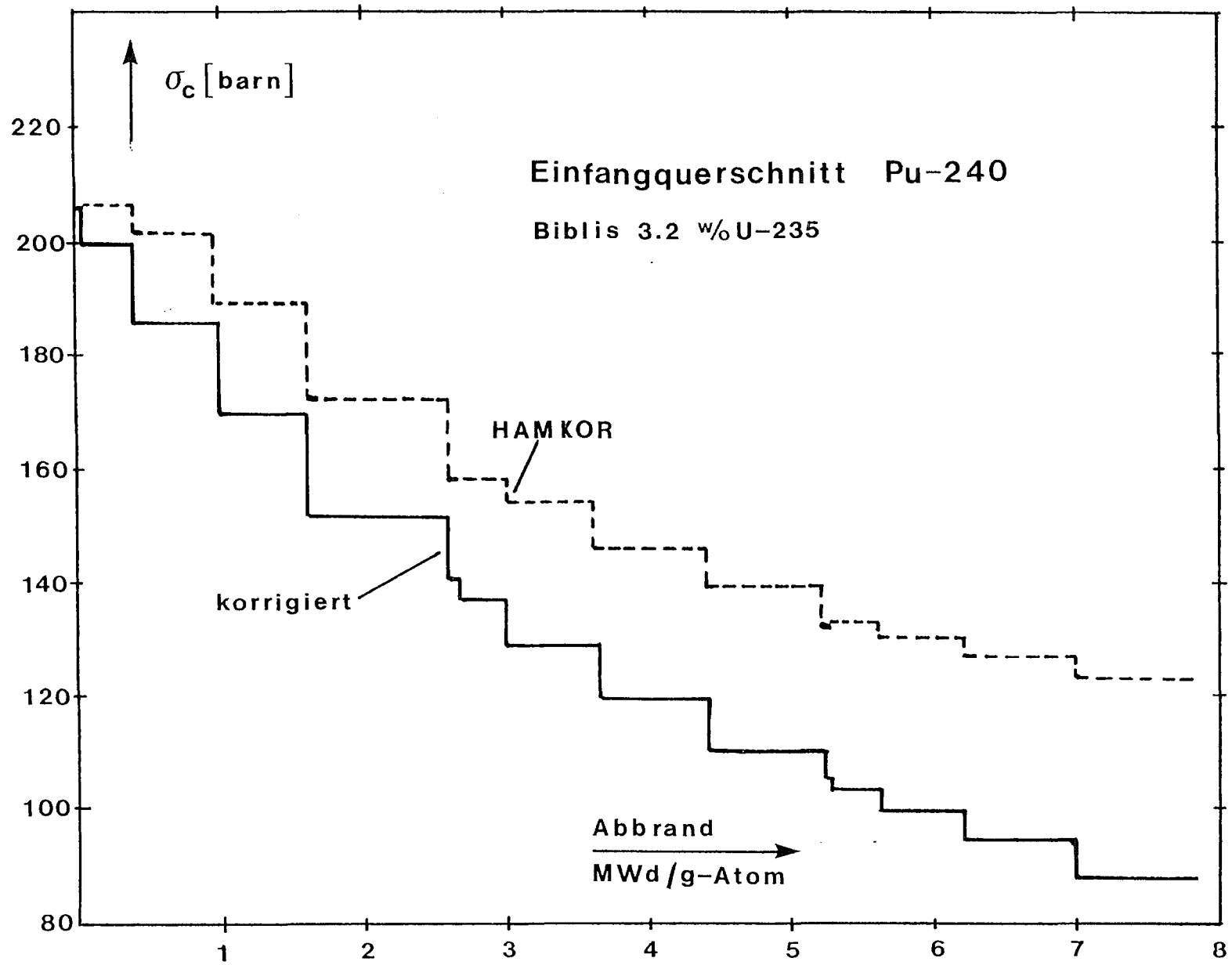


Abb.3.2: Abbrandabhängigkeit des Einfangquerschnitts von Pu240

Das vorgestellte zeitabhängige Zellverfahren HAMKOR ist als erster Schritt in Richtung eines umfassenden Programmsystems für den Brennstoffkreislauf (BKL) thermischer Reaktoren entwickelt worden, um in angemessenem Zeitrahmen die Möglichkeit zu besitzen, konsistente Inventarrechnungen auf der Basis aktueller Kerndaten durchzuführen. Das im Rahmen des BKL-Programmsystems neu zu entwickelnde zeitabhängige Zellverfahren wird in modularem Aufbau in das Karlsruher Programmsystem KAPROS /15/ integriert werden. Der Modul für die Zellrechnung wird direkt auf die KEDAK-Daten zugreifen können und die effektiven Wirkungsquerschnitte, sowohl für die Spektralrechnung als auch für die Übergabe an den Abbrandmodul, mit einem geeigneten Formalismus berechnen. Der Abbrandmodul wird wie bisher auf der Basis von KORIGEN erstellt werden. Bis zur Vollendung dieses Programmsystems kann weiterhin das HAMKOR-System als "Instrumentarium" zur Bereitstellung effektiver Wirkungsquerschnitte dienen. Der Vergleich mit experimentellen Nachbestrahlungsanalysen in Kap. 5 wird zeigen, daß konsistente Inventarrechnungen auf der Basis der mit HAMKOR berechneten Wirkungsquerschnitte geeignet sind, das nukleare Inventar abgebrannter DWR-Brennstoffe verlässlich zu bestimmen.

### 3.1.2 Abbrandabhängige Wirkungsquerschnitte für Druckwasserreaktoren vom Typ BIBLIS

Als typischer Vertreter großer deutscher Druckwasserreaktoren wurde BIBLIS B, in den wesentlichen Daten mit der Folgeanlage Grafenrheinfeld übereinstimmend, ausgewählt. Die wesentlichen Reaktordaten sind in Tab. 3.1 aufgeführt. Uranbrennstoff der Anfangsanreicherung 3.2, 3.4 und 3.6 w/o wurde betrachtet. Die zugrunde gelegten Entladeabbrände betragen 33, 36 und 40 GWd/tU. Die Bestrahlung erfolgte jeweils in 3 Zyklen à 333 d mit Nulllastzeiten von 40 d. Zur Borsäureregulierung wurde pro Zyklus ein von 900 ppm bis 0 veränderlicher Borgehalt des Moderators benutzt.

Abbrandabhängige Wirkungsquerschnitte wurden für die Actiniden U235, 236, 238, Np237, Pu238-242, Am241,243 und Cm244 auf der Basis der KEDAK-Daten erzeugt. Der Einfangquerschnitt von Pu240 wurde jeweils entsprechend dem in Kap. 3.1.1 beschriebenen Verfahren korrigiert. Diese Wirkungsquerschnittsätze sind, zusammen mit Datensätzen für die DWR Trino Ver-  
celle und KWO, die im Zusammenhang mit Nachbestrahlungs-  
analysen erstellt wurden, in der KORIGEN-Querschnittsbiblio-  
thek KORIDATA implementiert. Im Anhang C sind die Datensätze  
der KORIDATA-Bibliothek tabelliert. Die Kennzeichnung der  
Datensätze ist Tab. 3.2 zu entnehmen. Die Wirkungsquerschnitte  
wichtiger Actiniden für den Fall BIBLIS, 3.2 w/o anfängliches  
U235, Abbrand 33 Gwd/tU sind in Anhang C.2 graphisch  
dargestellt und werden im folgenden Abschnitt im Vergleich  
mit den entsprechenden ORNL-Querschnitten diskutiert.

Für Spaltprodukte sind eigene, reaktorspezifische Wirkungs-  
querschnitte in Arbeit. Gegenwärtig wird in Inventarrechnungen  
für Spaltprodukte ein ORNL-Datensatz benutzt: konstante Ein-  
gruppenwirkungsquerschnitte zu einem zeitlich mittleren  
Abbrandzustand /16/.

Thermische Leistung	3733 MW
Brennstoff	UO <sub>2</sub>
U235-Anfangsanreicherung	3.2 w/o
Urangewicht	101.6 t
mittlere Leistungsdichte des Reaktors	36.7 MW/t
<u>Zelle:</u>	
Brennstabdurchmesser	10.75 mm
Cladding-Wandstärke (Material: Zirkaloy)	.725 mm
Volumenverhältnis	
Moderator/Brennstoff	2.06
<u>Mittlere Temperaturen /°C/ :</u>	
Brennstoff	833
Kühlmittel	310
Cladding	344

Tab. 3.1 Reaktordaten BIBLIS B / 1/

Typ	anfängl. U235- Anreicherung [w/o]	Abbrand [GWd]	Bezeichnung
BIBLIS B	3.2	33	33P3U-32-KFK-BIB
"	3.4	36	36P3U-34-KFK-BIB
"	3.6	40	40P3U-36-KFK-BIB
KWO	3.13	30	30P3U-31-KFK-KWO
"	3.0	38	38P3U-30-KFK-KWO
"	2.83	38	38P3U-28-KFK-KWO
Trino	3.13	30	30P4U-31-KFK-TRI

Tab. 3.2 KfK-Datensätze in der KORIDATA-Bibliothek

Brennstabdurchmesser 8.348 mm  
 Claddingwandstärke .583 mm  
 Volumenverhältnis  
 Moderator/Brennstoff 1.88

Tab. 3.3 Zelldaten des ORNL-Referenz-DWR /16/

### 3.2 Vergleich der KfK- und ORNL-Wirkungsquerschnitte und -Verfahren zu deren Erzeugung

Zum Vergleich der mit KfK-Methoden und -Daten erzeugten Akti-  
 nidenwirkungsquerschnitte stehen entsprechende effektive Ein-  
 gruppenquerschnitte aus Oak Ridge zur Verfügung, die ebenfalls  
 in der KORIDATA-Datei implementiert sind und von KORIGEN  
 alternativ benutzt werden können. Die im ORNL erzeugten Wir-  
 kungsquerschnitte unterscheiden sich sowohl in den zugrunde  
 liegenden differentiellen Kerndaten (ENDF/B-IV) als auch in  
 der zu ihrer Erzeugung benutzten Methode und dem Reaktormodell  
 von den KfK-Wirkungsquerschnitten.

### 3.2.1 Das ORNL-Modell zur Erzeugung effektiver Actiniden- querschnitte

Dem ORNL-Modell /16/ zugrunde liegt ein großer, etwa dem BIBLIS-Typ vergleichbarer DWR mit einer thermischen Leistung von 3800 MW, der in 3 Zyklen à 293.3 d Vollast und 71.7 d Nulllast gefahren wird. Der Endabbrand beträgt wie beim BIBLIS-Typ mit 3.2 w/o angereichertem Uran 33 GWd/tU. Die Zellabmessungen sind etwas kleiner als beim BIBLIS-Typ (vgl. Tab. 3.1/3.3).

Das ORNL-Modell legt großen Wert auf die Berücksichtigung des Einflusses verschieden angereicherter Zonen bei Erst-, Um- und Nachladung des Reaktors. Pro Zyklus wird je 1/3 des Gesamtinventars entladen und unter Umsetzung neu beladen. Der Nachladebrennstoff hat 3.2%, die Erstbeladung 2.1%, 2.6% und 3.1% Anfangsanreicherung zu je 1/3 der Gesamtladung.

Dem Brennstoff wird während seines ersten Zyklus im Reaktor ein mittlerer Abbrandzustand von 5 GWd/tU, während seines zweiten Zyklus 16 GWd/tU und während seines dritten Zyklus 27 GWd/tU zugeordnet. Zu diesen Abbrandzuständen werden mit vorgegebenen Nuklidkonzentrationen effektive 84-Gruppenquerschnitte erzeugt, mit deren Hilfe das Zellspektrum in 84 Gruppen berechnet wird. Das 84-Gruppenspektrum wird zur Kondensation der 84-Gruppenquerschnitte auf 5 Gruppen benutzt. Diese effektiven 5-Gruppenquerschnitte werden als repräsentativ hinsichtlich der mittleren energetischen Resonanzselbstabschirmung pro Zyklus angesehen. Das bedeutet, daß die energetische Resonanzselbstabschirmung während eines jeden Zyklus konstant gehalten wird (vgl. hierzu die KfK-Methode Abschn. 3.2.2 bzw. Kap. 3.1.).

Mit den effektiven 5-Gruppenquerschnitten wird nun, beginnend beim frischen Reaktor ( $t = 0$ ), für ein quasi-nulldimensionales Modell - drei 0.001 cm dünne Plättchen mit 3.1, 2.6 und 3.1% Anreicherung eine Diffusionsrechnung durchgeführt, die ein

Spektrum in 5 Gruppen ermittelt, das zur Kondensation der 5-Gruppenquerschnitte auf eine Gruppe benutzt wird. Die so erhaltenen Querschnitte werden als die gesuchten effektiven Eingruppenquerschnitte zur Zeit  $t = 0$  angesehen. Diese enthalten aufgrund des benutzten Kondensationsspektrums Einflüsse durch die unterschiedlichen Anreicherungszone.

Für jede Anreicherungszone folgt nun eine Abbrandrechnung, die die Nuklidkonzentrationen am Ende des ersten Zeitintervalls  $t_1$  liefert. Damit wird wiederum eine Spektrumsberechnung in 5 Gruppen durchgeführt, der sich eine Kondensation der repräsentativen 5-Gruppenquerschnitte auf eine Gruppe anschließt. Es folgt eine Abbrandrechnung für das nächste Zeitintervall etc. Dieses Verfahren wird bis zum Ende des ersten Zyklus mit etwa gleichen Zeitinkrementen fortgeführt und anschließend unter Beachtung der Brennstoffumsetzung, der Entladung und Neubeladung bis zum Ende des zehnten Zyklus vorangetrieben. Am Ende dieses zehnten Zyklus ist die Zusammensetzung des aus dem Reaktor mit einem Abbrand von 33 Gwd/tU entladenen Nachladebrennstoffs (Anfangsanreicherung 3.2 w/o U235) praktisch stationär (Gleichgewichtszyklus). Die in diesem Gleichgewichtszyklus erhaltenen effektiven Eingruppenquerschnitte der Actiniden werden als die im verbesserten ORIGEN für Batch-Abbrandrechnungen im Gleichgewichtsbetrieb einzusetzenden Querschnitte angesehen.

Der variable Borsäuregehalt im Moderator zur Reaktorregelung - etwa von 900 ppm Bor am Zyklusanfang bis 0 am Zyklusende abnehmend - der in DWRs üblich ist und der die abbrandabhängigen Actinidenquerschnitte z.T. empfindlich beeinflusst, wird vom ORNL-Modell nicht berücksichtigt, es wird vereinfachend ein konstanter Borgehalt von 550 ppm angenommen /16/.

### 3.2.2. Vergleich des KfK- und des ORNL-Verfahrens zur Erzeugung effektiver Actinidenwirkungsquerschnitte

Die Akzentuierungen beim KfK- und ORNL-Verfahren sind unterschiedlich:



KfK-Verfahren: konsistente Behandlung der energetischen Resonanzselbstabschirmung sowie der zeitlichen Änderung des Spektrums durch die Regelung mit Borsäure und den Aufbau der Spaltprodukte und Transurane

ORNL-Verfahren: Berücksichtigung des beim Be-, Um- und Entladen diskontinuierlichen Einflusses unterschiedlich abgebrannter Brennstoffzonen auf das Spektrum.

Die beiden Verfahren werden im folgenden en detail einander gegenübergestellt:

Energetische Resonanzselbstabschirmung:

- wird beim KfK-Verfahren konsistent mitgenommen; dies wird ermöglicht durch Kopplung der Inventarrechnung mit der Zellrechnung: die aktuellen Nukliddichten werden zu Anfang eines jeden Zeitabschnitts an das Zellprogramm übergeben, dadurch wird zu jedem Zeitschritt die richtige Selbstabschirmung berechnet.
- Beim ORNL-Verfahren wird für jeden Zyklus nur eine Zellrechnung mit vorgegebenen und daher inkonsistenten Nukliddichten durchgeführt, d.h. für die energetische Resonanzselbstabschirmung wird ein mittlerer Wert berechnet, der für den ganzen Zyklus als gültig angesehen wird.

Spektrumsänderung durch die Regelung mit Borsäure:

- Beim KfK-Verfahren wird pro Zyklus der Borsäuregehalt des Moderators von ca. 900 ppm bis 0 variiert; dies hat z.T. starken Einfluß auf die effektiven Wirkungsquerschnitte, da das Spektrum aufgrund des hohen Borgehalts zu Beginn eines neuen Zyklus relativ hart ist und entsprechend dem abnehmenden Borgehalt weicher wird. Dieser Effekt über-

lagert die Härtung des Spektrums durch den Aufbau der Transurane und Spaltprodukte.

- wird beim ORNL-Verfahren aus programmtechnischen Gründen nur im Mittel berücksichtigt: konstanter Borgehalt von 500 ppm in jedem Zyklus.

Berücksichtigung der Zonen unterschiedlichen Abbrands durch diskontinuierliche Be-, Um- und Entladung:

- wird vom KfK-Verfahren nur indirekt über den veränderlichen Borgehalt des Moderators berücksichtigt: der pro Zyklus zunächst hohe, dann abfallende Borgehalt reflektiert die zeitliche Variation der Überschubreaktivität des ganzen Reaktors: bei Zyklusanfang wird die hohe Überschubreaktivität, bedingt durch die teilweise Neubeladung des Reaktors mit frischen Brennelementen, kompensiert durch erhöhte Beimischung von Borsäure zum Moderator; während des Zyklus wird der Borsäuregehalt - entsprechend der Abnahme der Überschubreaktivität durch den fortschreitenden Abbrand - verringert.
- wird vom ORNL-Verfahren auf der Basis des Plättchenmodells (vgl. Abschn. 3.2.1) relativ aufwendig (gekoppelte Diffusions-Abbrandrechnung in 5 Energiegruppen bis zum zehnten Zyklus) nachgefahren. Es erscheint fraglich, ob dieses einfache Plättchenmodell die Wechselwirkung verschieden abgebrannter Brennelemente adäquat beschreibt.

Zusammenfassend kann man schließen, daß das KfK-Verfahren gegenüber dem ORNL-Verfahren deutliche Vorzüge hat: die Effekte, die wesentlich auf das Neutronenspektrum wirken und in die effektiven Eingruppenquerschnitte eingehen sowie deren Verhalten mit fortschreitendem Abbrand z.T. stark beeinflussen (energetische Resonanzselbstabschirmung, Regelung mit Borsäure, Härtung des Spektrums durch Spaltprodukte und Transuranen), werden vom KfK-Verfahren konsistent behandelt. Das

ORNL-Verfahren behandelt diese Effekte teilweise inkonsistent und grober und stellt in einem einfachen Modell Effekte durch Zonen unterschiedlichen Abbrandes in den Vordergrund, was zu einem aufwendigen Rechenverfahren führt.

### 3.2.3 Vergleich der KfK-Wirkungsquerschnitte des BIBLIS Typs 3.2 w/o U235 mit den ORNL-Querschnitten

Bestimmend für das Verhalten der effektiven Wirkungsquerschnitte in Abhängigkeit vom Abbrand ist der Verlauf der mikroskopischen Wirkungsquerschnitte mit der Energie und das mit dem Abbrand veränderliche Neutronenspektrum. Die Wirkungsquerschnitte der betrachteten wichtigsten Actiniden lassen sich in drei Gruppen einteilen:

- I) Actiniden, deren Wirkungsquerschnitt im thermischen Energiebereich ( $E \lesssim 0.5$  eV) eine Resonanz ("thermische Resonanz") besitzt: U235, Pu239, Pu241, Am241 (vgl. Tab. 3.4 sowie Abb. 3.3). Die Wirkungsquerschnitte dieser Nuklide besitzen hohe 2200 m/s-Werte (vgl. Tab. 3.4, sowie Abb. 3.3), so daß für thermische Reaktoren der effektive Eingruppenquerschnitt durch den Verlauf des mikroskopischen Wirkungsquerschnitts im thermischen Energiebereich bestimmt wird.
- II) Actiniden, deren mikroskopischer Wirkungsquerschnitt die erste Resonanz im epithermischen Energiebereich ( $E \gtrsim 0.5$  eV) hat, die den Eingruppenquerschnitt für thermische Reaktoren bestimmt: U236, U238, Pu242, Cm244. Der thermische Wirkungsquerschnitt (2200 m/s-Wert) ist sehr klein, die Resonanzenergie liegt bei einigen eV (Tab. 3.4 u. Abb. 3.3).
- III) Sonderfälle:
  - a) Pu240 und Am243, deren mikroskopische Einfangquerschnitte Resonanzen bei 1 eV besitzen, die den effektiven Eingruppenquerschnitt für thermische Reaktoren bestimmen.

b) Pu238, dessen Einfangsquerschnitt einen hohen 2200 m/sec-Wert aufweist, während die erste Resonanz bei ca. 3 eV liegt (Tab. 3.4): der effektive Eingruppenquerschnitt wird durch den  $1/v$ -Anteil bestimmt.

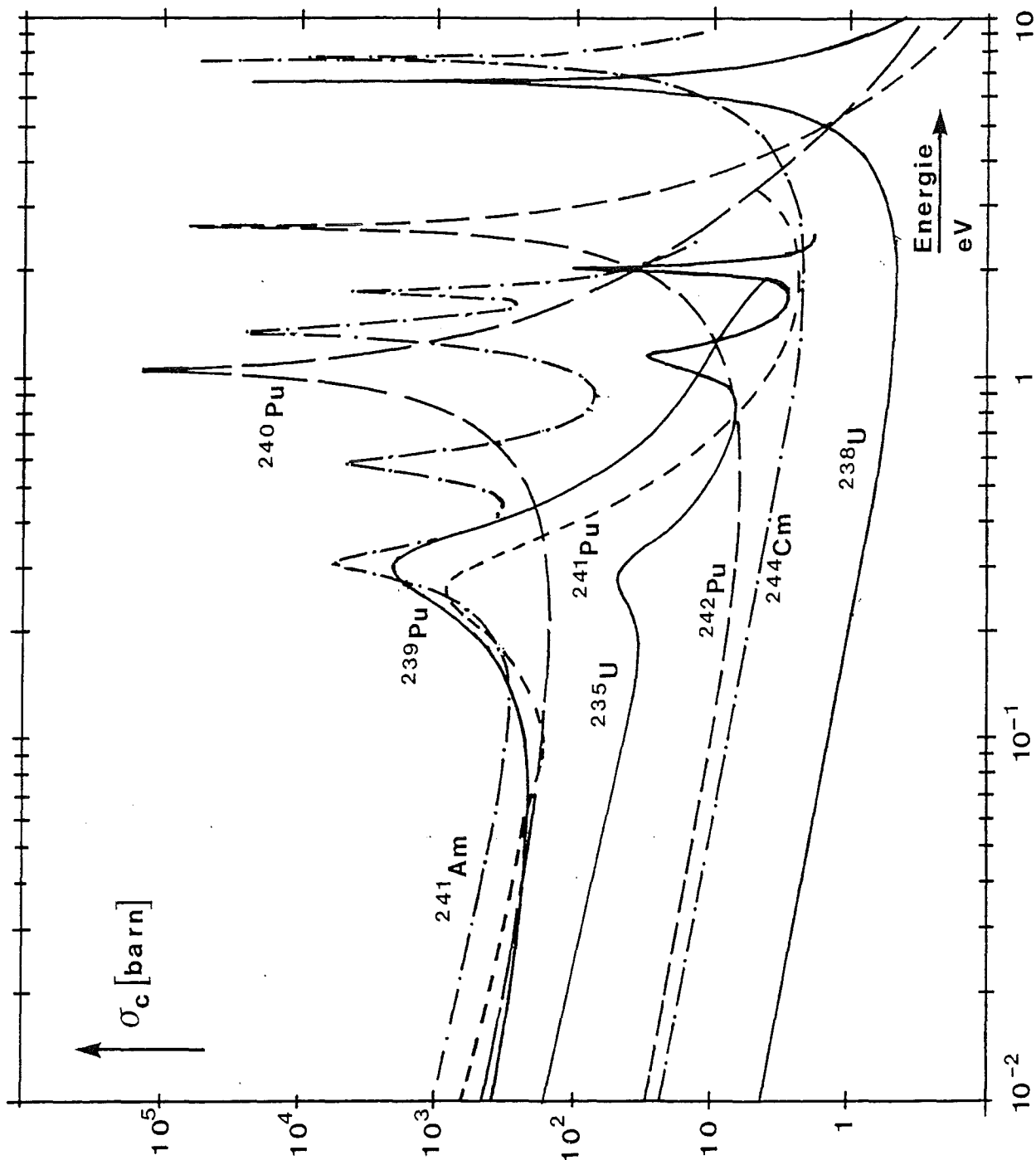


Abb.3.3: Einfangsquerschnitte der wichtigsten Actiniden im Energiebereich bis 10 eV

Nuklid	Kategorie	Resonanzenergien [eV]		2200 m/s-Querschnitt [b]		Resonanzintegral* [b]	
		1. Resonanz	2. Resonanz	Einfang	Spaltung	Einfang	Spaltung
U235	I	0.273	1.14	99.4	588	168	238
236	II	5.45	29.7	5.2	-	346	-
238	II	4.393	6.67	2.7	-	279	-
Np237	I	0.489	1.32	169.1	-	642	-
Pu238	III	2.885	9.975	542	17	162	31
239	I	0.297	7.82	271	745	194	280
240	III	1.058	20.46	290	-	7977	-
241	I	0.26	4.276	365	1012	193	582
242	II	2.65	14.6	19.0	-	1124	-
Am241	I	0.308	0.577	610	3.2	1452	-
243	III	0.420	0.983 1.356	79.3	-	1847	-
Cm244	I	7.668	16.79	14	1.0	637	-

$$*15\text{MeV} \int_{0.5\text{eV}}^{\sigma(E)} \frac{dE}{E}$$

Tab. 3.4 Resonanzenergien, Resonanzintegrale und 2200 m/sec-Wirkungsquerschnitte der betrachteten Actiniden

Im folgenden werden die Fälle I, II, III einzeln diskutiert.

I) Actiniden mit einer thermischen Resonanz

Die effektiven Eingruppenquerschnitte dieser Nuklide zeichnen sich aus durch eine stark zunehmende Resonanzselbstabschirmung mit fortschreitendem Abbrand sowie durch große Sensitivität auf spektrale Änderungen infolge der Regelung mit Borsäure und des Aufbaus der Spaltprodukte und Transurane. Der allgemeine Trend dieser Eingruppenquerschnitte läßt sich für das KfK-Verfahren wie folgt charakterisieren:

Beginnend beim größten Wert zur Zeit  $t = 0$  (frischer Brennstoff) fällt der Querschnitt während des ersten Zyklus - nuklidspezifisch stärker oder schwächer - infolge der stark zunehmenden Härtung des Spektrums durch den Aufbau der Transurane und der Spaltprodukte. Im ersten Zyklus ist dieser Effekt so stark, daß sich der abnehmende Borgehalt, der ein weicher werdendes Spektrum zur Folge hätte, im Spektrum nicht bemerkbar macht. Zu Anfang des zweiten Zyklus wird das Spektrum durch den nun hohen Borgehalt noch härter: der Querschnitt fällt sprunghaft. Während des zweiten Zyklus wird das Spektrum entsprechend dem abnehmendem Borgehalt weicher. Dieser Effekt konkurriert mit der nuklidspezifisch zunehmenden (bei U235 abnehmenden) Resonanzselbstabschirmung: Der Querschnitt kann steigen ( $\sigma_f, \sigma_c$  von Pu241), aber auch in etwa konstant bleiben, d.h. die gegenläufigen Effekte kompensieren sich in etwa ( $\sigma_f, \sigma_c$  von Pu<sub>241</sub>). Zu Beginn des dritten Zyklus fällt der Querschnitt wieder sprunghaft, um mit weicher werdendem Spektrum während des Zyklus anzusteigen (hier überwiegt der "Boreffekt" die zunehmende, in die Sättigung übergehende Selbstabschirmung). Gemeinsam ist den Eingruppenquerschnitten der Actiniden mit einer thermischen Resonanz auch die starke Abhängigkeit von der U235-Anfangsanreicherung. Dies erklärt sich daraus, daß die thermische Neutronenabsorption in U235 mit größerem Anfangsgehalt an U235 erhöht ist und dadurch das Neutronenspektrum härter wird.

Der qualitative Verlauf der entsprechenden ORNL-Querschnitte ist durch das benutzte Verfahren geprägt: Sprünge am Zyklusanfang durch die geänderte energetische Resonanzselbstabschirmung, kleinere Änderungen innerhalb der Zyklen aufgrund der geänderten Brennstoffzusammensetzung. Meist sind die Änderungen der Querschnitte innerhalb der Zyklen so klein, daß man sie vernachlässigen könnte. Charakteristisch ist der Anstieg des Querschnittes von U235 jeweils bei Zyklusanfang: Die abnehmende Abschirmung in U235 wird hier nicht durch den Boreffekt überdeckt. Die Abnahme des U235-Querschnitts innerhalb der Zyklen ergibt sich zwangsläufig aus dem benutzten Verfahren: die zunehmende Härtung des Spektrums (Spaltprodukte, Transurane) bewirkt eine Abnahme des effektiven U235-Querschnittes, da der Borgehalt und die Resonanzselbstabschirmung konstant gehalten werden. Bei konsistenter Behandlung der Resonanzselbstabschirmung und der Regelung mit Borsäure ist eine Zunahme des Querschnittes innerhalb der Zyklen möglich.

## II) Actiniden mit der ersten Resonanz im epithermischen Bereich

Kennzeichen der effektiven Wirkungsquerschnitte dieser Nuklide ist deren Insensitivität auf Änderungen des thermischen Spektrums (z.B. Härtung oder "Boreffekt"). Der Wirkungsquerschnitt ist über dem ganzen Abbrandbereich in etwa konstant ( $\sigma_c$  von U238, Cm244). Schwache Änderungen des Querschnittes werden durch die sich ändernde Resonanzselbstabschirmung bewirkt ( $\sigma_c$  von Pu242). Diese ist aber sehr gering, da die Resonanzen im  $1/E$ -Bereich des Spektrums liegen und mit entsprechend geringem Gewicht beaufschlagt werden.

### III) Sonderfälle

#### a) Pu240 und Am243

Der Einfangquerschnitt von Pu240 besitzt eine stark ausgeprägte Resonanz bei 1 eV, die den effektiven Eingruppenquerschnitt fast ausschließlich bestimmt. Diese Resonanz wird von Änderungen des thermischen Spektrums nicht merklich beeinflusst. Da diese Resonanz aber an der unteren Grenze des 1/E-Spektrums liegt und dadurch mit großem Gewicht beaufschlagt wird, darüberhinaus sehr ausgeprägt ist, zeigt sich mit zunehmendem Pu240-Gehalt eine starke zunehmende Resonanzselbstabschirmung: bei KfK fällt  $\sigma_c$  (Pu240) von anfänglich ca. 200 b auf 90 b beim Abbrand von 33 Gwd/tU.

Die starke Selbstabschirmung kommt auch bei ORNL zum Ausdruck:  $\sigma_c$  (Pu240) macht jeweils am Zyklusanfang einen starken Sprung. Innerhalb eines Zyklus ändert sich  $\sigma_c$  dagegen kaum, da die energetische Resonanzselbstabschirmung entsprechend dem ORNL-Modell innerhalb des Zyklus konstant gehalten wird.

Der effektive Einfangquerschnitt von Am243 wird durch die Resonanz bei 1.356 eV bestimmt; die beiden Resonanzen unterhalb 1 eV fallen nicht ins Gewicht. Das Verhalten des Eingruppenquerschnitts ist daher ähnlich wie bei  $\sigma_c$  (Pu240):  $\sigma_c$  fällt leicht mit zunehmendem Abbrand aufgrund der schwach zunehmenden Resonanzselbstabschirmung. Der Effekt ist hier aufgrund der kleineren Am243-Konzentration und der weniger ausgeprägten Resonanz wesentlich kleiner als im Fall Pu240.

b) Der Einfangquerschnitt von Pu238 stellt eine Ausnahme dar, da sein 2200-m/s-Wert relativ hoch ist, die erste Resonanz aber erst bei ca. 3 eV liegt (Tab. 3.4). Dementsprechend ist beim effektiven Eingruppenquerschnitt eine schwache Abhängigkeit vom variierenden Borgehalt erkennbar.



Quantitativ lassen sich effektive KfK- und ORNL-Querschnitte der Kategorie I schwer vergleichen, da außer den unterschiedlichen Zellabmessungen weitere, auf diese Querschnitte sensitiv wirkenden Reaktorparameter, z.B. die Urandichte, differieren. Die KfK-Querschnitte für U- und Pu-Isotope (mit Ausnahme von U236 und Np 237) basieren auf KEDAK-3 (1979) /17/, die ORNL-Querschnitte auf ENDF/B-IV (1974). Die KfK-Querschnitte der Am-Isotope und Cm244 basieren auf der neuesten Karlsruher Auswertung (1981). Die effektiven Einfangquerschnitte von Am243 und Cm244, die auf unterschiedliche Reaktorparameter kaum sensitiv sind, unterscheiden sich zwischen KfK und ORNL stark; der KfK-Wert für  $\sigma_c$  (Am 243) liegt ca. 30 % über, für  $\sigma_c$  (Cm244) ca. 50 % unter dem entsprechenden ORNL-Wert. Beide Querschnitte sind für die Cm244-Konzentration bestimmend. Mit den KfK-Werten ist bessere Übereinstimmung mit experimentellen Nachbestrahlungsanalysen für Cm244 zu erzielen (Kap. 5). Neuere effektive Querschnittssätze für 4.1 % angereicherten Uranbrennstoff von Croff et al. /18/, die auf ENDF/B-V basieren, enthalten für die Einfangquerschnitte von Am243 und Cm244-Werte, die mit den KfK-Werten konsistent sind.

#### 4. Modifikationen im stand-alone KORIGEN gegenüber dem Bell'schen ORIGEN

Diese Modifikationen betreffen

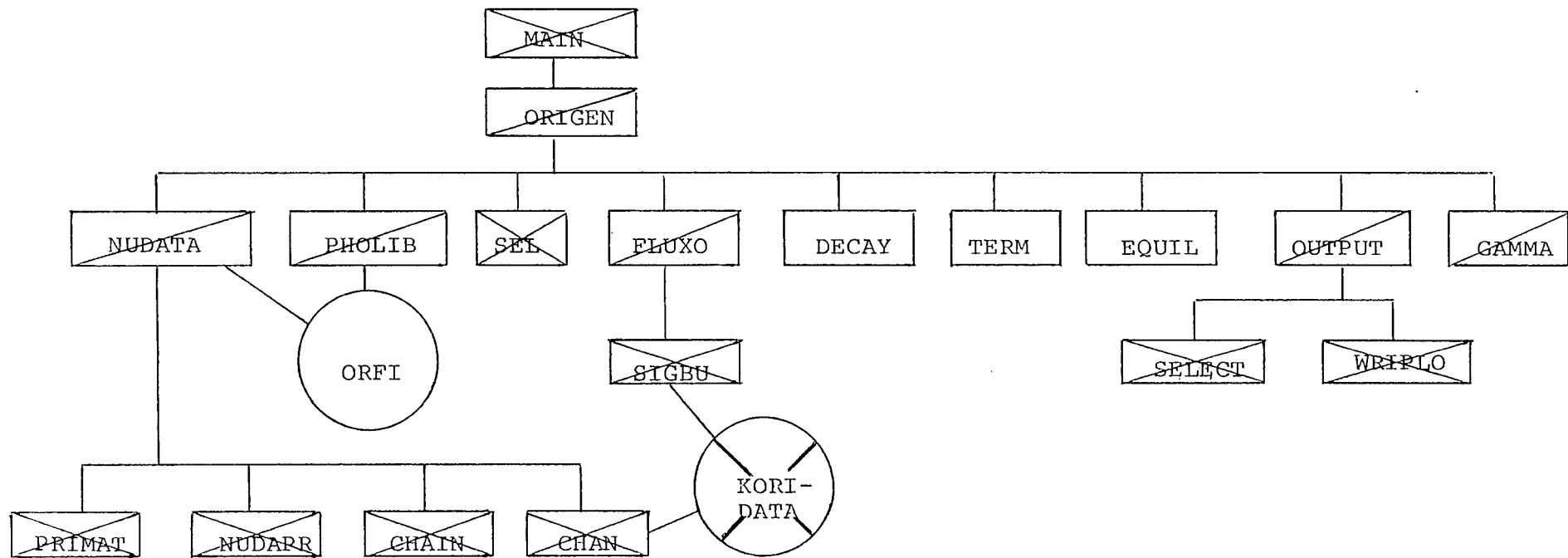
- den Einsatz reaktorphysikalischer effektiver Wirkungsquerschnitte für wichtige Nuklide, abbrandabhängig für Actiniden
- die nuklidspezifische Spaltenergiefreisetzung
- die n-Emission
- die Kontrolle der verwendeten nuklearen Daten
- die Eingabe und deren Überprüfung
- die Ergebnisdarstellung und -auswertung

Dazu wurden das Steuerprogramm MAIN und die Unterprogramme SIGBU, CHAN, SEL, SELECT, PRIMAT, NUDAPR, CHAIN, INVNUC, WRIPLO und DESCRi neu erstellt und die im KfK vorhandenen Hilfsroutinen CONVX, CONVY, CONVZ eingebaut - ihre Funktion ist aus den folgenden Unterabschnitten ersichtlich - sowie die ORIGEN-Programmteile ORIGEN, NUDATA, FLUXO, OUTPUT, PHOLIB und GAMMA modifiziert. Abb. 4.1 zeigt im Blockdiagramm die hauptsächlichsten Programmteile von KORIGEN.

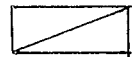
##### 4.1 Dateneinsatz

Ein Teil der nuklearen Daten ist zur Zeit noch in der von Bell eingeführten Form / 2 / in den insgesamt sechs ORFI-Dateien enthalten. Bis zur vollständigen Umstellung auf Karlsruher Daten wird deshalb der mit der Struktur dieser Datensätze verknüpfte Formalismus, besonders das

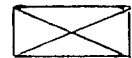
Abb.4.1: KORIGEN Block Diagramm (wesentliche Routinen)



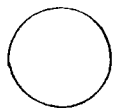
Ungeänderte Programmteile aus ORIGEN



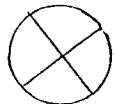
Geänderte Programmteile aus ORIGEN



Neue Programmteile



Basisdaten: in alter Struktur, jedoch: mehr Nuklide, teilweise neue Daten, Reihenfolge der Nuklide verändert



Neue Daten mit 1-Gr.-Querschnitten: zu einem mittleren Abbrand für 7 LWR-Spektren /16,18/, abbrandabhängig für 14 LWR-Spektren (diese Arbeit und /16,18/- vgl. auch Anhang B.1)

veraltete Konzept der Spektralindizes - jedoch mit reduziertem Einfluß (Anhang A.2) - und der Bezug auf den thermischen Neutronenfluß beibehalten. Reaktorspezifische effektive Wirkungsquerschnitte für wichtige Nuklide, abbrandabhängig für Actiniden, sind in der Datei KORIDATA gespeichert - siehe Abschnitt 3.1.2 und Anhang C.

#### 4.1.1 Bereitstellung effektiver Wirkungsquerschnitte

Die Koeffizientenmatrix der Abbrandgleichungen - vgl. Abschnitt 2.3, Gl.(2.12) - im folgenden wie üblich kurz Übermatrix (transition matrix) genannt, enthält die mikroskopischen zonenabhängigen Reaktionsraten  $\sigma_{x,z}(t) \cdot \phi_z(t)$ , oder, in der Bell'schen Schreibweise,  $\sigma_{x,OR,z}(t) \cdot \phi_{th,z}(t)$  mit

$$(4.1) \quad \sigma_{x,OR,z}(t) \equiv \sigma_{x,z}(t) \cdot \phi_z(t) / \phi_{th,z}(t)$$

Zur Vereinfachung der Schreibweise wird im folgenden die Zonen- und Zeitabhängigkeit  $_z(t)$  nicht mitgeschrieben. In KORIGEN werden vor Beginn der Bestrahlungsrechnung die  $\sigma_{x,OR}^i$ -Querschnitte zunächst aus den Daten der ORFI-Dateien (z.Zt. 1176 Nuklide) mit Hilfe der Spektralparameter THERM, RES, FAST im Unterprogramm NUDATA ermittelt - vgl. Anhang A.1. Jeweils nach Berechnung eines solchen  $\sigma_{x,OR}^i$ -Wertes wird in der durch die Eingabe (Karte B: LPU, Karte U1 : ALLWQ) spezifizierten KORIDATA-Datei durch das Unterprogramm CHAN abgefragt, ob ein reaktorspezifischer, zu einem mittleren Abbrand bestimmter Eingruppen-Querschnitt  $\sigma_x^i$  vorhanden ist. Ein gefundener  $\sigma_x^i$ -Wert wird mit  $\phi/\phi_{th}$  aus Gl.(A-9) multipliziert und ersetzt den vorher berechneten  $\sigma_{x,OR}^i$ -Wert. Dieses Überschreiben von Querschnittswerten kann alternativ oder zusätzlich durch Eingabe von Eingruppenwerten über Karten U2 vorgenommen werden - vgl. dazu

Anhang B.1: Eingabebeschiebung. Am Ende des Durchlaufs durch NUDATA liegen auf diese Weise eine Übergangsmatrix {A} sowie  $\sigma_a$ - und  $\sigma_f$ -Querschnitte (TOCAP, FISS) vor, die für die wichtigen, in der KORIDATA-Datei vertretenen Nuklide und Neutronenreaktionen auf reaktorspezifischen Eingruppen-Querschnitten basieren oder - bei ausschließlicher oder zusätzlicher Karteneingabe - die Kartenwerte enthalten. In der KORIDATA-Datei sind z.Zt. die von Croff u.a. /16 / zu einem mittleren Abbrandzustand berechneten Eingruppen-Querschnitte implementiert.

Das Einbringen abbrandabhängiger Wirkungsquerschnitte für Actiniden geschieht zu Beginn eines jeden Bestrahlungsintervalls (Eingabe : Karte G) mit Hilfe des Unterprogramms SIGBU, das von FLUXO aufgerufen wird, und wird per Eingabe durch die Kennziffer KSB auf Karte C und durch Karte T1 gesteuert. SIGBU modifiziert die Querschnitte  $\sigma_{c,OR}$ ,  $\sigma_{c,OR}^{ex}$  (n-Einfang zum angeregten Zustand),  $\sigma_{a,OR}$  und  $\sigma_{f,OR}$  entsprechend dem in den vorangegangenen Bestrahlungsintervallen erreichten Abbrand B. Beim ersten Aufruf von SIGBU (B=0) werden die für Actiniden in der KORIDATA-Datei zu steigenden Abbränden  $B_i$   $[\text{MWd/gatSM}]^*$  mit  $B_1=0$  gespeicherten Eingruppen-Querschnitte  $\sigma_{c,i}$ ,  $\sigma_{c,i}^{ex}$  und  $\sigma_{f,i}$  gelesen und für  $i > 1$  zu Umrechnungsfaktoren

$$(4.2) \quad S_{x,i} = \sigma_{x,i} / \sigma_{x,i-1} \quad , \quad i > 1$$

verarbeitet. Für B=0 wird  $\sigma_{x,OR}$  in der Übergangsmatrix und in  $\sigma_{a,OR}$  (TOCAP) und  $\sigma_{f,OR}$  (FISS) durch  $\sigma_{x,1} \cdot \phi / \phi_{th}$  ersetzt. Für  $B > 0$  zu Anfang weiterer Bestrahlungsintervalle wird zunächst der Index l so bestimmt, daß

$$(4.3) \quad \begin{aligned} B_1 \leq B < B_{l+1}, & \quad \text{falls } B < B^{\max} \equiv \text{Max}\{B_i\}, \\ B_1 = B^{\max} & \quad , \quad \text{falls } B \geq B^{\max} , \end{aligned}$$

---

\* Megawattage pro Grammatom Schwermaterial

und anschließend der dem Abbrand  $B$  zugeordnete und im folgenden Bestrahlungsintervall konstant gehaltene Wirkungsquerschnitt zu  $\sigma_{x,OR} = \sigma_{x,l} \cdot \phi / \phi_{th}$  ermittelt. Letzteres geschieht durch Multiplikation des im vorangegangenen Bestrahlungsintervalls benutzten  $\sigma_{x,OR}$ -Wertes mit dem Produkt der Umrechnungsfaktoren  $S_{x,i}$  zu den  $B_i$ -Werten in jenem Intervall.

Zur optimalen Berücksichtigung der Abbrandabhängigkeit der Actinidenquerschnitte wird empfohlen, die Bestrahlungsintervalle  $(t_{k-1}, t_k)$  so zu wählen, daß

$$(4.4) \quad gat_{SM} \cdot B_l \leq \sum_{k=1}^{l-1} P_k \cdot \Delta t_k < gat_{SM} \cdot B_{l+1}, \quad l = 2, 3, 4, \dots$$

Dabei ist  $\Delta t_k = t_k - t_{k-1}$  [d], mit  $t_0 = 0$ , die Länge des  $k$ -ten Bestrahlungsintervalls,  $P_k$  [MW/tSM] die zugehörige Leistungsdichte und  $gat_{SM}$  die Anzahl der Grammatome der Actinidennuklide pro Tonne anfänglichen Schwermaterials (= 4203.4 für U235/238-Brennstoff mit 3.2 w/o U-235). Die Abbrandstützstellen  $B_l$  der in KORIDATA implementierten Querschnittssätze sind im KORIDATA-Ausdruck (siehe Anhang C.1) enthalten.

Das Einbringen abbrandabhängiger Actinidenquerschnitte kann über die Datei KORIDATA oder/und über Karten (T2 bis T6) erfolgen. Werden über Karten Daten für ein Nuklid und einen Querschnittstyp eingegeben, für welche bereits Werte in der KORIDATA-Datei vorhanden sind, so werden in der Rechnung die Karten-Werte benutzt. Die Querschnitte aus der KORIDATA-Datei können also für eine aktuelle Rechnung temporär modifiziert und ergänzt werden. Zum Inhalt des derzeitigen Standes der KORIDATA-Dateien siehe Abschnitt 3.1.2, Tab. 3.2.

#### 4.1.2 Nuklidspezifische Spaltenergiefreisetzung

Die pro Spaltung eines Spaltnuklids im Reaktor freigesetzte und als Wärme nutzbare Energie setzt sich zusammen - für Einzelheiten siehe z.B. Ref./19/- überwiegend aus der kinetischen Energie der Spaltprodukte und der Neutronen (prompt und verzögert), der Energie der prompten  $\gamma$ -Strahlung, der Energie der verzögerten  $\beta$ - und  $\gamma$ -Strahlung sowie der Energie der nach Neutroneneinfang im Brennstoff und den Hüll- und Strukturmaterialien emittierten  $\gamma$ -Strahlung:

$$\begin{aligned}
 E_T &= E_{\text{kin}}(\text{SP}) + E_{\text{kin}}(n) + E(\gamma\text{-prompt}) \\
 (4.5) \quad &+ E(\beta, \gamma\text{-verzögert}) + E_C \\
 &= E_F + E_C
 \end{aligned}$$

$E_F$  faßt die ersten nur unmittelbar aus der Spaltung resultierenden Beiträge zusammen.

$E_C$  ist hauptsächlich die Energie der nach Einfang von Spaltneutronen, überwiegend  $(n, \gamma)$ -Reaktionen an U238, freiwerdenden  $\gamma$ -Quanten pro Spaltung - weitere Beiträge wie z.B. die aus  $\alpha$ -Zerfällen der Transurannuklide Pu238, Cm242 etc. spielen in diesem Zusammenhang eine untergeordnete Rolle - und hängt ab von der für diese Reaktionen verfügbaren Anzahl von Sekundärneutronen und den Reaktormaterialien. Mit  $\bar{\nu}$  als nuklid-spezifischer Ausbeute an Sekundärneutronen pro Spaltung gibt  $\bar{\nu}-1$  im kritischen Reaktor die Anzahl der Überschußneutronen an, die entweder in den Reaktormaterialien eingefangen werden oder - zu einem geringeren Anteil - durch Leckage verloren gehen. Bezeichnet man mit  $Q_\gamma$  die im betrachteten Reaktor im räumlichen und zeitlichen Mittel pro Überschußneutron freigesetzte  $\gamma$ -Energie - für BIBLIS-Normalbrennstoff (3.2% U235-Anfangsanreicherung, 33 Gwd/tU mittlerer Entladeabbrand) ermittelt K. Baumung /20/ unter Berücksichtigung der Leckage einen Wert von  $Q_\gamma \approx 5.5$  MeV - so ist

$$(4.6) \quad E_C \approx (\bar{\nu}-1) \cdot Q_\gamma$$

Es ist anzumerken, daß  $E_F$  und  $E_C$  -letzteres hauptsächlich über  $\bar{\nu}$  - von der Energie  $E_n$  der die Spaltung induzierenden Neutronen abhängen. Nach Ref./19/ - Einzelheiten siehe dort - ist z.B. für U235-Spaltung für  $E_n < 2.6$  MeV  $dE_F/dE_n = -0.71$  und  $\frac{d}{dE}[(\bar{\nu}-1)Q_Y] = 0.75$ . Diese gegenläufigen Abhängigkeiten resultieren in dem relativ schwachen Gesamtzuwachs von .04 MeV pro Spaltung bei Erhöhung der Neutronenenergie um 1 MeV. Dieser Wert ist repräsentativ auch für die anderen Spaltnuklide. Das bedeutet: Für LWR kommt man mit einem Satz von  $E_F$ - und  $\bar{\nu}$ -Werten aus -für  $Q_Y$  ist eine Neubestimmung für weitere DWR und auch für SWR unterwegs -, für Schnelle Reaktoren sind die nuklidspezifischen  $E_F$ - und  $\bar{\nu}$ -Werte und auch  $Q_Y$  konsistent zu bestimmen.

In Tabelle 4.1 sind die in KORIGEN für DWR-Rechnungen verwendeten Werte für  $E_F$  und  $\bar{\nu}-1$  und das daraus mit  $Q_Y=5.5$  MeV resultierende  $E_T$  zusammengestellt. Die zum Vergleich angegebenen ORIGEN2-Werte /21/ für  $E_T$  sind für die wichtigen Spaltstoffisotope U235, Pu239 und Pu241 nur geringfügige 0.2% größer. Die Unterschiede beruhen vermutlich auf dem zu einem anderen Reaktor bestimmten  $Q_Y$  sowie auf der in ORIGEN2 näherungsweise benutzten analytischen Darstellung von  $E_T$  als Funktion der Kernladungszahl  $Z$  und der Massenzahl  $A$ . Eine Vergleichsrechnung zeigte, daß das mit den ORIGEN2- $E_T$ -Werten berechnete Inventar von bestrahltem BIBLIS-Normalbrennstoff praktisch nicht von dem mit den KORIGEN- $E_T$ -Werten bestimmten abweicht.



Nuklid	$E_F$ [MeV]	$\bar{\nu} - 1^e$	$E_T$ [MeV]		$\Delta$ (%)
			KORIGEN	ORIGEN2	
Th232	183.1 <sup>a</sup>	0.9	188.1	193.4	2.9
U 233	191.8 <sup>b</sup>	1.498	200.0	201.0	0.5
U 234	190.3 <sup>c</sup>	1.37	197.8	201.3	1.8
U 235	193.6 <sup>b</sup>	1.423	201.4	201.7	0.15
U 236	192.8 <sup>c</sup>	1.451	200.8	202.1	0.6
U 238	192.6 <sup>b</sup>	1.34	200.0	202.8	1.4
Np237	195.1 <sup>c</sup>	1.67	204.3	206.1	0.9
Pu238	197.8 <sup>c</sup>	1.889	208.2	210.2	1.0
Pu239	199.7 <sup>b</sup>	1.885	210.1	210.6	0.2
Pu240	195.0 <sup>d</sup>	1.880	205.3	211.0	2.8
Pu241	200.4 <sup>b</sup>	1.924	211.0	211.3	0.14
Pu242	200.6 <sup>c</sup>	1.580	210.9	211.7	0.4
Am241	202.3 <sup>c</sup>	2.110	213.9	215.2	0.5
Am243	202.1 <sup>c</sup>	1.80	212.0	215.9	2.0
Cm244	206.6 <sup>c</sup>	2.24	218.9	220.2	0.6

<sup>a</sup> Unik 1971 /19/

$$\Delta = \frac{\text{ORIGEN2} - \text{KORIGEN}}{\text{KORIGEN}}$$

<sup>b</sup> Trapp 1978 /22/

<sup>c</sup> ENDF/B-V

<sup>d</sup> ENDF/B-IV

<sup>e</sup> KEDAK4 /6/

Tabelle 4.1: Nuklidspezifische Spaltenergiefreisetzungen in KORIGEN und ORIGEN2

#### 4.1.3 Verbesserte Berechnung der Neutronenemission bestrahlten Brennstoffs

Aus Kritikalitäts- und Sicherheitsgründen ist die Frage der Neutronenemission von bestrahltem Brennstoff besonders bei der Wiederaufarbeitung von Bedeutung. Die vom bestrahlten Brennstoff emittierten Neutronen entstammen einerseits der Spontanspaltung der Transactinidenkerne, andererseits ( $\alpha, n$ )-Reaktionen vornehmlich am Sauerstoff ( $O_{17}, O_{18}$ ) des Brennstoffoxids.

##### Neutronen aus der Spontanspaltung

Zur Berechnung der bei der Spontanspaltung freiwerdenden Neutronen (pro Zeit- und Masseneinheit) wird neben der Halbwertszeit gegenüber Spontanspaltung die Neutronenausbeute pro Spontanspaltung  $\bar{\nu}_{sf}$  benötigt. KORIGEN benutzt explizit nuklidspezifische Werte, die teils auf Messungen teils auf Rechnungen beruhen /21,23 /. Diese Werte sind für alle spontanspaltenden Kerne in einer Data-Anweisung in der Subroutine GAMMA implementiert. ORIGEN benutzte zur Bestimmung von  $\bar{\nu}_{sf}$  folgende semiempirische, nur von der Massenzahl A abhängige Beziehung:

$$(4.6) \quad \bar{\nu}_{sf} = 2.84 + (A-244) \cdot 0.1225$$

Wie ein Vergleich zwischen den nuklidspezifischen  $\bar{\nu}_{sf}$ -Werten und denen nach (4.6) berechneten zeigt (Abb.4.2), sind die Unterschiede gering. Hauptproduzenten der Neutronen aus der Spontanspaltung sind mit großem Gewicht die Cm-Isotope 242 und 244, bei längeren Kühlzeiten (>50a) Cm246.

##### ( $\alpha, n$ )-Reaktionen

Die beim  $\alpha$ -Zerfall der Actiniden emittierten Heliumkerne werden aufgrund der geringen Kernladung bevorzugt von leichten Kernen absorbiert. Im oxidischen Brennstoff finden die meisten ( $\alpha, n$ )-Reaktionen am Sauerstoff (vornehmlich an  $O_{18}$ ) des Oxids statt. Zur Berechnung der pro  $\alpha$ -Zerfall

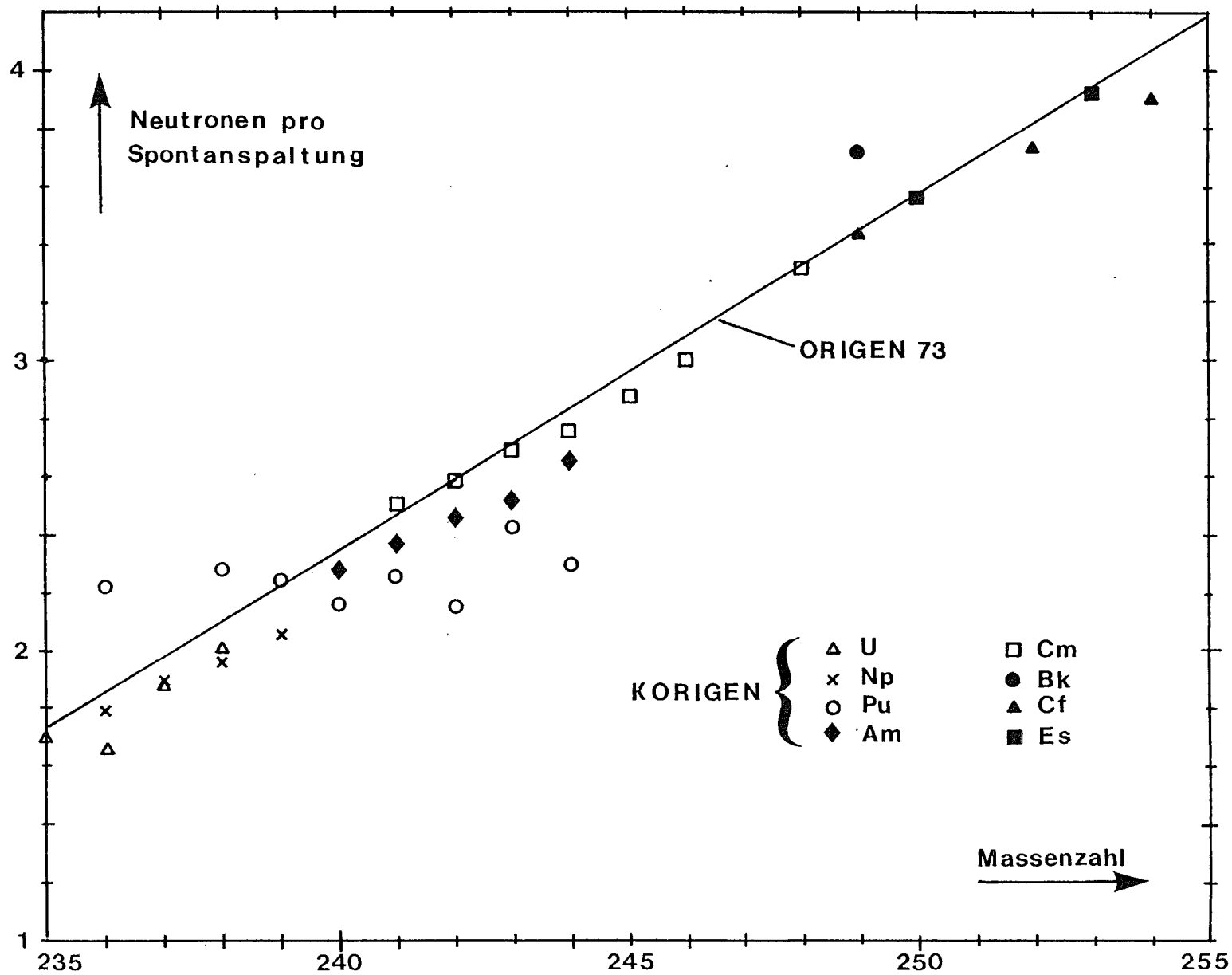


Abb.4.2: Neutronenausbeute bei der Spontanspaltung

eines Actinidenkerns zu erwartenden Neutronenausbeute benutzte ORIGEN folgende semiempirische Interpolationsformel, die einzig von der Energie der  $\alpha$ -Teilchen abhängt:

$$(4.7) \quad n(E_\alpha) = 10^{-10} E_\alpha^{3.65} \text{ n}/\alpha\text{-Zerfall}, E_\alpha \text{ in MeV}$$

In KORIGEN benutzen wir für die wichtigsten Produzenten der  $(\alpha, n)$ -Neutronen - Pu238 - 240, 242, Am241, Cm242, 244 - explizit experimentelle Werte /21,24/ der Neutronenausbeute (pro Massen- und Zeiteinheit). Für weniger wichtige Produzenten von  $(\alpha, n)$ -Neutronen benutzen wir die folgende, auf den experimentellen Werten von Pu239 und Cm242 basierende Interpolationsformel /21/, die die Neutronenausbeute pro  $\alpha$ -Zerfall angibt:

$$(4.8) \quad n(E_\alpha) = 2.152 \cdot 10^{-18} E_\alpha^{14.01} \text{ n}/\alpha\text{-Zerfall}, E_\alpha \text{ in MeV}$$

Die Berechnung der  $(\alpha, n)$ -Neutronen wird in KORIGEN derart durchgeführt, daß  $n(E_\alpha)$  zunächst nach Gl.(4.8) berechnet wird (in Subroutine NUDATA). In der Subroutine GAMMA wird für jene Kerne, für die experimentelle Werte verfügbar sind - diese stehen in einer DATA-Anweisung in Subroutine GAMMA - die Neutronenausbeute durch den entsprechenden experimentellen Wert ersetzt.

Zur Benutzung der Formeln (4.7) und (4.8) wird die Energie der emittierten  $\alpha$ -Teilchen benötigt. In ORIGEN wurde hier fälschlicherweise der Q-Wert des betreffenden Nuklides eingesetzt. KORIGEN enthält in der ORFI4-(Actiniden)-Datei für alle  $\alpha$ -Emitter unter den Actiniden den mittleren  $E_\alpha$ -Wert nach Lederer /25/ - Tab.4.2. Dieser wird in Gl.(4.8) benutzt.

Der Vergleich der Beziehungen (4.7) und (4.8) für  $n(E_\alpha)$  mit den expliziten Werten zeigt - Abb.4.3 :

- die in KORIGEN benutzte Beziehung (4.8) zeigt gute Übereinstimmung mit den experimentellen Werten im relevanten Bereich  $5 \text{ MeV} \leq E_\alpha \leq 6.2 \text{ MeV}$ .
- im Bereich 5 bis ca. 5.7 MeV ergeben die Formeln (4.7) und (4.8) etwa die gleichen Resultate

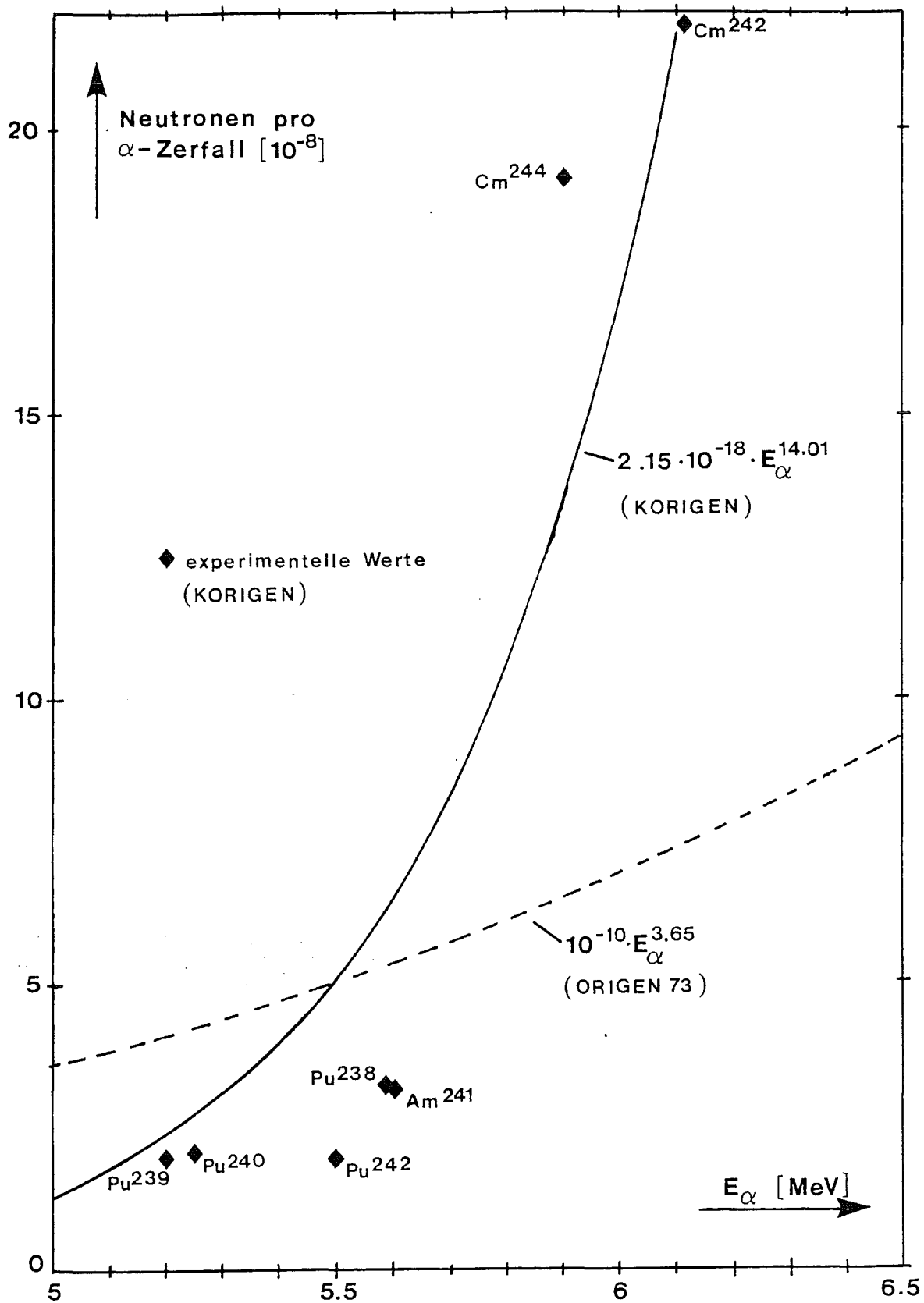


Abb.4.3: Neutronenausbeute aus ( $\alpha$ ,n)-Reaktionen am Sauerstoff

- für  $5.7 < E_{\alpha} \leq 6.2$  MeV unterschätzt die in ORIGEN benutzte Beziehung (4.7) deutlich die Meßwerte (Cm242, Cm244).
- für  $E_{\alpha} > 6.2$  MeV ergibt die Interpolationsformel (4.8) unrealistisch hohe Werte aufgrund des großen Exponenten von  $E_{\alpha}$ .

Nuklid	$E_{\alpha}$ [MeV]	Nuklid	$E_{\alpha}$ [MeV]
Pu238	5.593	Am241	5.638
Pu239	5.244	Cm242	6.216
Pu240	5.256	Cm244	5.902
Pu242	4.983		

Tabelle 4.2: Mittlere  $\alpha$ -Energie der wichtigsten  $\alpha$ -Emitter der Actiniden /25 /.

#### 4.1.4 Spezielle Datenkorrekturen

Cm242: Der aus Ref./26/ stammende Q-Wert (0.196 MeV) wurde nach Lederer et al. /25 / korrigiert:  
 $Q = 6.216$  MeV.

Pu236: Die Handhabung frischer SBR-Brennelemente, die mit wiederaufgearbeitetem LWR-Pu gefertigt werden, wird durch die harte  $\gamma$ -Strahlung von TL208 (2.6 MeV) erschwert. TL208 ist ein Zerfallsglied von Pu236, das in wiederaufgearbeitetem Plutonium enthalten ist. Eine verlässliche Berechnung der Bildung von Pu236 in thermischen Reaktoren ist deshalb notwendig. Eine detaillierte Analyse des Aufbaus von Pu236 in DWR-Brennstoff erbrachte Korrekturen an Np236- und Np237-Daten / 27 /.

Pu236 entsteht hauptsächlich durch  $\beta^{-}$ -Zerfall aus Np236, das seinerseits aus (n,2n)-Reaktionen an Np237 gebildet wird. Np236 kommt in zwei Zuständen vor, einem kurzlebigen ( $T_{1/2} = 22.5$  a) und einem langlebigen ( $T_{1/2} = 1.29 \cdot 10^6$  a /28 /, siehe auch Tab.4.3).

Nur das kurzlebige Isomer von Np236 - das ist in KORIGEN der Grundzustand - hat für den Aufbau von Pu236 Bedeutung. Der Anteil der (n,2n)-Reaktionen an Np237, die auf den Grundzustand von Np236 führen, beträgt 72.5% /27/. Der über das Spaltspektrum (Cranberg-Watt) gemittelte (n,2n)-Wirkungsquerschnitt von Np237 beträgt nach KEDAK-3 3.35 mb (ORIGEN: 1.3 mb, d.i. der von Pearlstein 1965 berechnete Wert). Der entsprechende, über das Reaktorspektrum des DWR Trino Vercellese gemittelte und an Nachbestrahlungsanalysen überprüfte (n,2n)-Querschnitt von Np237 beträgt 1.259 mb /27/. Dieser Wert beinhaltet alle Korrekturen, die notwendig sind aufgrund des in KORIGEN wie in ORIGEN benutzten Formalismus zur Beschreibung der (n,2n)-Reaktionen(vgl. Anhang A.1). In der KORIGEN-Bibliothek ist der von diesem Wert abgeleitete, über das Spaltspektrum gemittelte Wert von 4.26 mb enthalten, der bei Benutzung der repräsentativen Spektralparameter THERM = 0.701, RES = 0.304, FAST = 2.01 (vgl. Anhang A.) - dies wird für den Benutzer in der Regel der Fall sein - den über das Reaktorspektrum gemittelten Wert von 1.259 mb ergibt und der mit dem oben erwähnten KEDAK-Wert von 3.35 mb konsistent ist.

	T <sub>1/2</sub>	Zerfallsanteil [%]		Referenz
		β <sup>-</sup>	E <sub>c</sub>	
Np236 m	1.29 · 10 <sup>6</sup> a *	9	91	/28/
Np236 g	22.5 h	50	50	/28,25/

Tabelle 4.3: Kerndaten von Np236

Pb210 : Anteil der α-Zerfälle an den Gesamtzerfällen FA  
= 1.7 · 10<sup>-8</sup>

Bi210 : FA = 1.3 · 10<sup>-6</sup>

Pu241 : FA = 2.50 · 10<sup>-5</sup>

Cm250 : FA = 0, Anteil der Spontanspaltung an den Gesamtzerfällen FSF = 1, Q = 200 MeV

\* Nach der 5. Auflage der KfK-Nuklidkarte (Dez.81) ist T<sub>1/2</sub> = 1.15 · 10<sup>5</sup> a. Dieser Wert wird künftig in der KORIGEN-Datei implementiert.

Tritium: Die Spaltausbeuten des aus der ternären Spaltung entstehenden Tritiums sind sehr unsicher. Aufgrund einer Literaturstudie /30/ wurden für die  $H^3$ -Spaltausbeuten in thermischen Reaktoren die in Tab.4.4 aufgeführten Werte angenommen. Die ursprünglich in ORIGEN enthaltenen Spaltausbeuten waren für die in thermischen Reaktoren wichtigsten Spaltkerne, U235 und Pu239 um ca. 30% höher (Tab. 4.4)

Spaltkern	ORIGEN	KORIGEN
U235	$1.30 \cdot 10^{-2}$	$0.92 \cdot 10^{-2}$
U238	$2.0 \cdot 10^{-2}$	$2.3 \cdot 10^{-2}$
Pu239	$2.50 \cdot 10^{-2}$	$1.64 \cdot 10^{-2}$

Tabelle 4.4: Tritiumausbeute [%] in thermischen Reaktoren

#### 4.1.5 Einführung von Grenzwerten der Jahresaktivitätszufuhr (JAZ) als Maß für die Radiotoxizität

Zur Ermittlung der Radiotoxizität radioaktiver Nuklide benutzte das Bell'sche ORIGEN die sog. "Radionuclide Concentration Guide (RCG)-Werte", die die maximal zulässige Konzentration der Nuklide ( $\text{inCi/m}^3$ ) in Luft (Inhalation) bzw. Wasser (Ingestion) angaben. Der in den ORIGEN-Tabelle ausgedruckte "Hazard Index" gab das Volumen an Luft bzw. Wasser an, das benötigt wurde, um das Nuklid auf dem RCG-Wert zu verdünnen. Die RCG-Werte entstammten dem US-Code of Federal Regulations /31/.

In KORIGEN wurde von diesem Konzept abgegangen, es wird nunmehr das Konzept der Grenzwerte der jährlichen Aktivitätszufuhr (JAZ), das der 2. Strahlenschutzverordnung der BRD vom Oktober 1976 zugrunde liegt, benutzt. Die in der Strahlenschutzverordnung angegebenen JAZ-Werte für Inhalation und Ingestion stellen die für eine Einzelperson gültige, pro Jahr maximal zulässige Aktivitätszufuhr dar. Der in den KORIGEN-Tabellen



ausgedruckte Radiotoxizitätsindex, der sich aus Aktivität und JAZ-Wert berechnet, gibt mithin den Faktor an, um den die maximale zulässige Aktivitätszufuhr pro Jahr für ein Einzelperson überschritten wird.

Die JAZ-Werte der Strahlenschutzverordnung sind nach der "International Commission on Radiological Protection (ICRP) Publication Nr.2 (1950)" abgeleitete Grenzwerte, die sich auf das in der BRD gültige 30 mrem-Konzept beziehen. Die JAZ-Werte der in der Strahlenschutzverordnung nicht aufgeführten Nuklide wurden durch Umrechnung der älteren RCG-Werte bzw. durch Interpolation von H. Haug /32/ - er stellte auch die JAZ-Werte aus der Strahlenschutzverordnung zusammen - ermittelt.

## 4.2 Datenkontrolle

### 4.2.1 Erweiterter Ausdruck der Übergangsmatrix

Die Übergangsmatrix wird bei Angabe der Option IR > 0 auf Karte B:(vgl. Anh.B.1 Eingabebeschreibung) zunächst vor der Bestrahlungsrechnung in Subroutine NUDATA ausgedruckt und beinhaltet, sofern benutzt, die konstanten Eingruppenquerschnitte aus der KORIDATA-Datei. Falls abbrandabhängige Actiniden-Wirkungsquerschnitte benutzt werden, wird die Matrix zu Zeitschritt IR mit entsprechend modifizierten Wirkungsquerschnitten in Subroutine FLUXO erneut ausgedruckt. Damit ist auch eine Kontrolle der abbrandabhängigen Wirkungsquerschnitte möglich.

### 4.2.2 Ausdrucken von Zerfalls- und Produktionsketten

Durch Wahl der Option IPNUDA > 0 auf Karte A (vgl. Anh. B.1) wird eine komfortable Ausgabe der Übergangs- sowie Produktionsmatrix erzeugt, in der die Nuklide mit alphanumerischen Namen aufgeführt sind und auch die Reaktionen alphanumerisch

gekennzeichnet sind.

Die in der Subroutine PRIMAT ausgedruckte Übergangsmatrix (Ausriß s. Abb 4.4) enthält jeweils die laufende Nummer des betreffenden Nuklids, seinen alphanumerischen Namen, die Zerfallskonstante, den Absorptions- und Spaltquerschnitt sowie alle Nuklide- alphanumerisch sowie laufende Nummer -, aus denen es gebildet wird- unter Angabe der betreffenden Reaktionen und dem Wert des Matrixelements.

Die Produktionsmatrix (Ausriß s. Abb.4.5) enthält alle Nuklide mit den betreffenden Reaktionen und dem Matrixelement, die vom Ausgangsnuklid aus aufgebaut werden können. Damit ist die Möglichkeit gegeben, sehr schnell zu sehen, auf welchem Weg ein Nuklid aufgebaut wird bzw. welche anderen Nuklide daraus entstehen können. Darüberhinaus kann anhand der Matrixelemente abgeschätzt werden, wie wahrscheinlich dieser oder jener Produktionsweg ist.

#### 4.2.3 Ausdrucken reaktorspezifischer effektiver Neutronenwirkungsquerschnitte

Für konsistente Inventarberechnungen sind die zum untersuchten Brennstoff und Reaktor gehörenden Neutronenwirkungsquerschnitte abbrandabhängig für Actiniden und abbrandgemittelt für 267 weitere im Hinblick auf Radiotoxizität, Wärmefreisetzung etc. wichtige Nuklide (einschließlich solcher für Actiniden) einzusetzen. Bei der Steuerung des Einsatzes dieser Daten über die Karten U1 und T1 kann über  $KTIW = 0$  und/oder  $ITIW = 0$  auf Karte U1 bzw. Karte T1 ein Ausdruck auf der Einheit FTO9FO01 (DD-Karte!) der im aktuellen Fall verwendeten Wirkungsquerschnitte gewonnen werden.

Die ausgedruckten Daten enthalten den Inhalt der KORIDATA-Bibliothek für den untersuchten Brennstoff und geben überdies bei  $KTIW = 0$  Auskunft über die für andere Brennstoffe in KORIDATA gespeicherten abbrandgemittelten Wirkungsquerschnitte. Der Ausdruck erfolgt in den Unterprogrammen CHAN bzw. SIGBU.

TRANSITION MATRIX ( ACTINIDES AND THEIR DAUGHTERS )																
				PRODUCING NUCLIDE AND REACTION WITH DECAY CONSTANT RESP. CROSS SECTION												
I	NUCLIDE	DIS(I)	TOCAP(I)	FISS(I)	I	NUCLIDE	REAC.	A(I,J)	I	NUCLIDE	REAC.	A(I,J)	I	NUCLIDE	REAC.	A(I,J)
307	U 232	3.05E-10	2.91E+02	1.51E+02	303	PA232	NEG.	6.12E-06	323	PU236	A	7.70E-09	308	U 233	N,2N	6.63E-03
					309	U 234	N,3N	8.84E-05								
308	U 233	1.39E-13	4.75E+02	4.23E+02	304	PA233	NEG.	2.97E-07	307	U 232	N,G	1.40E+02	309	U 234	N,2N	1.45E-02
					310	U 235	N,3N	9.45E-05								
309	U 234	8.98E-14	1.34E+02	3.06E+00	305	PA234M	NEG.	9.86E-03	306	PA234	NEG.	2.87E-05	324	PU238	A	2.50E-10
					308	U 233	N,G	5.15E+01	310	U 235	N,2N	3.02E-02	311	U 236	N,3N	1.45E-04
310	U 235	3.12E-17	3.89E+02	3.17E+02	325	PU239	A	9.13E-13	309	U 234	N,G	1.31E+02	311	U 236	N,2N	1.31E-02
311	U 236	9.38E-16	5.26E+01	1.34E+00	316	NP236M	POS.	1.55E-14	317	NP236	POS.	4.45E-06	326	PU240	A	3.36E-12
					310	U 235	N,G	7.14E+01	313	U 238	N,3N	3.01E-04				
312	U 237	1.19E-06	3.02E+02	1.58E+00	327	PU241	A	3.81E-14	311	U 236	N,G	5.12E+01	313	U 238	N,2N	3.02E-02
313	U 238	4.92E-18	6.84E+00	6.80E-01	328	PU242	A	5.68E-14	312	U 237	N,G	3.00E+02				
314	U 239	4.91E-04	3.58E+01	1.05E+01	313	U 238	N,G	6.13E+00								
315	U 240	1.37E-05	4.20E+00	4.95E-01	330	PU244	A	2.66E-16	314	U 239	N,G	2.53E+01				
316	NP236M	1.70E-14	3.56E+00	3.56E+00	318	NP237	N,2N*	2.52E-03								
317	NP236	8.56E-06	3.56E+00	3.56E+00	318	NP237	N,2N	6.63E-03								
318	NP237	1.03E-14	2.22E+02	3.56E+00	312	U 237	NEG.	1.19E-06	332	AM241	A	5.08E-11				
319	NP238	3.79E-06	1.33E+03	1.21E+03	333	AM242M	A	7.22E-13	318	NP237	N,G	2.18E+02				
320	NP239	3.41E-06	1.68E+02	0.0	314	U 239	NEG.	4.91E-04	335	AM243	A	2.98E-12	319	NP238	N,G	1.22E+02
321	NP240M	1.56E-03	0.0	0.0	315	U 240	NEG.*	1.37E-05								
322	NP240	1.78E-04	0.0	0.0	320	NP239	N,G	1.68E+02								
323	PU236	7.70E-09	2.79E+02	1.40E+02	316	NP236M	NEG.	1.53E-15	317	NP236	NEG.	4.11E-06	324	PU238	N,3N	6.03E-05
324	PU238	2.50E-10	2.53E+02	1.67E+01	319	NP238	NEG.	3.79E-06	338	CM242	A	4.92E-08	325	PU239	N,2N	1.00E-02
					326	PU240	N,3N	7.04E-05								
325	PU239	9.13E-13	1.12E+03	7.20E+02	320	NP239	NEG.	3.41E-06	339	CM243	A	7.69E-10	324	PU238	N,G	2.36E+02
					326	PU240	N,2N	7.03E-03	327	PU241	N,3N	1.59E-04				
326	PU240	3.36E-12	7.11E+02	3.97E+00	321	NP240M	NEG.	1.56E-03	322	NP240	NEG.	1.78E-04	340	CM244	A	1.21E-09
					325	PU239	N,G	3.98E+02	327	PU241	N,2N	1.59E-02	328	PU242	N,3N	1.49E-04
327	PU241	1.53E-09	1.07E+03	8.02E+02	341	CM245	A	2.58E-12	326	PU240	N,G	7.07E+02	328	PU242	N,2N	1.49E-02
328	PU242	5.68E-14	2.03E+02	3.11E+00	334	AM242	POS.	2.08E-06	342	CM246	A	4.64E-12	327	PU241	N,G	2.63E+02
329	PU243	3.89E-05	3.18E+02	1.42E+02	343	CM247	A	1.41E-15	328	PU242	N,G	2.00E+02				
330	PU244	2.66E-16	1.12E+00	0.0	344	CM248	A	5.94E-14	329	PU243	N,G	1.76E+02				
331	PU245	1.82E-05	1.94E+02	0.0	330	PU244	N,G	1.12E+00								
332	AM241	5.08E-11	6.83E+02	8.97E+00	327	PU241	NEG.	1.53E-09	333	AM242M	N,2N	3.72E-02	334	AM242	N,2N	3.72E-02
333	AM242M	1.44E-10	6.29E+03	5.23E+03	332	AM241	N,G*	8.36E+01								
334	AM242	1.20E-05	1.29E+03	1.16E+03	333	AM242M	ISOM.	1.44E-10	332	AM241	N,G	5.91E+02				
335	AM243	2.98E-12	2.61E+02	2.43E+00	329	PU243	NEG.	3.89E-05	333	AM242M	N,G	1.05E+03	334	AM242	N,G	1.28E+02
336	AM244	1.91E-05	1.61E+03	1.61E+03	335	AM243	N,G	2.58E+02								
337	AM245	9.30E-05	0.0	0.0	331	PU245	NEG.	1.82E-05								
338	CM242	4.92E-08	3.87E+01	1.50E+00	334	AM242	NEG.	9.94E-06	339	CM243	N,2N	1.00E-02				
339	CM243	7.71E-10	7.31E+02	6.63E+02	338	CM242	N,G	3.72E+01								
340	CM244	1.21E-09	2.92E+01	5.80E+00	336	AM244	NEG.	1.91E-05	339	CM243	N,G	6.74E+01				
341	CM245	2.58E-12	2.42E+03	1.17E+03	337	AM245	NEG.	9.30E-05	349	CF249	A	6.27E-11	340	CM244	N,G	2.34E+01
342	CM246	4.64E-12	1.23E+01	3.33E+00	350	CF250	A	1.68E-09	341	CM245	N,G	1.25E+03				
343	CM247	1.41E-15	1.54E+02	6.36E+01	351	CF251	A	2.45E-11	342	CM246	N,G	8.97E+00				
344	CM248	6.48E-14	3.12E+01	3.87E+00	352	CF252	A	8.07E-09	343	CM247	N,G	9.04E+01				
345	CM249	1.80E-04	3.70E+01	3.50E+01	353	CF253	A	1.35E-09	344	CM248	N,G	2.73E+01				
346	CM250	1.26E-12	1.40E+00	0.0	354	CF254	A	3.98E-10	345	CM249	N,G	1.96E+00				
347	BK249	2.51E-08	1.19E+03	0.0	345	CM249	NEG.	1.80E-04	355	ES253	A	3.92E-07				
348	BK250	5.98E-05	2.35E+03	2.10E+03	346	CM250	NEG.	1.14E-12	347	BK249	N,G	1.19E+03				
349	CF249	6.27E-11	2.66E+03	1.18E+03	347	BK249	NEG.	2.51E-08								
350	CF250	1.68E-09	1.01E+03	0.0	348	BK250	NEG.	5.98E-05	349	CF249	N,G	1.47E+03				
351	CF251	2.45E-11	7.06E+03	2.76E+03	350	CF250	N,G	1.01E+03								
352	CF252	8.33E-09	6.42E+01	2.95E+01	351	CF251	N,G	4.30E+03								
353	CF253	4.50E-07	1.39E+03	7.68E+02	352	CF252	N,G	3.47E+01								
354	CF254	1.33E-07	6.25E+01	0.0	353	CF253	N,G	6.25E+02								

Abb.4.4: Ausriß aus der Übergangsmatrix

PRODUCED NUCLIDES FOR ACTINIDES AND THEIR DAUGHTERS

PRODUCED NUCLIDES AND REACTIONS WITH DECAY CONSTANTS				RESP. CROSS SECTIONS									
I	NUCLIDE	DIS(I)	TOCAP(I)	FISS(I)	I	NUCLIDE REAC.	COEFF.	I	NUCLIDE REAC.	COEFF.	I	NUCLIDE REAC.	COEFF.
316	NP236M	1.70E-14	3.56E+00	3.56E+00	311	U 236	POS.	1.55E-14	323	PU236	NEG.	1.53E-15	
317	NP236	8.56E-06	3.56E+00	3.56E+00	311	U 236	POS.	4.45E-06	323	PU236	NEG.	4.11E-06	
318	NP237	1.03E-14	2.22E+02	3.56E+00	304	PA233	A	1.03E-14	6	HE 4	A	1.03E-14	319 NP238 N,G 2.18E+02
					317	NP236	N,2N	6.63E-03	316	NP236M	N,2N*	2.52E-03	0 NP235 N,3N 1.91E-05
319	NP238	3.79E-06	1.33E+03	1.21E+03	324	PU238	NEG.	3.79E-06	320	NP239	N,G	1.22E+02	
320	NP239	3.41E-06	1.68E+02	0.0	325	PU239	NEG.	3.41E-06	322	NP240	N,G	1.68E+02	
321	NP240M	1.56E-03	0.0	0.0	326	PU240	NEG.	1.56E-03					
322	NP240	1.78E-04	0.0	0.0	326	PU240	NEG.	1.78E-04					
323	PU236	7.70E-09	2.79E+02	1.40E+02	307	U 232	A	7.70E-09	6	HE 4	A	7.70E-09	0 PU237 N,G 1.39E+02
324	PU238	2.50E-10	2.53E+02	1.67E+01	309	U 234	A	2.50E-10	6	HE 4	A	2.50E-10	325 PU239 N,G 2.36E+02
					0	PU237	N,2N	5.23E-03	323	PU236	N,3N	6.03E-05	
325	PU239	9.13E-13	1.12E+03	7.20E+02	310	U 235	A	9.13E-13	6	HE 4	A	9.13E-13	326 PU240 N,G 3.98E+02
					324	PU238	N,2N	1.00E-02	0	PU237	N,3N	1.17E-04	
326	PU240	3.36E-12	7.11E+02	3.97E+00	311	U 236	A	3.36E-12	6	HE 4	A	3.36E-12	327 PU241 N,G 7.07E+02
					325	PU239	N,2N	7.03E-03	324	PU238	N,3N	7.04E-05	
327	PU241	1.53E-09	1.07E+03	8.02E+02	312	U 237	A	3.81E-14	6	HE 4	A	3.81E-14	332 AM241 NEG. 1.53E-09
					328	PU242	N,G	2.63E+02	326	PU240	N,2N	1.59E-02	325 PU239 N,3N 1.59E-04
328	PU242	5.68E-14	2.03E+02	3.11E+00	313	U 238	A	5.68E-14	6	HE 4	A	5.68E-14	329 PU243 N,G 2.00E+02
					327	PU241	N,2N	1.49E-02	326	PU240	N,3N	1.49E-04	
329	PU243	3.89E-05	3.18E+02	1.42E+02	335	AM243	NEG.	3.89E-05	330	PU244	N,G	1.76E+02	
330	PU244	2.66E-16	1.12E+00	0.0	315	U 240	A	2.66E-16	6	HE 4	A	2.66E-16	331 PU245 N,G 1.12E+00
331	PU245	1.82E-05	1.94E+02	0.0	337	AM245	NEG.	1.82E-05	0	PU246	N,G	1.94E+02	
332	AM241	5.08E-11	6.83E+02	8.97E+00	318	NP237	A	5.08E-11	6	HE 4	A	5.08E-11	334 AM242 N,G 5.91E+02
					333	AM242M	N,G*	8.36E+01	0	AM240	N,2N	1.01E-03	0 AM239 N,3N 1.01E-05
333	AM242M	1.44E-10	6.29E+03	5.23E+03	334	AM242	ISOM.	1.44E-10	319	NP238	A	7.22E-13	0 HE 3 A 7.22E-13
					335	AM243	N,G	1.05E+03	332	AM241	N,2N	3.72E-02	0 AM240 N,3N 3.82E-04
334	AM242	1.20E-05	1.29E+03	1.16E+03	328	PU242	POS.	2.08E-06	338	CM242	NEG.	9.94E-06	335 AM243 N,G 1.28E+02
					332	AM241	N,2N	3.72E-02	0	AM240	N,3N	3.82E-04	
335	AM243	2.98E-12	2.61E+02	2.43E+00	320	NP239	A	2.98E-12	6	HE 4	A	2.98E-12	336 AM244 N,G 2.58E+02
336	AM244	1.91E-05	1.61E+03	1.61E+03	340	CM244	NEG.	1.91E-05					
337	AM245	9.30E-05	0.0	0.0	341	CM245	NEG.	9.30E-05					
338	CM242	4.92E-08	3.87E+01	1.50E+00	324	PU238	A	4.92E-08	6	HE 4	A	4.92E-08	339 CM243 N,G 3.72E+01
339	CM243	7.71E-10	7.31E+02	6.63E+02	325	PU239	A	7.69E-10	6	HE 4	A	7.69E-10	0 BK243 NEG. 1.54E-12
					340	CM244	N,G	6.74E+01	338	CM242	N,2N	1.00E-02	0 CM241 N,3N 1.01E-04
340	CM244	1.21E-09	2.92E+01	5.80E+00	326	PU240	A	1.21E-09	6	HE 4	A	1.21E-09	341 CM245 N,G 2.34E+01
341	CM245	2.58E-12	2.42E+03	1.17E+03	327	PU241	A	2.58E-12	6	HE 4	A	2.58E-12	342 CM246 N,G 1.25E+03
342	CM246	4.64E-12	1.23E+01	3.33E+00	328	PU242	A	4.64E-12	6	HE 4	A	4.64E-12	343 CM247 N,G 8.97E+00
343	CM247	1.41E-15	1.54E+02	6.36E+01	329	PU243	A	1.41E-15	6	HE 4	A	1.41E-15	344 CM248 N,G 9.04E+01
344	CM248	6.48E-14	3.12E+01	3.87E+00	330	PU244	A	5.94E-14	6	HE 4	A	5.94E-14	345 CM249 N,G 2.73E+01
345	CM249	1.80E-04	3.70E+01	3.50E+01	347	BK249	NEG.	1.80E-04	346	CM250	N,G	1.96E+00	
346	CM250	1.26E-12	1.40E+00	0.0	348	BK250	NEG.	1.14E-12	0	CM251	N,G	1.40E+00	
347	BK249	2.51E-08	1.19E+03	0.0	349	CF249	NEG.	2.51E-08	348	BK250	N,G	1.19E+03	
348	BK250	5.98E-05	2.35E+03	2.10E+03	350	CF250	NEG.	5.98E-05	0	BK251	N,G	2.45E+02	
349	CF249	6.27E-11	2.66E+03	1.18E+03	341	CM245	A	6.27E-11	6	HE 4	A	6.27E-11	350 CF250 N,G 1.47E+03
350	CF250	1.68E-09	1.01E+03	0.0	342	CM246	A	1.68E-09	6	HE 4	A	1.68E-09	0 ES250 NEG. 3.86E-13
					351	CF251	N,G	1.01E+03					
351	CF251	2.45E-11	7.06E+03	2.76E+03	343	CM247	A	2.45E-11	6	HE 4	A	2.45E-11	352 CF252 N,G 4.30E+03
352	CF252	8.33E-09	6.42E+01	2.95E+01	344	CM248	A	8.07E-09	6	HE 4	A	8.07E-09	353 CF253 N,G 3.47E+01
353	CF253	4.50E-07	1.39E+03	7.68E+02	345	CM249	A	1.35E-09	6	HE 4	A	1.35E-09	355 ES253 NEG. 4.49E-07
					354	CF254	N,G	6.25E+02					
354	CF254	1.33E-07	6.25E+01	0.0	346	CM250	A	3.98E-10	6	HE 4	A	3.98E-10	0 ES254 NEG. 1.33E-11
					0	CF255	N,G	6.25E+01					
355	ES253	3.92E-07	1.37E+02	0.0	347	BK249	A	3.92E-07	6	HE 4	A	3.92E-07	0 ES254 N,G 4.21E+01
					0	ES254M	N,G*	9.52E+01					

Abb.4.5: Ausriß aus der Produktionsmatrix

### 4.3 Eingabe

Die neu aufgenommenen Optionen: Verwendung reaktorspezifischer Wirkungsquerschnitte, verbesserte Ergebnisdarstellung etc. benötigen eine erweiterte Steuerung des Programmablaufs über die Eingabe. Um den Einsatz von KORIGEN für frühere ORIGEN-Benutzer zu erleichtern, wurde die Erweiterung unter dem Gesichtspunkt der Verträglichkeit von ORIGEN- mit KORIGEN-Eingaben vorgenommen. Deshalb ist die Eingabe weiterhin formatgebunden. Kennziffern zur Steuerung neuer Programmenteile sind auf früher unbenutzten Kartenspalten einzugeben. Einige neue, z.B. die U- und T-Karten, die zur Verarbeitung der Querschnittsdateien auf KORIDATA benötigt werden, sind zusätzlich einzufügen.

Die Eingabebeschriftung, die vom Programm bei fehlender Karte A, also z.B. bei nicht vorhandener Eingabe, ausgedruckt wird (Unterprogramm DESCR1), ist im Anhang B.1 wiedergegeben. In Anhang B.2 folgt eine Reihe von Eingabebeispielen, die eine große Anzahl der Optionen des Programms abdeckt.

#### 4.3.1 Eingabeprotokoll

Das Eingabeprotokoll (Input Reproduction) liefert - bis auf Unterschiede, die auf unterschiedlichem Formatgebrauch bei Lese- und Schreibanweisungen beruhen - ein gedrucktes Abbild der Eingabe, wie sie vom Programm aufgenommen und verarbeitet wurde. Damit kann kontrolliert werden, ob die beabsichtigte Eingabe mit der tatsächlich verarbeiteten übereinstimmt; Fehler, die bei gebundener Eingabe wegen Nichtbeachtung des vorgeschriebenen Formats auftreten, können erkannt werden. Da stets das Lesen der Eingabe, deren Ausdrucken im Protokoll und die Ausführung des zugehörigen Teils der Rechnung aufeinanderfolgen, kann bei fehlerhaftem Abbruch der Rechnung dessen Ursache, z.B. gesetzte Kennziffern und vom Programm gefundene Karten passen nicht zusammen, in etwa lokalisiert werden. Ein Beispiel für ein Eingabeprotokoll findet sich in Anhang B.3.

#### 4.3.2 Eingabe von Elementen der Hüll- und Strukturmaterialien in gr /Basis

Die Eingabe von natürlichen Elementen der Hüll- und Strukturmaterialien, z.B. Fe, Ni, Zr, erfolgte in ORIGEN in Gramm-Atomen bezogen auf die gewählte Basis. Da die Angaben zu diesen Elementen meist in Gramm vorliegen, war dazu eine Umrechnung mit Hilfe der Atomgewichte erforderlich. In KORIGEN ist die direkte Eingabe dieser Elemente in gr/Basis unter Verwendung der Kennziffer NEXT = 5 auf Karte K möglich. Dazu wurden die Atomgewichte  $Z^M$ ,  $Z$  = Kernladungszahl, der natürlichen Elemente, normiert auf  $6^M^{12} = 12$ , im Unterprogramm BLOCKDATA im Feld ATW initialisiert. Bei den - in diesem Zusammenhang nicht benutzten - künstlichen Elemente (Pu, Am, etc) sind DUMMY-Werte angegeben. KORIGEN berechnet die Anzahl der Grammatome/Basis der stabilen Isotope mit den Massenzahlen A,  $Z^N^A$ , gemäß

$$Z^N^A = Z^G / Z^M \cdot Z^P^A$$

mit  $Z^G$  in gr/Basis für das Element mit der Kernladungszahl Z und mit  $Z^P^A$  als der natürlichen Isotopenhäufigkeit (Anzahl der Isotope mit der Ladungs- und Massenzahl Z bzw. A bezogen auf die Gesamtzahl der Nuklide mit der Kernladungszahl Z im Material).

Angemerkt sei, daß bei der Rückrechnung auf gr/Basis - nur zur Ergebnisdarstellung - in KORIGEN und ORIGEN für Isotope und Elemente vereinfachend die ganzzahligen Massenzahlen verwendet werden:

$$(4.10) \quad Z^G_{OR} = Z^N^A \cdot A, \quad Z^G_{OR} = \sum_{A(Z)} Z^N^A \cdot A$$

Die dabei in Kauf genommene Ungenauigkeit ist durch den nuklearen Massendefekt pro Nukleon bestimmt und ist für  $A \geq 10$  höchstens 0.1%. Bei steigender Tendenz zu kleinen Massenzahlen erreicht sie 0.8% für Wasserstoff und ist somit insgesamt im Vergleich zu Unsicherheiten in den Anfangskonzentrationen vernachlässigbar.

#### 4.4 Ergebnistabellen

Die große Anzahl der im Programm berücksichtigten Nuklide liefert beim Ausdruck aller Ergebnisse eine kaum noch handhabbare und oft auch nicht interessierende Menge an Informationen. Vorteilhaft in Hinblick auf eine gezielte Ergebnisausgabe war die bereits in ORIGEN implementierte Option auf Ausgabe nur bestimmter Größen, z.B. der Radioaktivität und der Wärmeleistung, und dies nach Wahl, z.B. nur für Spaltprodukte. Andererseits besteht häufig Interesse an Größen, die bisher nicht berechnet wurden, deren Ermittlung jedoch aus den intern vorhandenen Ergebnissen leicht möglich ist, z.B. die  $\alpha$ -Aktivität und der Neutronenmultiplikationsfaktor  $k_{\infty}$ . In den folgenden Abschnitten werden die in KORIGEN implementierten Möglichkeiten zur weitergehenden Ergebnisauswahl, aber auch zur Ausgabe zusätzlicher Resultate beschrieben.

##### 4.4.1 Reduktion der Haupttabellen auf interessierende Elemente oder Isotope

Bei Untersuchungen zum Verhalten bestrahlten Brennstoffs interessieren z.B. oft nur die Uran- und Plutoniumisotope, einige Am- und Cm-Isotope, sowie die zehn bezüglich der Radioaktivität wichtigsten Spaltprodukt nuklide. Bei - s. Eingabebeschreibung - entsprechender Wahl der Kennziffer JTO auf Karte C können die in der Ausgabe gewünschten Elemente oder Nuklide auf Karte S2 eingegeben werden - vgl. dazu das Beispiel 7 im Anhang B.2. Es können bis zu insgesamt 50 Elemente und Einzelnuklide angegeben werden. Werden z.B. Pu und Am241 angegeben, so erscheinen in den Elementtabellen Pu und Am und in den Nuklidtabellen alle Pu-Isotope sowie Am241. Die Auswahl erfolgt mit Hilfe des Unterprogramms SELECT, das von der Subroutine OUTPUT

aufgerufen wird. Das Einlesen der Eingabekarte S2 wird über den ENTRY SEL in SELECT vorgenommen.

#### 4.4.2 Cut-off für alle Haupttabellen

Die Anwendung eines Cut-offs bei der Ergebnisausgabe, bei dem der Ausdruck der Radioaktivität, Nuklidkonzentration etc. bei Unterschreiten des angegebenen Abschneidewertes zu einem angegebenen Zeitpunkt für alle Zeitschritte unterdrückt wird, war bisher beschränkt auf die SUMMARY-Tabellen. Da viele Nuklide aufgrund ihrer geringen Bildungsrate oder kurzen Lebensdauer, insbesondere Spaltprodukte, dann in den wesentlichen Nuklidtabellen mit praktisch vernachlässigbaren Werten (meistens .0) erscheinen, ist es zweckmäßig, auch für diese Tabellen einen Cut-off möglich zu machen. In KORIGEN werden die auf Karte I eingelesenen Cut-off-Werte in entsprechender Zuordnung auf die Nuklid-Haupttabellen angewendet, wenn auf Karte S2 NCU = 1 gesetzt wird. Die Element-Haupttabellen sind wegen ihrer vergleichsweise kleinen Länge vom Cut-off ausgenommen. Die Auswahl der Nuklide wird im Unterprogramm SELECT durchgeführt. Besonders hingewiesen sei auf die nützliche Option, den Cut-off ohne Auswahl von Elementen und/oder Nukliden auf Nuklidhaupttabellen anzuwenden. Die Karten S2 bestehen dazu nur aus einer Leerkarte und einer weiteren Karte mit 1 in Spalte 5.

#### 4.4.3 Summenwerte (Totals) über alle Nuklide

Ergänzend zu den Summenwerten innerhalb der einzelnen Nuklidgruppen (leichte Elemente, Actiniden, Spaltprodukte), die schon in ORIGEN berechnet wurden, berechnet KORIGEN für jede per Eingabe ausgesuchte Tabelle (Konzentration in gr oder gr-At/Basis, Aktivität, Wärme, Radiotoxizitätsindex für Inhalation und Ingestion,  $\alpha$ -Aktivität,  $\gamma$ -Wärme) die Summenwerte



über die Nuklidgruppen, d.h. die Summe über alle Nuklide. Ausschlaggebend für den Ausdruck der Summenwerte ist die Wahl einer Tabelle einer einzigen Nuklidgruppe, d.h. wird z.B. nur der Ausdruck der Aktivität der Actiniden gewünscht, so wird zusätzlich die Gesamtaktivität aller Nuklide ausgedruckt.

Die Summenwerte werden nur für Nachbestrahlungszeiten berechnet, die entsprechende Tabelle erscheint in kompakter Form mit der Überschrift "Light Elements + Actinides + Fission Products" nach dem Ausdruck der Tabellen der einzelnen Nuklidgruppen.

#### 4.4.4 Getrennte Tabellen für die $\alpha$ -Aktivität

KORIGEN besitzt die Option, die  $\alpha$ -Aktivität separat zu berechnen. Damit wird ermöglicht, die Gesamtradioaktivität nach  $\alpha$ - und  $\beta$ -Aktivität zu klassifizieren. Die Tabelle, in der die  $\alpha$ -Aktivität ausgedruckt wird - nur für die Actiniden - wird über das NTO-Feld (vgl. Anhang B.1 Eingabebeschreibung) angesteuert, indem, abweichend vom bisherigen Gebrauch, NTO > 1 gewählt wird. Damit wurde eine völlige Umstellung des NTO-Feldes vermieden, so daß die Verträglichkeit mit älteren KORIGEN-Eingaben - sowie ORIGEN - gewahrt blieb. Dies hat allerdings, neben einer unschönen Programmierung, zur Folge, daß die Tabelle der  $\alpha$ -Aktivität nicht direkt der Tabelle der Gesamtaktivität folgt, sondern erst am Schluß jeder Nuklidgruppe ausgedruckt wird.

#### 4.4.5 Relativer Cut-off für die Neutronenemission

Zur Reduktion der Tabellen für die Neutronenemission auf die wichtigsten Neutronenproduzenten wurde programmintern ein relativer Cut-off eingeführt. Für die spontan-spaltenden Nuklide wurden  $10^{-4}$  % beim ersten Nachbestrahlungszeitschritt angesetzt. Die ( $\alpha$ ,n)-Produzenten erscheinen in der Tabelle nur, falls die Neutronenemission beim ersten Nachbestrahlungszeitschritt  $10^{-3}$  % und gleichzeitig beim letzten Zeitschritt 1% der Gesamtrate nicht unterschreitet.

#### 4.4.6 Ausgabe der Konzentrationen während der Bestrahlung in Gramm und/oder Grammatom

Die Ausgabe der Nuklidkonzentrationen während der Bestrahlung wurde auf die praktische Einheit Gramm/Basis erweitert. Es besteht somit die Möglichkeit, die Zwischenergebnisse während der Bestrahlung in Gramm und/oder Grammatom zu erhalten. Die Ausgabe von Aktivität, Strahlung etc. während der Bestrahlung erfolgt nicht.

#### 4.4.7 Variables Ausgabeformat

Das Ausgabeformat einiger Größen, die über einen weiten Bereich variieren (z.B. Zerfallszeiten, Matrixelemente) und dennoch in ein engbegrenztes Format passen müssen, wurde mit Hilfe des neuerstellten Unterprogramms CONVZ /33/ variabel gestaltet. Das bedeutet, daß je nach Größe der betreffenden Variablen; das F-Format oder das E-Format, wobei das E sowie unnötige Stellen im Exponent unterdrückt werden, benutzt wird. Damit ist gewährleistet, daß jede Zahl mit einer maximalen Anzahl von gültigen Stellen ausgedruckt wird.

#### 4.5 Weitere Änderungen und Neuerungen

##### 4.5.1 Geänderte Berechnung der $\gamma$ -Wärmeleistung

KORIGEN berechnet die  $\gamma$ -Wärmeleistung  $P_\gamma$  aus den Photonen-spektren:

$$(4.11) \quad P_\gamma = \sum_{i=1}^N E_i \cdot I_i$$

Hierin ist  $I_i$  die absolute  $\gamma$ -Intensität (Photonen/Zerfall) des betreffenden Nuklids in der Gruppe  $i$ ,  $E_i$  die mittlere Energie der Gruppe  $i$  (die Spektren der Actiniden sind in 18, die der Spaltprodukte und leichten Elemente in 12 Gruppen eingeteilt).

##### 4.5.2 Neutronen-Multiplikationsfaktor $k_\infty$

Zur Verfolgung der Kritikalitätsänderung des betrachteten Brennstoffs berechnet KORIGEN den Multiplikationsfaktor

$$(4.12) \quad k_\infty = \frac{\sum_i \bar{\nu}_i \sigma_f^i N_i}{\sum_i \sigma_a^i N_i}$$

Die Summation erfolgt über alle Nuklide einschließlich der Strukturmaterialien und der gebildeten Spaltprodukte.  $k_\infty$  wird während der Bestrahlung zu Beginn eines jeden Zeitschritts ausgedrückt. Falls während der Bestrahlung keine Ausgabe erwünscht wird (JTO=1; vgl. Anh. B.2 Eingabebeschreibung), wird  $k_\infty$  jeweils zu Beginn des ersten und letzten Zeitschrittes der Bestrahlungsphasen ausgedrückt.

#### 4.5.3 Änderung der Nomenklatur bei einigen Nukliden

Die alphanumerischen Nuklidnamen wurden auf KEDAK-Konvention umgestellt. Dies hatte für Nuklide mit einbuchstabiger Namenbezeichnung (U,J,F. etc.) zur Folge, daß nach dem ersten Buchstaben, ein Blank eingefügt wurde, z.B. U235 → U\_235.

#### 4.6 Ergebnisauswertung

##### 4.6.1 Permanente Speicherung der Haupttabellen

Alle Haupttabellen (die Konzentrationen, Aktivität, Wärmeleistung, Radiotoxizität) können auf einem zu spezifizierenden Datenträger permanent abgespeichert werden. Dies erfolgt in Subroutine WRIPLO bei Verwendung der Option KPL=1/2 (vgl. Anhang B.2). Alle Tabellen, die für die Druckausgabe ausgewählt werden, werden auch abgespeichert: nuklidweise, elementweise, gruppenweise, totals. Die Daten werden formatfrei abgespeichert und sind primär zur graphischen Weiterverarbeitung mit dem Karlsruher Plotprogramm PLOTEASY /34 / geeignet.

Pro Ausgabetabelle wird ein Datensatz mit einer Kopfzeile - zur späteren Identifikation - wie folgt abgespeichert:

1. Record           MAX,NAME,KENN1,KENN2
2. Record           (X(I),I=1,MAX)
3. Record           (Y(I),I=1,MAX)

Hierin sind X(I), Y(I) die Datenpaare für die betreffende Bestrahlungs- oder Zerfallsphase, MAX die Anzahl der Datenpaare, NAME eine alphanumerische Kennzeichnung (REAL\*8) des Datensatzes (Tab. 4.5), KENN1 eine numerische Kennzeichnung der betreffenden Tabelle (Tab.4.5), und KENN2 eine numerische Kennzeichnung des betreffenden Zeitintervalls.

Datensatz	Name
Einzelnes Nuklid	Nuklidname z.B. 'U_235___'
Einzelnes Element	Elementname z.B. 'PU_____'
Summenwert über eine Nuklid- gruppe	'TOTAL___'
Summenwert über eine Element- gruppe	'TOTALS__'
Summenwert der Konzentration in Grammatom über alle Nuklide	'GRATOMS_'
Summenwert der Konzentration in Gramm über alle Nuklide	'GRAMS___'
Summenwert der Gesamtaktivität über alle Nuklide	'CURIES__'
Summenwert der Wärmeleistung über alle Nuklide	'WATTS___'
Summenwert der $\gamma$ -Wärmeleistung über alle Nuklide	'GAM-WATT'
Summenwert des Radiotoxizitäts- index für Ingestion über alle Nuklide	'HAZARD-W'
Summenwert des Radiotoxizitäts- index für Inhalation über alle Nuklide	'HAZARD-A'
Summenwert der $\alpha$ -Aktivität über alle Nuklide	'ALPHA-CI'

Tabelle 4.5: Alphanumerische Kennzeichnung der abgespeicherten Datensätze

KENN1 besteht aus zwei Ziffern: die erste Ziffer kennzeichnet die Element- oder Nuklidgruppe, die zweite die Art der abgespeicherten Ordinate (Konzentration, Aktivität etc.).

KENN2 wird für jedes abgeschlossene Zeitintervall, für das eine Druckausgabe erfolgt, beginnend mit 1 einfach hochgezählt. Die ganze Kontrollinformation, also MAX,NAME,KENN1,KENN2 wird

über die Fortraneinheit 3 ausgedruckt und kann daher zur späteren Identifikation eines Datensatzes benutzt werden.

Datensatz	JT	Datensatz	NPLOT
Konzentration in Grammatom	1	leichte Elemente	
Konzentration in Gramm	2	-nuklidweise	1
Aktivität	3	-elementweise	4
Wärmeleistung	4	Actiniden	
$\gamma$ -Wärmeleistung	5	-nuklidweise	2
Radiotoxizität für Ingestion	6	-elementweise	5
Radiotoxizität für Inhalation	7	Spaltprodukte	
$\alpha$ -Aktivität	8	-nuklidweise	3
		-elementweise	6
		Summenwerte über alle Nuklide	JT

$$\text{KENN1} = \text{NPLOT} * 10 + \text{JT}$$

Tabelle 4.6: Bedeutung der numerischen Kennung KENN1.

Beispielsweise bedeutet KENN1=23, daß NPLOT=2, JT=3, d.h., daß die Aktivität der Actiniden nuklidweise abgespeichert wurde.

## 5. Vergleich von Ergebnissen konsistenter Inventarrechnungen mit experimentellen Nachbestrahlungsanalysen für DWR

Zur Überprüfung von Inventarrechnungen können experimentelle Nachbestrahlungsanalysen herangezogen werden. Für DWR gibt es dazu experimentelle Untersuchungen an aufgelöstem Brennstoff ganzer oder halber Brennelemente: Batchanalysen, und an aufgelösten einzelnen Pellets: Pelletanalysen.

Die Zulässigkeit des Vergleichs der vorliegenden Messungen mit Ergebnissen der durchgeführten Inventarrechnungen wird aus folgendem deutlich: Im DWR erfolgt die Kompensation der Überschussreaktivität durch homogen im Kühlmittel verteilte Borsäure. Kurzzeitige Reaktivitätsänderungen, z.B. zur Leistungserhöhung, werden in modernen Leistungsreaktoren (KWU) durch das Fahren von Steuerstäben vorgenommen, die bei Normalbetrieb weitgehend aus dem Reaktorkern ausgefahren sind /35/. Damit ist die Leistungsverteilung in einem DWR-BE bis auf kurzzeitige Regelvorgänge und mit Ausnahme von oberen und unteren Randbereichen- und seitlichen Randbereichen wenn das Brennelement am Corerand steht - in axialer Richtung flach und in radialer Richtung entsprechend dem Brennstabgitter periodisch. Störungen der radialen Periodizität von Brennstab zu Brennstab durch wassergefüllte Führungsrohre für Steuerstäbe dürften klein sein, so daß man insgesamt eine eindimensionale Zell-Inventarrechnung mit periodischen Randbedingungen in einer ungestörten, für das betrachtete Brennelement repräsentativen Einheitszelle zur Bestimmung des BE-Inventars verwenden kann.

Wichtig ist dabei die Berücksichtigung spektraler Einflüsse: die Härtung des Spektrums durch den Aufbau der Transurane und der Spaltprodukte, der veränderliche Borsäuregehalt des Kühlmittels sowie die mit fortschreitendem Abbrand i.a. zunehmende energetische Resonanzselbstabschirmung. Dies wird

in der Zellrechnung konsistent vorgenommen (vgl. Kap 3). Die lokale Leistungsdichte, im Falle der Batchanalysen berechnet aus dem experimentell bestimmten Abbrand und der Bestrahlungsgeschichte des betreffenden Brennelements, wird ebenfalls berücksichtigt.

Für jedes Batch mit zugehörigem Abbrand wird eine Zell-Inventarrechnung durchgeführt, deren Ergebnis mit der Messung verglichen wird.

Zum Vergleich mit Pelletanalysen werden für ausgewählte Stützpunkte im Abbrand ebenfalls Zell-Inventarrechnungen durchgeführt. Zwischen diesen Abbrandstützstellen wird stetig interpoliert. Man erhält auf diese Weise eine Kurve der Nuklidkonzentration in Abhängigkeit vom Abbrand, die für Pellets gilt, die für das diese Pellets enthaltende Brennelement typisch sind, d.h. für Pellets aus dem mittleren axialen Bereich von Brennstäben, die weder am BE-Rand, noch direkt neben Führungsrohren für Steuerstäbe im BE platziert sind.

Bei Pellets, die aus der unteren oder oberen axialen Zone eines Brennstabs, aus Randstäben oder Brennstäben, die Führungsrohren für Steuerstäbe benachbart sind, stammen, können sich schwache, spektrale Unterschiede bemerkbar machen. Beim Auftragen über dem Abbrand führt dies zu einer bei den meisten Pellets geringen systematischen Auffächerung der Meßwerte, so daß man anstelle einer Meßkurve ein Band von Meßpunkten erhält. Diese bei Pelletanalysen systematische Auffächerung ist der experimentellen Streuung überlagert. Ein genauer Vergleich gemessener und berechneter Konzentrationen einzelner Pellets wäre erst bei Einsatz einer mehrdimensionalen Reaktor- und Zellrechnung möglich.



### 5.1 Vergleich mit experimentellen Analysen an aufgelösten Brennelementen aus dem DWR Obrigheim(KWO).

Eine wichtige Stellung bei der Überprüfung der konsistenten Inventarrechnungen an experimentellen Resultaten nahmen die Messungen ein, die im Rahmen des "Isotopic Correlation Experiment (ICE)" an bestrahltem Brennstoff aus dem DWR Obrigheim in den Jahren 1977/78 durchgeführt wurden / 36 /. Die Messungen wurden unabhängig voneinander von den Labors des "Europäischen Instituts für Transurane(TUI)" , des "Instituts für Radiochemie (IRCh)", der "Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)", die sich alle auf dem Gelände des KfK befinden, sowie der "Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA)" in Wien vorgenommen. Analysiert wurden die KWO-Brennelemente 168, 170, 171, 172 und 176, die während des 3., 4., und 6. KWO-Zyklus zwischen September 1971 und Juni 1975 bestrahlt wurden. Die Brennelemente wurden vor der Auflösung der Länge nach halbiert, so daß pro Brennelement zwei Batches zur Analyse zur Verfügung standen. Alle Labors beteiligten sich an der Konzentrationsbestimmung der U- und Pu-Isotope. Aus der Streuung der Meßwerte der verschiedenen Labors kann somit auf die Meßungenaugigkeit geschlossen werden. Die Konzentrationen an Am und Cm, die Isotopenverhältnisse der Spaltprodukte Kr, Xe, Nd und Cs, sowie der Abbrand wurden ausschließlich vom TUI bestimmt. Nach dem in Kap. 3 beschriebenen Verfahren wurden Zell-Inventarrechnungen für die KWO-Batches durchgeführt. Die KWO-Zelldaten sowie die Bestrahlungsgeschichte der analysierten Brennelemente sind in Tab. 5.1 bzw. 5.2 aufgeführt. Die Abhängigkeit des Einfangquerschnittes von Pu240 vom Abbrand wurde entsprechend dem in Kap. 3 dargelegten Verfahren korrigiert. Die KWO-Wirkungsquerschnitte zum Abbrand 30.3 GWd/t sind im Anhang tabelliert. Unter der Bezeichnung '33P3U\_31\_KfK\_KWO' steht dieser Wirkungsquerschnittssatz in der Datei KORIDATA für Inventarrechnungen mit KORIGEN zur Verfügung.

Brennstoff	UO <sub>2</sub>
Anfangsanreicherung	3.13 w/o U235
Thermische Leistung	907.5 MW
Brennstoffdichte (U)	8.55 g/cm <sup>3</sup>
Kühlwasserdichte	0.789 g/cm <sup>3</sup>

Zelle:

Brennstabdurchmesser	0.93 cm
Claddingwandstärke (Zirkaloy)	0.7 mm
Volumenverhältnis	
Moderator/Brennstoff	1.99
Mittlere Temperatur [°C]	
Brennstoff	755
Cladding	332
Kühlmittel	299

Tab. 5.1: KWO-Reaktordaten / 40 /

Zeit/[d]	Betriebszustand	KWO-Zyklus	Zeit/[d]	Betriebszustand	KWO-Zyklus	
5.8	VL <sup>1</sup>	3	126.9	VL	4	
1.0	NL <sup>2</sup>		9.2	NL		
79.6	VL		84.7	VL		
2.0	NL		3.5	NL		
33.5	VL		23	VL		
41.5	NL		3.0	NL		
131.5	VL		60	VL		
5.8	NL		13.8	87% VL		
36.9	VL		380	NL <sup>3</sup>		5
28.0	NL		143.7	VL		6
		3.0	NL			
		100.	VL			

<sup>1</sup>VL = Vollast    <sup>2</sup>NL = Nullast    <sup>3</sup>Brennelemente 380d out-of-pile

Tab.5.2: Leistungsgeschichte 3.-6. KWO-Zyklus /41/.

Für die Nachrechnung einzelner Batches wird die zeitabhängige spezifische Leistung der entsprechenden Brennelemente benötigt. Diese erhält man aus den experimentellen Abbrandwerten und der Bestrahlungsgeschichte (Tab. 5.2) entsprechend

$$P \cdot \sum_i p_i \Delta t_i = B$$

Hierin ist B der experimentelle Abbrand,  $\Delta t_i$  das Bestrahlungsintervall,  $p_i$  das Verhältnis der in  $\Delta t_i$  gefahrenen Reaktorleistung zur max. Reaktorleistung ( $p_i$  und  $\Delta t_i$  sind Tab. 5.2 zu entnehmen) und P die zu berechnende spezifische Leistung des betreffenden Brennelements. Die Summation ist über alle Bestrahlungsintervalle  $\Delta t_i$  zu führen. Die spezifische Leistung in  $\Delta t_i$  ergibt sich zu  $p_i \cdot P$  (meist ist  $p_i = 100\%$ ).

Die auf radiochemischen Wege bestimmten Abbrandwerte sind mit einer Ungenauigkeit von  $\pm(3-5)\%$  behaftet. Dies läßt sich aus Experimenten schließen, bei denen der Abbrand mit mehreren Methoden und/oder von mehreren Labors gemessen wurde / 38/. (vgl. auch Kap. 5.2, 5.3). Beim ICE, wo pro Batch nur eine einzige Abbrandmessung zur Verfügung steht, läßt sich auf die Unsicherheit im Abbrand auch durch Vergleiche mit den Betreiberangaben für den Abbrand eines ganzen Brennelements schließen. Messungen der Neutronenemission an bestrahlten KWO-Brennelementen und Benutzung der experimentellen Cm244/Abbrand-Korrelation / 37/ zeigten, daß die Betreiberwerte sehr genau sind (Tab. 5.3). Vergleicht man die auf den TUI-Messungen basierenden Abbrandwerte für die im ICE analysierten Brennelemente mit den Betreiberangaben (Tab. 5.4), so findet man Abweichungen zwischen -4.4 und + 3.4%.

BE	Abbrand [Gwd/tU]	
	Betreiber	Messung /37/
169	24.5	25.2 ± 0.5
222	30.6	31.3 ± 0.9
166	24.2	24.3 ± 0.5
243	27.4	27.4 ± 0.6
237	31.3	31.3 ± 0.8
224	30.6	30.5 ± 0.8

Tabelle 5.3: Vergleich der Abbrandwerte einiger KWO-Brennelemente nach Betreiberangaben und aufgrund der Messung der Neutronenemission (nach / 37/).

BE	Batch	Abbrand [Gwd/tU]		Abweichung* [%]
		TUI	Betreiber	
168	86	28.4	}29.35	- 2.23
	87	30.3		
171	88	28.4	}28.74	- 4.4
	89	29.08		
176	90	29.58	}28.78	- 2.9
	91	27.98		
172	92	26.53	}27.90	+ 3.4
	93	29.27		
170	94	25.93	}27.0	- 2.7
	95	28.08		

\* (TUI-Betreiber)/Betreiber

Tab. 5.4: Vergleich der Abbrandwerte / 41/, die auf radiochemischem Wege von TUI-gemessen wurden, mit den Betreiberangaben / 41/ für die im ICE analysierten KWO-Brennelemente.

### 5.1.1 Vergleich zwischen Rechnung und Messung für U- und Pu-Isotope

Die Ergebnisse der konsistenten Inventar-Rechnungen werden für die U- und Pu-Isotope in den Abbildungen 5.1 bis 5.7 mit den entsprechenden Messungen von TUI, WAK, IRCh und IAEA verglichen und werden im folgenden diskutiert.

U235: die Meßpunkte streuen bis ca.  $\pm 2\%$  gleichmäßig um die berechnete Kurve.

U236 : wird von der Rechnung um ca. (1-2)% unterschätzt.  
Die experimentelle Streubreite liegt bei ca.  $\pm 1\%$ .

Pu238: die experimentelle Streubreite ist sehr groß:  
ca.  $\pm 15\%$ . Die Pu238-Konzentration ist vergleichsweise schwer zu messen und muß aufgrund des  $\alpha$ -Zerfalls von Cm242 auf den Entladezeitpunkt korrigiert werden. Da Cm242 beim ICE nur von TUI gemessen wurde, sind einzig die TUI-Werte für Pu238 entsprechend korrigiert. Die berechneten Pu238-Konzentrationen kommen bis auf ca. 10% an die TUI-Meßwerte heran, während die Meßwerte der anderen Labors ca. 20-25% über der Rechnung liegen.

Pu239: die Meßpunkte streuen im Mittel mit ca.  $\pm 3\%$  gleichmäßig um die berechnete Kurve. Für die beiden Hauptspaltstoffe im LWR-Brennstoff, U235 und Pu239, liegt damit eine sehr gute Übereinstimmung zu den vorliegenden Messungen vor.

Pu240-242:  
werden durchweg von der Rechnung etwas unterschätzt. Die Abweichungen - ca. 5% bei Pu240, ca. 6% bei Pu241 und ca. 9% bei Pu242 - liegen jedoch nicht wesentlich außerhalb der Streubreite der Meßwerte :  $\pm 3\%$  bei Pu240,  $\pm 4\%$  bei Pu241 und 242.

### 5.1.2. Vergleich zwischen Rechnung und Messung für Am- und Cm-Isotope

Radiochemische Messungen der Konzentrationen von Am- und Cm-Isotopen sind mit großer Unsicherheit behaftet. Dies erschwert einen Vergleich zwischen Rechnung und Messung. Im Rahmen des ICE wurden die Messungen an Am und Cm einzig vom TUI durchgeführt. Es besteht somit keine Vergleichsmöglichkeit zu Messungen anderer Labors, anhand derer die Meßgenauigkeit quantifiziert werden könnte. Die experimentelle Unsicherheit läßt sich jedoch einerseits durch Hinzunahme weiterer Experimente (Kap. 5.2, 5.3), andererseits durch Analyse der Meßverfahren abschätzen.

Am<sup>241</sup> wird  $\alpha$ -spektrometrisch bestimmt. Das  $\alpha$ -Spektrum von Am<sup>241</sup> wird jedoch durch jenes von Pu<sup>238</sup> fast völlig überdeckt. Die Messung wird deshalb derart durchgeführt, daß das  $\alpha$ -Spektrum von Pu<sup>238</sup> und Am<sup>241</sup> zusammen vor der Pu-Abtrennung, das von Pu<sup>238</sup> alleine nach der Pu-Abtrennung aufgenommen wird. Das  $\alpha$ -Spektrum von Am<sup>241</sup> wird schließlich durch die Differenz dieser beiden Spektren bestimmt, d.h. durch die Differenz zweier annähernd gleich großer, fehlerbehafteter Zahlen. Desweiteren wird die Am<sup>241</sup>-Konzentration auf den Entladezeitpunkt zurückgerechnet (die Messung findet ca. 3a nach Entladung statt). Da Am<sup>241</sup> größtenteils out-of-pile aus Pu<sup>241</sup> entsteht (zu ca. 75%), vergrößert sich der relative Fehler bei der Zurückrechnung entsprechend den Konzentrationsverhältnissen um das Vierfache! D.h. bei einem Meßfehler von  $\pm 25\%$  in Am<sup>241</sup> - ein realistischer Wert - ist bei Entladung ein Fehler von etwa  $\pm 100\%$  zu erwarten.

Rechnung und Messung liegen dementsprechend um bis zu 50-60% auseinander. Bei Messungen an TRINO2-Pellets (Kap. 5.2) betragen die Abweichungen hingegen größtenteils nur ca. 5%: hier wurde seitens der Experimentatoren nicht zurückgerechnet.

Eine unabhängige Stütze für die Rechnung ergibt sich aus dem Vergleich der Resonanzintegrale bzw. 2200m/s-Querschnitte mit experimentellen Werten (Tab. 5.5) :

es zeigt sich insbesondere sehr gute Übereinstimmung für den Neutroneneinfang von Am241. Eine Sensitivitätsanalyse ergab überdies, daß die hohen experimentellen Werte für die Konzentration von Am241 selbst mit einem verschwindenden Absorptionsquerschnitt von Am241 nicht erreicht werden können. Basierend auf der guten Übereinstimmung der Pu-Isotope sollte somit die Berechnung der Am241-Konzentration zuverlässig sein.

Zwischenzeitlich veröffentlichte Messungen der Am241-Konzentration einzelner KWO-Pellets, die erstmals mit der Isotopenverdünnungsanalyse durchgeführt wurden /49/, stimmen sehr gut mit den berechneten Am241-Konzentrationen überein, während die  $\alpha$ -spektrometrischen Meßwerte z.T. weit abliegen, (vgl. Abschn. 5.2).

	Resonanzintegrale <sup>a</sup> für n-Einfang [b]		2200m/s-Querschnitte [b'] für n-Einfang	
	KEDAK	Experiment	KEDAK	Experiment
Am241	1549 <sup>b</sup>	1538 ± 135 <sup>b</sup> /44/	610	832 ± 20 <sup>c</sup> /44/ 853 ± 68 <sup>c</sup> /45/
Am243	1847	2210 ± 150 /45/	79.3	73 ± 6 /47/
Am244	637	650 ± 50 /46/	14.4	14 ± 4 /46/

a)  $\int_{E_c}^{15\text{MeV}} \sigma(E) \frac{dE}{E} , E_c = 0.5\text{eV}$       b)  $E_c = 0.369\text{eV}$

c) Dies sind effektive Werte, die mit dem KEDAK-Wert konsistent sind /48/.

Tabelle 5.5: Vergleich integraler KEDAK-Daten mit experimentellen Werten

- Am243 wird massenspektrometrisch über das Verhältnis Am243/Am241 bestimmt. Der direkte Fehler bei der Am241-Bestimmung geht damit auch bei der Bestimmung von Am241 ein. Die Rechnung ergibt innerhalb der Meßunsicherheit ca. 30% höhere Konzentrationswerte als die Messung.
- Cm242 liegt aufgrund der kurzen Halbwertszeit ( $T_{1/2}=163$  d) in sehr geringer Konzentration von (ca. 100 mg/t U), die Meßgenauigkeit ist dementsprechend groß: teilweise mehr als 100%, wie sich aus Vergleichsmessungen (Kap. 5.2, 5.3) feststellen läßt. Für die KWO-Batches liefert die Rechnung um ca. 30% kleinere Konzentrationen von Cm242 als die Messung.
- Cm244 ist aufgrund seines ausgeprägten  $\alpha$ -Spektrums, seiner hinreichend großen Halbwertszeit ( $T_{1/2}=18$  a) sowie seiner ausreichenden Konzentration  $\alpha$ -spektrometrisch vergleichsweise gut zu bestimmen. Wie neuere Vergleichsmessungen an KWO-Pellets zeigen (vgl. Kap. 5.2) - es wurde erstmals eine Isotopenverdünnungsanalyse zur Bestimmung der Cm244-Konzentration benutzt - ist die Meßunsicherheit dennoch mit ca.  $\pm$  (20-30)% anzusetzen (vgl. Kap. 5.2). Überdies ist Cm244 stark sensitiv auf Unsicherheiten im Abbrand, da die Cm244-Konzentration etwa mit der 4. Potenz des Abbrandes steigt / 37/. Die Abweichungen zwischen berechneter und gemessener Cm244-Konzentrationen liegen mit 20-25% innerhalb der Meßgenauigkeit.



### 5.1.3 Vergleich zwischen Rechnung und Messung für einige Isotopenverhältnisse von Spaltprodukten

Für Isotope der Spaltprodukte Kr, Xe, Nd und Cs wurden von TUI im Rahmen des ICE Atomverhältnisse gemessen. Damit besteht die Möglichkeit, das Karlsruher Zell-Abbrand-Verfahren auch im Bereich der Spaltprodukte an Nachbestrahlungsanalysen zu überprüfen. Anders als bei den Actiniden werden für die Spaltprodukte bislang ausschließlich ORNL-Wirkungsquerschnitte benutzt. Dies ist in der Regel ausreichend, wie der Vergleich zwischen Rechnung und Messung am Beispiel KWO ( Abb. 5.8, 5.13 - 5.20 ) zeigt. Für Cs134/Cs137 z.B. stimmen hier Rechnung und Messung auf etwa 3% überein. KfK-Wirkungsquerschnitte für Spaltprodukte sind zur Zeit in Arbeit.

### 5.2 Vergleich mit experimentellen Analysen an Pellets aus dem DWR Obrigheim

Für KWO-Brennstoff stehen auch Messungen an Pellets zur Verfügung, die gemeinsam von TUI und dem "Joint Research Centre Ispra (JRC)" durchgeführt wurden. / 38 /. Die analysierten Pellets stammen aus Brennstäben der KWO-Brennelemente Nr. 124 und Nr. 210. BE Nr. 124, das im 2., 4. und 5. KWO-Zyklus bestrahlt wurde, hatte eine anfängliche Anreicherung von 3.0 w/o U235, BE Nr. 210 - bestrahlt im 3. bis 5. KWO-Zyklus - war anfänglich mit 2.83 w/o U235 angereichert. Aufgrund der unterschiedlichen Anfangsanreicherung, der unterschiedlichen Bestrahlungsgeschichte, als auch der unterschiedlichen U-Dichten (vgl. Tab. 5.6) wurden für jeden BE-Typ Zell-Inventarrechnungen durchgeführt und nach dem Standardverfahren (Kap.3) Wirkungsquerschnittsätze erzeugt.

	BE 124	BE 210
Anfangsanreicherung [w/o U235]	3.0	2.83
Urandichte [g/cm <sup>3</sup> ]	9.17	8.95

Tab. 5.6: Von Tab.7.1 abweichende Eingangsdaten für KWO-BE Nr. 124 und 210 / 38/.

Zeit/d	KWO-Zyklus	BE 124	BE 210
258	2	VL	NL
48		NL	NL
295	3	NL	VL
27		NL	NL
283	4	VL	VL
23		NL	NL
229	5	VL	VL

Tab.5.7: Bestrahlungsgeschichte der KWO-BE Nr. 124 und 210 (nach /38/).

Die berechneten Actinidenkonzentrationen sind in Abb. 5.21 bis 5.31 über dem Abbrand aufgetragen. Eingezeichnet sind auch die Meßwerte der Pelletanalysen, die im günstigsten Fall um die berechneten Kurven streuen.

Für die U-Isotope 235 und 236 zeigt sich das gleiche Bild wie beim ICE: U235 stimmt sehr gut mit den Messungen überein. U236 wird leicht unterschätzt. Die Meßwerte streuen erwartungsgemäß stärker als bei Batch-Messungen.

Bei Pu238 werden die berechneten Kurven gut von den stark streuenden Meßwerten eingeschlossen. Aus Vergleichsmessungen der zwei Labors kann auf eine Meßgenauigkeit bis ca. 25% geschlossen werden. Für Pu239 ist die Übereinstimmung nicht so gut wie beim ICE: Für BE Nr. 124 ergibt die Rechnung eine leichte, für BE Nr. 210 eine etwas größere Überschätzung (vgl. Abb.5.24) . Die Meßwerte streuen allerdings sehr stark. Für die Pu-Isotope 240-242 gibt es sehr gute Übereinstimmung: die berechnete Kurve läuft jeweils durch die Schar der Meßpunkte.

Der Vergleich zwischen berechneten und  $\alpha$ -spektrometrisch gemessenen Am241-Konzentrationen (Abb.5.29) demonstriert im wesentlichen die sehr große Ungenauigkeit der  $\alpha$ -spektrometrischen Messungen. Neuere Messungen, die mit der genaueren Isotopenverdünnungsanalyse durchgeführt wurden / 49 /, bestätigen die berechneten Am241-Konzentrationen (vgl. Abb. 5.29): die Abweichung zwischen Rechnung und Messung beträgt maximal 16%, während die  $\alpha$ -spektrometrischen Meßwerte bis zu einem Faktor 3 größer sind als die berechneten Werte. Für Am243 gibt es nur sehr wenige Meßwerte, die aber nahe an den berechneten Kurven liegen.

Cm242 ist wie Am241 mit großer experimenteller Unsicherheit behaftet, wie sich aus der großen Streuung der Meßwerte entnehmen läßt (Abb. 5.31). Vergleichsmessungen am gleichen Pellet differieren um Faktoren 2 bis 3!

Auch neuere Messungen / 50 / -ebenfalls  $\alpha$ -spektrometrisch- zeigen Abweichungen bis zu 90%. Die berechneten Kurven der Cm242-Konzentrationen laufen durch die unteren Meßpunkte.

Cm244 wird sehr gut berechnet, die berechneten Kurven liegen innerhalb der Meßpunkteschar (Abb. 5.30) .

Neuere Messungen / 50 / an einzelnen KWO-Pellets - es wurde für Cm244 erstmals die sehr genauere Methode der Isotopenverdünnungsanalyse angewandt - ergeben Abweichungen zu den älteren  $\alpha$ -spektrometrischen Messungen, die bis zu  $\pm$  40% betragen. Die neueren Messungen (Abb. 5.32) liegen fast ausschließlich so, daß die Übereinstimmung zu den berechneten Werten besser ist. Auch der Abbrand wurde im Rahmen dieser Messung neu bestimmt, die Abweichungen zu den älteren Werten liegen zwischen -10 und

+ 10%, was z.T. deutliche Verschiebungen der Cm244-Konzentrationswerte im Konzentrations/Abbrand-Diagramm ergibt (Abb. 5.32).

Zusammenfassend läßt sich für das Beispiel KWO-Pellets sehr gute Übereinstimmung zwischen berechneten und gemessenen Konzentrationen an U- und Pu-Isotopen als auch Cm244 feststellen. Wie bei Pelletmessungen zu erwarten, streuen die Meßwerte jedoch stark. Für Am241 und Cm242 zeigt sich in aller Deutlichkeit die große experimentelle Ungenauigkeit der  $\alpha$ -spektrometrischen Messung.

### 5.3 Vergleich mit experimentellen Analysen an bestrahlten Pellets aus dem DWR Trino Vercellese

Pelletmessungen wurden auch an bestrahltem Brennstoff aus dem DWR Trino Vercellese durchgeführt /39/.

Die analysierten Pellets wurden Brennstäben des Trino-BE Nr. 509 - 069 entnommen. Dieses BE (vgl. Tab. 5.8) wurde zwischen Oktober 1964 und Juli 1971 vier Zyklen lang im Trino-Reaktor bestrahlt. Als Besonderheit weist BE Nr. 509 - 069 eine zwischenzeitliche out-of-pile Verweilzeit von ca. 3 Jahren vor erneuter Bestrahlung auf (der Trino-Reaktor war während dieser Zeit stillgelegt).

In den Abbildungen 5.34 bis 5.41 sind die konsistent berechneten Actinidenkonzentrationen im Vergleich mit den Meßwerten aufgetragen. U235 wird auch im Falle des Trino-Pellets sehr gut berechnet. U236 wird leicht unterschätzt. Die Pu-Isotope 238-242, d.h. auch  $Pu_{tot}$ , werden hier - in unterschiedlichem Ausmaße - unterschätzt.

Thermische Leistung	825 MW
BE Nr. 509 - 069:	
Brennstoffdichte (U)	9.32 g/cm <sup>3</sup>
Kühlwasserdichte	0.765 g/cm <sup>3</sup>
Brennstabdurchmesser	0.902 cm
Cladding-Wandstärke	0.383 mm
Volumenverhältnis	
Moderator/Brennstoff	1.79

Tab.5.8: Zelldaten des Trino-BE Nr. 509 - 069

Zeit [d]	Trino-Zyklen	Zustand
226	1	VL
86		NL
263	2	VL
51		NL
292	3	VL
1117		NL
416	4	VL

Tab.5.9: Bestrahlungsgeschichte des Trino-BE Nr. 509 - 069

Am241 wurde im vorliegenden Fall seitens der Experimentatoren nicht auf discharge zurückgerechnet, so daß die relativen Unsicherheiten in den experimentellen Am241-Konzentrationen aus der Bestimmung der  $\alpha$ -Spektren von Pu238+Am241 und Pu238 und der anschließenden Differenzbildung stammen (vgl. Absch. 5.1.2). Rechnung und Messung stimmen hier, mit einigen Ausnahmen, relativ gut überein (Abb. 5.40). Die Messungen von Am243 sind sehr aufschlußreich: bei einigen Meßdaten fehlten die entsprechenden Am241-Meßwerte (Am243 wird massenspektrometrisch über Am243/Am241 bestimmt). In diesen Fällen wurde von den Experimentatoren eine mittlere Am241-Konzentration von  $246 \cdot 10^{-6}$  IMA (vgl. /39 /) zugrunde gelegt. Für diese Meßpunkte liegen die Am243-Werte dicht beieinander (vgl. Abb. 5.40), während die restlichen Werte, offensichtlich aufgrund der ungenaueren Am241-Messungen, stark streuen. Für Am243 gibt es bei zwei Pellets Vergleichsmessungen, die Abweichungen betragen 2 bzw. 16%. Erstere Abweichung bezieht sich allerdings nur auf die massenspektrometrische Messung von Am241/Am243.

Cm242 und Cm244 werden vor der Rechnung im Mittel um 20 bis 30% unterschätzt. Für beide Isotope gibt es bei fünf Pellets Vergleichsmessungen. Die Abweichungen sind hier bei Cm242 klein: bis ca. 5%, bei Cm244 dagegen größer: bis ca. 10%.

#### 5.4 Ergänzende Vergleiche mit experimentell analysierten DWR-Batches

##### 5.4.1 SENA-Reaktor

Der französische DWR SENA (Societe-d'Energie Nucleaire Franco-Belge des Ardennes) ist in der Leistung KWO vergleichbar, hat aber deutlich kleinere Zellabmessungen (Tab. 5.10). Für Vergleichsrechnungen stehen Messungen der 2. Wiederaufarbeitungskampagne von abgebrannten SENA-Brennelementen zur Verfügung/42/.

Diese Messungen umfaßten 12 Batches, die anfänglich jeweils zu 3.358 w/o U235 angereichert waren. Der Endabbrand lag zwischen 18.6 und 20.6 GWd/tU. Gemessen wurden die Konzentrationen an U- und Pu-Isotopen.

In Tabelle 5.11 sind die relativen Abweichungen zwischen berechneten und gemessenen Konzentrationen aufgeführt. Es ergibt sich, wie bei KWO und Trino, sehr gute Übereinstimmung für U235 und Pu239, aber auch für Pu240. Pu241 wird leicht, Pu242 etwas stärker unterschätzt. Pu238 wird mit ca. 30% stark unterschätzt, die Meßwerte wurden allerdings nicht aufgrund des  $\alpha$ -Zerfalls von Cm242 korrigiert.

Brennstoff	UO <sub>2</sub>
Anfangsanreicherung	3.358 w/o U235
Thermische Leistung	905 MW
Zelle:	
Brennstabdurchmesser	0.902 cm
Claddingwandstärke	0.38 mm
Volumenverhältnis	
Moderator/Brennstoff	1.61

Tab. 5.10: Reaktordaten SENA

Batch Nr.	Abbrand [Gwd/tU]	U235	U236	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242
100	18.6	-1.0	-3.8	-37	+1.1	+0.05	-2.7	-13.9
200	20.3	+0.06	-5.6	-38	+2.1	-1.3	-5.3	-16.3
300	19.4	-1.4	-3.4	-33	+1.1	+0.2	-2.4	-12.5
400	20.2	-0.3	-4.5	-35	+1.9	-1.4	-4.4	-17
500	19.4	-1.7	-4.5	-30	+1.0	+0.9	-3.0	-12
600	20.3	-0.6	-3.0	-33	+1.5	-0.8	-4.3	-15
700	19.4	-0.6	-2.2	-32	+1.2	-0.5	-3.2	-14
800	20.1	-0.1	-3.7	-33	+1.8	-1.6	-4.4	-16
900	20.3	-0.3	-4.5	-34	+1.9	-1.0	-4.4	-17
1000	20.6	-0.5	-11	-35	+1.6	-0.1	-4.3	-14
1100	20.3	+0.2	-4.2	-33	+1.9	-0.9	-4.6	-16
1200	19.7	+0.2	-9.2	-28	+0.9	+0.3	-2.2	-13

Tab.5.11: Relative Abweichungen [%] zwischen berechneten und gemessenen Konzentrationen an U- und Pu-Isotopen für SENA-Batches

#### 5.4.2 Robinson-Reaktor

Der amerikanische DWR H.B. Robinson ist mit einer thermischen Leistung von 2300 MW ein Reaktor mittlerer Leistungsgröße. Die Zellabmessungen sind ähnlich wie beim französischen SENA-Reaktor (Tab. 5.12). Es stehen Messungen von Isotopenhäufigkeiten der Actiniden Am, Pu, Am und Cm zur Verfügung/43/. Die experimentellen Analysen wurden ca. 2 Jahre nach Entnahme aus dem Reaktor an zwei aufgelösten Brennstäben des Robinson-Brennelements B05 mit einem Abbrand von 31364 MWd/t durchgeführt. Die anfängliche Anreicherung betrug 2.561 w/o U235.

Die Abweichungen zwischen berechneten und gemessenen Isotopenhäufigkeiten sind in Tab. 5.13 aufgeführt. Für die U- und Pu-Isotope ergibt sich die gewohnte gute Übereinstimmung.



Auch für die Isotopenhäufigkeiten von Am241, 243 und Cm244 wird hier sehr gute Übereinstimmung erreicht. Dies mag zum einen daran liegen, daß die Meßwerte nicht auf den Zeitpunkt der Entladung aus dem Reaktor zurückgerechnet wurden (z.B. Am241), zum anderen daran, daß die Meßgrößen relative Größen sind (z.B. Cm244 Anteil an Cm ca. 90%, Cm242 ist größtenteils zerfallen).

Brennstoff	UO <sub>2</sub>
Anfangsanreicherung	2.561 w/o U235
Thermische Leistung	2300 MW
Zelle:	
Brennstabdurchmesser	0.9294 cm
Claddingwandstärke	0.617 mm
Volumenverhältnis	
Moderator/Brennstoff	1.62

Tab. 5.12: Reaktordaten H.B. Robinson /43/

	Messung [%]/43/	Rechnung [%]	Abweichung [%]
U235/U	0.653	0.652	-
U236/U	0.347	0.336	-3.2
U238/U	98.99	99.0	-
Pu238/Pu	1.56	1.41	-9.7
Pu239/Pu	55.79	56.8	1.9
Pu240/Pu	24.91	23.24	-6.7
Pu241/Pu	12.29	12.90	5.0
Pu242/Pu	5.45	5.61	3.5
Am241/Am	62.4	61.5	-1.4
Am243/Am	37.29	38.8	3.9
Cm242/Cm	3.28	2.49	-24
Cm244/Cm	90.66	89.4	-1.4

Tab.:5.13: Vergleich berechneter und gemessener Isotopenhäufigkeiten von bestrahlten Brennstäben des Robinson-Reaktors.

### 5.5 Zusammenfassende Wertung für DWR-Brennstoff

Extensive Überprüfung an experimentellen Nachbestrahlungsanalysen (Kap. 5.1 - 5.4) zeigen die Fähigkeit der KfK-Methoden und -Daten zur zuverlässigen Berechnung von DWR-Inventaren. Dies wurde für unterschiedliche Anfangsanreicherungsstufen (2.6 - 3.4 w/o U235) als auch unterschiedliche Gitter ( $V_M/V_B = 1.61 - 2.0$ ) demonstriert. Absolute Konzentrationen von U- und Pu-Isotopen können mit zufriedenstellender Genauigkeit berechnet werden. Für U235 ist die Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung sehr gut. Berechnungen der Konzentrationen der Transplutoniumisotope Am241, Am243 und Cm244 sind zuverlässiger als die gängigen  $\alpha$ -spektrometrischen Messungen, wie die gute Übereinstimmung mit neueren Präzisionsmessungen mittels der Isotopenverdünnungsanalyse zeigt. Für wichtige Spaltproduktverhältnisse wird gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung festgestellt. Aus den umfangreichen Vergleichen Rechnung/Experiment läßt sich schließen, daß KfK-Methoden und -Daten für konsistente Inventarrechnungen geeignet sind, Inventare für DWR zuverlässig zu berechnen, auch für solche DWR, für die bislang noch keine Vergleiche mit Experimenten durchgeführt wurden, für die aber konsistente Wirkungsquerschnittsätze erzeugt wurden: z.B. BIBLIS-Brennstoffe mit 3.2 - 3.6 w/o anfänglichem U235 mit hohen, auf eine bessere Uranausnutzung zielenden Endabbrände von 33 - 40 GWd/tU.

### 5.6 Vergleich mit Messungen an Pu-Brennstoff aus KWO

Beim Einsatz von rezykliertem Plutonium in einem LWR ("thermische Rezyklierung") wird das Neutronenspektrum im Brennstoff vergleichsweise hart, da die thermischen Absorptionsquerschnitte der spaltbaren Pu-Isotope deutlich höher sind als jene der U-Isotope. Die effektiven Wirkungsquerschnitte

unterscheiden sich zwischen U- und Pu-Brennstoff stark, so daß es für Inventarrechnungen zu Pu-Brennelementen unerläßlich ist, konsistente effektive Wirkungsquerschnitte zu benutzen. Ein entsprechender Datensatz für den ORNL-Referenzreaktor (vgl. Kap.3) steht in KORIGEN zur Verfügung - die Erstellung eines KfK-Datensatzes für Pu-Brennstoff ist beabsichtigt.

Der ORNL-Datensatz für Pu-Brennstoff  $-2.91\% \text{ Pu}_{\text{fiss}}$ ,  $0.65\% \text{ U235}$  - wurde zur Nachrechnung bestrahlten Pu-Brennstoffs aus KWO -  $3.2\% \text{ Pu}_{\text{fiss}}$  in  $\text{U}_{\text{nat}}$  - benutzt. Dies ist für erste Vergleichsrechnungen gerechtfertigt, da die Gitter von KWO und des ORNL-Referenzreaktors sehr ähnlich sind. Die unterschiedliche Anfangsanreicherung ist hier von untergeordneter Bedeutung, wichtig ist die Berücksichtigung des harten Spektrums im Pu-Brennstoff (so sind z.B. die Absorptionsquerschnitte von U235, Pu239, 241 für Pu-Brennstoff um ca. 50% kleiner als für U-Brennstoff).

Der Vergleich der berechneten Konzentrationen der Pu-Isotope 238, 240, 241, 242 (Abb. 5.42) und von Am243 und Cm244 (Abb. 5.43) relativ zu Pu-239 mit den Messungen zeigt für die Pu-Isotope 240-242 über den ganzen Abbrandbereich gute Übereinstimmung. Auch für Pu238, Am243 - hier gibt es nur einen Meßpunkt - und Cm244 sind die Abweichungen nicht zu groß. Die Meßwerte wurden uns von KWU zur Verfügung gestellt /54/.

#### 5.7 Vergleich der berechneten Nachzerfallswärme bei der thermischen Spaltung von U235 mit Experimenten

Zum Vergleich mit der berechneten Nachzerfallswärme von U235 wurde der revidierte ANS 5.1 -Standard von 1979 / 51 / sowie neuere Messungen/52,53/ herangezogen. Der revidierte ANS-Standard basiert auf mehreren Experimenten, die durch Rechnungen ergänzt wurden.

Berechnet und verglichen wurde die Nachzerfallsleistung von U235 für einen kurzen Bestrahlungspuls ( $\phi_{th} = 10^{15} \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ,  $\Delta t = 0.1 \text{ s}$ ) sowie die Nachzerfallswärme für eine quasi-unendliche Bestrahlungsdauer (im Falle der KORIGEN-Rechnung  $T = 4a \gg$  Kühlzeit), jeweils im Zeitbereich  $1\text{s} - 10^4\text{s}$  nach Abbruch der Kettenreaktion.

Im Falle des Pulses, anhand dessen der Beitrag der kurzlebigen Spaltprodukte abgeschätzt werden kann, erhält man ab ca. 20s Kühlzeit gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und ANS-Standard sowie der neueren Messung von Dickens /53/ (Abb.5.44). Im Zeitbereich  $1\text{s} < t < 20\text{s}$  erhält man eine Unterschätzung der ANS- bzw. Dickens-Werte von max. 20%.

Im Falle der quasi-unendlichen Bestrahlung ist ab ca. 20s Kühlzeit eine sehr gute Übereinstimmung zwischen KORIGEN-Rechnung, ANS-Standard sowie den neueren Messungen zu finden (Abb.5.45). Im Zeitbereich  $< 20\text{s}$  werden die ANS-Werte von der Rechnung max. um ca. 6% unterschätzt. Die neueren Werte von Dickens et al / 53/ stimmen hingegen auch in diesem Zeitbereich mit den KORIGEN-Rechnungen überein.

Abb.5.1 bis 5.20: Graphischer Vergleich der im ICE gemessenen Actiniden- und Spaltproduktkonzentrationen aus KWO-Batches mit Ergebnissen konsistenter KORIGEN-Rechnungen

Abb.5.21 bis 5.32: Graphischer Vergleich gemessener Actinidenkonzentrationen aus KWO-Pellets mit Ergebnissen konsistenter KORIGEN-Rechnungen

Abb.5.33 bis 5.41: Graphischer Vergleich gemessener Actinidenkonzentrationen aus TRINO2-Pellets mit Ergebnissen konsistenter KORIGEN-Rechnungen

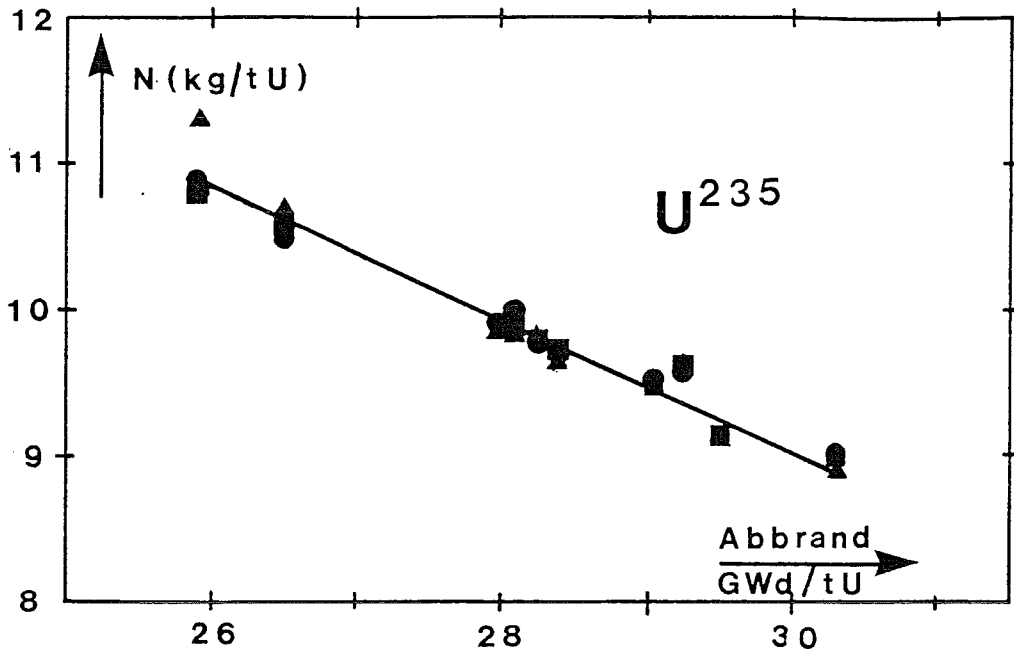


Abb. 5.1

- ▲ ▲ TUI
- ● WAK
- ■ IAEA
- ◆ ◆ IRCh
- KORIGEN

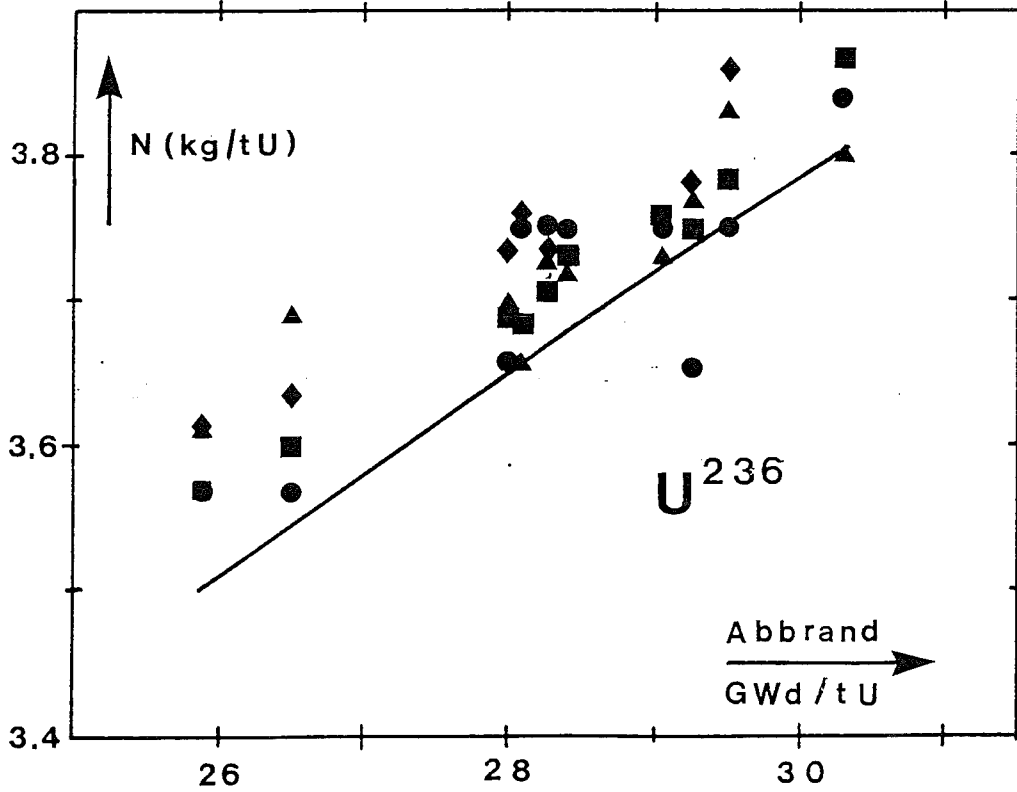


Abb. 5.2

KWO-Batches (ICE)

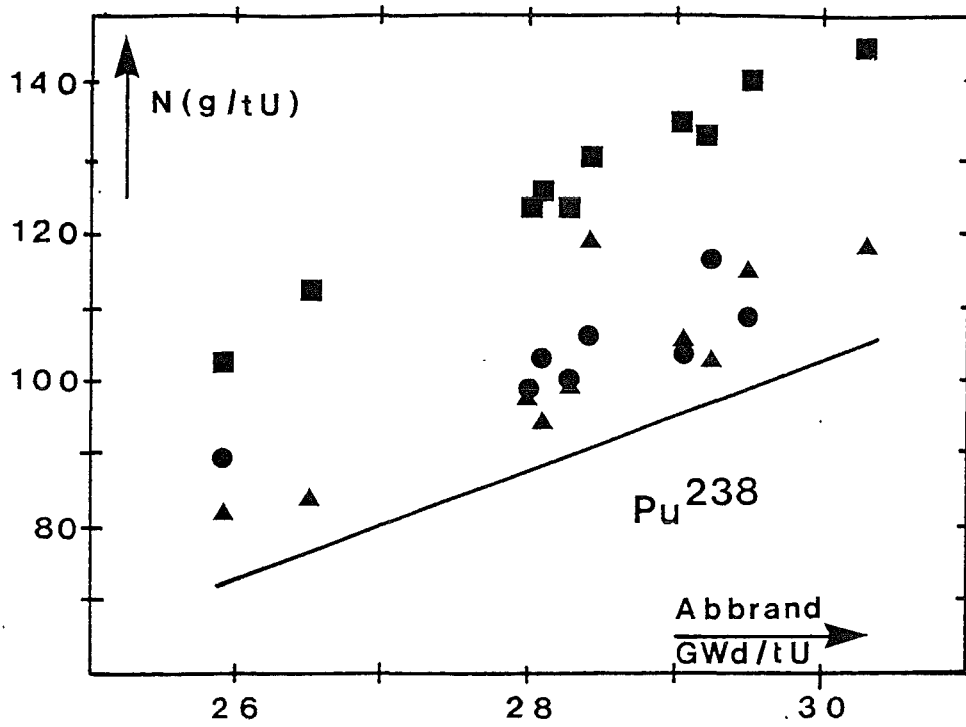


Abb. 5.3

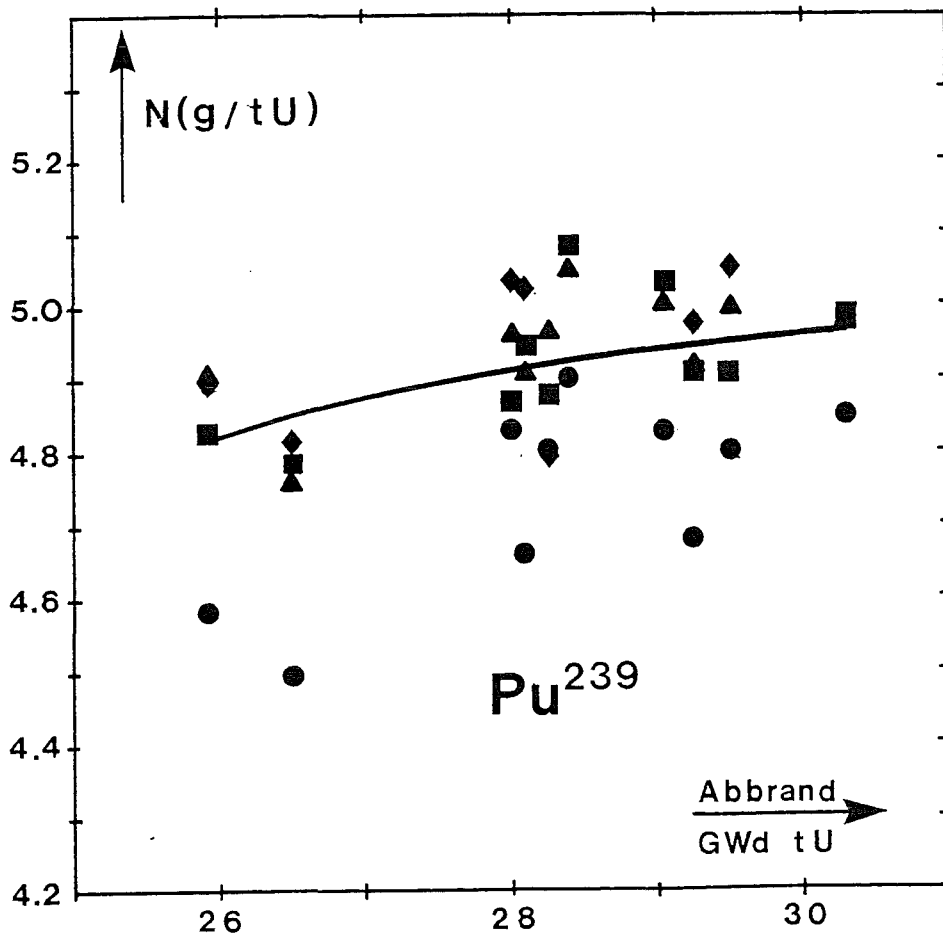


Abb. 5.4

- ▲ ▲ TUI
- ● WAK
- ■ IAEA
- ◆ ◆ IRCh
- KORIGEN

KWO-Batches (ICE)

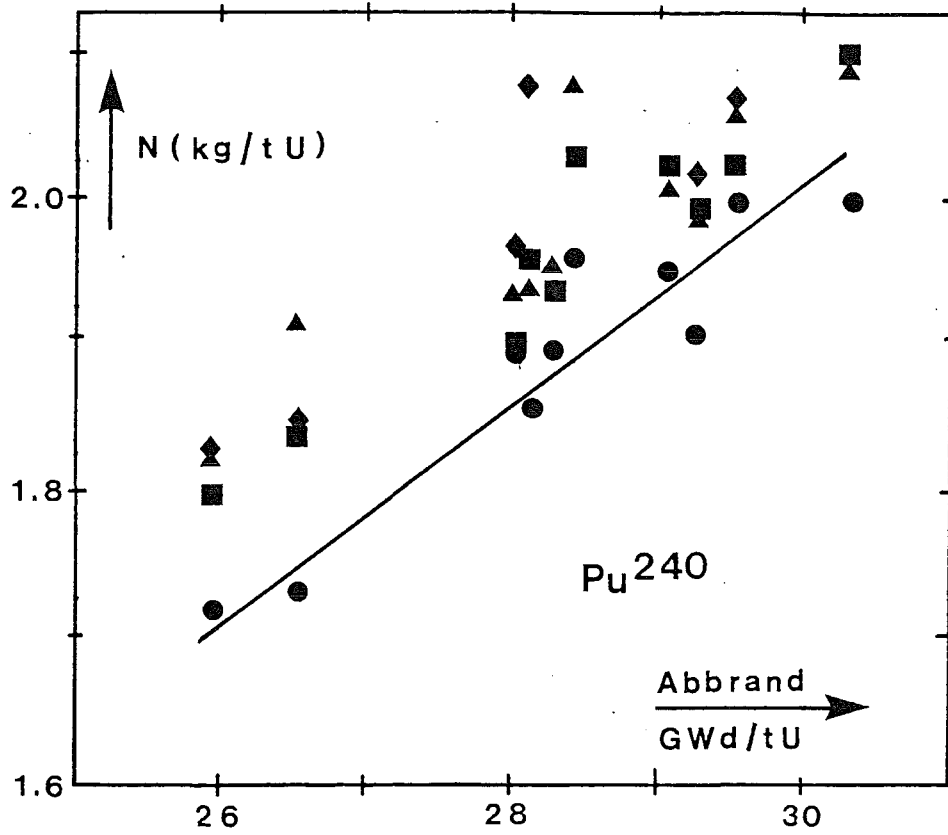


Abb. 5.5

- ▲ ▲ TUI
- ● WAK
- ■ IAEA
- ◆ ◆ IRCh
- KORIGEN

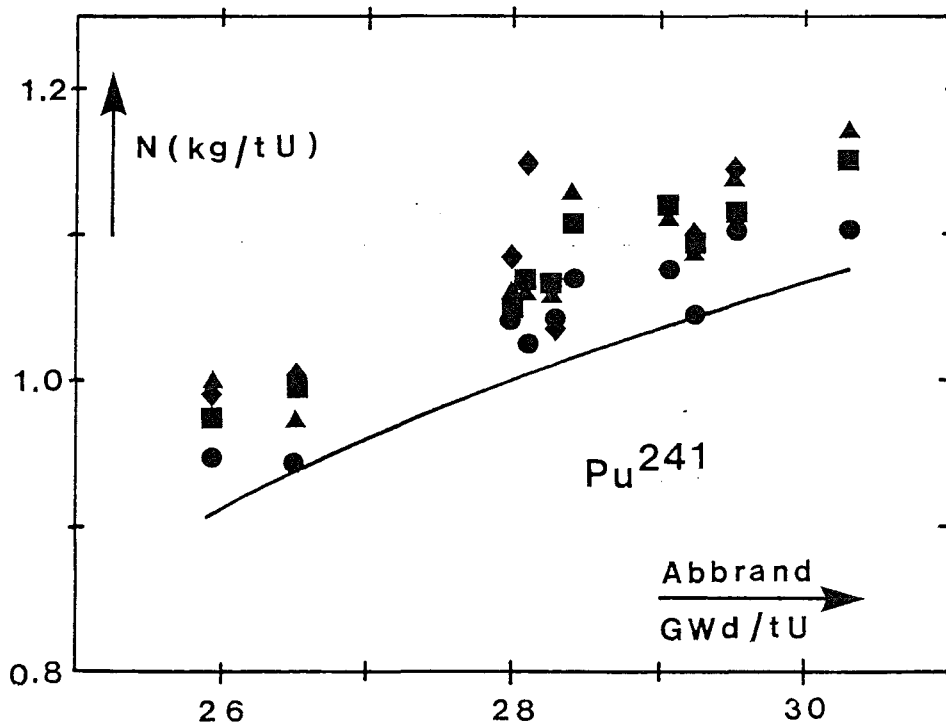


Abb. 5.6

KWO-Batches (ICE)



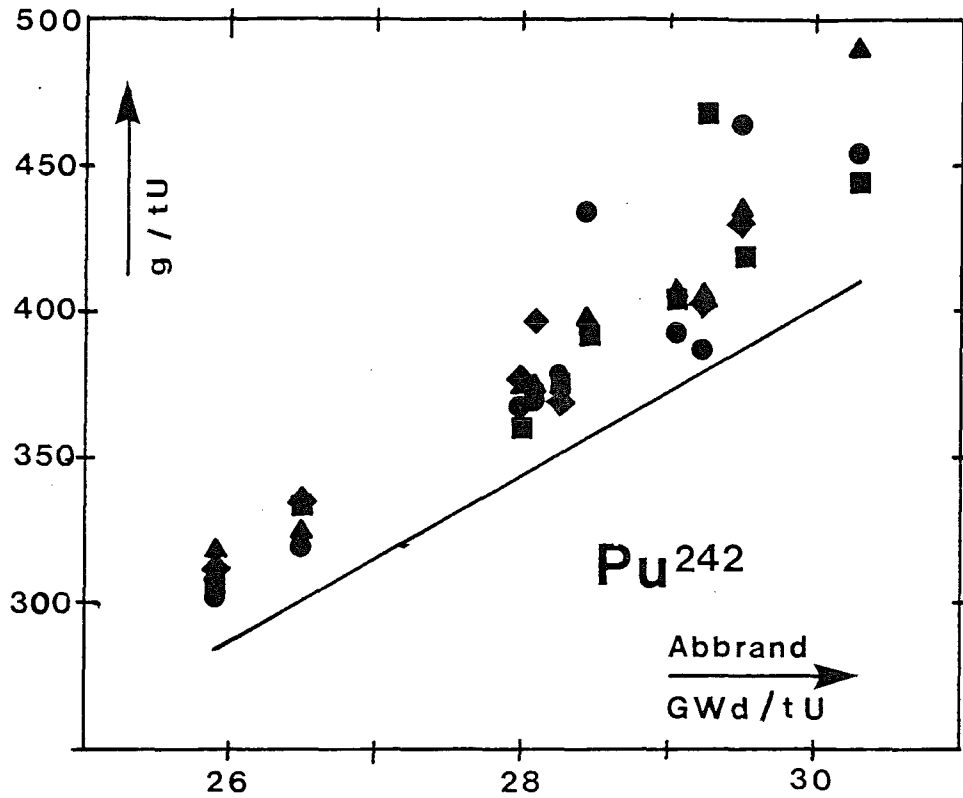


Abb. 5.7

- ▲ ▲ TUI
- ● WAK
- KORIGEN
- ■ IAEA
- ◆ ◆ IRCh

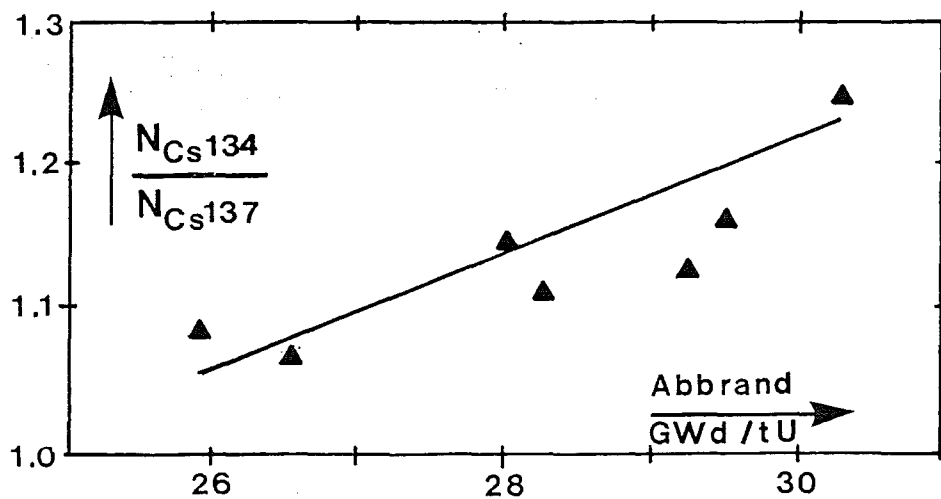


Abb. 5.8

KWO-Batches (ICE)

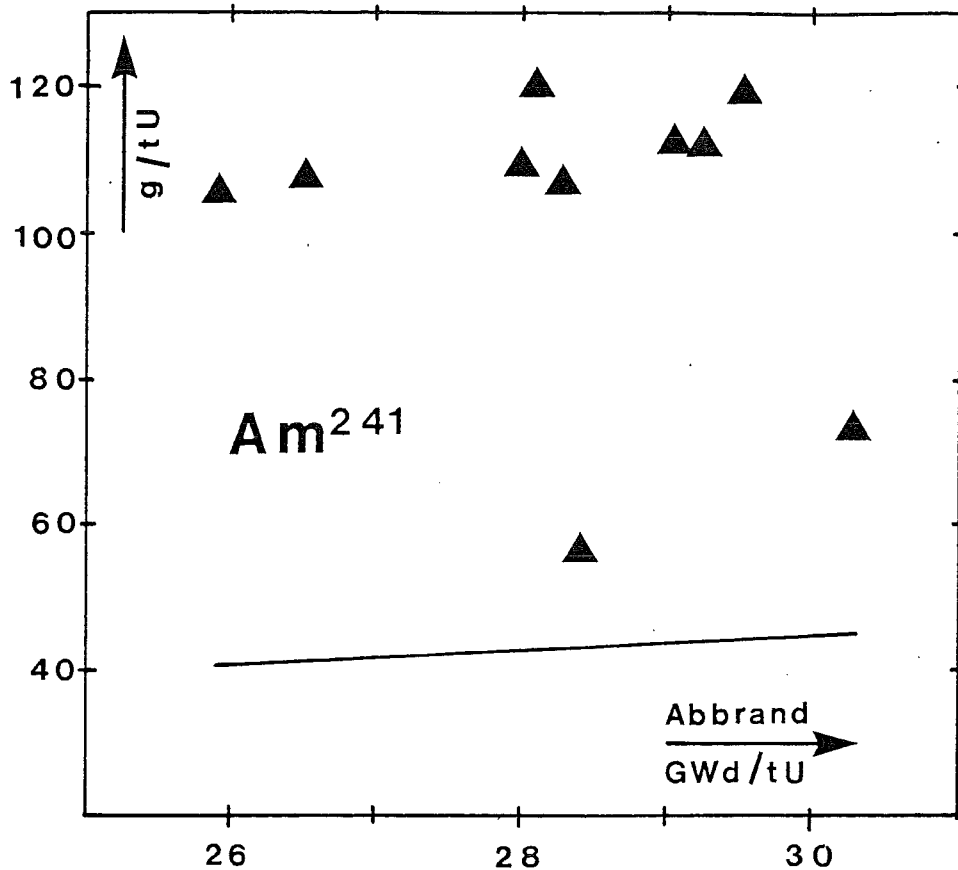


Abb. 5.9

▲ ▲ Messung TUI — KORIGEN

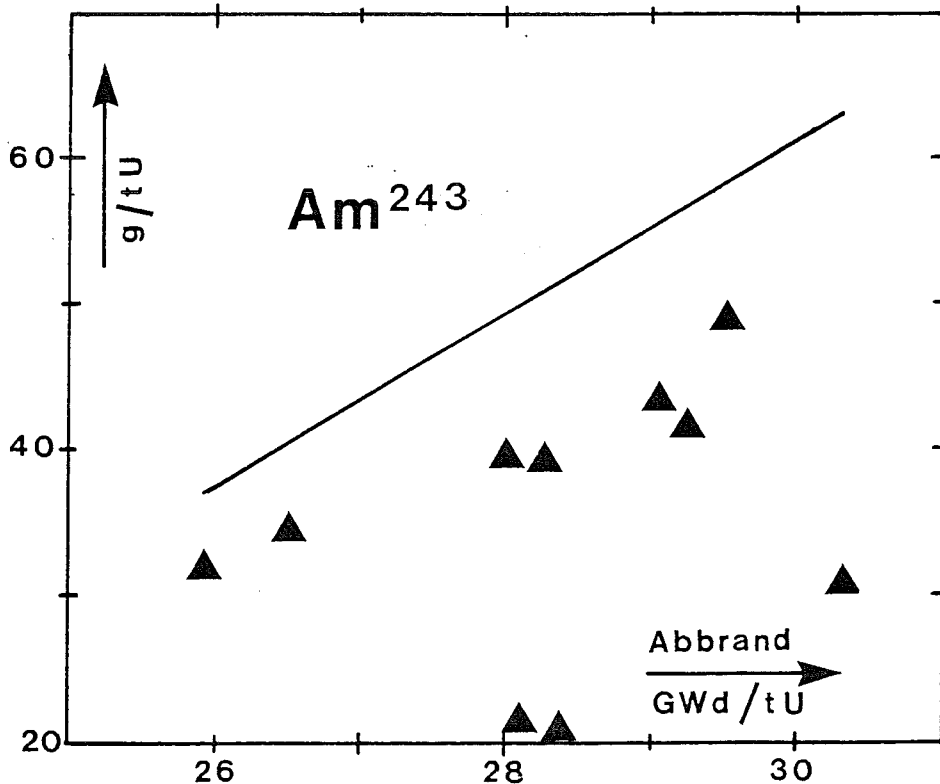


Abb. 5.10

KWO-Batches (ICE)

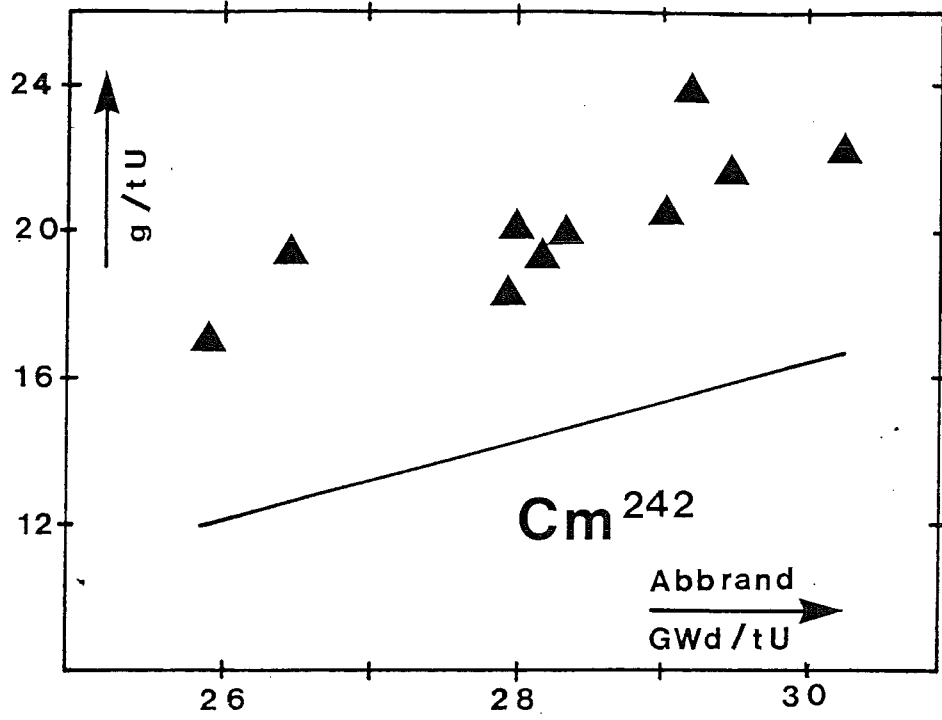


Abb. 5.11

▲ ▲ Messung TUI — KORIGEN

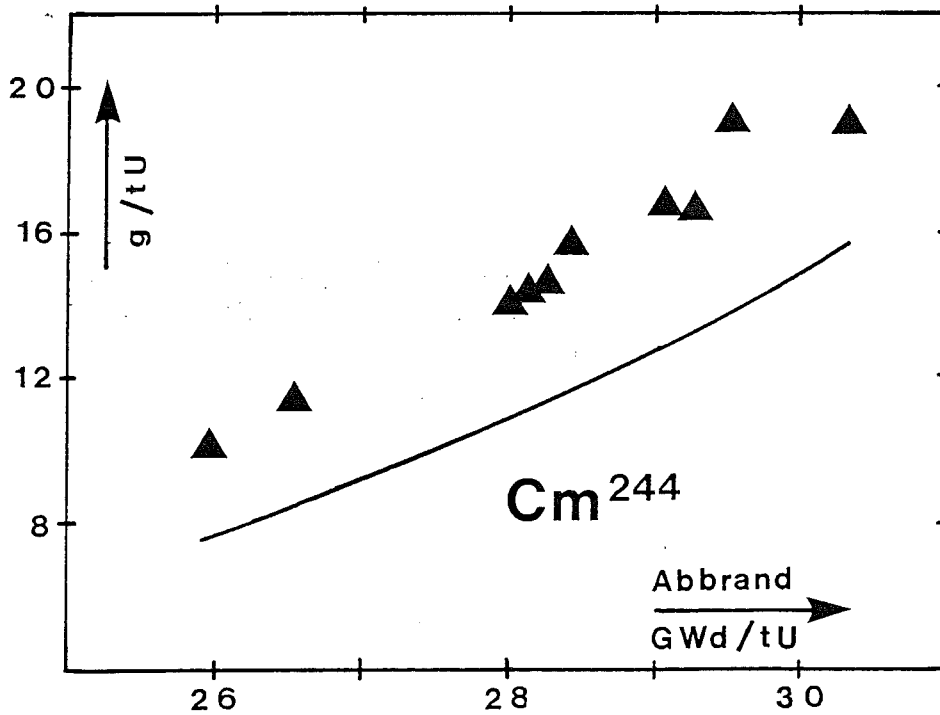


Abb. 5.12

KWO-Batches (ICE)

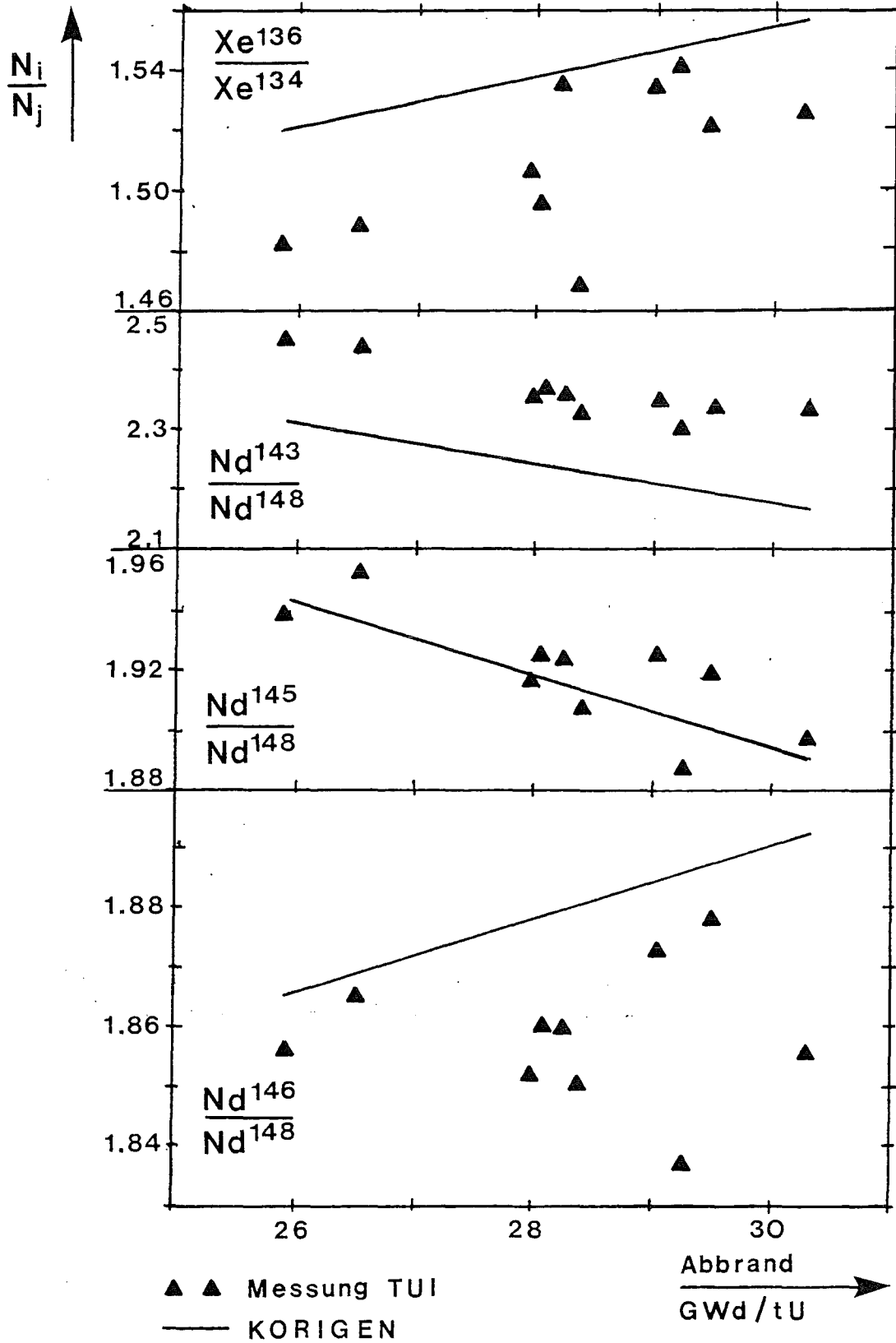


Abb. 5.13

Abb. 5.14

Abb. 5.15

Abb. 5.16

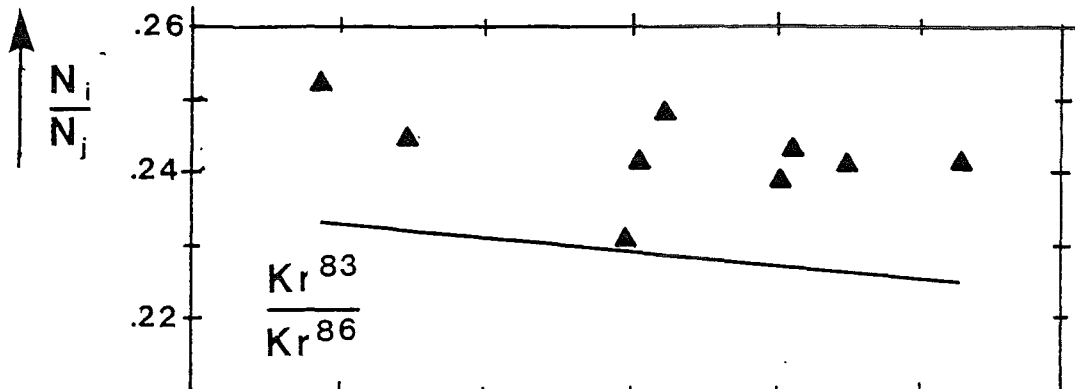


Abb. 5.17

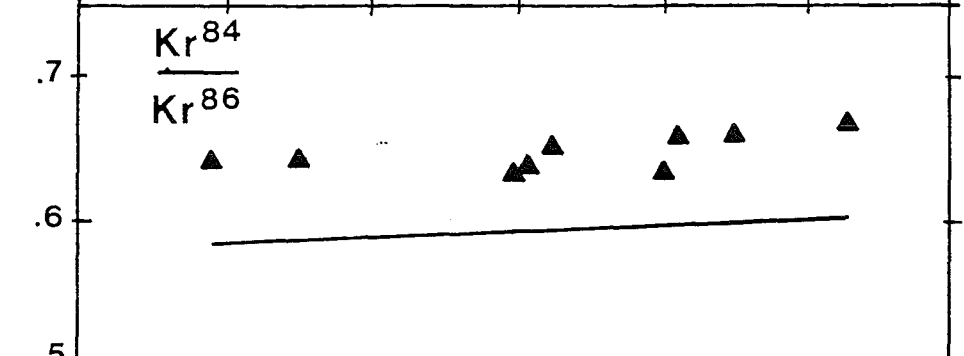


Abb. 5.18

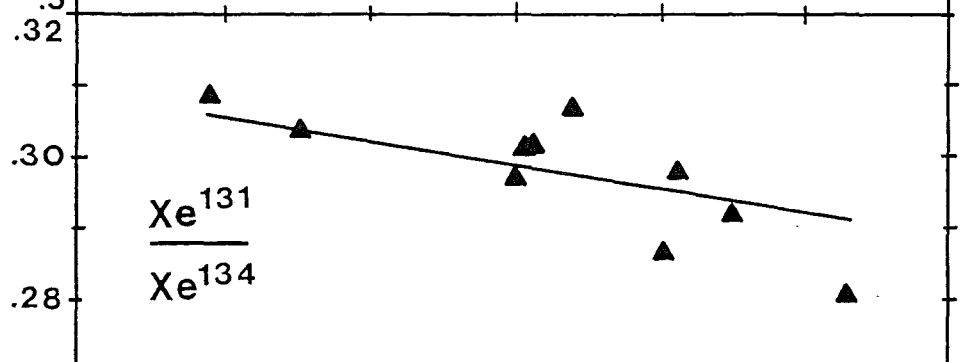


Abb. 5.19

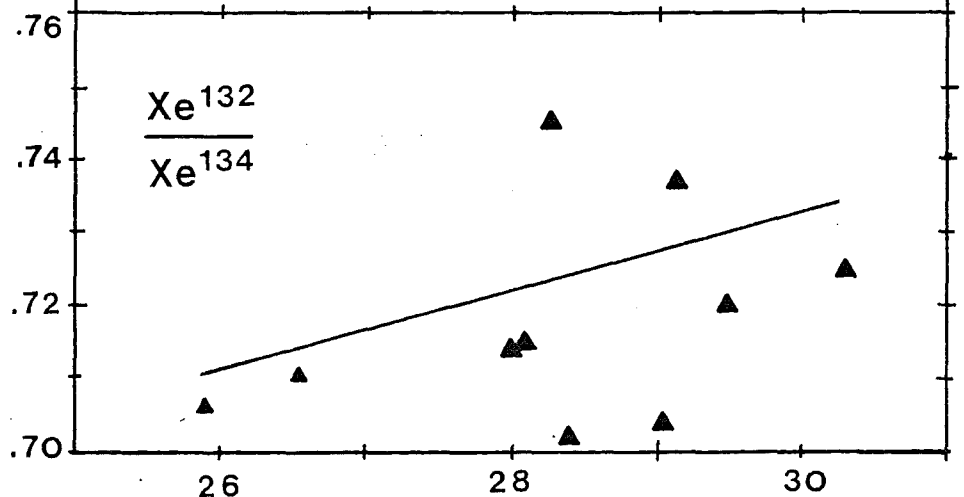


Abb. 5.20

▲ ▲ Messung TUI  
— KORIGEN

Abbrand  
GWd/tU

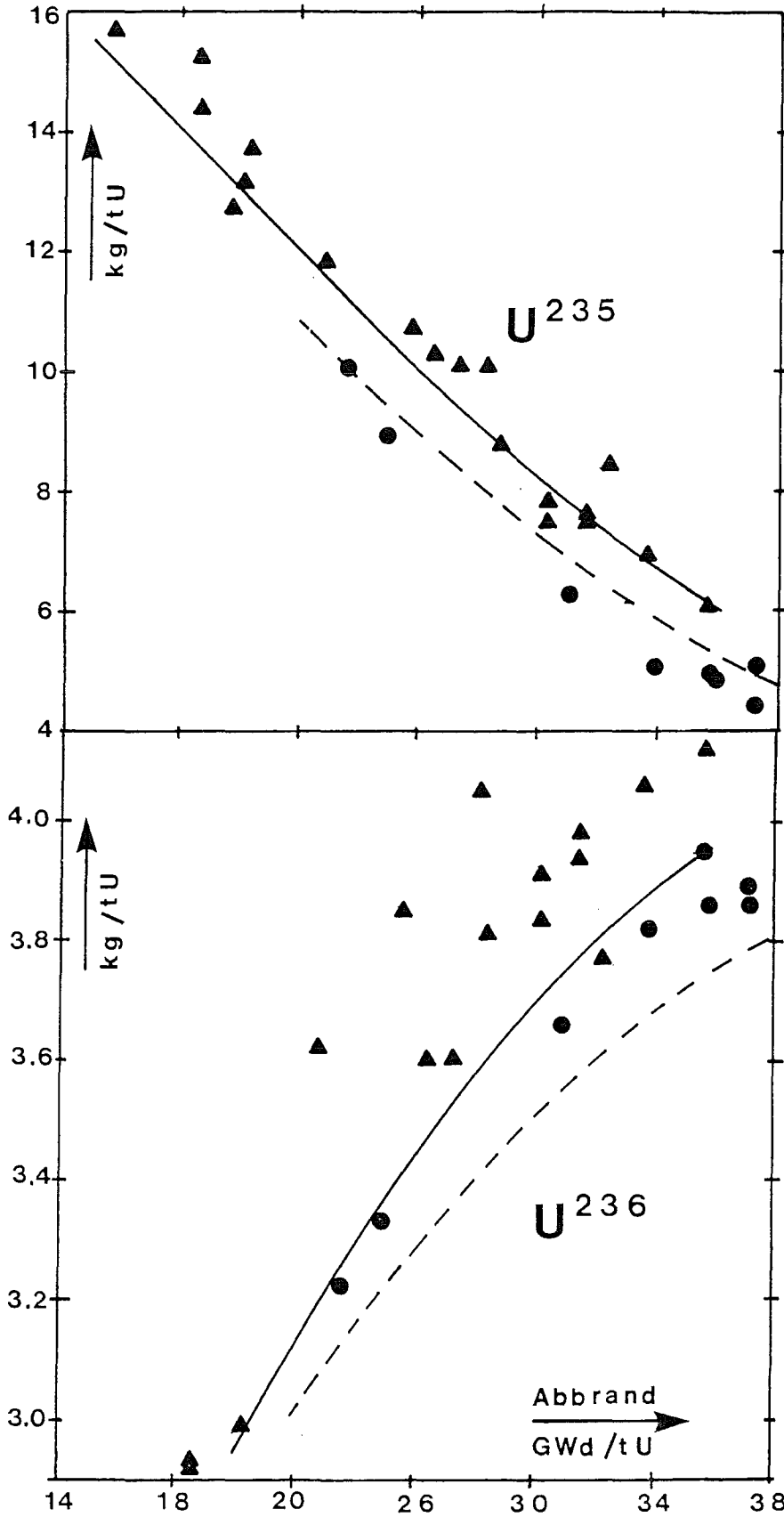


Abb. 5.21

Abb. 5.22

▲ ▲ KWO 124 } Messung      — KWO 124 } KORIGEN  
 ● ● KWO 210 } Messung      - - - KWO 210 } KORIGEN

KWO-Pellets

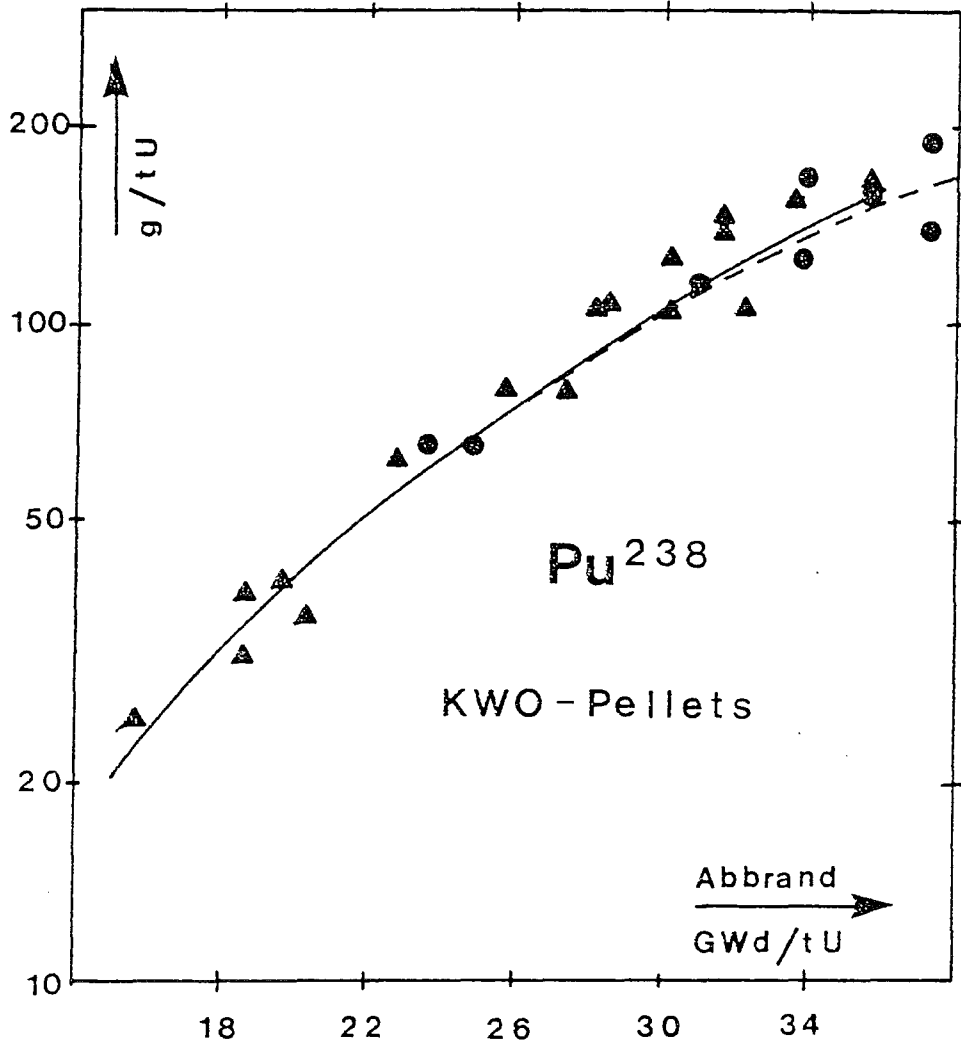
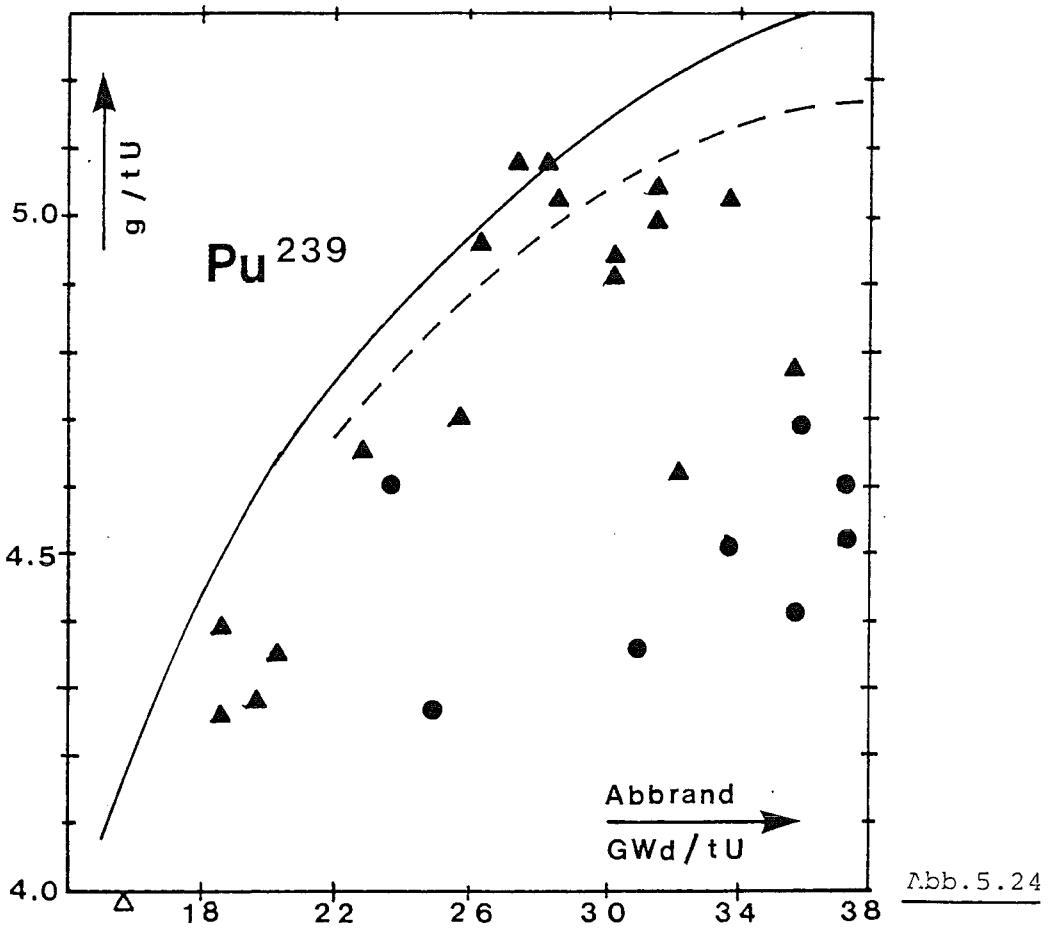


Abb. 5.23

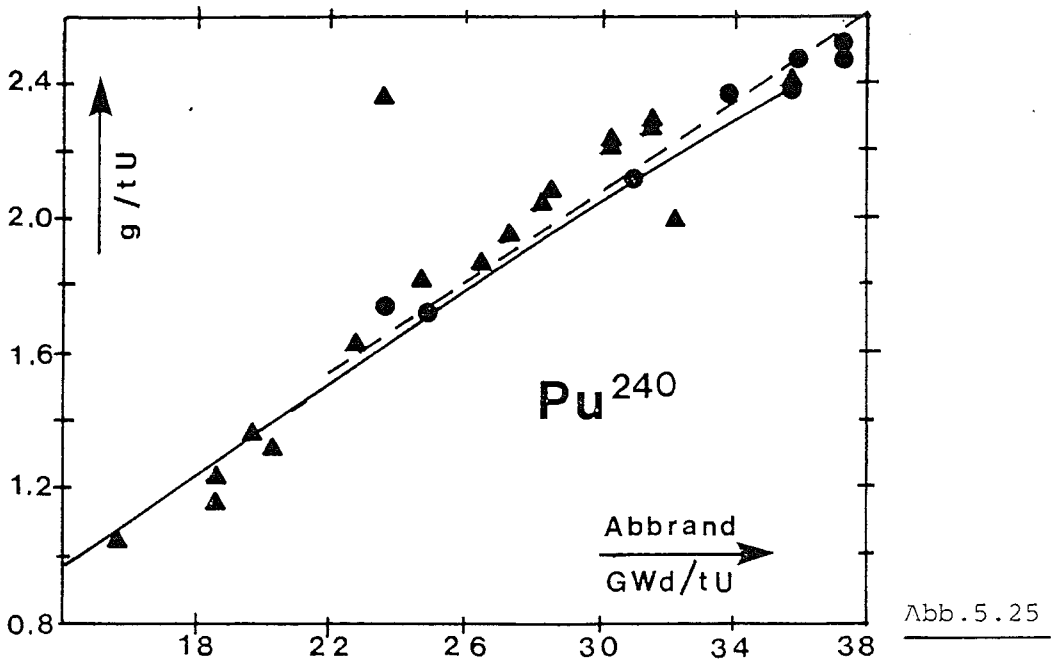
▲ ▲ KWO 124 } Messung  
● ● KWO 210 }  
— KWO 124 } KORIGEN  
--- KWO 210 }



▲ ▲ KWO 124 } Messung  
● ● KWO 210 } Messung

— KWO 124 } KORIGEN  
- - - KWO 210 } KORIGEN

KWO - Pellets





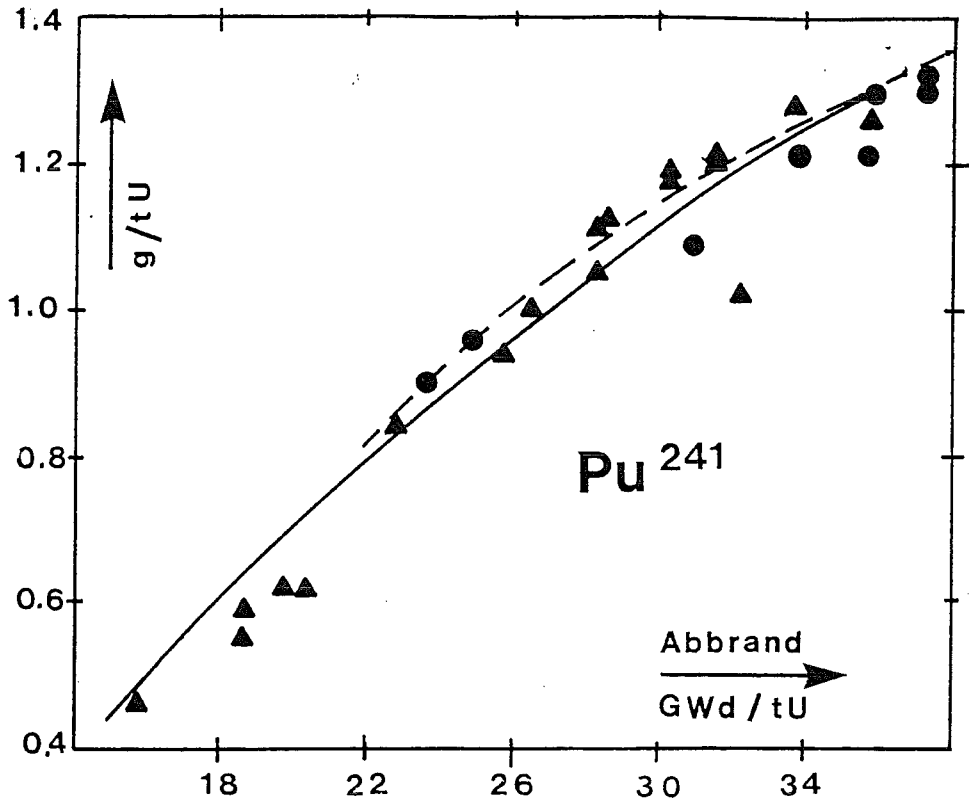


Abb. 5.26

▲ ▲ KWO 124 } Messung  
● ● KWO 210 }  
— KWO 124 } KORIGEN  
- - - KWO 210 }

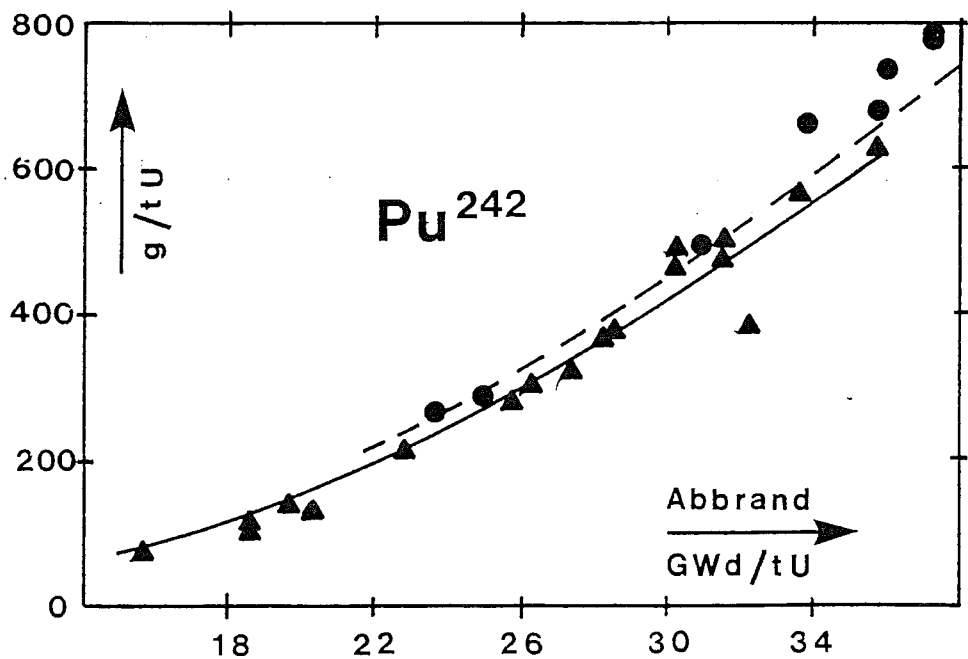


Abb. 5.27

KWO - Pellets

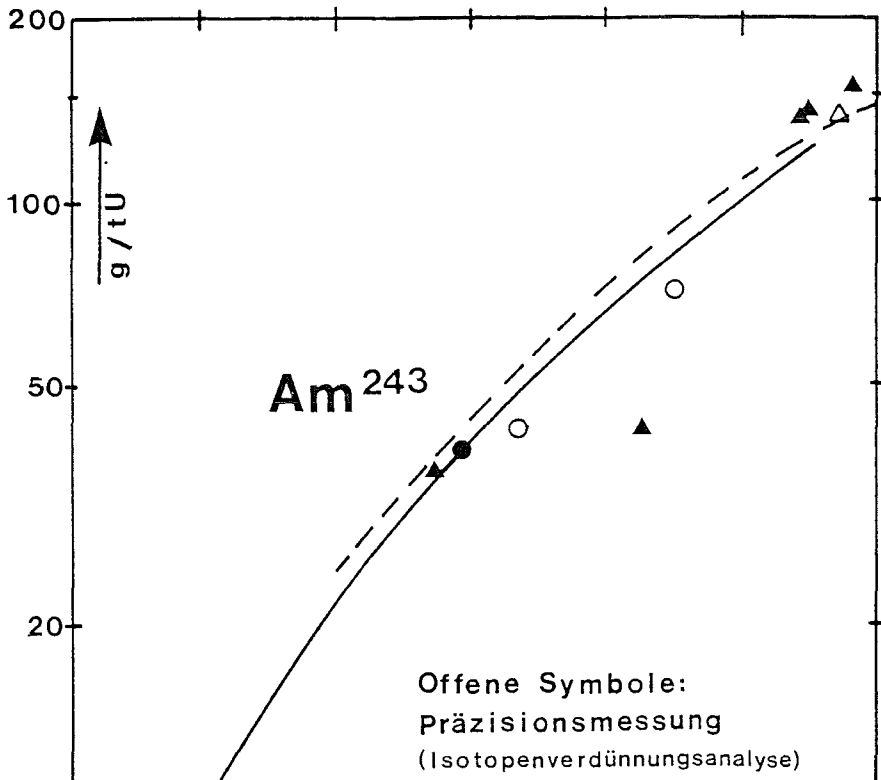


Abb. 5.28

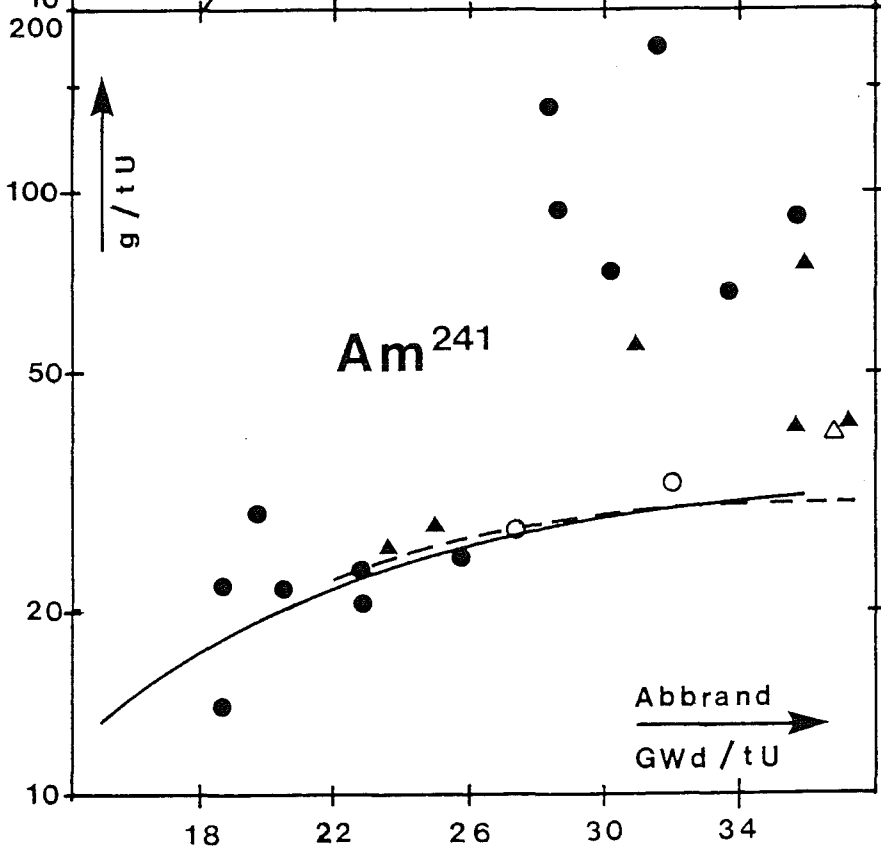


Abb. 5.29

▲ ▲ KWO 210	} Messung	--- KWO 210	} KORIGEN
● ● KWO 124		— KWO 124	

KWO-Pellets

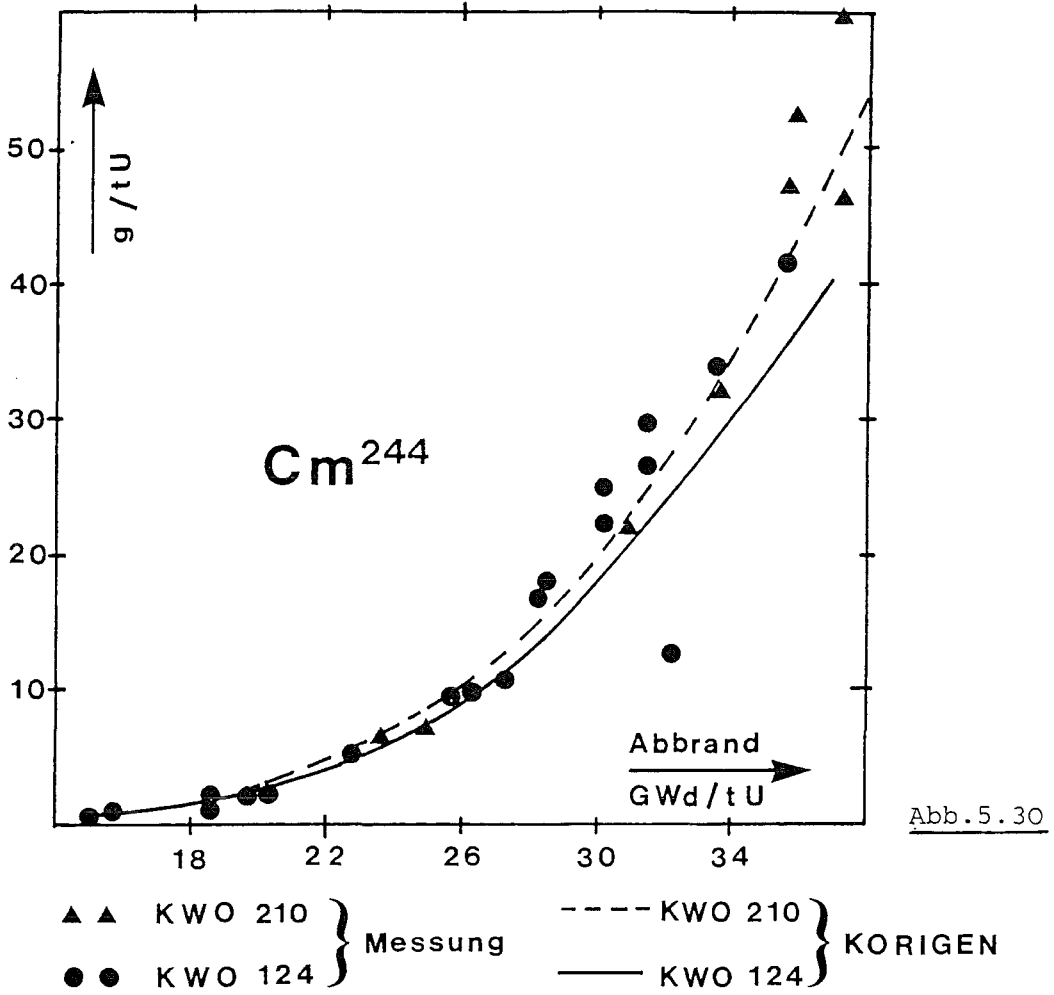


Abb. 5.30

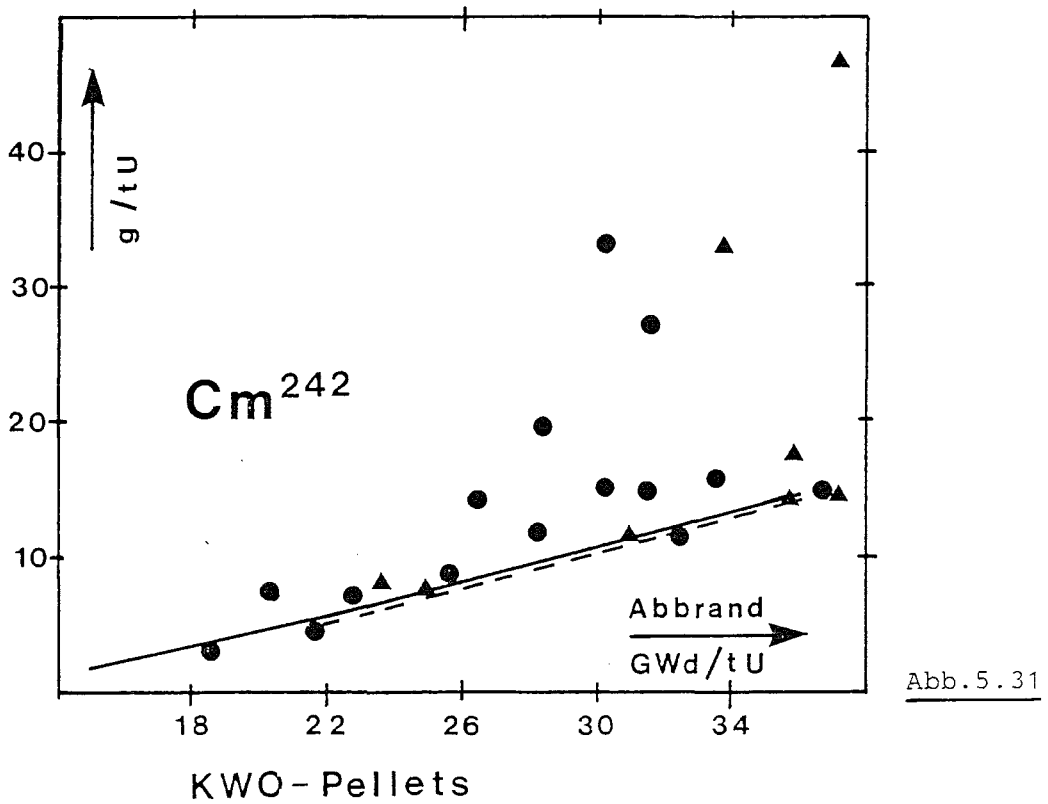


Abb. 5.31

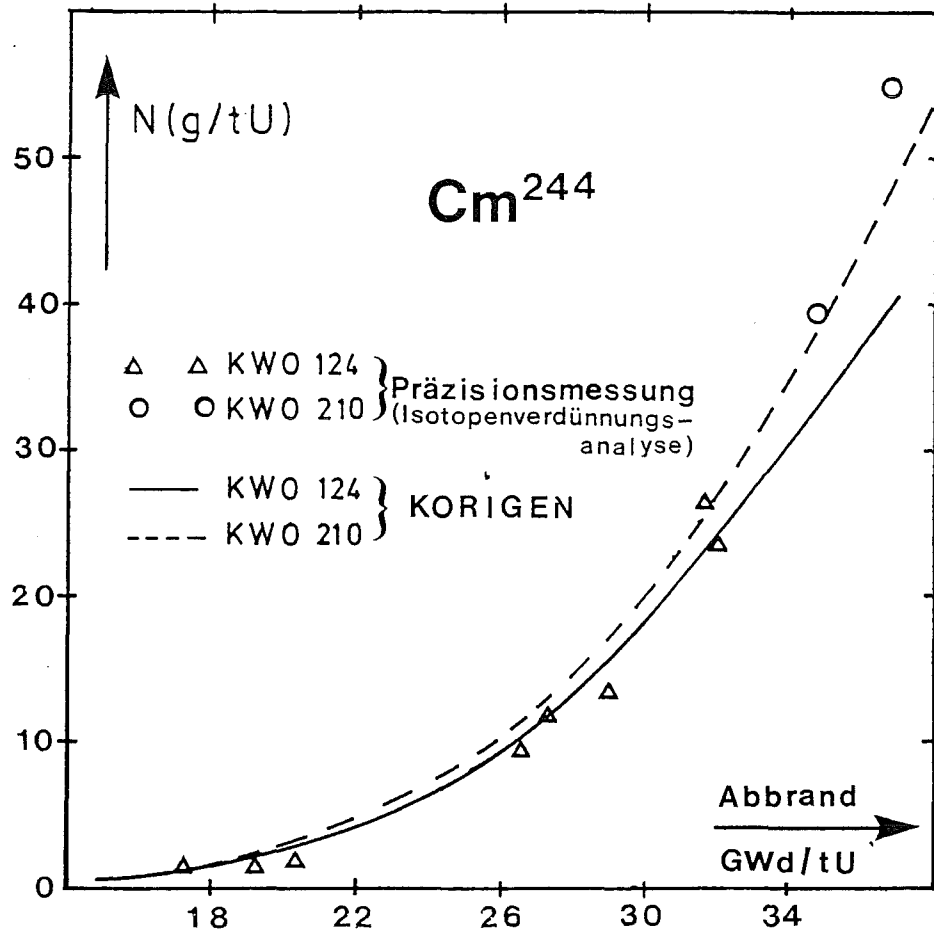


Abb. 5.32

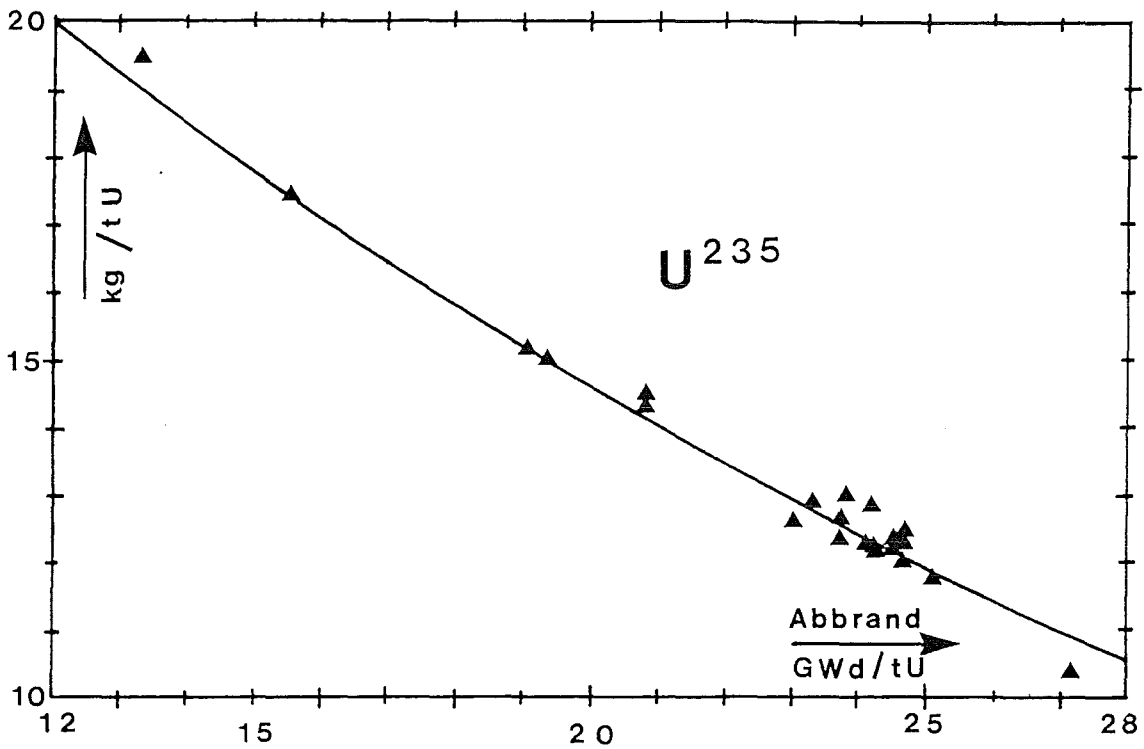
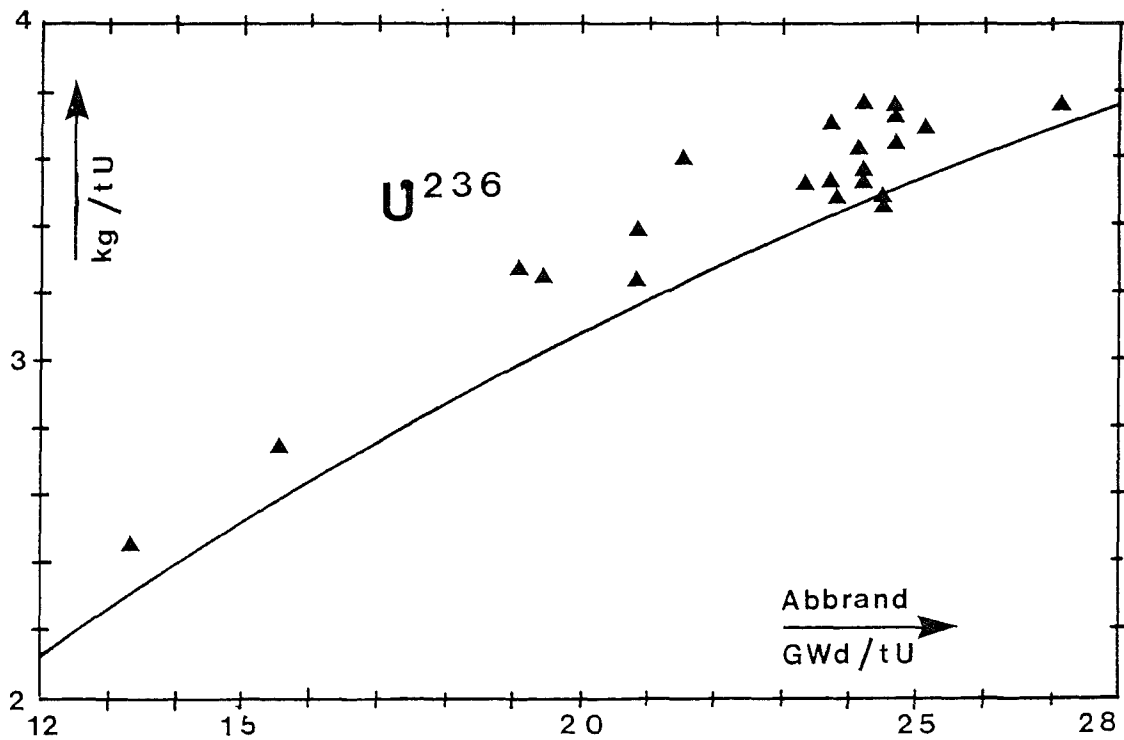


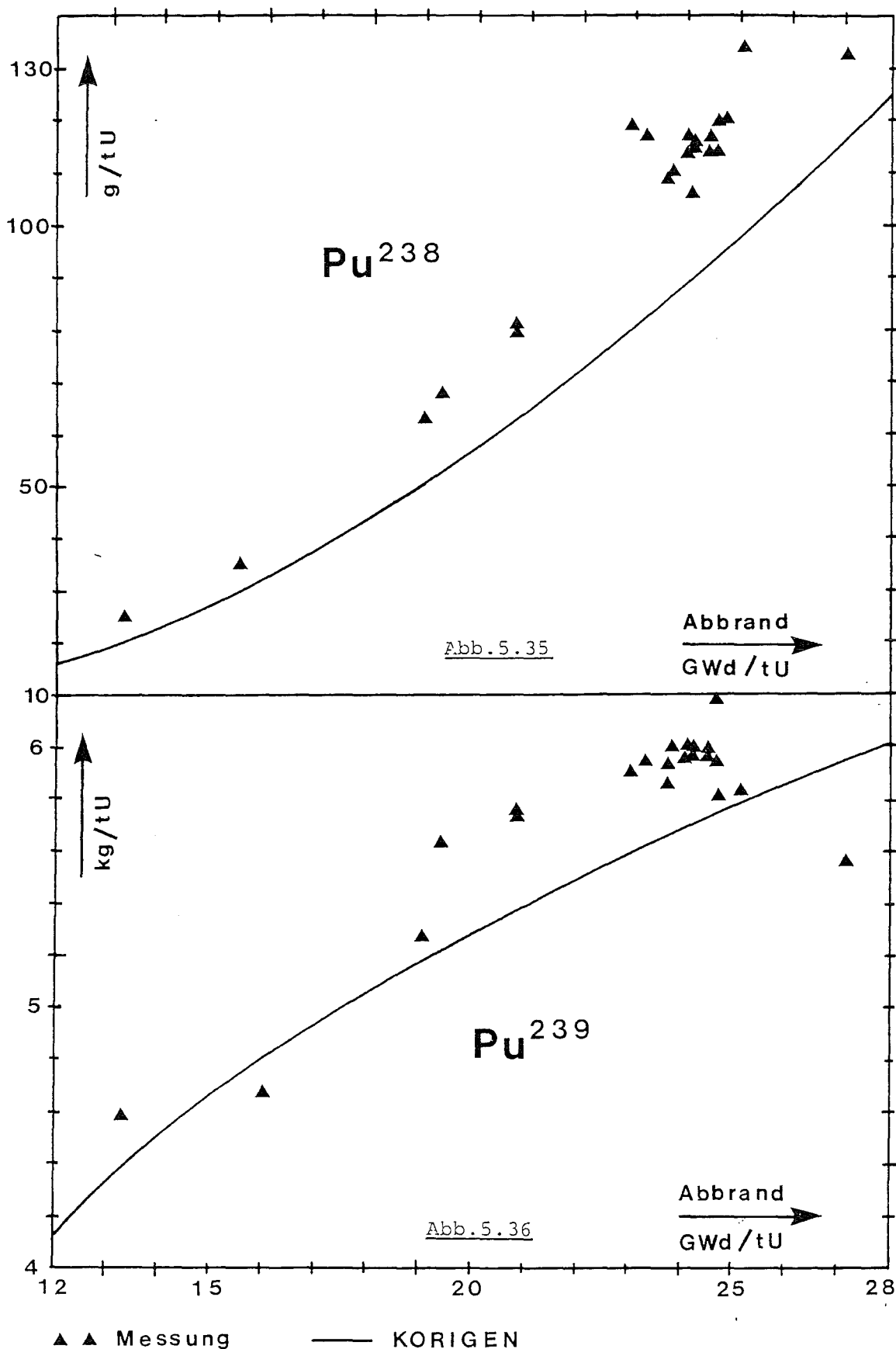
Abb. 5.33



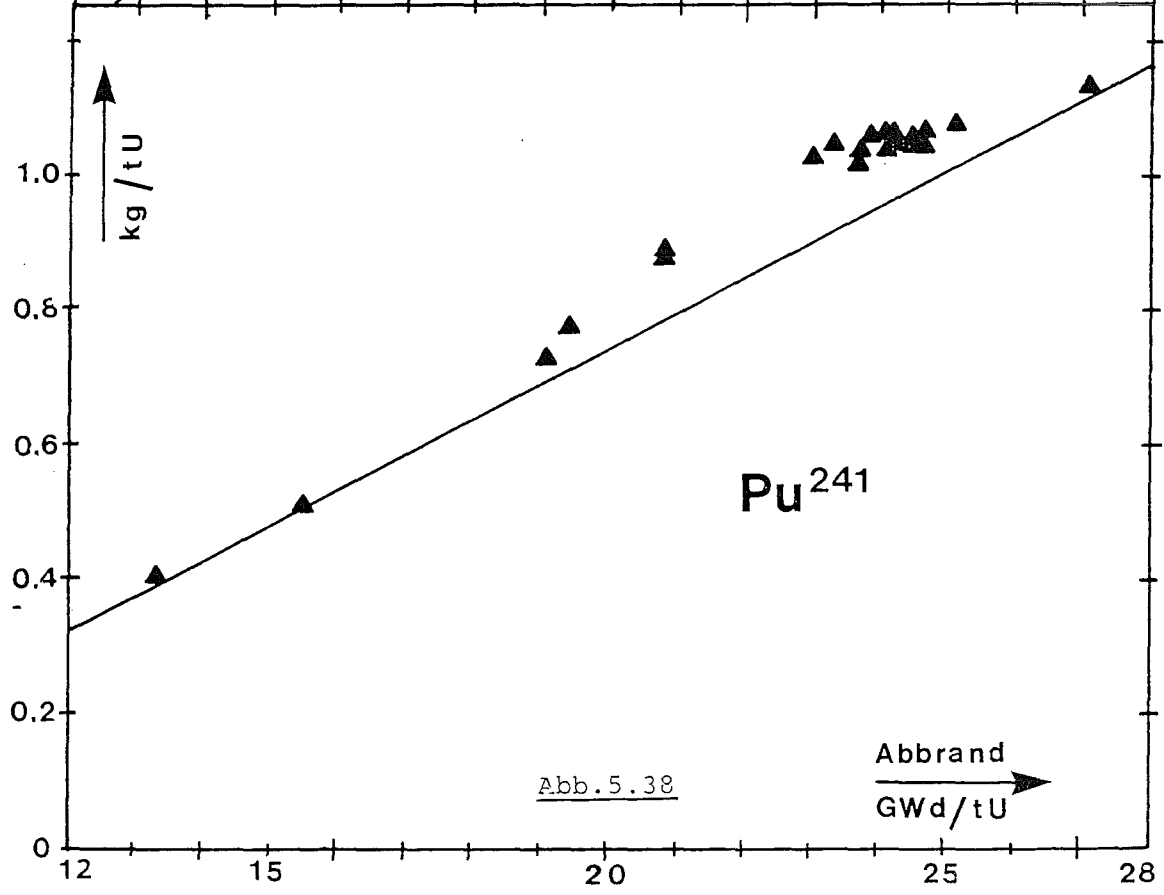
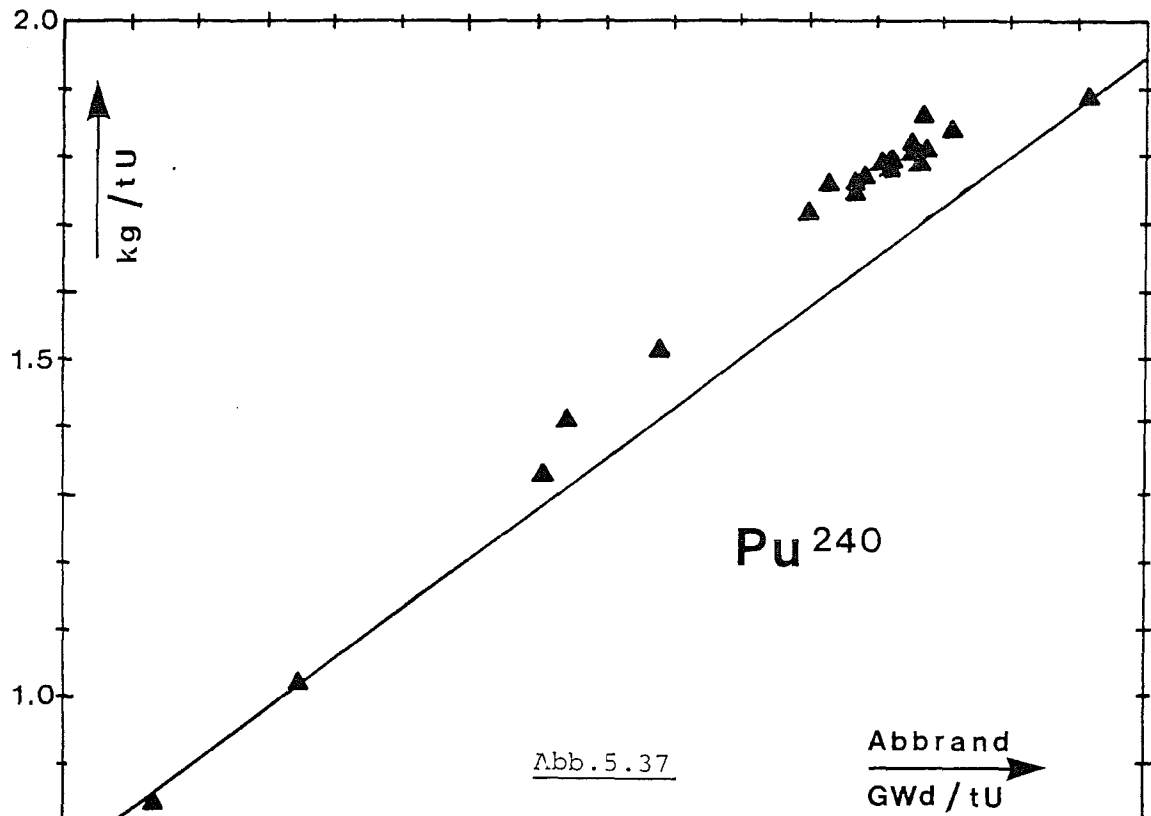
▲ ▲ Messung      — KORIGEN

TRINO2- Pellets

Abb. 5.34



TRINO2-Pellets



$\blacktriangle$   $\blacktriangle$  Messung      — KORIGEN

TRINO2-Pellets

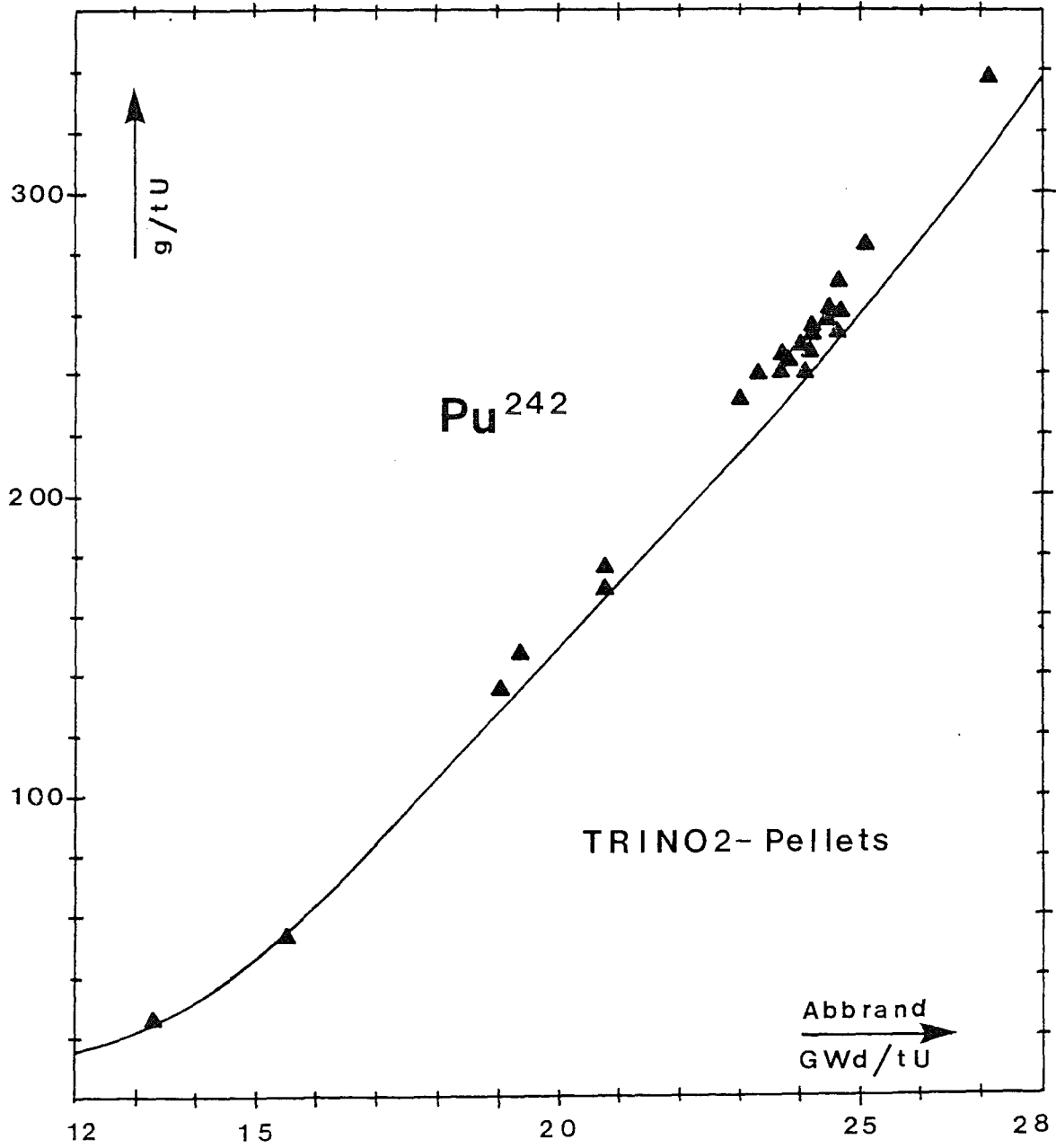


Abb.5.39

▲ ▲ Messung

— KORIGEN



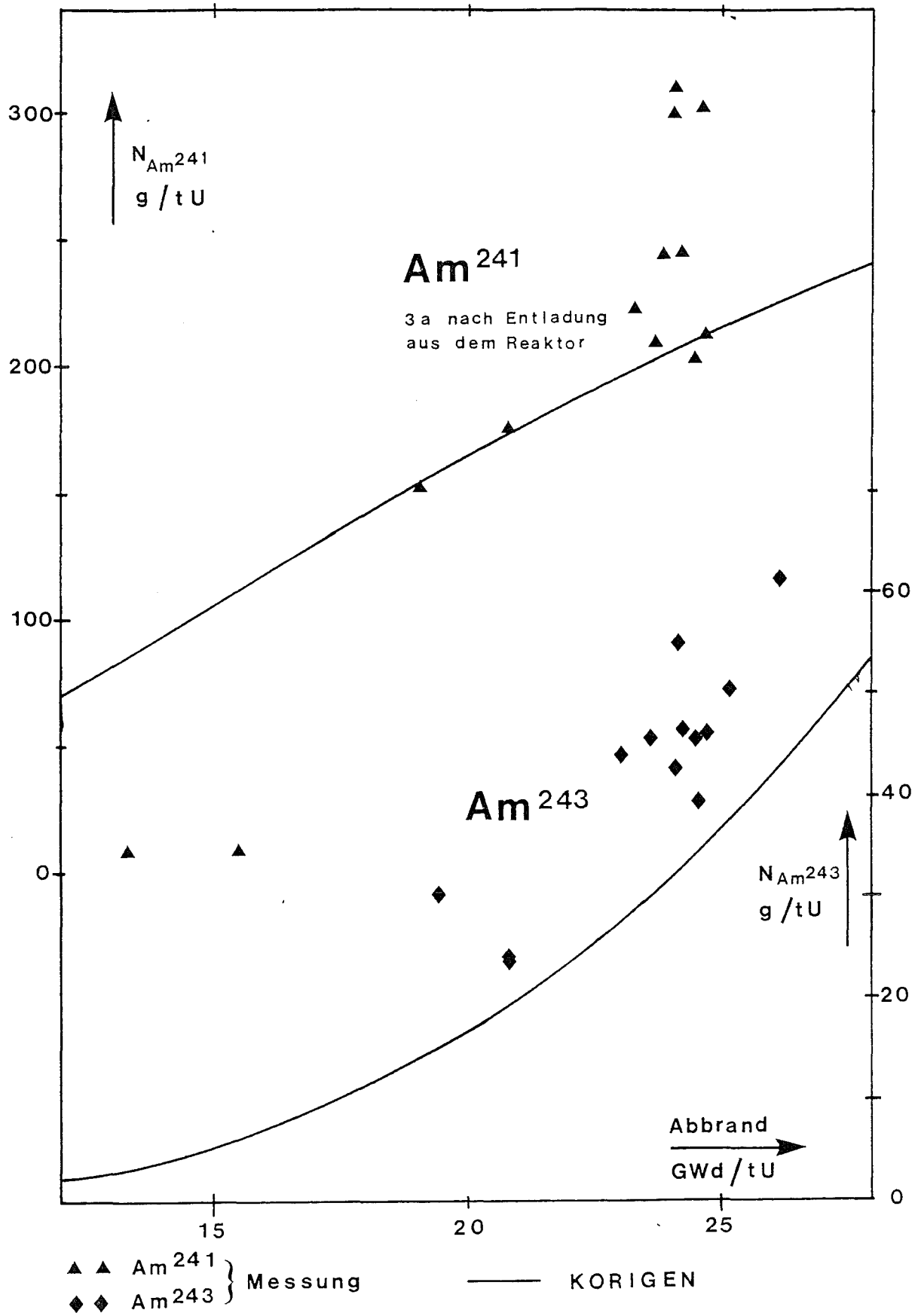
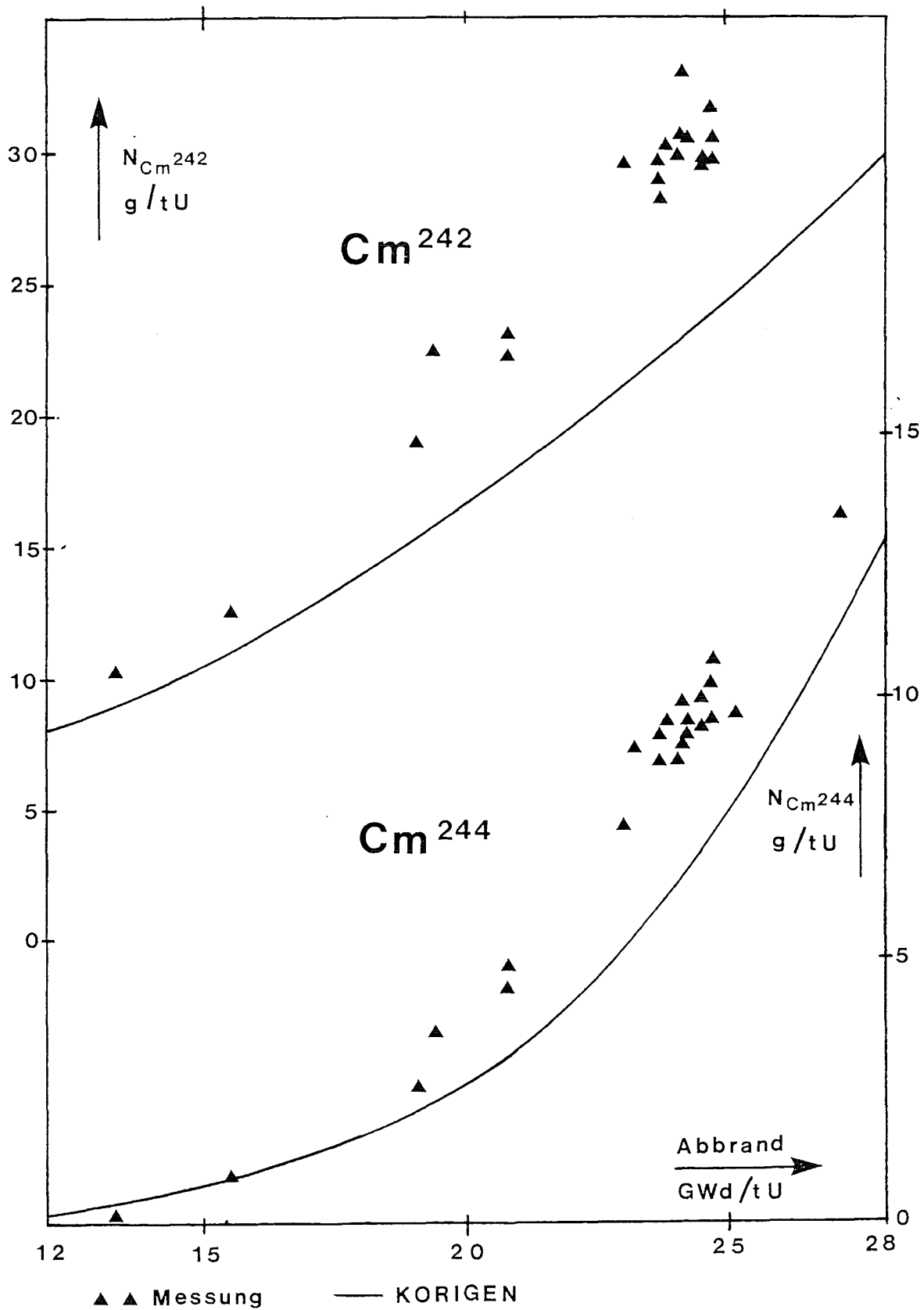


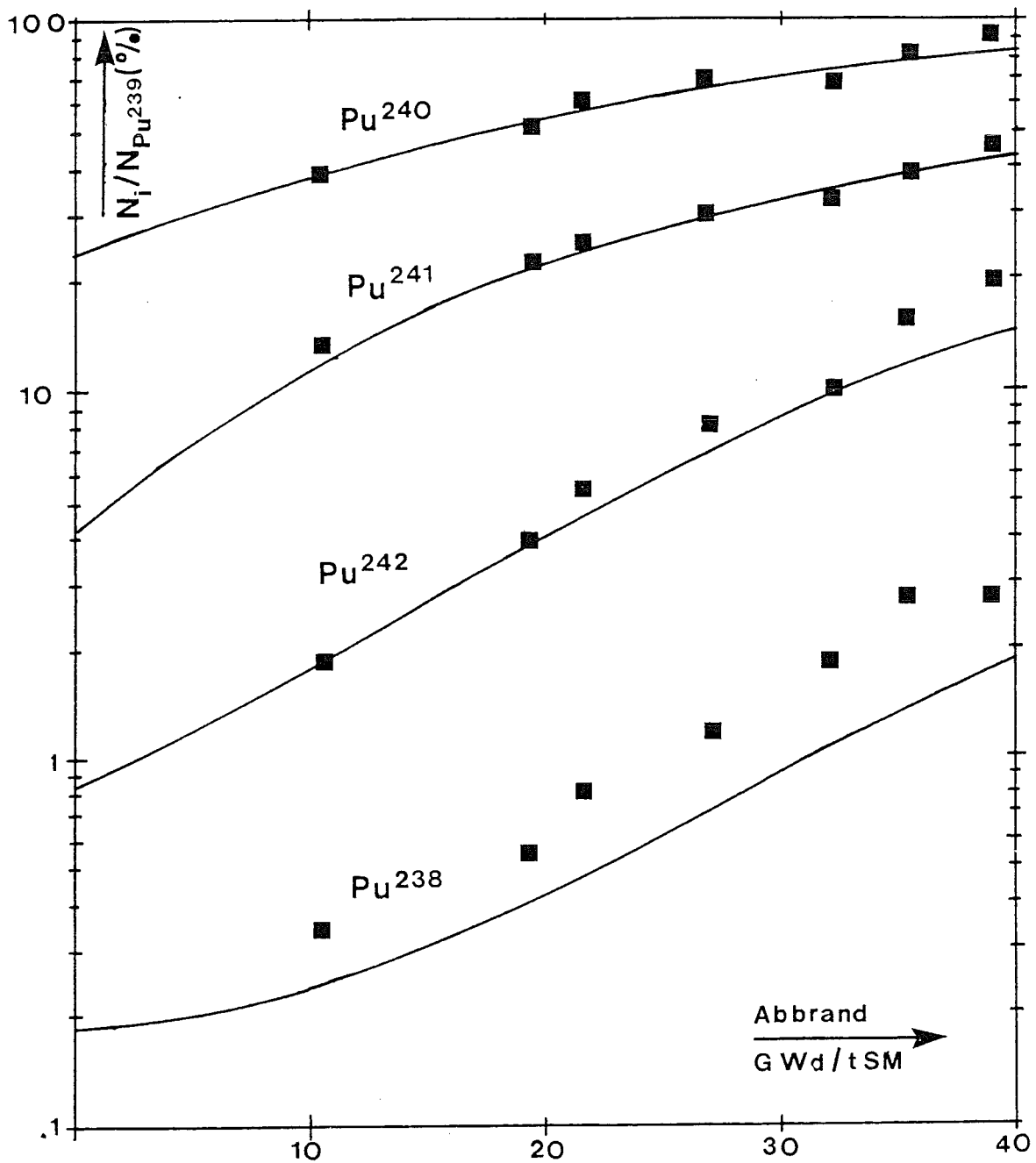
Abb. 5.40

TRINO2-Pellets



TRINO2-Pellets

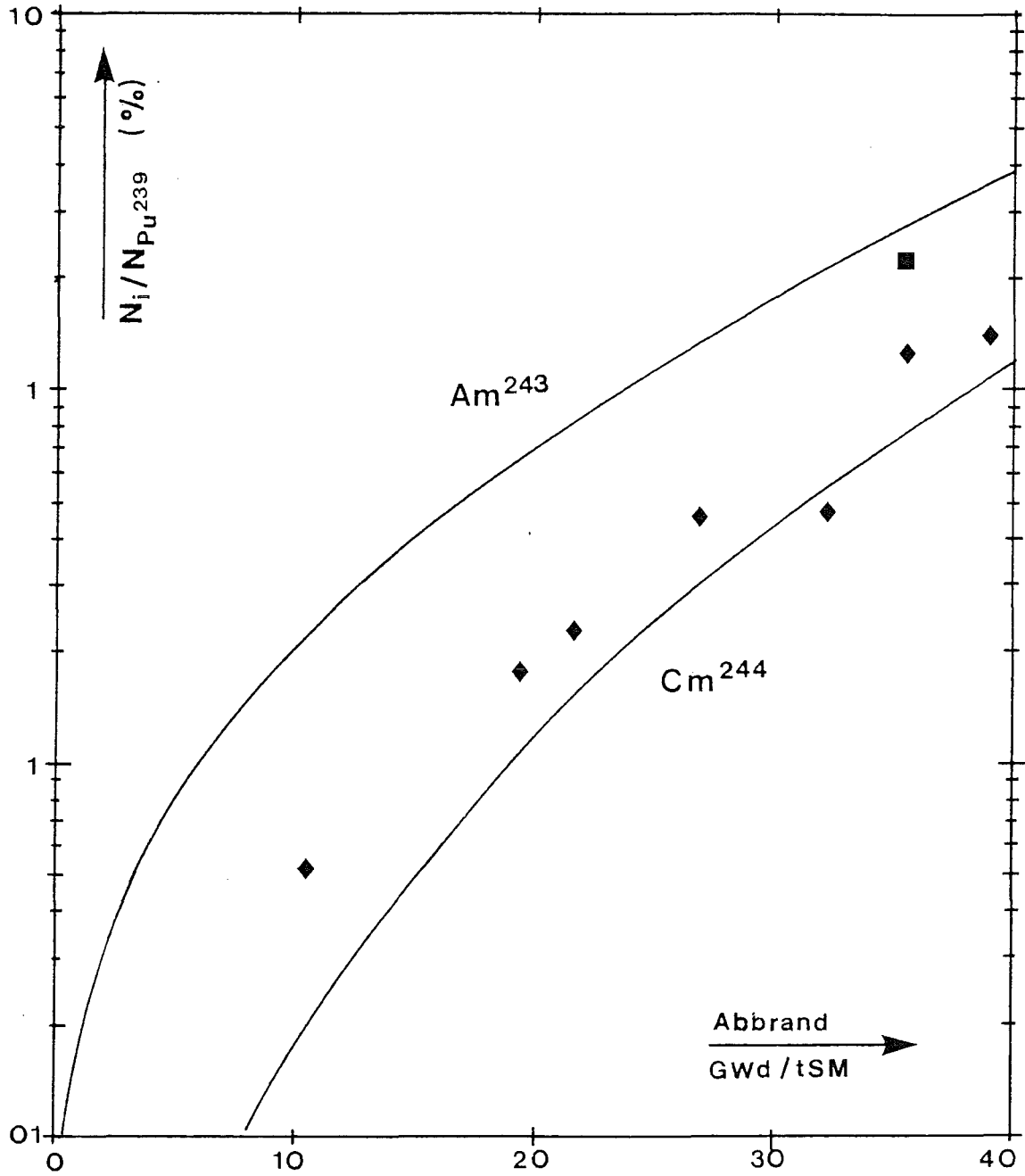
Abb. 5.41



KWO Pu-Brennstäbe  
3.2%  $Pu_{fis}$

— KORIGEN  
■ Messung

Abb.5.42: Vergleich berechneter und gemessener Konzentrationen der Pu-Isotopen aus KWO-Pu-Brennstoff, normiert auf  $Pu^{239}$ .



KWO Pu-Brennstäbe  
3.2 %  $Pu_{fis}$

— KORIGEN  
■ Messung  $Am^{243}$   
◆ Messung  $Cm^{244}$

Abb.5.43: Vergleich der berechneten und gemessenen Isotopenverhältnisse  $Am^{243}/Pu^{239}$  und  $Cm^{244}/Pu^{239}$  aus KWO-Pu-Brennstoff.

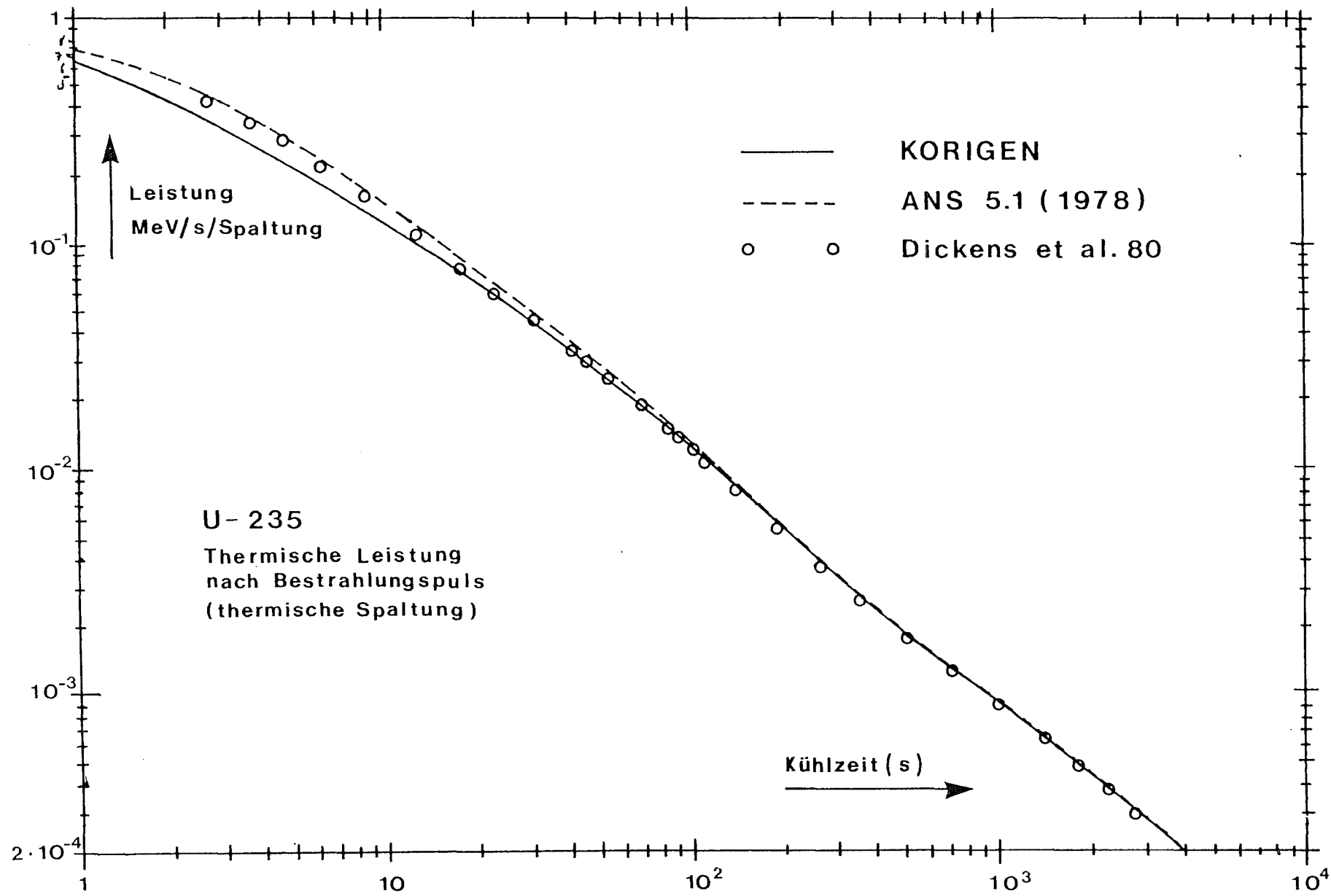


Abb.5.44: Nachzerfallsleistung von U235 nach einem kurzen Bestrahlungspuls  
 ( $\phi_{th} = 10^{15} \text{n/cm}^2 \text{s}$ ,  $\Delta t = 0.1 \text{s}$ ).



## 6. Vergleich KORIGEN/ORIGEN/ORIGEN2 für einen typischen DWR-Brennstoff

Um die Unzulänglichkeiten des älteren ORIGEN-Programms an einem wichtigen Beispielaufzuzeigen, wird ein Vergleich zwischen den Ergebnissen von Inventarrechnungen mit KORIGEN und ORIGEN für einen typischen DWR-Brennstoff (3.2w/o anfänglich angereichertes Uran, Abbrand 33 Gwd/tU) durchgeführt. Ergänzend hierzu werden Ergebnisse von Inventarrechnungen mit ORIGEN2 herangezogen, die einem Bericht von Croff et al./55/ entstammen und ebenfalls für Uranbrennstoff der Anfangsanreicherung 3.2 w/o und den Endabbrand 33 Gwd/tU bestimmt wurden. Die ORIGEN2-Ergebnisse beziehen sich auf den in /16 / angegebenen ORNL-Referenzreaktor, dessen Gitter nicht zu stark vom BIBLIS-Gitter abweicht (vgl. Kap. 3). Die KORIGEN-Ergebnisse beziehen sich auf den BIBLIS-Reaktor, d.h. sie wurden mit dem in Kap.3 vorgestellten Datensatz für BIBLIS und den obigen Brennstofftyp erhalten. Die ORIGEN-Rechnung wurde mit den original ORIGEN-Daten unter Benutzung der Spektralparameter THERM = 0.632, RES = 0.333, FAST = 2.0 für den oben spezifizierten Brennstoff durchgeführt. Aufgrund dieser unterschiedlichen Datensätze und der unterschiedlichen Verfahren - insbesondere der Benutzung abbrandabhängiger Actinidenquerschnitte, sowie der nuklidspezifischen Spaltenergiefreisetzung bei KORIGEN und ORIGEN2 - zeigen sich z.T. deutliche Unterschiede in den Ergebnissen der Inventarrechnungen. Im folgenden werden einige Ergebnisse detailliert verglichen.

## 6.1 Actinideninventar

Vergleich KORIGEN-ORIGEN: Die in LWR wichtigsten Spalt-  
nuklide U235 und Pu239 werden von ORIGEN unterschätzt:  
U235 um ca. 9%, Pu239 um ca. 4% (vgl. die gute Überein-  
stimmung KORIGEN-Experiment Kap. 5). Die Ursache liegt  
zum einen in den hohen Absorptionsquerschnitten dieser  
Nuklide in ORIGEN, zum anderen an dem zu geringen Wert  
der Spaltenergiefreisetzung in ORIGEN (200 MeV/Spaltung  
für alle Spaltnuklide), so daß zur Erreichung des gegebenen  
Abbrandes eine erhöhte Anzahl von Spaltungen erforderlich  
ist. Die höheren Pu-Isotope 241 und 242, die mit KORIGEN  
im Vergleich zum Experiment eher unterschätzt werden, be-  
rechnet ORIGEN ebenfalls geringer als KORIGEN (Pu241: -13%,  
Pu242: -25%). Der Pu-Vektor unterscheidet sich daher im  
wesentlichen im Bereich der höheren Pu-Isotope (vgl. Tab.6.1)  
Bei den Transplutoniumisotopen fällt auf, daß Cm244 von  
ORIGEN um ca. 40% höher berechnet wird als von KORIGEN, was  
eine deutliche Überschätzung der Experimente zur Folge hat.  
Ursache ist primär der Einfangsquerschnitt von Am243, der  
um ca. 55% größer ist als der KORIGEN-Wert.

Vergleich KORIGEN-ORIGEN2: Die wesentlichen Unterschiede  
betreffen hier U235, Pu239 und Cm244 (vgl. Tab. 6.1).  
ORIGEN2 berechnet aufgrund größerer Absorptionsquerschnitte  
sowohl U235 (um ca. 3.5%) als auch Pu239 (um ca. 8%) geringer  
als KORIGEN. Cm244 wird von ORIGEN2 um ca. 30% geringer be-  
rechnet als von KORIGEN. Die Ursache liegt primär in dem zu  
kleinen Einfangsquerschnitt von Am243 in der ORIGEN2-Datei  
/ 16 / (basierend auf ENDF/B-IV), aber auch in dem zu großen  
(Faktor 2 gegenüber KORIGEN) Einfangsquerschnitt von Cm244  
(ebenfalls von ENDF/B-IV) (vgl. Kap. 3.2.3). Die Einfang-  
querschnitte von Am241, 243 und Cm244 in KORIGEN basieren  
auf einer neuen KfK-Auswertung / 6 /. Der Pu-Vektor unter-  
scheidet sich deutlich bei Pu239 und Pu240 (vgl. Tab.6.1),  
bei den höheren Isotopen kaum. Ursache ist primär die Ab-  
weichung in der berechneten Konzentration von Pu239 um ca. 8%.



	KORIGEN	ORIGEN	ORIGEN2 /55 /
U235	8.25+3	7.51+3	7.96+3
236	4.05+3	4.43+3	3.96+3
238	9.43+5	9.43+5	9.44+5
Np237	426.	469.	432.
Pu238	132.	163.	128.
239	5.39+3	5.19+3	4.94+3
240	2.23+3	2.19+3	2.31+3
241	1.22+3	1.06+3	1.22+3
242	486.	369.	460.
Am241	37.0	24.0	29.8
Am243	83.7	100.	85.4
Cm242	12.4	10.7	11.7
Cm244	23.9	33	18.8
Pu <sub>fiss</sub>	6.61+3	6.25+3	6.16+3
Pu <sub>tot</sub>	9.45+3	8.97+3	9.06+3

Pu-Vektor

Pu38:Pu39:Pu40 1.4:57.0:23.6: 1.8:57.9: 1.4:54.5:25.5:  
 :Pu41:Pu42, 12.9:5.1 24.4:11.8:4.1 13.5:5.1

Tabelle 6.1: Vergleich des Actinideninventars [g/tU] bestrahlten Uranbrennstoffs (Anfangsanreicherung 3.2w/o U235, Abbrand 33 GWd/tU) bei Entladung aus dem Reaktor, berechnet mit KORIGEN, ORIGEN und ORIGEN2.

	KORIGEN	ORIGEN	ORIGEN2 /55/
H3	470	676	517
Kr85	8.82+3	1.05+4	8.87+3
Sr90	7.30+4	7.50+4	7.14+4
Y90	7.30+4	7.51+4	7.14+4
Zr95	2.81+4	3.04+4	3.15+4
Ru106	2.51+5	2.86+5	2.93+5
Rh106	2.51+5	2.86+5	2.93+5
Cs134	1.12+5	1.80+5	1.12+5
Cs137	1.04+5	1.06+5	1.02+5
Ba137m	9.85+4	9.87+4	9.64+4
Ce144	4.50+5	4.67+5	5.17+5
Pr144	4.50+5	4.67+5	5.17+5
Pm147	1.23+5	8.30+4	1.06+5
Eu154	1.13+4	6.85+3	9.63+3

Tabelle 6.2: Vergleich der Aktivität [Curie/tU] wichtiger Spaltprodukte 1 Jahr nach Entladung des Brennstoffs (Anfangsanreicherung 3.2 w/o U235, Abbrand 33 Gwd/tU) aus dem Reaktor, berechnet mit KORIGEN, ORIGEN und ORIGEN2.

## 6.2 Spaltprodukte

ORIGEN überschätzt die Spaltprodukte in der Regel, da aufgrund der in ORIGEN benutzten Spaltenergiefreisetzung von 200 MeV/Spaltung für alle Spaltkerne (die nuklidspezifischen Werte sind alle höher) zur Erreichung eines gegebenen Abbrandes eine erhöhte Zahl an Spaltungen erforderlich ist.

Signifikante Unterschiede in den berechneten Spaltproduktkonzentrationen gibt es bei Tritium und Cs134. Das Tritiuminventar wird aufgrund erhöhter Spaltausbeuten (vgl. Abschn. 4.1.4) von ORIGEN um ca. 40% höher berechnet als von KORIGEN (Tab. 6.2), ORIGEN2 berechnet das Tritiuminventar nur geringfügig höher als KORIGEN (Tab. 6.2). Die Konzentration an Cs134 wird von ORIGEN um ca. 50% höher berechnet als von KORIGEN und ORIGEN2 (Tab. 6.2). Dies ist die Folge eines um den Faktor 2 überhöhten Einfangsquerschnitts von Cs133 in ORIGEN. Die von KORIGEN berechnete Konzentration an Cs134 wird durch experimentelle Nachbestrahlungsanalysen (vgl. Abschn. 5.1.3) bestätigt.

## 6.3 Aktivität und Wärmeleistung

Die Gesamtaktivität des berechneten Brennstoffs wird von KORIGEN, ORIGEN und ORIGEN2 etwa gleich berechnet (Tab. 6.2). Die größte Abweichung zeigt sich bei den Actiniden: ORIGEN berechnet deren Aktivität (1a nach Entladung) ca. 12% kleiner als KORIGEN bzw. ORIGEN2. Ursache ist die von ORIGEN zu klein berechnete Pu241-Konzentration (vgl. Abschn. 6.1).

Die totale Wärmeleistung wird von KORIGEN, ORIGEN und ORIGEN2 ebenfalls gleich berechnet. Lediglich ORIGEN2 berechnet für die Wärmeleistung der Actiniden 1a nach Entladung einen zu kleinen Betrag (Tab. 6.3). Ursache ist ein falscher Q-Wert von Cm242 (vgl. Abschn. 4.1.4), da Cm242 in diesem Zeitbereich den größten Betrag zur Wärmeleistung der Actiniden liefert. Die berechneten  $\gamma$ -Anteile der Wärmeleistung differieren um max. 17%, wobei ORIGEN den höchsten, ORIGEN2 den kleinsten Wert berechnet (Tab. 6.3).

		KORIGEN	ORIGEN	ORIGEN2/55 /
Aktivität. [Ci/tU]	Actiniden	1.34+5	1.17+5	1.33+5
	Spaltprodukte	2.15+6	2.29+6	2.36+6
	total	2.38+6	2.49+6	2.51+6
Wärmeleist. ( $\alpha + \beta + \gamma$ ) [W/tU]	Actiniden	511	504	198
	Spaltprodukte	8.90+3	1.08+4	9.88+3
	total	9.88+3	1.18+4	1.02+4
$\gamma$ -Leistung [W/tU]	Actiniden	0.22	0.19	0.27
	Spaltprodukte	2.98+3	3.52+3	3.20+3
	total	3.45+3	3.90+3	3.32+3

Tab.: 6.3 : Vergleich von Summenwerten der Aktivität, der Wärmeleistung und der  $\gamma$ -Leistung 1 Jahr nach Entladung des bestrahlten Brennstoffs (Anfangsanreicherung 3.2 w/o U235, Abbrand 33 GWd/tU) aus dem Reaktor, berechnet mit KORIGEN, ORIGEN und ORIGEN2.

		Entladung	1a.n.E.	5a n.E.
Totale Neutronenemissionsrate [n/(sec tU)]	KORIGEN	8.93+8	4.12+8	2.50+8
	ORIGEN2	7.92+8	3.4+8	1.91+8
	ORIGEN	7.10+8	4.48+8	3.30+8
Anteil der Neutronen aus der Spontanspaltung [%]	KORIGEN	61	79	93.5
	ORIGEN2	59	76	93
	ORIGEN	83.5	92	96
Anteil der Neutronen aus ( $\alpha, n$ )-Reaktionen [%]	KORIGEN	39	21	6.5
	ORIGEN2	41	24	7
	ORIGEN	16.5	8	4

Tabelle 6.4 : Vergleich der mit KORIGEN, ORIGEN und ORIGEN2 berechneten Neutronenemissionsraten zu verschiedenen Kühlzeiten.

#### 6.4 Neutronenemission

Die berechneten Neutronenemissionsraten unterscheiden sich z.T. recht stark. KORIGEN berechnet bei Entladung die höchste Neutronenemission (Tab. 6.4). Nach Entladung berechnet hingegen ORIGEN die höchste n-Emission. Dies erklärt sich aus der unterschiedlichen Herkunft der emittierten Neutronen. Der größte Anteil der emittierten Neutronen entstammt der Spontanspaltung. Die Neutronenausbeute pro Spontanspaltung ist in KORIGEN, ORIGEN2 und ORIGEN kaum unterschiedlich (vgl. Abschn. 4.1.6). Da im betrachteten Zeitbereich (bis ca. 10 Jahre nach Entladung) Cm244 der weitaus größte Produzent von Neutronen aus der Spontanspaltung ist und die Konzentration an Cm244 von ORIGEN überschätzt wird (Abschn. 6.1), berechnet ORIGEN die höchste n-Emissionsrate aufgrund von Spontanspaltungen. ORIGEN2, das die Cm244-Konzentration unterschätzt (Abschn. 6.1), berechnet hingegen die kleinste n-Emissionsrate aus Spontanspaltungen.

Bis ca. 2 Jahre nach Entladung werden die meisten ( $\alpha,n$ )-Reaktionen am Sauerstoff des Brennstoffoxides durch  $\alpha$ -Teilchen aus dem Zerfall von Cm242 induziert. Der Anteil der Neutronen aus ( $\alpha,n$ )-Reaktionen sinkt daher entsprechend der Halbwertszeit von Cm242 (Tab. 6.4). Schon 3 Jahre nach Entladung ist der Anteil der ( $\alpha,n$ )-Neutronen an der Gesamtzahl der emittierten Neutronen unter 10% gesunken. Es ist festzuhalten, daß ORIGEN die ( $\alpha,n$ )-Neutronenemissionsrate stark unterschätzt, während KORIGEN und ORIGEN2 hier kaum differieren. Die Ursache hierfür liegt in der in KORIGEN und ORIGEN2 benutzten Neutronenausbeute (pro  $\alpha$ -Zerfall) von Cm242 (und Cm244). Die KORIGEN/ORIGEN2 Werte erscheinen jedoch verlässlicher, da sie auf Messungen zurückgehen, während die ORIGEN-Werte auf einer semiempirischen Interpolationsformel beruhen (Abschn. 4.1.6), die nicht für ( $\alpha,n$ )-Reaktionen an Sauerstoff, sondern für ( $\alpha,n$ )-Reaktionen an Beryllium erstellt wurde.

Somit ist festzuhalten, daß die totale Neutronenemissionsrate abgebrannten LWR-Brennstoffs (für Kühlzeiten > 1 Jahr) von ORIGEN überschätzt (ca. 30%) und von ORIGEN2 unterschätzt wird (ca. 25%). Der Anteil der ( $\alpha,n$ )-Neutronen, der bei kurzen Kühlzeiten (bis max. 3a) wesentlich ist, wird von ORIGEN stark unterschätzt (Faktor 3 bei Entladung).

Messungen der Neutronenemission, die an abgebrannten KWO-Brennelementen mit Uran- als auch MOX-Brennstoff durchgeführt wurden, stimmen bis auf 15-30% mit den KORIGEN-Rechnungen überein /56/.

Die Autoren möchten Herrn Dr.H.Küsters an dieser Stelle ihren besonderen Dank aussprechen. Er hat in vielen Diskussionen wertvolle Hinweise gegeben und durch kritisches Lesen der Manuskriptes geholfen, die Darstellung deutlich zu verbessern.

Beigetragen zur Entwicklung von KORIGEN haben auch die Herren E.Stein, C.M.Broeders und Dr.M.Lalovic. Herr Dr. M.Marzo war wesentlich beteiligt an der Erstellung des Zell-Abbrand-Verfahrens und anfänglich an der Nachrechnung von Experimenten. Ohne die Unterstützung bei den Kerndaten durch die Herren Dr.B.Goel, Dr.F.H.Fröhner und die Damen R.Heger, B.Krieg und E.Wiegner wäre ein erfolgreicher Abschluß der Arbeiten nicht möglich gewesen. Frau F.Timke danken wir für die Durchführung der Schreibarbeiten.

## 7. Referenzen

- /1/ Jahrbuch der Atomwirtschaft 1973, S. 254
- /2/ M.J.Bell: ORIGEN - The Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628 (1973)
- /3/ R.F. Burstall, D.E.J.Thornton: Production of Fission Product and Actinide Levels in Irradiated Fuel and Cladding, Proc. 5<sup>th</sup> Int. Conf. on Reactor Shielding pp. 416-424, Science Press, Princeton, 1977
- /4/ J.E.Suich, H.C. Honeck : The HAMMER System, DP-1064 (1967)
- J.Barhen, W.Rothenstein, E. Taviv : The HAMMER Code System, EPRI NP-565 (1978)
- /5/ J.R. Askew, F.J.Fayers, P.B.Kemshell : A General Description of the Lattice Code WIMS, Journ. Brit. Nucl. En. Soc. 5, 564 (1966)
- /6/ F.H.Fröhner, B.Goel, H.Jahn, U.Fischer : KEDAK - Evaluation for  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$  and  $\text{Cm}^{244}$ , KfK-3415 (in Vorbereitung)
- /7/ ENDF/B-IV, National Neutron Cross Section Center, Brookhaven National Laboratory (July 1979)
- /8/ H.W.Wiese : Einfluß einiger methodischer Verbesserungen im Abbrand- und Zerfallsprogramm KORIGEN auf charakteristische physikalische Eigenschaften entladenen LWR-Brennstoffs, Jahrestagung Kerntechnik 1980, S. 465
- /9/ M.A.Marzo, KfK : persönliche Mitteilung 1979
- M.A.Marzo : Untersuchungen zur Anwendung der Isotopenrelations-technik bei Nachbestrahlungsuntersuchungen und der Überwachung von Spaltstoffen, KfK-3264 (1982)

- /10/ ENDF/B-II, National Neutron Cross Section Center,  
Brookhaven National Laboratory (1964)
  
- /11/ L.Ā.Abagjan, N.O.Bazazjanc, I.I.Bondarenko,  
M.N.Nikolaev : Gruppenkonstanten schneller und inter-  
mediärer Neutronen für die Berechnung von Kernreaktoren,  
KfK-tr-144 (1965)
  
- /12/ I.Broeders, B.Krieg : MIGROS3 - A Code for the Generation  
of Group Constants for Reactor Calculations from Neutron  
Nuclear Data in KEDAK Format, KfK-2388 (1977)
  
- /13/ M.A.Marzo : KfK-3264 (1982), siehe Ref.9.
  
- /14/ A.Sauer : Approximate Escape Probabilities,  
Nucl. Sci. Eng. 16, (1963) 329-335
  
- /15/ G.Buckel, W.Höbel : Das Karlsruher Programmsystem KAPROS,  
KfK-2253 (1976)
  
- /16/ 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)
  
- /17/ B.Goel, B.Krieg : Status of the Nuclear Data Library  
KEDAK-3, July 1979, KfK-2386/I (1979)
  
- /18/ A.G.Croff, M.A.Bjerke : Alternative Fuel Cycle PWR  
Models for the ORIGEN Computer Code, ORNL/TM-7005, (1980).
  
- /19/ J.P.Unik, J.E. Gindler : A Critical Review of the Energy  
Released in Nuclear Fission, ANL 7748 (1971)
  
- /20/ K.Baumung, KfK: persönliche Mitteilung 1980



- /21/ A.G.Croff : ORIGEN2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-5621 (1980)
- /22/ T.J.Trapp, Jr. : The Effects of the Depletion and Buildup of Fissile Nuclides and of  $^{238}\text{U}$  Fast Fission on Fission Product Decay Power, NUREG/CR-0404 (1978)
- /23/ S.Raman : General Survey of Applications Which Require Actinide Nuclear Data, IAEA Advisory Group Meeting on Transactinium Nuclear Data, Karlsruhe, Nov. 1975
- /24/ D.L.Johnson : Subcritical Reactivity Monitoring: Neutron Yields from ( $\alpha$ ,n)Reactions in FTR-Fuel, Section in: Core Engineering Technical Progress Report, April, May, June 1976, HEDL-TME-76-36 (March 1977)
- /25/ M.Lederer, V.S.Shirley : Table of Isotopes, 7th Edition 1978
- /26/ A.G.Croff, R.L.Haese, N.B.Gove : Updated Decay and Photon Libraries for the ORIGEN Code, ORNL/TM-6055 (1979).
- /27/ H.W.Wiese, U.Fischer, B.Goel : Analysis of Neutron Cross Sections for the Formation of Pu236 and Co56,60 in Both Thermal and Fast Reactors, Int.Conf.Nucl. Dat. for Science and Technology, 6.-10.Sept.1982, Antwerp.
- /28/ W.Seelmann-Eggebert, G.Pfennig, H.Münzel, H.Klewe-Nebenius : Karlsruher Nuklidkarte, 5.Auflage (1981).
- /29/ M.Caner, S.Wechsler, S.Yiftah : Evaluation of  $^{237}\text{Np}$  Microscopic Neutron Data, IA-1346 (1977).
- /30/ J.G.Cunninghame : Review of Fission Product Yield Data for Fast Neutron Fission, IAEA Panel on Fission Product Nuclear Data, Bologna 26.-30.Nov. 1973, Vol. II., pp. 384-386.
- J.G.Cunninghame : The Status of Fission Product Yield Data in 1977, AERE-R 8753 (1977)

- /31/ US-Code of Federal Regulations, Title 10, Part 20
- /32/ H.O.Haug, KfK : persönliche Mitteilung 1981
- /33/ R.Heger, KfK : persönliche Mitteilung 1979
- /34/ C.Broeders, G.Arnecke, S.Kleinheins, K.Küfner, E.Stein,  
D.Woll : Graphische Datenverarbeitung im INR zur Dar-  
stellung und Beurteilung wissenschaftlicher Ergebnisse,  
KfK-Nachrichten 1-2/1980, S. 81-88  
C.Broeders, KfK : persönliche Mitteilung 1978
- /35/ W.Oldekop : Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke,  
Thiemig Taschenbücher Bd. 51 (1974)
- /36/ L.Koch : Status of the Isotope Correlation Experiment  
Proc. 1st Ann. Symp. on Safeguards and Nucl. Material  
Management, April 25.-27., 1979, Brussels, Belgium,  
pp.392-395.  
L.Koch: The Isotope Correlation Experiment, Proc. 2nd  
Ann.Symp. Safeguards and Nucl. Management, Edinburgh  
1980, pp.392-395.
- /37/ H.Würz : persönliche Mitteilung 1981  
G.Schulze, H.Würz, L.Koch, R.Wellum: Neutron Assay Plus  
Isotopic Correlations : A Method for Determining Pu and  
Burnup in Spent Fuel Assemblies; Proc. 2nd Ann. Symp.  
Safeguards and Nucl. Management, Edinburgh 1980, pp.396-403
- /38/ P.Barbero et al. : Postirradiation Analysis of the Obrigheim  
PWR Spent Fuel, EUR 6589e (1979)

- /39/ P.Barbero et al.: Postirradiation Examination of the Fuel Discharged From the Trino Vercellese Reactor After the 2nd Irradiation Cycle, EUR 5605e (1977)
- /40/ Jahrbuch der Atomwirtschaft 1970, S.269
- /41/ L.Koch, TUI, persönliche Mitteilung 1980
- /42/ C.Beets, H.Bairiot, B.Bemelmans, F.Franssen : Applications of the CEN/SCK Data Bank to the Reprocessed Fuel, in Proc. Symp. Isotope Correlation and its Application to the Nuclear Fuel Cycle, May 9.-11., 1978 Stresa
- /43/ Mitteilung von O.W.Hermann, ORNL, an H. Lowenberg, NRC, Washington, vom 20.4.1979  
B.L.Vondra, LWR Fuel Reprocessing and Recycle Program, Quarterly Report for Period July 1 to September 30, 1976, ORNL/TM-5660, 1976
- /44/ R.M.Harbour, K.W.Macmurdo, F.J.McCrosson ; Nucl. Sci. Eng. 50, (1973) 364
- /45/ V.D.Gavrilov, V.A.Goncharov, V.V.Ivanenko, V.N.Kustov, V.P.Smirkov , Sov. At. Energy 41, (1977) 808
- /46/ M.C.Thompson, M.L.Hyder, R.J.Reuland , Journ Inorg. Nucl. Chem. 33, (1971) 1553
- /47/ M.A.Bak, A.S.Krivokhatskii, K.A.Petrzhak, Yu.G.Petrov, Yu.F.Romanov, E.A.Shlyamin , Sov. At. Energy 23, (1967) 1059
- /48/ B.Goel : Discrepancies in Thermal Cross Sections for Am241, Proc. Specialists' Meeting on Nucl. Dat. of Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Applications, Brookhaven, Nov. 20-21, 1978

- /49/ B.Ganser: Analyse und ein Gewinnungsverfahren des Americiums im Kernbrennstoffzyklus des Druckwasserreaktors, KfK 3380 (1982)
- /50/ M.Wantschik : Bestimmung der Curiumbildung in Leichtwasserreaktoren und Vergleich mit Berechnungen, KfK 3316 (1982)
- /51/ American National Standard ANSI/ANS 5.1 - 1979, Decay Heat in Light Water Reactors.
- /52/ K.Baumung : Messung der Nachzerfallsleistung von  $^{235}\text{U}$  im Zeitbereich von 15s bis 4000s, KfK-3262 (1981)
- /53/ J.K.Dickens, T.A.Love, J.W.McConnell, R.W.Peelle : Fission Product Energy Release for Times Following Thermal Neutron Fission of  $^{235}\text{U}$  Between 2 and 14000s, Nucl. Sci. Eng. 74, (1980) , 106 - 129
- /54/ G.Schlosser, KWU : persönliche Mitteilung 1980
- /55/ A.G.Croff, C.W.Alexander : Decay Characteristics of Once Through LWR and LMFBR Spent Fuels, High-Level Wastes, and Fuel-Assembly Structural Material Wastes, ORNL/TM-7431 (1980)
- /56/ W. Weyer, DWK Hannover: persönliche Mitteilung 1980
- /57/ H. Würz, KfK: persönliche Mitteilung 1982

## Anhang

### A. Die Spektralparameter THERM, RES, FAST

Im Bell'schen ORIGEN spielen die aus Spektralrechnungen für den betrachteten Reaktor zu bestimmenden Spektralparameter THERM, RES, FAST eine zentrale Rolle, da mit ihrer Hilfe aus den 2200 m/s-Wirkungsquerschnitten, den Resonanzintegralen und den über das Spaltspektrum gemittelten Wirkungsquerschnitten, die in der Abbrandrechnung benötigten Eingruppenwirkungsquerschnitte berechnet werden. In dieser einfachen Verfahrensweise sind einige Näherungen enthalten, die entfallen, wenn man den Eingruppenquerschnitt aus einer Multigruppenrechnung bestimmt, wie dies für KORIGEN für die wichtigen Actiniden-, Spaltprodukt- und Strukturmaterialquerschnitte geschieht. Da aber auch in KORIGEN zur Zeit noch für eine Vielzahl von Nukliden untergeordneter Bedeutung auf die original Bell-Daten zurückgegriffen wird und in diesen Fällen die Spektralparameter angewandt werden müssen, soll im folgenden auf die Definition und die Bedeutung der Spektralparameter in KORIGEN-Rechnungen, sowie die bei dieser Verfahrensweise gemachten Näherungen eingegangen werden.

#### A.1. Definition der Spektralparameter nach Bell und Diskussion der Näherungsannahmen

Der in der Abbrandrechnung mit KORIGEN z.Zt. noch in Anlehnung an ORIGEN benötigte Eingruppenquerschnitt (der Reaktion x am Nuklid i), der mit der thermischen Neutronenflußdichte  $\phi_{th}$  zu multiplizieren ist, um die totale Reaktionsrate zu erhalten, ist gegeben durch:

$$(A-1) \quad \sigma_{x,OR} = \int_0^{\infty} \sigma_x^i(E) \cdot \phi(E) dE / \phi_{th}$$

mit der thermischen Flußdichte

$$\phi_{th} = \int_0^{0.5\text{eV}} \phi(E) dE$$

Bell unterteilt den Energiebereich der Neutronen im Reaktor in einen thermischen, Resonanz- und schnellen Bereich:

$$\sigma_{x,OR}^i = \left[ \int_0^{0.5\text{eV}} \sigma_x^i(E) \phi(E) dE + \int_{0.5\text{eV}}^{1\text{MeV}} \sigma_x^i(E) \phi(E) dE + \int_{1\text{MeV}}^{10\text{MeV}} \sigma_x^i(E) \phi(E) dE \right] / \phi_{th}$$

(A-2)

$$= \sigma_{x,th}^i + \sigma_{x,res}^i + \sigma_{x,fast}^i$$

i) Thermischer Bereich

Die in diesem Bereich getroffenen Näherungsannahmen sind:

a) Der Absorptionsquerschnitt folgt einem  $1/v$ -Verlauf:

$$\sigma(v) = \sigma_{2200} \cdot \frac{v_{th}}{v}, \quad v_{th} = 2200 \text{ m/s}, \quad \sigma_{2200} = \sigma(v_{th})$$

bzw.

$$(A-3) \quad \sigma(E) = \sigma_{2200} \cdot \sqrt{\frac{E_{th}}{E}} = \sigma_{2200} \cdot \sqrt{\frac{T_{th}}{T}}$$

b) Das Neutronenspektrum im Thermischen Bereich läßt sich durch eine Maxwell-Boltzmannverteilung beschreiben:

$$(A-4) \quad \phi(E) dE = C \cdot \frac{E}{kT} e^{-\frac{E}{kT}} \cdot \frac{dE}{kT}$$

T ist die absolute Temperatur, k die Boltzmannkonstante und C eine Normierungskonstante.

Für den über dieses Maxwellspektrum gemittelten thermischen Wirkungsquerschnitt  $\sigma_{th}$  erhält man somit

$$\sigma_{th} = \sigma_{2200} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_{th}}{T}} \quad , \quad T_{th} = 293.16 \text{ K}$$

(A-5)  $\quad = \sigma_{2200} \cdot \text{THERM}$

$\text{THERM} = \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_{th}}{T}}$  ist also der Faktor, mit dem z.B. der 2200m/s-Absorptionsquerschnitt zu multiplizieren ist, um den über das thermische Spektrum gemittelten Absorptionsquerschnitt zu erhalten, wenn sich dieses Spektrum durch eine Maxwell-Boltzmann-Verteilung darstellen läßt und der Absorptionsquerschnitt einen 1/v-Verlauf zeigt.

Die Annahme a) ist insbesondere bei einige Actiniden nicht erfüllt. Der von 1/v abweichende Verlauf dieser Wirkungsquerschnitte kann aber durch temperaturabhängige Westcottfaktoren, die an  $\sigma_{th}$  angebracht werden, korrigiert werden.

Die Annahme b) ist einschneidend, da sich das thermische Spektrum in einem LWR mit fortschreitendem Abbrand ändert. Dies gilt sowohl für die Form (Abweichung von der Maxwell-Boltzmann Verteilung) als auch für die Lage des Spektrums. Das bedeutet: der über das thermische Spektrum gemittelte Querschnitt  $\sigma_{th}$  ändert sich mit fortschreitendem Abbrand (insbesondere bei den Actiniden) z.T. recht stark. Dies kann in dieser Verfahrensweise nicht berücksichtigt werden. Bell benutzte daher für die wichtigsten Actiniden angepaßte Werte für  $\sigma_{th}$ .

## ii) Resonanzbereich

Hier wird die Näherungsannahme getroffen, daß das Neutronenspektrum im Resonanzbereich (0.5 eV - 1MeV) einem 1/E-Verlauf folgt:

$$\sigma_{res} = \frac{\int_{0.5eV}^{1MeV} \sigma(E) \frac{dE}{E}}{\int_{0.5eV}^{1MeV} \frac{dE}{E}} \cdot \frac{\phi_{res}}{\phi_{th}} \quad ; \quad \phi_{res} = \int_{0.5eV}^{1MeV} \phi(E) dE$$

(A-6)  $\quad = \int_{0.5eV}^{1MeV} \sigma(E) \frac{dE}{E} \cdot \frac{\phi_{res}}{14.509 \cdot \phi_{th}} = RI \cdot RES$

Der über das Spektrum im Resonanzbereich gemittelte Wirkungsquerschnitt  $\sigma_{res}$  berechnet sich also in dieser Näherung aus dem Resonanzintegral RI und dem Spektralparameter RES. RES ist gegeben durch das Verhältnis aus Resonanzfluß und thermischem Fluß dividiert durch die Lethargiebreite des Resonanzbereiches.

Die Annahme eines  $1/E$ -Spektrums gilt nur außerhalb der Resonanzen. Nuklide mit ausgeprägten Resonanzen im eV-Bereich zeigen eine mit fortschreitendem Abbrand zunehmende Abschirmung dieser Resonanzen. Der nach (A-6) berechnete Querschnitt führt daher zu einer Überschätzung des aktuellen effektiven Querschnittes. Bell benutzte daher für Resonanznuklide wie U235, U238, Pu239 effektive Resonanzintegrale, die einen mittleren Abbrandzustand entsprechen und größtenteils angepaßt wurden. Eine korrekte Beschreibung der mit fortschreitendem Abbrand veränderlichen Resonanzselbstabschirmung ist nur mit einem zeitabhängigen Multigruppenverfahren möglich.

iii) Schneller Bereich

Hier werden folgende Näherungen angenommen:

- a) Das Neutronenspektrum im schnellen Energiebereich ( $E > 1$  MeV) hat die gleiche Energieabhängigkeit wie das Spaltspektrum  $\chi(E)$ .
- b) Die betrachtete Reaktion hat eine Schwelle bei  $E \geq 1$  MeV

$$\begin{aligned} \sigma_{fast} &= c \cdot \int_{1 \text{ MeV}}^{10 \text{ MeV}} \sigma(E) \chi(E) dE / \phi_{th} \\ &= \frac{\int_{1 \text{ MeV}}^{10 \text{ MeV}} \sigma(E) \chi(E) dE}{\int_{1 \text{ MeV}}^{10 \text{ MeV}} \chi(E) dE} \cdot \frac{c \cdot \int_{1 \text{ MeV}}^{10 \text{ MeV}} \chi(E) dE}{\phi_{th}} \end{aligned}$$



$$= \frac{\int_0^{10\text{MeV}} \sigma(E) \chi(E) dE}{\int_0^{10\text{ MeV}} \chi(E) dE} \cdot \frac{\int_0^{10\text{ MeV}} \chi(E) dE}{\int_{1\text{ MeV}}^{10\text{ MeV}} \chi(E) dE} \cdot \frac{\phi_{\text{fast}}}{\phi_{\text{th}}}$$

$$= \langle \phi \rangle_{\chi} \cdot 1.45 \cdot \frac{\phi_{\text{fast}}}{\phi_{\text{th}}} \text{ (für ein Cranberg Spaltspektrum)}$$

(A-7)

$$= \langle \sigma \rangle_{\chi} \cdot \text{FAST}$$

Der über das schnelle Neutronenspektrum gemittelte Wirkungsquerschnitt berechnet sich in dieser Näherung aus dem über das Spaltspektrum gemittelten Wirkungsquerschnitt und dem Spektralparameter FAST, der gegeben ist durch das Verhältnis von schnellem zu thermischem Fluß multipliziert mit dem Verhältnis aus totalem Spaltspektrum und dem Anteil des Spaltspektrums oberhalb 1 MeV.

Die Annahme a) gilt erst oberhalb ca. 3-5 MeV, da im Bereich bis ca. 5 MeV Degradationen durch inelastische Streuung an U238 auftreten. Dies führt bei Reaktionen mit Schwellen oberhalb ca. 5 MeV (insbesondere (n,2n)-Reaktionen) zu einer Unterschätzung von  $\sigma_{\text{fast}}$ . Bei Reaktionen, deren Schwelle knapp oberhalb 1 MeV liegt, kann dies zu einer Überschätzung von  $\sigma_{\text{fast}}$  führen.

Für Reaktionen, die eine Schwelle unterhalb 1 MeV besitzen, erhält man ebenfalls eine u.U. erhebliche Überschätzung von  $\sigma_{\text{fast}}$ . Es ist festzuhalten, daß man mit dieser Verfahrensweise im schnellen Bereich nur eine Abschätzung erhält. Reaktionen, auf die dies zutrifft ((n,2n), (n,p) etc.) spielen meist keine große Rolle, so daß die Genauigkeit meistens ausreichend ist. Bei speziellen Fragestellungen, z.B. bei Untersuchungen zum Pu236-Gehalt im bestrahlten Brennstoff / 27 /, können jedoch solche Reaktionen durchaus von Bedeutung sein. Bei Pu236 führt der Produktionspfad über die Reaktion Np237(n,2n) Np236 und den anschließenden  $\beta^-$ -Zerfall auf Pu236. Für eine verlässliche Berechnung der Pu236-Produktion ist daher ein korrekter spektrumsgemittelter (n,2n)-Wirkungsquerschnitt Voraussetzung. In solchen Fällen müssen

in Gl.(A-7) die entsprechenden Korrekturen angebracht werden.

## A.2 Bedeutung der Spektralparameter für KORIGEN-Rechnungen

Die Berechnung der in KORIGEN benutzten effektiven Neutronenwirkungsquerschnitte  $\sigma_{OR}$  - vgl. (A-1) - erfolgt für wichtige Actiniden, Spaltprodukte und leichte Elemente gemäß:

$$(A-8) \quad \sigma_{OR} = \sigma \cdot \phi / \phi_{th} ,$$

wobei die Eingruppenquerschnitte  $\sigma$  - abbrandabhängig für die Actiniden - der Datei KORIDATA entnommen werden - vgl. Abschn. 4.1.1. Da nach (A-6)  $RES = \phi_{res} / (14.509 \times \phi_{th})$  und nach (A-7)  $FAST = 1.45 \cdot \phi_{fast} / \phi_{th}$ , kann wegen  $\phi = \phi_{th} + \phi_{res} + \phi_{fast}$  das in (A-8) benötigte Verhältnis der totalen und der thermischen Neutronenflußdichte aus den Spektralparametern RES und FAST bestimmt werden:

$$(A-9) \quad (\phi / \phi_{th})_{Sp} = 1 + 14.509 \cdot RES + FAST / 1.45$$

Das Index Sp kennzeichnet im folgenden das aus den Spektralparametern berechnete Flußverhältnis.

Die Bestimmung der für die KORIGEN-Rechnung erforderlichen Wirkungsquerschnitte der weniger wichtigen Nuklide erfolgt gemäß dem vorangegangenen Abschnitt A.1 nach

$$(A-10) \quad \sigma_{OR} = \sigma_{2200} \cdot THERM + RI \cdot RES + \langle \phi \rangle \chi \cdot FAST$$

Bei den meisten Inventarberechnungen mit KORIGEN ist aus dem bekannten Anfangsinventar und der Leistungsdichte des Brennstoffs während der Bestrahlung das Entladeinventar zu bestimmen. Die Reaktionsraten der wichtigen Neutronenreaktionen, für welche Eingruppen-Wirkungsquerschnitte vorhanden sind, sind unabhängig von dem aus den Spektralparametern bestimmten  $\phi / \phi_{th}$ . Die mikroskopische Reaktionsrate wird nämlich berechnet gemäß:

$$\begin{aligned}
 \text{(A-11)} \quad \sigma_{OR} \cdot \phi_{th} &= \sigma \cdot (\phi / \phi_{th})_{Sp} \cdot \frac{P}{1.602 \cdot 10^{-19} / \sum_j E_j \sigma_f^j (\phi / \phi_{th})_{Sp} \cdot N_j} \\
 &= \frac{\sigma \cdot P}{1.602 \cdot 10^{-19}} / \sum_j E_j \sigma_f^j N_j
 \end{aligned}$$

und hängt nur von den Eingruppenquerschnitten  $\sigma$ ,  $\sigma_f^j$  aus konsistenten Spektralrechnungen ab, nicht jedoch von  $(\phi / \phi_{th})_{Sp}$ . Im Hinblick auf diese Reaktionen sind die Spektralparameter in KORIGEN-Rechnungen somit ohne Einfluß. Die Forderung nach Konsistenz der Spektralparameter ergibt sich erst im Hinblick auf die Reaktionsraten der weniger wichtigen Nuklide, für welche aus Mangel an konsistent berechneten Eingruppenquerschnitten z.Zt. noch der Bell'sche Formalismus angewendet wird. Für diese Nuklide genügt es jedoch in den meisten Fällen, für den betrachteten Reaktor repräsentative Spektralparameter einzusetzen, z.B. für DWR die von Croff et al / 16/ angegebenen THERM = .701, RES = .304, FAST = 2.01, mit denen auch die in Abschnitt 5 beschriebenen Rechnungen zum Vergleich mit Messungen durchgeführt wurden. Es ist dann

$$\text{(A-12)} \quad \sigma_{OR} \cdot \phi_{th} \approx \sigma \cdot \phi$$

Hinzuweisen ist auf die Abhängigkeit der vom Programm als Nebenergebnis ermittelten thermischen Neutronenflußdichte von den Spektralparametern, die berechnet wird gemäß

$$\text{(A-13)} \quad \phi_{th} = \frac{P}{1.602 \cdot 10^{-19}} / \sum_j E_j \sigma_f^j \cdot (\frac{\phi}{\phi_{th}})_{Sp} \cdot N_j$$

Die bei reaktorspezifischen Eingruppen-Spaltquerschnitten  $\sigma_f^j$  konsistent berechnete totale Neutronenflußdichte ergibt sich hieraus zu

$$\text{(A-14)} \quad \phi = \phi_{th} \cdot (\frac{\phi}{\phi_{th}})_{Sp}$$

Bei Vorgabe der thermischen Neutronenflußdichte  $\phi_{th}$  anstelle der Leistungsdichte P ist bei den wichtigen Nukliden mit bekannten Eingruppen-Querschnitten

$$(A-15) \quad \sigma_{OR} \cdot \phi_{th} = \sigma \cdot \left( \frac{\phi}{\phi_{th}} \right)_{Sp} \cdot \phi_{th} = \sigma \cdot \phi$$

trivialerweise unabhängig von  $(\phi/\phi_{th})_{Sp}$ , wenn das eingegebene  $\phi_{th}$  aus der aktuellen totalen Neutronenflußdichte so bestimmt wird, daß (A-14) erfüllt ist. Für die restlichen Nuklide gilt bei Einsatz repräsentativer Spektralindizes wiederum Gl. (A-12).

B. Eingabe für KORIGEN-Rechnungen

B.1 Eingabebeschreibung

```
*****  
*           *  
*  K O R I G E N  *  
*           *  
*****
```

U. FISCHER, H. W. WIESE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE  
INSTITUT FUER NEUTRONENPHYSIK UND REAKTORTECHNIK

THIS IS A SHORT GUIDE TO THE USE OF KORIGEN, THE KARLSRUHER  
VERSION OF THE OAK RIDGE ISOTOPE GENERATION AND DEPLETION CODE  
ORIGEN.

IT WILL BE PRINTED IF THE CODE FAILS IN READING A CARD 'A', E.G.  
IN THE CASE OF ABSENCE OF INPUT CARDS.

SINCE KORIGEN IS CURRENTLY IMPROVED, IT IS RECOMMENDED TO RUN A  
KORIGEN JOB WITHOUT INPUT CARDS TO GET LAST INFORMATIONS.

USER'S COMMENTS WILL BE VERY MUCH APPRECIATED; PLEASE CALL  
TEL. 07247/82 -2452 OR -2414

DATE OF LAST CHANGE : 15. 10. 82

THE MAIN FEATURES OF KORIGEN IN COMPARISON TO THE ORIGINAL  
VERSION OF M. J. BELL /1/ ARE :

1. TO USE BURN-UP DEPENDENT REACTOR-SPECIFIC ONE-GROUP  
CROSS SECTIONS FROM KFK AND ORNL FOR ACTINIDE NUCLEI.
2. TO USE UPDATED BURNUP AVERAGED ONE-GROUP CROSS  
SECTIONS.
3. THE SPECTRAL INDICES CAN BE CHANGED DURING IRRADIATION.
4. ACCOUNT IS TAKEN FOR THE NUCLIDE DEPENDENT FISSION  
ENERGY RELEASE AND THE ENERGY RELEASE RESULTING FROM  
(N,GAMMA)-REACTIONS.
5. THE GAMMA POWER IS CALCULATED DIRECTLY FROM THE GAMMA  
SPECTRA.
6. IMPROVED CALCULATION OF THE NEURON EMISSION RESULTING  
FROM (ALPHA,N)-REACTIONS AND SPONTANEOUS FISSION.
7. THE INFINITE MULTIPLICATION FACTOR IS CALCULATED  
DURING IRRADIATION.
8. DECAY DATA, Q-VALUES, FISSION YIELDS ETC. ARE UPDATED  
FOR NEARLY 1400 NUCLIDES.
9. OUTPUT OPTIONS ARE INCREASED RESP. IMPROVED, E. G.  
SELECTION OF TABLES, NUCLIDES OR ELEMENTS OF INTEREST,  
CUT-OFF FOR ALL TABLES, TOTALS OVER ALL NUCLIDES, OUTPUT  
TABLES FOR THE ALPHA-ACTIVITY ETC.
10. INTRODUCTION OF ANNUAL MAXIMUM PERMISSIBLE RADIO-  
TOXICITY VALUES, VALID FOR THE F.R.G.
11. THE INPUT IS REPRODUCED FOR CHECK PURPOSES.
12. THE UPDATED INPUT DESCRIPTION CAN BE PRINTED.
13. RESULTS CAN BE STORED FOR SUBSEQUENT USE E.G. FOR PLOTS.

THE ORIGINAL ORIGEN CODE WAS IMPLEMENTED AT KFK BY C. BROEDERS,  
WHO ALSO PERFORMED FIRST IMPROVEMENTS. E. STEIN, R. HEGER, AND  
E. WIEGNER CONTRIBUTED ESSENTIALLY TO THE FURTHER DEVELOPMENT OF  
THE CODE. M. MARZO AND S. SHI WERE STRONGLY ENGAGED IN GENERA-  
TING AND TESTING KFK DATA.

DESCRIPTION OF THE FORMATTED INPUT OF KORIGEN  
-----

THIS DESCRIPTION IS LARGELY IDENTICAL TO THE ORIGINAL DESCRIPTION OF BELL /1/. INPUT PARAMETERS WHICH HAVE BEEN NEWLY INTRODUCED OR THE MEANING OF WHICH HAS BEEN EXTENDED ARE UNDERLINED BY \*\*\*\*\*. SOME OF THESE WERE ALREADY CONTAINED IN BELL'S VERSION BUT WERE NOT CONTAINED IN HIS DESCRIPTION.

CARD A           FORMAT(18A4,I3,I3,I2)

TITLE    A 72-CHARACTER ALPHAMERIC TITLE WHICH WILL BE PRINTED AS THE HEADING ON THE PRINTOUT OF THE NUCLEAR DATA LIBRARY

NLIBE    AN INTEGER THAT IDENTIFIES THE LIBRARY TO BE USED  
          NLIBE = 1/2/3/4 FOR HTGR/LWR/LMFBR/MSBR

IPNUDA   AN INDICATOR FOR THE PRINTING OF THE TRANSITION AND PRODUCTION MATRIX WITH ALPHA-NUMERIC CHARACTERISTICS FOR REACTION TYPES AND NUCLIDES AT THE BEGINNING OF THE IRRADIATION.  
\*\*\*\*\*  
          IPNUDA= 0/1 : THE MATRIX IS NOT PRINTED/IS PRINTED ON UNIT FT45FO01 ( A DD-CARD FOR THIS UNIT IS NEEDED)

IPET     AN INDICATOR FOR PRINTING THE PROCESSED NUCLEAR DATA AND RADIOTOXICITY VALUES IN AN OVERVIEW TABLE  
\*\*\*\*\*  
          IPET = 0/1 : TABLE IS PRINTED/IS NOT PRINTED

CARD B           FORMAT(4F10.5,7I2)

THERM    RATIO OF THE NEUTRON REACTION RATE FOR A 1/V-ABSORBER WITH A POPULATION OF NEUTRONS HAVING A MAXWELL-BOLTZMANN DISTRIBUTION OF ENERGIES AT ABSOLUTE TEMPERATURE, T, TO THE REACTION RATE WITH 2200-M/SEC NEUTRONS.

RES      RATIO OF THE RESONANCE FLUX PER UNIT LETHARGY TO THE THERMAL NEUTRON FLUX.

FAST     RATIO OF FLUX ABOVE ONE MEV TO THE FRACTION OF THE FISSION SPECTRUM ABOVE 1 MEV, DIVIDED BY THE THERMAL NEUTRON FLUX.

ERR      A TRUNCATION ERROR LIMIT, 1.E-25 RECOMMENDED

NMO, NDAY, NYR   MONTH, DAY AND YEAR WHEN CASE IS RUN, TO HELP IN IDENTIFYING OUTPUT.

MPCTAB   A DUMMY VARIABLE.

INPT     AN INPUT OPTION FOR THE ACCESS OF THE NUCLEAR DATA.  
          INPT = 0 : THE NUCLEAR DATA LIBRARY ( DATA SETS ORFI3-8) IS READ FROM FORTRAN UNIT 7 (THIS IS THE STANDARD CASE).  
          INPT = 1 : THE NUCLEAR DATA LIBRARY IS INPUT ON CARDS.

IR       AN OUTPUT OPTION. IR = 0/1 : THE TRANSITION MATRIX IS NOT PRINTED/THE TRANSITION MATRIX IS PRINTED AS BEING CONSTRUCTED FROM THE DATA LIBRARY. IF IT IS MODIFIED ACCORDING TO THE BURN-UP DEPENDENCE OF THE ACTINIDE CROSS SECTIONS, IT WILL BE PRINTED AT TIME STEP IR, TOO. THIS PRINTOUT OF DECAY CONSTANTS, CROSS SECTIONS, MATRIX ELEMENTS IS A TOOL FOR CONTROLLING THE INPUT OF NUCLEAR DATA TO THE CODE.  
\*\*

LPU AN OPTION FOR SECONDARY CONSTANT CROSS SECTION INPUT  
\*\*\* LPU = 0 : NO SECONDARY CONSTANT CROSS SECTION INPUT  
LPU > 0 : LPU GIVES THE NUMBER OF ACTINIDE NUCLIDES  
FOR WHICH THE NUCLEAR DATA LIBRARY SHALL BE MODIFIED  
INDEPENDENT OF BURN-UP; LPU < 31.  
LPU = -1 : UPDATED BURN-UP AVERAGED ONE GROUP CROSS  
SECTIONS FOR DIFFERENT TYPES OF REACTORS WILL BE  
READ FROM UNIT ISB AND/OR FROM CARDS.  
RECOMMENDATION : LPU = -1  
-----

IF LPU > 0, A CARD OF TYPE W1 AND THEN LPU CARDS OF TYPE W2  
WILL BE EXPECTED FOLLOWING CARD B. IF LPU = 0 CARD C WILL  
FOLLOW. IF LPU = -1, A CARD OF TYPE U1 AND THEN CARDS U2 ARE  
EXPECTED TO FOLLOW CARD B.

CARD W1 FORMAT(I6,10I7)

(NUCL(I),I=1,LPU)  
\*\*\*\* LPU INTEGER VALUES IDENTIFYING THE ACTINIDE NUCLIDES  
FOR WHICH THE NUCLEAR DATA WILL BE MODIFIED IN THE  
SUBSEQUENT CALCULATION, E.G. 922380 942390 952421  
- SEE CARD K. THIS CARD MAY BE CONTINUED.

CARD W2 FORMAT(7X,2F9.2,F5.3,4F9.2,F4.3,F9.2,I1)

SINGG,RING,FNG1,SIGF,RIF,SIGFF,SIGN2N,FN2N1,SIGN3N,IT  
\*\*\*\* FOR DEFINITIONS OF THE VARIABLES SEE REF. /1/, P.27,  
WE HAVE IT = NLIBE - SEE CARD A.

CARD U1 FORMAT(6A8,2A8,1X,I5,5X,I5)

WQTIT A 48-CHARACTER ALPHAMERIC TITLE FOR IDENTIFYING  
\*\*\*\* INPUT  
(ALLWQ(I),I=1,2)  
\*\*\*\* A 16-CHARACTER ALPHAMERIC NAME FOR IDENTIFYING THE  
REACTOR SPECTRUM DEPENDENT BURN-UP AVERAGED CROSS  
SECTIONS ON UNIT ISB (DSN=INR909.KORIDATA)  
AVAILABLE FROM /2,3/ ON THE KORIDATA LIBRARY :  
33P3U\_\_ORNL\_78\_,33P3RU\_\_ORNL\_78\_,33P3RM\_\_ORNL\_78\_,  
27B4U\_\_ORNL\_78\_,27B4RU\_\_ORNL\_78\_,27B4RM\_\_ORNL\_78\_,  
33P3U\_\_KFK\_80\_,50P5U\_\_ORNL\_80\_.  
WITH THE FOLLOWING MEANING :  
FIRST TWO FIGURES : BURN-UP IN GWD/THM  
FOLLOWING LETTER : P FOR PWR,B FOR BWR  
FOLLOWING FIGURE : NUMBER OF CYCLES  
LAST TWO LETTERS : U/RU FOR URANIUM FUEL IN A NORMAL  
LWR/IN A RECYCLE LWR  
RM FOR MOX-FUEL IN A RECYCLE LWR  
AT THE PRESENT THE BURN-UP AVERAGED CROSS SECTIONS  
33P3U\_\_KFK\_80\_ AND 33P3U\_\_ORNL\_78\_ ARE IDENTICAL.  
NOTE : IF SUBSEQUENT BURNUP DEPENDENT ACTINIDE  
SECTIONS FROM KFK ARE USED (SEE THE CARD T1  
BELOW),ON CARD U1 THE DATA SET 33P3U\_\_KFK\_80  
SHOULD BE TAKEN.

ISB        FORTRAN UNIT FROM WHICH THE ONE-GROUP CROSS SECTIONS  
\*\*\*        WILL BE READ - SEE CARD T1.  
KTIW       AN INDICATOR FOR PRINTING CROSS SECTIONS FROM UNIT  
\*\*\*\*\*    ISB > 5. KTIW = 0/1 : PRINTED / NOT PRINTED.

IF ISB > 5 AND IF NO MODIFICATION OF THE KORIDATA VALUES  
OR NO ADDING OF FURTHER ONE-GROUP CROSS SECTIONS IS WANTED, A  
BLANK CARD AND THEN CARD C IS EXPECTED TO FOLLOW CARD U1.  
IF ISB > 5 AND IF MODIFYING AND/OR ADDITIONAL DATA WILL BE GI-  
VEN, CARDS OF TYPE U2 AND THEN CARD C IS EXPECTED FOLLOWING  
CARD U1.

IF ISB = 5, CARDS U2 AND THEN CARD C WILL FOLLOW CARD U1.  
CARD U2            FORMAT(I6,2X,A8,8E8.2)

NUNUM      NUCLIDE IDENTIFIER - SEE CARD K.

\*\*\*\*\*

SIGTYP     TYPE OF CROSS SECTION TO BE READ,

\*\*\*\*\*

= SIGNA\_\_\_\_ : (N,ALPHA)  
= SIGNP\_\_\_\_ : (N,PROTON)  
= SCAPT\_\_\_\_ : (N,GAMMA) TO GROUND STATE NUCLIDE  
= SFISS\_\_\_\_ : (N,FISSION)  
= SCAPT1\_\_\_ : (N,GAMMA) TO EXCITED STATE NUCLIDE

(SIG(I),I=1,8)

\*\*\*\*\*

EFFECTIVE ONE-GROUP CROSS SECTIONS IN BARNS.  
IF ON CARD U1 ALLWQ=33P3U\_\_\_ORNL\_78\_, ONLY SIG(1) HAS  
TO BE PUNCHED, IF ALLWQ=33P3RU\_\_\_ORNL\_78\_, ONLY SIG(2)  
HAS TO BE PUNCHED, ETC.

IMPORTANT NOTE : 1. THE CODE WILL FIRST CALCULATE CROSS  
SECTIONS FROM UNIT 7 ( OR FROM CARDS IF INPT= 1,CARD A ) I.E.  
ONE-GROUP CROSS SECTIONS CALCULATED WITH THERMAL CROSS SECTIONS,  
RESONANCE INTEGRALS AND FAST CROSS SECTIONS FROM OLD ORIGEN  
(IF NOT MODIFIED BY CARD INPUT) BUT WITH UPDATED SPECTRAL  
INDICES FROM CARD B.

2. IF LPU = -1 (AS RECOMMENDED), THE CODE WILL TAKE THE CROSS  
SECTIONS FROM UNIT ISB > 5, MULTIPLY THESE BY TOTAL/THERMAL  
FLUX RATIO  $1. + 14.509 * RES + FAST / 1.45$  AND REPLACE THE VALUES  
COMPUTED BEFORE. FOR NUCLIDES FOUND ON CARDS U2 THE SIG(I)  
VALUES WILL FURNISH THE CROSS SECTIONS FINALLY BEING USED.  
THE CARDS U2 HAVE TO BE IN THE SAME ORDER AS THE NUCLIDES IN  
THE LIBRARY ON UNIT 7. FURTHERMORE, IF FOR ONE NUCLIDE SEVERAL  
TYPES OF CROSS SECTIONS WILL BE READ, THE CARDS U2 SHOULD BE  
GIVEN IN THE ORDER OF THE SIGTYP VALUES AS LISTED ABOVE.  
THE LAST CARD U2 MUST BE A BLANK CARD.

CARD C            FORMAT(13I5)

MMN        NUMBER OF TIME INTERVALS DURING IRRADIATION PERIOD,  
MMN < 11.

MOUT       TOTAL NUMBER OF INTERVALS FOR IRRADIATION AND POST-  
IRRADIATION PERIODS, MOUT < 11.

NOBLND     NUMBER OF MATERIALS TO BE BLENDED, ENTER 0 OR 1 IF  
NO BLENDING IS TO BE DONE, NOBLND < 11 ( SEE COMMENT  
ON NOBLND BELOW )

INDEX      AN INPUT INDICATOR. INDEX = 0/1 : POWER(M)/FLUX(M)  
WILL BE READ ON A SUBSEQUENT CARD. IF MMN = 0, INDEX  
IS NOT USED BY THE CODE IN THIS STEP.



NTABLE AN OUTPUT INDICATOR. IF NTABLE = 0, ALL ISOTOPES AND ALL TIMES WILL BE GIVEN IN THE OUTPUT. IF NTABLE = 1, ONLY SUMMARIES OF MOST IMPORTANT ISOTOPES WILL BE GIVEN.

MSTAR AN OUTPUT INDICATOR. WHEN SUMMARIZING THE MOST IMPORTANT ISOTOPES, THE CODE ELIMINATES THE ISOTOPES WHOSE VALUES ARE BELOW SOME THRESHOLD IN TIME PERIOD  $M = MSTAR$  (SEE CARD TYPE I).

NGO AN INDICATOR WHICH TELLS THE CODE WHETHER THE PRESENT CALCULATION WILL BE CONTINUED IN A SUBSEQUENT SET OF TIMES, OR WHETHER A NEW CALCULATION IS TO BE DONE. NGO < 0 : THIS INDICATES A NEW CALCULATION WITH NEW INITIAL CONDITIONS USING THE SAME NUCLEAR DATA. A CARD OF TYPE C WILL BE EXPECTED FOLLOWING CARD K OR N. IN CASE OF A BLANK CARD INSTEAD OF CARD C THE PROGRAM WILL STOP EXECUTION. NGO = 0 : THIS INDICATES A NEW CALCULATION WITH A NEW SET OF NUCLEAR DATA. A CARD OF TYPE A WILL BE EXPECTED FOLLOWING CARD K OR N. NGO > 0 : THIS INDICATES THAT THE PRESENT CALCULATION WILL BE CONTINUED. A CARD OF TYPE O FOLLOWING CARD K OR N WILL BE EXPECTED.

MPROS AN INDICATOR FOR CONTINUOUS CHEMICAL PROCESSING OPTION. MPROS = NUMBER OF GROUPS OF CHEMICAL ELEMENTS PROCESSED. MPROS = 0 FOR NO CHEMICAL PROCESSING.

MFEED CONTINUOUS FEED OPTION FOR FLUID FUEL REACTOR. MFEED = 0 FOR NO CONTINUOUS FEED; MFEED > 0 FOR CONTINUOUS FEED.

JTO AN OUTPUT INDICATOR TO SELECT TABLES AND NUCLIDES OR ELEMENTS FOR PRINTING - SEE FOLLOWING TABLE.

\*\*\* KPL AN INDICATOR TO CONTROL STORAGE OF OUTPUT TABLES FOR SUBSEQUENT USE E.G. FOR PLOTTING ETC. \*\*\* KPL = 0/1/2 : NO STORAGE/STORAGE ON UNIT 20 AND PRINTING SOME CONTROL INFORMATION ON UNIT 3/STORAGE ON UNIT 20 AND PRINTING OF COMPLETE CONTROL INFORMATION ON UNIT 3. NOTE : JOB CONTROL CARDS HAVE TO BE SPECIFIED FOR UNIT 3 AND 20.

KSB AN INDICATOR FOR SECONDARY BURN-UP DEPENDENT CROSS SECTION INPUT. \*\*\* KSB = 1 : FOR ACTINIDES THE PREVIOUSLY CALCULATED RESP. INPUT BURNUP-INDEPENDENT CROSS SECTIONS WILL BE REPLACED BY BURNUP DEPENDENT CROSS-SECTIONS READ FROM CARDS OR FROM UNIT ISB - SEE CARD T1. KSB = 0 : NO BURN-UP DEPENDENT CROSS SECTIONS WILL BE READ. RECOMMENDATION : KSB = 1

-----

NGF AN INDICATOR FOR THE CHANGE OF SPECTRAL INDICES.  
 \*\*\* TOGETHER WITH NGO = 0 ON THIS CARD A VALUE OF E.G.  
 NGF = 6 TELLS THE CODE THAT AT THE BEGINNING OF THE  
 NEXT SEQUENCE OF TIME STEPS THE CROSS SECTIONS WILL  
 BE RECALCULATED WITH A NEW SET OF SPECTRAL INDICES  
 AND THAT THE FINAL NUCLIDE VECTOR OF TIME STEP 6  
 WILL BE USED AS THE INITIAL VECTOR FOR THE SUBSE-  
 QUENT CALCULATION. FOLLOWING CARD K OR N CARDS OF  
 TYPE A, B, (U1, U2) AND O WILL BE EXPECTED WITH MSUB  
 = NGF = 6 IN OUR CASE ON CARD O.  
 NGF = 0 : NO CHANGE OF SPECTRAL INDICES. (THIS IS THE  
 STANDARD CASE

COMMENT FOR NOBLND > 1 :

1. NOBLND MUST BE GIVEN FOR IRRADIATION AND DECAY PERIODS  
 BEFORE BLENDING; IN CASE OF CONTINUED IRRADIATION (MORE  
 THAN 10 IRRADIATION PERIODS IN TOTAL) NOBLND HAS TO BE  
 GIVEN FOR THE LAST CONTINUATION ONLY.
2. AFTER IRRADIATION FORMALLY AT LEAST ONE DECAY STEP FOR  
 THE NON-BLENDED FUEL IS NEEDED
3. THE IRRADIATED FUELS WILL BE BLENDED AT DISCHARGE. THE  
 VALUE OF MSUB.GE.0 FOR THE COMMON DECAY PERIODS IS  
 IRRELEVANT. FOR THE FIRST COMMON DECAY PERIODS TMO=0.  
 IS RECOMMENDED.

CONTROL OF PRINTING TABLES AND NUCLIDES/ELEMENTS  
 WITH THE OUTPUT INDICATOR JTO

/	JTO	/	OUTPUT	/	SELECTED	/	SELECTED NUCL./	GAMMA	/
/		/	TABLES?	/	TABLES ?	/	OR ELEMENTS ?	TABLES ?	/
/	0	/	YES	/	NO	/	NO	/	YES
/	1	/	NO	/	NO	/	NO	/	NO
/	2	/	YES	/	YES	/	NO	/	YES
/	3	/	YES	/	YES	/	YES	/	YES
/	4	/	YES	/	NO	/	YES	/	YES
/	5	/	YES	/	NO	/	NO	/	NO
/	6	/	YES	/	YES	/	NO	/	NO
/	7	/	YES	/	YES	/	YES	/	NO
/	8	/	YES	/	NO	/	YES	/	NO
/	9	/	NO	/	NO	/	NO	/	YES
/	-1	/	PRINTING AS IN PREVIOUS STEP						/

IF JTO = 2/3/6/7 CARDS S1, IF JTO = 4/8 CARD S2,  
 IF JTO = 0/1/5/9/-1 CARD D IS EXPECTED FOLLOWING CARD C OR O.

CARDS S1           FORMAT(3X,7(7X,3I1))

(NTO(I),I=1,63) THE NTO VALUES CONTROL THE PRINTING OF OUTPUT TABLES, THEY ARE PUNCHED ON THREE CARDS :

1. CARD : TABLES FOR LIGHT ELEMENTS
2. CARD : TABLES FOR ACTINIDES (HEAVY NUCLIDES)
3. CARD : TABLES FOR FISSION PRODUCTS.

ON EACH OF THESE THREE CARDS 7 SETS OF 3 INTEGER VALUES 0 OR 1 WILL BE PUNCHED :

1. SET : GRAMATOM TABLE
2. SET : GRAM TABLE
3. SET : CURIE TABLE
4. SET : POWER TABLE
5. SET : GAMMA POWER TABLE
6. SET : RADIOTOXICITY TABLE FOR INHALATION
7. SET : RADIOTOXICITY TABLE FOR INGESTION

IF IN THESE SETS THE

1. VALUE = 1 : A NUCLIDE TABLE
2. VALUE = 1 : AN ELEMENT TABLE
3. VALUE = 1 : SUMMARY TABLES FOR NUCLIDES AND ELEMENTS

WILL BE PRINTED. PUNCHING OF ZEROS OR BLANKS WILL SUPPRESS THE PRINTING OF THE CORRESPONDING TABLES.

SPECIAL OPTION : IF NTO = 2 ON THE 3.SET (CURIE TABLE) ON THE 2. S2-CARD (ACTINIDES) IS CHOSEN,THE ALPHA-ACTIVITY OF THE ACTINIDE NUCLEI WILL BE PRINTED ADDITIONALLY

NOTE : PRINTING OF SUMMARY TABLES WILL BE CONTROLLED BY THE CUTOFF VALUES ON CARD I.

FROM AN IRRADIATION PERIOD ONLY GRAMATOM AND GRAM TABLES WILL BE PRINTED. THE VALUES IN SETS 3.-7. THEN WILL BE IGNORED.

IF JTO = 3/7 CARDS S2, IF JTO = 2/6 CARD D IS EXPECTED FOLLOWING CARDS S1.

CARDS S2           FORMAT(I5/8(4X,A2,I3,A1)/I5)

NSEL   NUMBER OF ELEMENTS AND NUCLIDES TO WHICH PRINTED  
\*\*\*\*\* AND STORED   OUTPUT WILL BE REDUCED

((ELE(N),MWT(N),STA(N)),N=1,NSEL)

\*\*\*\*\* ELE(N) = NAME OF ELEMENT IN KFK-GRUBA NOMENCLATURE,  
E.G.,C\_ FOR CARBON, U\_ FOR URANIUM, PU FOR PLUTONIUM  
MWT(N) = ATOMIC MASS NUMBER  
STA(N) = \_/M FOR GROUND STATE/ISOMERIC STATE;  
THIS CARD MAY BE CONTINUED.

NCU    AN INDICATOR FOR EXTENDED USE OF THE CUTOFF VALUES  
\*\*\*    GIVEN ON CARD I.

NCU = 0/1 : CUTOFF VALUES ARE APPLIED TO SUMMARY TABLES ONLY/ ARE APPLIED TO ALL TABLES.

IMPORTANT : IF THE MWT AND STA VALUES ARE NOT PUNCHED ,  
OUTPUT WILL BE PRINTED FOR ALL ISOTOPES OF ELEMENT ELE(N)  
AND , OF COURSE , FOR THIS ELEMENT.

SPECIAL OPTION : IF ONLY THE FIRST AND THE LAST OF THE CARDS  
S2 ARE PUNCHED WITH NSEL=0 AND NCU=1 , THE CUTOFF ACCORDING  
TO CARD I WILL BE APPLIED TO ALL TABLES ALL NUCLIDES AND ALL  
ELEMENTS : THIS IS A COMFORTABLE WAY TO REDUCE THE OUTPUT  
TO THE MOST IMPORTANT NUCLIDES RESP. ELEMENTS AND HENCE IS  
RECOMMENDED FOR USE IN GENERAL.

CARD D           FORMAT(20A4)

TITLE    A TITLE FOR THE CALCULATION CONTAINING UP TO 80 ALPHAMERIC CHARACTERS. IT WILL BE PRINTED AS THE HEADING OF THE OUTPUT TABLES.

IF MMN > 0 CARDS OF TYPE E OR F WILL BE EXPECTED.

IF INDEX = 0 CARD E AND CARD G, IF INDEX = 1 CARD F AND CARD G WILL FOLLOW.

CARD E           FORMAT(10E8.2)

(POWER(M),M=1,MMN)

SPECIFIC THERMAL POWER OF FUEL IN IRRADIATION PERIOD M (MW/UNIT OF FUEL). THERE MAY BE PERIODS OF ZERO POWER; HOWEVER, THERE MAY NOT BE TWO CONSECUTIVE ZERO-POWER INTERVALS, AND THE FINAL IRRADIATION PERIOD MAY NOT HAVE ZERO POWER.

CARD F           FORMAT(10E8.2)

(FLUX(M),M=1,MMN)

THERMAL NEUTRON FLUX IN IRRADIATION PERIOD M (NEUTRONS/CM\*\*2 \* SEC), OR THE TOTAL NEUTRON FLUX FOR A FAST REACTOR. THERE MAY BE PERIODS WHEN THE FLUX IS ZERO DURING THE IRRADIATION PERIOD; HOWEVER, THERE MAY NOT BE TWO CONSECUTIVE PERIODS OF ZERO FLUX, AND THE FINAL IRRADIATION PERIOD MAY NOT HAVE ZERO FLUX.

CARD G           FORMAT(10E8.2)

(T(M),M=1,MOUT)

ELAPSED TIME SINCE THE BEGINNING OF THE CALCULATION (MEASURED IN TERMS OF TUNIT).  
IF 0.LE.MMN.LT.MOUT THE TIME AFTER DISCHARGE REFERS TO DISCHARGE

CARD H           FORMAT(10A4,F7.0,A3)

BASIS    A 40-CHARACTER ALPHAMERIC TITLE THAT IS THE UNIT OF FUEL ON WHICH THE CALCULATION IS BASED AND THAT WILL BE PRINTED OUT AS THE BASIS FOR THE CALCULATION E.G. 'METRIC TON OF FUEL CHARGED TO REACTOR'.

TCONST  A FACTOR TO CONVERT THE INPUT VALUES OF T(M) INTO SECONDS E.G., TCONST = 3.155E7 IF VALUES OF T(M) ARE INPUT IN TERMS OF YEARS.

TUNIT    AN ALPHAMERIC DESIGNATION FOR THE INPUT UNITS OF T(M), E.G., ' D ' FOR DAYS.

NOTE : THE BASIS IS ARBITRARY AND MAY BE CHOSEN BY THE USER, BUT IT HAS TO BE VERIFIED THAT THE INPUT GRAMATOMS AND POWERS REFER TO THIS SAME BASIS.

CARD I           FORMAT(8E10.3)

(CUTOFF(MS),MS=1,7)

THRESHOLD VALUES FOR OUTPUT (SUMMARY) TABLES.  
ANY ISOTOPE WHOSE VALUE IN THE TIME PERIOD MSTAR IS  
LESS THAN THE CORRESPONDING CUTOFF VALUE WILL BE  
OMITTED FROM THE (SUMMARY) TABLE.

( SEE ALSO CARDS S2 : SPECIAL OPTIONS )

- MS = 1 : GRAMATOM TABLE
- 2 : GRAM TABLE
- 3 : CURIE TABLE
- 4 : POWER TABLE
- 5 : GAMMA POWER TABLE
- 6 : RADIOTOXICITY TABLE FOR INHALATION
- 7 : RADIOTOXICITY TABLE FOR INGESTION

A VALUE OF .001 IS RECOMMENDED FOR TABLES 1 TO 5, AND A VALUE  
OF 1. IS RECOMMENDED FOR TABLES 6 AND 7.

IF NOBLND > 1 CARD J IS EXPECTED TO FOLLOW CARD I.

CARD J           FORMAT(8E10.3)

(FACT(N),N=1,NOBLND)

VALUES OF ATOMIC FRACTIONS OF THE MATERIALS IN A  
CALCULATION FOR A BLENDED FUEL.  
IN CASE OF CONTINUED IRRADIATION CARD J IS EXPECTED  
TO FOLLOW CARD O OF THE LAST CONTINUATION (SEE BELOW)  
CARD J MUST BE GIVEN ONLY FOR THE FIRST OF THE FUELS  
TO BE BLENDED.

CARD K           FORMAT(5(I6,E9.2),I5)

((INUCL(I),XCOMP(I)),I=1,5),NEXT

INUCL : NUCLIDE IDENTIFIER FOR AN ISOTOPE IN FRESH  
FUEL = ATOMIC NUMBER\*10000 + ATOMIC WEIGHT\*10 + IS,  
WHERE IS = 0/1 FOR GROUND STATE/ EXCITED STATE.  
XCOMP : CONCENTRATION OF NUCLIDE INUCL IN FRESH FUEL  
NEXT : INDICATOR GIVING THE TYPE OF THE 5 ISOTOPES  
ON THE CARD. THUS ALL FIVE MUST BE OF ONE TYPE.

- NEXT = 1 : ISOTOPES OF CLADDING AND STRUCTURAL  
          MATERIALS IN GRAMATOMS
- 2 : HEAVY MATERIAL ISOTOPES IN GRAMATOMS
- 3 : FISSION PRODUCT ISOTOPES IN GRAMATOMS
- 4 : ELEMENTS OF CLADDING AND STRUCTURAL  
          MATERIALS IN GRAMATOMS.
- 5 : ELEMENTS OF CLADDING AND STRUCTURAL  
          MATERIALS IN GRAMS

ALL CARDS OF THIS TYPE SHOULD BE FOLLOWED BY A SING-  
LE BLANK CARD. WHEN THE PROGRAM ENCOUNTERS THE BLANK  
CARD, IT CONTINUES TO THE NEXT PART OF THE INPUT. IF  
IT ENCOUNTERS A BLANK INUCL FIELD, IT SKIPS THE REST  
OF THE INFORMATION ON THAT CARD AND READS THE NEXT  
CARD K.

THE FOLLOWING CARDS L AND M ARE READ ONLY IF MPROS > 0

CARD L           FORMAT(8(E10.2,I2))

((PRATE(M),NOPROS(M)),M=1,MPROS)  
PRATE(M) IS A FIRST ORDER REMOVAL CONSTANT FOR CHE-  
MICAL PROCESSING BY PROCESSING STREAM M, 1/SEC,  
NOPROS(M) IS THE NUMBER OF ELEMENTS REMOVED BY  
STREAM M.

CARD M           FORMAT(20I4)

((NZPROS(M,N),N=1,NOPROS(M)),M=1,MPROS)  
NZPROS(M,N) IS THE ATOMIC NUMBER OF ELEMENT N IN  
PROCESSING STREAM M.

THE FOLLOWING CARD N IS READ ONLY IF MFEED > 0.

CARD N           FORMAT(5(I6,E9.2),I5)

((INUCL(I),XCOMP(I)),I=1,5),NEXT  
XCOMP(I) IS THE CONTINUOUS FEED RATE OF ISOTOPE  
INUCL(I) IN GRAMATOMS PER UNIT OF FUEL. THE UNIT OF  
FUEL IS GIVEN BY THE VARIABLE BASIS. INUCL AND NEXT  
FOLLOW THE SAME CONVENTIONS AS DESCRIBED FOR CARDS  
OF TYPE K.

IF AT THE BEGINNING OF THE IRRADIATION CALCULATION KSB = 1  
ON CARD C, CARD T1 IS EXPECTED FOLLOWING CARD K OR CARD M OR  
CARD N. NOTE THAT THE LAST CARD K OR N SHOULD BE A BLANK CARD.

CARD T1           FORMAT(6A8,2A8,1X,3I5)

BUTIT   A 48-CHARACTER ALPHAMERIC TITLE FOR IDENTIFYING  
\*\*\*\*\* INPUT DATA ON UNIT ISB.

(ACTWQ(I),I=1,2)

\*\*\*\*\* A 16-CHARACTER ALPHAMERIC NAME FOR IDENTIFYING THE  
REACTOR SPECTRUM AND BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE  
CROSS SECTION LIBRARY.

ON THE KORIDATA LIBRARY (DSN=INR909.KORIDATA) THE  
FOLLOWING TYPES OF BURNUP DEPENDENT ACTINIDE CROSS-  
SECTION SETS ARE AVAILABLE :

1. ORNL ACTINIDE CROSS-SECTIONS FOR US-PWRS AND -BWRS  
/2,3/ :  
33P3U\_\_ORNL\_78\_,33P3RU\_\_ORNL\_78\_,33P3RM\_\_ORNL\_78\_,  
27B4U\_\_ORNL\_78\_,27B4RU\_\_ORNL\_78\_,27B4RM\_\_ORNL\_78\_,  
50P5U\_\_ORNL\_80\_.  
FOR EXPLANATIONS SEE CARD U2.

2. KFK ACTINIDE CROSS-SECTIONS FOR EUROPEAN PWRS :  
30P3U\_31\_KFK\_KWO,38P3U\_30\_KFK\_KWO,38P3U\_28\_KFK\_KWO,  
33P3U\_32\_KFK\_BIB,36P3U\_34\_KFK\_BIB,40P3U\_36\_KFK\_BIB,  
30P4U\_31\_KFK\_TRI  
HERE ADDITIONALLY THE INITIAL ENRICHMENT IS CHARAC-  
TERIZED BY THE LAST TWO FIGURES OF THE FIRST 8-BYTE  
WORD E.G. 31 = 3.1% U235. THE RACTOR TYPES ARE : PWR  
OBRIGHEIM (KWO), PWR BIBLIS (BIB), PWR TRINO VER-  
CELLESE (TRI). ALL THESE KFK CROSS-SECTIONS ARE PRO-  
CESSED FROM THE LATEST KEDAK FILE. DETAILS CAN BE  
SEEN IN CHAPTER 3 OF THIS REPORT.

IF ON CARD T1 BURNUP DEPENDENT ACTINIDE CROSS-SECTIONS FROM KFK ARE USED, FOR BURNUP -INDEPENDENT CROSS-SECTIONS OF NON-ACTINIDE NUCLEI THE DATA SET 33P3U\_\_KFK\_80\_ ON CARD U1 SHOULD BE TAKEN

ISB       FORTRAN UNIT FROM WHICH THE BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE CROSS SECTIONS WILL BE READ - SEE CARD U1.  
\*\*\*\*

IFR       AN INDICATOR FOR READING BURN-UP DEPENDENT TOTAL FLUX/THERMAL FLUX RATIOS.  
\*\*\*\*

          IFR = 1/0 : RATIOS ARE READ FROM UNIT 5 (CARDS) / FROM UNIT ISB; IFR = 0 AND ISB = 5 IS NOT ALLOWED.

ITIW      AN INDICATOR FOR PRINTING BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE CROSS SECTIONS FOR ISB > 5.  
\*\*\*\*\*

          ITIW = 0/1 : PRINTED/NOT PRINTED.

IF ISB > 5 AND IF NO MODIFICATION OF THE KORIDATA VALUES OR NO ADDING OF FURTHER ACTINIDE DATA IS WANTED A BLANK CARD AND THEN CARDS L, M, N OR O ARE EXPECTED TO FOLLOW CARD T1. IF ISB > 5 AND IF MODIFYING AND/OR ADDITIONAL ACTINIDE DATA WILL BE GIVEN CARDS T5 AND T6 ARE EXPECTED FOLLOWING CARD T1. THESE MODIFYING OR ADDITIONAL DATA SHOULD CORRESPOND TO THE LIBRARY DATA IN NUMBER AND BURN-UP MESH. IF ISB = 5 CARDS T2, T3, T4, T5, T6 WILL FOLLOW CARD T1.

CARD T2            FORMAT(I6)

IBUT       NUMBER OF BURN-UP MESHPOINTS FOR BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE CROSS SECTIONS, IBUT < 101.  
\*\*\*\*

CARD T3            FORMAT(10E8.2)

(BUT(I),I=1,IBUT)  
\*\*\*\*\*       BURN-UP MESHPOINTS IN MWD/GRAMATOM HEAVY MATERIAL, INCREASING AND STARTING WITH .0

CARD T4            FORMAT(10E8.2)

(FLURAT(I),I=1,IBUT)  
\*\*\*\*\*       TOTAL FLUX/THERMAL FLUX RATIOS CORRESPONDING TO THE BUT(I) VALUES. IF THE FIRST FLURAT VALUE IS FOUND TO BE ZERO, ALL FLURAT VALUES WILL BE SET CONSTANT AND EQUAL TO  $1. + 14.509 * RES + FAST / 1.45$  . IF RES = 1., I.E. FOR A FAST REACTOR, ALL FLURAT VALUES WILL BE SET EQUAL TO 1. THE KORIDATA LIBRARY CONTAINS FLURAT VALUES EQUAL TO ZERO FOR ALL I.

CARD T5            FORMAT(I6,4X,A8)

NUNUM       NUCLIDE IDENTIFIER - SEE CARD K  
\*\*\*\*

SIGTYP      TYPE OF CROSS SECTION TO BE READ  
\*\*\*\*\*       SIGTYP = SCAPT\_\_\_/SCAPT1\_\_\_/SFISS\_\_\_ FOR CAPTURE CROSS SECTION TO GROUND STATE NUCLIDE/ CAPTURE CROSS SECTION TO EXCITED STATE NUCLIDE/ FISSION CROSS SECTION.

CARD T6           FORMAT(10E8.2)

(SIG(I),I=1,IBUT)

\*\*\*\* EFFECTIVE ONE-GROUP CROSS SECTIONS OF TYPE 'SIG-TYP' IN BARNs CORRESPONDING TO THE BUT(I) VALUES.  
NOTE : SIG(I)\*TOTAL FLUX = REACTION RATE. IN ORDER TO GET ORIGEN CROSS SECTIONS THE SIG VALUES WILL BE MULTIPLIED BY THE FLURAT VALUES.  
THIS CARD AS WELL AS CARDS T3 AND T4 MAY BE CONTINUED IF IBUT > 10.

WE HAVE TWO CARDS FOR EACH ADDITIONAL NUCLIDE AND CROSS SECTION. THESE SETS OF TWO CARDS MAY BE IN ANY ORDER, BUT THE LIGHTEST MUST NOT BE LIGHTER THAN THE FIRST NUCLIDE IN THE LIBRARY ON UNIT ISB, I.E. 922340.  
THE LAST CARD T5 HAS TO BE A BLANK CARD.

THE PROGRAM WILL NOW CALCULATE THE ISOTOPIC COMPOSITION FOR ALL MOUT TIME PERIODS AND WRITE OUTPUT. AFTER WRITING OUTPUT, THE PROGRAM WILL EITHER BE READY TO START A NEW PROBLEM (IF NGO < 1) OR CONTINUE THE PRESENT ONE (NGO > 0). IN THE LATTER CASE, THE INPUT FOR THE CONTINUATION OF THE CALCULATION HAS THE FORM :

CARD 0           FORMAT(13I5)

MMN,MOUT,NOBLND,INDEX,MSUB,MSTAR,NGO,MPROS,MFEED,  
JTO,KPL,KSB,NGF

MSUB : THE TIME PERIOD IN THE LAST CALCULATION CONSIDERED AS THE START OF THE NEW CALCULATION;  
ALSO USED TO INDICATE THAT BATCH CHEMICAL PROCESSING OCCURS IF THE VALUE IS NEGATIVE.  
MFEED : AN INPUT INDICATOR FOR CONTINUOUS FEED  
MFEED = 0 : NO FEED  
          > 0 : CONTINUOUS FEED AT THE SAME RATE AS IN THE PREVIOUS CALCULATION.

ALL OTHER VARIABLES HAVE THEIR FORMER MEANING; KSB IS ONLY USED AT THE BEGINNING OF IRRADIATION .

THIS CARD IS FOLLOWED BY CARDS OF TYPE D, E, F, G AND H OR H' (SEE BELOW) TO COMPLETE THE INPUT FOR THE CONTINUED CALCULATION. THIS PROCEDURE MAY BE REPEATED AS DESIRED.  
IF NOBLND>1 ON CARD 0 ( IN THE CASE OF CONTINUED IRRADIATION OF THE FUEL TO BE BLENDED ),CARD J HAS TO BE INSERTED BEFORE CARD D FOR THE LAST CONTINUED IRRADIATION PERIODS.  
THE CALCULATION WILL STOP WHEN A BLANK CARD IS READ INSTEAD OF A CARD OF TYPE C.



WHEN CONTINUING A CALCULATION THAT WAS STARTED IN A PREVIOUS SET OF TIME PERIODS, A CARD OF TYPE H MAY BE MODIFIED TO INCLUDE ONE ADDITIONAL PIECE OF INFORMATION :

CARD H'           FORMAT(10A4,F7.0,A3,F10.3)

BASIS,TCONST,TUNIT AS BEFORE ON CARD H

TMO       THE TIME MEASURED IN TERMS OF TUNIT TO WHICH THE TIMES READ ON CARD G ARE REFERENCED.  THUS IT IS POSSIBLE TO CALCULATE THE POSTIRRADIATION PROPERTIES OF A FUEL, SAY, FOR TEN YEARS AFTER DISCHARGE IN TEN TIME PERIODS, AND THEN TO CALCULATE THE PROPERTIES FOR TEN SUBSEQUENT TIME PERIODS BY SETTING MSUB = 10 AND TMO = 10.0 YEARS.  THE ARRAY 'TIME' WILL HAVE THE VALUES 11 THROUGH 20, AND THE CODE WILL CALCULATE THE PROPERTIES FOR THE ELAPSED TIME SINCE THE TENTH YEAR.  POSTIRRADIATION PROPERTIES ARE CALCULATED WITH RESPECT TO THE TIME OF DISCHARGE IF TMO IS NOT GIVEN A VALUE.

A NEGATIVE VALUE FOR THE VARIABLE MSUB INDICATES THAT BATCH CHEMICAL PROCESSING IS ASSUMED TO OCCUR AT TIME T(-MSUB), AND THAT DATA GIVING PROCESSING INFORMATION ARE REQUIRED TO BE READ.  WHEN MSUB HAS A NEGATIVE VALUE, CARDS OF TYPE P ARE EXPECTED TO FOLLOW CARD H'.

CARD P           FORMAT(I6,4X,E10.3)

ELEMENT   THE ATOMIC NUMBER OF A CERTAIN CHEMICAL ELEMENT TO BE REMOVED

FREPRO    THE FRACTION OF THE MATERIAL THAT REMAINS AFTER PROCESSING.  THE ARRAY FREPRO IS INITIALLY SET EQUAL TO 1.0;  THUS, IF NO DATA ARE READ FOR AN ELEMENT, PROCESSING DOES NOT AFFECT ITS CONCENTRATION.

CARDS OF TYPE P ARE EXPECTED TO BE READ UNTIL A BLANK CARD IS ENCOUNTERED.

\*\*\*\*\*

TO RUN A KORIGEN JOB ON THE KFK IBM/370 COMPUTER JCL CARDS AS  
IN THE FOLLOWING EXAMPLE MAY BE USED :

```
//INR238KO JOB (0238,106,P5H1M),WIESE
//.EXEC FHG,LIB=NUSYS,NAME=KORIGEN
//G.FT03F001 DD SYSOUT=A,DCB=*.FT06F001
//G.FT07F001 DD DSN=INR909.ORFI(M3),DISP=SHR
//G.FT07F002 DD DSN=INR909.ORFI(M4),DISP=SHR
//G.FT07F003 DD DSN=INR909.ORFI(M5),DISP=SHR
//G.FT07F004 DD DSN=INR909.ORFI(M6),DISP=SHR
//G.FT07F005 DD DSN=INR909.ORFI(M7),DISP=SHR
//G.FT07F006 DD DSN=INR909.ORFI(M8),DISP=SHR
//G.FT30F001 DD DSN=INR909.KORIDATA,DISP=SHR
//G.SYSIN DD *
          (INPUT DATA)
//
```

IN THE ABOVE EXAMPLE ISB = 30 IS ASSUMED.

IF RESULTS ARE WANTED TO BE STORED, A DD-CARD FOR UNIT 20 HAS  
TO BE INSERTED.

IF A TABLE OF THE DECAY CHAINS IS DESIRED THE DD-CARD

```
//G.FT45F001 DD SYSOUT=A,DCB=*.FT06F001
```

MUST BE INCLUDED. SEE CARD A.

FOR PRINTING THE KORIDATA LIBRARY (DSN=INR909.KORIDATA) A DD-  
CARD

```
//G.FT09F001 DD SYSOUT=A,DCB=*.FT06F001
```

IS NEEDED - SEE CARDS U1 AND T1.

\*\*\*\*\*

REFERENCES :

- /1/ M.J. BELL : ORIGEN - THE OAK RIDGE ISOTOPE GENERATION  
AND DEPLETION CODE  
ORNL-4628 MAY 1973
- /2/ 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 SEPTEMBER 1978
- /3/ A.G. CROFF , M.A. BJERKE :  
ALTERNATIVE FUEL CYCLE PWR MODELS FOR THE  
ORIGEN COMPUTER CODE  
ORNL/TM-7005 FEBRUARY 1980

## B.2 Eingabebeispiele

In Ergänzung der Eingabebeschreibung sind im folgenden sieben Eingabebeispiele zusammengestellt. In ihnen sind die wichtigsten Eingabeoptionen realisiert. Mit ihrer Hilfe und anhand der Beschreibung soll die Zusammenstellung einer Eingabe für eine aktuelle Anwendung erleichtert werden.

Zur Orientierung werden zunächst die Besonderheiten der aufgenommenen Beispiele mit Hinweisen auf zugehörige Kennziffern und Variablen angegeben. Es folgen die Beispiele selbst. Für das Beispiel 1, das die Eingabe für die in Anhang D.1 wiedergegebene Ausgabe darstellt, ist die vom Programm erzeugte "Input Reproduction" beigelegt. Sie dient der Eingabekontrolle und enthält die Zuordnung der eingelesenen Werte zu den Eingabekarten A, B...

Fehler in der Eingabe können mit ihrer Hilfe leichter gefunden werden.

Eingabebeispiel 1: DWR (CPU-Zeit : 34 sec)\*

### Bestrahlung:

- mit Fortsetzung (mehr als 10 Intervalle, MSUB > 0)
- Gramm-Eingabe für leichte Elemente (NEXT)
- Abbrandgemittelte (LPU, 33P3U\_\_KfK\_80\_\_ ) und abbrandabhängige (KSB, 33P3U\_32\_KfK\_BIB) Querschnitte aus KORIDATA

### Abklingen Brennstoff:

- ausgewählte Tabellen (JTO, NTO) mit Cutoff (NSEL, NCU)

### Zerfall Abfall:

- Abtrennung von U und Pu zu Anfang (Wiederaufarbeitung WA, MSUB < C)
- ausgewählte Tabellen wie im vorangegangenen Intervall (JTO = -1)
- Zeiten nach Entladung (TMO > 0)

\* gerechnet mit einem Load-Modul auf der KfK-Rechenanlage, einer IBM/3033/370-168 mit einer REGION von 1 MB ohne Anwendung von OVERLAY

Eingabebeispiel 2 : DWR

(CPU-Zeit : 38 sec)

Bestrahlung:

- mit Fortsetzung (mehr als 10 Intervalle, MSUB>0)
- ausgewählte Tabellen (JTO, NTO)
- Gramm-Eingabe für leichte Elemente (NEXT)
- Zeiten fortlaufend auf Bestrahlungsanfang bezogen (TMO>0)
- Querschnitte aus KORIDATA(LPU,KSB, Datei 50P5U)
- hoher Abbrand

Abklingen Brennstoff:

- ausgewählte Tabellen (JTO,NTO) mit Cutoff(NSEL,NCU)

Eingabebeispiel 3: DWR mit U- und MOX- Brennstoff  
(Pu-Rezyklierung)

(CPU-Zeit : 74 sec)

Bestrahlung U-Brennstoff:

- mit Fortsetzung (mehr als 10 Intervalle, MSUB>0)
- Querschnitte aus KORIDATA (LPU, KSB, Datei 33P3PU)
- Gramm-Eingabe für leichte Elemente (NEXT)
- Blending (NOBLEND = 2 in der Fortsetzung der Bestrahlung)
- Blending-Anteile in der Fortsetzung der Bestrahlung (FACT)

Abklingen U-Brennstoff:

- ausgewählte Tabellen (JTO,NTO) mit Cutoff (NSEL,NCU)

Bestrahlung MOX-Brennstoff:

- Querschnitte aus KORIDATA (LPU, KSB, Datei 33P3RM)
- Gramm-Eingabe für leichte Elemente (NEXT)

Abklingen MOX-Brennstoff:

- ausgewählte Tabellen (JTO,NTO) mit Cutoff (NSEL,NCU)

Mischung und Abklingen des gemischten Brennstoffs:

- ausgewählte Tabellen mit Cutoff

Abtrennung von U und Pu(WA) und Zerfall des Abfalls aus dem gemischten Brennstoff:

- ausgewählte Tabellen
- Zeiten nach Entladung (TMO>0)

Eingabebeispiel 4: SBR (CPU-Zeit : 20 sec)

Überschreiben der Basisdaten für 6 Aktiniden im Basisdaten-Format (LPU = 6)

Bestrahlung:

- ausgewählte Tabellen mit Cutoff
- Brennstoffbasis: 1.688tSM

Eingabebeispiel 5 : DWR (CPU-Zeit : 47 sec)

Bestrahlung:

- Querschnitte aus KORIDATA, jedoch nicht abbrandabhängig (LPU, Datei 5OP5U)
- Fortsetzung der Bestrahlung mit geänderten Spektralparameter (NGF)
- ausgewählte Tabellen ohne Cutoff
- Zeiten fortlaufend auf Bestrahlungsanfang bezogen (TMO>0)

Abklingen Brennstoff:

- zusammengefaßt mit dem letzten Teil der Bestrahlung (O< MMN<MOUT
- Zerfallszeiten beziehen sich auf den Zeitpunkt der Entladung

Eingabebeispiel 6 : DWR (CPU-Zeit: 19 sec)

Bestrahlung:

- keine Zusatzdaten aus KORIDATA,  
nur Basisdaten
- mit Fortsetzung (MSUB>0)
- Zeiten fortlaufend auf Bestrahlungsanfang bezogen (TMO>0)
- ausgewählte Tabellen ohne Cutoff

Abklingen Brennstoff:

Abtrennung U und Pu(WA) und Zerfall des Abfalls.

Eingabebeispiel 7 : DWR (CPU-Zeit: 14 sec)

Nur Bestrahlung:

- Querschnitte aus KORIDATA, (LPU, KSB, Datei 33P3U)
- Einfangsquerschnitt Cs 133 überschrieben (abbrandgemittelt)
- Einfangsquerschnitt Pu240 überschrieben (abbrandabhängig)
- ausgewählte Elemente und Nuklide

\*\*\*\*\* EINGABEBEISPIEL 1 \*\*\*\*\*  
 REFERENCE REACTORS : BIBLIS 3.2% U235 33GWD/THM 10/1982 2 0 1  
 0.701 0.304 2.01 1.E-25 6 880 0 0 0-1  
 BIBLIS 3.2% U235 33GWD/THM 33P3U ORNL 78 27 0

9 9 0 0 0 9 1 0 0 1 0 1  
 IRRADIATION BIBLIS 3.2% U-235 33 GWD/THM  
 33.033 33.033 33.033 33.033 0. 33.033 33.033 33.033 33.033  
 20. 111. 222. 333. 373. 393. 484. 595. 706.  
 1 THM CHARGED TO REACTOR 86400. D  
 1.E-4 1.E-3 1.E-03 1.E-03 1.E-3 1.E 6 1.E 6  
 05 0.935 06 110.7 08 136033. 13 1185.8 14 1079.5 5  
 15 48.8 16 32.9 22 846.9 24 23390. 25 2096. 5  
 26 75494. 27 119.8 28 25626.8 29 9.7 40 288600. 5  
 41 508.7 42 504.8 50 4269. 73 408.8 5  
 92234 1.038 92235 136.17 92238 4066.39 2

BIBLIS 3.2% U235 33GWD/THM 33P3U 32 KFK BIB 27 0

5 5 0 0 9 5 1 0 0 -1 0 1 0  
 IRRADIATION BIBLIS 3.2% U-235 33 GWD/THM  
 0. 33.033 33.033 33.033 33.033  
 746. 766. 857. 968. 1079.  
 1 THM CHARGED TO REACTOR 86400. D 706.  
 0 4 0 0 5 1 1 0 3 0  
 11 1 1 1 1  
 11 2 1 1  
 1 1 1 1

0  
 1  
 FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235  
 1. 2. 5. 7.  
 1 THM CHARGED TO REACTOR 3.155E7 Y  
 0 10 0 0 -4 1 -1 0 0 -1 0  
 WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 10. 20. 50. 100. 200. 1000. 1.E4 1.E5 1.E6 1.E7  
 1 THM CHARGED TO REACTOR 3.155E7 Y 7.  
 92 .01  
 94 .01

\*\*\*\*\* EINGABEBEISPIEL 2 \*\*\*\*\*  
 LIBRARY FOR LWR 2 0 1  
 197 2.441 1.E-25 7 380 1 0 0-1  
 X-SECTIONS FROM ORNL/TM-7005 50P5U ORNL 80 27 0  
 10 0 0 10 1 0 0 6 0 1 0  
 1  
 11

IRRADIATION PERIOD 1 821.50 30GWD/THM FUEL 3.5% U 235  
 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52  
 10. 90. 170. 250. 430. 510. 590. 670. 750. 821.5  
 1 MT OF HEAVY MATERIAL CHARGED TO REACT. 86400. D  
 1.E-10 1.E-10 1.E-10 1.E-10 1.E-10 .1 .1  
 6 113.59 7 43.123 8 880.94 13 1290.8 14 1104.4 5  
 15 47.151 16 23.579 22 808.89 24 23154. 25 2092.3 5  
 26 75271. 27 128.68 28 24556. 29 20.259 41 975.48 5  
 42 490.18 5  
 92234 1.141 92235 148.94 92238 4053.5 2

BURNUP DEPEND. ACTIN. X-SECT. FROM ORNL/TM-7005 50P5U ORNL 80 27 0 0

6 6 0 0 10 6 1 0 0 -1 0 1 0  
 IRRADIATION PERIOD 2 328.60 42GWD/THM  
 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52  
 871.5 921.5 971.5 1041.5 1091.5 1150.1  
 1 MT OF HEAVY MATERIAL CHARGED TO REACT. 86400. D 821.5  
 0 10 0 0 6 1 -1 0 3 0 0 0  
 11 11 11 11  
 11 11 11  
 11 11 11

0  
 1  
 FUEL DECAY 10Y FROM DISCHARGE  
 180. 240. 365. 557.5 730. 912.5 1095. 1825. 2555. 3650.  
 1 MT OF HEAVY MATERIAL CHARGED TO REACT. 86400. D

\*\*\*\*\* EINGABEBEISPIEL 3 \*\*\*\*\*

BASIC NUCLEAR DATA FOR LWR 2 1  
0.592 0.366 2.39 1.0E-2410 780 0 0 0-1  
AVERAGED CONSTANT X-SECTIONS FROM ORNL/TM-6051 33P3RU ORNL 78 27

10 10 0 0 0 10 1 0 0 1 0 1  
U-BRENNSTOFF IM REZYKLIER-REAKTOR 3.2% U 235  
40.909 40.909 40.909 40.909 40.909 0.0 40.909 40.909 40.909 40.909  
10. 73. 147. 220. 293. 365. 375. 438. 512. 585.  
1 TSM REAKTORBELADUNG 86400. D  
1.E-07 1.E-06 1.E-10 1.E-10 1.E-10 1.E+05 1.E+03  
3 1. 5 .2 6 10. 7 10. 8 1.34E+05 5  
9 3. 11 10. 12 2. 13 21. 14 16. 5  
15 2. 19 10. 20 10. 22 10. 23 11. 5  
24 3. 25 1. 26 14. 27 10. 28 2. 5  
29 .5 30 10. 42 1. 50 1. 74 2. 5  
922340 1.239 922350 136.17 922380 4066.01 2

BURNUP DEPEND. ACTIN. X-SECT. FROM ORNL/TM-6051 33P3RU ORNL 78 27

0.7 7 7 2 0 10 1 1 0 0 -1 0 1  
0.3  
U-BRENNSTOFF IM REZYKLIER-REAKTOR 3.2% U 235  
40.909 0.0 40.909 40.909 40.909 40.909 40.909  
73. 145. 155. 218. 292. 365. 439.  
1 TSM REAKTORBELADUNG 86400. D  
0 6 2 0 7 1 0 0 0 7  
11 11 11  
11 11 11  
11 11 11

1  
ZERFALL DES U-BRENNSTOFFS

10. 50. 100. 150. 200. 365.  
1 TSM REAKTORBELADUNG 86400. D

BASIC NUCLEAR DATA FOR LWR 2 1  
0.509 0.73 5.49 1.0E-2410 780 0 0 0-1  
AVERAGED CONSTANT X-SECTIONS FROM ORNL/TM-6051 33P3RM ORNL 78 27

10 10 0 0 0 10 1 0 0 1 0 1  
MOX-BRENNSTOFF IM REZYKLIER-REAKTOR 2.91%PU-FISS .68% U 235  
40.909 40.909 40.909 40.909 40.909 0.0 40.909 40.909 40.909 40.909  
10. 73. 147. 220. 293. 365. 375. 438. 512. 585.  
1 TSM REAKTORBELADUNG 86400. D  
1.E-07 1.E-06 1.E-10 1.E-10 1.E-10 1.E+05 1.E+03  
3 1. 5 .2 6 10. 7 10. 8 1.34E+05 5  
9 3. 11 10. 12 2. 13 21. 14 16. 5  
15 2. 19 10. 20 10. 22 10. 23 11. 5  
24 3. 25 1. 26 14. 27 10. 28 2. 5  
29 .5 30 10. 42 1. 50 1. 74 2. 5  
922340 0.2278 922350 28.9064 922380 3982.03 942380 4.256 94239 93.753 2  
942400 48.221 942410 27.593 942420 15.65 2

BURNUP DEPEND. ACTIN. X-SECT. FROM ORNL/TM-6051 33P3RM ORNL 78 27

7 7 2 0 10 1 1 0 0 -1 0 1  
MOX-BRENNSTOFF IM REZYKLIER-REAKTOR 2.91%PU-FISS .68% U 235  
40.909 0.0 40.909 40.909 40.909 40.909 40.909 40.909  
73. 145. 155. 218. 292. 365. 439.  
1 TSM REAKTORBELADUNG 86400. D  
0 6 2 0 7 1 1 0 0 7  
11 11 11  
11 11 11  
11 11 11

1  
ZERFALL DES MOX-BRENNSTOFFS

10. 50. 100. 150. 200. 365.  
1 TSM REAKTORBELADUNG 86400. D  
0 6 0 0 7 1 1 0 0 3  
11 11 11  
11 11 11  
11 11 11

1  
DWR MIT PU-REZYKLIERUNG ZERFALL DES BRENNSTOFFS BIS ZUR WA

1. 2. 3. 5. 6. 7.  
1 TSM REAKTORBELADUNG 3.155E7 Y  
0 10 0 0 -6 1 -1 0 0 3  
11 11 11  
11 11 11  
11 11 11

1  
DWR MIT PU-REZYKLIERUNG ZERFALL DES ABFALLS NACH DER WA ( 7 Y )

10. 20. 50. 100. 200. 1000. 10000. 100000. 1.0 E+06 1.0E+07  
1 TSM ZEITEN NACH ENTLADUNG 3.155E7 Y 7.  
92 0.01  
94 0.01



\*\*\*\*\* EINGABEBEISPIEL 4 \*\*\*\*\*

LMFBR NUCLEAR DATA (OLD ORIGEN ) 3 0 1  
 1. 1. 1. 1.E-25 6 280 1 0 0 6  
 922350 922380 942390 942400 942410 942420  
 4.40E-01 0.0 1.70E 00 1.12E-03.0 3.52E-063  
 2.50E-01 0.0 5.20E-02 1.53E-03.0 1.12E-053  
 3.90E-01 0.0 1.80E 00 2.00E-04.0 4.35E-063  
 3.40E-01 0.0 4.20E-01 5.10E-04.0 2.62E-063  
 4.80E-01 0.0 2.40E 00 2.10E-03.0 5.90E-063  
 4.80E-01 0.0 3.10E-01 5.60E-04.0 5.50E-063  
 10 10 0 0 0 10 -1 0 0 7 0 0 0

11  
11

0  
 1  
 SNEAK-9B BURN-UP CALCULATION ZONE 1 IRRADIATION 10Y  
 5.58-6 5.58-6 5.58-6 5.58-6 5.58-6 5.58-6 5.58-6 5.58-6 5.58-6 5.58-6  
 1. 2. 3. 4. 5. 6. 7. 8. 9. 10.  
 1.688TMM CHARGED TO ZONE 1 3.155E7 Y  
 1.-10 1.-10 1.-10 1.-10 1.-10 1.-10 .1 .1  
 92235 99.57 92238 5870. 94239 1018. 94240 92.08 94241 8.548 2  
 94242 2.975 2

\*\*\*\*\* EINGABEBEISPIEL 5 \*\*\*\*\*

BASIC NUCLEAR DATA FOR LWR 2 1  
 .478 .320 2.12 1.E-24 71680 1 0 0-1  
 AVERAGED CONSTANT X-SECTIONS FROM ORNL/TM-7005 50P5U ORNL 80 27 1  
 10 10 0 0 0 10 0 0 0 6 0 0 10

1

1ST IRRADIATION PERIOD 821.5D 3.5% U 235  
 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52 36.52  
 10. 100. 190. 280. 370. 460. 550. 640. 730. 821.5  
 1MT OF HM CHARGED TO REACTOR 86400. D  
 1.E-6  
 92234 1.141 92235 148.94 92238 4053.5 2

BASIC NUCLEAR DATA FOR LWR 2 1  
 .4788 .358 2.80 1.E-24 1 0 0-1  
 AVERAGED CONSTANT X-SECTIONS FROM ORNL/TM-7005 50P5U ORNL 80 27 1

4 4 0 0 10 4 0 0 0 -1 0 0 4  
 2ND IRRADIATION PERIOD 219.1D  
 36.52 36.52 36.52 36.52  
 871.5 921.5 971.5 1040.6  
 1MT OF HM CHARGED TO REACTOR 86400. D 821.5

BASIC NUCLEAR DATA FOR LWR 2 1  
 .4775 .447 3.12 1.E-24 1 0 0-1  
 AVERAGED CONSTANT X-SECTIONS FROM ORNL/TM-7005 50P5U ORNL 80 27 1  
 2 7 0 0 4 2 -1 0 0 6

1  
1

3RD IRRADIATION PERIOD 109.5 D AND SUBSEQUENT DECAY  
 36.52 36.52  
 1090.6 1150.1 200. 400. 600. 800. 1000.  
 1MT OF HM CHARGED TO REACTOR 86400. D 1040.6

\*\*\*\*\* EINGABEBEISPIEL 6 \*\*\*\*\*

BASIC NUCLEAR DATA FOR LWR 2 1  
.701 .304 2.01 1.E-24  
3 3 0 1 0 1 1 0 0 2

111

IRRADIATION 1

5.E+13 5.E+13 5.E+13  
100. 200. 300.  
1 MT HM 86400. D  
1.-7  
92234 1.24 92235 136. 92238 4070. 2

IRRADIATION 2

5.E+13 5.E+13  
400. 500.  
1 MT HM 86400. D 300.  
0 3 0 1 2 1 1 0 0 -1  
FUEL DECAY 1. 2. 3.  
1MT HM 3.155E7 Y  
0 4 0 1 -3 1 -1 0 0 -1  
WASTE DECAY  
1MT HM 100. 200. 300. 400. 3.155E7 Y 3.  
92 94 .01 .01

\*\*\*\*\* EINGABEBEISPIEL 7 \*\*\*\*\*

BASIC NUCLEAR DATA LIBRARY FOR LWR 2 1  
.701 .304 2.01 1.E-24 -1  
AVERAGED CONSTANT X-SECTIONS FROM KFK-3014 33P3U KFK 80 27 0  
551330 SCAPT 1.2E+01

5 5 0 0 0 5 -1 0 0 7 0 1

1  
1

7  
U PU AM CM CS133 CS134 CS137  
1  
DWR 3.2% U 235 TEILBESTRAHLUNG 1 ZYKLUS  
37.5 37.5 37.5 37.5 37.5  
10. 73. 147. 220. 293.3  
1T SM REAKTORBELADUNG 86400. D  
92234 1.239 92235 136.2 92238 4066. 2  
BURNUP DEPENDENT X-SECTIONS FROM KFK-3014 33P3U 32 KFK BIB 27 0 0  
942400 SCAPT  
175.2 176.0 170.4 160.7 151.2 143.0 143.0 135.9 131.5 127.3  
123.9 121.0 121.0 118.0 116.5 115.0 113.8 112.7

```

*****
#
# K O R I G E N I N P U T R E P R O D U C T I O N #
#
*****

```

```

CARD A REFERENCE REACTORS : BIBLIS 3.2% U235 33GWD/THM 10/1982      2 0 1
CARD B   0.70100   0.30400   2.01000   1.00E-25 6 880 0 0 0-1
CARD U1BIBLIS 3.2% U235   33GWD/THM                33P3U  ORNL 78   27   0
CARD U2   0

```

---

```

CARD C   9   9   0   0   0   9   1   0   0   1   0   1   0   0
CARD D IRRADIATION BIBLIS 3.2% U-235 33 GWD/THM
CARD E 3.30E+013.30E+013.30E+013.30E+010.0      3.30E+013.30E+013.30E+013.30E+01
CARD G 2.00E+011.11E+022.22E+023.33E+023.73E+023.93E+024.84E+025.95E+027.06E+02
CARD H 1 THM CHARGED TO REACTOR                8.640E+04 D
CARD I 1.000E-04 1.000E-03 1.000E-03 1.000E-03 1.000E-03 1.000E+06 1.000E+06 1.000E-03
CARD K 50000 9.35E-01 60000 1.11E+02 80000 1.36E+05130000 1.19E+03140000 1.08E+03   5
CARD K 150000 4.88E+01160000 3.29E+01220000 8.47E+02240000 2.34E+04250000 2.10E+03   5
CARD K 260000 7.55E+04270000 1.20E+02280000 2.56E+04290000 9.70E+00400000 2.89E+05   5
CARD K 410000 5.09E+02420000 5.05E+02500000 4.27E+03730000 4.09E+02   0 0.0   5
CARD K 922340 1.04E+00922350 1.36E+02922380 4.07E+03   0 0.0   0 0.0   2
CARD K   0 0.0   0 0.0   0 0.0   0 0.0   0 0.0   0 0.0   0
CARD T1BIBLIS 3.2% U235 33GWD/THM                33P3U 32 KFK BIB   27   0   0
CARD T5   0

```

---

```

CARD O   5   5   0   0   9   5   1   0   0   -1   0   1   0   0
CARD D IRRADIATION BIBLIS 3.2% U-235 33 GWD/THM
CARD E 0.0      3.30E+013.30E+013.30E+013.30E+01
CARD G 7.46E+027.66E+028.57E+029.68E+021.08E+03
CARD H'1 THM CHARGED TO REACTOR                8.640E+04 D   706.000

```

B.3 Eingabe Reproduktion

---

CARD O 0 4 0 0 5 1 1 0 0 3 0 0 0 0

CARD S1 000 110 100 100 100 000 000  
000 110 200 100 100 000 000  
000 100 100 100 100 000 000

CARD S2 0  
1

CARD D FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235

CARD G 1.00E+02.00E+05.00E+07.00E+00

CARD H<sup>1</sup> THM CHARGED TO REACTOR 3.155E+07 Y 0.0

---

CARD O 0 10 0 0 -4 1 -1 0 0 -1 0 0 0 0

CARD D WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

CARD G 1.00E+012.00E+015.00E+011.00E+022.00E+021.00E+031.00E+041.00E+051.00E+061.00E+07

CARD H<sup>1</sup> THM CHARGED TO REACTOR 3.155E+07 Y 7.000

CARD P 92 1.000E-02

CARD P 94 1.000E-02

CARD P 0 0.0

---

CARD C 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0

10010	SCAPT	3.47E-022	.89E-021	.61E-023	.42E-023	.09E-022	.31E-023	.47E-022	.81E-02
50100	SIGNA	4.02E+023	.35E+021	.86E+023	.64E+023	.28E+022	.36E+024	.02E+023	.25E+02
50110	SCAPT	5.35E-044	.48E-042	.56E-044	.87E-044	.41E-043	.21E-045	.35E-044	.36E-04
60120	SCAPT	3.11E-042	.74E-041	.44E-043	.21E-042	.89E-042	.07E-043	.11E-042	.64E-04
70140	SIGNP	1.81E-011	.62E-019	.34E-021	.85E-011	.69E-011	.26E-011	.81E-011	.56E-01
80160	SIGNA	2.72E-032	.75E-033	.13E-032	.04E-032	.06E-032	.25E-032	.72E-032	.69E-03
110230	SCAPT	5.28E-024	.73E-022	.70E-025	.47E-024	.98E-023	.71E-025	.28E-024	.56E-02
240520	SCAPT	3.35E-012	.81E-011	.62E-013	.06E-012	.77E-012	.03E-013	.35E-011	.85E-01
250550	SCAPT	1.52E+001	.39E+009	.04E-011	.57E+001	.46E+001	.15E+001	.52E+001	.35E+00
260560	SCAPT	2.68E-012	.29E-011	.31E-012	.73E-012	.48E-011	.88E-012	.68E-012	.23E-01
280580	SCAPT	4.87E-014	.07E-012	.31E-014	.43E-014	.01E-012	.91E-014	.87E-013	.60E-01
380880	SCAPT	1.24E-031	.20E-031	.05E-031	.23E-031	.21E-031	.11E-031	.24E-036	.92E-03
380890	SCAPT	5.26E-025	.03E-023	.53E-025	.28E-025	.31E-024	.39E-025	.26E-025	.53E-02
380900	SCAPT	8.74E-028	.15E-024	.72E-028	.68E-028	.71E-026	.58E-028	.74E-028	.51E-02
390900	SCAPT	4.33E-014	.15E-012	.89E-014	.36E-014	.40E-013	.63E-014	.33E-014	.11E-01
390910	SCAPT	1.65E-011	.57E-011	.06E-011	.66E-011	.67E-011	.36E-011	.65E-011	.60E-01
400900	SCAPT	2.51E-022	.47E-022	.23E-022	.54E-022	.55E-022	.40E-022	.51E-023	.02E-02
400910	SCAPT	2.75E-012	.77E-012	.52E-012	.81E-012	.88E-012	.73E-012	.75E-012	.80E-01
400920	SCAPT	5.43E-025	.36E-024	.62E-025	.56E-025	.62E-025	.18E-025	.43E-025	.87E-02
400930	SCAPT	1.03E+001	.07E+001	.03E+001	.06E+001	.11E+001	.09E+001	.03E+001	.06E+00
400940	SCAPT	1.94E-021	.94E-021	.85E-022	.01E-022	.03E-021	.98E-021	.94E-022	.51E-02
400950	SCAPT	2.32E-012	.37E-012	.33E-012	.40E-012	.46E-012	.45E-012	.32E-012	.42E-01
410931	SCAPT	4.32E-014	.23E-014	.03E-014	.32E-014	.28E-014	.17E-014	.32E-014	.23E-01
410930	SCAPT	4.10E-014	.17E-013	.96E-014	.23E-014	.35E-014	.24E-014	.10E-014	.14E-01
410950	SCAPT	8.51E-018	.75E-018	.72E-018	.79E-019	.06E-019	.08E-018	.51E-018	.77E-01
420950	SCAPT	4.22E+004	.36E+003	.91E+004	.30E+004	.53E+004	.29E+004	.22E+004	.30E+00
420960	SCAPT	6.87E-017	.12E-017	.13E-017	.10E-017	.35E-017	.41E-016	.87E-017	.12E-01
420970	SCAPT	6.93E-017	.05E-016	.55E-017	.14E-017	.35E-017	.08E-016	.93E-017	.05E-01
420980	SCAPT	2.37E-012	.46E-012	.56E-012	.47E-012	.54E-012	.62E-012	.37E-012	.51E-01
420990	SCAPT	1.01E+001	.05E+001	.04E+001	.05E+001	.08E+001	.09E+001	.01E+001	.04E+00
430990	SCAPT	9.14E+009	.83E+009	.45E+009	.30E+001	.03E+011	.01E+019	.14E+009	.70E+00
441010	SCAPT	2.95E+003	.08E+003	.04E+003	.05E+003	.18E+003	.19E+002	.95E+003	.05E+00
481130	SCAPT	4.04E+033	.67E+031	.73E+033	.99E+033	.93E+032	.73E+034	.04E+033	.54E+03
481150	SCAPT	8.22E+008	.35E+007	.46E+008	.42E+008	.70E+008	.21E+008	.22E+008	.23E+00
491130	SCAPT	7.03E+007	.22E+006	.86E+007	.22E+007	.47E+007	.31E+007	.03E+007	.09E+00
501150	SCAPT	4.55E+004	.23E+002	.29E+004	.51E+004	.53E+003	.33E+004	.55E+004	.08E+00
501170	SCAPT	7.62E-017	.80E-017	.09E-017	.80E-018	.12E-017	.73E-017	.62E-017	.76E-01
501180	SCAPT	2.27E-012	.36E-012	.49E-012	.33E-012	.40E-012	.50E-012	.27E-012	.42E-01
501191	SCAPT	1.09E-011	.03E-019	.26E-021	.15E-011	.10E-019	.78E-021	.09E-011	.01E-01
501190	SCAPT	3.02E-012	.92E-012	.10E-013	.04E-013	.09E-012	.59E-013	.02E-012	.91E-01
501200	SCAPT	5.87E-025	.95E-025	.79E-026	.04E-026	.14E-026	.06E-025	.87E-026	.50E-02
501230	SCAPT	1.08E-011	.12E-011	.20E-011	.13E-011	.15E-011	.20E-011	.08E-011	.18E-01
501250	SCAPT	5.44E-015	.65E-015	.83E-015	.71E-015	.88E-016	.03E-015	.44E-015	.70E-01
511210	SCAPT	5.44E+005	.81E+005	.75E+005	.58E+006	.02E+006	.07E+005	.44E+005	.74E+00
511230	SCAPT	3.34E+003	.64E+003	.62E+003	.43E+003	.80E+003	.83E+003	.34E+003	.58E+00
511240	SCAPT	1.37E+001	.37E+001	.17E+001	.41E+001	.44E+001	.32E+001	.37E+001	.35E+00
511250	SCAPT	6.91E-017	.15E-017	.21E-017	.15E-017	.38E-017	.46E-016	.91E-017	.18E-01
511260	SCAPT	1.87E+001	.91E+001	.76E+001	.92E+001	.98E+001	.91E+001	.87E+001	.89E+00
521240	SCAPT	8.36E-017	.98E-015	.54E-018	.39E-018	.44E-016	.94E-018	.36E-017	.85E-01
521250	SCAPT	9.00E-019	.24E-019	.20E-019	.30E-019	.56E-019	.60E-019	.00E-019	.24E-01
521260	SCAPT	4.27E-014	.35E-014	.19E-014	.38E-014	.49E-014	.42E-014	.27E-014	.37E-01
902300	SCAPT	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	2.33E+01
902300	SFISS	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	5.91E-02
902320	SCAPT	3.05E+003	.08E+002	.93E+003	.20E+003	.17E+003	.11E+003	.05E+002	.93E+00
902320	SFISS	2.22E-022	.24E-022	.51E-021	.79E-021	.81E-021	.96E-022	.22E-022	.36E-02
912310	SCAPT	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	6.44E+01
912310	SFISS	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	3.77E-01

C. Die Datei KORIDATA  
C.1 Inhalt der KORIDATA-Datei

912330	SCAPT	1.23E+011.24E+011.13E+011.28E+011.28E+011.20E+011.23E+011.22E+01
912330	SFISS	1.46E-011.47E-011.65E-011.19E-011.20E-011.30E-011.46E-011.47E-01
912330	SCAPT1	1.23E+011.24E+011.13E+011.28E+011.28E+011.20E+011.23E+011.22E+01
922320	SCAPT	0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 1.04E+01
922320	SFISS	0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 1.58E+01
922330	SCAPT	7.58E+007.10E+005.08E+007.84E+007.41E+006.13E+007.58E+006.88E+00
922330	SFISS	6.23E+015.71E+013.68E+016.44E+015.98E+014.70E+016.23E+015.52E+01
922340	SCAPT	1.92E+011.99E+011.72E+012.09E+012.04E+011.88E+011.92E+012.06E+01
922340	SFISS	4.50E-014.42E-014.91E-013.97E-014.02E-014.30E-014.50E-014.63E-01
922350	SCAPT	1.05E+019.96E+006.40E+001.12E+011.03E+018.13E+001.05E+019.51E+00
922350	SFISS	4.67E+014.32E+012.27E+015.00E+014.49E+013.20E+014.67E+014.10E+01
922360	SCAPT	7.54E+008.28E+008.49E+008.25E+008.38E+008.62E+007.54E+007.61E+00
922360	SFISS	1.97E-011.94E-012.17E-011.65E-011.67E-011.79E-011.97E-012.02E-01
922370	SCAPT	4.42E+013.95E+012.25E+014.58E+014.15E+013.10E+014.42E+013.78E+01
922370	SFISS	2.32E-012.14E-011.44E-012.41E-012.24E-011.81E-012.32E-016.14E-01
922380	SCAPT	9.02E-019.37E-018.72E-019.19E-019.03E-018.72E-019.02E-019.22E-01
922380	SFISS	1.00E-019.88E-021.10E-018.08E-028.18E-028.81E-021.00E-019.87E-02
922390	SCAPT	3.72E+003.53E+002.65E+003.87E+003.68E+003.13E+003.72E+000.0
922390	SFISS	1.54E+001.39E+008.56E-011.57E+001.43E+001.10E+001.54E+000.0
922400	SCAPT	5.45E-015.41E-014.97E-015.68E-015.60E-015.34E-015.45E-010.0
922400	SFISS	7.29E-027.36E-028.25E-025.91E-025.98E-026.45E-027.29E-020.0
932370	SCAPT	3.21E+013.20E+012.42E+013.41E+013.30E+012.80E+013.21E+013.10E+01
932370	SFISS	5.24E-015.15E-015.71E-014.61E-014.68E-014.99E-015.24E-015.21E-01
932380	SCAPT	1.79E+011.58E+018.42E+001.85E+011.67E+011.20E+011.79E+011.46E+01
932380	SFISS	1.78E+021.57E+028.29E+011.84E+021.65E+021.19E+021.78E+021.44E+02
942360	SCAPT	2.04E+011.89E+011.31E+012.11E+011.97E+011.62E+012.04E+011.84E+01
942360	SFISS	2.06E+011.91E+011.34E+012.14E+012.00E+011.65E+012.06E+011.94E+01
942380	SCAPT	3.47E+013.15E+011.53E+013.73E+013.29E+012.26E+013.47E+012.98E+01
942380	SFISS	2.46E+002.38E+002.03E+002.49E+002.38E+002.16E+002.46E+002.20E+00
942390	SCAPT	5.86E+015.73E+012.60E+016.31E+015.92E+013.85E+015.86E+015.78E+01
942390	SFISS	1.06E+021.02E+024.64E+011.14E+021.06E+026.92E+011.06E+021.02E+02
942400	SCAPT	1.04E+021.37E+024.39E+011.11E+021.36E+025.26E+011.04E+021.43E+02
942400	SFISS	5.84E-015.84E-016.22E-015.27E-015.39E-015.54E-015.84E-015.89E-01
942410	SCAPT	3.87E+013.63E+011.67E+014.15E+013.78E+012.50E+013.87E+013.54E+01
942410	SFISS	1.18E+021.11E+025.45E+011.26E+021.15E+027.88E+011.18E+021.07E+02
942420	SCAPT	2.94E+013.02E+012.39E+013.05E+013.10E+012.45E+012.94E+013.15E+01
942420	SFISS	4.58E-014.50E-015.00E-013.97E-014.02E-014.31E-014.58E-014.28E-01
942430	SCAPT	2.59E+012.31E+011.31E+012.68E+012.43E+011.81E+012.59E+011.26E+01
942430	SFISS	2.09E+011.91E+011.24E+012.17E+012.00E+011.59E+012.09E+012.60E+01
952410	SCAPT	9.92E+019.96E+015.76E+011.07E+021.03E+027.36E+019.92E+018.33E+01
952410	SFISS	1.32E+001.33E+001.08E+001.31E+001.30E+001.12E+001.32E+001.06E+00
952410	SCAPT1	1.23E+011.23E+017.12E+001.32E+011.27E+019.10E+001.23E+012.08E+01
952421	SCAPT	1.55E+021.34E+026.41E+011.59E+021.42E+029.80E+011.55E+028.32E+01
952421	SFISS	7.70E+026.71E+023.31E+027.92E+027.09E+024.96E+027.70E+023.98E+02
952420	SCAPT	1.89E+011.72E+018.07E+002.02E+011.80E+011.22E+011.89E+011.76E+01
952420	SFISS	1.71E+021.55E+027.32E+011.83E+021.62E+021.10E+021.71E+021.58E+02
952430	SCAPT	3.80E+013.94E+013.05E+014.04E+014.04E+013.28E+013.80E+014.97E+01
952430	SFISS	3.57E-013.51E-013.91E-013.04E-013.08E-013.30E-013.57E-014.09E-01
962420	SCAPT	5.48E+005.58E+005.05E+005.81E+005.72E+005.44E+005.48E+005.67E+00
962420	SFISS	2.20E-011.99E-018.82E-022.36E-012.09E-011.38E-012.20E-015.32E-01
962430	SCAPT	9.92E+009.71E+007.16E+001.05E+011.00E+018.34E+009.92E+008.07E+00
962430	SFISS	9.76E+019.45E+016.43E+011.04E+029.78E+017.78E+019.76E+016.82E+01
962440	SCAPT	3.44E+003.49E+003.17E+003.65E+003.59E+003.41E+003.44E+001.38E+01
962440	SFISS	8.53E-018.43E-019.02E-017.79E-017.84E-018.18E-018.53E-018.88E-01
962450	SCAPT	1.84E+021.59E+027.48E+011.90E+021.68E+021.16E+021.84E+022.49E+01
962450	SFISS	1.72E+021.51E+027.89E+011.77E+021.59E+021.14E+021.72E+021.47E+02
962460	SCAPT	1.32E+001.34E+001.34E+001.37E+001.38E+001.39E+001.32E+002.92E+00

962460	SFISS	4.90E-014.94E-015.46E-014.27E-014.31E-014.60E-014.90E-015.90E-01
962470	SCAPT	1.33E+011.19E+017.03E+001.37E+011.25E+019.49E+001.33E+011.58E+01
962470	SFISS	9.36E+008.66E+005.94E+009.69E+009.05E+007.38E+009.36E+002.44E+01
962480	SCAPT	4.02E+004.13E+004.21E+004.21E+004.24E+004.34E+004.02E+006.35E+00
962480	SFISS	5.70E-015.75E-016.28E-015.26E-015.32E-015.62E-015.70E-017.74E-01
972490	SCAPT	1.75E+021.59E+029.75E+011.81E+021.67E+021.28E+021.75E+022.11E+02
972490	SFISS	0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 2.95E-01
982490	SCAPT	2.17E+021.98E+021.15E+022.25E+022.07E+021.55E+022.17E+024.47E+01
982490	SFISS	1.74E+021.59E+029.56E+011.80E+021.67E+021.26E+021.74E+021.36E+02
982500	SCAPT	1.48E+021.30E+026.48E+011.53E+021.37E+029.64E+011.48E+024.25E+02
982500	SFISS	0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 9.19E-01
982510	SCAPT	6.32E+025.48E+022.58E+026.53E+025.79E+023.99E+026.32E+022.26E+02
982510	SFISS	4.06E+023.54E+021.71E+024.19E+023.74E+022.60E+024.06E+024.82E+02
982520	SCAPT	5.11E+004.56E+002.62E+005.29E+004.80E+003.59E+005.11E+002.70E+00
982520	SFISS	4.34E+004.06E+002.93E+004.51E+004.24E+003.55E+004.34E+005.96E+00
982530	SCAPT	9.19E+017.96E+013.77E+019.49E+018.42E+015.81E+019.19E+013.43E+01
982530	SFISS	1.13E+021.01E+025.92E+011.17E+021.06E+028.01E+011.13E+021.14E+02
982540	SCAPT	9.20E+008.13E+004.38E+009.51E+008.57E+006.23E+009.20E+000.0
992530	SCAPT	2.02E+011.96E+011.61E+012.10E+012.04E+011.83E+012.02E+011.14E+02
992530	SCAPT1	1.40E+011.37E+011.12E+011.46E+011.41E+011.27E+011.40E+017.91E+01
320720	SCAPT	1.23E-011.17E-018.23E-021.23E-011.24E-011.02E-011.23E-011.20E-01
320730	SCAPT	3.27E+003.30E+002.85E+003.33E+003.44E+003.18E+003.27E+003.25E+00
320740	SCAPT	5.51E-025.30E-024.00E-025.56E-025.59E-024.79E-025.51E-025.78E-02
320760	SCAPT	5.65E-025.76E-025.57E-025.86E-026.02E-025.92E-025.65E-026.30E-02
330750	SCAPT	2.15E+002.24E+002.16E+002.21E+002.31E+002.29E+002.15E+002.22E+00
340760	SCAPT	7.88E+007.33E+004.05E+007.81E+007.84E+005.81E+007.88E+007.08E+00
340770	SCAPT	4.38E+004.14E+002.55E+004.38E+004.41E+003.43E+004.38E+004.02E+00
340780	SCAPT	1.85E-011.90E-011.86E-011.90E-011.95E-011.93E-011.85E-011.94E-01
340800	SCAPT	8.99E-028.69E-026.63E-029.10E-029.18E-027.91E-028.99E-029.11E-02
340820	SCAPT	8.62E-038.35E-037.04E-038.71E-038.69E-037.88E-038.62E-031.40E-02
350790	SCAPT	4.80E+004.97E+004.78E+004.96E+005.16E+005.09E+004.80E+004.89E+00
350810	SCAPT	1.79E+001.85E+001.85E+001.85E+001.91E+001.93E+001.79E+001.84E+00
360800	SCAPT	2.82E+002.87E+002.42E+002.86E+003.00E+002.74E+002.82E+002.82E+00
360820	SCAPT	7.25E+007.44E+006.43E+007.36E+007.75E+007.18E+007.25E+007.30E+00
360830	SCAPT	2.13E+012.01E+011.25E+012.13E+012.14E+011.68E+012.13E+011.94E+01
360840	SCAPT	1.25E-011.30E-011.37E-011.31E-011.35E-011.40E-011.25E-011.31E-01
360850	SCAPT	1.84E-011.74E-011.13E-011.84E-011.86E-011.48E-011.84E-011.76E-01
360860	SCAPT	1.01E-029.85E-037.87E-031.03E-021.04E-029.18E-031.01E-021.03E-02
370850	SCAPT	2.52E-012.57E-012.57E-012.62E-012.68E-012.69E-012.52E-012.62E-01
370860	SCAPT	1.14E+001.14E+001.01E+001.16E+001.19E+001.11E+001.14E+001.13E+00
370870	SCAPT	7.69E-027.94E-027.97E-027.88E-028.12E-028.18E-027.69E-028.47E-02
380860	SCAPT	3.91E-013.79E-012.80E-013.96E-014.01E-013.40E-013.91E-013.76E-01
380870	SCAPT	4.30E+004.25E+003.65E+004.37E+004.44E+004.10E+004.30E+004.14E+00
380880	SCAPT	1.24E-031.20E-031.05E-031.23E-031.21E-031.11E-031.24E-036.92E-03
380890	SCAPT	5.26E-025.03E-023.53E-025.28E-025.31E-024.39E-025.26E-025.53E-02
380900	SCAPT	8.74E-028.15E-024.72E-028.68E-028.71E-026.58E-028.74E-028.51E-02
390890	SCAPT	1.33E-011.25E-017.72E-021.33E-011.33E-011.04E-011.33E-011.27E-01
390900	SCAPT	4.33E-014.15E-012.89E-014.36E-014.40E-013.63E-014.33E-014.11E-01
390910	SCAPT	1.65E-011.57E-011.06E-011.66E-011.67E-011.36E-011.65E-011.60E-01
400900	SCAPT	2.51E-022.47E-022.23E-022.54E-022.55E-022.40E-022.51E-023.02E-02
400910	SCAPT	2.75E-012.77E-012.52E-012.81E-012.88E-012.73E-012.75E-012.80E-01
400920	SCAPT	5.43E-025.36E-024.62E-025.56E-025.62E-025.18E-025.43E-025.87E-02
400930	SCAPT	1.03E+001.07E+001.03E+001.06E+001.11E+001.09E+001.03E+001.06E+00
400940	SCAPT	1.94E-021.94E-021.85E-022.01E-022.03E-021.98E-021.94E-022.51E-02
400950	SCAPT	2.32E-012.37E-012.33E-012.40E-012.46E-012.45E-012.32E-012.42E-01
400960	SCAPT	1.77E-011.85E-011.98E-011.81E-011.87E-011.96E-011.77E-011.91E-01
410930	SCAPT	4.10E-014.17E-013.96E-014.23E-014.35E-014.24E-014.10E-014.14E-01

410931	SCAPT	4.32E-014.23E-014.03E-014.32E-014.28E-014.17E-014.32E-014.23E-01
410950	SCAPT	8.51E-018.75E-018.72E-018.79E-019.06E-019.08E-018.51E-018.77E-01
420950	SCAPT	4.22E+004.36E+003.91E+004.30E+004.53E+004.29E+004.22E+004.30E+00
420960	SCAPT	6.87E-017.12E-017.13E-017.10E-017.35E-017.41E-016.87E-017.12E-01
420970	SCAPT	6.93E-017.05E-016.55E-017.14E-017.35E-017.08E-016.93E-017.05E-01
420980	SCAPT	2.37E-012.46E-012.56E-012.47E-012.54E-012.62E-012.37E-012.51E-01
420990	SCAPT	1.01E+001.05E+001.04E+001.05E+001.08E+001.09E+001.01E+001.04E+00
421000	SCAPT	1.48E-011.53E-011.55E-011.53E-011.57E-011.60E-011.48E-011.58E-01
430990	SCAPT	9.14E+009.83E+009.45E+009.30E+001.03E+011.01E+019.14E+009.70E+00
440990	SCAPT	4.31E+004.45E+004.44E+004.46E+004.60E+004.65E+004.31E+004.37E+00
441000	SCAPT	7.80E-017.53E-015.48E-017.87E-017.96E-016.71E-017.80E-017.42E-01
441010	SCAPT	2.95E+003.08E+003.04E+003.05E+003.18E+003.19E+002.95E+003.05E+00
441020	SCAPT	2.62E-012.58E-012.20E-012.66E-012.69E-012.46E-012.62E-012.61E-01
441030	SCAPT	2.67E+002.74E+002.55E+002.74E+002.85E+002.75E+002.67E+002.70E+00
441040	SCAPT	2.62E-012.69E-012.69E-012.71E-012.78E-012.80E-012.62E-012.73E-01
441050	SCAPT	2.91E-013.00E-013.15E-013.05E-013.12E-013.22E-012.91E-013.07E-01
441060	SCAPT	8.90E-029.10E-029.19E-029.29E-029.51E-029.59E-028.90E-029.72E-02
451030	SCAPT	3.68E+013.75E+012.69E+013.71E+013.93E+013.17E+013.68E+013.67E+01
451050	SCAPT	1.02E+039.80E+025.97E+021.01E+031.04E+037.98E+021.02E+039.47E+02
461040	SCAPT	6.46E-016.71E-017.02E-016.70E-016.89E-017.12E-016.46E-016.74E-01
461050	SCAPT	3.83E+003.85E+003.42E+003.92E+004.02E+003.79E+003.83E+003.79E+00
461060	SCAPT	2.75E-012.84E-012.95E-012.83E-012.91E-012.99E-012.75E-012.89E-01
461070	SCAPT	2.82E+002.87E+002.59E+002.88E+002.99E+002.84E+002.82E+002.83E+00
461080	SCAPT	7.09E+007.42E+007.29E+007.35E+007.70E+007.70E+007.09E+007.28E+00
461100	SCAPT	2.59E-012.69E-012.80E-012.70E-012.78E-012.86E-012.59E-012.75E-01
471070	SCAPT	6.25E+006.16E+004.83E+006.33E+006.47E+005.68E+006.25E+006.02E+00
471090	SCAPT	3.89E+014.12E+013.88E+013.95E+014.29E+014.19E+013.89E+014.06E+01
471110	SCAPT	3.46E+003.61E+003.70E+003.59E+003.73E+003.81E+003.46E+003.60E+00
481080	SCAPT	2.64E-012.62E-012.34E-012.69E-012.71E-012.54E-012.64E-012.66E-01
481100	SCAPT	2.24E+002.21E+001.85E+002.28E+002.31E+002.10E+002.24E+002.18E+00
481110	SCAPT	3.55E+003.46E+002.60E+003.59E+003.64E+003.13E+003.55E+003.38E+00
481120	SCAPT	6.33E-016.41E-015.84E-016.49E-016.66E-016.34E-016.33E-016.40E-01
481130	SCAPT	4.04E+033.67E+031.73E+033.99E+033.93E+032.73E+034.04E+033.54E+03
481140	SCAPT	6.45E-016.83E-017.16E-016.68E-017.03E-017.28E-016.45E-016.87E-01
481150	SCAPT	8.22E+008.35E+007.46E+008.42E+008.70E+008.21E+008.22E+008.23E+00
481160	SCAPT	1.05E-011.07E-011.13E-011.09E-011.11E-011.14E-011.05E-011.13E-01
491130	SCAPT	7.03E+007.22E+006.86E+007.22E+007.47E+007.31E+007.03E+007.09E+00
491150	SCAPT	9.61E+019.78E+018.21E+019.79E+011.02E+029.02E+019.61E+019.56E+01
501150	SCAPT	4.55E+004.23E+002.29E+004.51E+004.53E+003.33E+004.55E+004.08E+00
501160	SCAPT	3.45E-013.74E-013.92E-013.57E-013.85E-014.00E-013.45E-013.78E-01
501170	SCAPT	7.62E-017.80E-017.09E-017.80E-018.12E-017.73E-017.62E-017.76E-01
501180	SCAPT	2.27E-012.36E-012.49E-012.33E-012.40E-012.50E-012.27E-012.42E-01
501190	SCAPT	3.02E-012.92E-012.10E-013.04E-013.09E-012.59E-013.02E-012.91E-01
501191	SCAPT	1.09E-011.03E-019.26E-021.15E-011.10E-019.78E-021.09E-011.01E-01
501200	SCAPT	5.87E-025.95E-025.79E-026.04E-026.14E-026.06E-025.87E-026.50E-02
501220	SCAPT	4.22E-024.22E-023.73E-024.29E-024.39E-024.10E-024.22E-024.75E-02
501230	SCAPT	1.08E-011.12E-011.20E-011.13E-011.15E-011.20E-011.08E-011.18E-01
501240	SCAPT	2.22E-012.35E-012.39E-012.30E-012.42E-012.47E-012.22E-012.39E-01
501250	SCAPT	5.44E-015.65E-015.83E-015.71E-015.88E-016.03E-015.44E-015.70E-01
501260	SCAPT	3.08E-022.88E-021.76E-023.06E-023.06E-022.36E-023.08E-023.42E-02
511210	SCAPT	5.44E+005.81E+005.75E+005.58E+006.02E+006.07E+005.44E+005.74E+00
511230	SCAPT	3.34E+003.64E+003.62E+003.43E+003.80E+003.83E+003.34E+003.58E+00
511240	SCAPT	1.37E+001.37E+001.17E+001.41E+001.44E+001.32E+001.37E+001.35E+00
511250	SCAPT	6.91E-017.15E-017.21E-017.15E-017.38E-017.46E-016.91E-017.18E-01
511260	SCAPT	1.87E+001.91E+001.76E+001.92E+001.98E+001.91E+001.87E+001.89E+00
521220	SCAPT	2.42E+002.55E+002.55E+002.51E+002.63E+002.65E+002.42E+002.54E+00
521230	SCAPT	1.73E+021.73E+021.49E+021.76E+021.80E+021.63E+021.73E+021.68E+02



521240	SCAPT	8.36E-017.98E-015.54E-018.39E-018.44E-016.94E-018.36E-017.85E-01
521250	SCAPT	9.00E-019.24E-019.20E-019.30E-019.56E-019.60E-019.00E-019.24E-01
521260	SCAPT	4.27E-014.35E-014.19E-014.38E-014.49E-014.42E-014.27E-014.37E-01
521270	SCAPT	2.05E+002.06E+001.77E+002.09E+002.15E+001.98E+002.05E+002.03E+00
521280	SCAPT	1.15E-011.17E-011.16E-011.18E-011.19E-011.20E-011.15E-011.22E-01
521290	SCAPT	2.90E-012.91E-012.64E-012.98E-013.04E-012.88E-012.90E-012.95E-01
521300	SCAPT	3.58E-023.41E-022.38E-023.60E-023.62E-022.98E-023.58E-023.91E-02
521320	SCAPT	4.89E-044.71E-044.26E-044.75E-044.65E-044.36E-044.89E-046.63E-03
531270	SCAPT	4.85E+005.11E+005.10E+005.01E+005.29E+005.33E+004.85E+005.06E+00
531290	SCAPT	3.22E+003.09E+002.10E+003.24E+003.27E+002.67E+003.22E+003.01E+00
531300	SCAPT	6.66E+006.85E+006.44E+006.85E+007.11E+006.92E+006.66E+006.76E+00
531310	SCAPT	3.23E-013.31E-013.24E-013.34E-013.43E-013.41E-013.23E-013.35E-01
531350	SCAPT	2.12E-031.99E-031.24E-032.09E-032.10E-031.63E-032.12E-038.10E-03
541280	SCAPT	6.54E-016.46E-015.36E-016.64E-016.76E-016.10E-016.54E-016.36E-01
541290	SCAPT	8.45E+008.58E+008.14E+008.69E+008.90E+008.76E+008.45E+008.33E+00
541300	SCAPT	6.26E-015.87E-013.52E-016.24E-016.26E-014.81E-016.26E-015.70E-01
541310	SCAPT	3.05E+013.09E+012.75E+013.12E+013.21E+013.04E+013.05E+013.03E+01
541320	SCAPT	1.02E-011.02E-018.94E-021.05E-011.06E-019.92E-021.02E-011.01E-01
541330	SCAPT	2.44E+012.36E+011.66E+012.45E+012.50E+012.08E+012.44E+012.30E+01
541340	SCAPT	4.42E-024.30E-023.52E-024.49E-024.52E-024.05E-024.42E-024.30E-02
541350	SCAPT	2.45E+052.17E+051.00E+052.41E+052.35E+051.63E+052.45E+052.07E+05
541360	SCAPT	1.66E-021.56E-029.64E-031.66E-021.67E-021.30E-021.66E-021.58E-02
551330	SCAPT	1.07E+011.14E+011.06E+011.09E+011.19E+011.15E+011.07E+011.12E+01
551340	SCAPT	1.68E+011.61E+011.08E+011.68E+011.70E+011.38E+011.68E+011.56E+01
551350	SCAPT	2.39E+002.43E+002.16E+002.45E+002.53E+002.39E+002.39E+002.39E+00
551360	SCAPT	1.34E+001.40E+001.42E+001.39E+001.44E+001.47E+001.34E+001.39E+00
551370	SCAPT	2.56E-022.55E-022.26E-022.63E-022.68E-022.51E-022.56E-023.15E-02
561340	SCAPT	8.53E-018.94E-018.54E-018.76E-019.28E-019.10E-018.53E-018.90E-01
561350	SCAPT	3.48E+003.59E+003.54E+003.60E+003.71E+003.71E+003.48E+003.55E+00
561360	SCAPT	1.02E-011.02E-019.15E-021.05E-011.07E-011.01E-011.02E-011.07E-01
561370	SCAPT	5.51E-015.22E-013.31E-015.50E-015.55E-014.37E-015.51E-015.12E-01
561380	SCAPT	3.56E-023.32E-022.01E-023.52E-023.52E-022.70E-023.56E-023.80E-02
561400	SCAPT	5.28E-015.38E-015.04E-015.39E-015.54E-015.36E-015.28E-015.38E-01
571390	SCAPT	1.04E+001.00E+006.63E-011.05E+001.06E+008.55E-011.04E+009.79E-01
571400	SCAPT	2.21E+002.31E+002.33E+002.29E+002.38E+002.41E+002.21E+002.30E+00
581400	SCAPT	6.31E-025.94E-023.84E-026.27E-026.28E-024.98E-026.31E-026.40E-02
581410	SCAPT	2.97E+002.80E+001.70E+002.96E+002.98E+002.30E+002.97E+002.72E+00
581420	SCAPT	1.06E-011.00E-016.53E-021.06E-011.06E-018.47E-021.06E-011.04E-01
581430	SCAPT	1.75E+001.79E+001.64E+001.80E+001.86E+001.78E+001.75E+001.77E+00
581440	SCAPT	1.49E-011.45E-011.11E-011.51E-011.53E-011.32E-011.49E-011.48E-01
591410	SCAPT	1.51E+001.45E+001.04E+001.51E+001.53E+001.28E+001.51E+001.42E+00
591420	SCAPT	5.59E+005.71E+005.13E+005.72E+005.96E+005.65E+005.59E+005.61E+00
591430	SCAPT	1.21E+011.18E+018.61E+001.22E+011.25E+011.06E+011.21E+011.15E+01
601420	SCAPT	1.71E+001.59E+008.65E-011.69E+001.70E+001.25E+001.71E+001.54E+00
601430	SCAPT	2.87E+012.65E+011.43E+012.84E+012.84E+012.09E+012.87E+012.56E+01
601440	SCAPT	4.71E-014.54E-013.26E-014.73E-014.78E-013.99E-014.71E-014.49E-01
601450	SCAPT	9.35E+009.35E+007.86E+009.48E+009.77E+008.91E+009.35E+009.15E+00
601460	SCAPT	2.39E-012.33E-011.89E-012.41E-012.44E-012.16E-012.39E-012.30E-01
601470	SCAPT	2.01E+012.09E+011.96E+012.05E+012.18E+012.12E+012.01E+012.05E+01
601480	SCAPT	8.67E-018.80E-018.30E-018.86E-019.08E-018.81E-018.67E-018.72E-01
601500	SCAPT	6.43E-016.62E-016.50E-016.65E-016.85E-016.82E-016.43E-016.58E-01
611470	SCAPT	6.19E+016.61E+016.13E+016.28E+016.90E+016.69E+016.19E+016.50E+01
611480	SCAPT	1.17E+031.22E+039.65E+021.19E+031.27E+031.09E+031.17E+031.20E+03
611481	SCAPT	2.92E+032.65E+031.29E+032.89E+032.84E+031.99E+032.92E+032.56E+03
611490	SCAPT	1.32E+021.24E+027.00E+011.32E+021.32E+029.90E+011.32E+021.19E+02
611510	SCAPT	1.03E+021.01E+027.41E+011.04E+021.07E+029.07E+011.03E+029.79E+01
621470	SCAPT	2.39E+012.48E+012.32E+012.45E+012.58E+012.51E+012.39E+012.43E+01

621480 SCAPT 1.14E+001.16E+001.12E+001.17E+001.20E+001.18E+001.14E+001.16E+00  
 621490 SCAPT 7.28E+036.44E+033.02E+037.19E+036.94E+034.84E+037.28E+036.16E+03  
 621500 SCAPT 1.53E+011.54E+011.19E+011.54E+011.63E+011.42E+011.53E+011.50E+01  
 621510 SCAPT 7.26E+026.75E+023.49E+027.16E+027.30E+025.27E+027.26E+026.45E+02  
 621520 SCAPT 7.56E+018.22E+017.49E+017.67E+018.67E+018.34E+017.56E+018.02E+01  
 621530 SCAPT 8.98E+019.34E+018.24E+019.11E+019.78E+019.23E+018.98E+019.12E+01  
 621540 SCAPT 1.52E+001.52E+001.37E+001.56E+001.59E+001.50E+001.52E+001.51E+00  
 631510 SCAPT 7.41E+027.11E+024.09E+027.36E+027.58E+025.71E+027.41E+026.92E+02  
 631520 SCAPT 1.91E+021.89E+021.28E+021.92E+022.00E+021.61E+021.91E+021.83E+02  
 631540 SCAPT 1.29E+021.27E+028.85E+011.29E+021.34E+021.10E+021.29E+021.23E+02  
 631550 SCAPT 3.66E+023.39E+021.82E+023.62E+023.63E+022.66E+023.66E+023.27E+02  
 631560 SCAPT 7.38E+017.23E+015.28E+017.42E+017.62E+016.43E+017.38E+017.01E+01  
 631570 SCAPT 4.61E+014.64E+013.84E+014.67E+014.85E+014.37E+014.61E+014.52E+01  
 641540 SCAPT 1.35E+011.33E+011.04E+011.36E+011.41E+011.23E+011.35E+011.30E+01  
 641550 SCAPT 2.76E+032.48E+031.15E+032.71E+032.69E+031.88E+032.76E+032.36E+03  
 641560 SCAPT 3.77E+004.00E+004.18E+003.93E+004.13E+004.29E+003.77E+003.95E+00  
 641570 SCAPT 1.17E+041.05E+044.82E+031.15E+041.14E+047.91E+031.17E+041.00E+04  
 641580 SCAPT 1.79E+001.93E+001.92E+001.85E+002.00E+002.02E+001.79E+001.90E+00  
 641600 SCAPT 3.70E-013.77E-013.72E-013.82E-013.90E-013.88E-013.70E-013.81E-01  
 651590 SCAPT 1.48E+011.53E+011.47E+011.53E+011.58E+011.57E+011.48E+011.50E+01  
 651600 SCAPT 6.86E+016.63E+014.56E+016.88E+017.02E+015.74E+016.86E+016.43E+01  
 661600 SCAPT 4.94E+015.10E+014.95E+015.08E+015.28E+015.24E+014.94E+014.98E+01  
 661610 SCAPT 7.62E+017.35E+015.23E+017.66E+017.77E+016.47E+017.62E+017.14E+01  
 661620 SCAPT 7.45E+017.95E+017.41E+017.56E+018.29E+018.05E+017.45E+017.83E+01  
 661630 SCAPT 4.82E+014.83E+014.22E+014.91E+015.03E+014.64E+014.82E+014.73E+01  
 661640 SCAPT 1.94E+021.77E+028.64E+011.91E+021.91E+021.35E+021.94E+021.70E+02  
 671650 SCAPT 2.55E+012.59E+012.39E+012.61E+012.70E+012.60E+012.55E+012.54E+01  
 681660 SCAPT 6.74E+006.70E+005.45E+006.85E+007.01E+006.28E+006.74E+006.57E+00  
 681670 SCAPT 2.13E+022.15E+021.54E+022.15E+022.25E+021.87E+022.13E+022.11E+02  
 0

33P3U ORNL 78

18  
 0.0 5.71E-011.15E+001.74E+002.33E+002.92E+002.92E+003.46E+003.99E+004.53E+00  
 5.06E+005.59E+005.59E+006.08E+006.56E+007.04E+007.52E+008.00E+00  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 922340 SCAPT  
 1.94E+011.93E+011.94E+011.94E+011.94E+011.94E+011.93E+011.93E+011.93E+011.93E+01  
 1.93E+011.93E+011.93E+011.93E+011.93E+011.93E+011.94E+011.94E+01  
 922350 SCAPT  
 1.03E+011.02E+011.02E+011.02E+011.02E+011.02E+011.04E+011.04E+011.03E+011.03E+01  
 1.03E+011.04E+011.06E+011.06E+011.06E+011.06E+011.06E+011.06E+011.06E+01  
 922350 SFISS  
 4.58E+014.55E+014.53E+014.53E+014.53E+014.53E+014.56E+014.63E+014.61E+014.61E+01  
 4.61E+014.61E+014.78E+014.75E+014.73E+014.73E+014.73E+014.73E+014.73E+01  
 922360 SCAPT  
 7.69E+007.71E+007.73E+007.75E+007.76E+007.77E+007.57E+007.59E+007.61E+007.63E+00  
 7.64E+007.65E+007.51E+007.53E+007.55E+007.56E+007.58E+007.59E+00  
 922380 SCAPT  
 8.88E-018.88E-018.89E-018.90E-018.90E-018.91E-018.94E-018.94E-018.95E-018.96E-01  
 8.96E-018.97E-019.03E-019.03E-019.04E-019.04E-019.05E-019.06E-01  
 932370 SCAPT  
 3.29E+013.27E+013.26E+013.26E+013.25E+013.26E+013.32E+013.31E+013.30E+013.30E+01  
 3.29E+013.29E+013.33E+013.32E+013.31E+013.30E+013.30E+013.30E+013.30E+01  
 942380 SCAPT  
 3.31E+013.29E+013.28E+013.27E+013.28E+013.28E+013.42E+013.40E+013.38E+013.38E+01  
 3.38E+013.38E+013.54E+013.52E+013.50E+013.50E+013.50E+013.50E+01

942380 SFISS  
 2.40E+002.40E+002.39E+002.39E+002.39E+002.40E+002.43E+002.43E+002.43E+002.43E+00  
 2.43E+002.43E+002.47E+002.47E+002.47E+002.46E+002.46E+002.47E+00  
 942390 SCAPT  
 6.56E+016.52E+016.49E+016.48E+016.48E+016.49E+016.21E+016.17E+016.14E+016.13E+01  
 6.13E+016.14E+016.11E+016.06E+016.04E+016.03E+016.03E+016.04E+01  
 942390 SFISS  
 1.15E+021.15E+021.14E+021.14E+021.14E+021.14E+021.11E+021.10E+021.10E+021.10E+02  
 1.10E+021.10E+021.10E+021.10E+021.09E+021.09E+021.09E+021.09E+02  
 942400 SCAPT  
 1.85E+021.84E+021.83E+021.81E+021.80E+021.79E+021.30E+021.29E+021.29E+021.28E+02  
 1.27E+021.26E+021.07E+021.07E+021.06E+021.05E+021.05E+021.04E+02  
 942410 SCAPT  
 4.03E+014.00E+013.98E+013.98E+013.98E+013.98E+013.96E+013.93E+013.92E+013.91E+01  
 3.91E+013.92E+013.99E+013.96E+013.94E+013.94E+013.94E+013.94E+01  
 942410 SFISS  
 1.21E+021.21E+021.20E+021.20E+021.20E+021.20E+021.20E+021.19E+021.19E+021.19E+02  
 1.19E+021.19E+021.21E+021.21E+021.20E+021.20E+021.20E+021.20E+02  
 942420 SCAPT  
 2.94E+012.95E+012.96E+012.96E+012.97E+012.97E+012.93E+012.94E+012.95E+012.95E+01  
 2.96E+012.96E+012.89E+012.90E+012.91E+012.91E+012.92E+012.92E+01  
 952410 SCAPT  
 1.09E+021.08E+021.08E+021.08E+021.08E+021.08E+021.05E+021.05E+021.04E+021.04E+02  
 1.04E+021.04E+021.04E+021.03E+021.03E+021.02E+021.02E+021.02E+02  
 952410 SCAPT1  
 1.35E+011.34E+011.33E+011.33E+011.33E+011.33E+011.30E+011.29E+011.29E+011.28E+01  
 1.28E+011.28E+011.28E+011.27E+011.27E+011.27E+011.26E+011.26E+01  
 952430 SCAPT  
 3.83E+013.81E+013.80E+013.78E+013.76E+013.74E+013.89E+013.87E+013.85E+013.83E+01  
 3.82E+013.80E+013.92E+013.91E+013.88E+013.86E+013.84E+013.82E+01  
 962420 SCAPT  
 5.42E+005.43E+005.43E+005.44E+005.44E+005.45E+005.45E+005.45E+005.46E+005.47E+00  
 5.47E+005.48E+005.49E+005.50E+005.50E+005.51E+005.52E+005.52E+00  
 962440 SCAPT  
 3.40E+003.40E+003.41E+003.41E+003.41E+003.42E+003.42E+003.42E+003.43E+003.43E+00  
 3.43E+003.44E+003.45E+003.45E+003.46E+003.46E+003.46E+003.46E+00  
 0

33P3RU ORNL 78

18  
 0.0 8.54E-011.66E+002.42E+003.14E+003.82E+003.82E+004.30E+004.79E+005.28E+00  
 5.78E+006.29E+006.29E+006.56E+006.85E+007.19E+007.55E+007.94E+00  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 922340 SCAPT  
 2.03E+012.01E+012.01E+012.01E+012.01E+011.99E+012.00E+012.00E+012.00E+012.00E+01  
 2.00E+012.01E+012.02E+012.02E+012.02E+012.02E+012.02E+012.02E+01  
 922350 SCAPT  
 1.05E+011.02E+011.01E+019.99E+009.94E+009.93E+009.99E+009.98E+009.98E+009.99E+00  
 1.00E+011.00E+011.02E+011.02E+011.02E+011.02E+011.03E+011.03E+01  
 922350 SFISS  
 4.66E+014.50E+014.40E+014.35E+014.32E+014.30E+014.33E+014.32E+014.32E+014.32E+01  
 4.33E+014.34E+014.44E+014.44E+014.45E+014.45E+014.46E+014.48E+01  
 922360 SCAPT  
 8.16E+008.23E+008.28E+008.33E+008.36E+008.38E+008.28E+008.30E+008.31E+008.32E+00  
 8.33E+008.33E+008.31E+008.31E+008.31E+008.31E+008.31E+008.31E+00  
 922380 SCAPT  
 9.32E-019.30E-019.31E-019.32E-019.33E-019.34E-019.38E-019.39E-019.39E-019.40E-01

9.41E-019.41E-019.51E-019.51E-019.51E-019.51E-019.52E-019.52E-01  
 932370 SCAPT  
 3.35E+013.28E+013.23E+013.21E+013.19E+013.18E+013.21E+013.20E+013.20E+013.19E+01  
 3.20E+013.20E+013.23E+013.23E+013.23E+013.23E+013.23E+013.24E+01  
 942380 SCAPT  
 3.39E+013.26E+013.19E+013.15E+013.12E+013.12E+013.16E+013.16E+013.15E+013.16E+01  
 3.16E+013.17E+013.26E+013.26E+013.27E+013.27E+013.28E+013.29E+01  
 942380 SFISS  
 2.42E+002.40E+002.38E+002.37E+002.37E+002.37E+002.39E+002.38E+002.38E+002.39E+00  
 2.39E+002.39E+002.41E+002.42E+002.42E+002.42E+002.42E+002.42E+00  
 942390 SCAPT  
 6.61E+016.36E+016.20E+016.12E+016.07E+016.05E+015.75E+015.74E+015.74E+015.74E+01  
 5.75E+015.77E+015.71E+015.72E+015.72E+015.73E+015.75E+015.77E+01  
 942390 SFISS  
 1.16E+021.12E+021.09E+021.08E+021.07E+021.06E+021.02E+021.02E+021.02E+021.02E+02  
 1.02E+021.03E+021.02E+021.03E+021.03E+021.03E+021.03E+021.04E+02  
 942400 SCAPT  
 1.95E+021.94E+021.91E+021.87E+021.85E+021.83E+021.37E+021.36E+021.35E+021.34E+02  
 1.34E+021.33E+021.14E+021.14E+021.13E+021.13E+021.13E+021.12E+02  
 942410 SCAPT  
 4.07E+013.91E+013.82E+013.76E+013.74E+013.73E+013.64E+013.64E+013.64E+013.64E+01  
 3.65E+013.66E+013.68E+013.69E+013.69E+013.70E+013.71E+013.72E+01  
 942410 SFISS  
 1.22E+021.18E+021.15E+021.14E+021.13E+021.13E+021.11E+021.11E+021.11E+021.11E+02  
 1.11E+021.11E+021.12E+021.13E+021.13E+021.13E+021.13E+021.13E+02  
 942420 SCAPT  
 2.94E+012.97E+012.99E+013.00E+013.02E+013.03E+013.02E+013.02E+013.03E+013.03E+01  
 3.03E+013.04E+013.02E+013.02E+013.02E+013.01E+013.01E+013.01E+01  
 952410 SCAPT  
 1.11E+021.08E+021.05E+021.04E+021.03E+021.03E+029.99E+019.97E+019.95E+019.95E+01  
 9.96E+019.97E+019.92E+019.93E+019.93E+019.94E+019.95E+019.97E+01  
 952410 SCAPT1  
 1.37E+011.33E+011.30E+011.29E+011.28E+011.27E+011.23E+011.23E+011.23E+011.23E+01  
 1.23E+011.23E+011.23E+011.23E+011.23E+011.23E+011.23E+011.23E+01  
 952430 SCAPT  
 4.00E+013.98E+013.94E+013.88E+013.84E+013.81E+013.95E+013.93E+013.91E+013.88E+01  
 3.86E+013.85E+013.95E+013.94E+013.93E+013.92E+013.91E+013.89E+01  
 962420 SCAPT  
 5.56E+005.55E+005.56E+005.56E+005.57E+005.58E+005.59E+005.60E+005.60E+005.61E+00  
 5.61E+005.62E+005.67E+005.67E+005.67E+005.67E+005.67E+005.67E+005.67E+00  
 962440 SCAPT  
 3.48E+003.48E+003.47E+003.48E+003.48E+003.48E+003.49E+003.50E+003.50E+003.50E+00  
 3.51E+003.51E+003.54E+003.54E+003.54E+003.54E+003.54E+003.54E+00  
 0

33P3RM ORNL 78

18  
 0.0 3.06E-016.53E-011.04E+001.47E+001.93E+001.93E+002.45E+003.00E+003.55E+00  
 4.12E+004.70E+004.70E+005.50E+006.27E+007.00E+007.70E+008.38E+00  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 922340 SCAPT  
 1.66E+011.66E+011.66E+011.66E+011.66E+011.67E+011.72E+011.73E+011.73E+011.74E+01  
 1.74E+011.75E+011.76E+011.77E+011.78E+011.79E+011.80E+011.81E+01  
 922350 SCAPT  
 5.95E+005.97E+005.99E+006.02E+006.06E+006.10E+006.44E+006.50E+006.55E+006.62E+00  
 6.69E+006.76E+006.94E+007.03E+007.13E+007.23E+007.33E+007.44E+00  
 922350 SFISS

2.03E+012.04E+012.06E+012.07E+012.09E+012.12E+012.27E+012.31E+012.34E+012.38E+01  
 2.42E+012.46E+012.56E+012.61E+012.66E+012.72E+012.77E+012.84E+01  
 922360 SCAPT  
 8.35E+008.35E+008.34E+008.34E+008.33E+008.33E+008.50E+008.50E+008.50E+008.50E+00  
 8.50E+008.49E+008.51E+008.53E+008.54E+008.54E+008.55E+008.55E+00  
 922380 SCAPT  
 8.57E-018.57E-018.57E-018.57E-018.57E-018.58E-018.78E-018.79E-018.80E-018.81E-01  
 8.82E-018.83E-018.91E-018.94E-018.96E-018.98E-019.00E-019.03E-01  
 932370 SCAPT  
 2.24E+012.25E+012.26E+012.26E+012.28E+012.29E+012.35E+012.37E+012.39E+012.41E+01  
 2.43E+012.46E+012.46E+012.49E+012.52E+012.55E+012.59E+012.62E+01  
 942380 SCAPT  
 1.34E+011.35E+011.37E+011.38E+011.39E+011.41E+011.53E+011.56E+011.59E+011.62E+01  
 1.65E+011.68E+011.76E+011.79E+011.84E+011.88E+011.93E+011.97E+01  
 942380 SFISS  
 2.00E+002.00E+002.00E+002.01E+002.01E+002.01E+002.04E+002.05E+002.05E+002.06E+00  
 2.06E+002.07E+002.09E+002.10E+002.11E+002.12E+002.12E+002.13E+00  
 942390 SCAPT  
 2.27E+012.29E+012.31E+012.33E+012.36E+012.40E+012.62E+012.67E+012.72E+012.77E+01  
 2.83E+012.89E+013.02E+013.09E+013.16E+013.24E+013.33E+013.41E+01  
 942390 SFISS  
 4.03E+014.07E+014.11E+014.16E+014.21E+014.27E+014.67E+014.76E+014.85E+014.94E+01  
 5.05E+015.16E+015.38E+015.51E+015.64E+015.79E+015.94E+016.10E+01  
 942400 SCAPT  
 4.01E+014.02E+014.03E+014.03E+014.05E+014.06E+014.34E+014.36E+014.39E+014.41E+01  
 4.44E+014.48E+014.70E+014.76E+014.80E+014.85E+014.90E+014.96E+01  
 942410 SCAPT  
 1.46E+011.47E+011.49E+011.50E+011.52E+011.54E+011.68E+011.71E+011.74E+011.78E+01  
 1.81E+011.85E+011.94E+011.98E+012.03E+012.08E+012.13E+012.19E+01  
 942410 SFISS  
 4.83E+014.87E+014.90E+014.95E+015.00E+015.07E+015.48E+015.57E+015.66E+015.76E+01  
 5.86E+015.97E+016.22E+016.35E+016.49E+016.63E+016.79E+016.95E+01  
 942420 SCAPT  
 2.34E+012.34E+012.34E+012.33E+012.33E+012.33E+012.35E+012.35E+012.35E+012.35E+01  
 2.35E+012.35E+012.32E+012.33E+012.33E+012.34E+012.34E+012.34E+01  
 952410 SCAPT  
 5.16E+015.19E+015.22E+015.26E+015.30E+015.36E+015.62E+015.70E+015.77E+015.85E+01  
 5.94E+016.03E+016.13E+016.23E+016.35E+016.47E+016.60E+016.73E+01  
 952410 SCAPT1  
 6.38E+006.41E+006.45E+006.50E+006.55E+006.62E+006.95E+007.04E+007.13E+007.23E+00  
 7.34E+007.45E+007.57E+007.71E+007.85E+008.00E+008.15E+008.32E+00  
 952430 SCAPT  
 2.86E+012.86E+012.85E+012.85E+012.86E+012.86E+012.96E+012.97E+012.97E+012.98E+01  
 2.98E+012.99E+013.00E+013.02E+013.04E+013.05E+013.07E+013.08E+01  
 962420 SCAPT  
 4.93E+004.93E+004.93E+004.94E+004.94E+004.94E+005.08E+005.09E+005.10E+005.11E+00  
 5.11E+005.12E+005.17E+005.19E+005.20E+005.22E+005.24E+005.25E+00  
 962440 SCAPT  
 3.11E+003.11E+003.11E+003.11E+003.11E+003.19E+003.19E+003.20E+003.20E+00  
 3.21E+003.21E+003.24E+003.25E+003.26E+003.27E+003.28E+003.29E+00  
 0

27B4U ORNL 78

24

0.0 3.48E-017.02E-011.06E+001.42E+001.79E+001.79E+002.13E+002.48E+002.82E+00  
 3.17E+003.51E+003.51E+003.84E+004.16E+004.48E+004.81E+005.13E+005.13E+005.43E+00  
 5.73E+006.04E+006.34E+006.64E+00  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0

0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 0.0 0.0 0.0 0.0  
 922340 SCAPT  
 2.09E+012.09E+012.09E+012.09E+012.09E+012.09E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+01  
 2.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.09E+012.09E+01  
 2.08E+012.08E+012.08E+012.08E+01  
 922350 SCAPT  
 1.10E+011.09E+011.09E+011.09E+011.08E+011.08E+011.11E+011.10E+011.10E+011.09E+01  
 1.09E+011.09E+011.12E+011.11E+011.11E+011.11E+011.10E+011.10E+011.13E+011.13E+01  
 1.12E+011.12E+011.12E+011.12E+01  
 922350 SFISS  
 4.91E+014.88E+014.85E+014.83E+014.82E+014.81E+014.94E+014.91E+014.89E+014.87E+01  
 4.85E+014.84E+015.01E+014.97E+014.95E+014.93E+014.91E+014.90E+015.08E+015.05E+01  
 5.03E+015.01E+014.99E+014.98E+01  
 922360 SCAPT  
 8.33E+008.35E+008.37E+008.38E+008.40E+008.41E+008.25E+008.27E+008.29E+008.30E+00  
 8.31E+008.32E+008.20E+008.22E+008.23E+008.25E+008.26E+008.27E+008.16E+008.18E+00  
 8.20E+008.21E+008.22E+008.23E+00  
 922380 SCAPT  
 9.01E-019.01E-019.01E-019.01E-019.01E-019.01E-019.03E-019.03E-019.03E-019.04E-01  
 9.04E-019.04E-019.08E-019.08E-019.08E-019.08E-019.08E-019.08E-019.13E-019.13E-01  
 9.13E-019.13E-019.14E-019.14E-01  
 932370 SCAPT  
 3.40E+013.38E+013.37E+013.36E+013.35E+013.35E+013.44E+013.42E+013.41E+013.40E+01  
 3.39E+013.39E+013.45E+013.44E+013.43E+013.41E+013.41E+013.40E+013.45E+013.44E+01  
 3.43E+013.42E+013.41E+013.40E+01  
 942380 SCAPT  
 3.59E+013.57E+013.55E+013.54E+013.52E+013.52E+013.65E+013.62E+013.60E+013.59E+01  
 3.58E+013.57E+013.71E+013.69E+013.67E+013.65E+013.64E+013.63E+013.79E+013.76E+01  
 3.74E+013.73E+013.72E+013.71E+01  
 942380 SFISS  
 2.44E+002.43E+002.43E+002.43E+002.42E+002.42E+002.45E+002.45E+002.45E+002.44E+00  
 2.44E+002.44E+002.44E+002.48E+002.47E+002.46E+002.46E+002.46E+002.50E+002.49E+00  
 2.49E+002.49E+002.49E+002.48E+00  
 942390 SCAPT  
 6.91E+016.86E+016.82E+016.79E+016.77E+016.76E+016.62E+016.58E+016.54E+016.51E+01  
 6.49E+016.47E+016.49E+016.45E+016.41E+016.38E+016.36E+016.35E+016.42E+016.38E+01  
 6.34E+016.31E+016.29E+016.28E+01  
 942390 SFISS  
 1.22E+021.21E+021.20E+021.20E+021.19E+021.19E+021.18E+021.17E+021.17E+021.16E+02  
 1.16E+021.16E+021.17E+021.16E+021.15E+021.15E+021.14E+021.14E+021.16E+021.15E+02  
 1.15E+021.14E+021.14E+021.14E+02  
 942400 SCAPT  
 2.06E+022.05E+022.04E+022.03E+022.01E+022.00E+021.58E+021.57E+021.56E+021.55E+02  
 1.54E+021.53E+021.31E+021.30E+021.29E+021.28E+021.27E+021.15E+021.14E+02  
 1.14E+021.13E+021.12E+021.12E+02  
 942410 SCAPT  
 4.29E+014.26E+014.24E+014.22E+014.21E+014.20E+014.22E+014.19E+014.17E+014.15E+01  
 4.14E+014.13E+014.21E+014.18E+014.16E+014.14E+014.13E+014.12E+014.22E+014.19E+01  
 4.17E+014.15E+014.14E+014.13E+01  
 942410 SFISS  
 1.29E+021.28E+021.28E+021.27E+021.27E+021.26E+021.28E+021.27E+021.26E+021.26E+02  
 1.25E+021.25E+021.28E+021.27E+021.26E+021.26E+021.25E+021.25E+021.28E+021.28E+02  
 1.27E+021.26E+021.26E+021.26E+02  
 942420 SCAPT  
 3.06E+013.07E+013.08E+013.08E+013.09E+013.09E+013.06E+013.07E+013.08E+013.08E+01  
 3.09E+013.09E+013.05E+013.06E+013.06E+013.07E+013.07E+013.08E+013.02E+013.02E+01

3.03E+013.03E+013.04E+013.04E+01  
 952410 SCAPT  
 1.14E+021.13E+021.13E+021.12E+021.12E+021.12E+021.11E+021.10E+021.10E+021.09E+02  
 1.09E+021.09E+021.10E+021.09E+021.08E+021.08E+021.08E+021.07E+021.08E+021.08E+02  
 1.07E+021.07E+021.07E+021.06E+02  
 952410 SCAPT1  
 1.41E+011.40E+011.39E+011.39E+011.38E+011.38E+011.37E+011.36E+011.36E+011.35E+01  
 1.35E+011.34E+011.35E+011.35E+011.34E+011.33E+011.33E+011.33E+011.34E+011.33E+01  
 1.33E+011.32E+011.32E+011.31E+01  
 952430 SCAPT  
 4.04E+014.03E+014.01E+014.00E+013.98E+013.96E+014.11E+014.09E+014.07E+014.05E+01  
 4.04E+014.02E+014.14E+014.13E+014.11E+014.08E+014.07E+014.05E+014.16E+014.14E+01  
 4.13E+014.11E+014.08E+014.06E+01  
 962420 SCAPT  
 5.73E+005.73E+005.74E+005.74E+005.74E+005.75E+005.74E+005.75E+005.75E+005.75E+005.75E+00  
 5.75E+005.76E+005.76E+005.77E+005.77E+005.77E+005.77E+005.78E+005.79E+005.79E+00  
 5.80E+005.80E+005.80E+005.80E+00  
 962440 SCAPT  
 3.60E+003.60E+003.60E+003.60E+003.60E+003.60E+003.61E+003.61E+003.61E+003.61E+00  
 3.61E+003.61E+003.62E+003.62E+003.62E+003.62E+003.62E+003.63E+003.64E+003.64E+00  
 3.64E+003.64E+003.64E+003.64E+00  
 0

27B4RU ORNL 78

24  
 0.0 4.07E-018.12E-011.21E+001.61E+002.00E+002.00E+002.34E+002.68E+003.02E+00  
 3.36E+003.70E+003.70E+003.97E+004.25E+004.53E+004.81E+005.10E+005.10E+005.33E+00  
 5.57E+005.81E+006.06E+006.32E+00  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 0.0 0.0 0.0 0.0  
 922340 SCAPT  
 2.07E+012.06E+012.05E+012.05E+012.05E+012.05E+012.02E+012.02E+012.02E+012.02E+01  
 2.03E+012.03E+012.00E+012.00E+012.00E+012.00E+012.00E+012.00E+012.00E+012.00E+01  
 2.00E+012.00E+012.00E+012.00E+01  
 922350 SCAPT  
 1.07E+011.05E+011.04E+011.03E+011.03E+011.03E+011.01E+011.01E+011.01E+011.01E+01  
 1.01E+011.01E+019.86E+009.86E+009.86E+009.86E+009.87E+009.88E+009.87E+009.88E+00  
 9.88E+009.89E+009.90E+009.91E+00  
 922350 SFISS  
 4.74E+014.65E+014.58E+014.53E+014.49E+014.47E+014.39E+014.37E+014.36E+014.35E+01  
 4.35E+014.35E+014.21E+014.21E+014.21E+014.21E+014.22E+014.22E+014.20E+014.20E+01  
 4.20E+014.21E+014.21E+014.22E+01  
 922360 SCAPT  
 8.34E+008.37E+008.40E+008.42E+008.45E+008.46E+008.40E+008.42E+008.43E+008.44E+00  
 8.45E+008.46E+008.42E+008.43E+008.44E+008.44E+008.44E+008.44E+008.44E+008.44E+00  
 8.44E+008.44E+008.44E+008.44E+00  
 922380 SCAPT  
 9.00E-018.98E-018.97E-018.97E-018.97E-018.98E-018.98E-018.98E-018.99E-018.99E-01  
 8.99E-019.00E-018.99E-019.00E-019.00E-019.00E-019.01E-019.01E-019.05E-019.06E-01  
 9.06E-019.06E-019.06E-019.06E-01  
 932370 SCAPT  
 3.40E+013.36E+013.33E+013.30E+013.28E+013.27E+013.25E+013.24E+013.24E+013.23E+01  
 3.23E+013.22E+013.16E+013.16E+013.16E+013.16E+013.16E+013.16E+013.14E+013.14E+01  
 3.14E+013.14E+013.14E+013.14E+01  
 942380 SCAPT  
 3.45E+013.38E+013.33E+013.29E+013.26E+013.24E+013.20E+013.19E+013.18E+013.17E+01  
 3.17E+013.17E+013.07E+013.07E+013.07E+013.08E+013.08E+013.08E+013.07E+013.08E+01

3.08E+013.08E+013.09E+013.09E+01  
 942380 SFISS  
 2.41E+002.39E+002.38E+002.37E+002.37E+002.36E+002.36E+002.36E+002.36E+002.35E+00  
 2.35E+002.35E+002.34E+002.34E+002.34E+002.34E+002.34E+002.34E+002.34E+002.34E+00  
 2.35E+002.35E+002.35E+002.35E+00  
 942390 SCAPT  
 6.73E+016.58E+016.47E+016.40E+016.34E+016.30E+015.87E+015.85E+015.83E+015.82E+01  
 5.81E+015.81E+015.43E+015.43E+015.44E+015.44E+015.44E+015.45E+015.29E+015.29E+01  
 5.30E+015.31E+015.32E+015.33E+01  
 942390 SFISS  
 1.18E+021.16E+021.14E+021.13E+021.11E+021.11E+021.04E+021.04E+021.04E+021.03E+02  
 1.03E+021.03E+029.72E+019.72E+019.72E+019.73E+019.74E+019.75E+019.50E+019.52E+01  
 9.53E+019.54E+019.55E+019.57E+01  
 942400 SCAPT  
 2.05E+022.05E+022.04E+022.02E+022.00E+021.98E+021.53E+021.52E+021.52E+021.51E+02  
 1.50E+021.49E+021.24E+021.23E+021.22E+021.22E+021.21E+021.07E+021.07E+02  
 1.07E+021.06E+021.06E+021.06E+02  
 942410 SCAPT  
 4.14E+014.05E+013.99E+013.94E+013.90E+013.88E+013.71E+013.70E+013.68E+013.68E+01  
 3.67E+013.67E+013.49E+013.49E+013.49E+013.49E+013.50E+013.50E+013.44E+013.44E+01  
 3.45E+013.45E+013.46E+013.46E+01  
 942410 SFISS  
 1.25E+021.22E+021.20E+021.19E+021.18E+021.17E+021.13E+021.13E+021.12E+021.12E+02  
 1.12E+021.12E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.06E+021.06E+02  
 1.06E+021.06E+021.06E+021.06E+02  
 942420 SCAPT  
 3.04E+013.06E+013.07E+013.07E+013.08E+013.09E+013.09E+013.10E+013.10E+013.11E+01  
 3.11E+013.12E+013.11E+013.11E+013.11E+013.11E+013.11E+013.11E+013.11E+013.09E+013.09E+01  
 3.09E+013.09E+013.09E+013.09E+01  
 952410 SCAPT  
 1.13E+021.11E+021.09E+021.08E+021.07E+021.07E+021.02E+021.01E+021.01E+021.01E+02  
 1.01E+021.01E+029.59E+019.59E+019.58E+019.58E+019.58E+019.59E+019.38E+019.39E+01  
 9.39E+019.39E+019.40E+019.41E+01  
 952410 SCAPT1  
 1.39E+011.37E+011.35E+011.34E+011.33E+011.32E+011.26E+011.25E+011.25E+011.25E+01  
 1.24E+011.24E+011.19E+011.18E+011.18E+011.18E+011.18E+011.19E+011.16E+011.16E+01  
 1.16E+011.16E+011.16E+011.16E+01  
 952430 SCAPT  
 4.08E+014.07E+014.05E+014.02E+014.00E+013.97E+014.04E+014.02E+014.00E+013.98E+01  
 3.96E+013.95E+013.98E+013.96E+013.95E+013.94E+013.93E+013.92E+013.95E+013.94E+01  
 3.94E+013.93E+013.92E+013.91E+01  
 962420 SCAPT  
 5.70E+005.69E+005.69E+005.69E+005.69E+005.70E+005.69E+005.69E+005.70E+005.70E+00  
 5.70E+005.71E+005.69E+005.70E+005.70E+005.70E+005.70E+005.71E+005.72E+005.73E+00  
 5.73E+005.73E+005.73E+005.73E+00  
 962440 SCAPT  
 3.58E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+00  
 3.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.57E+003.59E+003.59E+00  
 3.59E+003.59E+003.59E+003.59E+00  
 0

27B4RM ORNL 78

24  
 0.0 3.17E-016.38E-019.66E-011.30E+001.64E+001.64E+001.99E+002.34E+002.69E+00  
 3.04E+003.40E+003.40E+003.79E+004.19E+004.58E+004.96E+005.35E+005.35E+005.77E+00  
 6.19E+006.60E+007.01E+007.40E+00  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0



0.0 0.0 0.0 0.0  
 922340 SCAPT  
 1.75E+011.76E+011.76E+011.77E+011.77E+011.77E+011.80E+011.80E+011.81E+011.81E+01  
 1.82E+011.82E+011.86E+011.87E+011.87E+011.88E+011.88E+011.89E+011.91E+011.91E+01  
 1.92E+011.92E+011.93E+011.94E+01  
 922350 SCAPT  
 6.88E+006.92E+006.97E+007.01E+007.05E+007.10E+007.33E+007.38E+007.43E+007.48E+00  
 7.54E+007.59E+008.00E+008.06E+008.12E+008.18E+008.24E+008.31E+008.63E+008.67E+00  
 8.71E+008.76E+008.81E+008.87E+00  
 922350 SFISS  
 2.54E+012.57E+012.59E+012.62E+012.64E+012.67E+012.78E+012.81E+012.84E+012.87E+01  
 2.90E+012.93E+013.15E+013.18E+013.22E+013.25E+013.29E+013.33E+013.52E+013.53E+01  
 3.56E+013.58E+013.61E+013.64E+01  
 922360 SCAPT  
 8.45E+008.45E+008.45E+008.45E+008.45E+008.45E+008.49E+008.50E+008.50E+008.50E+00  
 8.50E+008.50E+008.53E+008.53E+008.54E+008.54E+008.54E+008.54E+008.48E+008.49E+00  
 8.51E+008.52E+008.53E+008.53E+00  
 922380 SCAPT  
 8.30E-018.31E-018.31E-018.32E-018.33E-018.34E-018.44E-018.45E-018.46E-018.47E-01  
 8.48E-018.49E-018.60E-018.61E-018.63E-018.64E-018.66E-018.67E-018.73E-018.74E-01  
 8.76E-018.77E-018.79E-018.80E-01  
 932370 SCAPT  
 2.52E+012.53E+012.55E+012.56E+012.58E+012.59E+012.63E+012.64E+012.66E+012.67E+01  
 2.69E+012.71E+012.80E+012.82E+012.84E+012.85E+012.87E+012.89E+012.94E+012.96E+01  
 2.97E+012.98E+013.00E+013.02E+01  
 942380 SCAPT  
 1.75E+011.77E+011.79E+011.81E+011.83E+011.85E+011.94E+011.96E+011.98E+012.01E+01  
 2.03E+012.05E+012.23E+012.25E+012.28E+012.31E+012.34E+012.36E+012.51E+012.53E+01  
 2.55E+012.57E+012.59E+012.61E+01  
 942380 SFISS  
 2.04E+002.05E+002.05E+002.06E+002.06E+002.06E+002.08E+002.09E+002.09E+002.10E+00  
 2.10E+002.11E+002.15E+002.15E+002.16E+002.16E+002.17E+002.17E+002.21E+002.21E+00  
 2.21E+002.22E+002.22E+002.23E+00  
 942390 SCAPT  
 2.89E+012.93E+012.96E+013.00E+013.03E+013.07E+013.25E+013.29E+013.33E+013.37E+01  
 3.42E+013.46E+013.78E+013.83E+013.88E+013.93E+013.98E+014.03E+014.30E+014.32E+01  
 4.36E+014.39E+014.43E+014.47E+01  
 942390 SFISS  
 5.21E+015.27E+015.33E+015.39E+015.46E+015.53E+015.84E+015.92E+015.99E+016.07E+01  
 6.15E+016.23E+016.80E+016.89E+016.97E+017.06E+017.15E+017.25E+017.74E+017.78E+01  
 7.84E+017.91E+017.98E+018.05E+01  
 942400 SCAPT  
 4.42E+014.43E+014.45E+014.46E+014.47E+014.49E+014.65E+014.67E+014.69E+014.71E+01  
 4.72E+014.74E+015.06E+015.08E+015.10E+015.13E+015.15E+015.17E+015.47E+015.49E+01  
 5.51E+015.53E+015.55E+015.57E+01  
 942410 SCAPT  
 1.90E+011.92E+011.94E+011.96E+011.99E+012.01E+012.12E+012.15E+012.17E+012.20E+01  
 2.23E+012.25E+012.45E+012.49E+012.52E+012.55E+012.58E+012.61E+012.79E+012.80E+01  
 2.82E+012.85E+012.87E+012.90E+01  
 942410 SFISS  
 6.14E+016.20E+016.26E+016.33E+016.39E+016.46E+016.77E+016.85E+016.92E+017.00E+01  
 7.08E+017.16E+017.74E+017.83E+017.92E+018.01E+018.11E+018.20E+018.70E+018.75E+01  
 8.81E+018.87E+018.95E+019.03E+01  
 942420 SCAPT  
 2.46E+012.46E+012.46E+012.46E+012.46E+012.46E+012.45E+012.46E+012.46E+012.46E+01  
 2.46E+012.46E+012.45E+012.45E+012.46E+012.46E+012.46E+012.41E+012.42E+01  
 2.42E+012.43E+012.43E+012.43E+01

952410 SCAPT  
 6.13E+016.18E+016.23E+016.28E+016.33E+016.39E+016.59E+016.65E+016.71E+016.77E+01  
 6.83E+016.90E+017.31E+017.38E+017.45E+017.53E+017.60E+017.67E+017.99E+018.03E+01  
 8.08E+018.13E+018.19E+018.25E+01  
 952410 SCAPT1  
 7.58E+007.64E+007.70E+007.76E+007.83E+007.89E+008.15E+008.22E+008.29E+008.37E+00  
 8.44E+008.52E+009.04E+009.13E+009.21E+009.30E+009.39E+009.48E+009.87E+009.92E+00  
 9.98E+001.00E+011.01E+011.02E+01  
 952430 SCAPT  
 3.11E+013.12E+013.12E+013.12E+013.12E+013.12E+013.17E+013.17E+013.17E+013.18E+01  
 3.18E+013.18E+013.26E+013.27E+013.27E+013.28E+013.28E+013.29E+013.32E+013.33E+01  
 3.34E+013.34E+013.35E+013.36E+01  
 962420 SCAPT  
 5.13E+005.14E+005.15E+005.15E+005.16E+005.16E+005.24E+005.25E+005.25E+005.26E+00  
 5.27E+005.28E+005.36E+005.37E+005.38E+005.39E+005.40E+005.41E+005.43E+005.45E+00  
 5.46E+005.47E+005.48E+005.49E+00  
 962440 SCAPT  
 3.24E+003.24E+003.25E+003.25E+003.25E+003.26E+003.30E+003.30E+003.31E+003.31E+00  
 3.32E+003.32E+003.37E+003.37E+003.38E+003.39E+003.39E+003.40E+003.42E+003.42E+00  
 3.43E+003.44E+003.44E+003.45E+00

0

	30P3U 31 KFK KWO								
14									
4.99	0.042	0.62	0.87	0.91	1.35	2.12	2.17	2.99	3.99
	5.12	5.19	5.99						

922350 SCAPT  
 10.3 10.3 10.1 10.2 10.2 10.2 9.92 9.87 9.92 10.0  
 9.99 9.92 9.90 10.1  
 922350 SFISS  
 46.3 45.7 44.9 45.6 44.9 45.4 43.1 42.6 42.9 43.6  
 43.1 42.5 42.3 43.8  
 922360 SCAPT  
 8.62 8.63 8.22 8.0 8.0 7.76 7.52 7.53 7.18 6.86  
 6.64 6.63 6.64 6.41  
 922360 SFISS  
 .222 .222 .224 .224 .224 .224 .224 .223 .223 .222  
 .221 .220 .220 .220  
 922380 SCAPT  
 .830 .830 .827 .826 .826 .826 .826 .826 .827 .829  
 .831 .831 .831 .833  
 922380 SFISS  
 .114 .114 .114 .115 .114 .115 .114 .114 .114 .113  
 .113 .112 .112 .112  
 932370 SCAPT  
 32.1 32.2 31.8 31.7 31.7 31.7 31.1 31.1 31.0 30.9  
 30.8 30.6 30.6 30.8  
 932370 SFISS  
 .57 .57 .57 .57 .57 .57 .57 .57 .57 .57  
 .57 .57 .57 .56  
 942380 SCAPT  
 35.3 34.8 34.3 35.0 34.5 35.0 33.1 32.8 33.1 33.4  
 33.4 33.0 32.8 34.1  
 942380 SFISS  
 2.46 2.45 2.44 2.46 2.45 2.47 2.42 2.41 2.43 2.45  
 2.44 2.43 2.42 2.46

942390	SCAPT								
67.8	67.3	63.2	62.5	62.1	61.1	56.7	56.5	55.4	55.1
54.0	53.1	53.1	54.1						
942390	SFISS								
123.	122.	115.0	114.0	113.0	112.0	104.	104.	102.	102.
99.9	98.2	98.1	100.						
942400	SCAPT								
210.	209.0	200.0	187.0	183.0	177.0	162.0	153.0	145.0	129.0
115.0	109.0	108.0	104.0						
942400	SFISS								
.617	.617	.618	.619	.618	.617	.615	.614	.611	.608
.604	.604	.604	.60						
942410	SCAPT								
47.4	47.0	45.1	45.2	44.7	44.6	41.7	41.5	41.1	41.3
40.6	39.9	39.9	40.9						
942410	SFISS								
124.0	123.0	118.0	119.0	118.0	118.0	111.0	110.0	109.0	110.0
108.0	107.0	106.0	109.0						
942420	SCAPT								
27.0	27.2	27.2	26.9	27.1	27.0	27.2	27.3	27.0	26.6
26.2	26.2	26.3	25.6						
942420	SFISS								
.45	.45	.45	.46	.46	.46	.46	.45	.45	.45
.45	.45	.45	.45						
952410	SCAPT								
108.0	107.0	102.	101.	100.	99.1	93.9	93.7	92.1	91.5
90.1	88.9	89.0	89.9						
952410	SCAPT1								
13.3	13.3	12.6	12.5	12.4	12.2	11.6	11.6	11.4	11.3
11.1	11.0	11.0	11.1						
952410	SFISS								
1.27	1.26	1.23	1.22	1.22	1.21	1.17	1.17	1.15	1.13
1.13	1.13	1.13	1.13						
952430	SCAPT								
50.4	50.7	50.2	49.7	49.9	49.6	49.3	49.5	49.0	48.3
47.9	47.8	48.0	47.3						
952430	SFISS								
.68	.68	.68	.69	.68	.69	.68	.68	.68	.68
.67	.67	.67	.67						
962440	SCAPT								
17.2	17.2	17.2	17.1	17.2	17.1	17.3	17.4	17.3	17.2
17.2	17.3	17.3	17.1						
962440	SFISS								
1.65	1.65	1.65	1.65	1.65	1.65	1.66	1.66	1.65	1.65
1.65	1.65	1.65	1.64						

0

50P5U ORNL 80

30

0.0	5.79E-011	1.6E+001	1.76E+002	3.5E+002	9.5E+002	9.5E+003	5.0E+004	4.05E+004	6.0E+00
5.14E+005	6.9E+005	6.9E+006	1.8E+006	6.8E+007	1.8E+007	6.7E+008	1.6E+008	1.6E+008	6.1E+00
9.06E+009	5.2E+009	9.7E+001	1.04E+011	1.04E+011	1.08E+011	1.12E+011	1.17E+011	1.21E+011	1.25E+01
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
922340	SCAPT								
2.07E+012	0.7E+012	0.7E+012	0.7E+012	0.8E+012	0.8E+012	0.6E+012	0.7E+012	0.7E+012	0.7E+01
2.07E+012	0.8E+012	0.7E+012	0.7E+012	0.7E+012	0.7E+012	0.8E+012	0.8E+012	0.7E+012	0.7E+01

2.07E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.08E+012.09E+01  
 922350 SCAPT  
 9.37E+009.37E+009.38E+009.39E+009.41E+009.43E+009.49E+009.49E+009.49E+009.50E+00  
 9.52E+009.55E+009.62E+009.62E+009.62E+009.63E+009.65E+009.68E+009.76E+009.76E+00  
 9.77E+009.78E+009.80E+009.82E+009.93E+009.92E+009.93E+009.94E+009.96E+009.99E+00  
 922350 SFISS  
 4.02E+014.02E+014.02E+014.03E+014.03E+014.05E+014.08E+014.08E+014.08E+014.08E+01  
 4.09E+014.11E+014.15E+014.14E+014.14E+014.15E+014.16E+014.17E+014.22E+014.22E+01  
 4.22E+014.22E+014.23E+014.25E+014.30E+014.30E+014.30E+014.30E+014.31E+014.33E+01  
 922360 SCAPT  
 8.11E+008.12E+008.13E+008.14E+008.14E+008.15E+007.67E+007.68E+007.69E+007.70E+00  
 7.70E+007.71E+007.30E+007.31E+007.32E+007.33E+007.34E+007.34E+006.99E+007.00E+00  
 7.01E+007.02E+007.02E+007.03E+006.72E+006.73E+006.74E+006.75E+006.75E+006.76E+00  
 922380 SCAPT  
 9.20E-019.20E-019.21E-019.22E-019.23E-019.24E-019.25E-019.26E-019.26E-019.27E-01  
 9.28E-019.29E-019.31E-019.31E-019.32E-019.33E-019.34E-019.35E-019.37E-019.38E-01  
 9.39E-019.39E-019.40E-019.41E-019.44E-019.44E-019.45E-019.46E-019.47E-019.48E-01  
 932370 SCAPT  
 3.08E+013.07E+013.07E+013.07E+013.08E+013.08E+013.09E+013.09E+013.09E+013.09E+01  
 3.09E+013.10E+013.10E+013.10E+013.10E+013.10E+013.10E+013.11E+013.11E+013.11E+01  
 3.11E+013.11E+013.11E+013.11E+013.12E+013.11E+013.11E+013.11E+013.12E+013.12E+01  
 942380 SCAPT  
 2.90E+012.90E+012.90E+012.90E+012.91E+012.92E+012.96E+012.96E+012.96E+012.97E+01  
 2.97E+012.98E+013.03E+013.03E+013.03E+013.04E+013.04E+013.05E+013.11E+013.10E+01  
 3.11E+013.11E+013.12E+013.13E+013.19E+013.19E+013.19E+013.19E+013.20E+013.21E+01  
 942380 SFISS  
 2.18E+002.18E+002.18E+002.18E+002.18E+002.18E+002.20E+002.20E+002.20E+002.20E+00  
 2.20E+002.20E+002.22E+002.22E+002.22E+002.22E+002.22E+002.23E+002.24E+002.24E+00  
 2.24E+002.25E+002.25E+002.25E+002.27E+002.27E+002.27E+002.27E+002.27E+002.28E+00  
 942390 SCAPT  
 5.89E+015.89E+015.89E+015.90E+015.92E+015.94E+015.74E+015.73E+015.74E+015.75E+01  
 5.76E+015.78E+015.60E+015.59E+015.60E+015.61E+015.62E+015.64E+015.47E+015.46E+01  
 5.47E+015.48E+015.49E+015.51E+015.35E+015.34E+015.34E+015.35E+015.37E+015.39E+01  
 942390 SFISS  
 1.03E+021.03E+021.03E+021.03E+021.03E+021.03E+021.01E+021.01E+021.01E+021.01E+02  
 1.01E+021.02E+029.93E+019.92E+019.92E+019.94E+019.96E+011.00E+029.79E+019.78E+01  
 9.78E+019.80E+019.83E+019.86E+019.67E+019.66E+019.66E+019.68E+019.70E+019.74E+01  
 942400 SCAPT  
 1.77E+021.76E+021.75E+021.74E+021.73E+021.72E+021.43E+021.43E+021.42E+021.41E+02  
 1.41E+021.40E+021.24E+021.24E+021.23E+021.23E+021.22E+021.21E+021.12E+021.11E+02  
 1.11E+021.10E+021.10E+021.09E+021.03E+021.03E+021.02E+021.02E+021.01E+021.01E+02  
 942410 SCAPT  
 3.53E+013.53E+013.53E+013.54E+013.55E+013.56E+013.52E+013.51E+013.51E+013.52E+01  
 3.53E+013.54E+013.51E+013.50E+013.50E+013.51E+013.52E+013.53E+013.53E+013.50E+01  
 3.50E+013.51E+013.52E+013.53E+013.50E+013.50E+013.50E+013.51E+013.52E+013.53E+01  
 942410 SFISS  
 1.07E+021.06E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.06E+021.06E+021.06E+021.07E+02  
 1.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+02  
 1.07E+021.07E+021.07E+021.08E+021.07E+021.07E+021.07E+021.07E+021.08E+021.08E+02  
 942420 SCAPT  
 3.03E+013.03E+013.31E+013.31E+013.31E+013.32E+013.18E+013.19E+013.19E+013.20E+01  
 3.20E+013.20E+013.08E+013.08E+013.09E+013.09E+013.09E+013.09E+012.98E+012.99E+01  
 2.99E+012.99E+013.00E+013.00E+012.89E+012.90E+012.90E+012.91E+012.91E+012.91E+01  
 952410 SCAPT  
 9.37E+019.36E+019.36E+019.36E+019.38E+019.40E+019.22E+019.21E+019.21E+019.21E+01  
 9.23E+019.25E+019.08E+019.07E+019.06E+019.07E+019.08E+019.11E+018.94E+018.93E+01  
 8.93E+018.93E+018.95E+018.97E+018.81E+018.80E+018.79E+018.80E+018.81E+018.83E+01

952410 SCAPT1  
 1.16E+011.16E+011.16E+011.16E+011.16E+011.16E+011.14E+011.14E+011.14E+011.14E+01  
 1.14E+011.14E+011.12E+011.12E+011.12E+011.12E+011.12E+011.12E+011.13E+011.10E+011.10E+01  
 1.10E+011.10E+011.11E+011.11E+011.09E+011.09E+011.09E+011.09E+011.09E+011.09E+01  
 952430 SCAPT  
 4.91E+014.89E+014.87E+014.85E+014.83E+014.82E+014.98E+014.96E+014.95E+014.93E+01  
 4.91E+014.88E+015.01E+015.00E+014.98E+014.96E+014.94E+014.92E+015.03E+015.02E+01  
 5.00E+014.98E+014.96E+014.94E+015.05E+015.04E+015.02E+015.00E+014.98E+014.96E+01  
 962420 SCAPT  
 5.67E+005.67E+005.68E+005.69E+005.69E+005.70E+005.69E+005.69E+005.70E+005.70E+00  
 5.71E+005.72E+005.70E+005.71E+005.72E+005.72E+005.73E+005.73E+005.72E+005.73E+00  
 5.73E+005.74E+005.75E+005.75E+005.74E+005.75E+005.75E+005.76E+005.76E+005.77E+00  
 962440 SCAPT  
 1.38E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+01  
 1.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.39E+011.40E+011.40E+011.39E+011.39E+01  
 1.39E+011.40E+011.40E+011.40E+011.39E+011.39E+011.40E+011.40E+011.40E+011.40E+01  
 0

33P3U 32 KFK BIB

15  
 0.0 0.035 0.39 1.0 1.8 2.6 2.65 2.9 3.65 4.43  
 5.22 5.26 5.6 6.25 7.0

922350 SCAPT  
 9.98E+009.89E+009.83E+009.77E+009.79E+009.51E+009.44E+009.49E+009.57E+009.68E+00  
 9.45E+009.39E+009.46E+009.56E+009.69E+00  
 922350 SFISS  
 4.40E+014.31E+014.28E+014.24E+014.26E+014.03E+013.96E+014.00E+014.06E+014.14E+01  
 3.95E+013.89E+013.94E+014.02E+014.11E+01  
 922360 SCAPT  
 8.58E+008.61E+008.34E+007.93E+007.52E+007.30E+007.32E+007.17E+006.93E+006.68E+00  
 6.57E+006.59E+006.49E+006.33E+006.16E+00  
 922360 SFISS  
 2.24E-012.24E-012.25E-012.26E-012.26E-012.25E-012.24E-012.24E-012.24E-012.24E-01  
 2.22E-012.22E-012.22E-012.21E-012.21E-01  
 922380 SCAPT  
 8.25E-018.25E-018.23E-018.21E-018.21E-018.21E-018.22E-018.22E-018.23E-018.24E-01  
 8.25E-018.25E-018.26E-018.27E-018.28E-01  
 922380 SFISS  
 1.14E-011.14E-011.15E-011.15E-011.15E-011.15E-011.14E-011.14E-011.14E-01  
 1.13E-011.13E-011.13E-011.13E-011.12E-01  
 932370 SCAPT  
 3.14E+013.14E+013.12E+013.08E+013.07E+013.01E+013.01E+013.00E+013.00E+013.01E+01  
 2.96E+012.96E+012.96E+012.97E+012.97E+01  
 932370 SFISS  
 5.73E-015.72E-015.75E-015.77E-015.77E-015.77E-015.76E-015.76E-015.75E-015.74E-01  
 5.72E-015.72E-015.71E-015.70E-015.69E-01  
 942380 SCAPT  
 3.34E+013.27E+013.25E+013.24E+013.27E+013.09E+013.04E+013.07E+013.13E+013.20E+01  
 3.04E+013.00E+013.04E+013.11E+013.19E+01  
 942380 SFISS  
 2.42E+002.40E+002.40E+002.40E+002.41E+002.37E+002.36E+002.37E+002.38E+002.40E+00  
 2.37E+002.35E+002.37E+002.38E+002.41E+00  
 942390 SCAPT  
 6.47E+016.40E+016.15E+015.84E+015.64E+015.25E+015.21E+015.19E+015.17E+015.18E+01  
 4.92E+014.89E+014.92E+014.95E+015.02E+01  
 942390 SFISS

1.17E+021.16E+021.12E+021.07E+021.03E+029.63E+019.53E+019.53E+019.52E+019.58E+01  
 9.08E+019.01E+019.07E+019.16E+019.30E+01  
 942400 SCAPT  
 206. 199.5 185.5 169.5 151.5 140.5 137. 129. 119. 110.  
 105.5 103.5 99.5 94. 88.5  
 942400 SFISS  
 6.21E-016.21E-016.23E-016.22E-016.20E-016.18E-016.17E-016.16E-016.14E-016.11E-01  
 6.09E-016.09E-016.08E-016.06E-016.04E-01  
 942410 SCAPT  
 4.52E+014.45E+014.34E+014.21E+014.14E+013.87E+013.83E+013.84E+013.86E+013.89E+01  
 3.70E+013.66E+013.70E+013.74E+013.81E+01  
 942410 SFISS  
 1.18E+021.16E+021.14E+021.11E+021.10E+021.03E+021.02E+021.02E+021.03E+021.04E+02  
 9.88E+019.78E+019.87E+011.00E+021.02E+02  
 942420 SCAPT  
 2.69E+012.71E+012.70E+012.69E+012.68E+012.69E+012.71E+012.69E+012.66E+012.62E+01  
 2.60E+012.61E+012.59E+012.54E+012.47E+01  
 942420 SFISS  
 4.56E-014.55E-014.57E-014.59E-014.60E-014.59E-014.58E-014.58E-014.58E-014.57E-01  
 4.55E-014.54E-014.54E-014.53E-014.52E-01  
 952410 SCAPT  
 104.13 103.24 99.68 96.12 93.45 88.29 87.93 87.58 87.13 87.04  
 83.93 83.66 83.84 84.02 84.55  
 952410 SCAPT1  
 12.87 12.76 12.32 11.88 11.55 10.91 19.87 10.82 10.77 10.76  
 10.37 10.34 10.36 10.38 10.45  
 952410 SFISS  
 1.24E+001.24E+001.22E+001.19E+001.17E+001.14E+001.13E+001.13E+001.12E+001.12E+00  
 1.10E+001.10E+001.10E+001.10E+001.10E+00  
 952430 SCAPT  
 5.00E+015.02E+014.99E+014.94E+014.88E+014.86E+014.88E+014.85E+014.80E+014.75E+01  
 4.72E+014.74E+014.71E+014.66E+014.61E+01  
 952430 SFISS  
 6.85E-016.84E-016.87E-016.89E-016.90E-016.87E-016.86E-016.86E-016.85E-016.84E-01  
 6.80E-016.79E-016.79E-016.78E-016.76E-01  
 962440 SCAPT  
 1.71E+011.72E+011.72E+011.71E+011.70E+011.72E+011.73E+011.73E+011.72E+011.70E+01  
 1.72E+011.73E+011.72E+011.71E+011.70E+01  
 962440 SFISS  
 1.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.66E+001.65E+001.65E+001.64E+00  
 1.65E+001.65E+001.65E+001.64E+001.63E+00  
 0

30P4U 31 KFK TRI

17  
 0.0 0.032 0.42 0.81 1.25 1.29 1.6 2.15 2.71 2.75  
 3.22 3.78 4.33 4.37 4.92 5.48 6.13 6.60

922350 SCAPT  
 9.24E+009.16E+008.99E+008.87E+008.84E+008.77E+008.72E+008.66E+008.68E+008.62E+00  
 8.60E+008.59E+008.53E+008.48E+008.47E+008.45E+008.46E+00  
 922350 SFISS  
 3.90E+013.83E+013.71E+013.63E+013.62E+013.55E+013.52E+013.48E+013.50E+013.44E+01  
 3.43E+013.41E+013.37E+013.32E+013.31E+013.30E+013.30E+01  
 922360 SCAPT  
 8.53E+008.56E+008.28E+008.03E+007.74E+007.76E+007.60E+007.34E+007.08E+007.10E+00  
 6.93E+006.75E+006.61E+006.62E+006.47E+006.34E+006.21E+00

922360 SFISS  
 2.25E-012.24E-012.26E-012.26E-012.27E-012.27E-012.27E-012.27E-012.27E-012.27E-01  
 2.27E-012.27E-012.26E-012.26E-012.25E-012.25E-012.25E-01  
 922380 SCAPT  
 8.05E-018.05E-018.02E-018.00E-017.98E-017.98E-017.98E-017.97E-017.95E-017.96E-01  
 7.95E-017.95E-017.96E-017.96E-017.96E-017.95E-017.95E-01  
 922380 SFISS  
 1.15E-011.14E-011.15E-011.15E-011.16E-011.16E-011.16E-011.16E-011.16E-011.16E-01  
 1.16E-011.15E-011.15E-011.15E-011.15E-011.15E-011.15E-01  
 932370 SCAPT  
 2.99E+012.98E+012.94E+012.91E+012.88E+012.87E+012.85E+012.83E+012.81E+012.80E+01  
 2.79E+012.77E+012.75E+012.75E+012.73E+012.72E+012.71E+01  
 932370 SFISS  
 5.77E-015.77E-015.80E-015.82E-015.84E-015.83E-015.84E-015.84E-015.85E-015.85E-01  
 5.85E-015.84E-015.83E-015.83E-015.82E-015.82E-015.82E-01  
 942380 SCAPT  
 2.93E+012.87E+012.79E+012.74E+012.74E+012.69E+012.67E+012.64E+012.67E+012.62E+01  
 2.62E+012.61E+012.57E+012.53E+012.53E+012.52E+012.53E+01  
 942380 SFISS  
 2.31E+002.29E+002.28E+002.27E+002.27E+002.26E+002.26E+002.25E+002.26E+002.25E+00  
 2.25E+002.25E+002.24E+002.23E+002.23E+002.23E+002.24E+00  
 942390 SCAPT  
 5.84E+015.77E+015.39E+015.13E+014.92E+014.87E+014.75E+014.58E+014.49E+014.45E+01  
 4.38E+014.31E+014.20E+014.17E+014.11E+014.06E+014.03E+01  
 942390 SFISS  
 1.05E+021.04E+029.73E+019.28E+018.95E+018.84E+018.64E+018.36E+018.22E+018.14E+01  
 8.02E+017.90E+017.71E+017.64E+017.55E+017.47E+017.42E+01  
 942400 SCAPT  
 200. 192.5 180.5 170. 163.5 159.5 151. 139.5 138.5 134.5  
 122. 115. 111.5 108. 102.5 98.0 93.5  
 942400 SFISS  
 6.25E-016.25E-016.27E-016.28E-016.28E-016.27E-016.27E-016.26E-016.25E-016.24E-01  
 6.23E-016.22E-016.20E-016.20E-016.19E-016.18E-016.17E-01  
 942410 SCAPT  
 4.03E+013.98E+013.78E+013.64E+013.56E+013.51E+013.45E+013.36E+013.33E+013.29E+01  
 3.25E+013.22E+013.15E+013.12E+013.09E+013.06E+013.05E+01  
 942410 SFISS  
 1.05E+021.04E+029.94E+019.60E+019.42E+019.28E+019.15E+018.94E+018.89E+018.77E+01  
 8.69E+018.61E+018.44E+018.35E+018.29E+018.22E+018.20E+01  
 942420 SCAPT  
 2.65E+012.66E+012.66E+012.66E+012.64E+012.66E+012.66E+012.65E+012.62E+012.63E+01  
 2.61E+012.59E+012.57E+012.58E+012.55E+012.51E+012.48E+01  
 942420 SFISS  
 4.59E-014.58E-014.61E-014.62E-014.64E-014.64E-014.64E-014.64E-014.65E-014.65E-01  
 4.65E-014.64E-014.63E-014.63E-014.63E-014.62E-014.62E-01  
 952410 SCAPT  
 9.58E+019.51E+019.03E+018.69E+018.40E+018.35E+018.20E+017.97E+017.83E+017.79E+01  
 7.69E+017.58E+017.43E+017.40E+017.32E+017.24E+017.18E+01  
 952410 SCAPT1  
 1.18E+011.18E+011.12E+011.07E+011.04E+011.03E+011.01E+019.86E+009.67E+009.63E+00  
 9.50E+009.37E+009.18E+009.15E+009.05E+008.95E+008.88E+00  
 952410 SFISS  
 1.19E+001.19E+001.16E+001.14E+001.12E+001.11E+001.10E+001.09E+001.08E+001.07E+00  
 1.07E+001.06E+001.05E+001.04E+001.04E+001.03E+001.03E+00  
 952430 SCAPT  
 4.90E+014.92E+014.89E+014.85E+014.79E+014.81E+014.79E+014.75E+014.68E+014.70E+01  
 4.66E+014.62E+014.58E+014.60E+014.56E+014.51E+014.47E+01

952430 SFISS  
6.88E-016.87E-016.90E-016.92E-016.95E-016.94E-016.94E-016.95E-016.96E-016.95E-01  
6.94E-016.94E-016.92E-016.91E-016.90E-016.90E-016.89E-01  
962440 SCAPT  
1.70E+011.71E+011.71E+011.71E+011.70E+011.71E+011.71E+011.71E+011.69E+011.70E+01  
1.70E+011.69E+011.69E+011.70E+011.70E+011.69E+011.68E+01  
962440 SFISS  
1.64E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.64E+001.65E+00  
1.65E+001.64E+001.64E+001.64E+001.64E+001.64E+001.63E+00

38P3U 30 KFK KWO

13  
0.0 0.092 0.91 1.97 3.02 3.12 3.87 4.7 5.5 6.32  
6.45 7.27 8.05 9.0

922350 SCAPT  
1.02E+011.01E+019.90E+009.89E+009.62E+009.57E+009.61E+009.68E+009.78E+009.56E+00  
9.55E+009.63E+009.74E+00  
922350 SFISS  
4.50E+014.42E+014.31E+014.30E+014.08E+014.03E+014.06E+014.11E+014.18E+014.00E+01  
3.98E+014.04E+014.12E+01  
922360 SCAPT  
8.62E+008.60E+008.03E+007.48E+007.15E+007.16E+006.89E+006.65E+006.43E+006.33E+00  
6.33E+006.16E+006.01E+00  
922360 SFISS  
2.22E-012.21E-012.23E-012.23E-012.22E-012.22E-012.21E-012.21E-012.20E-012.19E-01  
2.18E-012.18E-012.17E-01  
922380 SCAPT  
8.16E-018.16E-018.12E-018.12E-018.11E-018.12E-018.12E-018.13E-018.15E-018.14E-01  
8.15E-018.16E-018.17E-01  
922380 SFISS  
1.13E-011.13E-011.14E-011.14E-011.13E-011.13E-011.13E-011.12E-011.12E-011.11E-01  
1.11E-011.11E-011.11E-01  
932370 SCAPT  
3.18E+013.18E+013.12E+013.09E+013.03E+013.03E+013.02E+013.01E+013.01E+012.97E+01  
2.97E+012.97E+012.98E+01  
932370 SFISS  
5.67E-015.67E-015.71E-015.73E-015.72E-015.71E-015.70E-015.69E-015.68E-015.66E-01  
5.65E-015.64E-015.63E-01  
942380 SCAPT  
3.42E+013.36E+013.30E+013.31E+013.14E+013.10E+013.13E+013.18E+013.24E+013.10E+01  
3.08E+013.13E+013.20E+01  
942380 SFISS  
2.43E+002.42E+002.41E+002.42E+002.38E+002.37E+002.38E+002.40E+002.42E+002.38E+00  
2.37E+002.39E+002.41E+00  
942390 SCAPT  
6.62E+016.53E+015.97E+015.66E+015.24E+015.22E+015.16E+015.13E+015.15E+014.91E+01  
4.92E+014.94E+014.99E+01  
942390 SFISS  
1.20E+021.18E+021.09E+021.04E+029.64E+019.58E+019.50E+019.49E+019.54E+019.08E+01  
9.08E+019.14E+019.26E+01  
942400 SCAPT  
206. 192.5 168. 144.5 133.5 127. 116.5 108. 100.5 96.5  
93. 88.5 85.5  
942400 SFISS  
6.16E-016.16E-016.18E-016.15E-016.12E-016.11E-016.09E-016.06E-016.04E-016.02E-01



6.01E-016.00E-015.98E-01  
 942410 SCAPT  
 4.62E+014.55E+014.29E+014.17E+013.89E+013.86E+013.85E+013.86E+013.90E+013.72E+01  
 3.71E+013.74E+013.80E+01  
 942410 SFISS  
 1.21E+021.19E+021.13E+021.10E+021.04E+021.03E+021.03E+021.03E+021.04E+029.94E+01  
 9.92E+011.00E+021.02E+02  
 942420 SCAPT  
 2.70E+012.72E+012.71E+012.69E+012.69E+012.71E+012.67E+012.62E+012.56E+012.52E+01  
 2.52E+012.45E+012.38E+01  
 942420 SFISS  
 4.51E-014.51E-014.55E-014.53E-014.54E-014.54E-014.53E-014.52E-014.51E-014.50E-01  
 4.49E-014.48E-014.47E-01  
 952410 SCAPT  
 1.06E+021.05E+029.76E+019.34E+018.83E+018.81E+018.71E+018.66E+018.65E+018.35E+01  
 8.37E+018.37E+018.41E+01  
 952410 SCAPT1  
 1.31E+011.29E+011.21E+011.15E+011.09E+011.09E+011.08E+011.07E+011.07E+011.03E+01  
 1.03E+011.03E+011.04E+01  
 952410 SFISS  
 1.25E+001.24E+001.20E+001.17E+001.13E+001.13E+001.12E+001.11E+001.11E+001.09E+00  
 1.09E+001.08E+001.08E+00  
 952430 SCAPT  
 5.03E+015.05E+014.98E+014.90E+014.85E+014.87E+014.82E+014.76E+014.70E+014.66E+01  
 4.68E+014.62E+014.56E+01  
 952430 SFISS  
 6.76E-016.76E-016.81E-016.82E-016.79E-016.77E-016.77E-016.75E-016.73E-016.70E-01  
 6.68E-016.67E-016.66E-01  
 962440 SCAPT  
 1.72E+011.73E+011.72E+011.71E+011.73E+011.74E+011.73E+011.72E+011.71E+011.72E+01  
 1.73E+011.71E+011.70E+01  
 962440 SFISS  
 1.64E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.66E+001.65E+001.64E+001.64E+001.64E+00  
 1.64E+001.63E+001.62E+00  
 0

38P3U 28 KFK KWO

14	0.0	0.55	0.83	1.61	2.40	3.3	3.39	4.12	4.9	5.68
6.47	6.57	7.35	8.13	9.0						

922350 SCAPT  
 1.06E+011.05E+011.03E+011.02E+011.02E+019.94E+009.89E+009.94E+001.00E+011.01E+01  
 9.89E+009.87E+009.95E+001.01E+01  
 922350 SFISS  
 4.76E+014.68E+014.54E+014.48E+014.52E+014.28E+014.23E+014.27E+014.33E+014.40E+01  
 4.21E+014.18E+014.25E+014.34E+01  
 922360 SCAPT  
 8.63E+008.65E+008.13E+007.71E+007.35E+007.13E+007.14E+006.90E+006.68E+006.49E+00  
 6.40E+006.41E+006.25E+006.10E+00  
 922360 SFISS  
 2.19E-012.19E-012.21E-012.21E-012.21E-012.20E-012.20E-012.19E-012.19E-012.18E-01  
 2.17E-012.16E-012.16E-012.16E-01  
 922380 SCAPT  
 8.30E-018.30E-018.25E-018.24E-018.24E-018.24E-018.24E-018.25E-018.26E-018.28E-01  
 8.27E-018.28E-018.28E-018.30E-01  
 922380 SFISS

1.12E-011.12E-011.13E-011.13E-011.13E-011.12E-011.12E-011.12E-011.11E-011.11E-01  
 1.10E-011.10E-011.10E-011.10E-011.10E-01  
 932370 SCAPT  
 3.26E+013.26E+013.20E+013.16E+013.15E+013.09E+013.09E+013.08E+013.08E+013.09E+01  
 3.04E+013.04E+013.04E+013.05E+01  
 932370 SFISS  
 5.61E-015.61E-015.66E-015.67E-015.67E-015.66E-015.65E-015.65E-015.64E-015.62E-01  
 5.61E-015.60E-015.59E-015.58E-01  
 942380 SCAPT  
 3.63E+013.56E+013.48E+013.45E+013.50E+013.31E+013.26E+013.30E+013.36E+013.43E+01  
 3.26E+013.24E+013.30E+013.38E+01  
 942380 SFISS  
 2.49E+002.47E+002.46E+002.45E+002.47E+002.43E+002.41E+002.43E+002.44E+002.46E+00  
 2.42E+002.42E+002.43E+002.46E+00  
 942390 SCAPT  
 6.95E+016.87E+016.27E+015.95E+015.83E+015.44E+015.41E+015.38E+015.37E+015.40E+01  
 5.15E+015.16E+015.19E+015.25E+01  
 942390 SFISS  
 1.26E+021.24E+021.14E+021.09E+021.07E+021.00E+029.97E+019.93E+019.95E+011.00E+02  
 9.54E+019.54E+019.62E+019.76E+01  
 942400 SCAPT  
 209. 196.5 175. 155. 136.5 131. 125.5 116.5 113. 105.5  
 96.5 93.5 89.5 87.0  
 942400 SFISS  
 6.10E-016.10E-016.13E-016.11E-016.08E-016.06E-016.05E-016.03E-016.01E-015.98E-01  
 5.97E-015.96E-015.95E-015.93E-01  
 942410 SCAPT  
 4.87E+014.81E+014.51E+014.36E+014.33E+014.06E+014.03E+014.03E+014.05E+014.10E+01  
 3.90E+013.90E+013.93E+014.00E+01  
 942410 SFISS  
 1.27E+021.26E+021.19E+021.15E+021.15E+021.08E+021.07E+021.07E+021.08E+021.09E+02  
 1.04E+021.04E+021.05E+021.07E+02  
 942420 SCAPT  
 2.71E+012.73E+012.73E+012.72E+012.70E+012.70E+012.71E+012.67E+012.61E+012.55E+01  
 2.51E+012.52E+012.45E+012.38E+01  
 942420 SFISS  
 4.46E-014.46E-014.50E-014.51E-014.51E-014.50E-014.49E-014.49E-014.48E-014.47E-01  
 4.46E-014.45E-014.44E-014.43E-01  
 952410 SCAPT  
 1.10E+021.09E+021.01E+029.73E+019.55E+019.09E+019.07E+019.00E+018.97E+018.98E+01  
 8.67E+018.69E+018.70E+018.75E+01  
 952410 SCAPT1  
 1.36E+011.35E+011.25E+011.20E+011.18E+011.12E+011.12E+011.11E+011.11E+011.11E+01  
 1.07E+011.07E+011.08E+011.08E+01  
 952410 SFISS  
 1.27E+001.27E+001.22E+001.19E+001.17E+001.14E+001.14E+001.13E+001.13E+001.12E+00  
 1.10E+001.10E+001.10E+001.10E+00  
 952430 SCAPT  
 5.06E+015.09E+015.03E+014.97E+014.91E+014.88E+014.90E+014.85E+014.79E+014.74E+01  
 4.70E+014.71E+014.66E+014.60E+01  
 952430 SFISS  
 6.70E-016.68E-016.74E-016.76E-016.76E-016.73E-016.72E-016.71E-016.69E-016.67E-01  
 6.65E-016.63E-016.62E-016.60E-01  
 962440 SCAPT  
 1.72E+011.73E+011.73E+011.73E+011.72E+011.74E+011.74E+011.74E+011.73E+011.71E+01  
 1.73E+011.73E+011.72E+011.71E+01  
 962440 SFISS

1.64E+001.65E+001.65E+001.65E+001.64E+001.65E+001.65E+001.65E+001.64E+001.64E+00  
1.64E+001.64E+001.63E+001.62E+00

0

36P3U 34 KFK BIB

15  
0.0 0.042 0.42 1.13 1.98 2.84 2.89 3.27 3.98 4.84  
5.70 5.74 6.12 6.83 7.69 8.55

922350 SCAPT  
9.70E+009.61E+009.55E+009.50E+009.52E+009.27E+009.21E+009.26E+009.34E+009.46E+00  
9.25E+009.19E+009.26E+009.36E+009.49E+00  
922350 SFISS  
4.22E+014.14E+014.10E+014.07E+014.09E+013.88E+013.82E+013.86E+013.91E+014.00E+01  
3.82E+013.77E+013.82E+013.89E+013.99E+01  
922360 SCAPT  
8.57E+008.60E+008.30E+007.86E+007.42E+007.18E+007.20E+007.04E+006.79E+006.54E+00  
6.41E+006.43E+006.33E+006.17E+006.01E+00  
922360 SFISS  
2.26E-012.26E-012.27E-012.28E-012.28E-012.27E-012.26E-012.26E-012.26E-012.25E-01  
2.24E-012.23E-012.23E-012.22E-012.22E-01  
932370 SCAPT  
3.09E+013.08E+013.06E+013.03E+013.01E+012.96E+012.95E+012.95E+012.95E+012.95E+01  
2.91E+012.91E+012.91E+012.92E+012.93E+01  
932370 SFISS  
5.78E-015.77E-015.80E-015.82E-015.82E-015.81E-015.80E-015.80E-015.79E-015.78E-01  
5.76E-015.75E-015.74E-015.73E-015.72E-01  
922380 SCAPT  
8.18E-018.18E-018.16E-018.14E-018.15E-018.15E-018.16E-018.16E-018.17E-018.18E-01  
8.19E-018.20E-018.20E-018.22E-018.23E-01  
922380 SFISS  
1.16E-011.15E-011.16E-011.16E-011.16E-011.16E-011.15E-011.15E-011.15E-011.15E-01  
1.14E-011.14E-011.14E-011.13E-011.13E-01  
942380 SCAPT  
3.19E+013.13E+013.11E+013.10E+013.13E+012.97E+012.92E+012.96E+013.01E+013.09E+01  
2.94E+012.90E+012.94E+013.01E+013.09E+01  
942380 SFISS  
2.38E+002.36E+002.36E+002.37E+002.38E+002.34E+002.33E+002.34E+002.35E+002.38E+00  
2.34E+002.33E+002.34E+002.36E+002.38E+00  
942390 SCAPT  
6.25E+016.18E+015.93E+015.62E+015.43E+015.05E+015.02E+015.00E+014.99E+015.00E+01  
4.76E+014.73E+014.76E+014.80E+014.86E+01  
942390 SFISS  
1.13E+021.11E+021.07E+021.02E+029.94E+019.26E+019.18E+019.17E+019.17E+019.23E+01  
8.77E+018.71E+018.77E+018.86E+019.01E+01  
942400 SCAPT  
204.5 197.5 181. 161.5 143.5 134.5 131. 123. 113. 104.  
99.5 97. 92.5 88. 85.  
942400 SFISS  
6.26E-016.26E-016.27E-016.27E-016.24E-016.21E-016.21E-016.19E-016.17E-016.14E-01  
6.12E-016.12E-016.11E-016.09E-016.06E-01  
942410 SCAPT  
4.34E+014.29E+014.17E+014.04E+013.97E+013.73E+013.69E+013.70E+013.72E+013.76E+01  
3.58E+013.54E+013.58E+013.62E+013.69E+01  
942410 SFISS  
1.14E+021.12E+021.10E+021.07E+021.05E+029.91E+019.80E+019.84E+019.90E+011.00E+02  
9.56E+019.46E+019.55E+019.69E+019.87E+01

942420 SCAPT  
 2.68E+012.70E+012.69E+012.68E+012.67E+012.68E+012.70E+012.68E+012.65E+012.60E+01  
 2.58E+012.59E+012.56E+012.51E+012.44E+01  
 942420 SFISS  
 4.60E-014.60E-014.62E-014.63E-014.63E-014.62E-014.61E-014.61E-014.61E-014.60E-01  
 4.58E-014.57E-014.56E-014.56E-014.54E-01  
 952410 SCAPT  
 1.01E+021.00E+029.70E+019.29E+019.02E+018.57E+018.54E+018.51E+018.47E+018.46E+01  
 8.17E+018.14E+018.16E+018.19E+018.24E+01  
 952410 SCAPT1  
 1.25E+011.24E+011.20E+011.15E+011.12E+011.06E+011.06E+011.05E+011.05E+011.05E+01  
 1.01E+011.01E+011.01E+011.01E+011.02E+01  
 952410 SFISS  
 1.23E+001.23E+001.20E+001.18E+001.16E+001.12E+001.12E+001.12E+001.11E+001.11E+00  
 1.09E+001.08E+001.08E+001.08E+001.08E+00  
 952430 SCAPT  
 4.97E+015.00E+014.96E+014.91E+014.85E+014.82E+014.84E+014.81E+014.76E+014.70E+01  
 4.67E+014.69E+014.66E+014.61E+014.55E+01  
 952430 SFISS  
 6.92E-016.90E-016.93E-016.95E-016.96E-016.93E-016.91E-016.91E-016.90E-016.88E-01  
 6.84E-016.83E-016.82E-016.81E-016.79E-01  
 962440 SCAPT  
 1.71E+011.72E+011.71E+011.71E+011.70E+011.72E+011.73E+011.72E+011.71E+011.70E+01  
 1.71E+011.72E+011.71E+011.70E+011.69E+01  
 962440 SFISS  
 1.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.65E+001.66E+001.66E+001.66E+001.65E+001.64E+00  
 1.65E+001.65E+001.64E+001.64E+001.63E+00  
 0

40P3U 36 KFK BIB

15  
 0.0 0.047 0.47 1.25 2.21 3.16 3.21 3.64 4.43 5.38  
 6.33 6.38 6.81 7.60 8.55 9.50

922350 SCAPT  
 9.44E+009.35E+009.29E+009.25E+009.28E+009.06E+008.99E+009.05E+009.13E+009.26E+00  
 9.07E+009.02E+009.09E+009.19E+009.32E+00  
 922350 SFISS  
 4.05E+013.98E+013.94E+013.91E+013.93E+013.74E+013.68E+013.72E+013.78E+013.87E+01  
 3.70E+013.66E+013.71E+013.78E+013.87E+01  
 922360 SCAPT  
 8.56E+008.58E+008.25E+007.77E+007.30E+007.02E+007.04E+006.88E+006.62E+006.36E+00  
 6.23E+006.25E+006.15E+005.99E+005.82E+00  
 922360 SFISS  
 2.29E-012.28E-012.29E-012.30E-012.29E-012.28E-012.28E-012.27E-012.27E-012.26E-01  
 2.25E-012.24E-012.24E-012.23E-012.22E-01  
 932370 SCAPT  
 3.03E+013.03E+013.00E+012.97E+012.96E+012.91E+012.90E+012.90E+012.90E+012.91E+01  
 2.87E+012.86E+012.87E+012.87E+012.88E+01  
 932370 SFISS  
 5.83E-015.82E-015.85E-015.86E-015.86E-015.85E-015.84E-015.84E-015.83E-015.81E-01  
 5.78E-015.77E-015.77E-015.76E-015.74E-01  
 922380 SCAPT  
 8.11E-018.11E-018.10E-018.08E-018.09E-018.10E-018.10E-018.11E-018.12E-018.14E-01  
 8.15E-018.16E-018.16E-018.17E-018.19E-01  
 922380 SFISS  
 1.17E-011.16E-011.17E-011.17E-011.17E-011.16E-011.16E-011.16E-011.16E-011.15E-01

1.14E-011.14E-011.14E-011.14E-011.13E-01  
 942380 SCAPT  
 3.06E+013.00E+012.98E+012.97E+013.01E+012.86E+012.81E+012.85E+012.90E+012.98E+01  
 2.85E+012.81E+012.85E+012.92E+013.00E+01  
 942380 SFISS  
 2.35E+002.33E+002.33E+002.33E+002.35E+002.31E+002.30E+002.31E+002.33E+002.35E+00  
 2.32E+002.31E+002.32E+002.34E+002.36E+00  
 942390 SCAPT  
 6.04E+015.97E+015.71E+015.40E+015.22E+014.86E+014.83E+014.82E+014.81E+014.83E+01  
 4.60E+014.58E+014.61E+014.65E+014.72E+01  
 942390 SFISS  
 1.09E+021.08E+021.03E+029.83E+019.54E+018.91E+018.83E+018.83E+018.84E+018.91E+01  
 8.48E+018.42E+018.48E+018.58E+018.73E+01  
 942400 SCAPT  
 203. 194. 176. 155.5 136.5 127. 123. 115. 110.5 102.  
 94. 91.5 88. 84.5 82.  
 942400 SFISS  
 6.31E-016.30E-016.32E-016.31E-016.27E-016.24E-016.24E-016.22E-016.20E-016.17E-01  
 6.14E-016.14E-016.13E-016.11E-016.08E-01  
 942410 SCAPT  
 4.19E+014.13E+014.02E+013.88E+013.82E+013.59E+013.55E+013.56E+013.58E+013.63E+01  
 3.46E+013.43E+013.46E+013.51E+013.58E+01  
 942410 SFISS  
 1.10E+021.08E+021.05E+021.03E+021.01E+029.55E+019.45E+019.49E+019.56E+019.69E+01  
 9.26E+019.17E+019.26E+019.39E+019.58E+01  
 942420 SCAPT  
 2.67E+012.69E+012.68E+012.68E+012.66E+012.67E+012.68E+012.66E+012.63E+012.57E+01  
 2.54E+012.55E+012.52E+012.46E+012.39E+01  
 942420 SFISS  
 4.64E-014.64E-014.66E-014.67E-014.67E-014.65E-014.64E-014.64E-014.63E-014.62E-01  
 4.60E-014.59E-014.58E-014.57E-014.56E-01  
 952410 SCAPT  
 9.83E+019.77E+019.43E+019.01E+018.75E+018.32E+018.29E+018.27E+018.23E+018.23E+01  
 7.95E+017.93E+017.95E+017.98E+018.04E+01  
 952410 SCAPT1  
 1.21E+011.21E+011.17E+011.11E+011.08E+011.03E+011.03E+011.02E+011.02E+011.02E+01  
 9.83E+009.80E+009.83E+009.86E+009.93E+00  
 952410 SFISS  
 1.22E+001.21E+001.19E+001.16E+001.14E+001.11E+001.11E+001.10E+001.10E+001.10E+00  
 1.07E+001.07E+001.07E+001.07E+001.07E+00  
 952430 SCAPT  
 4.95E+014.97E+014.93E+014.88E+014.81E+014.77E+014.79E+014.76E+014.71E+014.65E+01  
 4.61E+014.63E+014.60E+014.55E+014.49E+01  
 952430 SFISS  
 6.98E-016.97E-016.99E-017.01E-017.01E-016.97E-016.96E-016.96E-016.94E-016.92E-01  
 6.87E-016.86E-016.85E-016.83E-016.81E-01  
 962440 SCAPT  
 1.70E+011.71E+011.71E+011.70E+011.69E+011.71E+011.72E+011.71E+011.70E+011.69E+01  
 1.71E+011.71E+011.71E+011.69E+011.68E+01  
 962440 SFISS  
 1.65E+001.66E+001.66E+001.65E+001.65E+001.66E+001.66E+001.66E+001.65E+001.64E+00  
 1.64E+001.65E+001.64E+001.63E+001.63E+00  
 0

C.2 Graphischer Vergleich der abbrandabhängigen Actinidenquerschnitte für den DWR BIBLIS (3.2 w/o U235, Abbrand 33 GWd/tU), erzeugt mit KfK-Daten und -Verfahren, mit entsprechenden Wirkungsquerschnitten für den ORNL-Referenzreaktor (3.2 w/o U235, Abbrand 33 GWd/tU), erzeugt mit dem ORNL-Verfahren und ENDFB/B-IV-Daten (vgl. Kapitel 3)

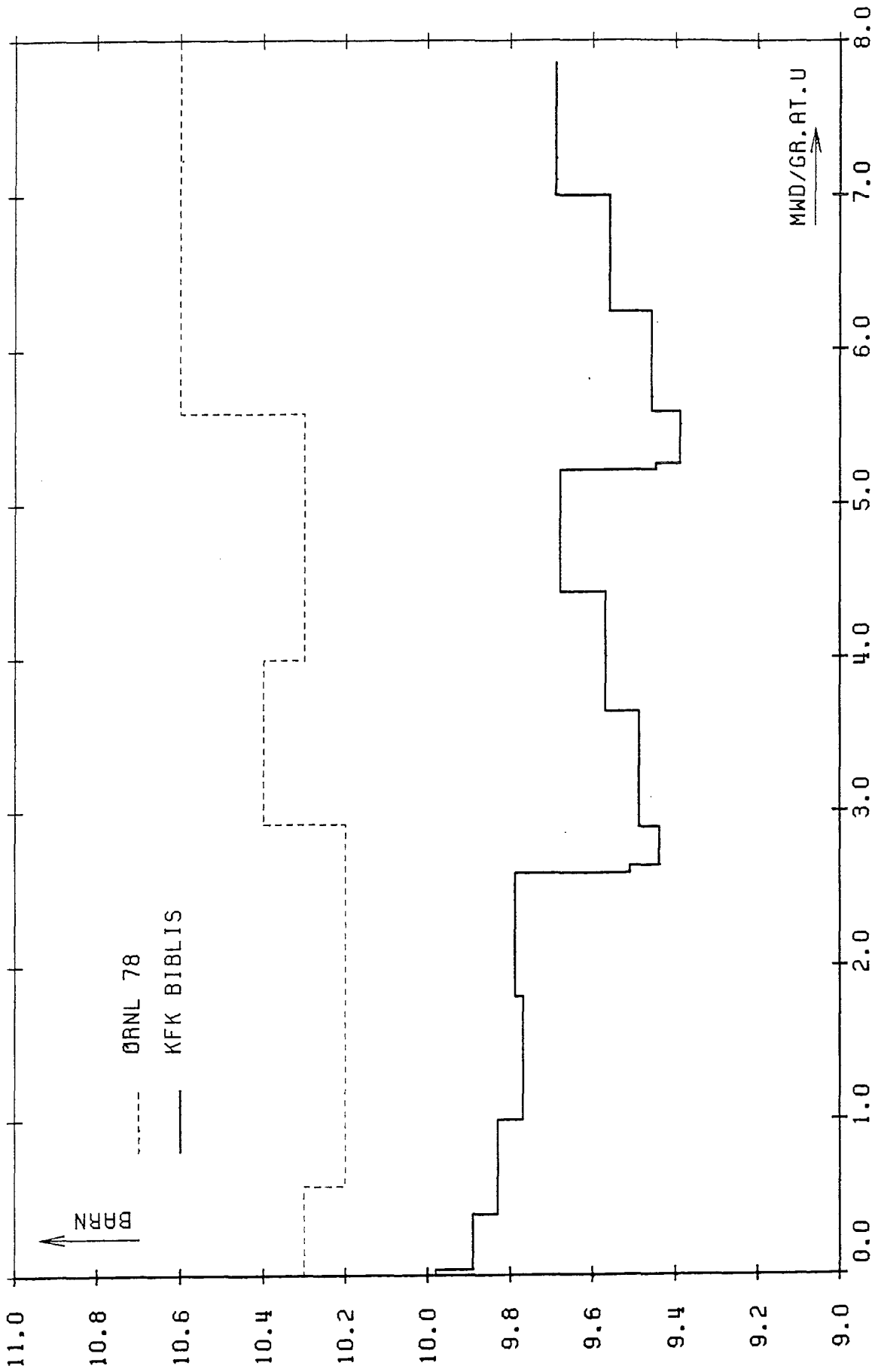


Abb. C.2-1 U 235 SCAPT



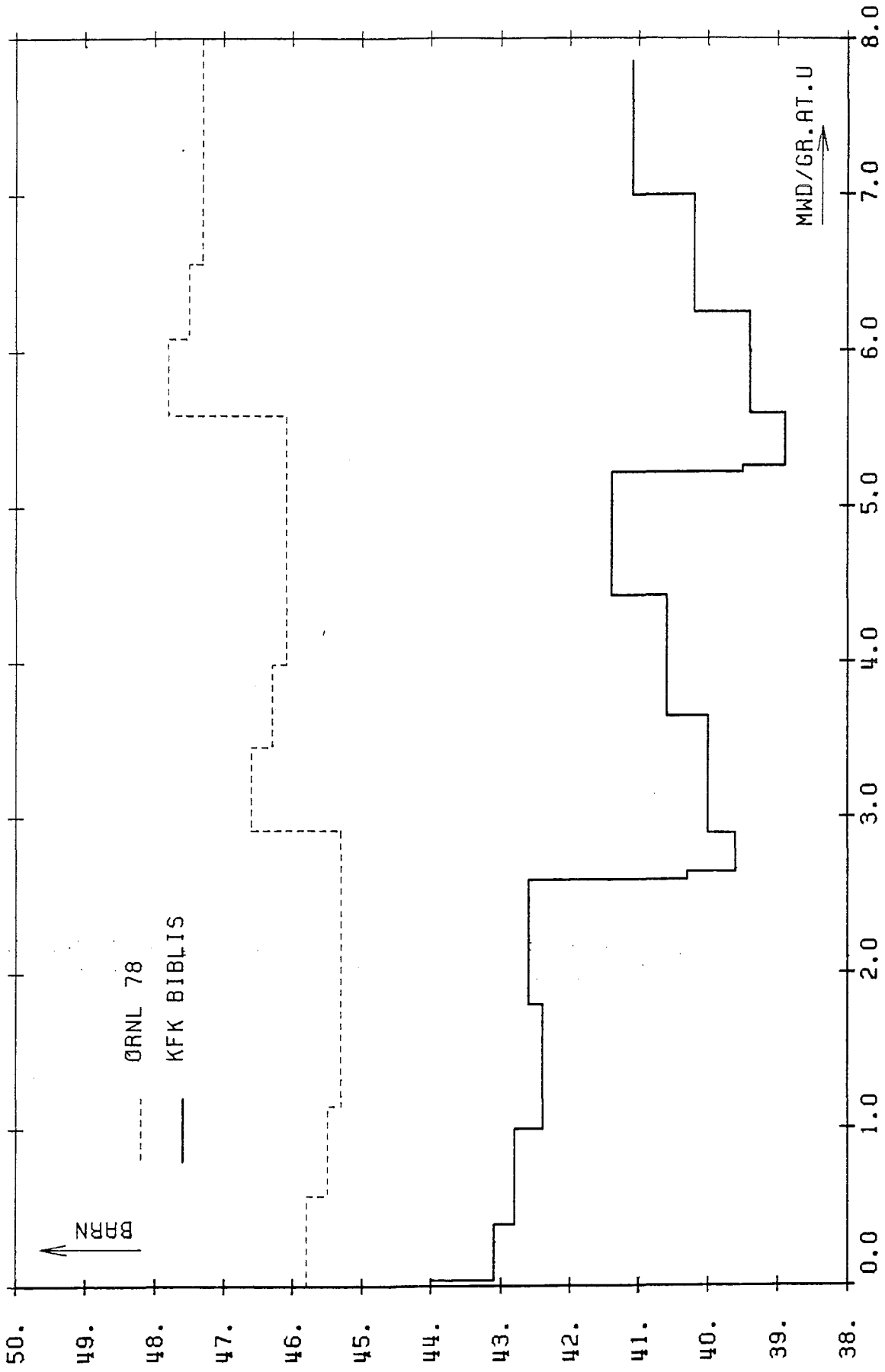


Abb. C. 2-2 U 235 SFISS





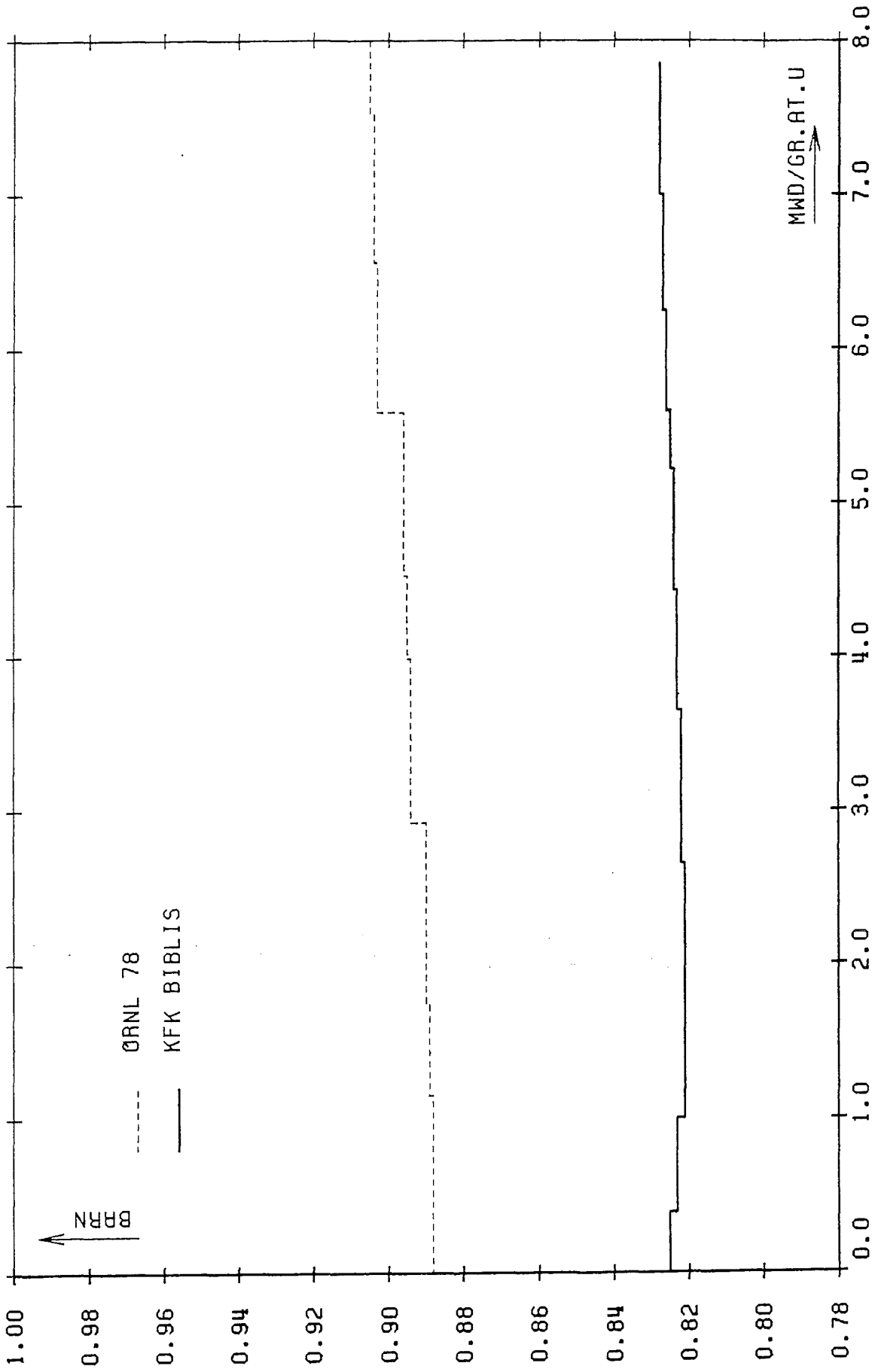


Abb.C.2-3 U 238 SCAPT



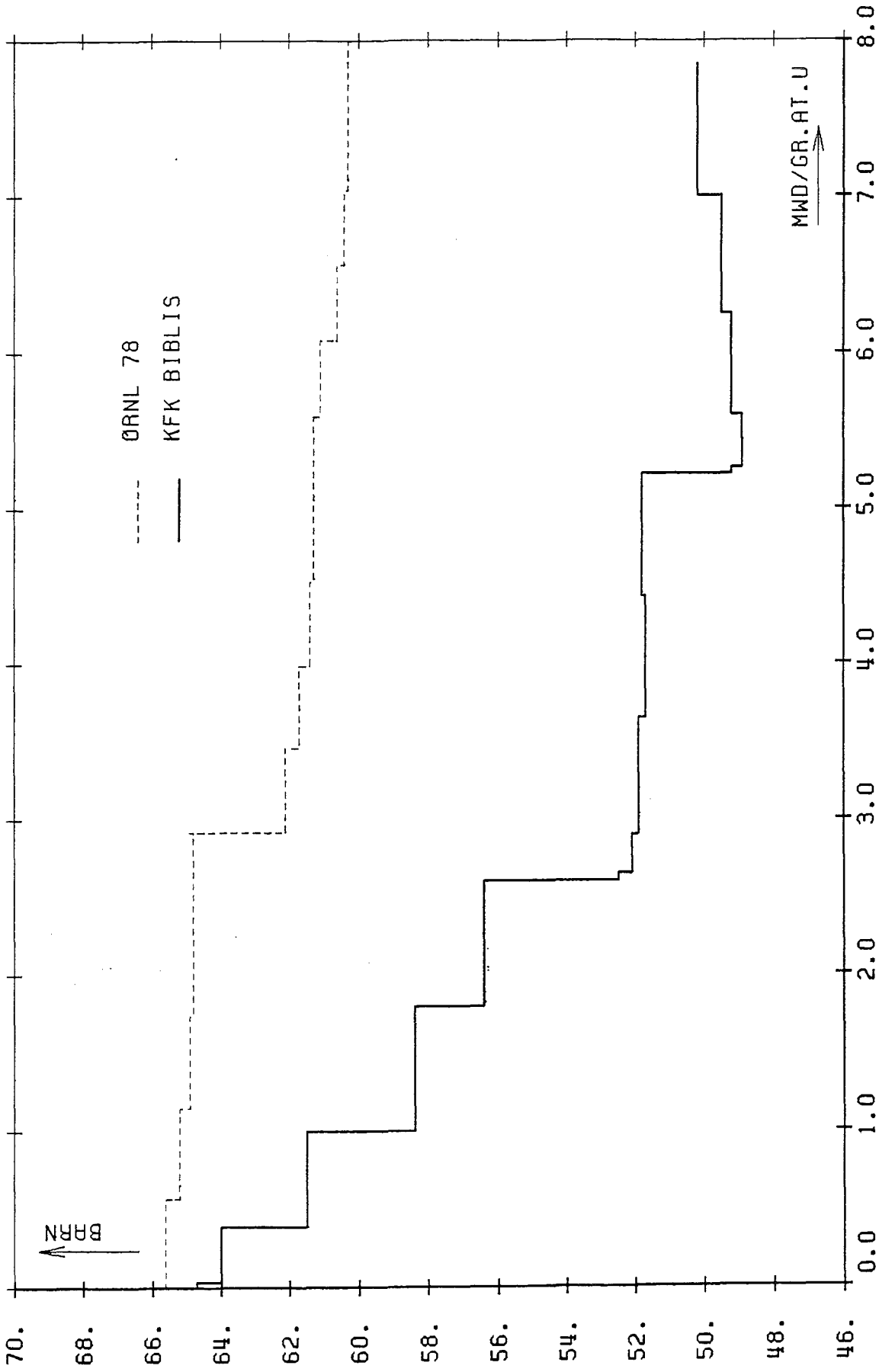


Abb. C.2-4 PU239 SCAPT

—



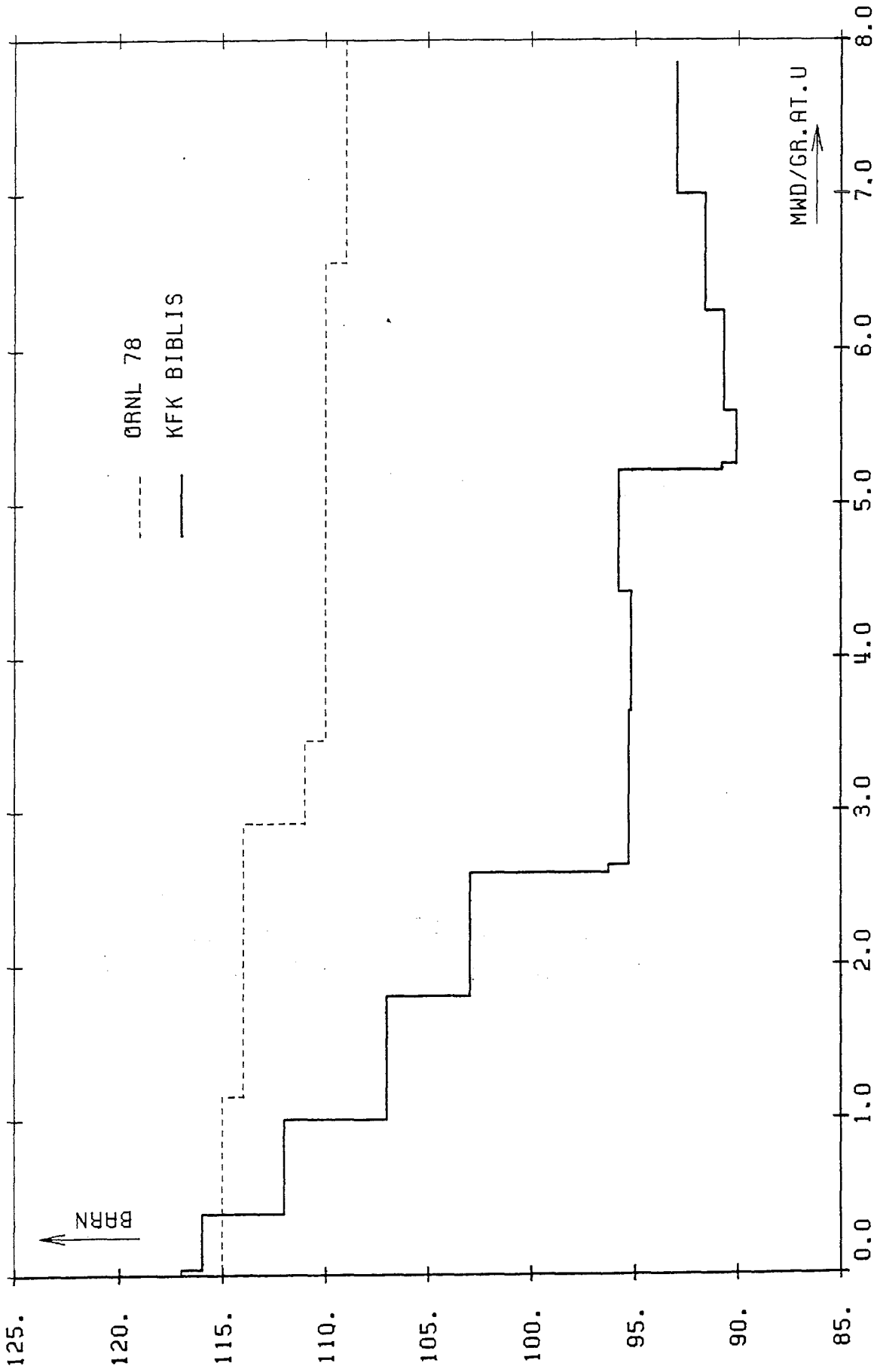


Abb. C.2-5 PU239 SF155



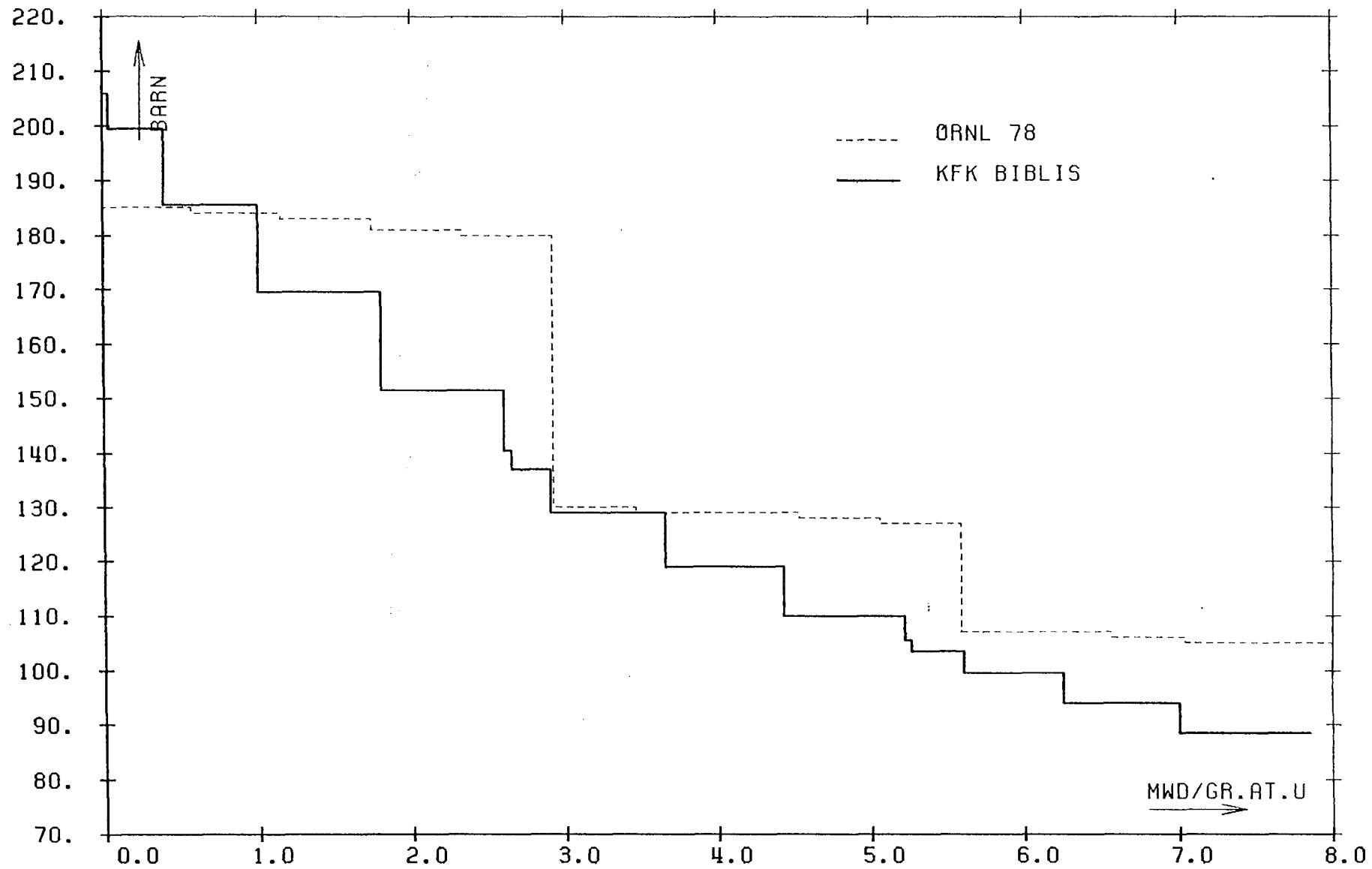


Abb. C. 2-6

PU240 SCAPT

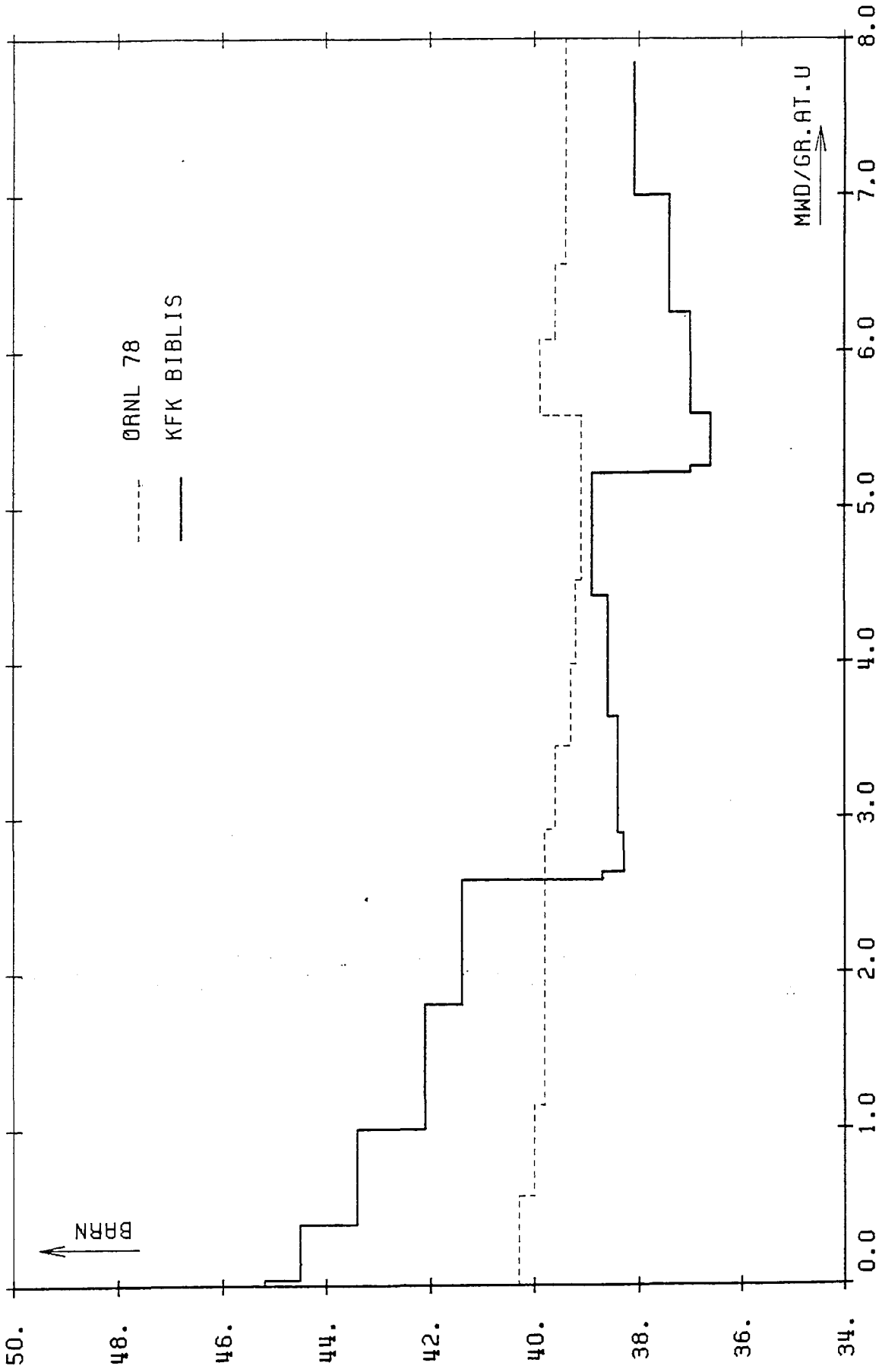


Abb. C.2-7 PU241 SCAPT



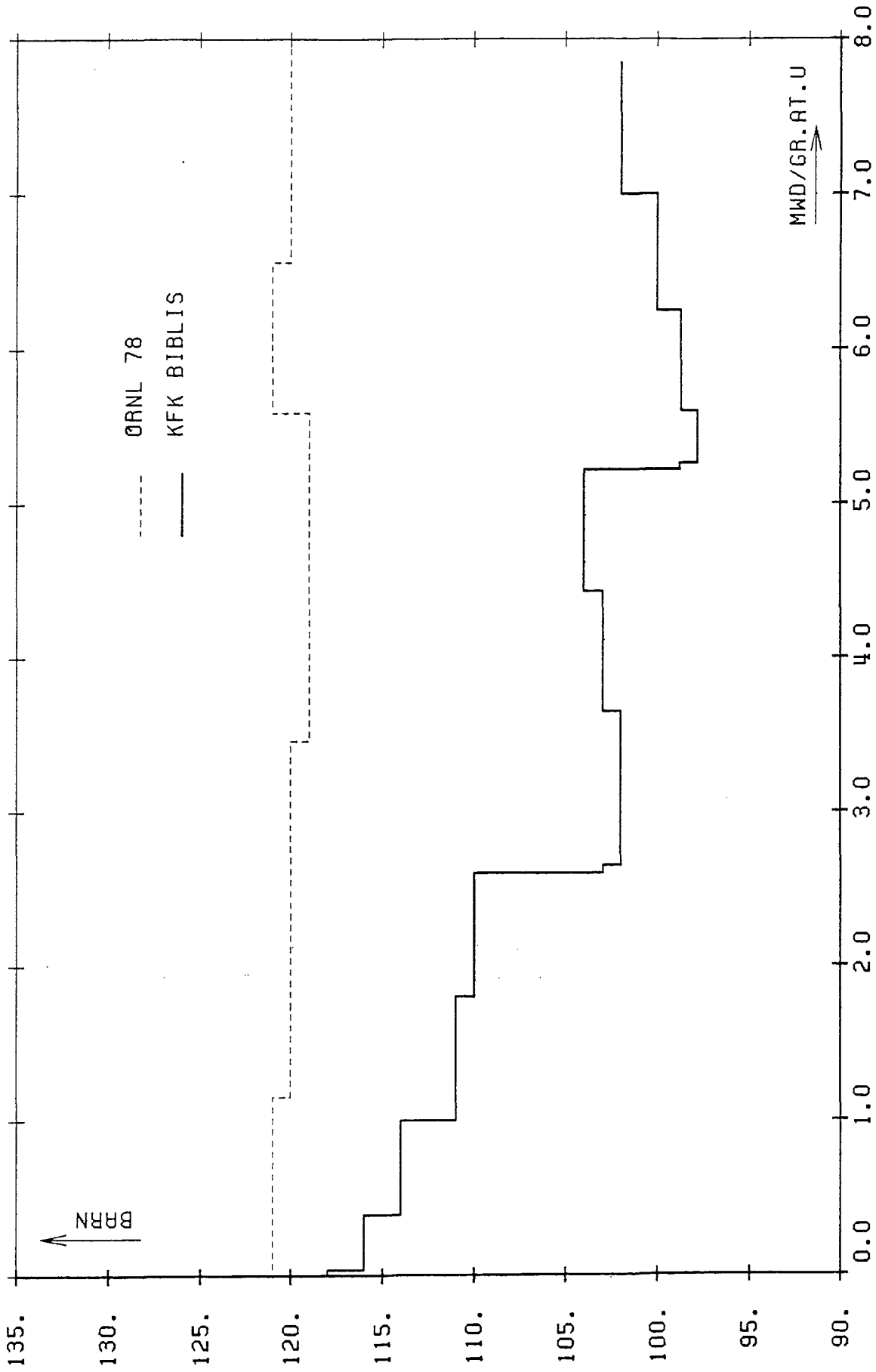


Abb. C. 2--8 PU241 SFISS



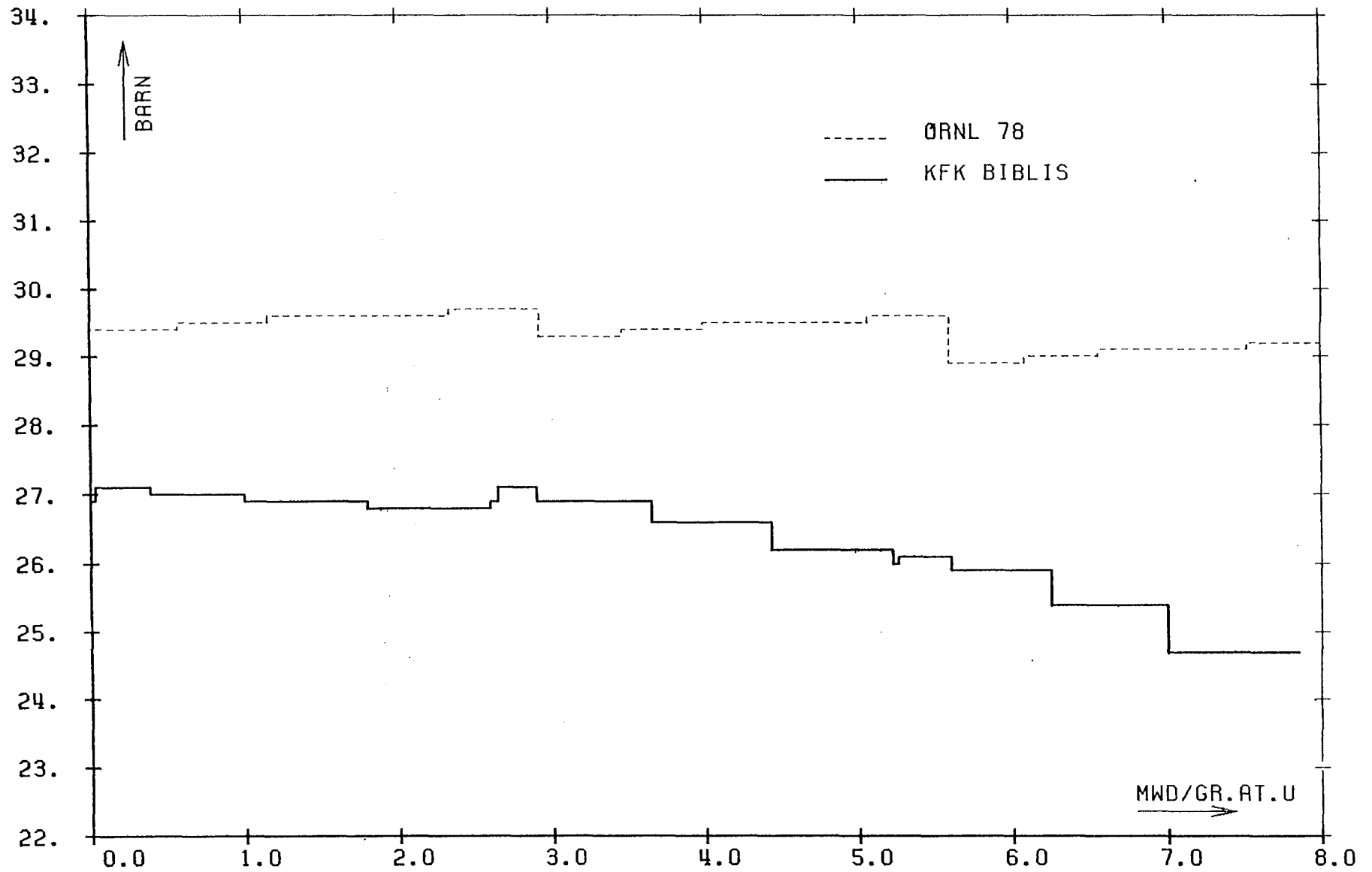


Abb.C.2-9

PU242 SCAPT



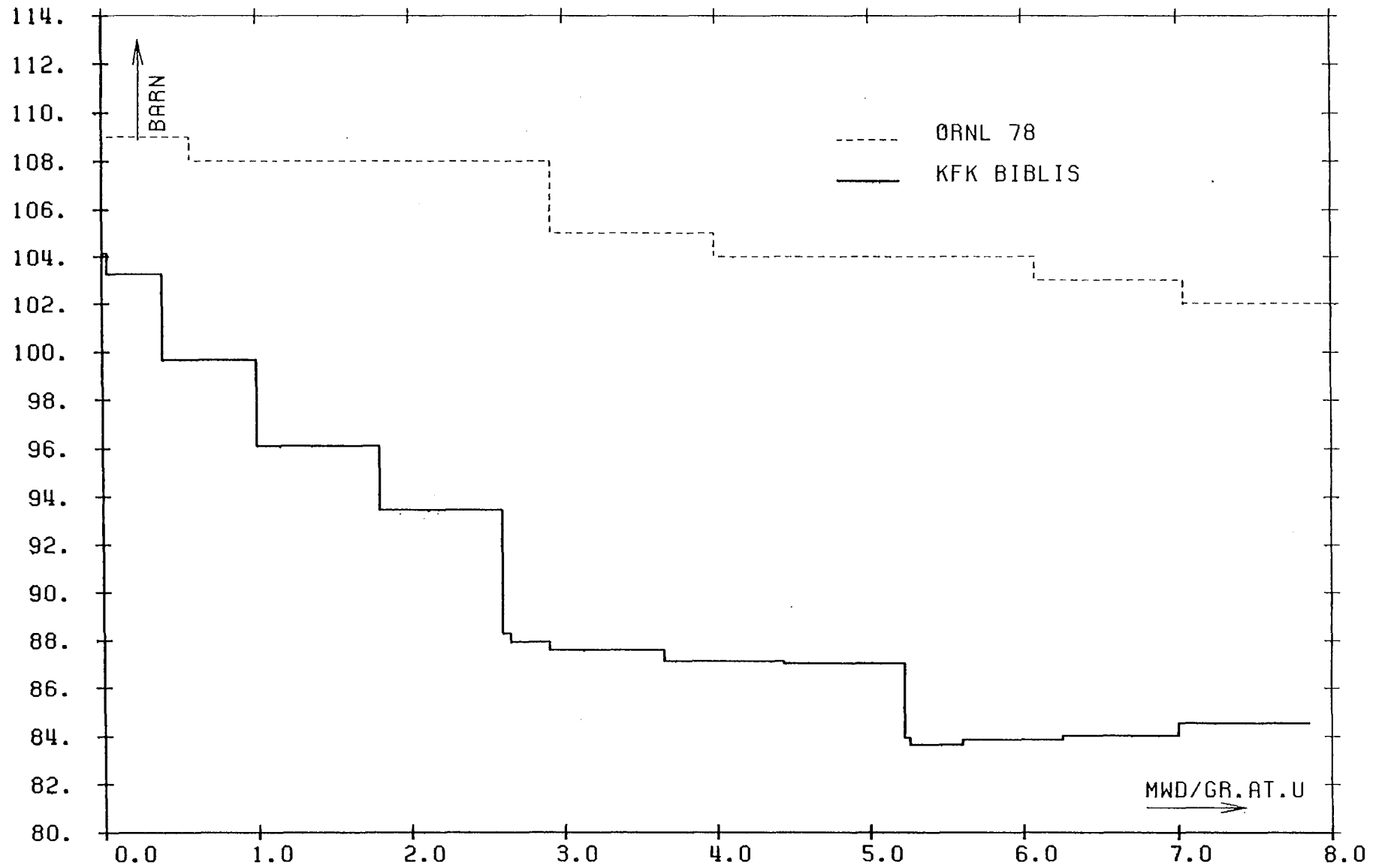


Abb.C.2-10

AM241 SCAPT





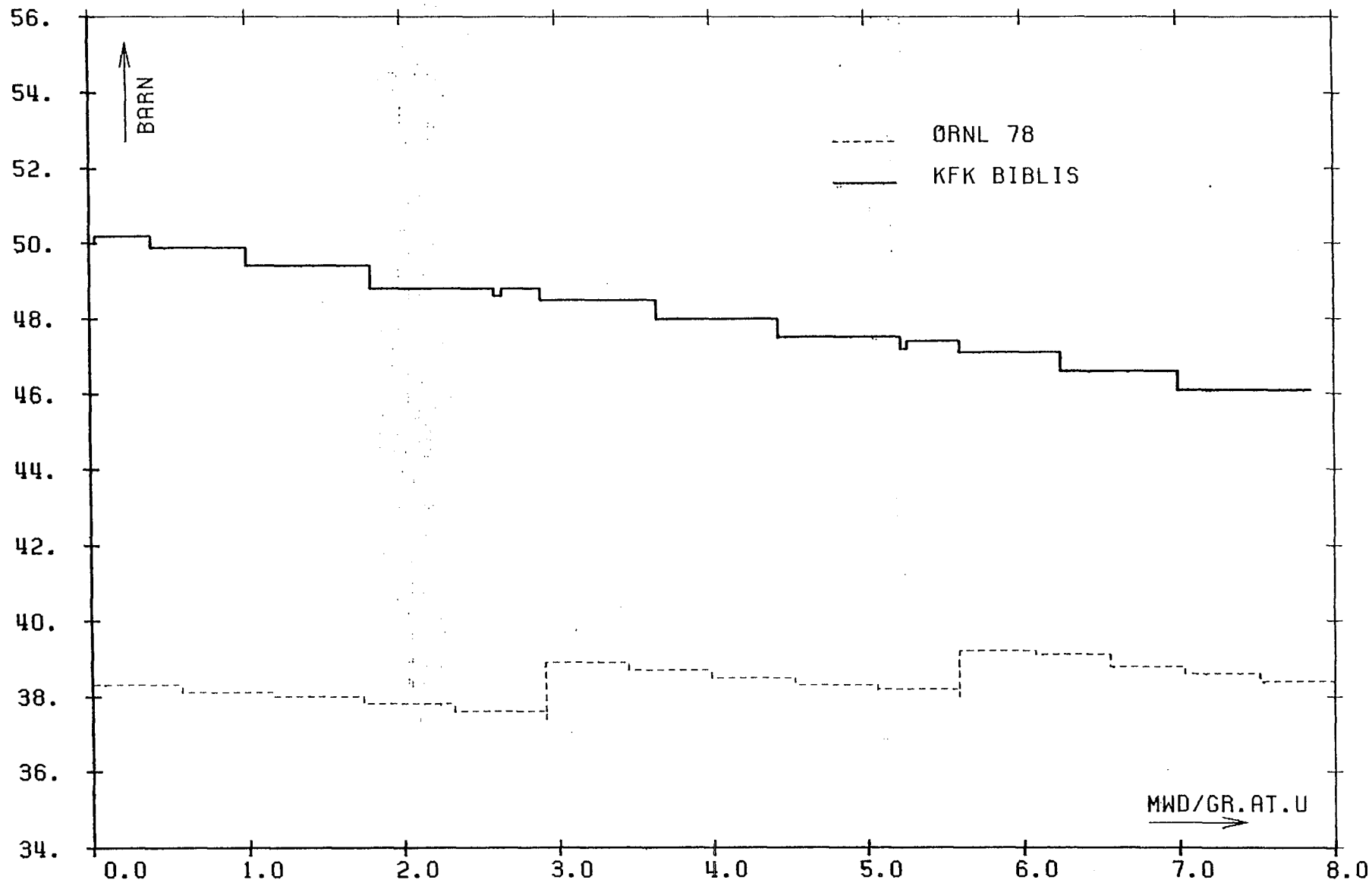


Abb. C.2-11

AM243 SCAPT



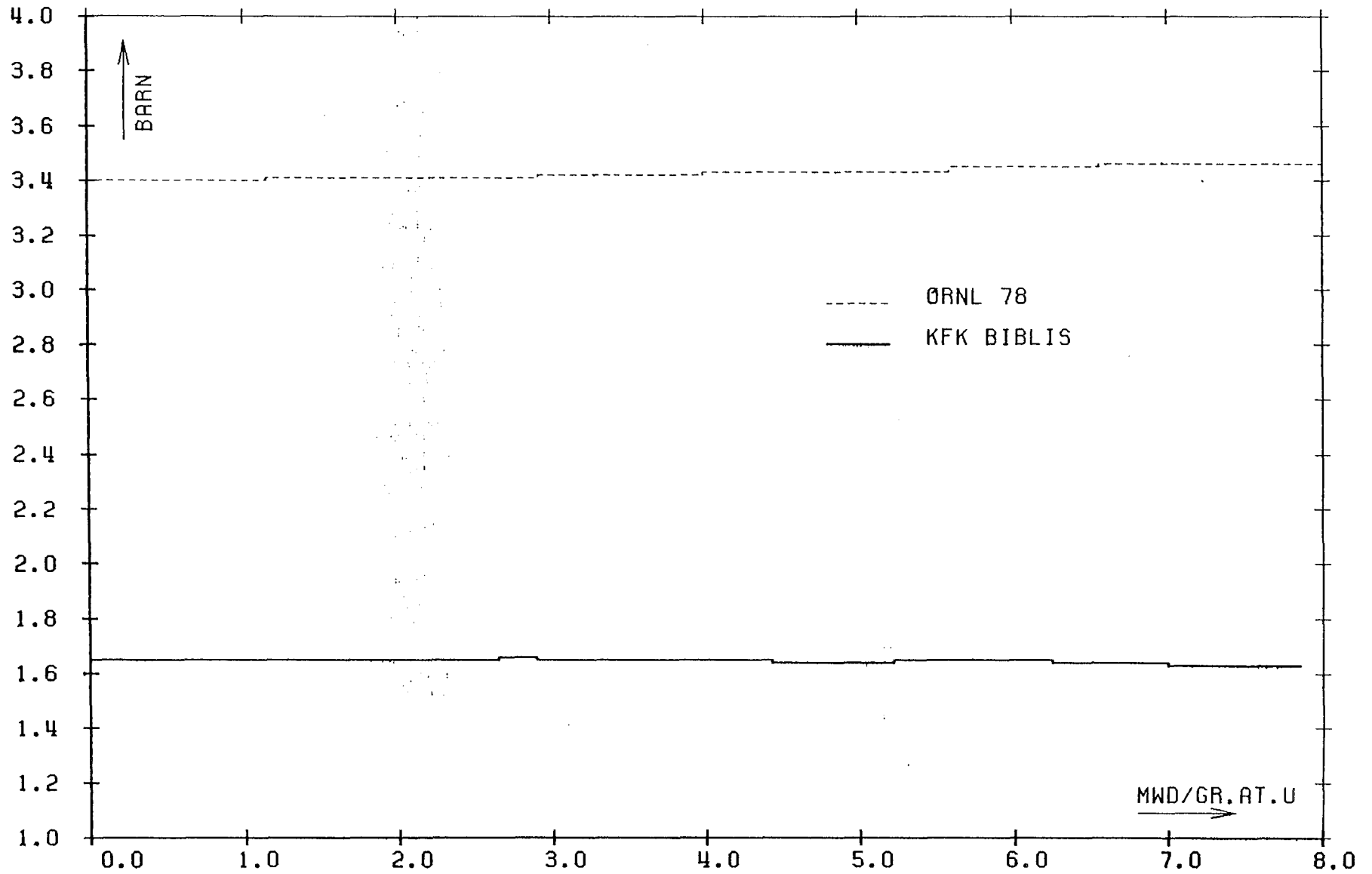


Abb. C.2-12

CM244 SCAPT

D. Konsistent berechnete Brennstoff- und Wasteinventare für DWR vom Typ BIBLIS

Im folgenden sind die Ergebnisse konsistenter KORIGEN-Rechnungen für DWR des Typs Biblis der Anfangsanreicherung 3.2, 3.4 und 3.6 w/o U235 (zugrundegelegte Entladeabbrände : 33, 36 und 40 GWD/tU) aufgeführt. Die Brennstoff- und Waste-Inventare sind als repräsentativ anzusehen für deutsche DWR im Hinblick auf eine künftige Wiederaufarbeitung. Der Brennstoff liegt jeweils in Form von  $UO_2$  vor. Das Anfangsinventar beträgt jeweils 100 tU. Das Anfangsinventar an Hüll- und Strukturmaterialien, wurde nach DWK-Angaben /55/ zusammengestellt und ist Tabelle D.1 zu entnehmen. Die thermische Leistung beträgt, bei einer Fahrweise von 3 x 333d Vollast und je 40d Nullast (vgl. Kap.3), 3300, 3600 bzw. 4000 MW<sub>th</sub>.

Für jeden Brennstofftyp folgen 16 Seiten an Tabellen. Aufgeführt ist jeweils der Zerfall des Brennstoffs von der Entladung aus dem Reaktor bis zur Wiederaufarbeitung (7 Jahre danach) sowie der Zerfall des Abfalls bis  $10^7$  Jahre nach Entladung, wobei angenommen wird, daß je 1.0% des U bzw. Pu in den Abfall geht.

Um den Umfang der dargestellten Ergebnisse einzuschränken, wurden einerseits die wichtigsten Tabellen ausgewählt - siehe Übersichtstabelle D.3 - , andererseits innerhalb der Tabellen die Nuklide bzw. Elemente einem Cut-off unterworfen (Tabelle D.2).

Element	Konzentration [g/tU]	Element	Konzentration [g/tU]
B	0.935	Fe	75494.
C	110.7	Co	119.8
O*)	1542.8	Ni	25626.8
Al	1185.8	Cu	9.7
Si	1079.5	Zr	288600.
P	48.8	Nb	508.7
S	32.9	Mo	504.8
Ti	846.9	Sn	4269.
Cr	23390.	Ta	408.8
Mn	2096.		

Tabelle D.1: Benutzte Hüll- und Strukturmaterialien des DWR BIBLIS /55/.

\* bei den Rechnungen wird der Sauerstoff des Brennstoffs hinzugeschlagen

Eigenschaft	Cut-off
Konzentration	$10^{-3}$ g/tU
Aktivität	$10^{-3}$ Ci/tU
$\alpha$ -Aktivität	$10^{-3}$ Ci/tU
Gesamtwärmeleistung	$10^{-3}$ W/tU
$\gamma$ -Wärmeleistung	$10^{-3}$ W/tU

Tabelle D.2: Benutzter Cut-off (wird jeweils beim ersten Zeitschritt angewendet).

	Acti- niden	Spalt- produkte	Leichte Elemente	Total
Nuklidkonzentration	X			X
Elementkonzentration	X			
Gesamtwärmeleistung	X	X	X	X
$\gamma$ -Wärmeleistung	X	X	X	X
Gesamtaktivität	X	X	X	X
$\alpha$ -Aktivität	X			X
$\gamma$ -Spektrum	X	X	X	
n-Emissionsrate	X			

Tabelle D.3: Übersicht der für jeden Brennstofftyp aufgeführten Ergebnistabellen.

D.1 Typ BIBLIS 3.2 w/o U235, Abbrand 33 Gwd/tU

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235

ACTINIDES

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

ELEMENT CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
HE 4	0.0	2.79E-01	4.83E-01	5.61E-01	7.05E-01	7.98E-01
TH230	0.0	8.13E-04	1.22E-03	1.63E-03	2.87E-03	3.71E-03
U 233	0.0	7.03E-03	7.18E-03	7.34E-03	7.77E-03	8.06E-03
U 234	2.43E+02	1.45E+02	1.46E+02	1.47E+02	1.50E+02	1.53E+02
U 235	3.20E+04	8.25E+03	8.25E+03	8.25E+03	8.25E+03	8.26E+03
U 236	0.0	4.05E+03	4.05E+03	4.05E+03	4.05E+03	4.05E+03
U 238	9.68E+05	9.43E+05	9.43E+05	9.43E+05	9.43E+05	9.43E+05
NP236M	0.0	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03
NP237	0.0	4.26E+02	4.35E+02	4.35E+02	4.37E+02	4.38E+02
PU236	0.0	1.57E-03	1.23E-03	9.68E-04	4.67E-04	2.87E-04
PU238	0.0	1.32E+02	1.42E+02	1.43E+02	1.40E+02	1.38E+02
PU239	0.0	5.39E+03	5.47E+03	5.47E+03	5.47E+03	5.47E+03
PU240	0.0	2.23E+03	2.23E+03	2.23E+03	2.23E+03	2.23E+03
PU241	0.0	1.22E+03	1.16E+03	1.10E+03	9.56E+02	8.68E+02
PU242	0.0	4.86E+02	4.86E+02	4.86E+02	4.86E+02	4.86E+02
PU244	0.0	2.58E-02	2.58E-02	2.58E-02	2.58E-02	2.58E-02
AM241	0.0	3.70E+01	9.41E+01	1.48E+02	2.96E+02	3.82E+02
AM242M	0.0	3.99E-01	3.97E-01	3.95E-01	3.90E-01	3.86E-01
AM243	0.0	8.37E+01	8.38E+01	8.38E+01	8.38E+01	8.38E+01
CM242	0.0	1.24E+01	2.65E+00	5.63E-01	6.30E-03	1.18E-03
CM243	0.0	3.24E-01	3.16E-01	3.09E-01	2.87E-01	2.73E-01
CM244	0.0	2.39E+01	2.31E+01	2.22E+01	1.98E+01	1.84E+01
CM245	0.0	8.04E-01	8.04E-01	8.04E-01	8.04E-01	8.04E-01
CM246	0.0	7.32E-01	7.31E-01	7.31E-01	7.31E-01	7.31E-01
CM247	0.0	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03
TOTAL	1.00E+06	9.66E+05	9.66E+05	9.66E+05	9.66E+05	9.66E+05

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
HE	0.0	2.79E-01	4.83E-01	5.61E-01	7.05E-01	7.98E-01
TL	0.0	2.99E-12	7.42E-12	1.28E-11	2.80E-11	3.54E-11
PB	0.0	7.26E-07	2.40E-06	5.72E-06	2.63E-05	4.74E-05
BI	0.0	3.22E-10	6.19E-10	9.53E-10	1.92E-09	2.43E-09
PO	0.0	7.99E-14	1.89E-13	3.58E-13	1.43E-12	2.80E-12
AT	0.0	3.28E-19	5.00E-20	5.41E-20	6.70E-20	7.60E-20
RN	0.0	2.75E-12	6.75E-12	1.16E-11	2.55E-11	3.24E-11
FR	0.0	3.34E-15	1.10E-15	1.41E-15	2.33E-15	2.92E-15
RA	0.0	3.07E-08	6.24E-08	1.03E-07	2.41E-07	3.37E-07
AC	0.0	1.38E-08	2.45E-08	3.51E-08	6.57E-08	8.54E-08
TH	0.0	1.04E-03	1.56E-03	2.09E-03	3.71E-03	4.79E-03
PA	0.0	5.55E-04	5.64E-04	5.72E-04	5.96E-04	6.12E-04
U	1.00E+06	9.56E+05	9.56E+05	9.56E+05	9.56E+05	9.56E+05
NP	0.0	5.11E+02	4.35E+02	4.35E+02	4.37E+02	4.38E+02
PU	0.0	9.45E+03	9.49E+03	9.43E+03	9.28E+03	9.19E+03
AM	0.0	1.21E+02	1.78E+02	2.33E+02	3.80E+02	4.66E+02
CM	0.0	3.82E+01	2.76E+01	2.46E+01	2.17E+01	2.02E+01
BK	0.0	1.22E-07	5.53E-07	2.51E-07	2.34E-08	4.80E-09
CF	0.0	7.21E-07	1.35E-06	1.61E-06	1.74E-06	1.71E-06
ES	0.0	1.70E-10	6.50E-15	3.16E-20	2.51E-36	4.56E-47
TOTALS	1.00E+06	9.66E+05	9.66E+05	9.66E+05	9.66E+05	9.66E+05

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
U 237	0.0	6.42E+02	2.59E-03	2.47E-03	2.13E-03	1.94E-03
NP239	0.0	1.97E+04	1.69E-02	1.69E-02	1.69E-02	1.69E-02
PU238	0.0	2.14E-02	2.29E-02	2.31E-02	2.26E-02	2.23E-02
PU239	0.0	1.24E-03	1.26E-03	1.26E-03	1.26E-03	1.26E-03
PU240	0.0	4.60E-03	4.61E-03	4.61E-03	4.61E-03	4.61E-03
PU241	0.0	5.65E-03	5.38E-03	5.13E-03	4.44E-03	4.03E-03
AM241	0.0	1.84E-02	4.67E-02	7.36E-02	1.47E-01	1.90E-01
AM243	0.0	5.46E-03	5.47E-03	5.47E-03	5.47E-03	5.46E-03
CM242	0.0	4.03E-01	8.59E-02	1.82E-02	2.04E-04	3.81E-05
CM243	0.0	1.32E-02	1.29E-02	1.26E-02	1.17E-02	1.11E-02
CM244	0.0	1.75E-02	1.69E-02	1.63E-02	1.45E-02	1.35E-02
TOTAL	7.91E-05	3.01E+04	2.23E-01	1.81E-01	2.32E-01	2.73E-01

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PA234M	0.0	1.59E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03
U 234	4.37E-02	2.61E-02	2.63E-02	2.65E-02	2.71E-02	2.74E-02
U 236	0.0	7.10E-03	7.10E-03	7.10E-03	7.10E-03	7.10E-03
U 237	0.0	1.40E+03	5.66E-03	5.39E-03	4.67E-03	4.24E-03
U 238	8.24E-03	8.03E-03	8.03E-03	8.03E-03	8.03E-03	8.03E-03
NP237	0.0	8.83E-03	9.02E-03	9.02E-03	9.05E-03	9.07E-03
NP239	0.0	4.71E+04	4.04E-02	4.04E-02	4.04E-02	4.04E-02
PU236	0.0	2.89E-02	2.28E-02	1.79E-02	8.63E-03	5.31E-03
PU238	0.0	7.48E+01	8.04E+01	8.09E+01	7.93E+01	7.81E+01
PU239	0.0	1.04E+01	1.06E+01	1.06E+01	1.06E+01	1.06E+01
PU240	0.0	1.58E+01	1.58E+01	1.58E+01	1.58E+01	1.59E+01
PU241	0.0	3.86E+00	3.68E+00	3.51E+00	3.04E+00	2.76E+00
PU242	0.0	5.48E-02	5.48E-02	5.48E-02	5.48E-02	5.48E-02
AM241	0.0	4.25E+00	1.08E+01	1.70E+01	3.39E+01	4.39E+01
AM242M	0.0	1.53E-03	1.52E-03	1.52E-03	1.50E-03	1.48E-03
AM242	0.0	8.90E+01	4.46E-03	4.44E-03	4.38E-03	4.34E-03
AM243	0.0	5.38E-01	5.39E-01	5.39E-01	5.39E-01	5.39E-01
CM242	0.0	1.52E+03	3.23E+02	6.87E+01	7.68E-01	1.43E-01
CM243	0.0	6.14E-01	5.99E-01	5.85E-01	5.44E-01	5.18E-01
CM244	0.0	6.78E+01	6.54E+01	6.30E+01	5.61E+01	5.20E+01
CM245	0.0	4.60E-03	4.60E-03	4.60E-03	4.60E-03	4.60E-03
CM246	0.0	7.36E-03	7.36E-03	7.36E-03	7.35E-03	7.35E-03
TOTAL	5.39E-02	1.06E+05	5.11E+02	2.61E+02	2.01E+02	2.05E+02

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235

ACTINIDES

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE ALPHA-ACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TL208	0.0	8.80E-04	2.18E-03	3.77E-03	8.25E-03	1.04E-02
PB212	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
BI212	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
PO212	0.0	1.57E-03	3.90E-03	6.72E-03	1.47E-02	1.86E-02
PO216	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
RN220	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
RA224	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
TH228	0.0	2.44E-03	6.07E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.89E-02
TH231	0.0	1.01E+00	1.78E-02	1.78E-02	1.79E-02	1.79E-02
TH234	0.0	3.18E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
PA233	0.0	2.99E-01	3.07E-01	3.07E-01	3.08E-01	3.09E-01
PA234M	0.0	3.22E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
U 232	0.0	1.05E-02	1.75E-02	2.30E-02	3.27E-02	3.58E-02
U 234	1.52E+00	9.06E-01	9.13E-01	9.19E-01	9.40E-01	9.54E-01
U 235	6.92E-02	1.78E-02	1.78E-02	1.78E-02	1.79E-02	1.79E-02
U 236	0.0	2.62E-01	2.62E-01	2.62E-01	2.62E-01	2.62E-01
U 237	0.0	7.42E+05	2.99E+00	2.85E+00	2.47E+00	2.24E+00
U 238	3.26E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
NP237	0.0	3.00E-01	3.07E-01	3.07E-01	3.08E-01	3.09E-01
NP238	0.0	3.13E+05	1.93E-02	1.92E-02	1.89E-02	1.88E-02
NP239	0.0	1.95E+07	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01
PU236	0.0	8.32E-01	6.56E-01	5.14E-01	2.48E-01	1.53E-01
PU238	0.0	2.26E+03	2.43E+03	2.44E+03	2.39E+03	2.36E+03
PU239	0.0	3.35E+02	3.40E+02	3.40E+02	3.40E+02	3.40E+02
PU240	0.0	5.08E+02	5.08E+02	5.08E+02	5.09E+02	5.09E+02
PU241	0.0	1.25E+05	1.19E+05	1.14E+05	9.85E+04	8.95E+04
PU242	0.0	1.86E+00	1.86E+00	1.86E+00	1.86E+00	1.86E+00
AM241	0.0	1.27E+02	3.23E+02	5.09E+02	1.02E+03	1.31E+03
AM242M	0.0	3.88E+00	3.86E+00	3.84E+00	3.79E+00	3.75E+00
AM242	0.0	7.66E+04	3.84E+00	3.82E+00	3.77E+00	3.74E+00
AM243	0.0	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01
CM242	0.0	4.11E+04	8.78E+03	1.86E+03	2.09E+01	3.89E+00
CM243	0.0	1.67E+01	1.63E+01	1.59E+01	1.48E+01	1.41E+01
CM244	0.0	1.94E+03	1.87E+03	1.80E+03	1.60E+03	1.49E+03
CM245	0.0	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01
CM246	0.0	2.25E-01	2.25E-01	2.25E-01	2.25E-01	2.25E-01
TOTAL	1.91E+00	4.07E+07	1.34E+05	1.21E+05	1.04E+05	9.55E+04

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
BI212	0.0	8.80E-04	2.18E-03	3.77E-03	8.25E-03	1.04E-02
PO212	0.0	1.57E-03	3.90E-03	6.72E-03	1.47E-02	1.86E-02
PO216	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
RN220	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
RA224	0.0	2.45E-03	6.08E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.90E-02
TH228	0.0	2.44E-03	6.07E-03	1.05E-02	2.30E-02	2.89E-02
U 232	0.0	1.05E-02	1.75E-02	2.30E-02	3.27E-02	3.58E-02
U 234	1.52E+00	9.06E-01	9.13E-01	9.19E-01	9.40E-01	9.54E-01
U 235	6.92E-02	1.78E-02	1.78E-02	1.78E-02	1.79E-02	1.79E-02
U 236	0.0	2.62E-01	2.62E-01	2.62E-01	2.62E-01	2.62E-01
U 238	3.26E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
NP237	0.0	3.00E-01	3.07E-01	3.07E-01	3.08E-01	3.09E-01
PU236	0.0	8.32E-01	6.56E-01	5.14E-01	2.48E-01	1.53E-01
PU238	0.0	2.26E+03	2.43E+03	2.44E+03	2.39E+03	2.36E+03
PU239	0.0	3.35E+02	3.40E+02	3.40E+02	3.40E+02	3.40E+02
PU240	0.0	5.08E+02	5.08E+02	5.08E+02	5.09E+02	5.09E+02
PU241	0.0	3.13E+00	2.99E+00	2.85E+00	2.47E+00	2.24E+00
PU242	0.0	1.86E+00	1.86E+00	1.86E+00	1.86E+00	1.86E+00
AM241	0.0	1.27E+02	3.23E+02	5.09E+02	1.02E+03	1.31E+03
AM242M	0.0	1.94E-02	1.93E-02	1.89E-02	1.88E-02	1.88E-02
AM243	0.0	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01
CM242	0.0	4.11E+04	8.78E+03	1.86E+03	2.09E+01	3.89E+00
CM243	0.0	1.67E+01	1.63E+01	1.59E+01	1.48E+01	1.41E+01
CM244	0.0	1.94E+03	1.87E+03	1.80E+03	1.60E+03	1.49E+03
CM245	0.0	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01
CM246	0.0	2.25E-01	2.25E-01	2.25E-01	2.25E-01	2.25E-01
TOTAL	1.91E+00	4.63E+04	1.43E+04	7.50E+03	5.92E+03	6.05E+03

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS							NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS						
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR							BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR						
	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y		CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	1.68E-02	1.59E-02	1.50E-02	1.27E-02	1.14E-02	KR 85	0.0	5.88E-01	5.51E-01	5.17E-01	4.25E-01	3.74E-01
KR 85	0.0	1.41E+01	1.32E+01	1.24E+01	1.02E+01	8.96E+00	SR 89	0.0	1.58E+02	1.05E+00	7.01E-03	2.07E-09	9.15E-14
SR 89	0.0	2.70E+03	1.80E+01	1.20E-01	3.52E-08	1.56E-12	SR 90	0.0	4.87E+00	4.75E+00	4.64E+00	4.32E+00	4.12E+00
SR 90	0.0	8.67E+01	8.47E+01	8.27E+01	7.70E+01	7.34E+01	Y 90	0.0	6.98E+01	6.48E+01	6.32E+01	5.89E+01	5.61E+01
Y 90	0.0	4.36E+02	4.04E+02	3.95E+02	3.68E+02	3.51E+02	Y 91	0.0	2.40E+02	3.20E+00	4.22E-02	9.76E-08	1.70E-11
Y 91	0.0	3.68E+03	4.89E+01	6.47E-01	1.49E-06	2.61E-10	ZR 95	0.0	6.44E+03	1.23E+02	2.36E+00	1.65E-05	6.06E-09
ZR 95	0.0	7.43E+03	1.42E+02	2.72E+00	1.91E-05	6.99E-09	NB 95	0.0	6.65E+03	2.87E+02	5.61E+00	3.80E-05	1.39E-08
NB 95	0.0	7.02E+03	3.03E+02	5.93E+00	4.01E-05	1.47E-08	NB 95M	0.0	4.31E+00	8.48E-02	1.62E-03	1.14E-08	4.17E-12
NB 95M	0.0	1.47E+01	2.89E-01	5.54E-03	3.88E-08	1.42E-11	RU103	0.0	4.38E+03	7.00E+00	1.11E-02	4.47E-11	1.13E-16
TC 99	0.0	6.58E-03	6.61E-03	6.61E-03	6.61E-03	6.61E-03	RU106	0.0	1.23E-01	6.17E-02	3.10E-02	3.94E-03	9.97E-04
RU103	0.0	5.05E+03	8.08E+00	1.28E-02	5.15E-11	1.30E-16	RU103M	0.0	1.37E+01	2.20E-02	3.50E-05	1.40E-13	3.55E-19
RU106	0.0	2.96E+01	1.49E+01	7.49E+00	9.53E-01	2.41E-01	RH106	0.0	1.15E+03	5.28E+02	2.66E+02	3.38E+01	8.54E+00
RH103M	0.0	3.12E+02	4.99E-01	7.94E-04	3.18E-12	8.05E-18	AG110	0.0	1.08E+02	1.16E-02	4.22E-03	2.02E-04	2.67E-05
RH106	0.0	5.24E+03	2.41E+03	1.21E+03	1.54E+02	3.90E+01	AG110M	0.0	4.74E+01	1.72E+01	6.25E+00	2.99E-01	3.95E-02
AG110	0.0	9.35E+02	1.01E-01	3.67E-02	1.76E-03	2.32E-04	CD113M	0.0	1.07E-03	1.02E-03	9.76E-04	8.46E-04	7.70E-04
AG110M	0.0	4.86E+01	1.76E+01	6.41E+00	3.07E-01	4.05E-02	SN119M	0.0	7.44E-03	2.65E-03	9.42E-04	4.25E-05	5.38E-06
CD113M	0.0	5.97E-02	5.70E-02	5.43E-02	4.71E-02	4.29E-02	SN123	0.0	4.12E-01	5.80E-02	8.17E-03	2.29E-05	4.54E-07
CD115M	0.0	2.75E+00	9.40E-03	3.23E-05	1.30E-12	1.53E-17	SB124	0.0	7.30E+00	1.09E-01	1.63E-03	5.41E-09	1.21E-12
SN119M	0.0	5.69E-02	2.03E-02	7.21E-03	3.25E-04	4.12E-05	SB125	0.0	2.29E+01	1.80E+01	1.40E+01	6.59E+00	3.99E+00
SN123	0.0	6.11E+00	8.61E-01	1.21E-01	3.40E-04	6.75E-06	SB126	0.0	1.26E+01	1.28E-03	1.28E-03	1.28E-03	1.28E-03
SB124	0.0	8.70E+00	1.30E-01	1.94E-03	6.44E-09	1.44E-12	SB126M	0.0	5.82E+00	5.08E-03	5.08E-03	5.08E-03	5.08E-03
SB125	0.0	2.79E+01	2.19E+01	1.71E+01	8.04E+00	4.86E+00	TE125M	0.0	3.95E-01	3.60E-01	2.81E-01	1.32E-01	8.00E-02
SB126	0.0	1.38E+01	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	TE127	0.0	6.20E+00	8.08E-02	7.93E-03	7.48E-06	7.20E-08
SB126M	0.0	7.90E+00	6.90E-03	6.90E-03	6.90E-03	6.90E-03	TE127M	0.0	7.23E-01	7.38E-02	7.24E-03	6.83E-06	6.57E-08
TE123M	0.0	1.07E-02	1.21E-03	1.46E-04	2.57E-07	3.75E-09	TE129	0.0	1.56E+02	8.25E-03	4.42E-06	6.76E-16	1.94E-22
TE125M	0.0	1.57E+00	1.44E+00	1.12E+00	5.27E-01	3.19E-01	TE129M	0.0	1.12E+01	6.04E-03	3.23E-06	4.95E-16	1.42E-22
TE127	0.0	1.20E+02	1.56E+00	1.53E-01	1.44E-04	1.39E-06	CS134	0.0	1.45E+03	1.03E+03	7.38E+02	2.69E+02	1.38E+02
TE127M	0.0	6.21E+00	6.34E-01	6.21E-02	5.86E-05	5.64E-07	CS137	0.0	2.97E+00	2.91E+00	2.84E+00	2.65E+00	2.53E+00
TE129	0.0	1.07E+03	5.68E-02	3.04E-05	4.66E-15	1.33E-21	BA137M	0.0	3.56E+02	3.47E+02	3.39E+02	3.17E+02	3.02E+02
TE129M	0.0	7.97E+01	4.29E-02	2.29E-05	3.51E-15	1.01E-21	CE141	0.0	6.95E+02	2.91E-01	1.21E-04	8.69E-15	1.50E-21
CS134	0.0	1.59E+03	1.14E+03	8.14E+02	2.97E+02	1.52E+02	CE144	0.0	1.41E+02	5.81E+01	2.38E+01	1.65E+00	2.78E-01
CS137	0.0	1.18E+02	1.15E+02	1.13E+02	1.05E+02	1.00E+02	PR144	0.0	9.58E+02	3.90E+02	1.60E+02	1.11E+01	1.87E+00
BA137M	0.0	3.97E+02	3.87E+02	3.78E+02	3.53E+02	3.37E+02	PR144M	0.0	9.92E-01	4.07E-01	1.67E-01	1.15E-02	1.95E-03
CE141	0.0	2.15E+03	9.01E-01	3.75E-04	2.69E-14	4.66E-21	PM147	0.0	7.18E-01	5.76E-01	4.42E-01	2.00E-01	1.18E-01
CE144	0.0	7.28E+02	2.99E+02	1.23E+02	8.48E+00	1.43E+00	PM148	0.0	6.99E+02	1.52E-02	3.34E-05	3.46E-13	1.64E-18
PR144	0.0	8.14E+03	3.31E+03	1.36E+03	9.40E+01	1.58E+01	PM148M	0.0	3.62E+02	7.86E-01	1.74E-03	1.80E-11	8.53E-17
PR144M	0.0	4.51E+00	1.85E+00	7.59E-01	5.25E-02	8.84E-03	EU152	0.0	3.25E-02	3.09E-02	2.93E-02	2.52E-02	2.27E-02
PM147	0.0	5.50E+01	4.41E+01	3.39E+01	1.53E+01	9.05E+00	EU154	0.0	9.00E+01	8.30E+01	7.66E+01	6.02E+01	5.12E+01
PM148	0.0	1.34E+03	2.90E-02	6.39E-05	6.62E-13	3.14E-18	EU155	0.0	2.67E+00	2.32E+00	2.02E+00	1.33E+00	1.00E+00
PM148M	0.0	3.90E+02	8.46E-01	1.87E-03	1.93E-11	9.18E-17	GD153	0.0	1.15E-02	4.04E-03	1.42E-03	6.16E-05	7.60E-06
SM151	0.0	3.87E-02	3.92E-02	3.89E-02	3.80E-02	3.74E-02	TB160	0.0	5.12E+00	1.54E-01	4.66E-03	1.28E-07	1.17E-10
EU152	0.0	3.62E-02	3.44E-02	3.27E-02	2.81E-02	2.53E-02	TOTAL	0.0	5.65E+05	2.97E+03	1.71E+03	7.67E+02	5.70E+02
EU154	0.0	1.10E+02	1.01E+02	9.35E+01	7.34E+01	6.25E+01							
EU155	0.0	5.36E+00	4.66E+00	4.05E+00	2.66E+00	2.01E+00							
GD153	0.0	1.58E-02	5.56E-03	1.95E-03	8.48E-05	1.05E-05							
TB160	0.0	6.21E+00	1.88E-01	5.66E-03	1.55E-07	1.42E-10							
TOTAL	0.0	1.80E+06	8.90E+03	4.66E+03	1.57E+03	1.16E+03							



FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235

FISSION PRODUCTS

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	4.98E+02	4.70E+02	4.45E+02	3.76E+02	3.36E+02
SE 79	0.0	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01
KR 85	0.0	9.40E+03	8.82E+03	8.27E+03	6.81E+03	5.98E+03
RB 86	0.0	1.81E+03	2.32E-03	2.98E-09	6.30E-27	1.04E-38
SR 89	0.0	7.81E+05	5.19E+03	3.46E+01	1.02E-05	4.51E-10
SR 90	0.0	7.47E+04	7.30E+04	7.12E+04	6.63E+04	6.32E+04
Y 90	0.0	7.86E+04	7.30E+04	7.13E+04	6.63E+04	6.33E+04
Y 91	0.0	1.02E+06	1.36E+04	1.80E+02	4.16E-04	7.26E-08
ZR 93	0.0	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00
ZR 95	0.0	1.47E+06	2.81E+04	5.37E+02	3.77E-03	1.38E-06
NB 93M	0.0	1.31E-01	2.09E-01	2.83E-01	4.84E-01	6.02E-01
NB 95	0.0	1.46E+06	6.32E+04	1.24E+03	8.36E-03	3.06E-06
NB 95M	0.0	1.06E+04	2.08E+02	3.99E+00	2.79E-05	1.02E-08
TC 99	0.0	1.31E+01	1.32E+01	1.32E+01	1.32E+01	1.32E+01
RU103	0.0	1.50E+06	2.41E+03	3.81E+00	1.53E-08	3.88E-14
RU106	0.0	5.00E+05	2.51E+05	1.26E+05	1.61E+04	4.06E+03
RH103M	0.0	1.36E+06	2.17E+03	3.45E+00	1.38E-08	3.50E-14
RH106	0.0	5.46E+05	2.51E+05	1.26E+05	1.61E+04	4.06E+03
PD107	0.0	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01
AG110	0.0	1.30E+05	1.41E+01	5.10E+00	2.44E-01	3.22E-02
AG110M	0.0	2.91E+03	1.06E+03	3.84E+02	1.84E+01	2.42E+00
CD113M	0.0	3.55E+01	3.39E+01	3.23E+01	2.80E+01	2.55E+01
CD115M	0.0	7.37E+02	2.52E+00	8.65E-03	3.49E-10	4.10E-15
IN114	0.0	2.56E+00	1.06E-02	6.38E-05	1.39E-11	5.06E-16
IN114M	0.0	1.84E+00	1.11E-02	6.67E-05	1.46E-11	5.29E-16
SN119M	0.0	1.10E+02	3.92E+01	1.39E+01	6.29E-01	7.97E-02
SN121M	0.0	1.57E-01	1.54E-01	1.52E-01	1.46E-01	1.42E-01
SN123	0.0	1.96E+03	2.76E+02	3.89E+01	1.09E-01	2.16E-03
SN126	0.0	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01
SB124	0.0	6.55E+02	9.78E+00	1.46E-01	4.85E-07	1.08E-10
SB125	0.0	8.92E+03	7.02E+03	5.46E+03	2.57E+03	1.56E+03
SB126	0.0	7.46E+02	7.59E-02	7.59E-02	7.59E-02	7.59E-02
SB126M	0.0	6.20E+02	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01
TE123M	0.0	6.89E+00	8.32E-01	1.00E-01	1.77E-04	2.57E-06
TE125M	0.0	1.87E+03	1.71E+03	1.33E+03	6.27E+02	3.80E+02
TE127	0.0	8.86E+04	1.15E+03	1.13E+02	1.07E-01	1.03E-03
TE127M	0.0	1.16E+04	1.18E+03	1.16E+02	1.09E-01	1.05E-03
TE129	0.0	3.00E+05	1.59E+01	8.51E-03	1.30E-12	3.73E-19
TE129M	0.0	4.55E+04	2.44E+01	1.31E-02	2.00E-12	5.73E-19
I 129	0.0	3.09E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02
CS134	0.0	1.57E+05	1.12E+05	7.99E+04	2.92E+04	1.49E+04
CS135	0.0	3.51E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01
CS137	0.0	1.07E+05	1.04E+05	1.02E+05	9.49E+04	9.06E+04
BA137M	0.0	1.01E+05	9.85E+04	9.62E+04	8.98E+04	8.57E+04
BA140	0.0	1.55E+06	3.94E-03	1.00E-11	0.0	0.0
LA140	0.0	1.61E+06	4.53E-03	1.15E-11	0.0	0.0
CE141	0.0	1.47E+06	6.15E+02	2.56E-01	1.84E-11	3.18E-18
CE144	0.0	1.10E+06	4.50E+05	1.85E+05	1.28E+04	2.15E+03
PR143	0.0	1.32E+06	1.16E-02	9.10E-11	0.0	0.0
PR144	0.0	1.11E+06	4.50E+05	1.85E+05	1.28E+04	2.15E+03
PR144M	0.0	1.32E+04	5.41E+03	2.22E+03	1.53E+02	2.59E+01
PM147	0.0	1.53E+05	1.23E+05	9.45E+04	4.28E+04	2.52E+04

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PM148	0.0	1.74E+05	3.77E+00	8.30E-03	8.59E-11	4.08E-16
PM148M	0.0	3.07E+04	6.67E+01	1.48E-01	1.53E-09	7.24E-15
SM151	0.0	3.30E+02	3.34E+02	3.31E+02	3.24E+02	3.19E+02
EU152	0.0	4.78E+00	4.54E+00	4.31E+00	3.70E+00	3.34E+00
EU154	0.0	1.23E+04	1.13E+04	1.04E+04	8.20E+03	6.98E+03
EU155	0.0	7.37E+03	6.41E+03	5.57E+03	3.66E+03	2.77E+03
EU156	0.0	2.25E+05	1.30E-02	7.49E-10	0.0	0.0
GD153	0.0	1.84E+01	6.45E+00	2.27E+00	9.84E-02	1.21E-02
TB160	0.0	7.63E+02	2.30E+01	6.95E-01	1.91E-05	1.74E-08
TOTAL	0.0	1.52E+08	2.15E+06	1.17E+06	4.70E+05	3.74E+05

\*\*\*\*\* LIGHT ELEMENTS + ACTINIDES + FISSION PRODUCTS \*\*\*\*\*

	CHARGE	DISCHARGE	CONCENTRATIONS ,GRAMS			
TOTAL	1.56E+06	1.56E+06	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
			1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06
	CHARGE	DISCHARGE	RADIOACTIVITY ,CURIES			
TOTAL	1.91E+00	1.94E+08	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
			2.38E+06	1.36E+06	6.04E+05	4.90E+05
	CHARGE	DISCHARGE	THERMAL POWER ,WATTS			
TOTAL	5.39E-02	1.92E+06	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
			9.98E+03	5.25E+03	1.96E+03	1.50E+03
	CHARGE	DISCHARGE	GAMMA POWER ,WATTS			
TOTAL	7.91E-05	6.02E+05	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
			3.44E+03	1.97E+03	9.26E+02	6.92E+02
	CHARGE	DISCHARGE	ALPHA-ACTIVITY ,CURIES			
TOTAL	1.91E+00	4.63E+04	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
			1.43E+04	7.50E+03	5.92E+03	6.05E+03

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235

◆ LIGHT ELEMENTS

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
SC 46	0.0	3.85E-01	1.88E-02	9.15E-04	1.06E-07	2.52E-10
CR 51	0.0	4.14E+01	4.46E-03	4.81E-07	6.04E-19	7.02E-27
MN 54	0.0	3.55E+01	1.58E+01	7.03E+00	6.19E-01	1.22E-01
FE 55	0.0	8.54E+01	6.54E+01	5.01E+01	2.25E+01	1.32E+01
FE 59	0.0	4.63E+01	1.67E-01	6.04E-04	2.84E-11	3.69E-16
CO 58	0.0	1.89E+02	5.28E+00	1.48E-01	3.24E-06	2.53E-09
CO 60	0.0	3.16E+02	2.77E+02	2.43E+02	1.64E+02	1.26E+02
NI 59	0.0	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01
NI 63	0.0	9.85E-01	9.77E-01	9.70E-01	9.48E-01	9.34E-01
SR 89	0.0	2.42E-01	1.61E-03	1.07E-05	3.16E-12	1.40E-16
Y 91	0.0	6.63E-01	8.76E-03	1.16E-04	2.68E-10	4.67E-14
ZR 95	0.0	3.15E+02	6.04E+00	1.16E-01	8.10E-07	2.97E-10
NB 94	0.0	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02
NB 95	0.0	2.93E+02	1.28E+01	2.51E-01	1.69E-06	6.19E-10
SN119M	0.0	5.05E+00	1.80E+00	6.40E-01	2.89E-02	3.66E-03
SN121M	0.0	1.85E-03	1.82E-03	1.80E-03	1.73E-03	1.68E-03
SB124	0.0	1.91E-01	2.85E-03	4.25E-05	1.41E-10	3.15E-14
SB125	0.0	2.43E-01	1.89E-01	1.47E-01	6.93E-02	4.20E-02
TE125M	0.0	1.39E-02	1.24E-02	9.66E-03	4.55E-03	2.75E-03
TA182	0.0	1.69E+03	1.87E+02	2.07E+01	2.75E-02	3.37E-04
TOTAL	1.08E-14	8.41E+03	5.73E+02	3.23E+02	1.88E+02	1.40E+02

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
SC 46	0.0	3.65E-01	1.78E-02	8.69E-04	1.01E-07	2.40E-10
CR 51	0.0	3.72E+01	4.01E-03	4.33E-07	5.43E-19	6.31E-27
MN 54	0.0	3.53E+01	1.57E+01	6.99E+00	6.16E-01	1.22E-01
CO 58	0.0	1.83E+02	5.13E+00	1.43E-01	3.14E-06	2.46E-09
CO 60	0.0	3.04E+02	2.67E+02	2.34E+02	1.58E+02	1.21E+02
ZR 95	0.0	2.74E+02	5.24E+00	1.00E-01	7.02E-07	2.57E-10
NB 94	0.0	9.75E-03	9.75E-03	9.74E-03	9.74E-03	9.74E-03
NB 95	0.0	2.77E+02	1.21E+01	2.37E-01	1.60E-06	5.86E-10
SN119M	0.0	6.61E-01	2.35E-01	8.37E-02	3.77E-03	4.78E-04
SB124	0.0	1.60E-01	2.39E-03	3.57E-05	1.19E-10	2.64E-14
SB125	0.0	1.99E-01	1.55E-01	1.21E-01	5.68E-02	3.44E-02
TE125M	0.0	3.49E-03	3.11E-03	2.42E-03	1.14E-03	6.90E-04
TA182	0.0	1.48E+03	1.64E+02	1.81E+01	2.40E-02	2.95E-04
TOTAL	0.0	6.29E+03	4.69E+02	2.60E+02	1.58E+02	1.21E+02

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	1.50E-03	1.42E-03	1.34E-03	1.13E-03	1.01E-03
C 14	0.0	1.43E-01	1.43E-01	1.43E-01	1.43E-01	1.43E-01
P 33	0.0	5.30E+02	2.12E-02	8.51E-07	5.48E-20	8.81E-29
S 35	0.0	6.91E+00	3.89E-01	2.19E-02	3.92E-06	1.25E-08
CA 45	0.0	2.26E-01	4.78E-02	1.01E-02	9.58E-05	4.29E-06
SC 46	0.0	3.06E+01	1.49E+00	7.28E-02	8.44E-06	2.01E-08
CR 51	0.0	1.93E+05	2.09E+01	2.25E-03	2.82E-15	3.28E-23
MN 54	0.0	7.13E+03	3.17E+03	1.41E+03	1.24E+02	2.46E+01
FE 55	0.0	6.21E+04	4.76E+04	3.64E+04	1.64E+04	9.61E+03
FE 59	0.0	4.97E+03	1.79E+01	6.48E-02	3.04E-09	3.96E-14
CO 58	0.0	3.15E+04	8.82E+02	2.47E+01	5.41E-04	4.23E-07
CO 60	0.0	2.05E+04	1.80E+04	1.58E+04	1.06E+04	8.17E+03
NI 59	0.0	1.75E+01	1.75E+01	1.75E+01	1.75E+01	1.75E+01
NI 63	0.0	2.48E+03	2.46E+03	2.44E+03	2.39E+03	2.35E+03
ZN 65	0.0	2.32E-01	8.22E-02	2.91E-02	1.29E-03	1.62E-04
SR 89	0.0	7.00E+01	4.66E-01	3.10E-03	9.14E-10	4.05E-14
SR 90	0.0	2.25E-03	2.20E-03	2.14E-03	2.00E-03	1.90E-03
Y 91	0.0	2.58E+03	2.20E-03	2.15E-03	2.00E-03	1.90E-03
Y 91	0.0	1.85E+02	2.44E+00	3.23E-02	7.45E-08	1.30E-11
ZR 93	0.0	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01
ZR 95	0.0	6.23E+04	1.19E+03	2.28E+01	1.60E-04	5.86E-08
NB 93M	0.0	1.17E-02	1.98E-02	2.75E-02	4.83E-02	6.06E-02
NB 94	0.0	1.04E+00	1.04E+00	1.04E+00	1.04E+00	1.04E+00
NB 95	0.0	6.10E+04	2.67E+03	5.23E+01	3.52E-04	1.29E-07
MO 93	0.0	7.14E-02	7.13E-02	7.13E-02	7.13E-02	7.13E-02
TC 99	0.0	1.19E-02	1.20E-02	1.20E-02	1.20E-02	1.20E-02
SN119M	0.0	9.78E+03	3.48E+03	1.24E+03	5.59E+01	7.08E+00
SN121M	0.0	9.24E-01	9.11E-01	8.98E-01	8.62E-01	8.38E-01
SN123	0.0	8.71E-01	1.23E-01	1.73E-02	4.89E-05	9.71E-07
SB124	0.0	1.44E+01	2.15E-01	3.20E-03	1.07E-08	2.37E-12
SB125	0.0	7.77E+01	6.05E+01	4.71E+01	2.22E+01	1.34E+01
TE125M	0.0	1.66E+01	1.47E+01	1.15E+01	5.41E+00	3.28E+00
TA182	0.0	1.90E+05	2.10E+04	2.32E+03	3.09E+00	3.78E-02
W 185	0.0	6.08E-01	2.09E-02	7.18E-04	2.92E-08	3.40E-11
TOTAL	6.06E-12	1.08E+06	1.01E+05	5.98E+04	2.96E+04	2.02E+04

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR LIGHT ELEMENTS

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235  
POWER= 33.03 MW, BURNUP= 3.30E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.50E-01	1.15E+16	7.71E+14	9.39E+13	4.93E+12	3.55E+12	
3.75E-01	1.03E+15	1.18E+12	6.98E+11	3.28E+11	2.04E+11	
5.75E-01	5.61E+14	9.77E+12	1.06E+12	3.82E+11	2.32E+11	
8.50E-01	1.79E+16	2.83E+14	5.57E+13	4.62E+12	9.87E+11	
1.25E+00	8.29E+15	2.05E+15	1.25E+15	7.86E+14	6.04E+14	
1.75E+00	3.85E+15	1.65E+11	4.58E+09	1.19E+05	1.92E+04	
2.25E+00	1.68E+15	7.49E+09	6.19E+09	4.17E+09	3.20E+09	
2.75E+00	2.37E+14	2.21E+07	1.91E+07	1.29E+07	9.91E+06	
3.50E+00	2.03E+13	0.0	0.0	0.0	0.0	
5.00E+00	3.68E+10	0.0	0.0	0.0	0.0	
7.00E+00	6.54E+12	0.0	0.0	0.0	0.0	
9.50E+00	6.72E+09	0.0	0.0	0.0	0.0	
TOTAL	4.50E+16	3.12E+15	1.40E+15	7.97E+14	6.09E+14	
MEV/SEC	3.93E+16	2.93E+15	1.62E+15	9.88E+14	7.57E+14	

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR FISSION PRODUCTS

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235  
POWER= 33.03 MW, BURNUP= 3.30E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.50E-01	2.02E+18	1.69E+16	8.70E+15	2.73E+15	2.13E+15	
3.75E-01	7.27E+17	1.70E+15	8.84E+14	2.60E+14	1.90E+14	
5.75E-01	1.02E+18	1.33E+16	9.55E+15	5.17E+15	4.15E+15	
8.50E-01	9.99E+17	7.31E+15	3.07E+15	1.14E+15	6.37E+14	
1.25E+00	5.15E+17	8.65E+14	5.67E+14	2.51E+14	1.81E+14	
1.75E+00	1.98E+17	7.30E+13	3.76E+13	8.84E+12	5.52E+12	
2.25E+00	1.09E+17	1.40E+14	5.89E+13	4.47E+12	8.28E+11	
2.75E+00	4.12E+16	2.11E+12	1.05E+12	1.31E+11	3.29E+10	
3.50E+00	2.27E+16	2.61E+11	1.31E+11	1.67E+10	4.22E+09	
5.00E+00	1.28E+16	5.73E-05	5.87E-05	6.11E-05	6.19E-05	
7.00E+00	3.11E+15	3.75E-06	3.84E-06	4.00E-06	4.05E-06	
9.50E+00	1.61E+10	2.43E-07	2.48E-07	2.59E-07	2.62E-07	
TOTAL	5.67E+18	4.03E+16	2.29E+16	9.56E+15	7.29E+15	
MEV/SEC	3.53E+18	1.86E+16	1.06E+16	4.79E+15	3.56E+15	

ACTINIDE PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.00E-02	1.03E+18	8.85E+13	4.78E+13	3.90E+13	4.02E+13	
2.50E-02	4.59E+16	3.19E+11	4.93E+11	9.67E+11	1.24E+12	
3.75E-02	6.68E+16	2.60E+11	1.76E+11	1.86E+11	2.07E+11	
5.75E-02	5.92E+16	4.52E+12	7.08E+12	1.40E+13	1.81E+13	
8.50E-02	4.63E+17	6.11E+11	6.10E+11	6.05E+11	6.01E+11	
1.25E-01	3.65E+17	5.40E+11	5.30E+11	5.16E+11	5.08E+11	
2.25E-01	2.59E+17	4.34E+11	4.26E+11	4.08E+11	3.98E+11	
3.75E-01	2.85E+16	2.91E+10	2.88E+10	2.87E+10	2.87E+10	
5.75E-01	5.59E+15	2.83E+09	2.03E+09	2.00E+09	2.09E+09	
8.50E-01	1.16E+16	2.00E+09	1.73E+09	1.65E+09	1.64E+09	
1.25E+00	2.64E+15	9.34E+08	8.06E+08	7.24E+08	6.91E+08	
1.75E+00	5.28E+10	3.54E+08	3.01E+08	2.76E+08	2.67E+08	
2.25E+00	3.31E+08	1.93E+08	1.59E+08	1.36E+08	1.26E+08	
2.75E+00	2.23E+08	1.89E+08	2.25E+08	3.68E+08	4.39E+08	
3.50E+00	1.14E+08	6.68E+07	5.50E+07	4.69E+07	4.36E+07	
5.00E+00	3.58E+07	2.09E+07	1.72E+07	1.47E+07	1.36E+07	
7.00E+00	4.09E+06	2.39E+06	1.97E+06	1.68E+06	1.56E+06	
9.50E+00	4.10E+05	2.39E+05	1.97E+05	1.68E+05	1.56E+05	
TOTAL	2.34E+18	9.52E+13	5.72E+13	5.58E+13	6.13E+13	
MEV/SEC	1.88E+17	1.40E+12	1.13E+12	1.45E+12	1.70E+12	

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235  
 N-SOURCE FROM ALPHA-N REACTIONS ON OXYGEN, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PO212	2.72E+03	6.76E+03	1.16E+04	2.55E+04	3.22E+04
PU236	3.87E+03	3.05E+03	2.39E+03	1.15E+03	7.10E+02
PU238	2.64E+06	2.83E+06	2.85E+06	2.79E+06	2.75E+06
PU239	2.42E+05	2.46E+05	2.46E+05	2.46E+05	2.46E+05
PU240	3.79E+05	3.79E+05	3.79E+05	3.79E+05	3.80E+05
PU241	2.27E+03	2.16E+03	2.06E+03	1.79E+03	1.62E+03
PU242	1.31E+03	1.31E+03	1.31E+03	1.31E+03	1.31E+03
AM241	1.48E+05	3.76E+05	5.93E+05	1.18E+06	1.53E+06
AM243	2.68E+04	2.68E+04	2.68E+04	2.68E+04	2.68E+04
CM242	3.32E+08	7.08E+07	1.50E+07	1.68E+05	3.14E+04
CM243	1.56E+05	1.52E+05	1.48E+05	1.38E+05	1.31E+05
CM244	1.37E+07	1.32E+07	1.27E+07	1.13E+07	1.05E+07
TOTAL	3.49E+08	8.81E+07	3.20E+07	1.63E+07	1.56E+07

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235  
 SPONTANEOUS FISSION NEUTRON SOURCE IN DISCHARGED FUEL, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
U 238	1.20E+04	1.20E+04	1.20E+04	1.20E+04	1.20E+04
PU238	3.50E+05	3.76E+05	3.79E+05	3.71E+05	3.66E+05
PU240	2.03E+06	2.03E+06	2.03E+06	2.03E+06	2.03E+06
PU242	8.19E+05	8.19E+05	8.19E+05	8.19E+05	8.19E+05
CM242	2.68E+08	5.72E+07	1.21E+07	1.36E+05	2.54E+04
CM244	2.66E+08	2.57E+08	2.47E+08	2.21E+08	2.04E+08
CM246	6.51E+06	6.51E+06	6.51E+06	6.51E+06	6.50E+06
CM248	7.29E+03	7.29E+03	7.29E+03	7.29E+03	7.29E+03
CF250	5.31E+03	5.05E+03	4.79E+03	4.09E+03	3.68E+03
CF252	1.73E+05	1.33E+05	1.02E+05	4.65E+04	2.75E+04
CF254	2.93E+04	4.46E+02	6.80E+00	2.41E-05	5.59E-09
TOTAL	5.44E+08	3.24E+08	2.69E+08	2.30E+08	2.14E+08
-----					
TOTAL	8.93E+08	4.12E+08	3.01E+08	2.47E+08	2.30E+08

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
HE 4	7.98E-01	8.62E-01	1.05E+00	1.49E+00	2.02E+00	2.89E+00	6.53E+00	9.33E+00	1.31E+01	3.51E+01	1.09E+02
TH230	3.71E-03	3.73E-03	3.77E-03	3.92E-03	4.21E-03	4.90E-03	1.17E-02	8.66E-02	5.14E-01	2.34E-01	1.57E-01
TH232	1.03E-03	1.03E-03	1.05E-03	1.08E-03	1.14E-03	1.26E-03	2.26E-03	1.72E-02	2.27E-01	2.29E+00	2.02E+01
U 234	1.53E+00	1.56E+00	1.66E+00	1.92E+00	2.26E+00	2.68E+00	3.17E+00	3.11E+00	2.53E+00	6.65E-01	5.07E-01
U 235	8.26E+01	8.26E+01	8.26E+01	8.26E+01	8.27E+01	8.29E+01	8.42E+01	1.03E+02	2.22E+02	2.31E+02	2.29E+02
U 236	4.05E+01	4.05E+01	4.05E+01	4.06E+01	4.08E+01	4.13E+01	4.44E+01	6.64E+01	8.00E+01	7.79E+01	5.97E+01
U 238	9.43E+03	9.43E+03	9.43E+03	9.43E+03	9.43E+03	9.43E+03	9.43E+03	9.43E+03	9.43E+03	9.44E+03	9.43E+03
NP236M	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03	1.95E-03	1.94E-03	1.85E-03	1.14E-03	9.03E-06
NP237	4.38E+02	4.39E+02	4.45E+02	4.63E+02	4.91E+02	5.40E+02	7.44E+02	8.20E+02	7.97E+02	5.95E+02	3.23E+01
PU238	1.38E+00	1.35E+00	1.26E+00	1.03E+00	7.35E-01	3.84E-01	5.02E-03	7.06E-21	0.0	0.0	0.0
PU239	5.47E+01	5.47E+01	5.49E+01	5.51E+01	5.55E+01	5.61E+01	6.07E+01	8.39E+01	9.75E+00	5.21E-06	3.49E-06
PU240	2.23E+01	2.43E+01	2.94E+01	3.68E+01	3.95E+01	3.96E+01	3.64E+01	1.40E+01	1.01E-03	3.00E-08	2.93E-08
PU241	8.68E+00	7.51E+00	4.64E+00	1.10E+00	1.00E-01	2.12E-03	1.24E-03	5.94E-04	3.86E-07	0.0	0.0
PU242	4.86E+00	4.86E+00	4.86E+00	4.88E+00	4.89E+00	4.92E+00	5.01E+00	5.38E+00	4.73E+00	9.43E-01	9.42E-08
AM241	3.82E+02	3.82E+02	3.78E+02	3.64E+02	3.37E+02	2.87E+02	3.37E+01	1.79E-02	1.22E-05	0.0	0.0
AM242M	3.86E-01	3.81E-01	3.64E-01	3.17E-01	2.53E-01	1.60E-01	4.18E-03	6.33E-21	0.0	0.0	0.0
AM243	8.38E+01	8.38E+01	8.37E+01	8.35E+01	8.31E+01	8.23E+01	7.63E+01	3.28E+01	7.01E-03	1.62E-06	1.09E-06
CM243	2.73E-01	2.54E-01	1.99E-01	9.61E-02	2.85E-02	2.50E-02	8.93E-12	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.84E+01	1.64E+01	1.12E+01	3.54E+00	5.23E-01	1.14E-02	5.78E-16	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	8.04E-01	8.04E-01	8.03E-01	8.01E-01	7.98E-01	7.91E-01	7.41E-01	3.56E-01	2.31E-04	0.0	0.0
CM246	7.31E-01	7.30E-01	7.29E-01	7.26E-01	7.21E-01	7.10E-01	6.32E-01	1.69E-01	3.18E-07	2.20E-30	0.0
CM247	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.65E-03	3.63E-03	3.49E-03	2.34E-03
TOTAL	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04

ELEMENT CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
HE	7.98E-01	8.62E-01	1.05E+00	1.49E+00	2.02E+00	2.89E+00	6.53E+00	9.33E+00	1.31E+01	3.51E+01	1.09E+02
TL	3.54E-11	1.23E-11	8.44E-13	4.67E-13	3.58E-13	2.33E-13	1.69E-13	7.74E-13	1.29E-11	2.66E-11	3.82E-12
PB	4.74E-05	6.90E-05	8.11E-05	8.56E-05	9.07E-05	9.66E-05	1.19E-04	2.70E-03	2.56E-01	3.57E+00	1.70E+01
BI	2.43E-09	1.28E-09	1.16E-09	3.33E-09	1.23E-08	7.61E-08	1.04E-05	1.20E-02	3.96E+00	1.60E+02	6.97E+02
PO	2.80E-12	6.14E-12	3.01E-11	1.67E-10	4.98E-10	1.29E-09	1.22E-08	3.06E-07	2.32E-06	1.05E-06	7.05E-07
AT	7.60E-20	7.65E-20	8.33E-20	1.53E-19	4.36E-19	1.67E-18	5.03E-17	5.24E-15	1.26E-13	2.77E-13	1.41E-14
RN	3.24E-11	1.25E-11	4.43E-12	1.05E-11	2.16E-11	4.59E-11	3.56E-10	8.93E-09	6.76E-08	3.07E-08	2.06E-08
FR	2.92E-15	3.66E-15	5.69E-15	9.58E-15	1.38E-14	2.56E-14	4.68E-13	4.76E-11	1.14E-09	2.51E-09	1.29E-10
RA	3.37E-07	3.16E-07	5.87E-07	1.59E-06	3.33E-06	7.13E-06	5.54E-05	1.39E-03	1.05E-02	4.79E-03	3.21E-03
AC	8.54E-08	1.13E-07	1.89E-07	3.13E-07	3.77E-07	3.96E-07	4.35E-07	9.89E-07	8.71E-06	1.46E-05	7.24E-06
TH	4.79E-03	4.77E-03	4.82E-03	5.00E-03	5.35E-03	6.17E-03	1.43E-02	1.43E-01	1.69E+00	4.62E+00	2.05E+01
PA	6.12E-04	6.12E-04	6.13E-04	6.15E-04	6.20E-04	6.28E-04	6.89E-04	1.32E-03	8.03E-03	1.06E-02	1.05E-02
U	9.56E+03	9.56E+03	9.56E+03	9.56E+03	9.56E+03	9.56E+03	9.57E+03	9.61E+03	9.76E+03	9.79E+03	9.72E+03
NP	4.38E+02	4.39E+02	4.45E+02	4.63E+02	4.91E+02	5.40E+02	7.44E+02	8.20E+02	7.97E+02	5.95E+02	3.23E+01
PU	9.19E+01	9.27E+01	9.50E+01	9.89E+01	1.01E+02	1.01E+02	1.02E+02	1.03E+02	1.45E+01	9.43E-01	3.80E-04
AM	4.66E+02	4.66E+02	4.62E+02	4.48E+02	4.20E+02	3.70E+02	1.56E+02	3.28E+01	7.02E-03	1.62E-06	1.09E-06
CM	2.02E+01	1.82E+01	1.29E+01	5.17E+00	2.07E+00	1.52E+00	1.38E+00	5.29E-01	4.00E-03	3.51E-03	2.34E-03
BK	4.80E-09	4.48E-10	1.64E-13	2.51E-20	2.50E-20	2.49E-20	2.41E-20	1.69E-20	4.68E-22	1.27E-37	0.0
CI	1.71E-06	1.65E-06	1.50E-06	1.29E-06	1.15E-06	9.44E-07	2.09E-07	2.27E-11	1.67E-17	4.51E-33	0.0
TOTALS	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
TL208	1.04E-02	3.61E-03	2.27E-04	1.03E-04	6.35E-05	2.43E-05	8.51E-08	7.44E-08	7.91E-08	1.34E-07	7.96E-07
PB212	2.90E-02	1.01E-02	6.34E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
B1212	2.90E-02	1.01E-02	6.33E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
PO212	1.86E-02	6.45E-03	4.06E-04	1.83E-04	1.13E-04	4.34E-05	1.52E-07	1.33E-07	1.41E-07	2.39E-07	1.42E-06
PO216	2.90E-02	1.01E-02	6.34E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
RN220	2.90E-02	1.01E-02	6.34E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
RA224	2.90E-02	1.01E-02	6.34E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
TH228	2.89E-02	1.00E-02	6.32E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
TH234	3.17E-01	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03
PA233	3.09E-01	3.10E-01	3.14E-01	3.27E-01	3.46E-01	3.81E-01	5.24E-01	5.78E-01	5.62E-01	4.20E-01	2.28E-02
PA234M	3.17E-01	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03
U 234	9.54E-03	9.73E-03	1.04E-02	1.20E-02	1.41E-02	1.68E-02	1.98E-02	1.95E-02	1.58E-02	4.16E-03	3.17E-03
U 236	2.62E-03	2.62E-03	2.62E-03	2.63E-03	2.64E-03	2.67E-03	2.87E-03	4.30E-03	5.18E-03	5.04E-03	3.86E-03
U 237	2.24E-02	1.94E-02	1.20E-02	2.83E-03	2.58E-04	5.48E-06	3.19E-06	1.53E-06	9.95E-10	0.0	0.0
U 238	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03
NP237	3.09E-01	3.10E-01	3.14E-01	3.27E-01	3.46E-01	3.81E-01	5.24E-01	5.78E-01	5.62E-01	4.20E-01	2.28E-02
NP238	1.88E-02	1.85E-02	1.77E-02	1.54E-02	1.23E-02	7.79E-03	2.03E-04	3.08E-22	0.0	0.0	0.0
NP239	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.66E+01	1.66E+01	1.64E+01	1.52E+01	6.54E+00	1.40E-03	3.24E-07	2.17E-07
PU238	2.36E+01	2.31E+01	2.16E+01	1.76E+01	1.26E+01	6.58E+00	8.60E-02	1.21E-19	0.0	0.0	0.0
PU239	3.40E+00	3.40E+00	3.41E+00	3.43E+00	3.45E+00	3.49E+00	3.77E+00	5.21E+00	6.06E-01	3.24E-07	2.17E-07
PU240	5.09E+00	5.53E+00	6.69E+00	8.38E+00	9.01E+00	9.03E+00	8.30E+00	3.20E+00	2.30E-04	6.85E-09	6.67E-09
PU241	8.95E+02	7.74E+02	4.79E+02	1.13E+02	1.03E+01	2.19E-01	1.28E-01	6.12E-02	3.98E-05	0.0	0.0
PU242	1.86E-02	1.86E-02	1.86E-02	1.86E-02	1.87E-02	1.88E-02	1.92E-02	2.06E-02	1.81E-02	3.60E-03	3.60E-10
AM241	1.31E+03	1.31E+03	1.30E+03	1.25E+03	1.16E+03	9.86E+02	2.73E+02	6.14E-02	4.19E-05	0.0	0.0
AM242M	3.75E+00	3.70E+00	3.54E+00	3.09E+00	2.46E+00	1.56E+00	4.06E-02	6.16E-20	0.0	0.0	0.0
AM242	3.74E+00	3.68E+00	3.52E+00	3.07E+00	2.44E+00	1.55E+00	4.04E-02	6.13E-20	0.0	0.0	0.0
AM243	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.66E+01	1.66E+01	1.64E+01	1.52E+01	6.54E+00	1.40E-03	3.24E-07	2.17E-07
CM242	3.89E+00	3.06E+00	2.91E+00	2.54E+00	2.02E+00	1.28E+00	3.34E-02	5.08E-20	0.0	0.0	0.0
CM243	1.41E+01	1.31E+01	1.03E+01	4.96E+00	1.47E+00	1.29E-01	4.61E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.49E+03	1.33E+03	9.04E+02	2.87E+02	4.23E+01	9.22E-01	4.68E-14	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.37E-01	1.36E-01	1.27E-01	6.11E-02	3.97E-05	0.0	0.0
CM246	2.25E-01	2.24E-01	2.24E-01	2.23E-01	2.22E-01	2.18E-01	1.94E-01	5.20E-02	9.78E-08	6.77E-31	0.0
TOTAL	3.79E+03	3.50E+03	2.77E+03	1.73E+03	1.28E+03	1.04E+03	3.18E+02	2.30E+01	3.71E+00	4.93E+00	3.04E-01

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
NP239	1.69E-02	1.69E-02	1.69E-02	1.69E-02	1.68E-02	1.66E-02	1.54E-02	6.62E-03	1.42E-06	3.28E-10	2.20E-10
AM241	1.90E-01	1.89E-01	1.88E-01	1.81E-01	1.67E-01	1.42E-01	3.95E-02	8.87E-06	6.06E-09	0.0	0.0
AM243	5.46E-03	5.46E-03	5.46E-03	5.44E-03	5.42E-03	5.37E-03	4.98E-03	2.14E-03	4.57E-07	1.06E-10	7.10E-11
CM243	1.11E-02	1.03E-02	8.11E-03	3.91E-03	1.16E-03	1.02E-04	3.63E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.35E-02	1.20E-02	8.19E-03	2.60E-03	3.83E-04	8.35E-06	4.24E-19	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.39E-01	2.36E-01	2.28E-01	2.11E-01	1.92E-01	1.66E-01	6.08E-02	9.67E-03	1.33E-03	1.61E-03	1.21E-04

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE ALPHA-ACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
B1212	1.04E-02	3.61E-03	2.27E-04	1.03E-04	6.35E-05	2.43E-05	8.51E-08	7.44E-08	7.91E-08	1.34E-07	7.96E-07
PO212	1.86E-02	6.45E-03	4.06E-04	1.83E-04	1.13E-04	4.34E-05	1.52E-07	1.33E-07	1.41E-07	2.39E-07	1.42E-06
PO216	2.90E-02	1.01E-02	6.34E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
RN220	2.90E-02	1.01E-02	6.34E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
RA224	2.90E-02	1.01E-02	6.34E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
TH228	2.89E-02	1.00E-02	6.32E-04	2.86E-04	1.77E-04	6.76E-05	2.37E-07	2.07E-07	2.20E-07	3.72E-07	2.22E-06
U 234	9.54E-03	9.73E-03	1.04E-02	1.20E-02	1.41E-02	1.68E-02	1.98E-02	1.95E-02	1.58E-02	4.16E-03	3.17E-03
U 236	2.62E-03	2.62E-03	2.62E-03	2.63E-03	2.64E-03	2.67E-03	2.87E-03	4.30E-03	5.18E-03	5.04E-03	3.86E-03
U 238	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03
NP237	3.09E-01	3.10E-01	3.14E-01	3.27E-01	3.46E-01	3.81E-01	5.24E-01	5.78E-01	5.62E-01	4.20E-01	2.28E-02
PU238	2.36E+01	2.31E+01	2.16E+01	1.76E+01	1.26E+01	6.58E+00	8.60E-02	1.21E-19	0.0	0.0	0.0
PU239	3.40E+00	3.40E+00	3.41E+00	3.43E+00	3.45E+00	3.49E+00	3.77E+00	5.21E+00	6.06E-01	3.24E-07	2.17E-07
PU240	5.09E+00	5.53E+00	6.69E+00	8.38E+00	9.01E+00	9.03E+00	8.30E+00	3.20E+00	2.30E-04	6.85E-09	6.67E-09
PU241	2.24E-02	1.94E-02	1.20E-02	2.83E-03	2.58E-04	5.47E-06	3.19E-06	1.53E-06	9.95E-10	0.0	0.0
PU242	1.86E-02	1.86E-02	1.86E-02	1.86E-02	1.87E-02	1.88E-02	1.92E-02	2.06E-02	1.81E-02	3.60E-03	3.60E-10
AM241	1.31E+03	1.31E+03	1.30E+03	1.25E+03	1.16E+03	9.86E+02	2.73E+02	6.14E-02	4.19E-05	0.0	0.0
AM242M	1.88E-02	1.85E-02	1.77E-02	1.54E-02	1.23E-02	7.79E-03	2.03E-04	3.08E-22	0.0	0.0	0.0
AM243	1.67E+01	1.67E+01	1.67E+01	1.66E+01	1.66E+01	1.64E+01	1.52E+01	6.54E+00	1.40E-03	3.24E-07	2.17E-07
CM242	3.89E+00	3.06E+00	2.91E+00	2.54E+00	2.02E+00	1.28E+00	3.34E-02	5.08E-20	0.0	0.0	0.0
CM243	1.41E+01	1.31E+01	1.03E+01	4.95E+00	1.47E+00	1.29E-01	4.60E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.49E+03	1.33E+03	9.04E+02	2.87E+02	4.23E+01	9.22E-01	4.68E-14	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.38E-01	1.37E-01	1.36E-01	1.27E-01	6.11E-02	3.97E-05	0.0	0.0
CM246	2.25E-01	2.24E-01	2.24E-01	2.23E-01	2.22E-01	2.18E-01	1.94E-01	5.20E-02	9.78E-08	6.77E-31	0.0
TOTAL	2.87E+03	2.70E+03	2.27E+03	1.59E+03	1.25E+03	1.02E+03	3.02E+02	1.58E+01	2.49E+00	3.14E+00	1.92E-01

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
NP237	9.07E-03	9.11E-03	9.23E-03	9.59E-03	1.02E-02	1.12E-02	1.54E-02	1.70E-02	1.65E-02	1.23E-02	6.69E-04
NP239	4.04E-02	4.04E-02	4.03E-02	4.02E-02	4.00E-02	3.97E-02	3.68E-02	1.58E-02	3.38E-06	7.83E-10	5.25E-10
PU238	7.81E-01	7.65E-01	7.15E-01	5.83E-01	4.17E-01	2.18E-01	2.85E-03	4.01E-21	0.0	0.0	0.0
PU239	1.06E-01	1.06E-01	1.06E-01	1.07E-01	1.07E-01	1.09E-01	1.17E-01	1.62E-01	1.89E-02	1.01E-08	6.75E-09
PU240	1.59E-01	1.72E-01	2.09E-01	2.61E-01	2.81E-01	2.81E-01	2.58E-01	9.96E-02	7.16E-06	2.13E-10	2.08E-10
PU241	2.76E-02	2.39E-02	1.48E-02	3.49E-03	3.18E-04	6.75E-06	3.93E-06	1.89E-06	1.23E-09	0.0	0.0
AM241	4.39E+01	4.38E+01	4.34E+01	4.18E+01	3.87E+01	3.29E+01	9.14E+00	2.05E-03	1.40E-06	0.0	0.0
AM242M	1.48E-03	1.46E-03	1.40E-03	1.22E-03	9.70E-04	6.15E-04	1.60E-05	2.43E-23	0.0	0.0	0.0
AM242	4.34E-03	4.28E-03	4.09E-03	3.57E-03	2.84E-03	1.80E-03	4.69E-05	7.12E-23	0.0	0.0	0.0
AM243	5.39E-01	5.39E-01	5.38E-01	5.37E-01	5.34E-01	5.29E-01	4.91E-01	2.11E-01	4.51E-05	1.04E-08	7.00E-09
CM242	1.43E-01	1.13E-01	1.07E-01	9.36E-02	7.45E-02	4.72E-02	1.23E-03	1.87E-21	0.0	0.0	0.0
CM243	5.18E-01	4.82E-01	3.78E-01	1.82E-01	5.40E-02	4.75E-03	1.69E-11	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	5.20E+01	4.64E+01	3.16E+01	1.00E+01	1.48E+00	3.23E-02	1.64E-15	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	4.60E-03	4.60E-03	4.60E-03	4.59E-03	4.57E-03	4.53E-03	4.24E-03	2.04E-03	1.32E-06	0.0	0.0
CM246	7.35E-03	7.35E-03	7.34E-03	7.31E-03	7.25E-03	7.15E-03	6.36E-03	1.70E-03	3.20E-09	2.22E-32	0.0
TOTAL	9.82E+01	9.24E+01	7.72E+01	5.36E+01	4.17E+01	3.42E+01	1.01E+01	5.17E-01	8.72E-02	1.18E-01	7.13E-03

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

FISSION PRODUCTS

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
H 3	3.36E+02	2.84E+02	1.62E+02	3.01E+01	1.82E+00	6.64E-03	2.11E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
SE 79	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01	3.69E-01	3.65E-01	3.32E-01	1.27E-01	8.60E-06
KR 85	5.98E+03	4.93E+03	2.58E+03	3.71E+02	1.47E+01	2.23E-02	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	6.32E+04	5.89E+04	4.64E+04	2.27E+04	6.92E+03	6.40E+02	3.46E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	6.33E+04	5.89E+04	4.64E+04	2.27E+04	6.92E+03	6.41E+02	3.46E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
ZR 93	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.78E+00	1.71E+00	1.14E+00	1.93E-02
NB 93M	6.02E-01	7.58E-01	1.14E+00	1.58E+00	1.69E+00	1.70E+00	1.70E+00	1.69E+00	1.63E+00	1.08E+00	1.84E-02
TC 99	1.32E+01	1.32E+01	1.32E+01	1.32E+01	1.32E+01	1.32E+01	1.32E+01	1.31E+01	1.28E+01	9.52E+00	5.09E-01
RU106	4.06E+03	5.17E+02	5.26E-01	5.80E-10	6.84E-25	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	4.06E+03	5.17E+02	5.34E-01	5.80E-10	6.84E-25	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PD107	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.02E-01	1.01E-01	9.14E-02	3.50E-02
AG110	3.22E-02	1.54E-03	6.16E-08	3.91E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	2.42E+00	1.16E-01	4.63E-06	2.94E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CD113M	2.55E+01	2.21E+01	1.37E+01	3.30E+00	3.07E-01	2.66E-03	8.34E-20	0.0	0.0	0.0	0.0
SN119M	7.97E-02	3.59E-03	1.17E-07	4.07E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SN121M	1.42E-01	1.36E-01	1.19E-01	7.83E-02	3.91E-02	9.78E-03	1.49E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
SN126	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.41E-01	5.38E-01	5.06E-01	2.71E-01	5.35E-04	0.0
SB125	1.56E+03	7.33E+02	5.95E+01	3.19E-02	1.13E-07	1.41E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	7.59E-02	7.59E-02	7.59E-02	7.59E-02	7.59E-02	7.58E-02	7.54E-02	7.08E-02	3.80E-02	7.49E-05	0.0
SB126M	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.42E-01	5.41E-01	5.38E-01	5.06E-01	2.71E-01	5.35E-04	0.0
TE125M	3.80E+02	1.79E+02	1.45E+01	7.78E-03	2.75E-08	3.44E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
I 129	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.12E-02	3.11E-02	2.99E-02	2.01E-02
CS134	1.49E+04	5.43E+03	1.89E+02	7.88E-03	3.97E-10	1.01E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS135	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.52E-01	3.51E-01	3.41E-01	2.60E-01
CS137	9.06E+04	8.46E+04	6.71E+04	3.36E+04	1.06E+04	1.05E+03	9.89E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	8.57E+04	8.00E+04	6.35E+04	3.18E+04	1.00E+04	9.93E+02	9.36E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	2.15E+03	1.49E+02	2.02E-02	5.07E-14	2.34E-33	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	2.15E+03	1.49E+02	2.02E-02	5.07E-14	2.34E-33	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144M	2.59E+01	1.79E+00	2.43E-04	6.08E-16	2.81E-35	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	2.52E+04	1.14E+04	8.14E+02	2.94E-01	5.41E-07	1.83E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SM151	3.19E+02	3.12E+02	2.88E+02	2.29E+02	1.56E+02	7.21E+01	1.52E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	3.34E+00	2.87E+00	1.72E+00	3.74E-01	2.93E-02	1.79E-04	3.55E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	6.98E+03	5.48E+03	2.45E+03	2.18E+02	3.89E+00	1.23E-03	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	2.77E+03	1.82E+03	4.50E+02	6.81E+00	6.29E-03	5.37E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	3.74E+05	3.14E+05	2.31E+05	1.12E+05	3.46E+04	3.41E+03	1.88E+01	1.81E+01	1.40E+01	3.11E+00	1.10E-01



WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

FISSION PRODUCTS

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
H 3	1.14E-02	9.59E-03	5.47E-03	1.02E-03	6.15E-05	2.24E-07	7.14E-27	0.0	0.0	0.0	0.0
KR 85	8.96E+00	7.38E+00	3.87E+00	5.56E-01	2.20E-02	3.35E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	7.34E+01	6.83E+01	5.39E+01	2.64E+01	8.03E+00	7.43E-01	4.01E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	3.51E+02	3.26E+02	2.57E+02	1.26E+02	3.83E+01	3.55E+00	1.92E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
TC 99	6.61E-03	6.61E-03	6.61E-03	6.61E-03	6.61E-03	6.60E-03	6.59E-03	6.40E-03	4.77E-03	2.55E-04	4.91E-17
RU106	2.41E-01	3.06E-02	3.12E-05	3.44E-14	4.06E-29	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	3.90E+01	4.96E+00	5.12E-03	5.57E-12	6.56E-27	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	4.05E-02	1.94E-03	7.73E-08	4.91E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CD113M	4.29E-02	3.72E-02	2.31E-02	5.56E-03	5.17E-04	4.47E-06	1.40E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	4.86E+00	2.29E+00	1.86E-01	9.97E-05	3.53E-10	4.41E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.39E-03	1.31E-03	7.01E-04	1.38E-06	0.0
SB126M	6.90E-03	6.90E-03	6.90E-03	6.90E-03	6.90E-03	6.89E-03	6.86E-03	6.44E-03	3.45E-03	6.81E-06	0.0
TE125M	3.19E-01	1.50E-01	1.22E-02	6.54E-06	2.31E-11	2.89E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS134	1.52E+02	5.53E+01	1.92E+00	8.02E-05	4.04E-12	1.02E-26	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS137	1.00E+02	9.35E+01	7.42E+01	3.71E+01	1.17E+01	1.16E+00	1.09E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	3.37E+02	3.14E+02	2.49E+02	1.25E+02	3.93E+01	3.90E+00	3.67E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	1.43E+00	9.88E-02	1.34E-05	3.36E-17	1.55E-36	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	1.58E+01	1.10E+00	1.49E-04	3.73E-16	1.72E-35	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	9.05E+00	4.10E+00	2.92E-01	1.06E-04	1.94E-10	6.55E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SM151	3.74E-02	3.66E-02	3.39E-02	2.69E-02	1.83E-02	8.47E-03	1.78E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	2.53E-02	2.18E-02	1.31E-02	2.83E-03	2.22E-04	1.36E-06	2.69E-24	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	6.25E+01	4.91E+01	2.19E+01	1.95E+00	3.48E-02	1.10E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	2.01E+00	1.32E+00	3.28E-01	4.95E-03	4.57E-06	3.91E-12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.16E+03	9.28E+02	6.63E+02	3.17E+02	9.74E+01	9.38E+00	1.63E-02	1.55E-02	9.92E-03	6.95E-04	2.27E-05

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
KR 85	3.74E-01	3.08E-01	1.61E-01	2.32E-02	9.16E-04	1.40E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	4.12E+00	3.83E+00	3.02E+00	1.48E+00	4.50E-01	4.17E-02	2.25E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	5.61E+01	5.23E+01	4.12E+01	2.02E+01	6.14E+00	5.69E-01	3.07E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	8.54E+00	1.09E+00	1.12E-03	1.22E-12	1.44E-27	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	3.95E-02	1.89E-03	7.54E-08	4.79E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	3.99E+00	1.88E+00	1.53E-01	8.18E-05	2.89E-10	3.62E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	1.28E-03	1.28E-03	1.28E-03	1.28E-03	1.28E-03	1.28E-03	1.27E-03	1.19E-03	6.40E-04	1.26E-06	0.0
SB126M	5.08E-03	5.08E-03	5.08E-03	5.08E-03	5.08E-03	5.08E-03	5.05E-03	4.74E-03	2.54E-03	5.02E-06	0.0
TE125M	8.00E-02	3.77E-02	3.06E-03	1.64E-06	5.80E-12	7.25E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS134	1.38E+02	5.02E+01	1.74E+00	7.28E-05	3.67E-12	9.30E-27	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS137	2.53E+00	2.36E+00	1.87E+00	9.37E-01	2.95E-01	2.93E-02	2.76E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	3.02E+02	2.82E+02	2.24E+02	1.12E+02	3.53E+01	3.50E+00	3.30E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	2.78E-01	1.92E-02	2.61E-06	6.54E-18	3.02E-37	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	1.87E+00	1.29E-01	1.75E-05	4.39E-17	2.03E-36	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	1.18E-01	5.34E-02	3.81E-03	1.38E-06	2.53E-12	8.54E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	2.27E-02	1.95E-02	1.17E-02	2.54E-03	1.99E-04	1.22E-06	2.41E-24	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	5.12E+01	4.02E+01	1.80E+01	1.60E+00	2.85E-02	9.02E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	1.00E+00	6.59E-01	1.63E-01	2.46E-03	2.28E-06	1.94E-12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	5.70E+02	4.35E+02	2.90E+02	1.36E+02	4.22E+01	4.15E+00	6.75E-03	6.34E-03	3.45E-03	3.27E-05	3.27E-06

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

LIGHT ELEMENTS

BURNUP=3.30E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
C 14	1.43E-01	1.43E-01	1.42E-01	1.42E-01	1.41E-01	1.39E-01	1.27E-01	4.26E-02	7.97E-07	0.0	0.0
MN 54	2.46E+01	2.17E+00	6.58E-04	1.84E-14	4.75E-32	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FE 55	9.61E+03	4.32E+03	3.01E+02	1.01E-01	1.65E-07	4.39E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	8.17E+03	5.51E+03	1.48E+03	2.86E+01	4.04E-02	7.86E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NI 59	1.75E+01	1.75E+01	1.75E+01	1.74E+01	1.74E+01	1.74E+01	1.73E+01	1.60E+01	7.34E+00	3.02E-03	0.0
NI 63	2.35E+03	2.30E+03	2.13E+03	1.70E+03	1.17E+03	5.50E+02	1.34E+00	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	1.90E-03	1.77E-03	1.40E-03	6.84E-04	2.08E-04	1.93E-05	1.04E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	1.90E-03	1.77E-03	1.40E-03	6.85E-04	2.08E-04	1.93E-05	1.04E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
ZR 93	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.83E-01	1.76E-01	1.17E-01	1.98E-03
NB 93M	6.06E-02	7.67E-02	1.16E-01	1.62E-01	1.74E-01	1.75E-01	1.75E-01	1.74E-01	1.67E-01	1.11E-01	1.88E-03
NB 94	1.04E+00	1.04E+00	1.04E+00	1.04E+00	1.04E+00	1.04E+00	1.01E+00	7.42E-01	3.43E-02	1.56E-15	0.0
MO 93	7.13E-02	7.12E-02	7.11E-02	7.07E-02	7.00E-02	6.86E-02	5.85E-02	9.84E-03	1.78E-10	0.0	0.0
TC 99	1.20E-02	1.20E-02	1.20E-02	1.20E-02	1.20E-02	1.20E-02	1.19E-02	1.16E-02	8.65E-03	4.63E-04	8.89E-17
SN119M	7.08E+00	3.19E-01	1.04E-05	3.62E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SN121M	8.38E-01	8.04E-01	7.00E-01	4.62E-01	2.31E-01	5.77E-02	8.77E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	1.34E+01	6.32E+00	5.13E-01	2.75E-04	9.73E-10	1.22E-20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TE125M	3.28E+00	1.54E+00	1.25E-01	6.71E-05	2.37E-10	2.97E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.02E+04	1.22E+04	3.93E+03	1.75E+03	1.19E+03	5.69E+02	2.02E+01	1.72E+01	7.73E+00	2.31E-01	3.87E-03

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
MN 54	1.22E-01	1.08E-02	3.27E-06	9.17E-17	2.37E-34	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FE 55	1.32E+01	5.94E+00	4.13E-01	1.39E-04	2.27E-10	6.03E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	1.26E+02	8.49E+01	2.28E+01	4.41E-01	6.23E-04	1.21E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NI 59	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.10E-01	1.02E-01	4.67E-02	1.92E-05	0.0
NI 63	9.34E-01	9.13E-01	8.47E-01	6.76E-01	4.64E-01	2.18E-01	5.32E-04	0.0	0.0	0.0	0.0
NB 94	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.03E-02	7.56E-03	3.50E-04	1.59E-17	0.0
SN121M	1.68E-03	1.61E-03	1.40E-03	9.25E-04	4.62E-04	1.16E-04	1.76E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	4.20E-02	1.98E-02	1.60E-03	8.60E-07	3.04E-12	3.80E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TE125M	2.75E-03	1.30E-03	1.05E-04	5.64E-08	2.00E-13	2.50E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.40E+02	9.19E+01	2.42E+01	1.24E+00	5.86E-01	3.40E-01	1.21E-01	1.10E-01	4.71E-02	5.27E-05	5.64E-07

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
MN 54	1.22E-01	1.07E-02	3.26E-06	9.13E-17	2.36E-34	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	1.21E+02	8.17E+01	2.19E+01	4.24E-01	5.99E-04	1.17E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NB 94	9.74E-03	9.74E-03	9.74E-03	9.73E-03	9.71E-03	9.68E-03	9.42E-03	6.93E-03	3.21E-04	1.45E-17	0.0
SB125	3.44E-02	1.62E-02	1.32E-03	7.05E-07	2.49E-12	3.12E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.21E+02	8.17E+01	2.19E+01	4.35E-01	1.08E-02	9.90E-03	9.43E-03	6.93E-03	3.23E-04	1.31E-06	2.21E-08

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

BURNUP=3.30E+04 MWD

\*\*\*\*\* LIGHT ELEMENTS + ACTINIDES + FISSION PRODUCTS \*\*\*\*\*

		CONCENTRATIONS, GRAMS											
		INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y	
TOTAL	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	6.05E+05	
		RADIOACTIVITY, CURIES											
TOTAL	3.98E+05	3.30E+05	2.37E+05	1.15E+05	3.71E+04	5.03E+03	3.57E+02	5.83E+01	2.55E+01	8.27E+00	4.18E-01		
		THERMAL POWER, WATTS											
TOTAL	1.40E+03	1.11E+03	7.65E+02	3.72E+02	1.40E+02	4.40E+01	1.02E+01	6.42E-01	1.44E-01	1.19E-01	7.15E-03		
		GAMMA POWER, WATTS											
TOTAL	6.92E+02	5.17E+02	3.12E+02	1.37E+02	4.24E+01	4.32E+00	7.70E-02	2.29E-02	5.11E-03	1.64E-03	1.25E-04		
		ALPHA-ACTIVITY, CURIES											
TOTAL	2.87E+03	2.70E+03	2.27E+03	1.59E+03	1.25E+03	1.02E+03	3.02E+02	1.58E+01	2.49E+00	3.14E+00	1.92E-01		

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR ACTINIDES

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
POWER= 33.03 MW, BURNUP= 3.30E+04 MWD

ACTINIDE PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 TIMM CHARGED TO REACTOR

LMEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE											
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y	
1.00E-02	2.06E+13	1.96E+13	1.71E+13	1.30E+13	1.07E+13	8.97E+12	2.98E+12	3.45E+11	4.88E+10	5.74E+10	3.40E+09	
2.50E-02	1.24E+12	1.24E+12	1.23E+12	1.18E+12	1.09E+12	9.33E+11	2.65E+11	5.66E+09	3.30E+09	3.37E+09	2.37E+08	
3.75E-02	1.66E+11	1.63E+11	1.57E+11	1.46E+11	1.35E+11	1.21E+11	6.23E+10	1.80E+10	3.65E+09	7.77E+09	4.33E+08	
5.75E-02	1.81E+13	1.80E+13	1.79E+13	1.72E+13	1.59E+13	1.36E+13	3.78E+12	6.63E+09	9.96E+08	1.62E+09	1.45E+08	
8.50E-02	5.79E+11	5.70E+11	5.51E+11	5.15E+11	4.90E+11	4.75E+11	4.35E+11	1.93E+11	1.69E+10	2.13E+10	1.19E+09	
1.25E-01	4.80E+11	4.67E+11	4.35E+11	3.74E+11	3.32E+11	3.11E+11	2.78E+11	1.20E+11	3.00E+09	3.68E+09	2.16E+08	
2.25E-01	3.77E+11	3.63E+11	3.29E+11	2.64E+11	2.21E+11	2.03E+11	1.87E+11	8.06E+10	2.79E+09	5.07E+09	3.47E+08	
3.75E-01	2.67E+10	2.60E+10	2.57E+10	2.53E+10	2.53E+10	2.54E+10	2.58E+10	1.64E+10	1.09E+10	1.17E+10	6.77E+08	
5.75E-01	2.04E+09	1.37E+09	9.86E+08	6.14E+08	4.47E+08	3.76E+08	1.82E+08	8.18E+07	3.82E+08	4.63E+08	8.69E+07	
8.50E-01	1.58E+09	1.21E+09	8.84E+08	4.84E+08	2.92E+08	1.98E+08	4.75E+07	1.58E+07	8.16E+07	8.64E+07	2.12E+07	
1.25E+00	6.81E+08	5.40E+08	4.09E+08	2.15E+08	1.21E+08	7.38E+07	1.41E+07	2.24E+07	1.59E+08	1.18E+08	4.41E+07	
1.75E+00	2.62E+08	2.04E+08	1.33E+08	4.67E+07	1.24E+07	6.43E+06	6.07E+06	2.17E+07	2.53E+08	3.72E+08	4.90E+07	
2.25E+00	1.24E+08	1.11E+08	7.66E+07	2.67E+07	6.97E+06	3.58E+06	3.26E+06	5.16E+06	3.28E+07	1.49E+07	9.98E+06	
2.75E+00	4.37E+08	1.91E+08	5.25E+07	1.91E+07	6.27E+06	2.92E+06	1.80E+06	5.63E+05	5.78E+05	2.65E+05	2.02E+05	
3.50E+00	4.28E+07	3.83E+07	2.65E+07	9.24E+06	2.41E+06	1.23E+06	1.07E+06	3.02E+05	1.10E+05	4.93E+04	3.26E+04	
5.00E+00	1.34E+07	1.19E+07	8.27E+06	2.89E+06	7.51E+05	3.84E+05	3.33E+05	9.01E+04	9.79E+02	1.96E+02	1.10E+01	
7.00E+00	1.53E+06	1.37E+06	9.48E+05	3.31E+05	8.61E+04	4.40E+04	3.82E+04	1.03E+04	1.12E+02	2.22E+01	1.24E+00	
9.50E+00	1.53E+05	1.37E+05	9.47E+04	3.30E+04	8.59E+03	4.39E+03	3.81E+03	1.03E+03	1.12E+01	2.20E+00	1.23E-01	
TOTAL	4.15E+13	4.05E+13	3.77E+13	3.27E+13	2.90E+13	2.46E+13	8.01E+12	7.85E+11	9.13E+10	1.13E+11	6.85E+09	
MEV/SEC	1.49E+12	1.47E+12	1.42E+12	1.32E+12	1.20E+12	1.03E+12	3.79E+11	6.04E+10	8.32E+09	1.00E+10	7.57E+08	

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR LIGHT ELEMENTS

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
POWER= 33.03 MW, BURNUP= 3.30E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

EMEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.50E-01	3.55E+12	2.36E+12	6.48E+11	4.09E+10	2.04E+10	1.02E+10	1.12E+09	7.40E+08	1.16E+08	5.44E+07	9.17E+05
3.75E-01	2.04E+11	1.01E+11	1.14E+10	9.52E+07	3.58E+06	2.99E+06	2.87E+06	2.11E+06	9.77E+04	2.18E+01	3.08E-01
5.75E-01	2.32E+11	1.09E+11	9.07E+09	1.06E+07	2.68E+05	2.41E+04	2.02E+01	1.98E+01	1.61E+01	2.10E+00	1.84E-03
8.50E-01	9.87E+11	1.65E+11	7.55E+10	7.13E+10	7.11E+10	7.09E+10	6.90E+10	5.07E+10	2.35E+09	1.09E-04	2.14E-15
1.25E+00	6.04E+14	4.07E+14	1.09E+14	2.12E+12	2.99E+09	8.29E+03	1.34E-05	3.38E-08	2.75E-08	3.46E-09	7.87E-14
1.75E+00	1.92E+04	1.78E+04	1.40E+04	6.86E+03	2.09E+03	1.93E+02	1.04E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
2.25E+00	3.20E+09	2.16E+09	5.80E+08	1.12E+07	1.58E+04	5.21E-02	1.15E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
2.75E+00	9.91E+06	6.68E+06	1.79E+06	3.47E+04	4.90E+01	9.54E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.50E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5.00E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7.00E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9.50E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	6.09E+14	4.10E+14	1.10E+14	2.23E+12	9.45E+10	8.11E+10	7.01E+10	5.15E+10	2.47E+09	5.44E+07	9.17E+05
MEV/SEC	7.57E+14	5.10E+14	1.37E+14	2.71E+12	6.73E+10	6.18E+10	5.88E+10	4.32E+10	2.01E+09	8.16E+06	1.38E+05

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR FISSION PRODUCTS

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
POWER= 33.03 MW, BURNUP= 3.30E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

EMEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.50E-01	2.13E+15	1.83E+15	1.36E+15	6.42E+14	1.94E+14	1.81E+13	2.14E+10	2.04E+10	1.32E+10	1.10E+09	1.36E+08
3.75E-01	1.90E+14	1.56E+14	1.14E+14	5.48E+13	1.67E+13	1.56E+12	2.18E+10	2.05E+10	1.10E+10	2.17E+07	3.55E-05
5.75E-01	4.15E+15	3.42E+15	2.50E+15	1.24E+15	3.90E+14	3.87E+13	4.85E+10	4.56E+10	2.44E+10	4.82E+07	1.37E-09
8.50E-01	6.37E+14	2.97E+14	6.74E+13	1.27E+13	2.76E+12	2.52E+11	2.45E+09	2.29E+09	1.22E+09	2.41E+06	1.84E+00
1.25E+00	1.81E+14	1.27E+14	5.42E+13	7.18E+12	9.65E+11	8.28E+10	5.89E+08	5.53E+08	2.97E+08	5.85E+05	2.31E-03
1.75E+00	5.52E+12	3.89E+12	1.90E+12	3.56E+11	7.16E+10	6.42E+09	2.51E+04	2.36E+04	1.26E+04	2.50E+01	1.16E-03
2.25E+00	8.28E+11	7.01E+10	8.59E+07	2.51E+07	7.63E+06	7.06E+05	4.39E-03	5.79E-04	5.79E-04	5.79E-04	5.79E-04
2.75E+00	3.29E+10	4.15E+09	4.25E+06	4.91E-03	2.90E-04	2.90E-04	2.90E-04	2.90E-04	2.90E-04	2.90E-04	2.90E-04
3.50E+00	4.22E+09	5.37E+08	5.55E+05	8.17E-04	2.14E-04	2.14E-04	2.14E-04	2.14E-04	2.14E-04	2.14E-04	2.14E-04
5.00E+00	6.19E-05	6.26E-05	6.31E-05	6.31E-05	6.31E-05	6.31E-05	6.31E-05	6.31E-05	6.31E-05	6.31E-05	6.31E-05
7.00E+00	4.05E-06	4.09E-06	4.13E-06	4.13E-06	4.13E-06	4.13E-06	4.13E-06	4.13E-06	4.13E-06	4.13E-06	4.13E-06
9.50E+00	2.62E-07	2.65E-07	2.67E-07	2.67E-07	2.67E-07	2.67E-07	2.67E-07	2.67E-07	2.67E-07	2.67E-07	2.67E-07
TOTAL	7.29E+15	5.83E+15	4.10E+15	1.96E+15	6.05E+14	5.87E+13	9.48E+10	8.93E+10	5.01E+10	1.18E+09	1.36E+08
MEV/SEC	3.56E+15	2.71E+15	1.81E+15	8.50E+14	2.63E+14	2.59E+13	4.21E+10	3.96E+10	2.15E+10	2.04E+08	2.04E+07

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 N-SOURCE FROM ALPHA-N REACTIONS ON OXYGEN, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
PO212	3.22E+04	1.12E+04	7.04E+02	3.18E+02	1.96E+02	7.51E+01	2.63E-01	2.30E-01	2.45E-01	4.13E-01	2.46E+00
PO213	1.06E-01	1.07E-01	1.16E-01	2.13E-01	6.09E-01	2.34E+00	7.02E+01	7.32E+03	1.76E+05	3.87E+05	1.97E+04
PO216	8.25E+02	2.86E+02	1.80E+01	8.14E+00	5.03E+00	1.92E+00	6.75E-03	5.89E-03	6.27E-03	1.06E-02	6.31E-02
AT217	9.99E-03	1.01E-02	1.10E-02	2.01E-02	5.74E-02	2.20E-01	6.62E+00	6.90E+02	1.65E+04	3.64E+04	1.86E+03
RN220	4.60E+02	1.60E+02	1.00E+01	4.53E+00	2.80E+00	1.07E+00	3.76E-03	3.28E-03	3.50E-03	5.90E-03	3.51E-02
FR221	2.18E-03	2.19E-03	2.39E-03	4.37E-03	1.25E-02	4.79E-02	1.44E+00	1.50E+02	3.60E+03	7.93E+03	4.05E+02
NP237	1.35E+02	1.36E+02	1.37E+02	1.43E+02	1.51E+02	1.67E+02	2.29E+02	2.53E+02	2.46E+02	1.84E+02	9.96E+00
PU238	2.75E+04	2.70E+04	2.52E+04	2.05E+04	1.47E+04	7.68E+03	1.00E+02	1.41E-16	0.0	0.0	0.0
PU239	2.46E+03	2.46E+03	2.47E+03	2.48E+03	2.50E+03	2.53E+03	2.73E+03	3.77E+03	4.39E+02	2.34E-04	1.57E-04
PU240	3.80E+03	4.13E+03	4.99E+03	6.25E+03	6.72E+03	6.73E+03	6.19E+03	2.38E+03	1.71E-01	5.11E-06	4.98E-06
AM241	1.53E+06	1.53E+06	1.51E+06	1.46E+06	1.35E+06	1.15E+06	3.19E+05	7.15E+01	4.88E-02	0.0	0.0
AM243	2.68E+04	2.68E+04	2.68E+04	2.67E+04	2.66E+04	2.63E+04	2.44E+04	1.05E+04	2.24E+00	5.20E-04	3.49E-04
CM242	3.14E+04	2.47E+04	2.35E+04	2.05E+04	1.63E+04	1.03E+04	2.70E+02	4.10E-16	0.0	0.0	0.0
CM243	1.31E+05	1.22E+05	9.58E+04	4.62E+04	1.37E+04	1.20E+03	4.29E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.05E+07	9.37E+06	6.39E+06	2.03E+06	2.99E+05	6.52E+03	3.30E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	3.53E+02	3.53E+02	3.53E+02	3.52E+02	3.51E+02	3.48E+02	3.26E+02	1.56E+02	1.02E-01	0.0	0.0
CM246	3.96E+02	3.96E+02	3.96E+02	3.94E+02	3.91E+02	3.85E+02	3.43E+02	9.17E+01	1.73E-04	1.20E-27	0.0
TOTAL	1.23E+07	1.11E+07	8.08E+06	3.61E+06	1.73E+06	1.21E+06	3.53E+05	2.59E+04	2.01E+05	4.35E+05	2.32E+04

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.2% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 SPONTANEOUS FISSION NEUTRON SOURCE IN DISCHARGED FUEL, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
PU238	3.66E+03	3.58E+03	3.35E+03	2.73E+03	1.95E+03	1.02E+03	1.33E+01	1.88E-17	0.0	0.0	0.0
PU240	2.03E+04	2.21E+04	2.67E+04	3.35E+04	3.60E+04	3.61E+04	3.31E+04	1.28E+04	9.18E-01	2.74E-05	2.67E-05
PU242	8.19E+03	8.19E+03	8.20E+03	8.22E+03	8.25E+03	8.29E+03	8.45E+03	9.08E+03	7.97E+03	1.59E+03	1.59E-04
AM241	4.74E+02	4.74E+02	4.70E+02	4.52E+02	4.18E+02	3.56E+02	9.88E+01	2.22E-02	1.52E-05	0.0	0.0
AM243	2.80E+02	2.80E+02	2.80E+02	2.79E+02	2.78E+02	2.75E+02	2.55E+02	1.10E+02	2.35E-02	5.44E-06	3.64E-06
CM242	2.54E+04	1.99E+04	1.90E+04	1.65E+04	1.32E+04	8.35E+03	2.18E+02	3.31E-16	0.0	0.0	0.0
CM244	2.04E+08	1.82E+08	1.24E+08	3.94E+07	5.82E+06	1.27E+05	6.43E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
CM246	6.50E+06	6.50E+06	6.49E+06	6.46E+06	6.42E+06	6.32E+06	5.62E+06	1.50E+06	2.83E+00	1.96E-23	0.0
CM248	7.29E+03	7.29E+03	7.29E+03	7.29E+03	7.29E+03	7.29E+03	7.27E+03	7.14E+03	5.94E+03	9.44E+02	9.69E-06
CF250	3.68E+03	3.14E+03	1.85E+03	3.77E+02	2.67E+01	1.33E-01	9.52E-06	6.65E-06	1.85E-07	5.01E-23	0.0
CF252	2.75E+04	1.25E+04	9.04E+02	3.42E-01	6.75E-07	2.64E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.11E+08	1.89E+08	1.31E+08	4.59E+07	1.23E+07	6.51E+06	5.67E+06	1.53E+06	1.40E+04	2.65E+03	1.21E+00
-----											
TOTAL	2.23E+08	2.00E+08	1.39E+08	4.95E+07	1.40E+07	7.72E+06	6.03E+06	1.56E+06	2.15E+05	4.38E+05	2.33E+04

D.2 Typ BIBLIS 3.4 w/o U235, Abbrand 36 Gwd/tU

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235

ACTINIDES

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
HE 4	0.0	3.19E-01	5.52E-01	6.43E-01	8.13E-01	9.22E-01
U 233	0.0	2.62E-03	2.79E-03	2.96E-03	3.45E-03	3.78E-03
U 234	0.0	2.55E+00	3.83E+00	5.15E+00	9.08E+00	1.16E+01
U 235	3.40E+04	8.10E+03	8.10E+03	8.10E+03	8.10E+03	8.10E+03
U 236	0.0	4.40E+03	4.40E+03	4.40E+03	4.40E+03	4.40E+03
U 238	9.66E+05	9.40E+05	9.40E+05	9.40E+05	9.40E+05	9.40E+05
NP236M	0.0	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03
NP237	0.0	4.82E+02	4.92E+02	4.93E+02	4.94E+02	4.95E+02
PU236	0.0	1.91E-03	1.50E-03	1.18E-03	5.68E-04	3.49E-04
PU238	0.0	1.58E+02	1.69E+02	1.70E+02	1.67E+02	1.64E+02
PU239	0.0	5.54E+03	5.63E+03	5.63E+03	5.63E+03	5.63E+03
PU240	0.0	2.40E+03	2.40E+03	2.40E+03	2.41E+03	2.41E+03
PU241	0.0	1.29E+03	1.23E+03	1.17E+03	1.01E+03	9.20E+02
PU242	0.0	5.45E+02	5.45E+02	5.45E+02	5.45E+02	5.45E+02
PU244	0.0	3.49E-02	3.49E-02	3.49E-02	3.49E-02	3.49E-02
AM241	0.0	3.81E+01	9.86E+01	1.56E+02	3.12E+02	4.04E+02
AM242M	0.0	4.03E-01	4.01E-01	3.99E-01	3.94E-01	3.90E-01
AM243	0.0	1.01E+02	1.01E+02	1.01E+02	1.01E+02	1.01E+02
CM242	0.0	1.39E+01	2.97E+00	6.31E-01	6.96E-03	1.22E-03
CM243	0.0	3.87E-01	3.78E-01	3.69E-01	3.43E-01	3.26E-01
CM244	0.0	3.14E+01	3.03E+01	2.92E+01	2.60E+01	2.41E+01
CM245	0.0	1.08E+00	1.08E+00	1.08E+00	1.08E+00	1.08E+00
CM246	0.0	1.09E+00	1.09E+00	1.09E+00	1.09E+00	1.09E+00
CM247	0.0	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03
TOTAL	1.00E+06	9.63E+05	9.63E+05	9.63E+05	9.63E+05	9.63E+05

ELEMENT CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
HE	0.0	3.19E-01	5.52E-01	6.43E-01	8.13E-01	9.22E-01
TL	0.0	1.73E-12	5.43E-12	1.08E-11	2.77E-11	3.63E-11
PB	0.0	3.65E-07	1.48E-06	4.13E-06	2.35E-05	4.48E-05
BI	0.0	1.81E-10	4.16E-10	7.35E-10	1.74E-09	2.27E-09
PO	0.0	4.30E-15	1.35E-14	2.74E-14	8.15E-14	1.31E-13
AT	0.0	2.04E-19	2.63E-20	2.80E-20	3.34E-20	3.75E-20
RN	0.0	1.54E-12	4.83E-12	9.62E-12	2.46E-11	3.23E-11
FR	0.0	1.88E-15	2.91E-16	3.25E-16	4.56E-16	5.64E-16
RA	0.0	8.98E-09	2.81E-08	5.60E-08	1.44E-07	1.91E-07
AC	0.0	1.36E-09	1.97E-09	2.73E-09	5.82E-09	8.51E-09
TH	0.0	2.47E-04	3.87E-04	5.33E-04	9.94E-04	1.32E-03
PA	0.0	4.48E-05	5.30E-05	6.09E-05	8.45E-05	1.00E-04
U	1.00E+06	9.52E+05	9.52E+05	9.52E+05	9.52E+05	9.52E+05
NP	0.0	5.75E+02	4.92E+02	4.93E+02	4.94E+02	4.95E+02
PU	0.0	9.93E+03	9.98E+03	9.92E+03	9.76E+03	9.67E+03
AM	0.0	1.39E+02	2.00E+02	2.57E+02	4.13E+02	5.05E+02
CM	0.0	4.79E+01	3.58E+01	3.23E+01	2.85E+01	2.66E+01
BK	0.0	2.36E-06	1.07E-06	4.86E-07	4.53E-08	9.32E-09
CF	0.0	1.49E-06	2.69E-06	3.19E-06	3.43E-06	3.36E-06
ES	0.0	4.35E-10	1.67E-14	8.10E-20	6.43E-36	1.17E-46
TOTALS	1.00E+06	9.63E+05	9.63E+05	9.63E+05	9.63E+05	9.63E+05

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
U 237	0.0	7.45E+02	2.74E-03	2.61E-03	2.26E-03	2.05E-03
NP239	0.0	2.16E+04	2.04E-02	2.04E-02	2.04E-02	2.04E-02
PU238	0.0	2.56E-02	2.74E-02	2.75E-02	2.70E-02	2.66E-02
PU239	0.0	1.28E-03	1.30E-03	1.30E-03	1.30E-03	1.30E-03
PU240	0.0	4.96E-03	4.96E-03	4.97E-03	4.97E-03	4.97E-03
PU241	0.0	5.98E-03	5.70E-03	5.43E-03	4.70E-03	4.27E-03
AM241	0.0	1.89E-02	4.89E-02	7.74E-02	1.55E-01	2.00E-01
AM243	0.0	6.57E-03	6.58E-03	6.58E-03	6.58E-03	6.58E-03
CM242	0.0	4.51E-01	9.63E-02	2.04E-02	2.25E-04	3.93E-05
CM243	0.0	1.57E-02	1.54E-02	1.50E-02	1.39E-02	1.33E-02
CM244	0.0	2.30E-02	2.22E-02	2.14E-02	1.91E-02	1.77E-02
TOTAL	6.99E-05	3.31E+04	2.53E-01	2.05E-01	2.57E-01	2.99E-01

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PA234M	0.0	1.59E-03	1.56E-03	1.56E-03	1.56E-03	1.56E-03
U 236	0.0	7.71E-03	7.71E-03	7.71E-03	7.72E-03	7.72E-03
U 237	0.0	1.63E+03	5.99E-03	5.71E-03	4.94E-03	4.49E-03
U 238	8.22E-03	8.00E-03	8.00E-03	8.00E-03	8.00E-03	8.00E-03
NP237	0.0	9.98E-03	1.02E-02	1.02E-02	1.02E-02	1.03E-02
NP239	0.0	5.15E+04	4.86E-02	4.86E-02	4.86E-02	4.86E-02
PU236	0.0	3.52E-02	2.78E-02	2.18E-02	1.05E-02	6.46E-03
PU238	0.0	8.97E+01	9.59E+01	9.65E+01	9.46E+01	9.31E+01
PU239	0.0	1.07E+01	1.09E+01	1.09E+01	1.09E+01	1.09E+01
PU240	0.0	1.71E+01	1.71E+01	1.71E+01	1.71E+01	1.71E+01
PU241	0.0	4.09E+00	3.90E+00	3.72E+00	3.22E+00	2.92E+00
PU242	0.0	6.15E-02	6.15E-02	6.15E-02	6.15E-02	6.15E-02
AM241	0.0	4.38E+00	1.13E+01	1.79E+01	3.58E+01	4.64E+01
AM242M	0.0	1.55E-03	1.54E-03	1.53E-03	1.51E-03	1.50E-03
AM242	0.0	9.87E+01	4.50E-03	4.48E-03	4.42E-03	4.38E-03
AM243	0.0	6.48E-01	6.49E-01	6.49E-01	6.48E-01	6.48E-01
CM242	0.0	1.70E+03	3.62E+02	7.69E+01	8.48E-01	1.48E-01
CM243	0.0	7.33E-01	7.16E-01	6.98E-01	6.49E-01	6.19E-01
CM244	0.0	8.88E+01	8.58E+01	8.25E+01	7.36E+01	6.82E+01
CM245	0.0	6.20E-03	6.20E-03	6.20E-03	6.20E-03	6.20E-03
CM246	0.0	1.10E-02	1.10E-02	1.10E-02	1.10E-02	1.10E-02
TOTAL	1.03E-02	1.16E+05	5.89E+02	3.07E+02	2.38E+02	2.40E+02

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TL208	0.0	5.09E-04	1.60E-03	3.18E-03	8.16E-03	1.07E-02
PB212	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
BI212	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
PO212	0.0	9.09E-04	2.86E-03	5.69E-03	1.46E-02	1.91E-02
PO216	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
RN220	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
RA224	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
TH228	0.0	1.41E-03	4.45E-03	8.86E-03	2.27E-02	2.97E-02
TH231	0.0	2.67E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02
TH234	0.0	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01
PA233	0.0	3.39E-01	3.47E-01	3.47E-01	3.48E-01	3.49E-01
PA234M	0.0	3.22E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01
U 232	0.0	6.68E-03	1.53E-02	2.19E-02	3.39E-02	3.78E-02
U 234	0.0	1.59E-02	2.40E-02	3.22E-02	5.67E-02	7.28E-02
U 235	7.35E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02
U 236	0.0	2.85E-01	2.85E-01	2.85E-01	2.85E-01	2.85E-01
U 237	0.0	8.61E+05	3.17E+00	3.02E+00	2.61E+00	2.37E+00
U 238	3.25E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01
NP237	0.0	3.40E-01	3.47E-01	3.47E-01	3.48E-01	3.49E-01
NP238	0.0	3.84E+05	1.95E-02	1.94E-02	1.91E-02	1.90E-02
NP239	0.0	2.13E+07	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01
PU236	0.0	1.01E+00	7.99E-01	6.26E-01	3.02E-01	1.86E-01
PU238	0.0	2.70E+03	2.89E+03	2.91E+03	2.85E+03	2.81E+03
PU239	0.0	3.45E+02	3.50E+02	3.50E+02	3.50E+02	3.50E+02
PU240	0.0	5.47E+02	5.48E+02	5.48E+02	5.48E+02	5.49E+02
PU241	0.0	1.33E+05	1.27E+05	1.21E+05	1.04E+05	9.48E+04
PU242	0.0	2.08E+00	2.08E+00	2.08E+00	2.08E+00	2.08E+00
AM241	0.0	1.31E+02	3.38E+02	5.36E+02	1.07E+03	1.39E+03
AM242M	0.0	3.91E+00	3.90E+00	3.88E+00	3.83E+00	3.79E+00
AM242	0.0	8.49E+04	3.88E+00	3.86E+00	3.81E+00	3.77E+00
AM243	0.0	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01
CM242	0.0	4.61E+04	9.83E+03	2.09E+03	2.30E+01	4.02E+00
CM243	0.0	2.00E+01	1.95E+01	1.90E+01	1.77E+01	1.69E+01
CM244	0.0	2.54E+03	2.45E+03	2.36E+03	2.10E+03	1.95E+03
CM245	0.0	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01
CM246	0.0	3.36E-01	3.36E-01	3.36E-01	3.36E-01	3.36E-01
BK249	0.0	3.87E-03	1.76E-03	7.97E-04	7.43E-05	1.53E-05
TOTAL	3.98E-01	4.47E+07	1.43E+05	1.29E+05	1.11E+05	1.02E+05

ACTINIDES

NUCLIDE ALPHA-ACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
BI212	0.0	5.09E-04	1.60E-03	3.18E-03	8.16E-03	1.07E-02
PO212	0.0	9.09E-04	2.86E-03	5.69E-03	1.46E-02	1.91E-02
PO216	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
RN220	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
RA224	0.0	1.42E-03	4.46E-03	8.87E-03	2.27E-02	2.98E-02
TH228	0.0	1.41E-03	4.45E-03	8.86E-03	2.27E-02	2.97E-02
U 232	0.0	6.68E-03	1.53E-02	2.19E-02	3.39E-02	3.78E-02
U 234	0.0	1.59E-02	2.40E-02	3.22E-02	5.67E-02	7.28E-02
U 235	7.35E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02	1.75E-02
U 236	0.0	2.85E-01	2.85E-01	2.85E-01	2.85E-01	2.85E-01
U 238	3.25E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01	3.16E-01
NP237	0.0	3.40E-01	3.47E-01	3.47E-01	3.48E-01	3.49E-01
PU236	0.0	1.01E+00	7.99E-01	6.26E-01	3.02E-01	1.86E-01
PU238	0.0	2.70E+03	2.89E+03	2.91E+03	2.85E+03	2.81E+03
PU239	0.0	3.45E+02	3.50E+02	3.50E+02	3.50E+02	3.50E+02
PU240	0.0	5.47E+02	5.48E+02	5.48E+02	5.48E+02	5.49E+02
PU241	0.0	3.32E+00	3.16E+00	3.01E+00	2.61E+00	2.37E+00
PU242	0.0	2.08E+00	2.08E+00	2.08E+00	2.08E+00	2.08E+00
AM241	0.0	1.31E+02	3.38E+02	5.36E+02	1.07E+03	1.39E+03
AM242M	0.0	1.96E-02	1.95E-02	1.94E-02	1.91E-02	1.90E-02
AM243	0.0	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01
CM242	0.0	4.61E+04	9.83E+03	2.09E+03	2.30E+01	4.02E+00
CM243	0.0	1.99E+01	1.95E+01	1.90E+01	1.77E+01	1.68E+01
CM244	0.0	2.54E+03	2.45E+03	2.36E+03	2.10E+03	1.95E+03
CM245	0.0	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01
CM246	0.0	3.36E-01	3.36E-01	3.36E-01	3.36E-01	3.36E-01
TOTAL	3.98E-01	5.24E+04	1.65E+04	8.84E+03	6.99E+03	7.09E+03



FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235

FISSION PRODUCTS

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	1.84E-02	1.74E-02	1.64E-02	1.39E-02	1.24E-02
KR 85	0.0	1.53E+01	1.44E+01	1.35E+01	1.11E+01	9.75E+00
SR 89	0.0	2.91E+03	1.94E+01	1.29E-01	3.80E-08	1.68E-12
SR 90	0.0	9.43E+01	9.21E+01	8.99E+01	8.37E+01	7.98E+01
Y 90	0.0	4.76E+02	4.40E+02	4.29E+02	4.00E+02	3.81E+02
Y 91	0.0	3.97E+03	5.29E+01	6.99E-01	1.61E-06	2.82E-10
ZR 95	0.0	8.08E+03	1.55E+02	2.96E+00	2.07E-05	7.60E-09
NB 95	0.0	7.64E+03	3.29E+02	6.44E+00	4.36E-05	1.60E-08
NB 95M	0.0	1.60E+01	3.15E-01	6.02E-03	4.22E-08	1.55E-11
TC 99	0.0	7.09E-03	7.13E-03	7.13E-03	7.13E-03	7.13E-03
RU103	0.0	5.54E+03	8.92E+00	1.41E-02	5.70E-11	1.44E-16
RU106	0.0	3.26E+01	1.64E+01	8.25E+00	1.05E+00	2.65E-01
RH103M	0.0	3.42E+02	5.51E-01	8.77E-04	3.52E-12	8.90E-18
RH106	0.0	5.81E+03	2.65E+03	1.33E+03	1.70E+02	4.29E+01
AG110	0.0	1.11E+03	1.20E-01	4.36E-02	2.09E-03	2.75E-04
AG110M	0.0	5.77E+01	2.10E+01	7.61E+00	3.65E-01	4.81E-02
CD113M	0.0	6.80E-02	6.49E-02	6.19E-02	5.37E-02	4.88E-02
CD115M	0.0	3.04E+00	1.05E-02	3.60E-05	1.45E-12	1.70E-17
SN119M	0.0	6.38E-02	2.27E-02	8.09E-03	3.65E-04	4.62E-05
SN123	0.0	6.70E+00	9.44E-01	1.33E-01	3.71E-04	7.37E-06
SB124	0.0	1.04E+01	1.56E-01	2.33E-03	7.74E-09	1.72E-12
SB125	0.0	3.06E+01	2.41E+01	1.87E+01	8.81E+00	5.33E+00
SB126	0.0	1.55E+01	1.54E-03	1.54E-03	1.54E-03	1.54E-03
SB126M	0.0	8.91E+00	7.56E-03	7.56E-03	7.56E-03	7.56E-03
TE123M	0.0	1.32E-02	1.59E-03	1.91E-04	3.37E-07	4.90E-09
TE125M	0.0	1.73E+00	1.57E+00	1.23E+00	5.78E-01	3.50E-01
TE127	0.0	1.32E+02	1.71E+00	1.68E-01	1.59E-04	1.53E-06
TE127M	0.0	6.83E+00	6.97E-01	6.84E-02	6.45E-05	6.21E-07
TE129	0.0	1.17E+03	6.24E-02	3.34E-05	5.11E-15	1.46E-21
TE129M	0.0	8.75E+01	4.70E-02	2.52E-05	3.85E-15	1.10E-21
CS134	0.0	1.87E+03	1.33E+03	9.53E+02	3.48E+02	1.77E+02
CS137	0.0	1.29E+02	1.26E+02	1.23E+02	1.15E+02	1.09E+02
BA137M	0.0	4.33E+02	4.22E+02	4.12E+02	3.85E+02	3.67E+02
CE141	0.0	2.35E+03	9.80E-01	4.08E-04	2.93E-14	5.07E-21
CE144	0.0	7.92E+02	3.25E+02	1.33E+02	9.23E+00	1.56E+00
PR144	0.0	8.86E+03	3.60E+03	1.48E+03	1.02E+02	1.72E+01
PR144M	0.0	4.91E+00	2.01E+00	8.26E-01	5.71E-02	9.62E-03
PM147	0.0	5.68E+01	4.57E+01	3.51E+01	1.59E+01	9.36E+00
PM148	0.0	1.49E+03	3.04E-02	6.63E-05	6.86E-13	3.26E-18
PM148M	0.0	4.08E+02	8.89E-01	1.94E-03	2.01E-11	9.52E-17
SM151	0.0	4.07E-02	4.12E-02	4.09E-02	3.99E-02	3.93E-02
EU152	0.0	3.46E-02	3.29E-02	3.13E-02	2.69E-02	2.43E-02
EU154	0.0	1.25E+02	1.15E+02	1.06E+02	8.33E+01	7.09E+01
EU155	0.0	6.09E+00	5.30E+00	4.61E+00	3.03E+00	2.29E+00
GD153	0.0	1.80E-02	6.31E-03	2.22E-03	9.62E-05	1.19E-05
TB160	0.0	7.45E+00	2.25E-01	6.79E-03	1.87E-07	1.70E-10
TOTAL	0.0	1.96E+06	9.81E+03	5.16E+03	1.74E+03	1.28E+03

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
KR 85	0.0	6.39E-01	5.99E-01	5.62E-01	4.63E-01	4.07E-01
SR 89	0.0	1.71E+02	1.14E+00	7.56E-03	2.23E-09	9.88E-14
SR 90	0.0	5.29E+00	5.16E+00	5.04E+00	4.70E+00	4.48E+00
Y 90	0.0	7.63E+01	7.04E+01	6.88E+01	6.40E+01	6.10E+01
Y 91	0.0	2.60E+02	3.46E+00	4.57E-02	1.05E-07	1.84E-11
ZR 95	0.0	7.00E+03	1.34E+02	2.57E+00	1.80E-05	6.59E-09
NB 95	0.0	7.23E+03	3.12E+02	6.10E+00	4.13E-05	1.51E-08
NB 95M	0.0	4.68E+00	9.22E-02	1.76E-03	1.24E-08	4.53E-12
RU103	0.0	4.81E+03	7.73E+00	1.23E-02	4.94E-11	1.25E-16
RU106	0.0	1.35E-01	6.79E-02	3.42E-02	4.34E-03	1.10E-03
RH103M	0.0	1.51E+01	2.43E-02	3.86E-05	1.55E-13	3.92E-19
RH106	0.0	1.27E+03	5.82E+02	2.92E+02	3.72E+01	9.40E+00
AG110	0.0	1.28E+02	1.38E-02	5.01E-03	2.40E-04	3.17E-05
AG110M	0.0	5.63E+01	2.04E+01	7.42E+00	3.56E-01	4.69E-02
CD113M	0.0	1.22E-03	1.17E-03	1.11E-03	9.64E-04	8.76E-04
SN119M	0.0	8.34E-03	2.97E-03	1.06E-03	4.77E-05	6.04E-06
SN123	0.0	4.51E-01	6.36E-02	8.96E-03	2.50E-05	4.96E-07
SB124	0.0	8.77E+00	1.31E-01	1.95E-03	6.50E-09	1.45E-12
SB125	0.0	2.51E+01	1.97E+01	1.53E+01	7.23E+00	4.37E+00
SB126	0.0	1.41E+01	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03
SB126M	0.0	6.56E+00	5.57E-03	5.57E-03	5.57E-03	5.57E-03
TE125M	0.0	4.33E-01	3.95E-01	3.08E-01	1.45E-01	8.78E-02
TE127	0.0	6.82E+00	8.89E-02	8.72E-03	8.23E-06	7.92E-08
TE127M	0.0	7.96E-01	8.12E-02	7.96E-03	7.51E-06	7.23E-08
TE129	0.0	1.71E+02	9.06E-03	4.85E-06	7.42E-16	2.12E-22
TE129M	0.0	1.23E+01	6.63E-03	3.55E-06	5.43E-16	1.55E-22
CS134	0.0	1.69E+03	1.21E+03	8.64E+02	3.15E+02	1.61E+02
CS137	0.0	3.24E+00	3.17E+00	3.10E+00	2.89E+00	2.76E+00
BA137M	0.0	3.89E+02	3.79E+02	3.70E+02	3.45E+02	3.30E+02
CE141	0.0	7.57E+02	3.16E-01	1.32E-04	9.46E-15	1.63E-21
CE144	0.0	1.54E+02	6.32E+01	2.59E+01	1.79E+00	3.02E-01
PR144	0.0	1.04E+03	4.24E+02	1.74E+02	1.20E+01	2.03E+00
PR144M	0.0	1.08E+00	4.43E-01	1.82E-01	1.26E-02	2.12E-03
PM147	0.0	7.41E-01	5.95E-01	4.57E-01	2.07E-01	1.22E-01
PM148	0.0	7.79E+02	1.59E-02	3.47E-05	3.59E-13	1.70E-18
PM148M	0.0	3.79E+02	8.26E-01	1.80E-03	1.86E-11	8.84E-17
EU152	0.0	3.11E-02	2.95E-02	2.80E-02	2.41E-02	2.17E-02
EU154	0.0	1.02E+02	9.42E+01	8.69E+01	6.83E+01	5.81E+01
EU155	0.0	3.03E+00	2.64E+00	2.29E+00	1.51E+00	1.14E+00
GD153	0.0	1.30E-02	4.59E-03	1.61E-03	6.99E-05	8.63E-06
TB160	0.0	6.14E+00	1.85E-01	5.59E-03	1.54E-07	1.40E-10
TOTAL	0.0	6.15E+05	3.34E+03	1.93E+03	8.62E+02	6.35E+02

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235

FISSION PRODUCTS

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	5.44E+02	5.14E+02	4.86E+02	4.11E+02	3.67E+02
SE 79	0.0	4.02E-01	4.02E-01	4.02E-01	4.02E-01	4.02E-01
KR 85	0.0	1.02E+04	9.59E+03	8.99E+03	7.41E+03	6.51E+03
RB 86	0.0	2.17E+03	2.78E-03	3.57E-09	7.54E-27	1.24E-38
SR 89	0.0	8.43E+05	5.61E+03	3.73E+01	1.10E-05	4.87E-10
SR 90	0.0	8.12E+04	7.93E+04	7.74E+04	7.21E+04	6.88E+04
Y 90	0.0	8.59E+04	7.93E+04	7.75E+04	7.21E+04	6.88E+04
Y 91	0.0	1.11E+06	1.47E+04	1.95E+02	4.50E-04	7.85E-08
ZR 93	0.0	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00
ZR 95	0.0	1.59E+06	3.05E+04	5.84E+02	4.10E-03	1.50E-06
NB 93M	0.0	1.42E-01	2.27E-01	3.08E-01	5.27E-01	6.55E-01
NB 95	0.0	1.59E+06	6.87E+04	1.34E+03	9.09E-03	3.33E-06
NB 95M	0.0	1.15E+04	2.26E+02	4.33E+00	3.04E-05	1.11E-08
TC 99	0.0	1.41E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.42E+01
RU103	0.0	1.65E+06	2.66E+03	4.21E+00	1.70E-08	4.29E-14
RU106	0.0	5.50E+05	2.77E+05	1.39E+05	1.77E+04	4.47E+03
RH103M	0.0	1.49E+06	2.40E+03	3.81E+00	1.53E-08	3.87E-14
RH106	0.0	6.06E+05	2.77E+05	1.39E+05	1.77E+04	4.47E+03
PD107	0.0	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01
AG110	0.0	1.55E+05	1.67E+01	6.06E+00	2.90E-01	3.83E-02
AG110M	0.0	3.46E+03	1.26E+03	4.56E+02	2.18E+01	2.88E+00
CD113M	0.0	4.04E+01	3.86E+01	3.68E+01	3.19E+01	2.90E+01
CD115M	0.0	8.15E+02	2.81E+00	9.65E-03	3.89E-10	4.57E-15
IN114	0.0	3.16E+00	1.30E-02	7.86E-05	1.72E-11	6.23E-16
IN114M	0.0	2.26E+00	1.36E-02	8.21E-05	1.79E-11	6.51E-16
SN119M	0.0	1.23E+02	4.39E+01	1.56E+01	7.05E-01	8.94E-02
SN121M	0.0	1.72E-01	1.70E-01	1.67E-01	1.60E-01	1.56E-01
SN123	0.0	2.15E+03	3.02E+02	4.26E+01	1.19E-01	2.36E-03
SN126	0.0	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01
SB124	0.0	7.87E+02	1.17E+01	1.75E-01	5.83E-07	1.30E-10
SB125	0.0	9.79E+03	7.69E+03	5.99E+03	2.82E+03	1.71E+03
SB126	0.0	8.38E+02	8.32E-02	8.32E-02	8.32E-02	8.32E-02
SB126M	0.0	7.00E+02	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01
TE123M	0.0	9.03E+00	1.09E+00	1.31E-01	2.31E-04	3.37E-06
TE125M	0.0	2.05E+03	1.87E+03	1.46E+03	6.88E+02	4.16E+02
TE127	0.0	9.74E+04	1.27E+03	1.25E+02	1.17E-01	1.13E-03
TE127M	0.0	1.27E+04	1.30E+03	1.27E+02	1.20E-01	1.15E-03
TE129	0.0	3.29E+05	1.75E+01	9.34E-03	1.43E-12	4.10E-19
TE129M	0.0	4.99E+04	2.68E+01	1.44E-02	2.20E-12	6.29E-19
I 129	0.0	3.37E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02
CS134	0.0	1.83E+05	1.31E+05	9.36E+04	3.41E+04	1.74E+04
CS135	0.0	3.63E-01	3.64E-01	3.64E-01	3.64E-01	3.64E-01
CS137	0.0	1.16E+05	1.14E+05	1.11E+05	1.04E+05	9.89E+04
BA137M	0.0	1.10E+05	1.07E+05	1.05E+05	9.80E+04	9.35E+04
BA140	0.0	1.68E+06	4.28E-03	1.09E-11	0.0	0.0
LA140	0.0	1.75E+06	4.93E-03	1.25E-11	0.0	0.0
CE141	0.0	1.60E+06	6.70E+02	2.78E-01	2.00E-11	3.46E-18
CE144	0.0	1.19E+06	4.90E+05	2.01E+05	1.39E+04	2.34E+03
PR143	0.0	1.43E+06	1.25E-02	9.88E-11	0.0	0.0
PR144	0.0	1.21E+06	4.90E+05	2.01E+05	1.39E+04	2.34E+03
PR144M	0.0	1.43E+04	5.88E+03	2.41E+03	1.67E+02	2.81E+01
PM147	0.0	1.58E+05	1.27E+05	9.77E+04	4.43E+04	2.61E+04

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PM148	0.0	1.93E+05	3.95E+00	8.62E-03	8.91E-11	4.23E-16
PM148M	0.0	3.22E+04	7.01E+01	1.53E-01	1.58E-09	7.51E-15
SM151	0.0	3.46E+02	3.51E+02	3.48E+02	3.40E+02	3.35E+02
EU152	0.0	4.57E+00	4.34E+00	4.13E+00	3.54E+00	3.20E+00
EU154	0.0	1.39E+04	1.29E+04	1.19E+04	9.31E+03	7.93E+03
EU155	0.0	8.38E+03	7.29E+03	6.33E+03	4.17E+03	3.15E+03
EU156	0.0	2.78E+05	1.61E-02	9.28E-10	0.0	0.0
GD153	0.0	2.08E+01	7.32E+00	2.57E+00	1.12E-01	1.38E-02
TB160	0.0	9.15E+02	2.76E+01	8.33E-01	2.29E-05	2.09E-08
TOTAL	0.0	1.66E+08	2.35E+06	1.28E+06	5.13E+05	4.08E+05

\*\*\*\*\* LIGHT ELEMENTS + ACTINIDES + FISSION PRODUCTS \*\*\*\*\*

		CONCENTRATIONS , GRAMS				
	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06
		RADIOACTIVITY, CURIES				
	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	3.98E-01	2.12E+08	2.60E+06	1.48E+06	6.56E+05	5.32E+05
		THERMAL POWER , WATTS				
	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	1.03E-02	2.09E+06	1.10E+04	5.82E+03	2.18E+03	1.67E+03
		GAMMA POWER , WATTS				
	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	6.99E-05	6.55E+05	3.84E+03	2.21E+03	1.03E+03	7.67E+02
		ALPHA-ACTIVITY , CURIES				
	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	3.98E-01	5.24E+04	1.65E+04	8.84E+03	6.99E+03	7.09E+03

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235

LIGHT ELEMENTS

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	1.81E-03	1.71E-03	1.62E-03	1.37E-03	1.22E-03
C 14	0.0	1.57E-01	1.57E-01	1.57E-01	1.57E-01	1.57E-01
P 33	0.0	5.59E+02	2.24E-02	8.98E-07	5.79E-20	9.30E-29
S 35	0.0	7.61E+00	4.29E-01	2.42E-02	4.32E-06	1.37E-08
CA 45	0.0	2.48E-01	5.25E-02	1.11E-02	1.05E-04	4.71E-06
SC 46	0.0	3.37E+01	1.64E+00	8.02E-02	9.30E-06	2.21E-08
CR 51	0.0	2.13E+05	2.30E+01	2.48E-03	3.10E-15	3.61E-23
MN 54	0.0	7.81E+03	3.48E+03	1.55E+03	1.36E+02	2.69E+01
FE 55	0.0	6.78E+04	5.19E+04	3.98E+04	1.79E+04	1.05E+04
FE 59	0.0	5.52E+03	1.99E+01	7.20E-02	3.38E-09	4.40E-14
CO 58	0.0	3.32E+04	9.29E+02	2.60E+01	5.70E-04	4.46E-07
CO 60	0.0	2.23E+04	1.95E+04	1.71E+04	1.15E+04	8.87E+03
NI 59	0.0	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01
NI 63	0.0	2.70E+03	2.68E+03	2.66E+03	2.60E+03	2.56E+03
ZN 65	0.0	2.78E-01	9.84E-02	3.48E-02	1.55E-03	1.94E-04
SR 89	0.0	7.73E+01	5.14E-01	3.43E-03	1.01E-09	4.47E-14
SR 90	0.0	2.67E+03	2.61E-03	2.55E-03	2.37E-03	2.26E-03
Y 90	0.0	2.85E+03	2.61E-03	2.55E-03	2.37E-03	2.26E-03
Y 91	0.0	2.04E+02	2.69E+00	3.56E-02	8.22E-08	1.44E-11
ZR 93	0.0	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01
ZR 95	0.0	6.87E+04	1.31E+03	2.52E+01	1.76E-04	6.46E-08
NB 93M	0.0	1.27E-02	2.15E-02	2.99E-02	5.26E-02	6.59E-02
NB 94	0.0	1.13E+00	1.13E+00	1.13E+00	1.13E+00	1.13E+00
NB 95	0.0	6.73E+04	2.95E+03	5.77E+01	3.89E-04	1.42E-07
MO 93	0.0	7.78E-02	7.78E-02	7.78E-02	7.77E-02	7.77E-02
TC 99	0.0	1.28E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02
SN119M	0.0	1.07E+04	3.82E+03	1.36E+03	6.13E+01	7.76E+00
SN121M	0.0	1.01E+00	9.93E-01	9.79E-01	9.40E-01	9.14E-01
SN123	0.0	9.59E-01	1.35E-01	1.90E-02	5.34E-05	1.06E-06
SB124	0.0	1.72E+01	2.57E-01	3.84E-03	1.28E-08	2.84E-12
SB125	0.0	8.48E+01	6.61E+01	5.14E+01	2.42E+01	1.46E+01
TE125M	0.0	1.81E+01	1.61E+01	1.25E+01	5.91E+00	3.58E+00
TA182	0.0	1.98E+05	2.19E+04	2.42E+03	3.22E+00	3.94E-02
W 185	0.0	8.55E-01	2.94E-02	1.01E-03	4.10E-08	4.84E-11
TOTAL	6.06E-12	1.17E+06	1.09E+05	6.51E+04	3.23E+04	2.20E+04

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
SC 46	0.0	4.24E-01	2.07E-02	1.01E-03	1.17E-07	2.78E-10
CR 51	0.0	4.56E+01	4.91E-03	5.30E-07	6.64E-19	7.73E-27
MN 54	0.0	3.89E+01	1.73E+01	7.70E+00	6.78E-01	1.34E-01
FE 55	0.0	9.32E+01	7.14E+01	5.47E+01	2.46E+01	1.44E+01
FE 59	0.0	5.14E+01	1.85E-01	6.71E-04	3.15E-11	4.10E-16
CO 58	0.0	1.99E+02	5.56E+00	1.56E-01	3.41E-06	2.67E-09
CO 60	0.0	3.43E+02	3.01E+02	2.64E+02	1.78E+02	1.37E+02
NI 59	0.0	1.21E-01	1.21E-01	1.21E-01	1.21E-01	1.21E-01
NI 63	0.0	1.07E+00	1.06E+00	1.06E+00	1.03E+00	1.02E+00
SR 89	0.0	2.67E-01	1.78E-03	1.18E-05	3.49E-12	1.55E-16
Y 91	0.0	7.31E-01	9.67E-03	1.28E-04	2.95E-10	5.16E-14
ZR 95	0.0	3.48E+02	6.66E+00	1.27E-01	8.94E-07	3.27E-10
NB 94	0.0	1.16E-02	1.16E-02	1.16E-02	1.16E-02	1.16E-02
NB 95	0.0	3.23E+02	1.41E+01	2.77E-01	1.87E-06	6.83E-10
SN119M	0.0	5.55E+00	1.97E+00	7.03E-01	3.17E-02	4.01E-03
SN121M	0.0	2.02E-03	1.99E-03	1.96E-03	1.88E-03	1.83E-03
SB124	0.0	2.29E-01	3.41E-03	5.09E-05	1.69E-10	3.77E-14
SB125	0.0	2.65E-01	2.07E-01	1.61E-01	7.57E-02	4.58E-02
TE125M	0.0	1.52E-02	1.35E-02	1.05E-02	4.96E-03	3.01E-03
TA182	0.0	1.76E+03	1.95E+02	2.16E+01	2.86E-02	3.51E-04
TOTAL	1.08E-14	9.16E+03	6.15E+02	3.50E+02	2.04E+02	1.52E+02

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
SC 46	0.0	4.03E-01	1.96E-02	9.58E-04	1.11E-07	2.64E-10
CR 51	0.0	4.10E+01	4.42E-03	4.76E-07	5.97E-19	6.95E-27
MN 54	0.0	3.87E+01	1.72E+01	7.66E+00	6.75E-01	1.34E-01
CO 58	0.0	1.93E+02	5.40E+00	1.51E-01	3.31E-06	2.59E-09
CO 60	0.0	3.30E+02	2.89E+02	2.54E+02	1.71E+02	1.31E+02
NI 63	0.0	1.07E-03	1.06E-03	1.05E-03	1.03E-03	1.01E-03
ZR 95	0.0	3.02E+02	5.78E+00	1.11E-01	7.75E-07	2.84E-10
NB 94	0.0	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02
NB 95	0.0	3.06E+02	1.34E+01	2.62E-01	1.77E-06	6.47E-10
SN119M	0.0	7.25E-01	2.58E-01	9.18E-02	4.14E-03	5.25E-04
SB124	0.0	1.92E-01	2.86E-03	4.28E-05	1.42E-10	3.17E-14
SB125	0.0	2.17E-01	1.69E-01	1.32E-01	6.20E-02	3.75E-02
TE125M	0.0	3.81E-03	3.39E-03	2.64E-03	1.24E-03	7.53E-04
TA182	0.0	1.54E+03	1.71E+02	1.89E+01	2.51E-02	3.07E-04
TOTAL	0.0	6.84E+03	5.02E+02	2.81E+02	1.72E+02	1.32E+02

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR FISSION PRODUCTS

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235  
POWER= 36.04 MW, BURNUP= 3.60E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.50E-01	2.20E+18	1.84E+16	9.51E+15	2.99E+15	2.32E+15	
3.75E-01	7.92E+17	1.85E+15	9.67E+14	2.84E+14	2.08E+14	
5.75E-01	1.12E+18	1.50E+16	1.07E+16	5.75E+15	4.59E+15	
8.50E-01	1.09E+18	8.27E+15	3.57E+15	1.33E+15	7.40E+14	
1.25E+00	5.60E+17	9.75E+14	6.43E+14	2.86E+14	2.06E+14	
1.75E+00	2.16E+17	8.08E+13	4.16E+13	9.89E+12	6.21E+12	
2.25E+00	1.18E+17	1.53E+14	6.42E+13	4.88E+12	9.03E+11	
2.75E+00	4.47E+16	2.32E+12	1.16E+12	1.44E+11	3.62E+10	
3.50E+00	2.45E+16	2.88E+11	1.45E+11	1.84E+10	4.65E+09	
5.00E+00	1.37E+16	6.22E-05	6.36E-05	6.61E-05	6.70E-05	
7.00E+00	3.35E+15	4.07E-06	4.16E-06	4.32E-06	4.38E-06	
9.50E+00	1.74E+10	2.63E-07	2.69E-07	2.80E-07	2.83E-07	
TOTAL	6.17E+18	4.48E+16	2.55E+16	1.07E+16	8.07E+15	
MEV/SEC	3.84E+18	2.08E+16	1.20E+16	5.38E+15	3.96E+15	

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR LIGHT ELEMENTS

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235  
POWER= 36.04 MW, BURNUP= 3.60E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.50E-01	1.23E+16	8.04E+14	9.84E+13	5.35E+12	3.86E+12	
3.75E-01	1.14E+15	1.27E+12	7.61E+11	3.58E+11	2.23E+11	
5.75E-01	6.04E+14	1.03E+13	1.14E+12	4.17E+11	2.53E+11	
8.50E-01	1.96E+16	3.09E+14	6.10E+13	5.06E+12	1.08E+12	
1.25E+00	8.74E+15	2.20E+15	1.35E+15	8.53E+14	6.56E+14	
1.75E+00	4.24E+15	1.75E+11	4.83E+09	1.28E+05	2.28E+04	
2.25E+00	1.85E+15	8.18E+09	6.72E+09	4.52E+09	3.48E+09	
2.75E+00	2.61E+14	2.41E+07	2.08E+07	1.40E+07	1.08E+07	
3.50E+00	2.23E+13	0.0	0.0	0.0	0.0	
5.00E+00	4.06E+10	0.0	0.0	0.0	0.0	
7.00E+00	7.23E+12	0.0	0.0	0.0	0.0	
9.50E+00	7.43E+09	0.0	0.0	0.0	0.0	
TOTAL	4.88E+16	3.32E+15	1.51E+15	8.65E+14	6.61E+14	
MEV/SEC	4.27E+16	3.13E+15	1.75E+15	1.07E+15	8.22E+14	

ACTINIDE PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.00E-02	1.14E+18	1.02E+14	5.59E+13	4.56E+13	4.66E+13	
2.50E-02	5.05E+16	3.36E+11	5.20E+11	1.02E+12	1.32E+12	
3.75E-02	7.33E+16	3.00E+11	2.05E+11	2.13E+11	2.34E+11	
5.75E-02	6.56E+16	4.74E+12	7.45E+12	1.48E+13	1.92E+13	
8.50E-02	5.08E+17	7.29E+11	7.27E+11	7.21E+11	7.16E+11	
1.25E-01	4.00E+17	6.40E+11	6.28E+11	6.11E+11	6.02E+11	
2.25E-01	2.83E+17	5.16E+11	5.06E+11	4.86E+11	4.74E+11	
3.75E-01	3.13E+16	3.42E+10	3.40E+10	3.38E+10	3.37E+10	
5.75E-01	6.26E+15	3.31E+09	2.40E+09	2.33E+09	2.42E+09	
8.50E-01	1.34E+16	2.41E+09	2.08E+09	1.98E+09	1.95E+09	
1.25E+00	3.23E+15	1.13E+09	9.78E+08	8.76E+08	8.32E+08	
1.75E+00	6.39E+10	4.44E+08	3.82E+08	3.49E+08	3.36E+08	
2.25E+00	4.02E+08	2.46E+08	2.07E+08	1.78E+08	1.65E+08	
2.75E+00	2.52E+08	1.99E+08	2.32E+08	3.90E+08	4.71E+08	
3.50E+00	1.39E+08	8.52E+07	7.17E+07	6.16E+07	5.72E+07	
5.00E+00	4.35E+07	2.66E+07	2.24E+07	1.92E+07	1.79E+07	
7.00E+00	4.97E+06	3.05E+06	2.57E+06	2.20E+06	2.05E+06	
9.50E+00	4.98E+05	3.05E+05	2.56E+05	2.20E+05	2.05E+05	
TOTAL	2.57E+18	1.09E+14	6.60E+13	6.35E+13	6.92E+13	
MEV/SEC	2.07E+17	1.59E+12	1.28E+12	1.61E+12	1.87E+12	

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235  
 N-SOURCE FROM ALPHA-N REACTIONS ON OXYGEN, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PO212	1.57E+03	4.95E+03	9.85E+03	2.52E+04	3.31E+04
PU236	4.71E+03	3.71E+03	2.91E+03	1.40E+03	8.64E+02
PU238	3.16E+06	3.38E+06	3.40E+06	3.33E+06	3.28E+06
PU239	2.49E+05	2.54E+05	2.54E+05	2.54E+05	2.53E+05
PU240	4.08E+05	4.08E+05	4.09E+05	4.09E+05	4.09E+05
PU241	2.41E+03	2.29E+03	2.19E+03	1.89E+03	1.72E+03
PU242	1.47E+03	1.47E+03	1.47E+03	1.47E+03	1.47E+03
AM241	1.53E+05	3.94E+05	6.24E+05	1.25E+06	1.62E+06
AM243	3.23E+04	3.23E+04	3.23E+04	3.23E+04	3.23E+04
CM242	3.72E+08	7.94E+07	1.69E+07	1.86E+05	3.24E+04
CM243	1.86E+05	1.82E+05	1.77E+05	1.65E+05	1.57E+05
CM244	1.79E+07	1.73E+07	1.67E+07	1.49E+07	1.38E+07
TOTAL	3.94E+08	1.01E+08	3.84E+07	2.05E+07	1.96E+07

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235  
 SPONTANEOUS FISSION NEUTRON SOURCE IN DISCHARGED FUEL, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
U 238	1.19E+04	1.19E+04	1.19E+04	1.19E+04	1.19E+04
PU238	4.20E+05	4.49E+05	4.52E+05	4.43E+05	4.36E+05
PU240	2.19E+06	2.19E+06	2.19E+06	2.19E+06	2.19E+06
PU242	9.19E+05	9.19E+05	9.19E+05	9.19E+05	9.19E+05
CM242	3.00E+08	6.41E+07	1.36E+07	1.50E+05	2.62E+04
CM244	3.49E+08	3.37E+08	3.24E+08	2.89E+08	2.68E+08
CM246	9.74E+06	9.74E+06	9.74E+06	9.74E+06	9.73E+06
CM248	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04
CF250	1.10E+04	1.05E+04	9.92E+03	8.46E+03	7.61E+03
CF252	4.06E+05	3.12E+05	2.40E+05	1.09E+05	6.45E+04
CF254	8.28E+04	1.26E+03	1.92E+01	6.81E-05	1.58E-08
TOTAL	6.63E+08	4.15E+08	3.51E+08	3.03E+08	2.81E+08

-----  
 TOTAL 1.06E+09 5.16E+08 3.90E+08 3.23E+08 3.01E+08

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
HE 4	9.22E-01	9.99E-01	1.22E+00	1.72E+00	2.30E+00	3.22E+00	7.08E+00	1.02E+01	1.45E+01	3.85E+01	1.19E+02
TH232	1.12E-03	1.12E-03	1.14E-03	1.18E-03	1.24E-03	1.37E-03	2.46E-03	1.91E-02	2.57E-01	2.60E+00	2.29E+01
U 234	1.16E-01	1.54E-01	2.75E-01	5.90E-01	9.89E-01	1.48E+00	2.03E+00	2.00E+00	1.66E+00	5.96E-01	5.05E-01
U 235	8.10E+01	8.10E+01	8.11E+01	8.11E+01	8.12E+01	8.14E+01	8.27E+01	1.04E+02	2.40E+02	2.51E+02	2.49E+02
U 236	4.40E+01	4.40E+01	4.41E+01	4.42E+01	4.44E+01	4.49E+01	4.86E+01	7.46E+01	9.07E+01	8.83E+01	6.77E+01
U 238	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.40E+03	9.39E+03
NP236M	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03	2.43E-03	2.42E-03	2.30E-03	1.42E-03	1.13E-05
NP237	4.95E+02	4.97E+02	5.03E+02	5.22E+02	5.51E+02	6.03E+02	8.18E+02	8.99E+02	8.74E+02	6.53E+02	3.54E+01
PU238	1.64E+00	1.61E+00	1.50E+00	1.22E+00	8.63E-01	4.43E-01	5.18E-03	7.13E-21	0.0	0.0	0.0
PU239	5.63E+01	5.64E+01	5.65E+01	5.69E+01	5.73E+01	5.81E+01	6.38E+01	9.38E+01	1.12E+01	8.56E-06	5.74E-06
PU240	2.41E+01	2.66E+01	3.33E+01	4.30E+01	4.67E+01	4.68E+01	4.30E+01	1.66E+01	1.19E-03	4.54E-08	4.46E-08
PU241	9.20E+00	7.96E+00	4.92E+00	1.16E+00	1.06E-01	2.63E-03	1.67E-03	8.00E-04	5.20E-07	0.0	0.0
PU242	5.45E+00	5.45E+00	5.46E+00	5.47E+00	5.49E+00	5.52E+00	5.65E+00	6.24E+00	5.52E+00	1.10E+00	1.10E-07
AM241	4.04E+02	4.03E+02	4.00E+02	3.85E+02	3.56E+02	3.03E+02	8.42E+01	2.41E-02	1.65E-05	0.0	0.0
AM242M	3.90E-01	3.85E-01	3.68E-01	3.21E-01	2.55E-01	1.62E-01	4.22E-03	6.40E-21	0.0	0.0	0.0
AM243	1.01E+02	1.01E+02	1.01E+02	1.00E+02	1.00E+02	9.90E+01	9.19E+01	3.95E+01	8.43E-03	2.67E-06	1.79E-06
CM243	3.26E-01	3.04E-01	2.38E-01	1.15E-01	3.40E-02	2.99E-03	1.07E-11	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	2.41E+01	2.15E+01	1.46E+01	4.64E+00	6.86E-01	1.49E-02	7.57E-16	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	1.08E+00	1.08E+00	1.08E+00	1.08E+00	1.07E+00	1.07E+00	9.99E-01	4.79E-01	3.12E-04	0.0	0.0
CM246	1.09E+00	1.09E+00	1.09E+00	1.09E+00	1.08E+00	1.06E+00	9.45E-01	2.53E-01	4.76E-07	4.99E-30	0.0
CM247	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03	6.00E-03	5.99E-03	5.97E-03	5.74E-03	3.85E-03
TOTAL	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.07E+04	1.07E+04	1.07E+04

ELEMENT CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
HE	9.22E-01	9.99E-01	1.22E+00	1.72E+00	2.30E+00	3.22E+00	7.08E+00	1.02E+01	1.45E+01	3.85E+01	1.19E+02
TL	3.63E-11	1.26E-11	8.25E-13	3.93E-13	2.54E-13	1.13E-13	4.47E-14	7.14E-13	1.40E-11	2.91E-11	4.16E-12
PB	4.48E-05	6.70E-05	7.94E-05	8.40E-05	8.91E-05	9.42E-05	1.02E-04	1.58E-03	1.67E-01	2.66E+00	1.61E+01
BI	2.27E-09	1.02E-09	6.23E-10	2.11E-09	1.06E-08	7.90E-08	1.16E-05	1.32E-02	4.34E+00	1.75E+02	7.64E+02
PO	1.31E-13	1.71E-13	9.80E-13	6.46E-12	2.32E-11	9.23E-11	3.81E-09	1.85E-07	1.50E-06	9.13E-07	7.03E-07
AT	3.75E-20	3.80E-20	4.55E-20	1.23E-19	4.41E-19	1.83E-18	5.59E-17	5.76E-15	1.38E-13	3.03E-13	1.55E-14
RN	3.23E-11	1.13E-11	8.60E-13	7.53E-13	1.29E-12	3.71E-12	1.11E-10	5.41E-09	4.38E-08	2.67E-08	2.05E-08
FR	5.64E-16	6.78E-16	1.05E-15	2.26E-15	5.45E-15	1.82E-14	5.10E-13	5.23E-11	1.25E-09	2.76E-09	1.41E-10
RA	1.91E-07	7.26E-08	2.51E-08	6.70E-08	1.70E-07	5.65E-07	1.73E-05	8.43E-04	6.82E-03	4.16E-03	3.19E-03
AC	8.51E-09	1.27E-08	2.42E-08	4.38E-08	5.53E-08	6.25E-08	1.06E-07	7.28E-07	9.39E-06	1.59E-05	7.86E-06
TH	1.32E-03	1.28E-03	1.29E-03	1.37E-03	1.54E-03	2.04E-03	7.79E-03	1.16E-01	1.63E+00	5.10E+00	2.32E+01
PA	1.00E-04	1.01E-04	1.02E-04	1.04E-04	1.09E-04	1.19E-04	1.87E-04	9.00E-04	8.55E-03	1.15E-02	1.14E-02
U	9.52E+03	9.52E+03	9.52E+03	9.52E+03	9.52E+03	9.52E+03	9.53E+03	9.58E+03	9.75E+03	9.79E+03	9.71E+03
NP	4.95E+02	4.97E+02	5.03E+02	5.22E+02	5.51E+02	6.03E+02	8.18E+02	8.99E+02	8.74E+02	6.53E+02	3.54E+01
PU	9.67E+01	9.80E+01	1.02E+02	1.08E+02	1.10E+02	1.11E+02	1.12E+02	1.17E+02	1.67E+01	1.10E+00	5.80E-04
AM	5.05E+02	5.04E+02	5.01E+02	4.85E+02	4.56E+02	4.03E+02	1.76E+02	3.95E+01	8.45E-03	2.67E-06	1.79E-06
CM	2.66E+01	2.40E+01	1.71E+01	6.93E+00	2.88E+00	2.15E+00	1.95E+00	7.39E-01	6.53E-03	5.77E-03	3.85E-03
BK	9.32E-09	8.69E-10	3.19E-13	5.67E-20	5.66E-20	5.64E-20	5.46E-20	3.82E-20	1.06E-21	2.87E-37	0.0
CF	3.36E-06	3.24E-06	2.93E-06	2.51E-06	2.22E-06	1.83E-06	4.08E-07	4.83E-11	3.77E-17	1.02E-32	0.0
TOTALS	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.06E+04	1.07E+04	1.07E+04	1.07E+04

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
TL208	1.07E-02	3.71E-03	2.40E-04	1.11E-04	6.86E-05	2.63E-05	1.04E-07	9.26E-08	9.76E-08	1.56E-07	9.02E-07
PB212	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
B1212	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
PO212	1.91E-02	6.63E-03	4.29E-04	1.98E-04	1.23E-04	4.69E-05	1.86E-07	1.65E-07	1.74E-07	2.79E-07	1.61E-06
PO216	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
RN220	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
RA224	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
TH228	2.97E-02	1.03E-02	6.68E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
TH234	3.16E-01	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03
PA233	3.49E-01	3.50E-01	3.55E-01	3.68E-01	3.88E-01	4.25E-01	5.77E-01	6.34E-01	6.16E-01	4.60E-01	2.50E-02
PA234M	3.16E-01	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03
U 236	2.85E-03	2.85E-03	2.85E-03	2.86E-03	2.87E-03	2.91E-03	3.15E-03	4.83E-03	5.87E-03	5.72E-03	4.38E-03
U 237	2.37E-02	2.05E-02	1.27E-02	3.00E-03	2.75E-04	6.78E-06	4.30E-06	2.06E-06	1.34E-09	0.0	0.0
U 238	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03
NP237	3.49E-01	3.50E-01	3.55E-01	3.68E-01	3.88E-01	4.25E-01	5.77E-01	6.34E-01	6.16E-01	4.60E-01	2.50E-02
NP238	1.90E-02	1.87E-02	1.79E-02	1.56E-02	1.24E-02	7.86E-03	2.05E-04	3.11E-22	0.0	0.0	0.0
NP239	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.00E+01	1.99E+01	1.97E+01	1.83E+01	7.87E+00	1.68E-03	5.32E-07	3.57E-07
PU238	2.81E+01	2.75E+01	2.56E+01	2.08E+01	1.48E+01	7.58E+00	8.88E-02	1.22E-19	0.0	0.0	0.0
PU239	3.50E+00	3.51E+00	3.51E+00	3.54E+00	3.57E+00	3.61E+00	3.96E+00	5.83E+00	6.97E-01	5.32E-07	3.57E-07
PU240	5.49E+00	6.07E+00	7.59E+00	9.81E+00	1.06E+01	1.07E+01	9.81E+00	3.78E+00	2.72E-04	1.03E-08	1.02E-08
PU241	9.48E+02	8.21E+02	5.07E+02	1.20E+02	1.10E+01	2.71E-01	1.72E-01	8.25E-02	5.36E-05	0.0	0.0
PU242	2.08E-02	2.08E-02	2.08E-02	2.09E-02	2.10E-02	2.11E-02	2.16E-02	2.38E-02	2.11E-02	4.21E-03	4.20E-10
AM241	1.39E+03	1.38E+03	1.37E+03	1.32E+03	1.22E+03	1.04E+03	2.89E+02	8.26E-02	5.65E-05	0.0	0.0
AM242M	3.79E+00	3.74E+00	3.57E+00	3.12E+00	2.48E+00	1.57E+00	4.10E-02	6.22E-20	0.0	0.0	0.0
AM242	3.77E+00	3.72E+00	3.56E+00	3.10E+00	2.47E+00	1.56E+00	4.08E-02	6.19E-20	0.0	0.0	0.0
AM243	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.00E+01	1.99E+01	1.97E+01	1.83E+01	7.87E+00	1.68E-03	5.32E-07	3.57E-07
CM242	4.02E+00	3.09E+00	2.94E+00	2.56E+00	2.04E+00	1.29E+00	3.37E-02	5.13E-20	0.0	0.0	0.0
CM243	1.69E+01	1.57E+01	1.23E+01	5.93E+00	1.76E+00	1.54E-01	5.51E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.95E+03	1.74E+03	1.18E+03	3.76E+02	5.55E+01	1.21E+00	6.13E-14	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01	1.85E-01	1.85E-01	1.83E-01	1.72E-01	8.24E-02	5.35E-05	0.0	0.0
CM246	3.36E-01	3.36E-01	3.35E-01	3.34E-01	3.31E-01	3.27E-01	2.91E-01	7.77E-02	1.46E-07	1.53E-30	0.0
TOTAL	4.39E+03	4.05E+03	3.17E+03	1.91E+03	1.37E+03	1.11E+03	3.42E+02	2.71E+01	4.05E+00	5.39E+00	3.29E-01

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
NP239	2.04E-02	2.04E-02	2.03E-02	2.03E-02	2.02E-02	2.00E-02	1.86E-02	7.97E-03	1.70E-06	5.39E-10	3.62E-10
AM241	2.00E-01	2.00E-01	1.98E-01	1.91E-01	1.77E-01	1.51E-01	4.18E-02	1.19E-05	8.16E-09	0.0	0.0
AM243	6.58E-03	6.57E-03	6.57E-03	6.55E-03	6.52E-03	6.46E-03	5.99E-03	2.57E-03	5.50E-07	1.74E-10	1.17E-10
CM243	1.33E-02	1.23E-02	9.68E-03	4.67E-03	1.38E-03	1.22E-04	4.34E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.77E-02	1.57E-02	1.07E-02	3.41E-03	5.03E-04	1.10E-05	5.55E-19	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.61E-01	2.57E-01	2.47E-01	2.27E-01	2.07E-01	1.78E-01	6.73E-02	1.15E-02	1.41E-03	1.75E-03	1.29E-04

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE ALPHA-ACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
BI212	1.07E-02	3.71E-03	2.40E-04	1.11E-04	6.86E-05	2.63E-05	1.04E-07	9.26E-08	9.76E-08	1.56E-07	9.02E-07
PO212	1.91E-02	6.63E-03	4.29E-04	1.98E-04	1.23E-04	4.69E-05	1.86E-07	1.65E-07	1.74E-07	2.79E-07	1.61E-06
PO216	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
RN220	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
RA224	2.98E-02	1.03E-02	6.70E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
TH228	2.97E-02	1.03E-02	6.68E-04	3.09E-04	1.91E-04	7.31E-05	2.90E-07	2.58E-07	2.72E-07	4.36E-07	2.51E-06
U 236	2.85E-03	2.85E-03	2.85E-03	2.86E-03	2.87E-03	2.91E-03	3.15E-03	4.83E-03	5.87E-03	5.72E-03	4.38E-03
U 238	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03	3.16E-03
NP237	3.49E-01	3.50E-01	3.55E-01	3.68E-01	3.88E-01	4.25E-01	5.77E-01	6.34E-01	6.16E-01	4.60E-01	2.50E-02
PU238	2.81E+01	2.75E+01	2.56E+01	2.08E+01	1.48E+01	7.58E+00	8.88E-02	1.22E-19	0.0	0.0	0.0
PU239	3.50E+00	3.51E+00	3.51E+00	3.54E+00	3.57E+00	3.61E+00	3.96E+00	5.83E+00	6.97E-01	5.32E-07	3.57E-07
PU240	5.49E+00	6.07E+00	7.59E+00	9.81E+00	1.06E+01	1.07E+01	9.81E+00	3.78E+00	2.72E-04	1.03E-08	1.02E-08
PU241	2.37E-02	2.05E-02	1.27E-02	3.00E-03	2.74E-04	6.78E-06	4.30E-06	2.06E-06	1.34E-09	0.0	0.0
PU242	2.08E-02	2.08E-02	2.08E-02	2.09E-02	2.10E-02	2.11E-02	2.16E-02	2.38E-02	2.11E-02	4.21E-03	4.20E-10
AM241	1.39E+03	1.38E+03	1.37E+03	1.32E+03	1.22E+03	1.04E+03	2.89E+02	8.26E-02	5.65E-05	0.0	0.0
AM242M	1.90E-02	1.87E-02	1.79E-02	1.56E-02	1.24E-02	7.86E-03	2.05E-04	3.11E-22	0.0	0.0	0.0
AM243	2.01E+01	2.01E+01	2.01E+01	2.00E+01	1.99E+01	1.97E+01	1.83E+01	7.87E+00	1.68E-03	5.32E-07	3.57E-07
CM242	4.02E+00	3.09E+00	2.94E+00	2.56E+00	2.04E+00	1.29E+00	3.37E-02	5.13E-20	0.0	0.0	0.0
CM243	1.68E+01	1.56E+01	1.23E+01	5.91E+00	1.75E+00	1.54E-01	5.50E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.95E+03	1.74E+03	1.18E+03	3.76E+02	5.55E+01	1.21E+00	6.13E-14	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	1.86E-01	1.86E-01	1.86E-01	1.85E-01	1.85E-01	1.83E-01	1.72E-01	8.24E-02	5.35E-05	0.0	0.0
CM246	3.36E-01	3.36E-01	3.35E-01	3.34E-01	3.31E-01	3.27E-01	2.91E-01	7.77E-02	1.46E-07	1.53E-30	0.0
TOTAL	3.41E+03	3.20E+03	2.63E+03	1.76E+03	1.33E+03	1.09E+03	3.22E+02	1.85E+01	2.73E+00	3.44E+00	2.08E-01

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
NP237	1.03E-02	1.03E-02	1.04E-02	1.08E-02	1.14E-02	1.25E-02	1.70E-02	1.86E-02	1.81E-02	1.35E-02	7.33E-04
NP239	4.86E-02	4.86E-02	4.85E-02	4.84E-02	4.82E-02	4.77E-02	4.43E-02	1.90E-02	4.07E-06	1.29E-09	8.63E-10
PU238	9.31E-01	9.12E-01	8.50E-01	6.90E-01	4.90E-01	2.51E-01	2.94E-03	4.05E-21	0.0	0.0	0.0
PU239	1.09E-01	1.09E-01	1.09E-01	1.10E-01	1.11E-01	1.12E-01	1.23E-01	1.81E-01	2.17E-02	1.65E-08	1.11E-08
PU240	1.71E-01	1.89E-01	2.37E-01	3.05E-01	3.31E-01	3.33E-01	3.06E-01	1.18E-01	8.46E-06	3.22E-10	3.17E-10
PU241	2.92E-02	2.53E-02	1.56E-02	3.69E-03	3.38E-04	8.36E-06	5.30E-06	2.54E-06	1.65E-09	0.0	0.0
AM241	4.64E+01	4.63E+01	4.59E+01	4.41E+01	4.09E+01	3.48E+01	9.66E+00	2.76E-03	1.89E-06	0.0	0.0
AM242M	1.50E-03	1.48E-03	1.41E-03	1.23E-03	9.80E-04	6.21E-04	1.62E-05	2.46E-23	0.0	0.0	0.0
AM242	4.38E-03	4.32E-03	4.13E-03	3.60E-03	2.87E-03	1.82E-03	4.74E-05	7.19E-23	0.0	0.0	0.0
AM243	6.48E-01	6.48E-01	6.47E-01	6.46E-01	6.43E-01	6.37E-01	5.91E-01	2.54E-01	5.42E-05	1.72E-08	1.15E-08
CM242	1.48E-01	1.14E-01	1.08E-01	9.45E-02	7.52E-02	4.77E-02	1.24E-03	1.89E-21	0.0	0.0	0.0
CM243	6.19E-01	5.75E-01	4.51E-01	2.17E-01	6.45E-02	5.67E-03	2.02E-11	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	6.82E+01	6.08E+01	4.15E+01	1.32E+01	1.94E+00	4.23E-02	2.14E-15	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	6.20E-03	6.20E-03	6.19E-03	6.18E-03	6.15E-03	6.10E-03	5.72E-03	2.74E-03	1.78E-06	0.0	0.0
CM246	1.10E-02	1.10E-02	1.10E-02	1.09E-02	1.09E-02	1.07E-02	9.51E-03	2.55E-03	4.79E-09	5.02E-32	0.0
TOTAL	1.17E+02	1.10E+02	8.98E+01	5.95E+01	4.46E+01	3.63E+01	1.08E+01	6.04E-01	9.54E-02	1.29E-01	7.73E-03



WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

FISSION PRODUCTS

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
H 3	3.67E+02	3.10E+02	1.77E+02	3.29E+01	1.99E+00	7.26E-03	2.31E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
SE 79	4.02E-01	4.02E-01	4.02E-01	4.02E-01	4.02E-01	4.02E-01	3.98E-01	3.62E-01	1.38E-01	9.37E-06	0.0
KR 85	6.51E+03	5.36E+03	2.81E+03	4.04E+02	1.59E+01	2.43E-02	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	6.88E+04	6.40E+04	5.05E+04	2.47E+04	7.52E+03	6.96E+02	3.76E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	6.88E+04	6.40E+04	5.05E+04	2.47E+04	7.52E+03	6.96E+02	3.76E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
ZR 93	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00	1.95E+00	1.94E+00	1.86E+00	1.24E+00	2.10E-02
NB 93M	6.55E-01	8.25E-01	1.23E+00	1.72E+00	1.84E+00	1.85E+00	1.85E+00	1.84E+00	1.77E+00	1.18E+00	2.00E-02
TC 99	1.42E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.38E+01	1.03E+01	5.49E-01	1.06E-13
RU106	4.47E+03	5.69E+02	6.33E-01	6.99E-10	8.24E-25	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	4.47E+03	5.69E+02	6.33E-01	6.99E-10	8.24E-25	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PD107	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.10E-01	1.00E-01	3.84E-02
AG110	3.83E-02	1.83E-03	7.32E-08	4.65E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	2.88E+00	1.38E-01	5.50E-06	3.49E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CD113M	2.90E+01	2.51E+01	1.56E+01	3.76E+00	3.50E-01	3.03E-03	9.50E-20	0.0	0.0	0.0	0.0
SN119M	8.94E-02	4.03E-03	1.32E-07	4.57E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SN121M	1.56E-01	1.50E-01	1.30E-01	8.60E-02	4.30E-02	1.07E-02	1.63E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
SN126	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.93E-01	5.90E-01	5.54E-01	2.97E-01	5.88E-04	0.0
SB125	1.71E+03	8.03E+02	6.53E+01	3.50E-02	1.24E-07	1.55E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	8.32E-02	8.32E-02	8.31E-02	8.31E-02	8.31E-02	8.30E-02	8.26E-02	7.76E-02	4.16E-02	8.23E-05	0.0
SB126M	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.94E-01	5.93E-01	5.90E-01	5.54E-01	2.97E-01	5.88E-04	0.0
TE125M	4.16E+02	1.96E+02	1.59E+01	8.54E-03	3.02E-08	3.77E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
I 129	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.25E-02	2.19E-02
CS134	1.74E+04	6.36E+03	2.21E+02	9.23E-03	4.65E-10	1.18E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS135	3.64E-01	3.64E-01	3.64E-01	3.64E-01	3.64E-01	3.64E-01	3.64E-01	3.63E-01	3.53E-01	2.69E-01	1.79E-02
CS137	9.89E+04	9.23E+04	7.32E+04	3.66E+04	1.15E+04	1.15E+03	1.08E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	9.35E+04	8.73E+04	6.93E+04	3.46E+04	1.09E+04	1.08E+03	1.02E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	2.34E+03	1.62E+02	2.20E-02	5.52E-14	2.55E-33	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	2.34E+03	1.62E+02	2.20E-02	5.52E-14	2.55E-33	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144M	2.81E+01	1.95E+00	2.64E-04	6.62E-16	3.06E-35	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	2.61E+04	1.18E+04	8.42E+02	3.05E-01	5.59E-07	1.89E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SM151	3.35E+02	3.27E+02	3.03E+02	2.41E+02	1.64E+02	7.58E+01	1.64E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	3.20E+00	2.75E+00	1.65E+00	3.58E-01	2.80E-02	1.71E-04	3.40E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	7.93E+03	6.22E+03	2.78E+03	2.48E+02	4.41E+00	1.40E-03	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	3.15E+03	2.07E+03	5.12E+02	7.74E+00	7.15E-03	6.10E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	4.08E+05	3.43E+05	2.51E+05	1.22E+05	3.77E+04	3.72E+03	2.03E+01	1.96E+01	1.52E+01	3.37E+00	1.19E-01

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

FISSION PRODUCTS

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
H 3	1.24E-02	1.05E-02	5.98E-03	1.11E-03	6.72E-05	2.45E-07	7.80E-27	0.0	0.0	0.0	0.0
KR 85	9.75E+00	8.03E+00	4.21E+00	6.05E-01	2.39E-02	3.64E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	7.98E+01	7.43E+01	5.86E+01	2.87E+01	8.73E+00	8.08E-01	4.36E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	3.81E+02	3.55E+02	2.80E+02	1.37E+02	4.17E+01	3.86E+00	2.08E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
TC 99	7.13E-03	7.12E-03	7.12E-03	7.12E-03	7.12E-03	7.12E-03	7.12E-03	6.90E-03	5.15E-03	2.75E-04	5.29E-17
RU106	2.65E-01	3.37E-02	3.75E-05	4.14E-14	4.88E-29	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	4.29E+01	5.46E+00	6.07E-03	6.70E-12	7.90E-27	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	4.81E-02	2.30E-03	9.19E-08	5.83E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CD113M	4.88E-02	4.23E-02	2.63E-02	6.33E-03	5.89E-04	5.09E-06	1.60E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	5.33E+00	2.51E+00	2.04E-01	1.09E-04	3.87E-10	4.84E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	1.54E-03	1.54E-03	1.54E-03	1.54E-03	1.54E-03	1.53E-03	1.53E-03	1.43E-03	7.68E-04	1.52E-06	0.0
SB126M	7.56E-03	7.56E-03	7.56E-03	7.56E-03	7.56E-03	7.55E-03	7.51E-03	7.06E-03	3.78E-03	7.48E-06	0.0
TE125M	3.50E-01	1.65E-01	1.34E-02	7.17E-06	2.54E-11	3.17E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS134	1.77E+02	6.47E+01	2.25E+00	9.39E-05	4.73E-12	1.20E-26	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS137	1.09E+02	1.02E+02	8.10E+01	4.05E+01	1.28E+01	1.27E+00	1.19E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	3.67E+02	3.43E+02	2.72E+02	1.36E+02	4.29E+01	4.25E+00	4.01E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	1.56E+00	1.08E-01	1.46E-05	3.66E-17	1.69E-36	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	1.72E+01	1.19E+00	1.62E-04	4.05E-16	1.87E-35	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	9.36E+00	4.24E+00	3.02E-01	1.09E-04	2.01E-10	6.77E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SM151	3.93E-02	3.84E-02	3.56E-02	2.82E-02	1.92E-02	8.90E-03	1.92E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	2.43E-02	2.08E-02	1.25E-02	2.71E-03	2.12E-04	1.30E-06	2.57E-24	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	7.09E+01	5.57E+01	2.49E+01	2.22E+00	3.95E-02	1.25E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	2.29E+00	1.51E+00	3.72E-01	5.63E-03	5.20E-06	4.44E-12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.28E+03	1.02E+03	7.24E+02	3.45E+02	1.06E+02	1.02E+01	1.77E-02	1.69E-02	1.08E-02	7.49E-04	2.44E-05

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
KR 85	4.07E-01	3.35E-01	1.76E-01	2.52E-02	9.96E-04	1.52E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	4.48E+00	4.17E+00	3.29E+00	1.61E+00	4.90E-01	4.53E-02	2.45E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	6.10E+01	5.68E+01	4.48E+01	2.19E+01	6.68E+00	6.18E-01	3.34E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	9.40E+00	1.20E+00	1.33E-03	1.47E-12	1.73E-27	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	4.69E-02	2.25E-03	8.96E-08	5.69E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	4.37E+00	2.06E+00	1.67E-01	8.97E-05	3.17E-10	3.96E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.40E-03	1.39E-03	1.31E-03	7.01E-04	1.39E-06	0.0
SB126M	5.57E-03	5.57E-03	5.57E-03	5.57E-03	5.56E-03	5.56E-03	5.53E-03	5.20E-03	2.78E-03	5.51E-06	0.0
TE125M	8.78E-02	4.13E-02	3.36E-03	1.80E-06	6.36E-12	7.95E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS134	1.61E+02	5.87E+01	2.04E+00	8.52E-05	4.29E-12	1.09E-26	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS137	2.76E+00	2.57E+00	2.04E+00	1.02E+00	3.22E-01	3.20E-02	3.01E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	3.30E+02	3.08E+02	2.44E+02	1.22E+02	3.85E+01	3.82E+00	3.60E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	3.02E-01	2.09E-02	2.84E-06	7.11E-18	3.29E-37	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	2.03E+00	1.40E-01	1.91E-05	4.77E-17	2.21E-36	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	1.22E-01	5.52E-02	3.94E-03	1.42E-06	2.62E-12	8.83E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	2.17E-02	1.87E-02	1.12E-02	2.43E-03	1.90E-04	1.16E-06	2.31E-24	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	5.81E+01	4.56E+01	2.04E+01	1.82E+00	3.23E-02	1.02E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	1.14E+00	7.50E-01	1.85E-01	2.80E-03	2.59E-06	2.21E-12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	6.35E+02	4.80E+02	3.17E+02	1.49E+02	4.60E+01	4.52E+00	7.39E-03	6.95E-03	3.78E-03	3.56E-05	3.56E-06

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

LIGHT ELEMENTS

BURNUP=3.60E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
H 3	1.22E-03	1.03E-03	5.89E-04	1.09E-04	6.62E-06	2.42E-08	7.70E-28	0.0	0.0	0.0	0.0
C 14	1.57E-01	1.57E-01	1.57E-01	1.56E-01	1.55E-01	1.53E-01	1.39E-01	4.68E-02	8.77E-07	0.0	0.0
MN 54	2.69E+01	2.37E+00	7.20E-04	2.02E-14	5.21E-32	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FE 55	1.05E+04	4.72E+03	3.28E+02	1.11E-01	1.80E-07	4.79E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	8.87E+03	5.98E+03	1.60E+03	3.10E+01	4.44E-02	8.63E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NI 59	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01	1.89E+01	1.74E+01	8.00E+00	3.29E-03	0.0
NI 63	2.56E+03	2.50E+03	2.32E+03	1.85E+03	1.27E+03	5.98E+02	1.45E+00	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	2.26E-03	2.11E-03	1.66E-03	8.13E-04	2.47E-04	2.29E-05	1.24E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	2.26E-03	2.11E-03	1.66E-03	8.14E-04	2.48E-04	2.29E-05	1.24E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
ZR 93	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01	2.00E-01	1.99E-01	1.91E-01	1.27E-01	2.16E-03
NB 93M	6.59E-02	8.35E-02	1.26E-01	1.76E-01	1.89E-01	1.90E-01	1.90E-01	1.89E-01	1.82E-01	1.21E-01	2.05E-03
NB 94	1.13E+00	1.13E+00	1.13E+00	1.13E+00	1.13E+00	1.13E+00	1.10E+00	8.07E-01	3.73E-02	1.69E-15	0.0
MO 93	7.77E-02	7.76E-02	7.75E-02	7.70E-02	7.63E-02	7.48E-02	6.38E-02	1.07E-02	1.94E-10	0.0	0.0
TC 99	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.25E-02	9.33E-03	4.99E-04	9.59E-17
SN119M	7.76E+00	3.50E-01	1.14E-05	3.97E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SN121M	9.14E-01	8.77E-01	7.63E-01	5.03E-01	2.52E-01	6.29E-02	9.56E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	1.46E+01	6.90E+00	5.60E-01	3.00E-04	1.06E-09	1.33E-20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TE125M	3.58E+00	1.68E+00	1.37E-01	7.33E-05	2.59E-10	3.24E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.20E+04	1.32E+04	4.28E+03	1.90E+03	1.29E+03	6.19E+02	2.20E+01	1.87E+01	8.42E+00	2.52E-01	4.21E-03

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
MN 54	1.34E-01	1.18E-02	3.59E-06	1.00E-16	2.59E-34	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FE 55	1.44E+01	6.49E+00	4.51E-01	1.52E-04	2.48E-10	6.59E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	1.37E+02	9.21E+01	2.47E+01	4.79E-01	6.84E-04	1.33E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NI 59	1.21E-01	1.21E-01	1.21E-01	1.21E-01	1.21E-01	1.21E-01	1.20E-01	1.11E-01	5.09E-02	2.09E-05	0.0
NI 63	1.02E+00	9.94E-01	9.22E-01	7.35E-01	5.05E-01	2.38E-01	5.78E-04	0.0	0.0	0.0	0.0
NB 94	1.16E-02	1.16E-02	1.16E-02	1.15E-02	1.15E-02	1.15E-02	1.12E-02	8.22E-03	3.81E-04	1.73E-17	0.0
SN121M	1.83E-03	1.76E-03	1.53E-03	1.01E-03	5.04E-04	1.26E-04	1.92E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	4.58E-02	2.16E-02	1.75E-03	9.39E-07	3.32E-12	4.15E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TE125M	3.01E-03	1.41E-03	1.15E-04	6.16E-08	2.18E-13	2.72E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.52E+02	9.98E+01	2.62E+01	1.35E+00	6.38E-01	3.70E-01	1.32E-01	1.19E-01	5.14E-02	5.74E-05	6.15E-07

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
MN 54	1.34E-01	1.18E-02	3.57E-06	1.00E-16	2.58E-34	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	1.31E+02	8.86E+01	2.38E+01	4.60E-01	6.58E-04	1.28E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NB 94	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.06E-02	1.05E-02	1.02E-02	7.53E-03	3.49E-04	1.58E-17	0.0
SB125	3.75E-02	1.77E-02	1.44E-03	7.70E-07	2.72E-12	3.40E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.32E+02	8.87E+01	2.38E+01	4.72E-01	1.17E-02	1.08E-02	1.03E-02	7.54E-03	3.51E-04	1.42E-06	2.40E-08

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

BURNUP=3.60E+04 MWD

\*\*\*\*\* LIGHT ELEMENTS + ACTINIDES + FISSION PRODUCTS \*\*\*\*\*

		CONCENTRATIONS ,GRAMS										
TOTAL	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y	
	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	6.09E+05	
		RADIOACTIVITY ,CURIES										
TOTAL	4.34E+05	3.60E+05	2.59E+05	1.25E+05	4.04E+04	5.45E+03	3.84E+02	6.54E+01	2.76E+01	.1000+7 Y	.1000+8 Y	
										9.01E+00	4.52E-01	
		THERMAL POWER ,WATTS										
TOTAL	1.54E+03	1.23E+03	8.40E+02	4.06E+02	1.51E+02	4.69E+01	1.09E+01	7.40E-01	1.58E-01	.1000+7 Y	.1000+8 Y	
										1.30E-01	7.75E-03	
		GAMMA POWER ,WATTS										
TOTAL	7.67E+02	5.69E+02	3.41E+02	1.49E+02	4.62E+01	4.71E+00	8.49E-02	2.60E-02	5.54E-03	.1000+7 Y	.1000+8 Y	
										1.79E-03	1.33E-04	
		ALPHA-ACTIVITY ,CURIES										
TOTAL	3.41E+03	3.20E+03	2.63E+03	1.76E+03	1.33E+03	1.09E+03	3.22E+02	1.85E+01	2.73E+00	.1000+7 Y	.1000+8 Y	
										3.44E+00	2.08E-01	

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR ACTINIDES

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

POWER= 36.04 MW, BURNUP= 3.60E+04 MWD

ACTINIDE PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC

BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.00E-02	2.40E+13	2.27E+13	1.95E+13	1.43E+13	1.15E+13	9.59E+12	3.25E+12	4.11E+11	5.32E+10	6.28E+10	3.69E+09
2.50E-02	1.31E+12	1.31E+12	1.30E+12	1.25E+12	1.16E+12	9.87E+11	2.81E+11	6.52E+09	3.58E+09	3.69E+09	2.54E+08
3.75E-02	1.87E+11	1.82E+11	1.75E+11	1.61E+11	1.50E+11	1.34E+11	7.19E+10	2.16E+10	3.97E+09	8.52E+09	4.71E+08
5.75E-02	1.91E+13	1.91E+13	1.89E+13	1.82E+13	1.68E+13	1.44E+13	3.99E+12	8.05E+09	1.04E+09	1.76E+09	1.53E+08
8.50E-02	6.91E+11	6.81E+11	6.59E+11	6.17E+11	5.87E+11	5.69E+11	5.22E+11	2.31E+11	1.85E+10	2.33E+10	1.29E+09
1.25E-01	5.72E+11	5.58E+11	5.19E+11	4.47E+11	3.97E+11	3.72E+11	3.34E+11	1.44E+11	3.28E+09	4.03E+09	2.35E+08
2.25E-01	4.52E+11	4.36E+11	3.95E+11	3.17E+11	2.66E+11	2.44E+11	2.25E+11	9.69E+10	2.98E+09	5.54E+09	3.73E+08
3.75E-01	3.17E+10	3.09E+10	3.05E+10	3.00E+10	2.99E+10	3.01E+10	3.02E+10	1.88E+10	1.19E+10	1.29E+10	7.37E+08
5.75E-01	2.37E+09	1.66E+09	1.20E+09	7.15E+08	5.03E+08	4.21E+08	2.14E+08	8.18E+07	3.23E+08	4.86E+08	8.84E+07
8.50E-01	1.88E+09	1.48E+09	1.07E+09	5.57E+08	3.19E+08	2.16E+08	5.96E+07	1.61E+07	6.60E+07	8.91E+07	2.15E+07
1.25E+00	8.21E+08	6.65E+08	4.97E+08	2.48E+08	1.31E+08	8.04E+07	1.90E+07	1.71E+07	1.15E+08	1.16E+08	4.43E+07
1.75E+00	3.31E+08	2.65E+08	1.76E+08	6.22E+07	1.72E+07	9.36E+06	8.32E+06	1.75E+07	2.30E+08	3.97E+08	5.05E+07
2.25E+00	1.63E+08	1.46E+08	1.01E+08	3.57E+07	9.76E+06	5.29E+06	4.66E+06	3.87E+06	2.12E+07	1.29E+07	9.94E+06
2.75E+00	4.70E+08	2.15E+08	6.72E+07	2.46E+07	8.08E+06	3.99E+06	2.68E+06	7.72E+05	3.80E+05	2.31E+05	2.05E+05
3.50E+00	5.63E+07	5.04E+07	3.49E+07	1.23E+07	3.37E+06	1.83E+06	1.59E+06	4.38E+05	7.36E+04	4.30E+04	3.25E+04
5.00E+00	1.76E+07	1.57E+07	1.09E+07	3.85E+06	1.05E+06	5.71E+05	4.97E+05	1.34E+05	1.34E+03	2.59E+02	1.10E+01
7.00E+00	2.02E+06	1.80E+06	1.25E+06	4.42E+05	1.21E+05	6.54E+04	5.70E+04	1.54E+04	1.54E+02	2.93E+01	1.24E+00
9.50E+00	2.01E+05	1.80E+05	1.25E+05	4.41E+04	1.21E+04	6.53E+03	5.69E+03	1.54E+03	1.54E+01	2.92E+00	1.23E-01
TOTAL	4.64E+13	4.50E+13	4.15E+13	3.53E+13	3.09E+13	2.63E+13	8.71E+12	9.37E+11	9.92E+10	1.24E+11	7.42E+09
MEV/SEC	1.63E+12	1.61E+12	1.55E+12	1.42E+12	1.29E+12	1.11E+12	4.20E+11	7.21E+10	8.79E+09	1.09E+10	8.05E+08

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR FISSION PRODUCTS

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
POWER= 36.04 MW, BURNUP= 3.60E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.50E-01	2.32E+15	1.99E+15	1.48E+15	6.98E+14	2.11E+14	1.97E+13	2.33E+10	2.22E+10	1.43E+10	1.20E+09	1.48E+08
3.75E-01	2.08E+14	1.70E+14	1.24E+14	5.96E+13	1.81E+13	1.70E+12	2.39E+10	2.25E+10	1.20E+10	2.38E+07	3.64E-05
5.75E-01	4.59E+15	3.75E+15	2.72E+15	1.35E+15	4.25E+14	4.22E+13	5.31E+10	4.99E+10	2.67E+10	5.29E+07	1.41E-09
8.50E-01	7.40E+14	3.43E+14	7.58E+13	1.40E+13	3.00E+12	2.73E+11	2.69E+09	2.51E+09	1.34E+09	2.65E+06	1.99E+00
1.25E+00	2.06E+14	1.44E+14	6.12E+13	8.01E+12	1.05E+12	9.01E+10	6.46E+08	6.06E+08	3.25E+08	6.43E+05	2.49E-03
1.75E+00	6.21E+12	4.39E+12	2.13E+12	3.93E+11	7.80E+10	6.98E+09	2.76E+04	2.59E+04	1.39E+04	2.74E+01	1.25E-03
2.25E+00	9.03E+11	7.66E+10	9.63E+07	2.72E+07	8.29E+06	7.68E+05	4.77E-03	6.26E-04	6.26E-04	6.26E-04	6.26E-04
2.75E+00	3.62E+10	4.56E+09	5.04E+06	5.87E-03	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.13E-04
3.50E+00	4.65E+09	5.91E+08	6.58E+05	9.57E-04	2.31E-04	2.31E-04	2.31E-04	2.31E-04	2.31E-04	2.31E-04	2.31E-04
5.00E+00	6.70E-05	6.77E-05	6.82E-05	6.82E-05	6.82E-05	6.82E-05	6.82E-05	6.82E-05	6.82E-05	6.82E-05	6.82E-05
7.00E+00	4.38E-06	4.42E-06	4.46E-06	4.46E-06	4.46E-06	4.46E-06	4.46E-06	4.46E-06	4.46E-06	4.46E-06	4.46E-06
9.50E+00	2.83E-07	2.86E-07	2.88E-07	2.89E-07	2.89E-07	2.89E-07	2.89E-07	2.89E-07	2.89E-07	2.89E-07	2.89E-07
TOTAL	8.07E+15	6.40E+15	4.47E+15	2.13E+15	6.59E+14	6.40E+13	1.04E+11	9.77E+10	5.48E+10	1.28E+09	1.48E+08
MEV/SEC	3.96E+15	3.00E+15	1.98E+15	9.27E+14	2.87E+14	2.82E+13	4.61E+10	4.33E+10	2.36E+10	2.22E+08	2.22E+07

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR LIGHT ELEMENTS

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
POWER= 36.04 MW, BURNUP= 3.60E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.50E-01	3.86E+12	2.56E+12	7.04E+11	4.44E+10	2.21E+10	1.11E+10	1.22E+09	8.05E+08	1.26E+08	5.92E+07	9.99E+05
3.75E-01	2.23E+11	1.10E+11	1.24E+10	1.04E+08	3.94E+06	3.26E+06	3.12E+06	2.29E+06	1.06E+05	2.55E+01	3.59E-01
5.75E-01	2.53E+11	1.19E+11	9.90E+09	1.16E+07	3.17E+05	2.87E+04	2.37E+01	2.32E+01	1.89E+01	2.46E+00	2.14E-03
8.50E-01	1.08E+12	1.80E+11	8.21E+10	7.76E+10	7.74E+10	7.71E+10	7.50E+10	5.52E+10	2.56E+09	1.18E-04	2.55E-15
1.25E+00	6.56E+14	4.42E+14	1.19E+14	2.30E+12	3.28E+09	9.32E+03	1.59E-05	3.97E-08	3.23E-08	4.07E-09	1.10E-13
1.75E+00	2.28E+04	2.11E+04	1.67E+04	8.15E+03	2.48E+03	2.30E+02	1.24E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
2.25E+00	3.48E+09	2.34E+09	6.29E+08	1.22E+07	1.74E+04	5.91E-02	1.36E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
2.75E+00	1.08E+07	7.25E+06	1.95E+06	3.77E+04	5.38E+01	1.05E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.50E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5.00E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7.00E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9.50E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	6.61E+14	4.45E+14	1.20E+14	2.42E+12	1.03E+11	8.82E+10	7.63E+10	5.60E+10	2.68E+09	5.92E+07	9.99E+05
MEV/SEC	8.22E+14	5.53E+14	1.49E+14	2.94E+12	7.32E+10	6.72E+10	6.40E+10	4.70E+10	2.19E+09	8.88E+06	1.50E+05

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 N-SOURCE FROM ALPHA-N REACTIONS ON OXYGEN, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
PO212	3.31E+04	1.15E+04	7.44E+02	3.43E+02	2.12E+02	8.12E+01	3.23E-01	2.86E-01	3.02E-01	4.84E-01	2.79E+00
PO213	5.24E-02	5.31E-02	6.36E-02	1.72E-01	6.16E-01	2.55E+00	7.80E+01	8.04E+03	1.92E+05	4.24E+05	2.16E+04
PO216	8.47E+02	2.94E+02	1.91E+01	8.80E+00	5.44E+00	2.08E+00	8.27E-03	7.34E-03	7.74E-03	1.24E-02	7.15E-02
AT217	4.94E-03	5.00E-03	5.99E-03	1.62E-02	5.80E-02	2.41E-01	7.35E+00	7.57E+02	1.81E+04	3.99E+04	2.04E+03
RN220	4.72E+02	1.64E+02	1.06E+01	4.90E+00	3.03E+00	1.16E+00	4.61E-03	4.09E-03	4.31E-03	6.91E-03	3.99E-02
FR221	1.08E-03	1.09E-03	1.31E-03	3.53E-03	1.26E-02	5.24E-02	1.60E+00	1.65E+02	3.95E+03	8.70E+03	4.44E+02
NP237	1.53E+02	1.53E+02	1.55E+02	1.61E+02	1.70E+02	1.86E+02	2.52E+02	2.77E+02	2.69E+02	2.01E+02	1.09E+01
PU238	3.28E+04	3.21E+04	2.99E+04	2.43E+04	1.73E+04	8.85E+03	1.04E+02	1.43E-16	0.0	0.0	0.0
PU239	2.53E+03	2.54E+03	2.54E+03	2.56E+03	2.58E+03	2.62E+03	2.87E+03	4.22E+03	5.04E+02	3.85E-04	2.58E-04
PU240	4.09E+03	4.53E+03	5.66E+03	7.31E+03	7.93E+03	7.96E+03	7.32E+03	2.82E+03	2.03E-01	7.71E-06	7.59E-06
AM241	1.62E+06	1.61E+06	1.60E+06	1.54E+06	1.42E+06	1.21E+06	3.37E+05	9.63E+01	6.58E-02	0.0	0.0
AM243	3.23E+04	3.23E+04	3.22E+04	3.21E+04	3.20E+04	3.17E+04	2.94E+04	1.26E+04	2.70E+00	8.55E-04	5.73E-04
CM242	3.24E+04	2.50E+04	2.37E+04	2.07E+04	1.65E+04	1.04E+04	2.72E+02	4.14E-16	0.0	0.0	0.0
CM243	1.57E+05	1.46E+05	1.14E+05	5.52E+04	1.64E+04	1.44E+03	5.13E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.38E+07	1.23E+07	8.37E+06	2.66E+06	3.92E+05	8.54E+03	4.33E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	4.76E+02	4.76E+02	4.75E+02	4.74E+02	4.72E+02	4.68E+02	4.39E+02	2.11E+02	1.37E-01	0.0	0.0
CM246	5.93E+02	5.93E+02	5.92E+02	5.89E+02	5.85E+02	5.77E+02	5.13E+02	1.37E+02	2.58E-04	2.71E-27	0.0
TOTAL	1.57E+07	1.41E+07	1.02E+07	4.34E+06	1.91E+06	1.29E+06	3.78E+05	2.97E+04	2.19E+05	4.77E+05	2.53E+04

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.4% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 SPONTANEOUS FISSION NEUTRON SOURCE IN DISCHARGED FUEL, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
PU238	4.36E+03	4.27E+03	3.98E+03	3.23E+03	2.29E+03	1.18E+03	1.38E+01	1.90E-17	0.0	0.0	0.0
PU240	2.19E+04	2.42E+04	3.03E+04	3.92E+04	4.25E+04	4.26E+04	3.92E+04	1.51E+04	1.09E+00	4.13E-05	4.07E-05
PU242	9.19E+03	9.19E+03	9.20E+03	9.22E+03	9.25E+03	9.30E+03	9.53E+03	1.05E+04	9.31E+03	1.86E+03	1.85E-04
AM241	5.01E+02	5.00E+02	4.96E+02	4.77E+02	4.42E+02	3.77E+02	7.04E+02	2.99E-02	2.04E-05	0.0	0.0
AM243	3.37E+02	3.37E+02	3.37E+02	3.36E+02	3.34E+02	3.31E+02	3.07E+02	1.32E+02	2.82E-02	8.93E-06	5.99E-06
CM242	2.62E+04	2.01E+04	1.92E+04	1.67E+04	1.33E+04	8.43E+03	2.20E+02	3.34E-16	0.0	0.0	0.0
CM244	2.68E+08	2.39E+08	1.63E+08	5.17E+07	7.62E+06	1.66E+05	8.42E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
CM246	9.73E+06	9.73E+06	9.71E+06	9.67E+06	9.60E+06	9.46E+06	8.41E+06	2.25E+06	4.24E+00	4.44E-23	0.0
CM248	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04	1.32E+04	1.29E+04	1.08E+04	1.71E+03	1.76E-05
CF250	7.61E+03	6.49E+03	3.82E+03	7.80E+02	5.52E+01	2.77E-01	2.16E-05	1.51E-05	4.18E-07	1.13E-22	0.0
CF252	6.45E+04	2.93E+04	2.12E+03	8.02E-01	1.58E-06	6.19E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.78E+08	2.49E+08	1.73E+08	6.14E+07	1.73E+07	9.70E+06	8.48E+06	2.29E+06	2.02E+04	3.69E+03	1.21E+02
-----											
TOTAL	2.93E+08	2.63E+08	1.83E+08	6.58E+07	1.92E+07	1.10E+07	8.86E+06	2.32E+06	2.39E+05	4.81E+05	2.55E+04

D.3 Typ BIBLIS 3.6 w/o U235, Abbrand 40 GWd/tU

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235

ACTINIDES

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
HE 4	0.0	3.80E-01	6.56E-01	7.67E-01	9.79E-01	1.11E+00
U 233	0.0	2.64E-03	2.84E-03	3.04E-03	3.60E-03	3.99E-03
U 234	0.0	2.90E+00	4.49E+00	6.12E+00	1.10E+01	1.42E+01
U 235	3.60E+04	7.65E+03	7.65E+03	7.65E+03	7.65E+03	7.65E+03
U 236	0.0	4.80E+03	4.80E+03	4.80E+03	4.80E+03	4.80E+03
U 238	9.64E+05	9.35E+05	9.35E+05	9.35E+05	9.35E+05	9.35E+05
NP236M	0.0	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03
NP237	0.0	5.54E+02	5.67E+02	5.67E+02	5.68E+02	5.69E+02
PU236	0.0	2.40E-03	1.90E-03	1.49E-03	7.17E-04	4.41E-04
PU238	0.0	1.96E+02	2.09E+02	2.10E+02	2.06E+02	2.03E+02
PU239	0.0	5.70E+03	5.81E+03	5.81E+03	5.81E+03	5.81E+03
PU240	0.0	2.58E+03	2.58E+03	2.58E+03	2.58E+03	2.59E+03
PU241	0.0	1.40E+03	1.34E+03	1.27E+03	1.10E+03	1.00E+03
PU242	0.0	6.40E+02	6.40E+02	6.40E+02	6.40E+02	6.40E+02
PU244	0.0	5.17E-02	5.17E-02	5.17E-02	5.17E-02	5.17E-02
AM241	0.0	3.96E+01	1.05E+02	1.68E+02	3.38E+02	4.38E+02
AM242M	0.0	4.12E-01	4.10E-01	4.08E-01	4.02E-01	3.99E-01
AM243	0.0	1.28E+02	1.28E+02	1.28E+02	1.28E+02	1.28E+02
CM242	0.0	1.62E+01	3.45E+00	7.32E-01	7.94E-03	1.28E-03
CM243	0.0	4.83E-01	4.72E-01	4.60E-01	4.28E-01	4.08E-01
CM244	0.0	4.44E+01	4.29E+01	4.13E+01	3.68E+01	3.41E+01
CM245	0.0	1.59E+00	1.59E+00	1.59E+00	1.59E+00	1.59E+00
CM246	0.0	1.84E+00	1.84E+00	1.84E+00	1.84E+00	1.83E+00
CM247	0.0	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02
TOTAL	1.00E+06	9.59E+05	9.59E+05	9.59E+05	9.59E+05	9.59E+05

ELEMENT CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
HE	0.0	3.80E-01	6.56E-01	7.67E-01	9.79E-01	1.11E+00
TL	0.0	2.10E-12	6.69E-12	1.34E-11	3.46E-11	4.55E-11
PB	0.0	4.47E-07	1.81E-06	5.09E-06	2.92E-05	5.59E-05
BI	0.0	2.33E-10	5.27E-10	9.27E-10	2.19E-09	2.85E-09
PO	0.0	5.20E-15	1.66E-14	3.37E-14	1.00E-13	1.59E-13
AT	0.0	2.79E-19	3.45E-20	3.62E-20	4.18E-20	4.61E-20
RN	0.0	1.87E-12	5.95E-12	1.19E-11	3.08E-11	4.05E-11
FR	0.0	2.57E-15	3.64E-16	3.98E-16	5.26E-16	6.32E-16
RA	0.0	1.09E-08	3.46E-08	6.95E-08	1.80E-07	2.39E-07
AC	0.0	1.36E-09	1.94E-09	2.67E-09	5.60E-09	8.15E-09
TH	0.0	2.70E-04	4.25E-04	5.86E-04	1.10E-03	1.46E-03
PA	0.0	4.61E-05	5.39E-05	6.13E-05	8.36E-05	9.85E-05
U	1.00E+06	9.47E+05	9.47E+05	9.47E+05	9.47E+05	9.47E+05
NP	0.0	6.59E+02	5.67E+02	5.67E+02	5.68E+02	5.69E+02
PU	0.0	1.05E+04	1.06E+04	1.05E+04	1.05E+04	1.02E+04
AM	0.0	1.68E+02	2.34E+02	2.97E+02	4.67E+02	5.67E+02
CM	0.0	6.45E+01	5.03E+01	4.59E+01	4.07E+01	3.79E+01
BK	0.0	5.50E-06	2.50E-06	1.13E-06	1.06E-07	2.17E-08
CF	0.0	3.77E-06	6.53E-06	7.67E-06	8.16E-06	7.97E-06
ES	0.0	1.43E-09	5.48E-14	2.66E-19	2.11E-35	3.85E-46
TOTALS	1.00E+06	9.59E+05	9.59E+05	9.59E+05	9.59E+05	9.59E+05

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
U 237	0.0	8.83E+02	2.99E-03	2.85E-03	2.46E-03	2.24E-03
NP239	0.0	2.41E+04	2.59E-02	2.59E-02	2.59E-02	2.59E-02
PU238	0.0	3.18E-02	3.39E-02	3.41E-02	3.34E-02	3.29E-02
PU239	0.0	1.32E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03
PU240	0.0	5.33E-03	5.33E-03	5.33E-03	5.34E-03	5.34E-03
PU241	0.0	6.52E-03	6.21E-03	5.92E-03	5.12E-03	4.65E-03
AM241	0.0	1.97E-02	5.23E-02	8.34E-02	1.68E-01	2.17E-01
AM243	0.0	8.36E-03	8.37E-03	8.37E-03	8.37E-03	8.37E-03
CM242	0.0	5.23E-01	1.12E-01	2.37E-02	2.57E-04	4.14E-05
CM243	0.0	1.97E-02	1.92E-02	1.87E-02	1.74E-02	1.66E-02
CM244	0.0	3.26E-02	3.15E-02	3.03E-02	2.70E-02	2.50E-02
TOTAL	7.38E-05	3.74E+04	3.00E-01	2.42E-01	2.96E-01	3.42E-01

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PA234M	0.0	1.59E-03	1.55E-03	1.55E-03	1.55E-03	1.55E-03
U 236	0.0	8.42E-03	8.42E-03	8.42E-03	8.42E-03	8.42E-03
U 237	0.0	1.93E+03	6.53E-03	6.22E-03	5.38E-03	4.89E-03
U 238	8.21E-03	7.96E-03	7.96E-03	7.96E-03	7.96E-03	7.96E-03
NP237	0.0	1.15E-02	1.17E-02	1.17E-02	1.18E-02	1.18E-02
NP239	0.0	5.75E+04	6.19E-02	6.19E-02	6.19E-02	6.18E-02
PU236	0.0	4.44E-02	3.50E-02	2.75E-02	1.33E-02	8.15E-03
PU238	0.0	1.12E+02	1.19E+02	1.19E+02	1.17E+02	1.15E+02
PU239	0.0	1.10E+01	1.12E+01	1.12E+01	1.12E+01	1.12E+01
PU240	0.0	1.83E+01	1.83E+01	1.83E+01	1.84E+01	1.84E+01
PU241	0.0	4.46E+00	4.25E+00	4.05E+00	3.50E+00	3.18E+00
PU242	0.0	7.22E-02	7.22E-02	7.22E-02	7.22E-02	7.22E-02
AM241	0.0	4.55E+00	1.21E+01	1.93E+01	3.88E+01	5.03E+01
AM242M	0.0	1.58E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.54E-03	1.53E-03
AM242	0.0	1.13E+02	4.61E-03	4.59E-03	4.52E-03	4.48E-03
AM243	0.0	8.24E-01	8.25E-01	8.25E-01	8.25E-01	8.25E-01
CM242	0.0	1.97E+03	4.20E+02	8.92E+01	9.67E-01	1.56E-01
CM243	0.0	9.16E-01	8.94E-01	8.72E-01	8.11E-01	7.72E-01
CM244	0.0	1.26E+02	1.22E+02	1.17E+02	1.04E+02	9.66E+01
CM245	0.0	9.09E-03	9.09E-03	9.08E-03	9.08E-03	9.08E-03
CM246	0.0	1.85E-02	1.85E-02	1.85E-02	1.85E-02	1.85E-02
TOTAL	1.04E-02	1.31E+05	7.08E+02	3.80E+02	2.96E+02	2.97E+02



FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235

ACTINIDES

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE ALPHA-ACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TL208	0.0	6.19E-04	1.97E-03	3.95E-03	1.02E-02	1.34E-02
PB212	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
B1212	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
PO212	0.0	1.11E-03	3.52E-03	7.06E-03	1.82E-02	2.39E-02
PO216	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
RN220	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
RA224	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
TH228	0.0	1.72E-03	5.48E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.72E-02
TH231	0.0	2.77E-02	1.66E-02	1.66E-02	1.66E-02	1.66E-02
TH234	0.0	3.15E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
PA233	0.0	3.91E-01	4.00E-01	4.00E-01	4.01E-01	4.02E-01
PA234M	0.0	3.22E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
U 232	0.0	8.13E-03	1.90E-02	2.74E-02	4.25E-02	4.75E-02
U 234	0.0	1.81E-02	2.81E-02	3.83E-02	6.86E-02	8.85E-02
U 235	7.78E-02	1.65E-02	1.66E-02	1.66E-02	1.66E-02	1.66E-02
U 236	0.0	3.11E-01	3.11E-01	3.11E-01	3.11E-01	3.11E-01
U 237	0.0	1.02E+06	3.45E+00	3.29E+00	2.85E+00	2.58E+00
U 238	3.24E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
NP237	0.0	3.91E-01	4.00E-01	4.00E-01	4.01E-01	4.02E-01
NP238	0.0	4.89E+05	1.99E-02	1.98E-02	1.96E-02	1.94E-02
NP239	0.0	2.38E+07	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01
PU236	0.0	1.28E+00	1.01E+00	7.90E-01	3.81E-01	2.34E-01
PU238	0.0	3.37E+03	3.59E+03	3.60E+03	3.53E+03	3.48E+03
PU239	0.0	3.55E+02	3.61E+02	3.61E+02	3.61E+02	3.61E+02
PU240	0.0	5.88E+02	5.88E+02	5.88E+02	5.89E+02	5.90E+02
PU241	0.0	1.45E+05	1.38E+05	1.31E+05	1.14E+05	1.03E+05
PU242	0.0	2.44E+00	2.44E+00	2.44E+00	2.44E+00	2.44E+00
AM241	0.0	1.36E+02	3.62E+02	5.77E+02	1.16E+03	1.50E+03
AM242M	0.0	4.00E+00	3.99E+00	3.97E+00	3.91E+00	3.88E+00
AM242	0.0	9.72E+04	3.97E+00	3.95E+00	3.89E+00	3.86E+00
AM243	0.0	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01
CM242	0.0	5.34E+04	1.14E+04	2.42E+03	2.63E+01	4.23E+00
CM243	0.0	2.50E+01	2.44E+01	2.38E+01	2.21E+01	2.11E+01
CM244	0.0	3.60E+03	3.47E+03	3.34E+03	2.98E+03	2.76E+03
CM245	0.0	2.73E-01	2.73E-01	2.73E-01	2.72E-01	2.72E-01
CM246	0.0	5.64E-01	5.64E-01	5.64E-01	5.64E-01	5.64E-01
BK249	0.0	9.01E-03	4.09E-03	1.86E-03	1.73E-04	3.56E-05
TOTAL	4.02E-01	5.02E+07	1.58E+05	1.42E+05	1.22E+05	1.12E+05

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
B1212	0.0	6.19E-04	1.97E-03	3.95E-03	1.02E-02	1.34E-02
PO212	0.0	1.11E-03	3.52E-03	7.06E-03	1.82E-02	2.39E-02
PO216	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
RN220	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
RA224	0.0	1.72E-03	5.49E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.73E-02
TH228	0.0	1.72E-03	5.48E-03	1.10E-02	2.84E-02	3.72E-02
U 232	0.0	8.13E-03	1.90E-02	2.74E-02	4.25E-02	4.75E-02
U 234	0.0	1.81E-02	2.81E-02	3.83E-02	6.86E-02	8.85E-02
U 235	7.78E-02	1.65E-02	1.66E-02	1.66E-02	1.66E-02	1.66E-02
U 236	0.0	3.11E-01	3.11E-01	3.11E-01	3.11E-01	3.11E-01
U 238	3.24E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
NP237	0.0	3.91E-01	4.00E-01	4.00E-01	4.01E-01	4.02E-01
PU236	0.0	1.28E+00	1.01E+00	7.90E-01	3.81E-01	2.34E-01
PU238	0.0	3.37E+03	3.59E+03	3.60E+03	3.53E+03	3.48E+03
PU239	0.0	3.55E+02	3.61E+02	3.61E+02	3.61E+02	3.61E+02
PU240	0.0	5.88E+02	5.88E+02	5.88E+02	5.89E+02	5.90E+02
PU241	0.0	3.62E+00	3.45E+00	3.28E+00	2.84E+00	2.58E+00
PU242	0.0	2.44E+00	2.44E+00	2.44E+00	2.44E+00	2.44E+00
AM241	0.0	1.36E+02	3.62E+02	5.77E+02	1.16E+03	1.50E+03
AM242M	0.0	2.00E-02	1.99E-02	1.98E-02	1.96E-02	1.94E-02
AM243	0.0	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01
CM242	0.0	5.34E+04	1.14E+04	2.42E+03	2.63E+01	4.23E+00
CM243	0.0	2.49E+01	2.43E+01	2.37E+01	2.21E+01	2.10E+01
CM244	0.0	3.60E+03	3.47E+03	3.34E+03	2.98E+03	2.76E+03
CM245	0.0	2.73E-01	2.73E-01	2.73E-01	2.72E-01	2.72E-01
CM246	0.0	5.64E-01	5.64E-01	5.64E-01	5.64E-01	5.64E-01
TOTAL	4.02E-01	6.15E+04	1.98E+04	1.09E+04	8.70E+03	8.75E+03

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235

FISSION PRODUCTS

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

FUEL DECAY							FISSION PRODUCTS						
	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y		CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	2.05E-02	1.94E-02	1.84E-02	1.55E-02	1.39E-02	KR 85	0.0	7.05E-01	6.61E-01	6.20E-01	5.11E-01	4.49E-01
KR 85	0.0	1.69E+01	1.58E+01	1.49E+01	1.22E+01	1.08E+01	SR 89	0.0	1.86E+02	1.24E+00	8.25E-03	2.43E-09	1.08E-13
SR 89	0.0	3.17E+03	2.11E+01	1.41E-01	4.15E-08	1.84E-12	SR 90	0.0	5.82E+00	5.69E+00	5.55E+00	5.17E+00	4.93E+00
SR 90	0.0	1.04E+02	1.01E+02	9.90E+01	9.22E+01	8.79E+01	Y 90	0.0	8.46E+01	7.75E+01	7.57E+01	7.05E+01	6.72E+01
Y 90	0.0	5.28E+02	4.84E+02	4.73E+02	4.40E+02	4.20E+02	Y 91	0.0	2.84E+02	3.78E+00	4.99E-02	1.15E-07	2.01E-11
Y 91	0.0	4.34E+03	5.78E+01	7.64E-01	1.77E-06	3.08E-10	ZR 95	0.0	7.73E+03	1.48E+02	2.83E+00	1.99E-05	7.28E-09
ZR 95	0.0	8.92E+03	1.71E+02	3.27E+00	2.29E-05	8.39E-09	NB 95	0.0	7.99E+03	3.44E+02	6.74E+00	4.56E-05	1.67E-08
NB 95	0.0	8.44E+03	3.64E+02	7.11E+00	4.82E-05	1.76E-08	NB 95M	0.0	5.17E+00	1.02E-01	1.95E-03	1.37E-08	5.01E-12
NB 95M	0.0	1.77E+01	3.47E-01	6.65E-03	4.66E-08	1.71E-11	RU103	0.0	5.40E+03	8.70E+00	1.43E-02	5.78E-11	1.46E-16
TC 99	0.0	7.75E-03	7.79E-03	7.79E-03	7.79E-03	7.79E-03	RU106	0.0	1.53E-01	7.70E-02	3.87E-02	4.92E-03	1.24E-03
RU103	0.0	6.23E+03	1.00E+01	1.65E-02	6.66E-11	1.69E-16	RH103M	0.0	1.69E+01	2.73E-02	4.50E-05	1.81E-13	4.59E-19
RU106	0.0	3.70E+01	1.86E+01	9.35E+00	1.19E+00	3.01E-01	RH106	0.0	1.46E+03	6.59E+02	3.31E+02	4.21E+01	1.07E+01
RH103M	0.0	3.84E+02	6.20E-01	1.02E-03	4.12E-12	1.04E-17	AG110	0.0	1.60E+02	1.72E-02	6.26E-03	3.00E-04	1.67E-05
RH106	0.0	6.66E+03	3.01E+03	1.51E+03	1.92E+02	4.86E+01	AG110M	0.0	7.03E+01	2.55E+01	9.27E+00	4.44E-01	5.85E-02
AG110	0.0	1.39E+03	1.50E-01	5.44E-02	2.60E-03	3.43E-04	CD113M	0.0	1.45E-03	1.38E-03	1.32E-03	1.14E-03	1.04E-03
AG110M	0.0	7.20E+01	2.62E+01	9.50E+00	4.55E-01	6.00E-02	CD115M	0.0	3.17E-01	1.09E-03	3.72E-06	1.50E-13	1.76E-18
CD113M	0.0	8.07E-02	7.70E-02	7.34E-02	6.37E-02	5.79E-02	SN119M	0.0	9.67E-03	3.44E-03	1.22E-03	5.52E-05	6.99E-06
CD115M	0.0	3.45E+00	1.18E-02	4.06E-05	1.63E-12	1.92E-17	SN123	0.0	5.07E-01	7.14E-02	1.01E-02	2.81E-05	5.58E-07
SN119M	0.0	7.39E-02	2.63E-02	9.37E-03	4.22E-04	5.35E-05	SB124	0.0	1.10E+01	1.64E-01	2.45E-03	1.86E-09	1.24E-12
SN123	0.0	7.52E+00	1.06E+00	1.49E-01	4.17E-04	8.28E-06	SB125	0.0	2.82E+01	2.22E+01	1.73E+01	8.14E+00	4.92E+00
SB124	0.0	1.31E+01	1.96E-01	2.92E-03	9.72E-09	2.16E-12	SB126	0.0	1.64E+01	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03
SB125	0.0	3.44E+01	2.71E+01	2.11E+01	9.92E+00	6.00E+00	SB126M	0.0	7.67E+00	6.25E-03	6.25E-03	6.25E-03	6.25E-03
SB126	0.0	1.80E+01	1.73E-03	1.73E-03	1.73E-03	1.73E-03	TE123M	0.0	1.11E-02	1.34E-03	1.61E-04	2.78E-07	4.05E-09
SB126M	0.0	1.04E+01	8.50E-03	8.50E-03	8.50E-03	8.50E-03	TE125M	0.0	4.87E-01	4.44E-01	3.47E-01	1.63E-01	9.88E-02
TE123M	0.0	1.84E-02	2.22E-03	2.68E-04	4.62E-07	6.72E-09	TE127	0.0	7.69E+00	1.00E-01	9.85E-03	9.29E-06	8.94E-08
TE125M	0.0	1.94E+00	1.77E+00	1.38E+00	6.51E-01	3.94E-01	TE127M	0.0	8.99E-01	9.17E-02	8.99E-03	8.48E-06	8.16E-08
TE127	0.0	1.48E+02	1.94E+00	1.90E-01	1.79E-04	1.72E-06	TE129	0.0	1.91E+02	1.02E-02	5.45E-06	8.34E-16	2.39E-22
TE127M	0.0	7.72E+00	7.87E-01	7.72E-02	7.28E-05	7.00E-07	TE129M	0.0	1.39E+01	7.45E-03	3.98E-06	6.10E-16	1.75E-22
TE129	0.0	1.32E+03	7.01E-02	3.75E-05	5.74E-15	1.64E-21	CS134	0.0	2.05E+03	1.46E+03	1.05E+03	3.82E+02	1.95E+02
TE129M	0.0	9.83E+01	5.28E-02	2.83E-05	4.33E-15	1.24E-21	CS137	0.0	3.60E+00	3.52E+00	3.44E+00	3.21E+00	3.07E+00
CS134	0.0	2.26E+03	1.61E+03	1.15E+03	4.21E+02	2.15E+02	BA137M	0.0	4.32E+02	4.21E+02	4.11E+02	3.84E+02	3.66E+02
CS137	0.0	1.43E+02	1.40E+02	1.36E+02	1.27E+02	1.22E+02	CE141	0.0	8.38E+02	3.50E-01	1.46E-04	1.05E-14	1.81E-21
BA137M	0.0	4.81E+02	4.69E+02	4.58E+02	4.27E+02	4.08E+02	CE144	0.0	1.70E+02	6.98E+01	2.87E+01	1.98E+00	3.34E-01
CE141	0.0	2.60E+03	1.09E+00	4.51E-04	3.24E-14	5.61E-21	PR144	0.0	1.16E+03	4.69E+02	1.92E+02	1.33E+01	2.24E+00
CE144	0.0	8.75E+02	3.59E+02	1.47E+02	1.02E+01	1.72E+00	PR144M	0.0	1.19E+00	4.89E-01	2.01E-01	1.39E-02	2.34E-03
PR144	0.0	9.81E+03	3.98E+03	1.63E+03	1.13E+02	1.90E+01	PM147	0.0	7.63E-01	6.16E-01	4.73E-01	2.14E-01	1.26E-01
PR144M	0.0	5.42E+00	2.22E+00	9.13E-01	6.31E-02	1.06E-02	PM148	0.0	8.80E+02	1.66E-02	3.66E-05	3.79E-13	1.80E-18
PM147	0.0	5.85E+01	4.72E+01	3.62E+01	1.64E+01	9.67E+00	PM148M	0.0	3.97E+02	8.64E-01	1.90E-03	1.97E-11	9.34E-17
PM148	0.0	1.68E+03	3.18E-02	7.00E-05	7.25E-13	3.44E-18	EU152	0.0	2.93E-02	2.79E-02	2.65E-02	2.27E-02	2.05E-02
PM148M	0.0	4.27E+02	9.30E-01	2.05E-03	2.12E-11	1.01E-16	EU154	0.0	1.19E+02	1.09E+02	1.01E+02	7.93E+01	6.75E+01
SM151	0.0	4.33E-02	4.39E-02	4.36E-02	4.26E-02	4.19E-02	EU155	0.0	3.54E+00	3.08E+00	2.67E+00	1.76E+00	1.33E+00
EU152	0.0	3.27E-02	3.11E-02	2.96E-02	2.54E-02	2.29E-02	GD153	0.0	1.52E-02	5.35E-03	1.88E-03	8.16E-05	1.01E-05
EU154	0.0	1.45E+02	1.33E+02	1.23E+02	9.67E+01	8.23E+01	TB160	0.0	7.76E+00	2.34E-01	7.06E-03	1.94E-07	1.77E-10
EU155	0.0	7.11E+00	6.18E+00	5.38E+00	3.53E+00	2.67E+00	TOTAL	0.0	6.80E+05	3.84E+03	2.24E+03	9.92E+02	7.24E+02
GD153	0.0	2.10E-02	7.37E-03	2.59E-03	1.12E-04	1.39E-05							
TB160	0.0	9.42E+00	2.84E-01	8.58E-03	2.36E-07	2.15E-10							
TOTAL	0.0	2.17E+06	1.11E+04	5.85E+03	1.96E+03	1.43E+03							

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235

FISSION PRODUCTS

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	6.08E+02	5.75E+02	5.43E+02	4.59E+02	4.10E+02
SE 79	0.0	4.46E-01	4.46E-01	4.46E-01	4.46E-01	4.46E-01
KR 85	0.0	1.13E+04	1.06E+04	9.92E+03	8.17E+03	7.18E+03
RB 86	0.0	2.69E+03	3.45E-03	4.43E-09	9.36E-27	1.54E-38
SR 89	0.0	9.17E+05	6.12E+03	4.07E+01	1.20E-05	5.32E-10
SR 90	0.0	8.94E+04	8.73E+04	8.53E+04	7.94E+04	7.57E+04
Y 90	0.0	9.53E+04	8.74E+04	8.53E+04	7.94E+04	7.57E+04
Y 91	0.0	1.21E+06	1.61E+04	2.13E+02	4.91E-04	8.59E-08
ZR 93	0.0	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00
ZR 95	0.0	1.76E+06	3.37E+04	6.45E+02	4.52E-03	1.66E-06
NB 93M	0.0	1.58E-01	2.51E-01	3.40E-01	5.82E-01	7.23E-01
NB 95	0.0	1.76E+06	7.58E+04	1.48E+03	1.00E-02	3.68E-06
NB 95M	0.0	1.27E+04	2.50E+02	4.79E+00	3.36E-05	1.23E-08
TC 99	0.0	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01
RU103	0.0	1.86E+06	2.99E+03	4.93E+00	1.98E-08	5.02E-14
RU106	0.0	6.24E+05	3.14E+05	1.58E+05	2.01E+04	5.07E+03
RH103M	0.0	1.67E+06	2.70E+03	4.44E+00	1.79E-08	4.53E-14
RH106	0.0	6.94E+05	3.14E+05	1.58E+05	2.01E+04	5.07E+03
PD107	0.0	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01
AG110	0.0	1.93E+05	2.08E+01	7.57E+00	3.62E-01	4.78E-02
AG110M	0.0	4.31E+03	1.57E+03	5.69E+02	2.72E+01	3.59E+00
CD113M	0.0	4.79E+01	4.57E+01	4.36E+01	3.78E+01	3.44E+01
CD115M	0.0	9.26E+02	3.18E+00	1.09E-02	4.38E-10	5.15E-15
IN114	0.0	4.11E+00	1.70E-02	1.02E-04	2.23E-11	8.10E-16
IN114M	0.0	2.94E+00	1.77E-02	1.07E-04	2.33E-11	8.47E-16
SN119M	0.0	1.43E+02	5.09E+01	1.81E+01	8.17E-01	1.04E-01
SN121M	0.0	1.94E-01	1.92E-01	1.89E-01	1.81E-01	1.76E-01
SN123	0.0	2.41E+03	3.39E+02	4.78E+01	1.33E-01	2.65E-03
SN126	0.0	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01
SB124	0.0	9.89E+02	1.48E+01	2.20E-01	7.32E-07	1.63E-10
SB125	0.0	1.10E+04	8.66E+03	6.74E+03	3.17E+03	1.92E+03
SB126	0.0	9.73E+02	9.34E-02	9.34E-02	9.34E-02	9.34E-02
SB126M	0.0	8.18E+02	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01
TE123M	0.0	1.27E+01	1.53E+00	1.84E-01	3.17E-04	4.61E-06
TE125M	0.0	2.31E+03	2.11E+03	1.64E+03	7.74E+02	4.69E+02
TE127	0.0	1.10E+05	1.43E+03	1.41E+02	1.33E-01	1.28E-03
TE127M	0.0	1.44E+04	1.46E+03	1.44E+02	1.35E-01	1.30E-03
TE129	0.0	3.69E+05	1.96E+01	1.05E-02	1.61E-12	4.60E-19
TE129M	0.0	5.61E+04	3.01E+01	1.61E-02	2.47E-12	7.07E-19
I 129	0.0	3.75E-02	3.79E-02	3.79E-02	3.79E-02	3.79E-02
CS134	0.0	2.22E+05	1.59E+05	1.13E+05	4.13E+04	2.11E+04
CS135	0.0	3.80E-01	3.81E-01	3.81E-01	3.81E-01	3.81E-01
CS137	0.0	1.29E+05	1.26E+05	1.23E+05	1.15E+05	1.10E+05
BA137M	0.0	1.23E+05	1.19E+05	1.17E+05	1.09E+05	1.04E+05
BA140	0.0	1.86E+06	4.73E-03	1.20E-11	0.0	0.0
LA140	0.0	1.95E+06	5.45E-03	1.38E-11	0.0	0.0
CE141	0.0	1.77E+06	7.41E+02	3.08E-01	2.22E-11	3.83E-18
CE144	0.0	1.32E+06	5.42E+05	2.22E+05	1.54E+04	2.59E+03
PR143	0.0	1.57E+06	1.38E-02	1.09E-10	0.0	0.0
PR144	0.0	1.33E+06	5.42E+05	2.22E+05	1.54E+04	2.59E+03
PR144M	0.0	1.59E+04	6.50E+03	2.67E+03	1.85E+02	3.11E+01
PM147	0.0	1.63E+05	1.32E+05	1.01E+05	4.58E+04	2.70E+04

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PM148	0.0	2.19E+05	4.13E+00	9.09E-03	9.41E-11	4.47E-16
PM148M	0.0	3.37E+04	7.33E+01	1.62E-01	1.67E-09	7.93E-15
SM151	0.0	3.69E+02	3.74E+02	3.71E+02	3.63E+02	3.57E+02
EU152	0.0	4.32E+00	4.10E+00	3.90E+00	3.35E+00	3.02E+00
EU154	0.0	1.62E+04	1.49E+04	1.38E+04	1.08E+04	9.20E+03
EU155	0.0	9.77E+03	8.50E+03	7.39E+03	4.86E+03	3.67E+03
EU156	0.0	3.61E+05	2.09E-02	1.20E-09	0.0	0.0
GD153	0.0	2.43E+01	8.55E+00	3.00E+00	1.30E-01	1.61E-02
TB160	0.0	1.16E+03	3.49E+01	1.05E+00	2.89E-05	2.64E-02
TOTAL	0.0	1.84E+08	2.62E+06	1.43E+06	5.70E+05	4.52E+05

\*\*\*\*\* LIGHT ELEMENTS + ACTINIDES + FISSION PRODUCTS \*\*\*\*\*

	CHARGE	DISCHARGE	CONCENTRATIONS ,GRAMS	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06	1.56E+06
	CHARGE	DISCHARGE	RADIOACTIVITY ,CURIES	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	4.02E-01	2.36E+08	2.89E+06	1.65E+06	7.28E+05	5.89E+05	5.89E+05
	CHARGE	DISCHARGE	THERMAL POWER ,WATTS	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	1.04E-02	2.31E+06	1.24E+04	6.62E+03	2.49E+03	1.90E+03	1.90E+03
	CHARGE	DISCHARGE	GAMMA POWER ,WATTS	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	7.38E-05	7.25E+05	4.39E+03	2.55E+03	1.18E+03	8.71E+02	8.71E+02
	CHARGE	DISCHARGE	ALPHA-ACTIVITY ,CURIES	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
TOTAL	4.02E-01	6.15E+04	1.98E+04	1.09E+04	8.70E+03	8.75E+03	8.75E+03

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235

LIGHT ELEMENTS

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
H 3	0.0	2.29E-03	2.17E-03	2.05E-03	1.73E-03	1.55E-03
C 14	0.0	1.77E-01	1.77E-01	1.77E-01	1.77E-01	1.77E-01
P 33	0.0	5.93E+02	2.38E-02	9.52E-07	6.13E-20	9.85E-29
S 35	0.0	8.59E+00	4.84E-01	2.73E-02	4.88E-06	1.54E-08
CA 45	0.0	2.79E-01	5.90E-02	1.25E-02	1.18E-04	5.29E-06
SC 46	0.0	3.80E+01	1.85E+00	9.05E-02	1.05E-05	2.48E-08
CR 51	0.0	2.39E+05	2.58E+01	2.78E-03	3.49E-15	4.06E-23
MN 54	0.0	8.76E+03	3.90E+03	1.73E+03	1.53E+02	3.02E+01
FE 55	0.0	7.58E+04	5.80E+04	4.45E+04	2.00E+04	1.17E+04
FE 59	0.0	6.28E+03	2.26E+01	8.18E-02	3.84E-09	5.00E-14
CO 58	0.0	3.53E+04	9.87E+02	2.76E+01	6.05E-04	4.74E-07
CO 60	0.0	2.47E+04	2.16E+04	1.90E+04	1.28E+04	9.83E+03
NI 59	0.0	2.12E+01	2.12E+01	2.12E+01	2.12E+01	2.12E+01
NI 63	0.0	3.00E+03	2.98E+03	2.96E+03	2.89E+03	2.85E+03
ZN 65	0.0	3.48E-01	1.23E-01	4.36E-02	1.94E-03	2.43E-04
SR 89	0.0	8.73E+01	5.81E-01	3.87E-03	1.14E-09	5.06E-14
SR 90	0.0	3.32E-03	3.25E-03	3.17E-03	2.95E-03	2.81E-03
Y 90	0.0	3.22E+03	3.25E-03	3.17E-03	2.95E-03	2.81E-03
Y 91	0.0	2.30E+02	3.04E+00	4.01E-02	9.27E-08	1.62E-11
ZR 93	0.0	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01
ZR 95	0.0	7.75E+04	1.48E+03	2.84E+01	1.99E-04	7.29E-08
NB 93M	0.0	1.40E-02	2.38E-02	3.32E-02	5.85E-02	7.33E-02
NB 94	0.0	1.26E+00	1.26E+00	1.26E+00	1.26E+00	1.26E+00
NB 95	0.0	7.59E+04	3.33E+03	6.51E+01	4.39E-04	1.61E-07
MO 93	0.0	8.68E-02	8.67E-02	8.67E-02	8.67E-02	8.66E-02
TC 99	0.0	1.41E-02	1.42E-02	1.42E-02	1.42E-02	1.42E-02
SN119M	0.0	1.21E+04	4.29E+03	1.53E+03	6.88E+01	8.72E+00
SN121M	0.0	1.12E+00	1.11E+00	1.09E+00	1.05E+00	1.02E+00
SN123	0.0	1.08E+00	1.52E-01	2.15E-02	6.05E-05	1.20E-06
SB124	0.0	2.15E+01	3.21E-01	4.80E-03	1.59E-08	3.55E-12
SB125	0.0	9.47E+01	7.38E+01	5.74E+01	2.70E+01	1.64E+01
TE125M	0.0	2.02E+01	1.80E+01	1.40E+01	6.59E+00	3.99E+00
TA182	0.0	2.07E+05	2.29E+04	2.53E+03	3.40E+00	4.16E-02
W 185	0.0	1.31E+00	4.50E-02	1.55E-03	6.29E-08	7.50E-11
TOTAL	6.06E-12	1.30E+06	1.20E+05	7.24E+04	3.59E+04	2.45E+04

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
SC 46	0.0	4.78E-01	2.33E-02	1.14E-03	1.32E-07	3.12E-10
CR 51	0.0	5.12E+01	5.52E-03	5.95E-07	7.46E-19	8.68E-27
MN 54	0.0	4.36E+01	1.94E+01	8.63E+00	7.60E-01	1.50E-01
FE 55	0.0	1.04E+02	7.98E+01	6.11E+01	2.75E+01	1.61E+01
FE 59	0.0	5.86E+01	2.11E-01	7.63E-04	3.58E-11	4.66E-16
CO 58	0.0	2.11E+02	5.91E+00	1.65E-01	3.62E-06	2.84E-09
CO 60	0.0	3.80E+02	3.34E+02	2.92E+02	1.97E+02	1.52E+02
NI 59	0.0	1.35E-01	1.35E-01	1.35E-01	1.35E-01	1.35E-01
NI 63	0.0	1.19E+00	1.18E+00	1.17E+00	1.15E+00	1.13E+00
SR 89	0.0	3.02E-01	2.01E-03	1.34E-05	3.95E-12	1.75E-16
Y 91	0.0	8.25E-01	1.09E-02	1.44E-04	3.33E-10	5.82E-14
ZR 95	0.0	3.93E+02	7.52E+00	1.44E-01	1.01E-06	3.69E-10
NB 94	0.0	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.29E-02	1.28E-02
NB 95	0.0	3.64E+02	1.60E+01	3.12E-01	2.11E-06	7.71E-10
SN119M	0.0	6.23E+00	2.22E+00	7.89E-01	3.56E-02	4.51E-03
SN121M	0.0	2.25E-03	2.22E-03	2.19E-03	2.10E-03	2.04E-03
SB124	0.0	2.86E-01	4.27E-03	6.37E-05	2.12E-10	4.72E-14
SB125	0.0	2.96E-01	2.31E-01	1.79E-01	8.45E-02	5.11E-02
TE125M	0.0	1.70E-02	1.51E-02	1.18E-02	5.54E-03	3.36E-03
TA182	0.0	1.84E+03	2.04E+02	2.25E+01	3.02E-02	3.70E-04
TOTAL	1.08E-14	1.02E+04	6.70E+02	3.88E+02	2.27E+02	1.69E+02

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
SC 46	0.0	4.54E-01	2.22E-02	1.08E-03	1.25E-07	2.96E-10
CR 51	0.0	4.60E+01	4.96E-03	5.35E-07	6.71E-19	7.81E-27
MN 54	0.0	4.34E+01	1.93E+01	8.59E+00	7.56E-01	1.50E-01
CO 58	0.0	2.05E+02	5.74E+00	1.61E-01	3.52E-06	2.75E-09
CO 60	0.0	3.66E+02	3.21E+02	2.81E+02	1.90E+02	1.46E+02
NI 63	0.0	1.19E-03	1.18E-03	1.17E-03	1.14E-03	1.12E-03
ZR 95	0.0	3.41E+02	6.52E+00	1.25E-01	8.75E-07	3.20E-10
NB 94	0.0	1.18E-02	1.18E-02	1.18E-02	1.18E-02	1.18E-02
NB 95	0.0	3.45E+02	1.51E+01	2.96E-01	1.99E-06	7.30E-10
SN119M	0.0	8.14E-01	2.90E-01	1.03E-01	4.65E-03	5.89E-04
SB124	0.0	2.40E-01	3.58E-03	5.35E-05	1.78E-10	3.96E-14
SB125	0.0	2.43E-01	1.89E-01	1.47E-01	6.93E-02	4.19E-02
TE125M	0.0	4.25E-03	3.79E-03	2.95E-03	1.39E-03	8.41E-04
TA182	0.0	1.61E+03	1.78E+02	1.97E+01	2.65E-02	3.24E-04
TOTAL	0.0	7.56E+03	5.46E+02	3.10E+02	1.90E+02	1.46E+02

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR LIGHT ELEMEN

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235  
POWER= 40.04 MW, BURNUP= 4.00E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.50E-01	1.33E+16	8.42E+14	1.04E+14	5.92E+12	4.28E+12	
3.75E-01	1.28E+15	1.40E+12	8.48E+11	4.00E+11	2.48E+11	
5.75E-01	6.61E+14	1.10E+13	1.26E+12	4.66E+11	2.82E+11	
8.50E-01	2.20E+16	3.45E+14	6.82E+13	5.67E+12	1.21E+12	
1.25E+00	9.27E+15	2.39E+15	1.49E+15	9.46E+14	7.27E+14	
1.75E+00	4.77E+15	1.86E+11	5.14E+09	1.41E+05	2.83E+04	
2.25E+00	2.09E+15	9.14E+09	7.45E+09	5.01E+09	3.85E+09	
2.75E+00	2.94E+14	2.67E+07	2.30E+07	1.55E+07	1.19E+07	
3.50E+00	2.51E+13	0.0	0.0	0.0	0.0	
5.00E+00	4.59E+10	0.0	0.0	0.0	0.0	
7.00E+00	8.18E+12	0.0	0.0	0.0	0.0	
9.50E+00	8.40E+09	0.0	0.0	0.0	0.0	
TOTAL	5.37E+16	3.58E+15	1.66E+15	9.58E+14	7.33E+14	
MEV/SEC	4.72E+16	3.41E+15	1.94E+15	1.19E+15	9.11E+14	

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR FISSION PRODUCTS

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235  
POWER= 40.04 MW, BURNUP= 4.00E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.50E-01	2.43E+18	2.06E+16	1.06E+16	3.32E+15	2.58E+15	
3.75E-01	8.78E+17	2.07E+15	1.08E+15	3.15E+14	2.30E+14	
5.75E-01	1.24E+18	1.73E+16	1.24E+16	6.56E+15	5.18E+15	
8.50E-01	1.20E+18	9.62E+15	4.28E+15	1.59E+15	8.85E+14	
1.25E+00	6.18E+17	1.13E+15	7.49E+14	3.34E+14	2.40E+14	
1.75E+00	2.39E+17	9.20E+13	4.74E+13	1.13E+13	7.14E+12	
2.25E+00	1.30E+17	1.70E+14	7.12E+13	5.42E+12	1.01E+12	
2.75E+00	4.92E+16	2.63E+12	1.31E+12	1.63E+11	4.10E+10	
3.50E+00	2.68E+16	3.26E+11	1.64E+11	2.08E+10	5.27E+09	
5.00E+00	1.49E+16	6.86E-05	7.00E-05	7.26E-05	7.35E-05	
7.00E+00	3.63E+15	4.48E-06	4.58E-06	4.75E-06	4.81E-06	
9.50E+00	1.89E+10	2.90E-07	2.96E-07	3.07E-07	3.11E-07	
TOTAL	6.84E+18	5.10E+16	2.93E+16	1.21E+16	9.12E+15	
MEV/SEC	4.24E+18	2.40E+16	1.40E+16	6.19E+15	4.52E+15	

ACTINIDE PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

E MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE					
	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y	
1.00E-02	1.27E+18	1.22E+14	6.87E+13	5.60E+13	5.68E+13	
2.50E-02	5.68E+16	3.61E+11	5.62E+11	1.11E+12	1.43E+12	
3.75E-02	8.21E+16	3.62E+11	2.50E+11	2.56E+11	2.79E+11	
5.75E-02	7.44E+16	5.07E+12	8.03E+12	1.61E+13	2.08E+13	
8.50E-02	5.68E+17	9.17E+11	9.14E+11	9.06E+11	9.00E+11	
1.25E-01	4.47E+17	7.97E+11	7.84E+11	7.63E+11	7.51E+11	
2.25E-01	3.17E+17	6.45E+11	6.33E+11	6.09E+11	5.94E+11	
3.75E-01	3.51E+16	4.24E+10	4.21E+10	4.18E+10	4.17E+10	
5.75E-01	7.22E+15	4.17E+09	3.10E+09	2.99E+09	3.08E+09	
8.50E-01	1.59E+16	3.13E+09	2.75E+09	2.59E+09	2.54E+09	
1.25E+00	4.10E+15	1.46E+09	1.28E+09	1.15E+09	1.08E+09	
1.75E+00	8.07E+10	6.06E+08	5.31E+08	4.85E+08	4.65E+08	
2.25E+00	5.22E+08	3.40E+08	2.92E+08	2.53E+08	2.35E+08	
2.75E+00	3.25E+08	2.67E+08	3.09E+08	5.05E+08	6.07E+08	
3.50E+00	1.81E+08	1.17E+08	1.01E+08	8.75E+07	8.13E+07	
5.00E+00	5.64E+07	3.67E+07	3.16E+07	2.73E+07	2.54E+07	
7.00E+00	6.46E+06	4.20E+06	3.62E+06	3.13E+06	2.91E+06	
9.50E+00	6.46E+05	4.20E+05	3.61E+05	3.13E+05	2.91E+05	
TOTAL	2.88E+18	1.30E+14	7.99E+13	7.58E+13	8.16E+13	
MEV/SEC	2.33E+17	1.88E+12	1.51E+12	1.85E+12	2.14E+12	

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235  
 N-SOURCE FROM ALPHA-N REACTIONS ON OXYGEN, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
PO212	1.91E+03	6.10E+03	1.22E+04	3.16E+04	4.14E+04
PU236	5.94E+03	4.69E+03	3.67E+03	1.77E+03	1.09E+03
PU238	3.93E+06	4.19E+06	4.21E+06	4.12E+06	4.06E+06
PU239	2.57E+05	2.61E+05	2.61E+05	2.61E+05	2.61E+05
PU240	4.38E+05	4.38E+05	4.39E+05	4.39E+05	4.40E+05
PU241	2.62E+03	2.50E+03	2.38E+03	2.06E+03	1.87E+03
PU242	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03
AM241	1.59E+05	4.22E+05	6.72E+05	1.35E+06	1.75E+06
AM243	4.10E+04	4.11E+04	4.11E+04	4.11E+04	4.11E+04
CM242	4.31E+08	9.20E+07	1.95E+07	2.12E+05	3.42E+04
CM243	2.32E+05	2.27E+05	2.21E+05	2.06E+05	1.96E+05
CM244	2.54E+07	2.45E+07	2.36E+07	2.11E+07	1.95E+07
TOTAL	4.62E+08	1.22E+08	4.90E+07	2.77E+07	2.63E+07

FUEL DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235  
 SPONTANEOUS FISSION NEUTRON SOURCE IN DISCHARGED FUEL, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1.00000 Y	2.00000 Y	5.00000 Y	7.00000 Y
U 238	1.19E+04	1.19E+04	1.19E+04	1.19E+04	1.19E+04
PU238	5.22E+05	5.56E+05	5.59E+05	5.48E+05	5.39E+05
PU240	2.35E+06	2.35E+06	2.35E+06	2.35E+06	2.36E+06
PU242	1.08E+06	1.08E+06	1.08E+06	1.08E+06	1.08E+06
CM242	3.48E+08	7.43E+07	1.58E+07	1.71E+05	2.76E+04
CM244	4.94E+08	4.77E+08	4.59E+08	4.10E+08	3.79E+08
CM246	1.63E+07	1.63E+07	1.63E+07	1.63E+07	1.63E+07
CM248	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04
CF250	2.77E+04	2.64E+04	2.50E+04	2.13E+04	1.92E+04
CF252	1.20E+06	9.20E+05	7.08E+05	3.22E+05	1.90E+05
CF254	3.08E+05	4.70E+03	7.16E+01	2.54E-04	5.89E-08
TOTAL	8.64E+08	5.73E+08	4.96E+08	4.30E+08	4.00E+08

-----  
 TOTAL 1.33E+09 6.95E+08 5.45E+08 4.58E+08 4.26E+08

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
HE 4	1.11E+00	1.21E+00	1.49E+00	2.08E+00	2.74E+00	3.75E+00	7.98E+00	1.16E+01	1.67E+01	4.37E+01	1.34E+02
TH232	1.23E-03	1.23E-03	1.24E-03	1.29E-03	1.36E-03	1.50E-03	2.70E-03	2.17E-02	3.00E-01	3.04E+00	2.68E+01
U 234	1.42E-01	1.88E-01	3.37E-01	7.25E-01	1.21E+00	1.80E+00	2.44E+00	2.40E+00	1.98E+00	6.18E-01	5.03E-01
U 235	7.65E+01	7.65E+01	7.66E+01	7.66E+01	7.67E+01	7.69E+01	7.83E+01	1.02E+02	2.66E+02	2.79E+02	2.77E+02
U 236	4.80E+01	4.80E+01	4.81E+01	4.82E+01	4.85E+01	4.91E+01	5.38E+01	8.61E+01	1.06E+02	1.03E+02	7.92E+01
U 238	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.35E+03	9.34E+03
NP236M	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.17E-03	3.01E-03	1.85E-03	1.47E-05
NP237	5.69E+02	5.71E+02	5.78E+02	5.98E+02	6.30E+02	6.86E+02	9.20E+02	1.01E+03	9.80E+02	7.32E+02	3.97E+01
PU238	2.03E+00	1.99E+00	1.85E+00	1.49E+00	1.05E+00	5.29E-01	5.43E-03	7.30E-21	0.0	0.0	0.0
PU239	5.81E+01	5.81E+01	5.83E+01	5.88E+01	5.94E+01	6.04E+01	6.79E+01	1.09E+02	1.35E+01	1.62E-05	1.08E-05
PU240	2.59E+01	2.95E+01	3.90E+01	5.27E+01	5.80E+01	5.83E+01	5.36E+01	2.06E+01	1.48E-03	7.94E-08	7.91E-08
PU241	1.00E+01	8.67E+00	5.36E+00	1.27E+00	1.17E-01	3.53E-03	2.44E-03	1.17E-03	7.62E-07	0.0	0.0
PU242	6.40E+00	6.40E+00	6.41E+00	6.42E+00	6.45E+00	6.49E+00	6.70E+00	7.73E+00	6.94E+00	1.38E+00	1.38E-07
AM241	4.38E+02	4.37E+02	4.34E+02	4.17E+02	3.86E+02	3.29E+02	9.13E+01	3.52E-02	2.41E-05	0.0	0.0
AM242M	3.99E-01	3.93E-01	3.76E-01	3.28E-01	2.61E-01	1.65E-01	4.31E-03	6.54E-21	0.0	0.0	0.0
AM243	1.28E+02	1.28E+02	1.28E+02	1.28E+02	1.27E+02	1.26E+02	1.17E+02	5.02E+01	1.07E-02	5.05E-06	3.38E-06
CM243	4.08E-01	3.79E-01	2.97E-01	1.43E-01	4.25E-02	3.73E-03	1.33E-11	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	3.41E+01	3.04E+01	2.07E+01	6.58E+00	9.71E-01	2.12E-02	1.07E-15	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	1.59E+00	1.59E+00	1.58E+00	1.58E+00	1.57E+00	1.56E+00	1.46E+00	7.02E-01	4.56E-04	0.0	0.0
CM246	1.83E+00	1.83E+00	1.83E+00	1.82E+00	1.81E+00	1.78E+00	1.59E+00	4.25E-01	7.99E-07	1.42E-29	0.0
CM247	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.13E-02	1.08E-02	7.27E-03
TOTAL	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04

ELEMENT CONCENTRATIONS, GRAMS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
HE	1.11E+00	1.21E+00	1.49E+00	2.08E+00	2.74E+00	3.75E+00	7.98E+00	1.16E+01	1.67E+01	4.37E+01	1.34E+02
TL	4.55E-11	1.58E-11	1.03E-12	4.89E-13	3.12E-13	1.35E-13	4.34E-14	7.67E-13	1.57E-11	3.26E-11	4.64E-12
PB	5.59E-05	8.37E-05	9.93E-05	1.05E-04	1.11E-04	1.18E-04	1.26E-04	1.89E-03	1.99E-01	3.01E+00	1.66E+01
BI	2.85E-09	1.28E-09	7.84E-10	2.55E-09	1.24E-08	9.10E-08	1.32E-05	1.48E-02	4.87E+00	1.96E+02	8.57E+02
PO	1.59E-13	2.03E-13	1.17E-12	7.73E-12	2.79E-11	1.12E-10	4.62E-09	2.23E-07	1.79E-06	9.59E-07	6.99E-07
AT	4.61E-20	4.67E-20	5.53E-20	1.44E-19	5.09E-19	2.10E-18	6.34E-17	6.46E-15	1.55E-13	3.40E-13	1.74E-14
RN	4.05E-11	1.41E-11	1.07E-12	9.22E-13	1.57E-12	4.51E-12	1.35E-10	6.52E-09	5.23E-08	2.80E-08	2.04E-08
FR	6.32E-16	7.41E-16	1.11E-15	2.40E-15	6.00E-15	2.06E-14	5.79E-13	5.87E-11	1.40E-09	3.09E-09	1.58E-10
RA	2.39E-07	9.05E-08	3.02E-08	8.04E-08	2.05E-07	6.86E-07	2.10E-05	1.01E-03	8.15E-03	4.37E-03	3.18E-03
AC	8.15E-09	1.21E-08	2.30E-08	4.16E-08	5.25E-08	5.93E-08	1.01E-07	7.26E-07	1.04E-05	1.78E-05	8.75E-06
TH	1.46E-03	1.42E-03	1.43E-03	1.51E-03	1.72E-03	2.31E-03	9.11E-03	1.35E-01	1.87E+00	5.83E+00	2.71E+01
PA	9.85E-05	9.88E-05	9.98E-05	1.03E-04	1.07E-04	1.16E-04	1.82E-04	8.72E-04	9.37E-03	1.28E-02	1.27E-02
U	9.47E+03	9.47E+03	9.47E+03	9.47E+03	9.47E+03	9.48E+03	9.48E+03	9.54E+03	9.75E+03	9.79E+03	9.70E+03
NP	5.69E+02	5.71E+02	5.78E+02	5.98E+02	6.30E+02	6.86E+02	9.20E+02	1.01E+03	9.80E+02	7.32E+02	3.97E+01
PU	1.02E+02	1.05E+02	1.11E+02	1.21E+02	1.25E+02	1.26E+02	1.28E+02	1.37E+02	2.04E+01	1.38E+00	1.03E-03
AM	5.67E+02	5.66E+02	5.62E+02	5.45E+02	5.14E+02	4.55E+02	2.08E+02	5.02E+01	1.08E-02	5.05E-06	3.38E-06
CM	3.79E+01	3.42E+01	2.45E+01	1.01E+01	4.41E+00	3.38E+00	3.06E+00	1.14E+00	1.23E-02	1.09E-02	7.27E-03
BK	2.17E-08	2.02E-09	7.43E-13	1.62E-19	1.62E-19	1.61E-19	1.56E-19	1.09E-19	3.02E-21	8.19E-37	0.0
CF	7.97E-06	7.66E-06	6.90E-06	5.87E-06	5.18E-06	4.27E-06	9.58E-07	1.26E-10	1.08E-16	2.92E-32	0.0
TOTALS	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
TL208	1.34E-02	4.65E-03	3.02E-04	1.39E-04	8.61E-05	3.30E-05	1.35E-07	1.21E-07	1.26E-07	1.90E-07	1.06E-06
PB212	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
BI212	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
PO212	2.39E-02	8.30E-03	5.38E-04	2.49E-04	1.54E-04	5.89E-05	2.42E-07	2.15E-07	2.25E-07	3.40E-07	1.89E-06
PO216	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
RN220	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
RA224	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
TH228	3.72E-02	1.29E-02	8.38E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
TH234	3.14E-01	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.15E-03	3.14E-03
PA233	4.02E-01	4.03E-01	4.08E-01	4.22E-01	4.44E-01	4.84E-01	6.49E-01	7.11E-01	6.91E-01	5.16E-01	2.80E-02
PA234M	3.14E-01	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.15E-03	3.14E-03
U 234	8.85E-04	1.18E-03	2.11E-03	4.53E-03	7.59E-03	1.13E-02	1.53E-02	1.50E-02	1.23E-02	3.86E-03	3.14E-03
U 236	3.11E-03	3.11E-03	3.11E-03	3.12E-03	3.14E-03	3.18E-03	3.48E-03	5.58E-03	6.87E-03	6.69E-03	5.13E-03
U 237	2.58E-02	2.24E-02	1.38E-02	3.27E-03	3.01E-04	9.11E-06	6.29E-06	3.02E-06	1.96E-09	0.0	0.0
U 238	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.15E-03	3.14E-03
NP237	4.02E-01	4.03E-01	4.08E-01	4.22E-01	4.44E-01	4.84E-01	6.49E-01	7.11E-01	6.91E-01	5.16E-01	2.80E-02
NP238	1.94E-02	1.91E-02	1.83E-02	1.59E-02	1.27E-02	8.04E-03	2.10E-04	3.18E-22	0.0	0.0	0.0
NP239	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.55E+01	2.54E+01	2.51E+01	2.33E+01	1.00E+01	2.14E-03	1.01E-06	6.75E-07
PU236	2.34E-03	1.13E-03	9.98E-05	4.03E-07	3.36E-07	3.36E-07	3.35E-07	3.34E-07	3.18E-07	1.96E-07	1.55E-09
PU238	3.48E+01	3.40E+01	3.17E+01	2.56E+01	1.80E+01	9.07E+00	9.30E-02	1.25E-19	0.0	0.0	0.0
PU239	3.61E+00	3.61E+00	3.63E+00	3.65E+00	3.69E+00	3.76E+00	4.22E+00	6.78E+00	8.39E-01	1.01E-06	6.75E-07
PU240	5.90E+00	6.72E+00	8.88E+00	1.20E+01	1.32E+01	1.33E+01	1.22E+01	4.70E+00	3.38E-04	1.81E-08	1.80E-08
PU241	1.03E+03	8.94E+02	5.52E+02	1.31E+02	1.20E+01	3.64E-01	2.52E-01	1.21E-01	7.85E-05	0.0	0.0
PU242	2.44E-02	2.45E-02	2.45E-02	2.45E-02	2.46E-02	2.48E-02	2.56E-02	2.95E-02	2.65E-02	5.29E-03	5.28E-10
AM241	1.50E+03	1.50E+03	1.49E+03	1.43E+03	1.33E+03	1.13E+03	3.14E+02	1.21E-01	8.27E-05	0.0	0.0
AM242M	3.88E+00	3.82E+00	3.65E+00	3.19E+00	2.54E+00	1.61E+00	4.19E-02	6.36E-20	0.0	0.0	0.0
AM242	3.86E+00	3.81E+00	3.64E+00	3.17E+00	2.53E+00	1.60E+00	4.17E-02	6.33E-20	0.0	0.0	0.0
AM243	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.55E+01	2.54E+01	2.51E+01	2.33E+01	1.00E+01	2.14E-03	1.01E-06	6.75E-07
CM242	4.23E+00	3.16E+00	3.01E+00	2.62E+00	2.09E+00	1.32E+00	3.45E-02	5.25E-20	0.0	0.0	0.0
CM243	2.11E+01	1.96E+01	1.53E+01	7.40E+00	2.19E+00	1.93E-01	6.88E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	2.76E+03	2.46E+03	1.68E+03	5.33E+02	7.86E+01	1.71E+00	8.68E-14	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	2.72E-01	2.72E-01	2.72E-01	2.71E-01	2.70E-01	2.68E-01	2.51E-01	1.21E-01	7.84E-05	0.0	0.0
CM246	5.64E-01	5.64E-01	5.63E-01	5.60E-01	5.56E-01	5.48E-01	4.88E-01	1.30E-01	2.46E-07	4.38E-30	0.0
TOTAL	5.43E+03	4.98E+03	3.84E+03	2.21E+03	1.51E+03	1.22E+03	3.79E+02	3.36E+01	4.60E+00	6.04E+00	3.64E-01

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
NP239	2.59E-02	2.59E-02	2.59E-02	2.58E-02	2.57E-02	2.55E-02	2.36E-02	1.01E-02	2.17E-06	1.02E-09	6.83E-10
AM241	2.17E-01	2.17E-01	2.15E-01	2.07E-01	1.92E-01	1.63E-01	4.53E-02	1.75E-05	1.20E-08	0.0	0.0
AM243	8.37E-03	8.36E-03	8.36E-03	8.33E-03	8.29E-03	8.22E-03	7.62E-03	3.27E-03	7.00E-07	3.29E-10	2.21E-10
CM243	1.66E-02	1.54E-02	1.21E-02	5.83E-03	1.73E-03	1.52E-04	5.42E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	2.50E-02	2.23E-02	1.52E-02	4.82E-03	7.12E-04	1.55E-05	7.87E-19	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.96E-01	2.91E-01	2.79E-01	2.54E-01	2.30E-01	1.98E-01	7.77E-02	1.46E-02	1.59E-03	1.96E-03	1.40E-04



WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

ACTINIDES

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE ALPHA-ACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
B1212	1.34E-02	4.65E-03	3.02E-04	1.39E-04	8.61E-05	3.30E-05	1.35E-07	1.21E-07	1.26E-07	1.90E-07	1.06E-06
PO212	2.39E-02	8.30E-03	5.38E-04	2.49E-04	1.54E-04	5.89E-05	2.42E-07	2.15E-07	2.25E-07	3.40E-07	1.89E-06
PO216	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
RN220	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
RA224	3.73E-02	1.30E-02	8.40E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
TH228	3.72E-02	1.29E-02	8.38E-04	3.88E-04	2.40E-04	9.18E-05	3.77E-07	3.36E-07	3.51E-07	5.30E-07	2.94E-06
U 234	8.85E-04	1.18E-03	2.11E-03	4.53E-03	7.59E-03	1.13E-02	1.53E-02	1.50E-02	1.23E-02	3.86E-03	3.14E-03
U 236	3.11E-03	3.11E-03	3.11E-03	3.12E-03	3.14E-03	3.18E-03	3.48E-03	5.58E-03	6.87E-03	6.69E-03	5.13E-03
U 238	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03	3.14E-03
NP237	4.02E-01	4.03E-01	4.08E-01	4.22E-01	4.44E-01	4.84E-01	6.49E-01	7.11E-01	6.91E-01	5.16E-01	2.80E-02
PU236	2.34E-03	1.13E-03	9.98E-05	4.03E-07	3.36E-07	3.36E-07	3.35E-07	3.34E-07	3.18E-07	1.96E-07	1.55E-09
PU238	3.48E+01	3.40E+01	3.17E+01	2.56E+01	1.80E+01	9.07E+00	9.30E-02	1.25E-19	0.0	0.0	0.0
PU239	3.61E+00	3.61E+00	3.63E+00	3.65E+00	3.69E+00	3.76E+00	4.22E+00	6.78E+00	8.39E-01	1.01E-06	6.75E-07
PU240	5.90E+00	6.72E+00	8.88E+00	1.20E+01	1.32E+01	1.33E+01	1.22E+01	4.70E+00	3.38E-04	1.81E-08	1.80E-08
PU241	2.58E-02	2.23E-02	1.38E-02	3.27E-03	3.00E-04	9.11E-06	6.29E-06	3.02E-06	1.96E-09	0.0	0.0
PU242	2.44E-02	2.45E-02	2.45E-02	2.45E-02	2.46E-02	2.48E-02	2.56E-02	2.95E-02	2.65E-02	5.29E-03	5.28E-10
AM241	1.50E+03	1.50E+03	1.49E+03	1.43E+03	1.33E+03	1.13E+03	3.14E+02	1.21E-01	8.27E-05	0.0	0.0
AM242M	1.94E-02	1.91E-02	1.83E-02	1.59E-02	1.27E-02	8.04E-03	2.10E-04	3.18E-22	0.0	0.0	0.0
AM243	2.56E+01	2.56E+01	2.56E+01	2.55E+01	2.54E+01	2.51E+01	2.33E+01	1.00E+01	2.14E-03	1.01E-06	6.75E-07
CM242	4.23E+00	3.16E+00	3.01E+00	2.62E+00	2.09E+00	1.32E+00	3.45E-02	5.25E-20	0.0	0.0	0.0
CM243	2.10E+01	1.95E+01	1.53E+01	7.38E+00	2.19E+00	1.92E-01	6.86E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	2.76E+03	2.46E+03	1.68E+03	5.33E+02	7.86E+01	1.71E+00	8.68E-14	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	2.72E-01	2.72E-01	2.72E-01	2.71E-01	2.70E-01	2.68E-01	2.51E-01	1.21E-01	7.84E-05	0.0	0.0
CM246	5.64E-01	5.64E-01	5.63E-01	5.60E-01	5.56E-01	5.48E-01	4.88E-01	1.30E-01	2.46E-07	4.38E-30	0.0
TOTAL	4.36E+03	4.06E+03	3.26E+03	2.04E+03	1.47E+03	1.19E+03	3.55E+02	2.27E+01	3.12E+00	3.85E+00	2.30E-01

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
NP237	1.18E-02	1.18E-02	1.20E-02	1.24E-02	1.31E-02	1.42E-02	1.91E-02	2.09E-02	2.03E-02	1.52E-02	8.22E-04
NP239	6.18E-02	6.18E-02	6.18E-02	6.16E-02	6.13E-02	6.07E-02	5.63E-02	2.42E-02	5.17E-06	2.43E-09	1.63E-09
PU238	1.15E+00	1.13E+00	1.05E+00	8.48E-01	5.97E-01	3.01E-01	3.08E-03	4.14E-21	0.0	0.0	0.0
PU239	1.12E-01	1.12E-01	1.13E-01	1.14E-01	1.15E-01	1.17E-01	1.31E-01	2.11E-01	2.61E-02	3.13E-08	2.10E-08
PU240	1.84E-01	2.09E-01	2.77E-01	3.75E-01	4.12E-01	4.14E-01	3.80E-01	1.47E-01	1.05E-05	5.64E-10	5.62E-10
PU241	3.18E-02	2.75E-02	1.70E-02	4.03E-03	3.70E-04	1.12E-05	7.76E-06	3.72E-06	2.42E-09	0.0	0.0
AM241	5.03E+01	5.02E+01	4.98E+01	4.79E+01	4.43E+01	3.78E+01	1.05E+01	4.04E-03	2.77E-06	0.0	0.0
AM242M	1.53E-03	1.51E-03	1.44E-03	1.26E-03	1.00E-03	6.35E-04	1.66E-05	2.51E-23	0.0	0.0	0.0
AM242	4.48E-03	4.42E-03	4.22E-03	3.68E-03	2.93E-03	1.86E-03	4.85E-05	7.36E-23	0.0	0.0	0.0
AM243	8.25E-01	8.25E-01	8.24E-01	8.21E-01	8.18E-01	8.10E-01	7.51E-01	3.23E-01	6.90E-05	3.24E-08	2.17E-08
CM242	1.56E-01	1.17E-01	1.11E-01	9.66E-02	7.69E-02	4.88E-02	1.27E-03	1.93E-21	0.0	0.0	0.0
CM243	7.72E-01	7.18E-01	5.63E-01	2.71E-01	8.05E-02	7.07E-03	2.52E-11	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	9.66E+01	8.61E+01	5.87E+01	1.86E+01	2.75E+00	5.99E-02	3.04E-15	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	9.08E-03	9.08E-03	9.07E-03	9.05E-03	9.01E-03	8.94E-03	8.37E-03	4.02E-03	2.61E-06	0.0	0.0
CM246	1.85E-02	1.85E-02	1.84E-02	1.83E-02	1.82E-02	1.79E-02	1.60E-02	4.27E-03	8.04E-09	1.43E-31	0.0
TOTAL	1.50E+02	1.40E+02	1.12E+02	6.92E+01	4.93E+01	3.96E+01	1.19E+01	7.44E-01	1.09E-01	1.45E-01	8.56E-03

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

FISSION PRODUCTS

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
II 3	4.10E+02	3.47E+02	1.98E+02	3.67E+01	2.22E+00	8.09E-03	2.57E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
SE 79	4.46E-01	4.46E-01	4.46E-01	4.46E-01	4.46E-01	4.46E-01	4.45E-01	4.41E-01	4.01E-01	1.54E-01	1.04E-05
KR 85	7.18E+03	5.91E+03	3.10E+03	4.45E+02	1.76E+01	2.69E-02	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	7.57E+04	7.05E+04	5.56E+04	2.72E+04	8.28E+03	7.67E+02	4.14E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	7.57E+04	7.05E+04	5.56E+04	2.72E+04	8.28E+03	7.67E+02	4.14E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
ZR 93	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00	2.15E+00	2.14E+00	2.06E+00	1.37E+00	2.32E-02
NB 93M	7.23E-01	9.10E-01	1.36E+00	1.90E+00	2.03E+00	2.04E+00	2.04E+00	2.03E+00	1.95E+00	1.30E+00	2.20E-02
TC 99	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01	1.50E+01	1.12E+01	6.00E-01	1.15E-13
RU106	5.07E+03	6.45E+02	6.74E-01	7.44E-10	8.77E-25	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	5.07E+03	6.45E+02	6.74E-01	7.44E-10	8.77E-25	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PD107	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.26E-01	1.25E-01	1.13E-01	4.33E-02
AG110	4.78E-02	2.29E-03	9.13E-08	5.80E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	3.59E+00	1.72E-01	6.87E-06	4.36E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CD113M	3.44E+01	2.98E+01	1.85E+01	4.46E+00	4.15E-01	3.59E-03	1.13E-19	0.0	0.0	0.0	0.0
SN119M	1.04E-01	4.67E-03	1.52E-07	5.29E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SN121M	1.76E-01	1.69E-01	1.47E-01	9.71E-02	4.85E-02	1.21E-02	1.84E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
SN126	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.66E-01	6.63E-01	6.23E-01	3.34E-01	6.63E-04	0.0
SB125	1.92E+03	9.04E+02	7.35E+01	3.94E-02	1.39E-07	1.74E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	9.34E-02	9.34E-02	9.34E-02	9.34E-02	9.33E-02	9.33E-02	9.28E-02	8.72E-02	4.67E-02	9.28E-05	0.0
SB126M	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.67E-01	6.66E-01	6.63E-01	6.23E-01	3.34E-01	6.63E-04	0.0
TE125M	4.69E+02	2.21E+02	1.79E+01	9.61E-03	3.40E-08	4.25E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
I 129	3.79E-02	3.79E-02	3.79E-02	3.79E-02	3.79E-02	3.79E-02	3.79E-02	3.78E-02	3.77E-02	3.62E-02	2.43E-02
CS134	2.11E+04	7.70E+03	2.67E+02	1.12E-02	5.63E-10	1.43E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS135	3.81E-01	3.81E-01	3.81E-01	3.81E-01	3.81E-01	3.81E-01	3.81E-01	3.80E-01	3.69E-01	2.82E-01	1.87E-02
CS137	1.10E+05	1.03E+05	8.14E+04	4.07E+04	1.28E+04	1.27E+03	1.20E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	1.04E+05	9.70E+04	7.70E+04	3.85E+04	1.21E+04	1.20E+03	1.13E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	2.59E+03	1.79E+02	2.43E-02	6.10E-14	2.82E-33	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	2.59E+03	1.79E+02	2.43E-02	6.10E-14	2.82E-33	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144M	3.11E+01	2.15E+00	2.92E-04	7.32E-16	3.38E-35	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	2.70E+04	1.22E+04	8.70E+02	3.15E-01	5.78E-07	1.95E-18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SM151	3.57E+02	3.49E+02	3.23E+02	2.56E+02	1.75E+02	8.08E+01	1.73E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	3.02E+00	2.59E+00	1.56E+00	3.38E-01	2.64E-02	1.62E-04	3.20E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	9.20E+03	7.23E+03	3.23E+03	2.88E+02	5.12E+00	1.62E-03	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	3.67E+03	2.42E+03	5.97E+02	9.03E+00	8.34E-03	7.12E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	4.52E+05	3.80E+05	2.78E+05	1.35E+05	4.17E+04	4.11E+03	2.22E+01	2.15E+01	1.66E+01	3.70E+00	1.32E-01

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

FISSION PRODUCTS

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
H 3	1.39E-02	1.17E-02	6.68E-03	1.24E-03	7.50E-05	2.73E-07	8.70E-27	0.0	0.0	0.0	0.0
KR 85	1.08E+01	8.86E+00	4.64E+00	6.67E-01	2.63E-02	4.02E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	8.79E+01	8.18E+01	6.45E+01	3.16E+01	9.61E+00	8.90E-01	4.80E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	4.20E+02	3.91E+02	3.08E+02	1.51E+02	4.59E+01	4.25E+00	2.29E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
IC 99	7.79E-03	7.79E-03	7.79E-03	7.79E-03	7.78E-03	7.78E-03	7.76E-03	7.54E-03	5.62E-03	3.01E-04	5.79E-17
RU106	3.01E-01	3.82E-02	3.99E-05	4.41E-14	5.20E-29	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	4.86E+01	6.18E+00	6.46E-03	7.13E-12	8.41E-27	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	6.00E-02	2.87E-03	1.15E-07	7.28E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CD113M	5.79E-02	5.02E-02	3.12E-02	7.51E-03	6.98E-04	6.04E-06	1.90E-22	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	6.00E+00	2.83E+00	2.30E-01	1.23E-04	4.35E-10	5.44E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	1.73E-03	1.73E-03	1.73E-03	1.73E-03	1.72E-03	1.72E-03	1.71E-03	1.61E-03	8.63E-04	1.71E-06	0.0
SB126M	8.50E-03	8.50E-03	8.49E-03	8.49E-03	8.49E-03	8.48E-03	8.44E-03	7.93E-03	4.25E-03	8.44E-06	0.0
TE125M	3.94E-01	1.86E-01	1.51E-02	8.08E-06	2.86E-11	3.57E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS134	2.15E+02	7.84E+01	2.72E+00	1.14E-04	5.73E-12	1.45E-26	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS137	1.22E+02	1.13E+02	9.00E+01	4.50E+01	1.42E+01	1.41E+00	1.33E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	4.08E+02	3.81E+02	3.02E+02	1.51E+02	4.76E+01	4.73E+00	4.45E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	1.72E+00	1.19E-01	1.61E-05	4.04E-17	1.87E-36	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	1.90E+01	1.32E+00	1.79E-04	4.48E-16	2.07E-35	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	9.67E+00	4.38E+00	3.12E-01	1.13E-04	2.07E-10	7.00E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SM151	4.19E-02	4.10E-02	3.79E-02	3.01E-02	2.05E-02	9.48E-03	2.03E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	2.29E-02	1.97E-02	1.18E-02	2.56E-03	2.01E-04	1.23E-06	2.43E-24	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	8.23E+01	6.46E+01	2.89E+01	2.57E+00	4.58E-02	1.45E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	2.67E+00	1.76E+00	4.35E-01	6.57E-03	6.07E-06	5.18E-12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.43E+03	1.14E+03	8.02E+02	3.82E+02	1.17E+02	1.13E+01	1.96E-02	1.87E-02	1.19E-02	8.19E-04	2.68E-05

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
KR 85	4.49E-01	3.70E-01	1.94E-01	2.78E-02	1.10E-03	1.68E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	4.93E+00	4.59E+00	3.62E+00	1.77E+00	5.39E-01	4.99E-02	2.70E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	6.72E+01	6.26E+01	4.93E+01	2.42E+01	7.35E+00	6.81E-01	3.67E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
RH106	1.07E+01	1.35E+00	1.42E-03	1.56E-12	1.84E-27	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AG110M	5.85E-02	2.80E-03	1.12E-07	7.10E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	4.92E+00	2.32E+00	1.88E-01	1.01E-04	3.57E-10	4.46E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SB126	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03	1.47E-03	7.87E-04	1.56E-06	0.0
SB126M	6.25E-03	6.25E-03	6.25E-03	6.25E-03	6.25E-03	6.25E-03	6.21E-03	5.84E-03	3.13E-03	6.21E-06	0.0
TE125M	9.88E-02	4.65E-02	3.78E-03	2.02E-06	7.16E-12	8.95E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS134	1.95E+02	7.11E+01	2.47E+00	1.03E-04	5.20E-12	1.32E-26	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CS137	3.07E+00	2.86E+00	2.27E+00	1.14E+00	3.58E-01	3.55E-02	3.35E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
BA137M	3.66E+02	3.42E+02	2.71E+02	1.36E+02	4.28E+01	4.24E+00	4.00E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
CE144	3.34E-01	2.31E-02	3.14E-06	7.86E-18	3.63E-37	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PR144	2.24E+00	1.55E-01	2.11E-05	5.28E-17	2.44E-36	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PM147	1.26E-01	5.71E-02	4.07E-03	1.47E-06	2.70E-12	9.13E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU152	2.05E-02	1.76E-02	1.06E-02	2.30E-03	1.80E-04	1.10E-06	2.18E-24	0.0	0.0	0.0	0.0
EU154	6.75E+01	5.30E+01	2.37E+01	2.11E+00	3.75E-02	1.19E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
EU155	1.33E+00	8.74E-01	2.16E-01	3.27E-03	3.02E-06	2.58E-12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	7.24E+02	5.41E+02	3.53E+02	1.65E+02	5.11E+01	5.02E+00	8.29E-03	7.80E-03	4.24E-03	3.93E-05	3.95E-06

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

LIGHT ELEMENTS

BURNUP=4.00E+04 MWD

NUCLIDE GAMMA POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
MN 54	1.50E-01	1.32E-02	4.00E-06	1.12E-16	2.89E-34	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	1.46E+02	9.82E+01	2.64E+01	5.10E-01	7.49E-04	1.46E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NI 63	1.12E-03	1.10E-03	1.02E-03	8.13E-04	5.58E-04	2.63E-04	6.39E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
NB 94	1.18E-02	1.18E-02	1.18E-02	1.18E-02	1.17E-02	1.17E-02	1.14E-02	8.37E-03	3.88E-04	1.76E-17	0.0
SB125	4.19E-02	1.97E-02	1.60E-03	8.59E-07	3.04E-12	3.80E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.46E+02	9.83E+01	2.64E+01	5.23E-01	1.31E-02	1.20E-02	1.14E-02	8.38E-03	3.90E-04	1.58E-06	2.67E-08

NUCLIDE THERMAL POWER, WATTS  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
MN 54	1.50E-01	1.32E-02	4.02E-06	1.13E-16	2.91E-34	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FE 55	1.61E+01	7.25E+00	5.04E-01	1.70E-04	2.77E-10	7.36E-22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	1.52E+02	1.02E+02	2.74E+01	5.31E-01	7.79E-04	1.51E-09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NI 59	1.35E-01	1.35E-01	1.35E-01	1.35E-01	1.35E-01	1.35E-01	1.34E-01	1.24E-01	5.67E-02	2.33E-05	0.0
NI 63	1.13E+00	1.11E+00	1.03E+00	8.18E-01	5.61E-01	2.64E-01	6.43E-04	0.0	0.0	0.0	0.0
NB 94	1.28E-02	1.28E-02	1.28E-02	1.28E-02	1.28E-02	1.28E-02	1.24E-02	9.14E-03	4.23E-04	1.92E-17	0.0
SN121M	2.04E-03	1.96E-03	1.71E-03	1.13E-03	5.62E-04	1.41E-04	2.14E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	5.11E-02	2.41E-02	1.96E-03	1.05E-06	3.71E-12	4.63E-23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TE125M	3.36E-03	1.58E-03	1.28E-04	6.88E-08	2.43E-13	3.04E-24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.69E+02	1.11E+02	2.91E+01	1.50E+00	7.10E-01	4.12E-01	1.47E-01	1.33E-01	5.72E-02	6.40E-05	6.84E-07

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES  
BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
H 3	1.55E-03	1.31E-03	7.47E-04	1.39E-04	8.38E-06	3.05E-08	9.71E-28	0.0	0.0	0.0	0.0
C 14	1.77E-01	1.77E-01	1.77E-01	1.76E-01	1.75E-01	1.73E-01	1.57E-01	5.29E-02	9.90E-07	0.0	0.0
MN 54	3.02E+01	2.66E+00	8.08E-04	2.26E-14	5.84E-32	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FE 55	1.17E+04	5.27E+03	3.67E+02	1.23E-01	2.01E-07	5.35E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
CO 60	9.83E+03	6.62E+03	1.78E+03	3.44E+01	5.05E-02	9.82E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NI 59	2.12E+01	2.12E+01	2.12E+01	2.12E+01	2.12E+01	2.12E+01	2.10E+01	1.94E+01	8.91E+00	3.67E-03	0.0
NI 63	2.85E+03	2.78E+03	2.58E+03	2.06E+03	1.41E+03	6.65E+02	1.62E+00	0.0	0.0	0.0	0.0
SR 90	2.81E-03	2.62E-03	2.07E-03	1.01E-03	3.08E-04	2.85E-05	1.54E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
Y 90	2.81E-03	2.62E-03	2.07E-03	1.01E-03	3.08E-04	2.85E-05	1.54E-13	0.0	0.0	0.0	0.0
ZR 93	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01	2.23E-01	2.22E-01	2.13E-01	1.42E-01	2.41E-03
NB 93M	7.33E-02	9.30E-02	1.40E-01	1.96E-01	2.11E-01	2.12E-01	2.12E-01	2.11E-01	2.02E-01	1.35E-01	2.28E-03
NB 94	1.26E+00	1.26E+00	1.26E+00	1.26E+00	1.26E+00	1.25E+00	1.22E+00	8.97E-01	4.15E-02	1.88E-15	0.0
MO 93	8.66E-02	8.66E-02	8.64E-02	8.59E-02	8.51E-02	8.34E-02	7.12E-02	1.20E-02	2.17E-10	0.0	0.0
TC 99	1.42E-02	1.42E-02	1.42E-02	1.42E-02	1.42E-02	1.42E-02	1.41E-02	1.37E-02	1.02E-02	5.48E-04	1.05E-16
SN119M	8.72E+00	3.93E-01	1.28E-05	4.46E-19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SN121M	1.02E+00	9.78E-01	8.51E-01	5.62E-01	2.81E-01	7.01E-02	1.07E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
SB125	1.64E+01	7.70E+00	6.26E-01	3.35E-04	1.19E-09	1.48E-20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TE125M	3.99E+00	1.88E+00	1.53E-01	8.18E-05	2.89E-10	3.62E-21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.45E+04	1.47E+04	4.75E+03	2.12E+03	1.44E+03	6.89E+02	2.45E+01	2.08E+01	9.38E+00	2.81E-01	4.69E-03

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE

BURNUP=4.00E+04 MWD

\*\*\*\*\* LIGHT ELEMENTS + ACTINIDES + FISSION PRODUCTS \*\*\*\*\*

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
TOTAL	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05	6.13E+05
	CONCENTRATIONS ,GRAMS										
TOTAL	4.82E+05	3.99E+05	2.87E+05	1.39E+05	4.47E+04	6.02E+03	4.26E+02	7.59E+01	3.06E+01	1.00E+01	5.00E-01
	RADIOACTIVITY ,CURIES										
TOTAL	1.75E+03	1.39E+03	9.43E+02	4.53E+02	1.67E+02	5.14E+01	1.20E+01	8.96E-01	1.78E-01	1.46E-01	8.59E-03
	THERMAL POWER ,WATTS										
TOTAL	8.70E+02	6.40E+02	3.80E+02	1.66E+02	5.13E+01	5.23E+00	9.74E-02	3.07E-02	6.22E-03	2.00E-03	1.44E-04
	GAMMA POWER ,WATTS										
TOTAL	4.36E+03	4.06E+03	3.26E+03	2.04E+03	1.47E+03	1.19E+03	3.55E+02	2.27E+01	3.12E+00	3.85E+00	2.30E-01
	ALPHA-ACTIVITY ,CURIES										

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR ACTINIDES

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
POWER= 40.04 MW, BURNUP= 4.00E+04 MWD

ACTINIDE PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
BASIS = 1 TMM CHARGED TO REACTOR

MEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.00E-02	2.99E+13	2.81E+13	2.35E+13	1.64E+13	1.28E+13	1.06E+13	3.69E+12	5.16E+11	5.98E+10	7.04E+10	4.09E+09
2.50E-02	1.43E+12	1.42E+12	1.41E+12	1.36E+12	1.26E+12	1.07E+12	3.07E+11	7.87E+09	4.01E+09	4.13E+09	2.78E+08
3.75E-02	2.20E+11	2.14E+11	2.04E+11	1.87E+11	1.73E+11	1.55E+11	8.73E+10	2.74E+10	4.45E+09	9.54E+09	5.23E+08
5.75E-02	2.07E+13	2.07E+13	2.05E+13	1.97E+13	1.83E+13	1.56E+13	4.33E+12	1.04E+10	1.17E+09	1.97E+09	1.64E+08
8.50E-02	8.72E+11	8.60E+11	8.32E+11	7.80E+11	7.42E+11	7.20E+11	6.62E+11	2.92E+11	2.08E+10	2.61E+10	1.44E+09
1.25E-01	7.19E+11	7.01E+11	6.53E+11	5.63E+11	5.01E+11	4.70E+11	4.25E+11	1.83E+11	3.68E+09	4.51E+09	2.61E+08
2.25E-01	5.70E+11	5.50E+11	4.98E+11	4.02E+11	3.38E+11	3.11E+11	2.86E+11	1.23E+11	3.35E+09	6.21E+09	4.10E+08
3.75E-01	3.95E+10	3.87E+10	3.82E+10	3.75E+10	3.72E+10	3.73E+10	3.72E+10	2.24E+10	1.34E+10	1.44E+10	8.20E+08
5.75E-01	3.03E+09	2.20E+09	1.57E+09	8.90E+08	5.99E+08	4.99E+08	2.70E+08	1.04E+08	3.72E+08	5.38E+08	9.06E+07
8.50E-01	2.45E+09	1.96E+09	1.41E+09	6.89E+08	3.70E+08	2.51E+08	8.42E+07	2.33E+07	7.63E+07	9.83E+07	2.19E+07
1.25E+00	1.07E+09	8.90E+08	6.54E+08	3.08E+08	1.53E+08	9.43E+07	3.00E+07	2.23E+07	1.35E+08	1.26E+08	4.45E+07
1.75E+00	4.60E+08	3.76E+08	2.51E+08	9.04E+07	2.66E+07	1.55E+07	1.37E+07	2.15E+07	2.63E+08	4.42E+08	5.25E+07
2.25E+00	2.32E+08	2.08E+08	1.45E+08	5.19E+07	1.52E+07	8.82E+06	7.77E+06	5.24E+06	2.54E+07	1.36E+07	9.89E+06
2.75E+00	6.05E+08	2.84E+08	9.46E+07	3.51E+07	1.18E+07	6.28E+06	4.48E+06	1.27E+06	4.57E+05	2.45E+05	2.09E+05
3.50E+00	8.02E+07	7.18E+07	5.00E+07	1.79E+07	5.24E+06	3.05E+06	2.66E+06	7.30E+05	8.98E+04	4.56E+04	3.23E+04
5.00E+00	2.51E+07	2.24E+07	1.56E+07	5.60E+06	1.64E+06	9.52E+05	8.32E+05	2.25E+05	2.19E+03	4.02E+02	1.10E+01
7.00E+00	2.87E+06	2.57E+06	1.79E+06	6.42E+05	1.88E+05	1.09E+05	9.54E+04	2.58E+04	2.50E+02	4.56E+01	1.24E+00
9.50E+00	2.87E+05	2.57E+05	1.79E+05	6.42E+04	1.87E+04	1.09E+04	9.54E+03	2.58E+03	2.50E+01	4.55E+00	1.23E-01
TOTAL	5.45E+13	5.26E+13	4.77E+13	3.95E+13	3.41E+13	2.89E+13	9.83E+12	1.18E+12	1.11E+11	1.39E+11	8.21E+09
MEV/SEC	1.85E+12	1.82E+12	1.74E+12	1.58E+12	1.43E+12	1.24E+12	4.85E+11	9.09E+10	9.90E+09	1.22E+10	8.73E+08

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR LIGHT ELEMENTS

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 POWER= 40.04 MW, BURNUP= 4.00E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

EMEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.50E-01	4.28E+12	2.84E+12	7.80E+11	4.94E+10	2.46E+10	1.23E+10	1.36E+09	8.96E+08	1.40E+08	6.59E+07	1.11E+06
3.75E-01	2.48E+11	1.23E+11	1.38E+10	1.15E+08	4.46E+06	3.63E+06	3.47E+06	2.55E+06	1.18E+05	3.10E+01	4.36E-01
5.75E-01	2.82E+11	1.33E+11	1.10E+10	1.30E+07	3.94E+05	3.57E+04	2.90E+01	2.84E+01	2.31E+01	3.02E+00	2.60E-03
8.50E-01	1.21E+12	2.01E+11	9.12E+10	8.63E+10	8.60E+10	8.57E+10	8.34E+10	6.13E+10	2.84E+09	1.32E-04	3.19E-15
1.25E+00	7.27E+14	4.90E+14	1.32E+14	2.55E+12	3.74E+09	1.09E+04	1.98E-05	4.86E-08	3.95E-08	4.98E-09	1.69E-13
1.75E+00	2.83E+04	2.63E+04	2.07E+04	1.01E+04	3.09E+03	2.86E+02	1.54E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
2.25E+00	3.85E+09	2.60E+09	6.97E+08	1.35E+07	1.98E+04	6.99E-02	1.70E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
2.75E+00	1.19E+07	8.04E+06	2.16E+06	4.18E+04	6.13E+01	1.19E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.50E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5.00E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7.00E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9.50E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	7.33E+14	4.93E+14	1.32E+14	2.68E+12	1.14E+11	9.81E+10	8.48E+10	6.22E+10	2.98E+09	6.59E+07	1.11E+06
MEV/SEC	9.11E+14	6.13E+14	1.65E+14	3.26E+12	8.15E+10	7.47E+10	7.11E+10	5.23E+10	2.44E+09	9.89E+06	1.67E+05

PHOTON SPECTRUM AS A FUNCTION OF TIME FOR FISSION PRODUCTS

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 POWER= 40.04 MW, BURNUP= 4.00E+04 MWD

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

EMEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE										
	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
1.50E-01	2.58E+15	2.21E+15	1.64E+15	7.70E+14	2.33E+14	2.17E+13	2.58E+10	2.47E+10	1.59E+10	1.32E+09	1.64E+08
3.75E-01	2.30E+14	1.88E+14	1.36E+14	6.57E+13	2.00E+13	1.87E+12	2.69E+10	2.52E+10	1.35E+10	2.69E+07	3.76E-05
5.75E-01	5.18E+15	4.20E+15	3.03E+15	1.50E+15	4.73E+14	4.69E+13	5.97E+10	5.61E+10	3.00E+10	5.97E+07	1.46E-09
8.50E-01	8.85E+14	4.06E+14	8.72E+13	1.57E+13	3.31E+12	3.01E+11	3.02E+09	2.82E+09	1.50E+09	2.99E+06	2.19E+00
1.25E+00	2.40E+14	1.67E+14	7.07E+13	9.11E+12	1.16E+12	9.92E+10	7.25E+08	6.81E+08	3.65E+08	7.25E+05	2.73E-03
1.75E+00	7.14E+12	5.05E+12	2.44E+12	4.41E+11	8.60E+10	7.69E+09	3.09E+04	2.90E+04	1.56E+04	3.09E+01	1.37E-03
2.25E+00	1.01E+12	8.56E+10	1.05E+08	3.00E+07	9.13E+06	8.45E+05	5.25E-03	6.86E-04	6.86E-04	6.86E-04	6.86E-04
2.75E+00	4.10E+10	5.17E+09	5.36E+06	6.26E-03	3.44E-04	3.44E-04	3.44E-04	3.44E-04	3.44E-04	3.44E-04	3.44E-04
3.50E+00	5.27E+09	6.70E+08	7.00E+05	1.03E-03	2.53E-04	2.53E-04	2.53E-04	2.53E-04	2.53E-04	2.53E-04	2.53E-04
5.00E+00	7.35E-05	7.42E-05	7.47E-05	7.48E-05	7.48E-05	7.48E-05	7.48E-05	7.48E-05	7.48E-05	7.48E-05	7.48E-05
7.00E+00	4.81E-06	4.85E-06	4.89E-06	4.89E-06	4.89E-06	4.89E-06	4.89E-06	4.89E-06	4.89E-06	4.89E-06	4.89E-06
9.50E+00	3.11E-07	3.14E-07	3.16E-07	3.16E-07	3.16E-07	3.16E-07	3.16E-07	3.16E-07	3.16E-07	3.16E-07	3.16E-07
TOTAL	9.12E+15	7.17E+15	4.96E+15	2.36E+15	7.30E+14	7.09E+13	1.16E+11	1.09E+11	6.13E+10	1.41E+09	1.64E+08
MEV/SEC	4.52E+15	3.38E+15	2.21E+15	1.03E+15	3.19E+14	3.13E+13	5.17E+10	4.86E+10	2.65E+10	2.45E+08	2.47E+07

NEUTRON SOURCE IN FUEL AS A FUNCTION OF TIME

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 N-SOURCE FROM ALPHA-N REACTIONS ON OXYGEN, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
PO212	4.14E+04	1.44E+04	9.33E+02	4.31E+02	2.66E+02	1.02E+02	4.19E-01	3.73E-01	3.90E-01	5.88E-01	3.27E+00
PO213	6.44E-02	6.52E-02	7.72E-02	2.01E-01	7.11E-01	2.93E+00	8.86E+01	9.03E+03	2.16E+05	4.75E+05	2.43E+04
PO216	1.06E+03	3.69E+02	2.39E+01	1.10E+01	6.83E+00	2.61E+00	1.07E-02	9.57E-03	9.99E-03	1.51E-02	8.37E-02
AT217	6.07E-03	6.14E-03	7.28E-03	1.90E-02	6.70E-02	2.76E-01	8.34E+00	8.50E+02	2.03E+04	4.48E+04	2.29E+03
RN220	5.92E+02	2.05E+02	1.33E+01	6.15E+00	3.81E+00	1.46E+00	5.98E-03	5.33E-03	5.56E-03	8.40E-03	4.67E-02
FR221	1.32E-03	1.34E-03	1.59E-03	4.14E-03	1.46E-02	6.01E-02	1.82E+00	1.85E+02	4.43E+03	9.75E+03	4.98E+02
PU238	4.06E+04	3.97E+04	3.70E+04	2.99E+04	2.10E+04	1.06E+04	1.09E+02	1.46E-16	0.0	0.0	0.0
PU239	2.61E+03	2.62E+03	2.62E+03	2.64E+03	2.67E+03	2.72E+03	3.05E+03	4.91E+03	6.07E+02	7.28E-04	4.88E-04
PU240	4.40E+03	5.01E+03	6.62E+03	8.97E+03	9.85E+03	9.91E+03	9.11E+03	3.51E+03	2.52E-01	1.35E-05	1.34E-05
AM241	1.75E+06	1.75E+06	1.73E+06	1.67E+06	1.55E+06	1.32E+06	3.65E+05	1.41E+02	9.64E-02	0.0	0.0
AM243	4.11E+04	4.11E+04	4.10E+04	4.09E+04	4.07E+04	4.03E+04	3.74E+04	1.61E+04	3.44E+00	1.62E-03	1.08E-03
CM242	3.42E+04	2.55E+04	2.43E+04	2.12E+04	1.69E+04	1.07E+04	2.79E+02	4.24E-16	0.0	0.0	0.0
CM243	1.96E+05	1.82E+05	1.43E+05	6.89E+04	2.04E+04	1.80E+03	6.40E-06	0.0	0.0	0.0	0.0
CM244	1.95E+07	1.74E+07	1.19E+07	3.76E+06	5.56E+05	1.21E+04	6.14E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
CM245	6.97E+02	6.97E+02	6.96E+02	6.95E+02	6.92E+02	6.86E+02	6.43E+02	3.09E+02	2.01E-01	0.0	0.0
CM246	9.95E+02	9.95E+02	9.93E+02	9.89E+02	9.82E+02	9.68E+02	8.61E+02	2.30E+02	4.34E-04	7.73E-27	0.0
TOTAL	2.16E+07	1.95E+07	1.39E+07	5.61E+06	2.21E+06	1.41E+06	4.17E+05	3.59E+04	2.46E+05	5.35E+05	2.83E+04

WASTE DECAY BIBLIS-TYPE 3.6% U235 REPROCESSING 7 Y AFTER DISCHARGE  
 SPONTANEOUS FISSION NEUTRON SOURCE IN DISCHARGED FUEL, NEUTRONS/SEC  
 BASIS = 1 THM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	10.0000 Y	20.0000 Y	50.0000 Y	100.000 Y	200.000 Y	1000.00 Y	10000.0 Y	100000. Y	.1000+7 Y	.1000+8 Y
PU238	5.39E+03	5.28E+03	4.91E+03	3.97E+03	2.79E+03	1.41E+03	1.44E+01	1.94E-17	0.0	0.0	0.0
PU240	2.36E+04	2.69E+04	3.55E+04	4.80E+04	5.28E+04	5.31E+04	4.88E+04	1.88E+04	1.35E+00	7.23E-05	7.20E-05
PU242	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.09E+04	1.09E+04	1.13E+04	1.30E+04	1.17E+04	2.33E+03	2.33E-04
AM241	5.44E+02	5.43E+02	5.38E+02	5.18E+02	4.79E+02	4.08E+02	1.13E+02	4.37E-02	2.99E-05	0.0	0.0
AM243	4.29E+02	4.29E+02	4.29E+02	4.27E+02	4.25E+02	4.22E+02	3.91E+02	1.68E+02	3.59E-02	1.69E-05	1.13E-05
CM242	2.76E+04	2.06E+04	1.96E+04	1.71E+04	1.36E+04	8.62E+03	2.25E+02	3.42E-16	0.0	0.0	0.0
CM244	3.79E+08	3.38E+08	2.31E+08	7.32E+07	1.08E+07	2.35E+05	1.19E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
CM246	1.63E+07	1.63E+07	1.63E+07	1.62E+07	1.61E+07	1.59E+07	1.41E+07	3.78E+06	7.11E+00	1.27E-22	0.0
CM248	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04	2.83E+04	2.77E+04	2.31E+04	3.67E+03	3.76E-05
CF250	1.92E+04	1.64E+04	9.64E+03	1.97E+03	1.39E+02	6.97E-01	6.15E-05	4.30E-05	1.19E-06	3.24E-22	0.0
CF252	1.90E+05	8.65E+04	6.26E+03	2.37E+00	4.67E-06	1.82E-17	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	3.96E+08	3.55E+08	2.47E+08	8.95E+07	2.70E+07	1.62E+07	1.42E+07	3.84E+06	3.49E+04	6.12E+03	1.21E+02
-----											
TOTAL	4.18E+08	3.74E+08	2.61E+08	9.51E+07	2.92E+07	1.76E+07	1.46E+07	3.87E+06	2.80E+05	5.41E+05	2.84E+04