Forschungszentrum Karlsruhe
Technik und Umwelt

Interner Bericht
32.23.01

Erweiterung der KORIGEN-Datenbibliotheken und Berücksichtigung der Spaltprodukte aus Spontanspaltungen

H.W. Wiese, B. Krieg
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Diese Arbeiten wurden im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) durchgeführt

INR 1941
PSF 3253

August 1996

Forschungszentrum Karlsruhe
Technik und Umwelt

Interner Bericht
32.23.01

Erweiterung der KORIGEN-Datenbibliotheken und Berücksichtigung der Spaltprodukte aus Spontanspaltungen

H.W. Wiese, B. Krieg
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Diese Arbeiten wurden im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) durchgeführt

INR 1941
PSF 3253

August 1996

Verteiler :

Dr. Bopp, WAK
Dr. C. Broeders, INR
Dr. U. Fischer, INR
Dr. Hübner, WAK
Dr. H. Jacobs, INR
Dr. Kiefhaber, INR
Dr. Lessmann, ITAS
Dr. Maschek, INR
Herr Nicolaou, TU
Herr Stein, INR
Dr. Werle, INR
Dr. Würz, INR

Frau Krieg, INR
Dr. Wiese,INR (20x)

INR-Bücherei 1x
INR-Sekretariat 3x

HBK zur Registrierung

PSF/PL 2x

Inhaltsverzeichnis

I. Entwicklung von KORIGEN, Absicherung und Einsatz

Der von Bell entwickelte ursprüngliche ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORIGEN /1/, war Grundlage zahlreicher Weiterentwicklungen wie z.B. ORIGEN2 /2,3/, OREST /4/ und auch KORIGEN /5/ als Karlsruher Version von ORIGEN2.
Kennzeichnend für diese Codes ist, daß die benötigten brennstoff- und reaktorspezifischen, mit der Energieverteilung der Neutronen im Reaktor gewichteten Neutronenwirkungsquerschnitte extern mit Spektralprogrammen zu ermitteln sind. Da das Neutronenspektrum seinerseits vom jeweiligen Abbrandzustand abhängt, ist damit vor dem Einsatz von ORIGEN-Programmen eine gekoppelte Abfolge von Spektral- und Abbrandrechnungen für den betrachteten Reaktor- und Brennstofftyp zur Bestimmung typ-konsistent gewichteter Neutronenwirkungsquerschnitte erforderlich. Die Ergebnisse der schnellaufenden Codes vom Typ ORIGEN sind naturgemäß umso verläßlicher je genauer der aktuell betrachtete Reaktor- und Brennstofftyp mit dem in den aufwendigeren Spektral-Abbrandrechnungen vorgerechneten Typ übereinstimmt.

Der erste Schritt in der KORIGEN-Entwicklung war die Einführung von abbrandabhängigen Neutronenwirkungsquerschnitten für Aktiniden und von abbrandgemittelten konsistent gewichteten Querschnitten für die wichtigsten Spaltprodukte und Strukturmaterialien.
Es wurde außerdem die Erzeugung von Spaltprodukten, die ursprünglich nur aus den fünf wichtigsten Spaltstoffnukliden erfolgte, auf die Bildung aus zwölf Spaltstoffnukliden ausgedehnt.

Ein weiterer Entwicklungsschritt ist die Erweiterung des Codes um die Option, die Neutronenemission aus (α,n)-Reaktionen an leichten Kernen zu bestimmen. Diese Option ist bei Fragen nach der Strahlungsemission aus verglastem hochaktivem Abfall von Bedeutung.

Zur Absicherung des Codes wurde ein Reihe von Vergleichen mit experimentellen Ergebnissen aus Nachbestrahlungsuntersuchungen für verschiedene LWR-Brennstoffe durchgeführt /5/.

Die Zuverlässigkeit des KORIGEN-Programms wurde außerdem im Rahmen eines internationalen Benchmarks zur Berechnung der Nachzerfallsleistung von Kernbrennstoff unter Beweis gestellt /6/. In diesem Zusammenhang ist auch die Verwendung von KORIGEN zusammen mit OREST /4/ als Grundlage für die Entwicklung eines DIN-Norm-Verfahrens zur Berechnung der Nachzerfallsleistung von LWR-MOX-Brennstoff zu nennen.

II. Erweiterung der Datenbibliotheken

1. Aufgabenstellung

Gemäß der mit dem BfS getroffenen Vereinbarungen sind 21 bisher in KORIGEN-Rechnungen nicht berücksichtigte Nuklide in die Datenbibliotheken aufzunehmen. Diese Nuklide sind teils der ORFI-Datei der Struktur- und Aktivierungsnuklide (M3) und teils der ORFI-Datei der Spaltprodukte (M5) zuzuordnen - Tab. II.1.

Nuklid	Zerfall	Halbwertszeit	ORFI-Datei
Al 26	β^+	7.2×10^5a	M3
Mn 53	β^+	3.7×10^6a	M3
Co 57	β^+	271d	M3
Tm170	β^+	129d	M3
Yb169	β^+	32.0d	M3
Lu174	β^+	3.31a	M3
Hf175	β^+	70d	M3
Re186m	IT	2×10^5a	M3
Ir192	β^+	73.8d	M3
Au195	β^+	186d	M3
Hg203	β^+	46.6d	M3
Tl204	β^+	3.78a	M3
As 73	β^+	80.3d	M5
Se 75	β^+	120d	M5
Sr 85	β^+	64.8d	M5
Tc 95m	IT	61.0d	M5
Tc 97	β^+	2.6×10^6a	M5
Sn113	β^+	115d	M5
I 125	β^+	60.1d	M5
Ba133	β^+	10.5a	M5
Sm145	β^+	340d	M5

Tab. II.1 : Neu in die ORFI-Dateien aufzunehmende Nuklide

Diese Nuklide - mit Ausnahme der isomeren Kerne, die durch „Internal Transition (IT)“ in den jeweiligen Grundzustand übergehen - zerfallen durch Neutroneneinfang β^+ mit anschließender Emission von Photonen aus der Atomhülle.

2. Erweiterte Aufgabenstellung

Die tatsächlich aufzunehmenden Nuklide sind jedoch nicht nur die ursprünglich geforderten; sie ergeben sich vielmehr aus diesen durch Ergänzung um diejenigen Nuklide,

- die bei Bestrahlung im Reaktor oder während des Zerfalls zur Bildung der ursprünglichen Nuklide beitragen oder
- die in Aktivierungsrechnungen bei Vorgabe von Elementen die Aktivierungsprodukte der einzelnen Isotope zu ermitteln gestatten.

Die Ergänzung der Nuklidliste orientiert sich an den in KORIGEN berücksichtigten Neutronenreaktionen :

(n, γ)	:	Neutroneneinfang zum Grundzustand des Tochterkerns
(n, γ^*)	:	Neutroneneinfang zum Isomerzustand des Tochterkerns
(n, p)	:	Neutroneneinfang unter Emission eines Protons
(n, α)	:	Neutroneneinfang unter Emission eines α-Teilchens
(n, 2n)	:	Neutroneneinfang zum Grundzustand des Tochterkerns
(n, 2n*)	:	Neutroneneinfang zum Isomerzustand des Tochterkerns unter Emission zweier Neutronen
(n, f)	:	Induzierte Spaltung

Andere Reaktionen, wie z.B. $(n,n\alpha)$, (n,np), (n,d) etc., die in der Regel nur wenig zu Nuklidveränderungen beitragen - zumindest in den hier behandelten Nuklidbereichen - bleiben damit unberücksichtigt.

Durch diese umfassende Erweiterung ist gewährleistet, daß nicht nur der radioaktive Zerfall bestrahlten Kernbrennstoffs oder aktivierter Proben rechnerisch verfolgt, sondern auch die Aktivierung bei Bestrahlung vorausgerechnet und zur Überprüfung vorliegender Aktivierungsdaten eingesetzt werden kann.

In Anhang A sind die jetzt in KORIGEN berücksichtigten Struktur- und Aktivierungsnuklide - ORFI95.M3 - und Spaltproduktnuklide - ORFI95.M5 - in der Form der Karlsruher Nuklidkarte verkürzt dargestellt. Die neu aufgenommenen sind durch * hervorgehoben, die von BfS geforderten Nuklide sind durch # gekennzeichnet. Ergänzend ist eine Darstellung der in KORIGEN berücksichtigten und unveränderten Aktinidennuklide - ORFI83.M4 - hinzugefügt.

3. Bereitstellung der nuklearen Daten

Zerfallsdaten :
Die Zerfallsdaten der neu aufzunehmenden Nuklide entstammen dem Decay-File des „Joint Evaluated File (JEF)" in der Version JEF-2.2 /7/ - Tab. II.2 und II.3. Dazu gehören insbesondere die thermisch nutzbaren Energiefreisetzungen pro Zerfall, die aus den nuklearen Q-Werten, den totalen Energiedifferenzen von Mutter- und Tochterkern, durch Abzug der thermisch nicht nutzbaren Neutrinoenergien gebildet werden.

TAB. II.2 : ZERFALLSDATEN DER STRUKTUR- UND AKTIVIERUNGSNUKLIDE

NO.	NUCLIDE	HALF-LIFE	UNIT	MEV/DIS	DECAY FRACTIONS (%) B-=>G	B-=>M	B+=>G	B+=>M	IT=>G	A =>G	SPFIS	BN
1	13AL 26M	6.345E+00	SEC	2.462E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
2	13AL 26	7.202E+05	YEAR	3.125E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
3	25MN 53	3.698E+06	YEAR	5.200E-03	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
4	25MN 54	3.125E+02	DAY	8.401E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
5	26FE 55	2.701E+00	YEAR	5.900E-03	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
6	27CO 57	2.714E+02	DAY	1.440E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
7	27CO 58M	9.150E+00	HOUR	2.470E-02	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
8	27CO 58	7.078E+01	DAY	1.011E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
9	68ER163	1.250E+00	HOUR	4.550E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
10	68ER165	1.036E+01	HOUR	4.300E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
11	68ER167M	2.280E+00	SEC	2.078E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
12	68ER169	9.300E+00	DAY	1.029E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
13	68ER171	7.519E+00	HOUR	7.870E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
14	69TM167	9.240E+00	DAY	2.690E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
15	69TM168	9.310E+01	DAY	1.338E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
16	69TM170	1.286E+02	DAY	3.344E-01	99.85	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
17	69TM171	1.921E+00	YEAR	2.600E-02	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
18	70YB167	1.750E+01	MIN	3.482E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
19	70YB169M	4.600E+01	SEC	2.420E-02	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
20	70YB169	3.201E+01	DAY	4.332E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
21	70YB175	4.190E+00	DAY	1.703E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
22	70YB176M	1.140E+01	SEC	1.050E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
23	70YB177M	6.410E+00	SEC	3.274E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
24	70YB177	1.889E+00	HOUR	6.060E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
25	71LU173	1.369E+00	YEAR	2.101E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
26	71LU174M	1.420E+02	DAY	1.681E-01	0.00	0.00	0.65	0.00	99.35	0.00	0.00	0.00
27	71LU174	3.312E+00	YEAR	1.723E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
28	71LU176M	3.681E+00	HOUR	4.893E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
29	71LU176	3.613E+10	YEAR	7.820E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
30	71LU177M	1.609E+02	DAY	1.249E+00	79.00	0.00	0.00	0.00	21.00	0.00	0.00	0.00
31	71LU177	6.709E+00	DAY	1.820E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
32	72HF173	1.000E+00	DAY	5.540E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
33	72HF174	1.999E+15	YEAR	2.504E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00

TAB. II.2 : (FORTSETZUNG)

NO.	NUCLIDE	HALF-LIFE	UNIT	MEV/DIS	DECAY FRACTIONS (%)							
					B-=>G	B-=>M	B+=>G	B+=>M	IT=>G	A =>G	SPFIS	BN
34	72HF175	7.000E+01	DAY	4.437E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
35	72HF177M	5.133E+01	MIN	1.404E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
36	72HF178M	3.099E+01	YEAR	1.935E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
37	72HF179M	2.512E+01	DAY	1.097E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
38	72HF180M	5.500E+00	HOUR	1.147E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
39	72HF181	4.240E+01	DAY	7.332E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
40	73TA179	1.775E+00	YEAR	3.250E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
41	73TA180	8.152E+00	HOUR	9.970E-02	14.00	0.00	86.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
42	73TA182M	1.584E+01	MIN	5.019E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
43	73TA182	1.150E+02	DAY	1.507E+00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
44	74W 179M	6.400E+00	MIN	1.789E-01	0.02	0.00	0.28	0.00	99.70	0.00	0.00	0.00
45	74W 179	3.750E+01	MIN	5.910E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
46	74W 181	1.212E+02	DAY	5.210E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
47	74W 183M	5.200E+00	SEC	2.966E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
48	74W 185M	1.670E+00	MIN	1.974E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
49	74W 185	7.510E+01	DAY	1.271E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
50	74W 187	2.390E+01	HOUR	7.853E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
51	74W 188	6.944E+01	DAY	1.015E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
52	74W 189	1.150E+01	MIN	2.063E+00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
53	75RE183M	1.040E-03	SEC	1.869E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
54	75RE183	7.002E+01	DAY	2.537E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
55	75RE184M	1.655E+02	DAY	5.195E-01	0.00	0.00	25.30	0.00	74.70	0.00	0.00	0.00
56	75RE184	3.796E+01	DAY	9.410E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
57	75RE186M	1.997E+05	YEAR	1.282E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
58	75RE186	3.777E+00	DAY	3.558E-01	93.10	0.00	6.90	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
59	75RE187	4.998E+10	YEAR	6.600E-04	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
60	75RE188M	1.860E+01	MIN	1.560E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
61	75RE188	1.698E+01	HOUR	8.377E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
62	75RE189	1.012E+00	DAY	3.800E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
63	76OS183M	9.889E+00	HOUR	1.035E+00	0.00	0.00	85.00	0.00	15.00	0.00	0.00	0.00
64	76OS183	1.300E+01	HOUR	7.046E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
65	76OS185	9.363E+01	DAY	7.273E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
66	76OS186	1.902E+15	YEAR	2.817E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00
67	76OS189M	4.806E+00	HOUR	2.630E-02	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
68	76OS190M	9.900E+00	MIN	1.696E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00

TAB. II.2 : (FORTSETZUNG)

NO.	NUCLIDE	HALF-LIFE	UNIT	MEV/DIS	DECAY FRACTIONS (%) B-=>G	B-=>M	B+=>G	B+=>M	IT=>G	A =>G	SPFIS	BN
69	76OS191M	1.310E+01	HOUR	6.990E-02	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
70	76OS191	1.541E+01	DAY	1.250E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
71	76OS192M	5.900E+00	SEC	2.041E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
72	76OS193	1.271E+00	DAY	4.431E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
73	77IR189	1.319E+01	DAY	1.203E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
74	77IR190M	3.194E+00	HOUR	1.661E+00	0.00	0.00	94.40	0.00	5.60	0.00	0.00	0.00
75	77IR190	1.178E+01	DAY	1.559E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
76	77IR191M	4.940E+00	SEC	1.250E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
77	77IR192M	2.409E+02	YEAR	1.610E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
78	77IR192	7.383E+01	DAY	1.031E+00	95.40	0.00	4.60	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
79	77IR193M	1.060E+01	DAY	7.570E-02	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
80	77IR194M	1.713E+02	DAY	2.413E+00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
81	77IR194	1.915E+01	HOUR	9.010E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
82	78PT189	1.089E+01	HOUR	3.570E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
83	78PT190	6.593E+11	YEAR	3.200E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00
84	78PT191	2.905E+00	DAY	3.353E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
85	78PT193M	4.329E+00	DAY	1.373E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
86	78PT193	5.071E+01	YEAR	3.730E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
87	78PT195M	4.020E+00	DAY	2.450E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
88	78PT197M	1.572E+00	HOUR	3.980E-01	3.30	0.00	0.00	0.00	96.70	0.00	0.00	0.00
89	78PT197	1.831E+01	HOUR	2.763E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
90	78PT199M	1.360E+01	SEC	4.165E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
91	78PT199	3.080E+01	MIN	7.410E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
92	79AU195M	3.050E+01	SEC	3.120E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
93	79AU195	1.861E+02	DAY	1.287E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
94	79AU196M	9.694E+00	HOUR	6.100E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
95	79AU196	6.183E+00	DAY	5.075E-01	7.50	0.00	92.50	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
96	79AU197M	7.800E+00	SEC	3.993E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
97	79AU198M	2.300E+00	DAY	1.019E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
98	79AU198	2.696E+00	DAY	7.542E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
99	79AU199	3.139E+00	DAY	2.315E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
100	80HG195M	1.736E+00	DAY	3.370E-01	0.00	0.00	45.80	0.00	54.20	0.00	0.00	0.00
101	80HG195	9.889E+00	HOUR	2.540E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
102	80HG197M	2.380E+01	HOUR	3.349E-01	0.00	0.00	7.00	0.00	93.00	0.00	0.00	0.00
103	80HG197	2.671E+00	DAY	1.995E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

TAB. II.2 : (FORTSETZUNG)

NO.	NUCLIDE	HALF-LIFE	UNIT	MEV/DIS	DECAY FRACTIONS (%) B-=>G	B-=>M	B+=>G	B+=>M	IT=>G	A =>G	SPFIS	BN
104	80HG199M	4.260E+01	MIN	5.361E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
105	80HG203	4.659E+01	DAY	3.366E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
106	80HG205	5.200E+00	MIN	5.414E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
107	81TL202	1.223E+01	DAY	5.061E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
108	81TL204	3.778E+00	YEAR	1.200E-03	97.45	0.00	2.55	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
109	81TL206M	3.760E+00	MIN	2.643E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
110	81TL206	4.200E+00	MIN	5.384E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
111	82PB203M	6.300E+00	SEC	8.245E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
112	82PB203	2.169E+00	DAY	3.817E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
113	82PB204M	1.115E+00	HOUR	2.186E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
114	82PB205M	5.540E-03	SEC	1.014E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
115	82PB205	1.520E+07	YEAR	6.340E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
116	82PB207M	8.050E-01	SEC	1.633E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
117	82PB209	3.253E+00	HOUR	1.973E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
118	83BI208M	2.580E-03	SEC	1.572E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
119	83BI208	3.678E+05	YEAR	1.920E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
120	83BI210M	3.001E+06	YEAR	5.317E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00
121	83BI210	5.013E+00	DAY	3.884E-01	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
122	84PO210	1.384E+02	DAY	5.408E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00

TAB. II.3 : ZERFALLSDATEN DER SPALTPRODUKTE

NO.	NUCLIDE	HALF-LIFE	UNIT	MEV/DIS	DECAY FRACTIONS (%) B-=>G	B-=>M	B+=>G	B+=>M	IT=>G	A =>G	SPFIS	BN
1	33AS 73	8.030E+01	DAY	7.360E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
2	33AS 74	1.778E+01	DAY	1.027E+00	34.20	0.00	65.80	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
3	33AS 75M	1.679E-02	SEC	4.249E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
4	34SE 75	1.198E+02	DAY	4.066E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
5	38SR 85	6.484E+01	DAY	5.221E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
6	38SR 85M	1.128E+00	HOUR	2.289E-01	0.00	0.00	12.70	0.00	87.30	0.00	0.00	0.00
7	43TC 95	2.000E+01	HOUR	8.033E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
8	43TC 95M	6.100E+01	DAY	7.337E-01	0.00	0.00	96.00	0.00	4.00	0.00	0.00	0.00
9	43TC 96	4.280E+00	DAY	2.511E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
10	43TC 96M	5.150E+01	MIN	4.520E-02	0.00	0.00	2.00	0.00	98.00	0.00	0.00	0.00
11	43TC 97	2.599E+06	YEAR	2.133E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
12	43TC 97M	8.900E+01	DAY	9.660E-02	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
13	43TC 98	4.198E+06	YEAR	1.532E+00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
14	43TC 99	2.129E+05	YEAR	8.560E-02	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
15	43TC 99M	6.020E+00	HOUR	1.427E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
16	44RU 95	1.639E+00	HOUR	1.319E+00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
17	44RU 97	2.900E+00	DAY	2.557E-01	0.00	0.00	100.00	0.04	0.00	0.00	0.00	0.00
18	50SN113	1.151E+02	DAY	4.177E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
19	50SN113M	2.140E+01	MIN	2.100E-03	0.00	0.00	8.90	0.00	91.10	0.00	0.00	0.00
20	53I 125	6.014E+01	DAY	5.860E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
21	53I 126	1.302E+01	DAY	6.093E-01	43.70	0.00	56.30	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
22	54XE125	1.700E+01	HOUR	2.874E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
23	54XE125M	5.700E+01	SEC	2.521E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
24	54XE127	3.640E+01	DAY	3.108E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
25	54XE127M	1.167E+00	MIN	2.759E-01	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
26	56BA133	1.052E+01	YEAR	4.557E-01	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
27	56BA133M	1.621E+00	DAY	2.876E-01	0.00	0.00	0.01	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00
28	62SM145	3.400E+02	DAY	9.290E-02	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
29	62SM146	1.030E+08	YEAR	2.529E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00
30	62SM147	1.060E+11	YEAR	2.296E+00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	100.00	0.00	0.00

In den JEF-Dateien sind sowohl die insgesamt thermisch nutzbaren Energiefreisetzungen als auch die in der Form von diskreten und kontinuierlichen Emissionsspektren angegebenen Beiträge der α-, β- und γ-Zerfälle gespeichert. Die z.Zt. verfügbare Version JEF-2.2 enthält, dokumentiert auf dem File, für zahlreiche Nuklide Inkonsistenzen zwischen den totalen Energiefreisetzungen und den aus den Spektren ableitbaren Energiefreisetzungen. Erst in der in Arbeit befindlichen Version JEF-3, die voraussichtlich Anfang 1996 verfügbar sein wird, sollen diese Mängel behoben sein /8/.

γ-Emissionsdaten :
Die für die Ermittlung der γ-Emissionsspektren bestrahlten Kernbrennstoffs und nuklearer Abfälle benötigten nuklidspezifischen γ-Emissionslinien (energieäquivalente 12-Linien-Intensitäten) wurden aus den diskreten und kontinuierlichen Emissionsspektren von JEF-2.2 berechnet. Sie dienen der Ergänzung der KORIGEN-Dateien ORFI.M6 (Struktur- und Aktivierungsnuklide) und ORFI.M8 (Spaltprodukte).

Neutronenwirkungsquerschnitte :
Die benötigten energiegemittelten effektiven Neutronenwirkungsquerschnitte basieren auf dem „European Activation File“ (EAF), Version 3.1 /9/. Die dort gespeicherten 69-Gruppen-Querschnitte wurden mit Neutronenspektren aus Zell-Abbrand-Rechnungen mit dem Karlsruher Abbrandprogrammsystem KARBUS /10/ zu einem mittleren Abbrand von 30GWd/tSM kondensiert. Die Spektren - Abb. II.1 - repräsentieren die Neutronenverteilungen in typischen Uran- und (U,Pu)-MOX-Brennstoffen :

U-Brennstoff : 4.0% U235
MOX-Brennstoff : 3.7% Pu_{fiss} in Natururan

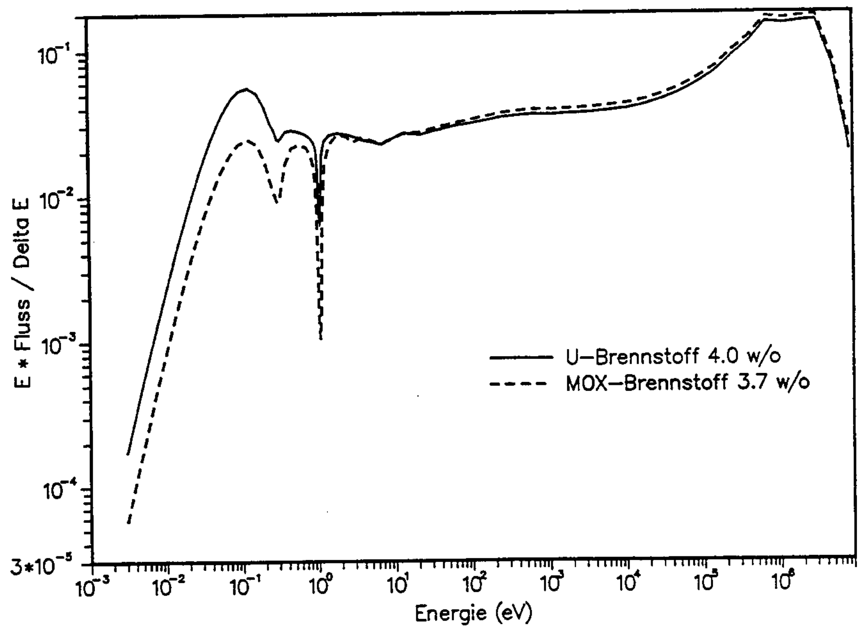


Abb. II.1 : Neutronenspektren bei 30 GWd/tSM Abbrand

Die insgesamt neu aufgenommenen Nuklide und die zugehörigen Neutronenwirkungsquerschnitte sind in Tab. II.4 und II.5 zusammengestellt.

Ein mit 0 barn erscheinender Querschnitt bedeutet :

- Wegen der kurzen Halbwertszeit spielt die Reaktion in Konkurrenz zum radioaktiven Zerfall in Reaktoren keine Rolle, z.B. bei Al26,
  oder :
- Für die betreffende Reaktion liegt die Reaktionsschwelle oberhalb der Energien von Reaktorneutronen von ≈ 10 MeV.
  Dies trifft zu z.B. für die (n,2n)-Reaktionen an Al27, Fe54, Ni58.

Spaltproduktausbeuten (Yields) :
Das in /5/ 1983 erstmals beschriebene KORIGEN berücksichtigte wie der derzeitige Muttercode ORIGEN2 /2/ für Brennstoffe aus Leichtwasserreaktoren nur die aus den Spaltnukliden Th232, U233, U235, U238 und Pu239 (Pu241 wie Pu239) gebildeten Spaltprodukte.
1988 wurde die spaltprodukterzeugenden Nuklide in KORIGEN um U236, Np237, Pu238, Pu240, Pu241, Pu242, Am241 sowie um Cf252 als Spontanspalter erweitert. Im Rahmen der jetzt vorgenommenen Arbeiten wurde die gesamte auf JEF-2.2 für 19 induziert und drei spontanspaltende Nuklide vorhandene Yieldinformation in der ORFI-Datei für Spaltprodukte implementiert.
Insgesamt können somit jetzt Spaltprodukte der folgenden Nuklide berechnet werden :

Induzierte Spaltung :	Th232, U233, U234, U235, U236, U238, Np237, Np238, Pu238, Pu239, Pu240, Pu241, Pu242, Am241, Am242m, Am243, Cm243, Cm244, Cm245
Spontanspaltung :	Cm242, Cm244, Cf252

4. Auswirkungen der neuen Yields

Die Auswirkungen der neuen Yields auf die Radioaktivität der Spaltprodukte wird am Fall eines DWR-U-Brennstoffs mit 50 GWd/tSM Abbrand zum Zeitpunkt 7 Jahre nach dem Ende der Bestrahlung untersucht. Wir beschränken uns auf die Gesamtaktivität und die Aktivität der Spaltproduktelemente. Mit „alte Yields“ werden die 1988 implementierten Spaltproduktausbeuten bezeichnet.

Als Hauptergebnis ist festzuhalten : Die neuen Yields führen zu einem Anstieg der Gesamtaktivität um 2 %, d.h. die Gesamtaktivität der Spaltprodukte bleibt praktisch unverändert.

Tab. II.4 : Eingruppenwirkungsquerschnitte (barn) der Struktur- und Aktivierungsnuklide

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
Al 26	U	.02245	0.0	.06102	6.63-3	0.0	0.0
	MOX	.01215	0.0	.07599	8.31-3	0.0	0.0
Al 27	U	.03441	0.0	1.19-3	1.32-4	0.0	0.0
	MOX	.01928	0.0	1.53-3	1.77-4	0.0	0.0
Mn 53	U	10.160	0.0	.01035	1.07-4	0.0	0.0
	MOX	5.5500	0.0	.01315	1.35-4	0.0	0.0
Mn 54	U	5.6136	0.0	8.29-3	1.48-4	1.19-5	0.0
	MOX	3.1335	0.0	.01045	1.92-4	1.59-5	0.0
Mn 55	U	2.0813	0.0	2.72-4	3.23-5	0.0	0.0
	MOX	1.2338	0.0	3.56-4	4.31-5	0.0	0.0
Fe 54	U	.33215	0.0	.02167	3.69-4	0.0	0.0
	MOX	.18447	0.0	.02745	4.83-4	0.0	0.0
Fe 55	U	.97255	0.0	.01217	3.60-4	1.22-6	0.0
	MOX	.55120	0.0	.01538	4.71-4	1.63-6	0.0
Fe 56	U	.37919	0.0	2.93-4	4.59-5	0.0	0.0
	MOX	.20872	0.0	3.89-4	6.08-5	0.0	0.0
Co 57	U	.47884	.47884	3.0188	4.18-4	0.0	0.0
	MOX	.30741	.30741	1.6661	5.46-4	0.0	0.0
Co 58	U	32.113	0.0	.02103	5.77-4	3.87-5	0.0
	MOX	21.059	0.0	.02631	7.37-4	5.16-5	0.0
Co 59	U	2.8912	3.5190	4.71-4	3.93-5	0.0	0.0
	MOX	1.8720	2.2782	6.05-4	5.22-5	0.0	0.0
Ni 58	U	.66230	0.0	.01314	1.55-3	0.0	0.0
	MOX	.36217	0.0	.01661	1.98-3	0.0	0.0
Er162	U	11.198	0.0	3.55-6	2.37-6	5.02-5	0.0
	MOX	11.503	0.0	4.52-6	3.04-6	6.70-5	0.0
Er164	U	4.2000	0.0	1.93-6	1.10-6	1.46-4	0.0
	MOX	3.7807	0.0	2.46-6	1.42-6	1.95-4	0.0
Er165	U	55.453	0.0	3.60-6	1.44-6	4.52-3	0.0
	MOX	41.551	0.0	4.59-6	1.85-6	6.04-3	0.0
Er166	U	1.8667	5.8699	1.41-6	5.91-7	4.82-4	0.0
	MOX	1.4602	4.4172	1.81-6	7.64-7	6.43-4	0.0
Er167	U	355.95	0.0	1.19-6	7.01-7	4.85-3	0.0
	MOX	256.20	0.0	1.53-6	9.03-7	6.48-3	0.0
Er168	U	1.0519	0.0	7.64-7	3.55-7	8.36-4	4.14-4
	MOX	1.0175	0.0	9.84-7	4.62-7	1.12-3	5.52-4
Er169	U	7.2628	0.0	7.80-7	3.27-7	7.78-3	0.0
	MOX	5.7160	0.0	1.00-6	4.23-7	.01039	0.0
Er170	U	1.6243	0.0	2.15-7	1.40-7	2.35-3	0.0
	MOX	1.4065	0.0	2.81-7	1.82-7	3.13-3	0.0
Er171	U	43.010	0.0	4.25-7	1.83-7	.01082	0.0
	MOX	24.960	0.0	5.50-7	2.37-7	.01444	0.0
Tm167	U	35.794	0.0	3.15-6	6.00-7	2.37-4	0.0
	MOX	36.000	0.0	4.02-6	7.72-7	3.16-4	0.0
Tm168	U	254.07	0.0	4.55-6	1.17-6	3.41-3	0.0
	MOX	154.89	0.0	5.81-6	1.50-6	4.55-3	0.0
Tm169	U	82.214	0.0	1.89-6	5.48-7	9.76-4	0.0
	MOX	85.979	0.0	2.41-6	7.07-7	1.30-3	0.0
Tm170	U	24.314	0.0	1.83-6	5.07-7	4.84-3	0.0
	MOX	20.020	0.0	2.33-6	6.55-7	6.47-3	0.0
Tm171	U	29.107	0.0	9.03-7	2.81-7	1.94-3	0.0
	MOX	19.811	0.0	1.15-6	3.64-7	2.59-3	0.0

Tab. II.4 (Fortsetzung) :

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
Yb168	U	1188.6	375.34	4.39-6	1.33-6	1.35-4	0.0
	MOX	941.28	297.25	5.59-6	1.72-6	1.80-4	0.0
Yb169	U	541.50	0.0	4.52-6	1.96-6	3.21-3	0.0
	MOX	317.59	0.0	5.76-6	2.52-6	4.29-3	0.0
Yb170	U	7.1770	0.0	2.35-6	6.19-7	3.73-4	9.33-5
	MOX	7.4896	0.0	3.00-6	7.97-7	4.98-4	1.25-4
Yb171	U	11.965	0.0	2.25-6	9.14-7	4.65-3	0.0
	MOX	9.7366	0.0	2.87-6	1.18-6	6.21-3	0.0
Yb172	U	.62133	0.0	1.21-6	4.13-7	9.93-4	0.0
	MOX	.68245	0.0	1.55-6	5.34-7	1.33-3	0.0
Yb173	U	9.3942	0.0	1.10-6	4.13-7	5.30-3	0.0
	MOX	9.6334	0.0	1.41-6	5.34-7	7.08-3	0.0
Yb174	U	9.7724	0.0	7.97-7	2.88-7	2.04-3	0.0
	MOX	5.2518	0.0	1.03-6	3.75-7	2.72-3	0.0
Yb175	U	6.5822	.98356	7.23-7	2.30-7	9.10-3	0.0
	MOX	5.4930	.82080	9.31-7	2.98-7	.01215	0.0
Yb176	U	.39664	.12525	4.36-7	1.32-7	3.68-3	0.0
	MOX	.27288	.08617	5.68-7	1.73-7	4.91-3	0.0
Lu173	U	32.963	20.203	2.58-6	7.52-7	5.67-4	2.55-4
	MOX	25.774	15.797	3.30-6	9.68-7	7.58-4	3.40-4
Lu174	U	73.284	0.0	2.72-6	7.80-7	3.75-3	0.0
	MOX	57.341	0.0	3.47-6	1.00-6	5.01-3	0.0
Lu174M	U	73.284	0.0	2.72-6	7.80-7	3.75-3	0.0
	MOX	57.341	0.0	3.47-6	1.00-6	5.01-3	0.0
Lu175	U	5.6069	10.478	1.53-6	4.00-7	4.07-4	3.55-4
	MOX	5.8968	10.578	1.95-6	5.17-7	5.44-4	4.74-4
Lu176	U	651.46	114.47	1.37-6	4.10-7	4.24-3	0.0
	MOX	333.84	58.314	1.74-6	5.29-7	5.67-3	0.0
Lu177	U	23.148	1.2183	6.70-7	2.37-7	2.43-3	9.45-4
	MOX	23.620	1.2432	8.54-7	3.08-7	3.25-3	1.26-3
Lu177M	U	23.148	1.2183	6.27-7	2.37-7	1.60-3	5.86-4
	MOX	23.620	1.2432	8.01-7	3.08-7	2.13-3	7.82-4
Hf173	U	44.819	0.0	5.93-6	2.62-6	3.16-3	0.0
	MOX	34.013	0.0	7.56-6	3.37-6	4.21-3	0.0
Hf174	U	52.975	0.0	1.85-6	1.01-6	3.94-4	0.0
	MOX	30.463	0.0	2.35-6	1.30-6	5.26-4	0.0
Hf175	U	35.110	0.0	2.94-6	1.28-6	3.72-3	0.0
	MOX	26.639	0.0	3.75-6	1.64-6	4.97-3	0.0
Hf176	U	9.4289	.05697	1.34-6	5.75-7	1.06-3	0.0
	MOX	9.7612	.05898	1.70-6	7.41-7	1.41-3	0.0
Hf177	U	727.20	1.5871	1.88-6	6.93-7	5.68-3	0.0
	MOX	374.91	.90384	2.40-6	8.91-7	7.58-3	0.0
Hf178	U	15.231	25.404	5.37-7	5.06-7	1.93-3	4.62-5
	MOX	13.939	23.212	6.88-7	6.54-7	2.58-3	6.17-5
Hf179	U	10.938	1.6343	1.68-6	3.57-7	1.86-3	1.17-3
	MOX	9.9211	1.4825	2.11-6	4.60-7	2.49-3	1.56-3
Hf180	U	2.4673	0.0	4.70-7	1.48-7	6.29-4	3.18-4
	MOX	1.7699	0.0	6.00-7	1.93-7	8.40-4	4.25-4
Hf180M	U	2.4673	0.0	2.41-7	1.48-7	6.02-4	2.07-4
	MOX	1.7699	0.0	3.13-7	1.93-7	8.03-4	2.77-4
Hf181	U	6.0875	.90960	5.01-7	2.03-7	9.84-3	1.45-3
	MOX	4.0077	.59884	6.45-7	2.63-7	.01312	1.94-3

Tab. II.4 (Fortsetzung) :

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
Ta179	U	58.030	3.0542	1.89-6	4.03-7	6.01-4	6.01-4
	MOX	45.420	2.3905	2.41-6	5.19-7	8.03-4	8.03-4
Ta180	U	78.208	0.0	1.97-6	5.84-7	5.20-3	0.0
	MOX	40.563	0.0	2.50-6	7.52-7	6.94-3	0.0
Ta181	U	12.945	.41063	1.23-5	3.66-8	4.89-4	4.09-4
	MOX	13.125	.49376	1.54-5	4.78-8	6.53-4	5.46-4
Ta182	U	2948.9	0.0	8.89-7	3.05-7	8.21-3	0.0
	MOX	1471.6	0.0	1.13-6	3.94-7	.01096	0.0
W 180	U	10.031	0.0	1.71-5	1.04-6	4.14-4	1.45-4
	MOX	8.4522	0.0	2.15-5	1.23-6	5.53-4	1.94-4
W 181	U	34.471	0.0	2.71-6	8.25-7	5.08-3	0.0
	MOX	26.210	0.0	3.46-6	1.06-6	6.78-3	0.0
W 182	U	6.4355	5.0565	0.0	5.08-7	9.63-4	0.0
	MOX	6.4727	5.0857	0.0	6.37-7	1.29-3	0.0
W 183	U	7.2369	0.0	0.0	1.00-6	6.79-3	0.0
	MOX	7.7147	0.0	0.0	1.25-6	9.06-3	0.0
W 184	U	.53197	.02751	0.0	0.0	1.31-3	1.54-3
	MOX	.48283	.03398	0.0	0.0	1.75-3	2.06-3
W 185	U	6.5442	0.0	7.03-7	2.11-7	.01117	0.0
	MOX	5.4538	0.0	9.03-7	2.73-7	.01491	0.0
W 186	U	14.527	0.0	0.0	0.0	1.35-3	5.10-4
	MOX	13.719	0.0	0.0	0.0	1.80-3	6.82-4
W 187	U	9.6240	0.0	4.41-7	1.19-7	.01239	0.0
	MOX	5.4535	0.0	5.71-7	1.56-7	.01654	0.0
W 188	U	.92940	0.0	2.56-7	6.21-8	4.02-3	0.0
	MOX	.51664	0.0	3.35-7	8.25-8	5.37-3	0.0
Re183	U	25.890	3.8686	1.71-6	6.83-7	1.99-4	2.98-4
	MOX	26.124	3.9035	2.18-6	8.81-7	2.66-4	3.98-4
Re184	U	1186.4	0.0	2.93-6	8.10-7	5.52-3	0.0
	MOX	616.15	0.0	3.74-6	1.04-6	7.38-3	0.0
Re184M	U	1186.4	0.0	2.93-6	8.10-7	5.52-3	0.0
	MOX	616.15	0.0	3.74-6	1.04-6	7.38-3	0.0
Re185	U	74.001	11.058	4.32-6	1.95-7	5.27-4	7.28-5
	MOX	72.975	10.904	5.41-6	2.52-7	7.04-4	9.73-5
Re186	U	25.484	0.0	4.58-6	3.80-7	3.86-3	0.0
	MOX	28.675	0.0	5.78-6	4.91-7	5.15-3	0.0
Re186M	U	25.484	0.0	4.58-6	3.80-7	3.84-3	0.0
	MOX	28.675	0.0	5.78-6	4.91-7	5.13-3	0.0
Re187	U	12.798	1.1645	3.60-6	2.01-7	1.10-3	4.41-4
	MOX	9.4896	1.1713	4.53-6	2.63-7	1.46-3	5.89-4
Re188	U	4.2374	0.0	8.70-7	1.84-7	8.99-3	0.0
	MOX	4.8944	0.0	1.11-6	2.40-7	.01200	0.0
Re189	U	3.0882	1.8928	5.13-7	1.07-7	1.77-3	1.77-3
	MOX	2.6527	1.6258	6.58-7	1.41-7	2.37-3	2.37-3
Os183	U	162.31	0.0	7.38-6	2.85-6	3.42-3	0.0
	MOX	98.537	0.0	9.40-6	3.66-6	4.57-3	0.0
Os184	U	430.24	0.0	3.08-6	1.10-6	1.47-4	4.61-5
	MOX	231.45	0.0	3.92-6	1.42-6	1.96-4	6.16-5
Os185	U	24.351	0.0	3.17-6	1.47-6	4.98-3	0.0
	MOX	22.851	0.0	4.04-6	1.88-6	6.65-3	0.0
Os186	U	15.371	0.0	1.64-6	3.24-7	6.06-4	0.0
	MOX	11.115	0.0	2.09-6	4.19-7	8.10-4	0.0

Tab. II.4 (Fortsetzung) :

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
Os187	U	45.435	0.0	1.74-6	6.79-7	6.02-3	0.0
	MOX	28.802	0.0	2.22-6	8.73-7	8.04-3	0.0
Os188	U	1.3956	2.0933	1.21-6	1.62-7	1.14-3	0.0
	MOX	1.5076	2.2613	1.56-6	2.10-7	1.52-3	0.0
Os189	U	15.811	.19393	1.62-6	3.27-7	8.35-3	0.0
	MOX	16.312	.20712	2.07-6	4.23-7	.01116	0.0
Os190	U	.70113	1.5244	5.73-7	1.48-7	4.54-4	9.21-4
	MOX	.48686	.98896	7.42-7	1.94-7	6.06-4	1.23-3
Os191	U	54.803	1.2328	6.56-7	1.63-7	.01081	5.43-4
	MOX	30.198	.67930	8.46-7	2.12-7	.01442	7.26-4
Os191M	U	4.0962	.09214	6.56-7	1.63-7	.01081	5.43-4
	MOX	3.1663	.07123	8.46-7	2.12-7	.01442	7.26-4
Os192	U	.39617	0.0	3.55-7	1.81-8	5.61-4	3.65-4
	MOX	.28951	0.0	4.64-7	2.42-8	7.49-4	4.87-4
Os193	U	5.5988	0.0	4.12-7	7.99-8	.01228	5.62-4
	MOX	3.1140	0.0	5.35-7	1.06-7	.01639	7.50-4
Ir189	U	11.231	3.2048	7.76-7	3.62-7	6.81-4	0.0
	MOX	10.805	3.0832	9.91-7	4.68-7	9.09-4	0.0
Ir190	U	25.037	29.773	2.26-6	5.37-7	6.05-3	0.0
	MOX	19.582	23.286	2.88-6	6.91-7	8.07-3	0.0
Ir191	U	83.631	163.38	9.15-7	3.35-7	8.10-4	8.95-5
	MOX	60.806	118.15	1.17-6	4.37-7	1.08-3	1.20-4
Ir192	U	510.52	262.99	1.02-6	2.60-7	2.98-3	4.28-3
	MOX	308.74	159.04	1.29-6	3.37-7	3.98-3	5.72-3
Ir193	U	102.43	5.3647	1.43-6	7.15-8	7.01-4	3.67-4
	MOX	77.326	4.0370	1.83-6	9.44-8	9.36-4	4.90-4
Ir193M	U	102.43	5.3647	1.43-6	7.15-8	7.05-4	3.67-4
	MOX	77.326	4.0370	1.83-6	9.44-8	9.41-4	4.90-4
Ir194	U	120.81	95.556	7.55-7	1.29-7	3.76-3	4.78-3
	MOX	65.224	51.641	9.60-7	1.69-7	5.02-3	6.38-3
Ir194M	U	2.0716	1.6277	7.55-7	1.29-7	3.47-3	4.32-3
	MOX	1.5588	1.2248	9.60-7	1.69-7	4.64-3	5.77-3
Pt189	U	49.229	0.0	3.68-6	1.75-6	3.37-3	0.0
	MOX	37.576	0.0	4.70-6	2.25-6	4.51-3	0.0
Pt190	U	21.898	0.0	1.58-6	5.94-7	1.79-4	0.0
	MOX	12.293	0.0	2.01-6	7.68-7	2.39-4	0.0
Pt191	U	23.935	0.0	8.05-7	7.98-7	5.05-3	0.0
	MOX	23.680	0.0	1.03-6	1.03-6	6.74-3	0.0
Pt192	U	3.7592	1.0120	7.98-7	1.29-7	3.80-4	0.0
	MOX	3.6768	1.0161	1.02-6	1.68-7	5.07-4	0.0
Pt193	U	8.1174	0.0	7.56-7	3.15-7	7.31-3	0.0
	MOX	6.8748	0.0	9.64-7	4.06-7	9.76-3	0.0
Pt193M	U	8.1174	0.0	7.56-7	3.15-7	7.31-3	0.0
	MOX	6.8748	0.0	9.64-7	4.06-7	9.76-3	0.0
Pt194	U	.35810	.03737	9.05-7	2.11-7	2.73-4	2.10-4
	MOX	.30887	.03650	1.17-6	2.78-7	3.65-4	2.81-4
Pt195	U	11.385	0.0	6.70-7	1.82-7	8.24-3	0.0
	MOX	10.798	0.0	8.60-7	2.37-7	.01100	0.0
Pt195M	U	11.385	0.0	6.70-7	1.82-7	8.24-3	0.0
	MOX	10.798	0.0	8.60-7	2.37-7	.01100	0.0
Pt196	U	.19462	.02481	4.05-7	7.33-8	6.44-4	5.00-4
	MOX	.17332	.02644	5.27-7	9.73-8	8.60-4	6.68-4

Tab. II.4 (Fortsetzung) :

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
Pt197	U	1.4389	0.0	2.72-7	1.18-7	9.38-3	0.0
	MOX	.81527	0.0	3.51-7	1.55-7	.01253	0.0
Pt198	U	1.3020	.14721	2.72-7	4.95-8	9.73-4	9.13-4
	MOX	1.2521	.14228	3.57-7	6.60-8	1.30-3	1.22-3
Au195	U	3.5625	3.5913	9.40-7	1.39-7	1.11-4	2.96-4
	MOX	3.1781	3.2037	1.20-6	1.82-7	1.48-4	3.95-4
Au196	U	5.3340	4.1910	1.58-6	1.39-7	2.35-3	2.60-3
	MOX	4.9301	3.8736	2.01-6	1.81-7	3.14-3	3.47-3
Au197	U	31.813	.12776	0.0	2.39-7	1.55-4	2.73-4
	MOX	27.428	.11015	0.0	3.19-7	2.08-4	3.65-4
Au198	U	3595.3	0.0	8.58-7	9.33-8	2.41-3	3.07-3
	MOX	1931.1	0.0	1.09-6	1.22-7	3.22-3	4.10-3
Au198M	U	3595.3	0.0	8.58-7	9.33-8	2.42-3	1.96-3
	MOX	1931.1	0.0	1.09-6	1.22-7	3.24-3	2.62-3
Au199	U	4.5777	.01838	3.60-7	6.33-8	1.89-3	5.06-5
	MOX	2.6664	.01071	4.62-7	8.45-8	2.52-3	6.76-5
Hg195	U	8.6400	0.0	1.45-6	6.76-7	3.20-3	0.0
	MOX	6.9264	0.0	1.85-6	8.72-7	4.28-3	0.0
Hg195M	U	8.6400	0.0	1.45-6	6.76-7	3.18-3	0.0
	MOX	6.9264	0.0	1.85-6	8.72-7	4.25-3	0.0
Hg196	U	354.48	14.903	7.83-7	2.00-7	2.60-5	1.02-4
	MOX	179.87	7.6592	1.00-6	2.61-7	3.48-5	1.37-4
Hg197	U	3.3317	0.0	8.86-7	3.46-7	3.20-3	0.0
	MOX	2.1654	0.0	1.13-6	4.49-7	4.27-3	0.0
Hg197M	U	3.3317	0.0	8.86-7	3.46-7	3.19-3	0.0
	MOX	2.1654	0.0	1.13-6	4.49-7	4.26-3	0.0
Hg198	U	1.5628	.04553	1.02-6	1.17-7	2.77-4	2.32-4
	MOX	1.6885	.05393	1.31-6	1.54-7	3.70-4	3.10-4
Hg199	U	263.14	0.0	1.25-6	2.01-7	4.93-3	0.0
	MOX	135.31	0.0	1.59-6	2.62-7	6.58-3	0.0
Hg200	U	.26884	0.0	7.07-7	1.41-7	7.36-4	3.17-4
	MOX	.18810	0.0	9.16-7	1.87-7	9.83-4	4.24-4
Hg201	U	1.6155	0.0	4.39-7	1.22-7	7.46-3	0.0
	MOX	1.2126	0.0	5.65-7	1.60-7	9.97-3	0.0
Hg202	U	.74453	0.0	3.17-7	6.17-8	1.35-3	0.0
	MOX	.42508	0.0	4.15-7	8.24-8	1.80-3	0.0
Hg203	U	.73633	0.0	3.37-7	6.86-8	8.32-3	0.0
	MOX	.41481	0.0	4.37-7	9.06-8	.01112	0.0
Hg204	U	.06798	0.0	1.62-7	2.48-8	1.67-3	0.0
	MOX	.04101	0.0	2.15-7	3.32-8	2.23-3	0.0
Tl202	U	2.0025	0.0	1.07-6	1.63-7	3.65-3	0.0
	MOX	1.3308	0.0	1.36-6	2.12-7	4.88-3	0.0
Tl203	U	2.2548	0.0	8.94-7	1.39-7	4.93-4	0.0
	MOX	1.6366	0.0	1.14-6	1.83-7	6.58-4	0.0
Tl204	U	3.2189	0.0	5.80-7	9.14-8	4.91-3	0.0
	MOX	1.8159	0.0	7.39-7	1.20-7	6.55-3	0.0
Tl205	U	.03480	1.40-4	3.10-7	5.93-8	1.52-3	0.0
	MOX	.03268	1.31-4	3.99-7	7.92-8	2.03-3	0.0
Pb203	U	1.4779	.07779	1.35-6	2.93-7	3.28-3	8.94-5
	MOX	.88688	.04668	1.73-6	3.80-7	4.38-3	1.19-4
Pb204	U	.14736	0.0	1.55-6	1.51-7	2.00-6	2.83-6
	MOX	.11601	0.0	2.05-6	1.98-7	2.68-6	3.78-6

Tab. II.4 (Fortsetzung) :

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
Pb205	U	.76134	0.0	7.61-7	1.60-7	2.77-3	1.12-3
	MOX	.44003	0.0	9.73-7	2.09-7	3.70-3	1.49-3
Pb206	U	5.79-3	1.56-3	4.55-7	6.38-8	3.52-4	0.0
	MOX	4.74-3	1.28-3	5.87-7	8.53-8	4.70-4	0.0
Pb207	U	.10502	0.0	2.04-7	7.49-8	1.53-3	0.0
	MOX	.05829	0.0	2.63-7	9.86-8	2.04-3	0.0
Pb208	U	6.18-4	0.0	8.32-8	1.31-7	7.38-4	1.75-4
	MOX	7.25-4	0.0	1.11-7	1.75-7	9.86-4	2.34-4
Pb209	U	.05783	0.0	3.17-7	4.25-8	.03504	0.0
	MOX	.03140	0.0	4.17-7	5.60-8	.04544	0.0
Bi208	U	.88853	0.0	8.37-7	1.82-7	2.84-3	3.66-5
	MOX	.53429	0.0	1.07-6	2.36-7	3.79-3	4.88-5
Bi209	U	7.32-3	2.08-3	1.22-7	1.01-7	1.06-3	0.0
	MOX	6.43-3	1.93-3	1.57-7	1.32-7	1.42-3	0.0
Bi210	U	8.19-3	0.0	4.35-7	6.93-8	.02297	0.0
	MOX	4.72-3	0.0	5.53-7	8.99-8	.03010	0.0
Bi210M	U	8.19-3	0.0	4.35-7	6.93-8	.02297	0.0
	MOX	4.72-3	0.0	5.53-7	8.99-8	.03010	0.0
Po210	U	4.26-3	7.35-5	4.62-7	1.79-7	1.44-3	0.0
	MOX	2.32-3	3.97-5	5.97-7	2.31-7	1.93-3	0.0

Tab. II.5 : Eingruppenwirkungsquerschnitte (barn) der Spaltprodukte

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
As 73	U	3.6626	0.0	1.04-3	1.36-4	0.0	0.0
	MOX	3.0111	0.0	1.31-3	1.75-4	0.0	0.0
As 74	U	6.8117	0.0	3.83-3	1.55-4	3.43-4	0.0
	MOX	6.2791	0.0	4.80-3	1.99-4	4.59-4	0.0
As 75	U	1.7760	0.0	2.60-4	1.21-5	0.0	0.0
	MOX	1.7363	0.0	3.31-4	1.56-5	0.0	0.0
Se 74	U	17.508	0.0	9.11-4	9.21-5	0.0	0.0
	MOX	15.988	0.0	1.17-3	1.18-4	0.0	0.0
Se 75	U	3.1263	0.0	2.14-3	2.31-4	2.97-4	0.0
	MOX	2.2912	0.0	2.71-3	2.95-4	3.97-4	0.0
Se 76	U	4.2067	8.1659	2.20-4	9.79-6	0.0	0.0
	MOX	2.3041	4.4728	2.85-4	1.26-5	0.0	0.0
Sr 84	U	.14329	.17572	4.41-4	2.47-5	0.0	0.0
	MOX	.14695	.16545	5.64-4	3.17-5	0.0	0.0
Sr 85	U	5.6109	0.0	1.39-3	1.06-4	1.67-4	0.0
	MOX	4.6154	0.0	1.77-3	1.36-4	2.23-4	0.0
Sr 86	U	.09750	.38481	1.49-4	8.00-6	0.0	0.0
	MOX	.06649	.24514	1.92-4	1.03-5	0.0	0.0
Tc 95	U	1.3729	2.4408	1.51-3	4.16-5	0.0	0.0
	MOX	1.1704	2.0807	1.93-3	5.34-5	0.0	0.0
Tc 95M	U	1.3729	2.4408	1.51-3	4.16-5	0.0	0.0
	MOX	1.1704	2.0807	1.93-3	5.34-5	0.0	0.0
Tc 96	U	6.9205	2.1855	2.03-3	9.01-5	3.80-4	9.49-5
	MOX	6.5115	2.0563	2.57-3	1.15-4	5.07-4	1.27-4
Tc 97	U	6.3583	0.0	3.43-4	6.39-6	0.0	0.0
	MOX	5.8163	0.0	4.38-4	8.21-6	0.0	0.0
Tc 97M	U	6.3583	0.0	3.43-4	6.39-6	0.0	0.0
	MOX	5.8163	0.0	4.38-4	8.21-6	0.0	0.0
Tc 98	U	11.789	3.7229	5.27-4	2.25-5	9.52-4	2.38-4
	MOX	13.119	4.1429	6.70-4	2.89-5	1.27-3	3.18-4
Tc 99	U	6.5541	0.0	4.64-5	8.67-6	8.32-5	0.0
	MOX	5.8348	0.0	5.96-5	1.11-5	1.11-4	0.0
Ru 96	U	.32906	0.0	2.67-4	9.70-5	0.0	0.0
	MOX	.38149	0.0	3.42-4	1.24-4	0.0	0.0
Ru 97	U	4.0646	0.0	7.80-4	2.22-4	3.59-4	0.0
	MOX	3.0999	0.0	9.97-4	2.84-4	4.80-4	0.0
Ru 98	U	1.2774	0.0	1.16-4	2.88-5	0.0	0.0
	MOX	.77542	0.0	1.50-4	3.70-5	0.0	0.0
Ru 99	U	4.0881	0.0	1.79-4	5.56-5	9.17-4	0.0
	MOX	4.1201	0.0	2.29-4	7.13-5	1.22-3	0.0
Sn112	U	.44011	.23449	2.24-5	1.70-5	0.0	0.0
	MOX	.48579	.26514	2.88-5	2.18-5	0.0	0.0
Sn113	U	18.083	0.0	1.62-4	4.10-5	7.30-4	0.0
	MOX	16.460	0.0	2.08-4	5.24-5	9.75-4	0.0
Sn114	U	.16742	0.0	1.24-5	3.56-6	0.0	0.0
	MOX	.19407	0.0	1.59-5	4.57-6	0.0	0.0
I 125	U	133.17	0.0	2.07-5	4.25-6	0.0	0.0
	MOX	74.813	0.0	2.64-5	5.46-6	0.0	0.0
I 126	U	845.79	0.0	6.58-5	8.63-6	2.10-3	0.0
	MOX	449.69	0.0	8.40-5	1.11-5	2.80-3	0.0
I 127	U	3.6724	0.0	1.50-5	1.08-6	9.01-5	0.0
	MOX	3.8375	0.0	1.92-5	1.38-6	1.20-4	0.0

Tab. II.5 (Fortsetzung) :

Nuklid		(n,g)	(n,g*)	(n,p)	(n,a)	(n,2n)	(n,2n*)
Xe124	U	40.776	12.548	4.51-5	1.06-5	0.0	0.0
	MOX	36.704	11.302	5.79-5	1.36-5	0.0	0.0
Xe125	U	7.8453	0.0	1.00-4	5.52-5	8.66-4	0.0
	MOX	6.1443	0.0	1.28-4	7.05-5	1.16-3	0.0
Xe126	U	.76996	.18113	1.75-5	3.95-6	0.0	0.0
	MOX	.78851	.18733	2.24-5	5.07-6	0.0	0.0
Xe127	U	7.2729	0.0	3.02-5	1.56-5	1.68-3	0.0
	MOX	5.7018	0.0	3.88-5	2.00-5	2.24-3	0.0
Xe128	U	.96777	.04789	1.58-5	2.36-6	0.0	0.0
	MOX	.64807	.03171	2.04-5	3.02-6	0.0	0.0
Ba132	U	3.6887	.51271	1.16-5	3.41-6	0.0	0.0
	MOX	2.4453	.47300	1.49-5	4.36-6	0.0	0.0
Ba133	U	4.3754	0.0	1.84-5	9.88-6	2.17-3	0.0
	MOX	3.1712	0.0	2.37-5	1.27-5	2.90-3	0.0
Ba133M	U	4.3754	0.0	1.84-5	9.88-6	2.02-3	0.0
	MOX	3.1712	0.0	2.37-5	1.27-5	2.70-3	0.0
Ba134	U	.66718	.07409	3.51-6	1.74-6	0.0	0.0
	MOX	.61807	.07370	4.52-6	2.23-6	0.0	0.0
Ce136	U	1.9723	.35115	1.29-5	4.48-6	0.0	0.0
	MOX	1.8611	.34809	1.66-5	5.73-6	0.0	0.0
Sm144	U	.51271	0.0	8.29-6	4.39-6	0.0	0.0
	MOX	.56165	0.0	1.06-5	5.64-6	0.0	0.0
Sm145	U	34.207	0.0	1.51-5	1.49-5	2.73-3	0.0
	MOX	20.100	0.0	1.94-5	1.91-5	3.65-3	0.0
Sm146	U	2.2437	0.0	6.41-6	3.82-6	3.71-4	0.0
	MOX	1.3033	0.0	8.21-6	4.92-6	4.95-4	0.0
Sm147	U	28.588	0.0	8.11-6	6.71-6	4.52-3	0.0
	MOX	28.093	0.0	1.04-5	8.63-6	6.04-3	0.0

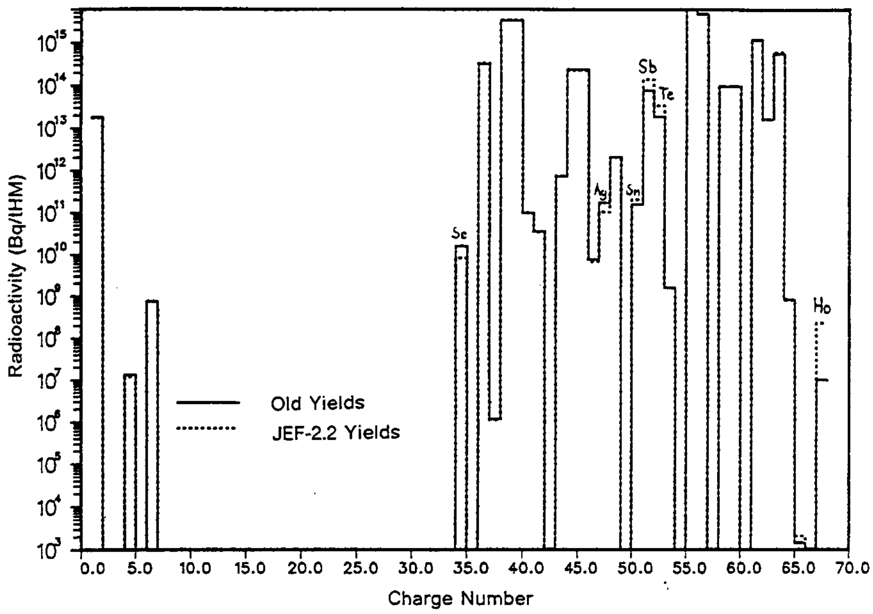


Abb. II.2 : Vergleich der Spaltproduktaktivitäten (absolut)

In Abb. II.2 sind die Radioaktivitäten der Elemente in Bq/tSM über der Ordnungszahl aufgetragen, Abb. II.3 zeigt die zugehörigen relativen Änderungen bezogen auf die alten Yields. Für einen konsistenten Vergleich wurden jeweils nur die Yields der ersten 12 Spaltstoffnuklide bis Am241 verwendet.

Bei der überwiegenden Zahl der Elemente haben wir eine Übereinstimmung bis auf wenige Prozent. Die wichtigsten Änderungen sind bei ^{51}Sb und ^{52}Te mit einem Zuwachs von 80% festzustellen. Weitere Änderungen um $\pm$40% finden wir bei ^{34}Se, ^{47}Ag und ^{65}Tb. Schließlich haben wir eine markante aber im kleinen Aktivitätsbereich stattfindende Verschiebung bei ^{67}Ho. Bei Sb kann man Sb125m, bei Te Te125m als hauptsächlich abweichendes Isotop lokalisieren. Die primären Ursachen für die Abweichungen, d.h. die unterschiedlichen Yields, sind noch gesondert zu untersuchen.

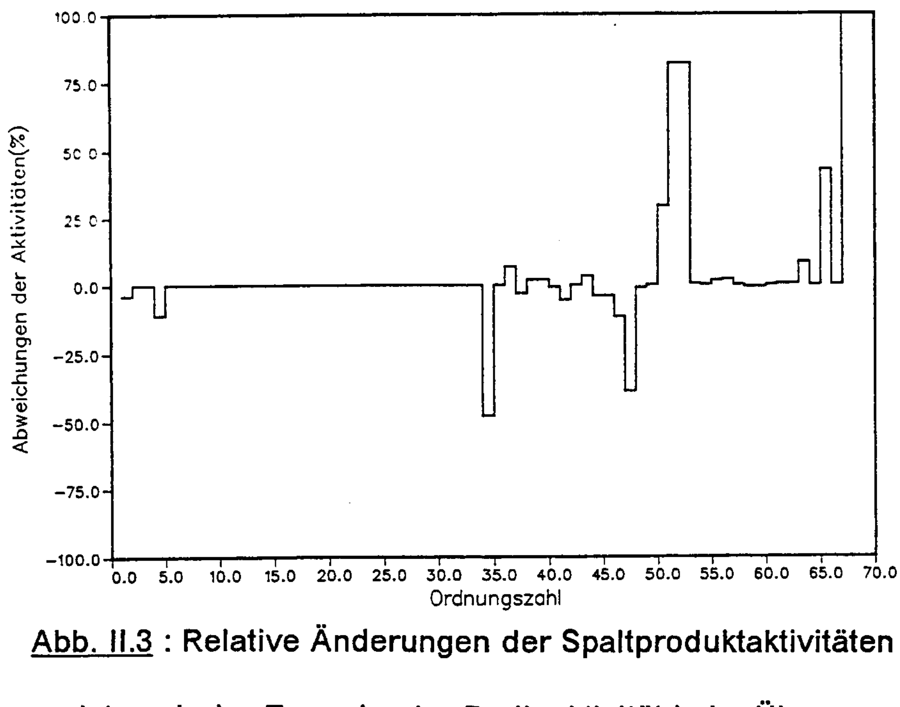


Abb. II.3 : Relative Änderungen der Spaltproduktaktivitäten

Von Interesse ist auch der Zuwachs der Radioaktivität beim Übergang von 12 auf 19 Spaltstoffnuklide. Bei dem hier betrachteten Brennstoff beläuft sich dieser Zuwachs auf maximal 0.3% bei ^{48}Cd. Stärkere Auswirkungen sind bei Brennstoffen mit einem höheren Anteil an Transplutonen zu erwarten.

Zur Absicherung des neuen KORIGEN wurde mit identischen Datensätzen auch eine Rechnung mit der Vorläuferversion durchgeführt, bei der teilweise unformatierte Datensätze benutzt werden. Die Abweichungen ergaben sich zu $< 10^{-3}$ % !

Der Test der neuen Yields wird fortgeführt, insbesondere ist auch ein erweiterter Zeitbereich, zunächst bis 1000 Jahre, für die langlebigen Nuklide jedoch auch bis 10^7 Jahre, zu betrachten.

III. Erweiterung um Spaltprodukte aus Spontanspaltungen

1. Lösung der Abbrand- und Zerfallsgleichungen in KORIGEN

In KORIGEN wird in jedem in der Eingabe spezifizierten Zeitintervall das zugehörige homoge System linearer Differentialgleichungen

(III.1) $$\frac{d}{dt} N_j(t) = \sum_i A_{j,i} \times N_i(t) \quad , \quad j,i \text{ über alle Nuklide} \; ,$$

mit zeitlich konstanten Koeffizienten $A_{j,i}$ bei bekannten Anfangswerten gelöst. Die $N_i(t)$ sind die gesuchten Konzentrationen der Nuklide i. Die Anfangswerte werden im ersten Zeitschritt der Eingabe und in weiteren Zeitschritten dem Ende des vorangegangenen Schrittes entnommen.
Die abbrand- und damit zeitabhängigen Neutronenwirkungsquerschnitte der Aktiniden werden aus den angelieferten Querschnittstabellen interpoliert.
Die Neutronenflußdichte wird im häufigsten Fall der Vorgabe einer zeitlich konstanten Leistungsdichte durch den Mittelwert der nach drei Gliedern abgebrochenen Taylorentwicklung am Maschenanfang approximiert. Da die Flußdichte bei konstanter Leistungsdichte eine monoton steigende Funktion der Zeit ist, liefert dieses Vorgehen in der Regel verläßliche Resultate, wenn die Länge der Intervalle 80 Tage nicht überschreitet.
Die induzierte Spaltproduktquelle wird als Summe der mit den Spaltproduktausbeuten multiplizierten Spaltraten durch Verwendung der vorgeschätzten mittleren Neutronenflußdichte hinreichend angenähert. Für das Spaltproduktnuklid j ist sie gegeben durch

(III.2) $$Q_j^{ind} = \sum_i Y_{j,i}^{ind} \, \sigma_{f,i} \, \overline{\Phi} \times N_i \quad , \quad i = \text{alle Spaltstoffnuklide} \; ,$$

mit $Y_{j,i}^{ind}$ = Anzahl der Spaltprodukte j pro induzierter Spaltung des Spaltstoffnuklids i, $\sigma_{f,i}$ = mikroskopischer Spaltwirkungsquerschnitt des Spaltstoffnuklids i. $\overline{\Phi}$ ist die zugehörige mittlere Neutronenflußdichte.
Die Größe

(III.3) $$A_{j,i} = Y_{j,i}^{ind} \, \sigma_{f,i} \, \overline{\Phi}$$

ist das Element der Übergangsmatrix, das die zeitliche Änderung von N_j pro vorhandenem N_i angibt.

2. Erweiterung um die Erzeugung von Spontanspaltprodukten

Unberücksichtigt blieb bisher die Spontanspaltproduktquelle

(III.4) $$Q_j^{sf} = \sum_i Y_{j,i}^{sf} \, \lambda_i^{sf} \, N_i \quad , \quad i = \text{alle Spontanspaltnuklide} \; ,$$

mit $Y^{sf}_{j,i}$ = Spontanspaltproduktausbeute und λ^{sf}_i = Spontanspaltzerfallskonstante.

Analysiert man die Anteile der einzelnen Spontanspaltnuklide an der Gesamtspontanspaltrate im bestrahlten Brennstoff, ermittelt man als meistbeitragende Nuklide - Abb. III.1 :

- Cm242 für Zeiten bis ≈ 100 Tage nach dem Ende der Bestrahlung,
- Cm244 im weiteren Verlauf bis ≈ 100 Jahre,
- Cm246 von 100 bis 30000 Jahre.

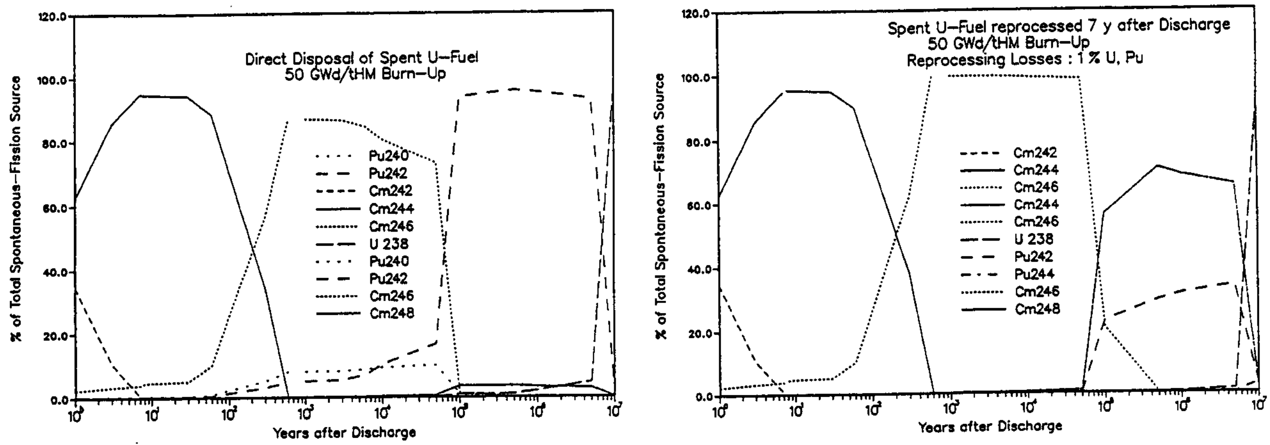


Abb. III.1 : Relative Beiträge (%) zur Spontanspaltproduktquelle

Die deutliche Dominanz von Cm242 und Cm244 bei der Spontanspaltrate im Kurz- und Mittelzeitbereich hat dazu geführt, daß für diese Nuklide des radioaktiven Abfalls Spontanspaltproduktyields Y^{sf} prioritär in der JEF-Bibliothek verfügbar gemacht wurden.

Diese Dominanz legt aber nahe, vereinfachend je nach dem interessierenden Zeitbereich entweder nur mit Cm242- oder nur mit Cm244-Yields zu rechnen.

Bezeichnet man diese gewählten Yields mit Y^{sf}_j und führt man die Spontanspaltrate

(III.5) $$R^{sf} = \sum_i \lambda^{sf}_i N_i \ , \quad i = \text{alle Spontanspaltnuklide} \ ,$$

ein, erhält man als Spontanspaltproduktquelle

(III.6) $$Q^{sf}_j = Y^{sf}_j R^{sf}$$

und als Gesamtspaltproduktquelle

(III.7) $$Q_j = \sum_i A_{j,i} \times N_i + Y^{sf}_j R^{sf} \ .$$

Zur programmtechnischen Realisierung unter dem Gesichtspunkt einer möglichst geringfügigen Codeänderung wird durch (III.7) nahegelegt, ein bestimmtes Spaltstoffnuklid, dem der Index i = 1 zugeordnet sei, auszuwählen und für dieses Nuklid die Ersetzung

(III.8) $$A_{j,1} \Rightarrow A_{j,1} + \frac{Y_j^{sf}}{N_1} R^{sf}$$

vorzunehmen. Die Spaltproduktquelle hat dann sowohl mit als auch ohne Berücksichtigung der Spontanspaltprodukte die Form

(III.9) $$Q_j = \sum_i A_{j,i} \times N_i \,.$$

Das Spaltstoffnuklid mit dem Index i = 1, dessen Spaltproduktmatrixelement der Spontanspaltanteil zugeschlagen wird, ist im Prinzip frei wählbar. Die Konzentration dieses Nuklids selbst bleibt durch diese Modifikation unbeeinflußt. Da sie nicht 0 sein darf (Division!), wird sie in diesem Fall auf 10^{-10} x Gesamtbrennstoffmasse gesetzt.
Es wurde U 233 als Pseudoerzeuger der Spontanspaltprodukte gewählt. Ausschlaggebend für diese Wahl ist sein historisch festgelegter erster Platz in der Reihe der Spaltstoffnuklide.

Der Kernpunkt der hier beschriebenen Erweiterung von KORIGEN um die Berücksichtigung der Spaltprodukte aus Spontanspaltungen ist also :

Die Spontanspaltquelle wird der induzierten Spaltquelle zugeschlagen, genauer : Es wird das Matrixelement der induzierten Spaltproduktquelle von U233 um den Spontanspaltbeitrag erhöht.

Für Phasen der Bestrahlung und Phasen des alleinigen Zerfalls kann dabei unterschiedlich vorgegangen werden.

Bestrahlung :

Da während der Bestrahlung die Spontanspaltrate R^{sf} um etwa 10^{-10} kleiner ist als die induzierte Spaltrate, kann in dieser Phase für die Spontanspaltrate der jeweilige Anfangswert für das gesamte Zeitintervall benutzt werden.

Alleiniger Zerfall :

Während Nullastphasen im Reaktor, nach Entladung des Brennstoffs und im Langzeitbereich des radioaktiven Abfalls ist die Anzahl der induzierten Spaltungen sehr klein - sie werden hier vernachlässigt -, und es verbleibt nur die Spontanspaltproduktquelle.
Das Charakteristikum der Spontanspaltrate ist, daß sie aufgrund des Zerfalls und des verzögerten Aufbaus der sie erzeugenden Nuklide einen nicht-monotonen Verlauf mit u.U. mehreren relativen Extrema hat, deren Mittelwerte in den vorgegebenen Intervallen nicht mehr allein durch Anfangswerte einschließlich der ersten und zweiten Ableitungen berechnet werden können.
Das angewendete und diesem Umstand Rechnung tragende Verfahren besteht darin, den Intervallmittelwert der Spontanspaltrate aus den Eckwerten und den zugehörigen ersten Ableitungen (Tangenten) zu bestimmen. Dieses Vorgehen er-

erfordert allerdings eine zweimalige Lösung der Zerfallsgleichungen (Rücksprung), was aber aufgrund der kurzen Rechenzeiten für diese Schritte akzeptabel ist.

3. Darstellung der Spontanspaltrate

Nahegelegt durch den Umstand, daß die Nuklidkonzentrationen als Lösungen von (III.1) und damit auch die Spontanspaltrate durch Überlagerungen von Exponentialfunktionen gegeben sind, wurde zunächst zur vereinfachten Darstellung der Spontanspaltrate ein Zwei-Exponential-Term-Fit der Form

$$R(t) = c_1 e^{\lambda_1 (t - t_1)} + c_2 e^{\lambda_2 (t - t_2)} \qquad \text{(III.10)}$$

angesetzt. Dieser Ansatz enthält die Koeffizienten c_i und die Abklingkonstanten λ_i, $i = 1{,}2$, als Fitparameter, die durch die gegebenen vier Randbedingungen festgelegt sind.
Es stellt sich jedoch heraus, daß der Zwei-Exponential-Term-Fit nur dann möglich ist, wenn

$$\frac{y'_1}{y_1} < \frac{1}{t_2 - t_1} \ln \frac{y_2}{y_1} < \frac{y'_2}{y_2} \quad . \qquad \text{(III.11)}$$

Dabei sind die y_i und y'_i die Werte der Spontanspaltrate und deren Steigungen an den Intervallecken t_i.

Man erhält eine für alle Randbedingungen existierende Darstellung, wenn man mit $\tau = (t_2 - t_1)/2$, $\bar{t} = (t_2 + t_1)/2$ und $r = (t - \bar{t})/\tau$ das Zeitintervall (t_1, t_2) in das Intervall $(-1, +1)$ transformiert und $R(r)$ als Produkt eines Exponentialterms und eines Polynoms darstellt :

$$R(r) = c\, e^{\kappa r} \times F(r) \quad . \qquad \text{(III.12)}$$

Mit (III.12) wird insgesamt eine stetige und differenzierbare Darstellung der Spontanspaltrate erreicht.
In KORIGEN, das intervallweise konstante Spontanspaltraten verarbeitet, werden die Mittelwerte

$$\bar{R} = \frac{1}{2} \int_{-1}^{+1} dr\, R(r) \qquad \text{(III.13)}$$

eingesetzt. Die Bestimmung der Fitparameter wird in Anhang B beschrieben.

4. Bereitstellung der Yields aus Spontanspaltungen

Spaltproduktausbeuten (Yields) aus Spontanspaltungen sind in der neuesten Fassung der JEF-Bibliothek, JEF-2.2, für Cm242, Cm244 und Cf252 verfügbar. Zur Verwendung in KORIGEN wurden diese Yields in die Spaltproduktdatei

ORFI95.M5 im Anschluß an die Yields für induzierte Spaltung, d.h. für jedes Spaltproduktnuklid auf die Plätze 20, 21 und 22 des Yieldsatzes, gebracht.

5. Spontanspaltproduktbildung in Abhängigkeit von der Zeitunterteilung

Die Genauigkeit der Darstellung der Spontanspaltrate durch einen zeitlichen Mittelwert wird umso größer, je feiner die Zeitunterteilung bei der Berechnung des Nachbestrahlungs- und Langzeitverhaltens des Kernbrennstoffs gewählt wird.
Am Beispiel des flüchtigen Spaltprodukts Xenon, das keine langlebigen Isotope besitzt und dessen Radioaktivität ab einigen Jahren nach dem Ende der Bestrahlung allein durch andauernde Nachbildung durch Spontanspaltungen verursacht wird, wurde der Einfluß einer Verfeinerung der Zeitunterteilung untersucht.
In Abb. III.1 sind die Xe-Aktivitäten, die

(a) in einem groben Zeitmaschennetz mit 11 Stützstellen von 7 bis 10^7 Jahre und
(b) in einem feineren Zeitmaschennetz mit 30 Stützstellen

berechnet wurden, einander gegenübergestellt.

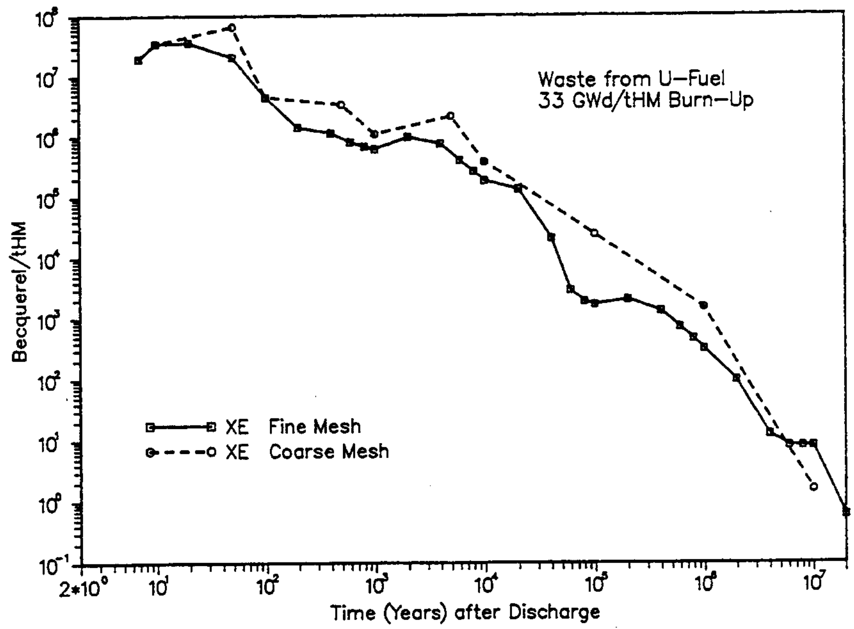


Abb. III.2 : Xe-Aktivität aus Spontanspaltungen

Der zeitliche Verlauf der Xe-Aktivität ist im großen und ganzen etwa gleich. Im Fall (a) werden für diesen Brennstoff fast durchweg größere Aktivitäten ermittelt als im Fall (b). Es wurde noch nicht untersucht, ob diese Konservativität im groben Maschennetz die Regel ist.
Die Feinunterteilung (b) bewirkt ein genaueres Abfahren der zeitlichen Veränderung der Spontanspaltrate und liefert einen entsprechend detaillierten Verlauf der Xe-Aktivität.

Es wird empfohlen, bei der Berechnung von Spontanspaltprodukten eine Zeiteinteilung mit etwa 4 - 5 Stützstellen pro Dekade zu verwenden.

6. Relevanz der Spontanspaltung für die Radioaktivität der Spaltprodukte

Hinsichtlich der Relevanz der Spontanspaltung für die Radioaktivität der Spaltproduktelemente oder einzelner Nuklide läßt sich die folgende Klassifizierung vornehmen :

Typ A   Praktisch unbeeinflußte Elemente oder Nuklide :
Sie bestehen aus langlebigen Isotopen bzw. sind langlebig und der Beitrag der durch Spontanspaltung gebildeten Isotope ist verschwindend klein gegenüber dem Beitrag der während der Bestrahlung durch induzierte Spaltung erzeugten und noch lange Zeit präsenten Isotope.

Typ B   Elemente, die nur stabile und/oder kurzlebige Isotope enthalten, bzw. kurzlebige Isotope :
Die Radioaktivität der durch induzierte Spaltung erzeugten Isotope ist nach kurzer Zeit abgeklungen, und die vorhandene Aktivität stammt von Isotopen aus Spontanspaltungen der längerlebigen Spontanspaltnuklide. Ohne Berücksichtigung der Spontanspaltung erscheinen diese Elemente bzw. Nuklide nicht in den Radioaktivitätstabellen.

Typ C   Elemente und Nuklide, die auch ohne Berücksichtigung der Spontanspaltung über lange Zeiten einen Aktivitätsbeitrag liefern, die aber durch den Beitrag der Spontanspaltung in ihrer Radioaktivität merklich beeinflußt werden.

In den Tab. III.1 sind die Radioaktivitäten der Spaltproduktelemente für Uranbrennstoff mit 50 GWd/tSM Abbrand entsprechend der obigen Klassifizierung für Abklingzeiten von 0.5 - 10 Jahre zusammengestellt.

Folgendes ist festzuhalten :

Typ A   Zu den praktisch unbeeinflußten Elementen gehören die Hauptaktivitätslieferanten wie Sr, Y, Cs und Ba sowie Tc mit dem langlebigen Isotop Tc99.
Wesentlich ist, daß die Gesamtaktivität (TOTALS) durch die Spontanspaltung nicht tangiert wird.

Typ B   Die hier vertretenen Elemente liefern Aktivitätsbeiträge, die im Vergleich zur Gesamtaktivität verschwindend klein sind.

Typ C   Von besonderem Interesse ist hier das flüchtige Xenon, das bei Vernachlässigung der Spontanspaltung nach 1-2 Jahren nicht mehr präsent ist, das aber über die Spontanspaltung z.B. nach 7 Jahren Kühlzeit - etwa zum Zeitpunkt der Wiederaufarbeitung - eine Aktivität von 10^8 Bq/tSM aufweist.
Das flüchtige Spaltprodukt Jod wird durch die Mitnahme der Spontanspaltung in seiner Elementaktivität nur schwach beinflußt, solange keine Abtrennung des durch induzierte Spaltung während der Bestrahlung entstandenen langlebigen Isotops I129, das den Hauptteil der Jodaktivität liefert, vorgenommen wird.

In Tab. III.2 sind die Radioaktivitäten der Elemente, die im Zeitraum 7 - 1000 Jahre nach Bestrahlungsende allein aufgrund der Spontanspaltung einen Beitrag liefern (Typ B), zusammengestellt.

ELEMENTS UNAFFECTED BY SPONTANEOUS FISSIONS (TYPE A)

FISSION PRODUCTS, ELEMENTS
RADIOACTIVITIES, BECQUERELS
BASIS : 1 THM INITIAL

TIME IN YEARS

	5.00E-01	1.00E+00	3.00E+00	5.00E+00	6.00E+00	7.00E+00	8.00E+00	9.00E+00	1.00E+01
H	2.45E+13	2.38E+13	2.13E+13	1.90E+13	1.80E+13	1.70E+13	1.61E+13	1.52E+13	1.44E+13
BE	1.17E+07	1.17E+07	1.17E+07	1.17E+07	1.17E+07	1.17E+07	1.17E+07	1.17E+07	1.17E+07
C	7.36E+08	7.36E+08	7.36E+08	7.36E+08	7.36E+08	7.36E+08	7.36E+08	7.36E+08	7.36E+08
SE	8.22E+09	8.22E+09	8.22E+09	8.22E+09	8.22E+09	8.22E+09	8.22E+09	8.22E+09	8.22E+09
KR	5.11E+14	4.94E+14	4.34E+14	3.82E+14	3.58E+14	3.35E+14	3.14E+14	2.95E+14	2.76E+14
SR	6.17E+15	4.02E+15	3.66E+15	3.49E+15	3.40E+15	3.32E+15	3.25E+15	3.17E+15	3.09E+15
Y	8.29E+15	4.34E+15	3.66E+15	3.49E+15	3.40E+15	3.32E+15	3.25E+15	3.17E+15	3.10E+15
ZR	8.07E+15	1.12E+15	5.06E+11	9.69E+10	9.68E+10	9.68E+10	9.68E+10	9.68E+10	9.68E+10
NB	1.60E+16	2.43E+15	9.31E+11	2.79E+10	3.08E+10	3.38E+10	3.67E+10	3.94E+10	4.20E+10
TC	7.38E+11	7.38E+11	7.38E+11	7.38E+11	7.38E+11	7.38E+11	7.38E+11	7.38E+11	7.38E+11
RU	2.22E+16	1.41E+16	3.53E+15	8.93E+14	4.49E+14	2.26E+14	1.14E+14	5.71E+13	2.87E+13
RH	2.20E+16	1.41E+16	3.53E+15	8.93E+14	4.49E+14	2.26E+14	1.14E+14	5.71E+13	2.87E+13
PD	6.75E+09	6.74E+09	6.74E+09	6.73E+09	6.73E+09	6.73E+09	6.73E+09	6.72E+09	6.72E+09
AG	7.42E+13	4.47E+13	5.90E+12	7.78E+11	2.83E+11	1.03E+11	3.73E+10	1.36E+10	4.95E+09
CD	5.61E+12	2.86E+12	2.45E+12	2.23E+12	2.13E+12	2.03E+12	1.94E+12	1.85E+12	1.76E+12
SN	7.25E+13	2.84E+13	1.05E+12	2.51E+11	2.13E+11	1.99E+11	1.93E+11	1.90E+11	1.88E+11
SB	7.04E+14	6.14E+14	3.71E+14	2.25E+14	1.75E+14	1.36E+14	1.06E+14	8.23E+13	6.40E+13
TE	5.70E+14	2.59E+14	9.16E+13	5.48E+13	4.26E+13	3.32E+13	2.58E+13	2.01E+13	1.56E+13
CS	1.45E+16	1.31E+16	9.24E+15	7.15E+15	6.48E+15	5.97E+15	5.57E+15	5.26E+15	5.01E+15
BA	5.48E+15	5.42E+15	5.17E+15	4.94E+15	4.83E+15	4.72E+15	4.61E+15	4.50E+15	4.40E+15
CE	3.21E+16	1.98E+16	3.33E+15	5.61E+14	2.30E+14	9.46E+13	3.88E+13	1.59E+13	6.54E+12
PR	3.12E+16	2.00E+16	3.37E+15	5.68E+14	2.33E+14	9.57E+13	3.93E+13	1.61E+13	6.62E+12
PM	6.67E+15	5.78E+15	3.40E+15	2.01E+15	1.54E+15	1.18E+15	9.09E+14	6.98E+14	5.36E+14
SM	1.68E+13	1.67E+13	1.65E+13	1.62E+13	1.61E+13	1.60E+13	1.58E+13	1.57E+13	1.56E+13
EU	1.12E+15	1.07E+15	8.81E+14	7.31E+14	6.66E+14	6.07E+14	5.54E+14	5.06E+14	4.62E+14
GD	7.24E+11	4.29E+11	5.30E+10	6.54E+09	2.30E+09	8.08E+08	2.84E+08	1.00E+08	3.53E+07
HO	2.28E+08	2.27E+08	2.27E+08	2.27E+08	2.27E+08	2.27E+08	2.27E+08	2.26E+08	2.26E+08
TOTALS	1.76E+17	1.07E+17	4.07E+16	2.54E+16	2.23E+16	2.03E+16	1.89E+16	1.79E+16	1.71E+16

ELEMENTS EXISTING ONLY IF SPONTANEOUS FISSIONS ARE ACCOUNTED FOR (TYPE B)

FISSION PRODUCTS, ELEMENTS
RADIOACTIVITIES, BECQUERELS
BASIS : 1 THM INITIAL

TIME IN YEARS

	5.00E-01	1.00E+00	3.00E+00	5.00E+00	6.00E+00	7.00E+00	8.00E+00	9.00E+00	1.00E+01
CU	9.63E+02	7.53E+02	6.87E+02	6.10E+02	5.48E+02	5.27E+02	5.08E+02	4.89E+02	4.71E+02
ZN	7.40E+03	5.79E+03	5.28E+03	4.69E+03	4.21E+03	4.05E+03	3.90E+03	3.76E+03	3.62E+03
GA	4.57E+04	3.58E+04	3.26E+04	2.90E+04	2.60E+04	2.50E+04	2.41E+04	2.32E+04	2.23E+04
GE	2.05E+05	1.60E+05	1.46E+05	1.30E+05	1.17E+05	1.12E+05	1.08E+05	1.04E+05	1.00E+05
BR	7.48E+06	5.85E+06	5.34E+06	4.74E+06	4.26E+06	4.10E+06	3.95E+06	3.80E+06	3.66E+06
ER	4.71E-01	3.68E-01	3.36E-01	2.98E-01	2.68E-01	2.58E-01	2.48E-01	2.39E-01	2.30E-01

ELEMENTS WITH NON-ZERO DIFFERENT RESULTS FOR A AND B (TYPE C)

A : WITH SPONTANEOUS-FISSION PRODUCTS
B : WITHOUT SPONTANEOUS-FISSION PRODUCTS

FISSION PRODUCTS, ELEMENTS
RADIOACTIVITIES, BECQUERELS
BASIS : 1 THM INITIAL

TIME IN YEARS

		5.00E-01	1.00E+00	3.00E+00	5.00E+00	6.00E+00	7.00E+00	8.00E+00	9.00E+00	1.00E+01
AS	A	1.10E+06	8.48E+05	7.74E+05	6.87E+05	6.18E+05	5.94E+05	5.72E+05	5.50E+05	5.30E+05
	B	1.16E+04	4.91E+01	7.29E-02	1.33E-04	5.70E-06	2.46E-07	1.20E-08	0.00E+00	0.00E+00
RB	A	1.22E+11	1.58E+08	1.87E+07	1.67E+07	1.51E+07	1.46E+07	1.41E+07	1.36E+07	1.31E+07
	B	1.22E+11	1.39E+08	1.12E+06	1.12E+06	1.12E+06	1.12E+06	1.12E+06	1.12E+06	1.12E+06
MO	A	2.07E+08	1.62E+08	1.48E+08	1.31E+08	1.18E+08	1.13E+08	1.09E+08	1.05E+08	1.01E+08
	B	6.90E-04	7.12E-24	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
IN	A	2.69E+10	2.09E+09	2.79E+06	2.41E+06	2.17E+06	2.09E+06	2.01E+06	1.93E+06	1.86E+06
	B	2.69E+10	2.09E+09	7.55E+04	3.34E+00	6.21E-01	6.05E-01	6.05E-01	6.05E-01	6.05E-01
I	A	6.27E+09	1.73E+09	1.71E+09	1.70E+09	1.68E+09	1.68E+09	1.67E+09	1.67E+09	1.67E+09
	B	6.08E+09	1.57E+09	1.57E+09	1.57E+09	1.57E+09	1.57E+09	1.57E+09	1.57E+09	1.57E+09
XE	A	2.55E+10	1.50E+08	1.37E+08	1.21E+08	1.09E+08	1.05E+08	1.01E+08	9.71E+07	9.35E+07
	B	2.53E+10	6.56E+05	4.12E-02	3.76E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
LA	A	3.58E+12	3.00E+08	1.09E+08	9.66E+07	8.68E+07	8.35E+07	8.04E+07	7.74E+07	7.45E+07
	B	3.58E+12	1.81E+08	2.54E+00	2.54E+00	2.54E+00	2.54E+00	2.54E+00	2.54E+00	2.54E+00
ND	A	2.60E+11	2.46E+07	1.99E+07	1.77E+07	1.59E+07	1.53E+07	1.47E+07	1.41E+07	1.36E+07
	B	2.60E+11	2.79E+06	8.95E+01	9.05E+01	9.06E+01	9.07E+01	9.07E+01	9.07E+01	9.07E+01
TB	A	1.55E+13	2.69E+12	2.45E+09	2.39E+06	2.15E+05	1.45E+05	1.37E+05	1.32E+05	1.27E+05
	B	1.55E+13	2.69E+12	2.45E+09	2.23E+06	6.73E+04	2.03E+03	6.13E+01	1.85E+00	5.58E-02
DY	A	2.24E+04	1.75E+04	1.60E+04	1.42E+04	1.27E+04	1.23E+04	1.18E+04	1.14E+04	1.09E+04
	B	7.56E-05	4.93E-21	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

Tab. III.1 : Aktivitäten (Typ A,B,C) der Spaltproduktelemente für U-Brennstoff mit 50 GWd/tSM Abbrand, 0.5 - 10 Jahre nach Bestrahlungsende

ELEMENTS EXISTING ONLY IF SPONTANEOUS FISSIONS ARE ACCOUNTED FOR (TYPE B)

FISSION PRODUCTS, ELEMENTS
RADIOACTIVITIES, BECQUERELS
BASIS : 1 THM INITIAL

	TIME IN YEARS										
	7.00E+00	7.10E+00	7.50E+00	8.00E+00	5.00E+01	1.00E+02	2.00E+02	3.00E+02	4.00E+02	7.00E+02	1.00E+03
CU	5.27E+02	4.96E+02	4.97E+02	4.91E+02	6.75E+02	1.22E+02	6.00E+01	4.02E+01	3.49E+01	4.93E+01	3.64E+01
ZN	4.05E+03	3.81E+03	3.82E+03	3.77E+03	5.19E+03	9.36E+02	4.61E+02	3.09E+02	2.68E+02	3.79E+02	2.80E+02
GA	2.50E+04	2.36E+04	2.36E+04	2.33E+04	3.20E+04	5.79E+03	2.85E+03	1.91E+03	1.66E+03	2.34E+03	1.73E+03
GE	1.12E+05	1.06E+05	1.06E+05	1.05E+05	1.44E+05	2.60E+04	1.28E+04	8.57E+03	7.44E+03	1.05E+04	7.75E+03
BR	4.10E+06	3.86E+06	3.87E+06	3.82E+06	5.24E+06	9.47E+05	4.66E+05	3.13E+05	2.71E+05	3.83E+05	2.83E+05
KR	0.00E+00	7.33E+06	7.36E+06	7.27E+06	1.02E+07	1.85E+06	9.10E+05	6.11E+05	5.31E+05	7.49E+05	5.53E+05
MO	1.13E+08	1.07E+08	1.07E+08	1.06E+08	1.45E+08	2.62E+07	1.29E+07	8.65E+06	7.50E+06	1.06E+07	7.81E+06
I	0.00E+00	1.01E+08	1.02E+08	1.01E+08	1.39E+08	2.50E+07	1.23E+07	8.26E+06	7.17E+06	1.01E+07	7.47E+06
XE	0.00E+00	9.84E+07	9.89E+07	9.76E+07	1.34E+08	2.42E+07	1.19E+07	8.00E+06	6.94E+06	9.79E+06	7.23E+06
DY	1.23E+04	1.15E+04	1.16E+04	1.14E+04	1.57E+04	2.83E+03	1.39E+03	9.35E+02	8.12E+02	1.14E+03	8.45E+02
ER	2.58E-01	2.43E-01	2.43E-01	2.40E-01	3.30E-01	5.96E-02	2.93E-02	1.97E-02	1.71E-02	2.41E-02	1.78E-02

Tab. III.2 : Aktivitäten (Typ B) der Spaltproduktelemente für U-Brennstoff mit 50 GWd/tSM Abbrand, 7 - 1000 Jahre nach Bestrahlungsende

Zur Simulation ihrer Flüchtigkeit wurden Krypton, Xenon und Jod zum Zeitpunkt 7 Jahre nach Bestrahlungsende abgetrennt : Sie starten bei 7 Jahren mit 0, die sich anschließend einstellende Aktivität ist durch Spontanspaltung bedingt.
Für Xe und I stellen sich alsbald bis etwa 50 Jahre anhaltende Gleichgewichtsaktivitäten von etwa 10^8 Bq/tSM ein.
In Tab. III.3 finden sich, ergänzend zu Tab. III.2, die Isotope von Kr, Xe und I mit Aktivitäten größer als 10^6 Bq/tSM bei 7.1 Jahren.

NUCLIDES EXISTING ONLY IF SPONTANEOUS FISSIONS ARE ACCOUNTED FOR (TYPE B)

FISSION PRODUCTS, NUCLIDES
RADIOACTIVITIES, BECQUERELS
BASIS : 1 THM INITIAL

	TIME IN YEARS										
	7.00E+00	7.10E+00	7.50E+00	8.00E+00	5.00E+01	1.00E+02	2.00E+02	3.00E+02	4.00E+02	7.00E+02	1.00E+03
KR 87	0.00E+00	1.17E+06	1.17E+06	1.16E+06	1.59E+06	2.87E+05	1.41E+05	9.48E+04	8.23E+04	1.16E+05	8.57E+04
KR 88	0.00E+00	1.53E+06	1.54E+06	1.52E+06	2.09E+06	3.77E+05	1.85E+05	1.24E+05	1.08E+05	1.52E+05	1.12E+05
KR 89	0.00E+00	1.53E+06	1.53E+06	1.51E+06	2.08E+06	3.75E+05	1.85E+05	1.24E+05	1.08E+05	1.52E+05	1.12E+05
KR 90	0.00E+00	1.12E+06	1.13E+06	1.11E+06	1.53E+06	2.76E+05	1.36E+05	9.12E+04	7.91E+04	1.12E+05	8.24E+04
I 131	0.00E+00	8.28E+06	8.69E+06	8.58E+06	1.18E+07	2.13E+06	1.05E+06	7.03E+05	6.10E+05	8.61E+05	6.36E+05
I 132	0.00E+00	1.22E+07	1.23E+07	1.21E+07	1.66E+07	3.00E+06	1.48E+06	9.91E+05	8.60E+05	1.21E+06	8.96E+05
I 133	0.00E+00	1.74E+07	1.75E+07	1.72E+07	2.37E+07	4.28E+06	2.11E+06	1.41E+06	1.23E+06	1.73E+06	1.28E+06
I 133 M	0.00E+00	1.58E+06	1.59E+06	1.57E+06	2.15E+06	3.89E+05	1.91E+05	1.28E+05	1.11E+05	1.57E+05	1.16E+05
I 134	0.00E+00	1.94E+07	1.95E+07	1.92E+07	2.64E+07	4.77E+06	2.35E+06	1.58E+06	1.37E+06	1.93E+06	1.42E+06
I 134 M	0.00E+00	3.93E+06	3.94E+06	3.89E+06	5.34E+06	9.64E+05	4.75E+05	3.18E+05	2.76E+05	3.90E+05	2.88E+05
I 135	0.00E+00	1.80E+07	1.80E+07	1.78E+07	2.44E+07	4.41E+06	2.17E+06	1.46E+06	1.27E+06	1.78E+06	1.32E+06
I 136	0.00E+00	4.85E+06	4.87E+06	4.81E+06	6.60E+06	1.19E+06	5.87E+05	3.94E+05	3.42E+05	4.82E+05	3.56E+05
I 136 M	0.00E+00	7.21E+06	7.23E+06	7.14E+06	9.81E+06	1.77E+06	8.72E+05	5.85E+05	5.08E+05	7.16E+05	5.29E+05
I 137	0.00E+00	6.53E+06	6.55E+06	6.47E+06	8.88E+06	1.60E+06	7.90E+05	5.30E+05	4.60E+05	6.49E+05	4.79E+05
I 138	0.00E+00	1.69E+06	1.69E+06	1.67E+06	2.30E+06	4.15E+05	2.04E+05	1.37E+05	1.19E+05	1.68E+05	1.24E+05
XE133	0.00E+00	1.74E+07	1.76E+07	1.74E+07	2.39E+07	4.32E+06	2.12E+06	1.43E+06	1.24E+06	1.74E+06	1.29E+06
XE135	0.00E+00	2.23E+07	2.24E+07	2.21E+07	3.03E+07	5.48E+06	2.70E+06	1.81E+06	1.57E+06	2.21E+06	1.64E+06
XE135 M	0.00E+00	5.83E+06	5.85E+06	5.78E+06	7.94E+06	1.43E+06	7.06E+05	4.73E+05	4.11E+05	5.79E+05	4.28E+05
XE137	0.00E+00	2.16E+07	2.17E+07	2.14E+07	2.94E+07	5.31E+06	2.62E+06	1.75E+06	1.52E+06	2.15E+06	1.59E+06
XE138	0.00E+00	1.77E+07	1.77E+07	1.75E+07	2.41E+07	4.34E+06	2.14E+06	1.44E+06	1.25E+06	1.76E+06	1.30E+06
XE139	0.00E+00	8.64E+06	8.67E+06	8.56E+06	1.18E+07	2.12E+06	1.05E+06	7.01E+05	6.09E+05	8.58E+05	6.34E+05
XE140	0.00E+00	2.66E+06	2.67E+06	2.63E+06	3.62E+06	6.53E+05	3.22E+05	2.16E+05	1.87E+05	2.64E+05	1.95E+05

Tab. III.3 : Aktivitäten (Typ B) der Kr-, I- und Xe-Isotpe für U-Brennstoff mit 50 GWd/tSM Abbrand, 7 - 1000 Jahre nach Bestrahlungsende

7. Vergleich mit früheren Rechnungen (KTG-Tagung 1989)

Bereits 1989 wurde vom Autor ein Verfahren /11/ zur Bestimmung der flüchtigen Spaltprodukte aus Spontanspaltungen entwickelt, das nicht auf dem KORIGEN-Programm basiert, aber KORIGEN-Daten benutzt.
In der folgenden Tab. III.4 sind die seinerzeit ermittelten Radioaktivitäten den mit KORG95 bestimmten gegenübergestellt.

Fall	Methode	Y	Krypton		Xenon		Jod		Cäsium	
			IS	SS	IS	SS	IS	SS	IS	SS
UOX	KTG'89	3	2.2+8	1.32	0.	18.3	1110.	15.5	3.9+9	19.
	KORG95	3	2.4+8	1.19	0.	21.6	1011.	19.5	3.9+9	23.3
	KORG95	2	2.4+8	1.92	0.	25.7	1011.	26.5	3.9+9	20.
MOX	KTG'89	3	1.4+8	23.7	0.	330.	1350.	278.	3.9+9	341.
	KORG95	3	1.4+8	18.3	0.	332.	1300.	300.	3.9+9	359.
	KORG95	2	1.4+8	29.5	0.	396.	1300.	408.	3.9+9	309.

Tab. III.4 : Vergleich von KORG95-Ergebnissen mit früheren Rechnungen
Y = 2/3 : Cm244/Cf252-Spontanspaltyields
IS/SS : Induzierte/Spontane Spaltung

Die 1989 erzielten Resultate basieren auf Spaltproduktausbeuten für induzierte Spaltung, die seinerzeit aus den ursprünglichen ORIGEN-2 Yields durch Normierung auf neuere Kettenyields /12/ erzeugt worden waren. In KORG95 werden jedoch JEF-2.2 Yields benutzt. Im Licht der sowohl unterschiedlichen Daten als auch Methoden wird bei Verwendung derselben Spontanspaltyields (Cf252) eine gute Übereinstimmung zwischen KTG'89 und KORG95 erzielt.
Die KORG95-Ergebnisse wurden mit Cf252-Yields für Spontanspaltung zum Vergleich mit den 1989 Werten und - was dem hauptsächlichen Spontanspalter Cm244 angemessen ist - mit Cm244-Yields ermittelt. Bei Krypton, Xenon und Jod fallen die konsistent mit Cm244-Yields berechneten Spontanspaltanteile der Radioaktivität (SS) deutlich größer aus als die inkonsistent mit Cf252-Yields ermittelten (Xe : 19 %, Jod : 36 %).
Die Unterschiede in den berechneten Radioaktivitäten zeigen die Bedeutung des Einsatzes von konsistenten Yields.

IV. Zusammenfassung mit Ergänzungen und Ausblick

Das hier beschriebene KORIGEN, Version 1996, kurz KORG95, zeichnet sich im Vergleich zu früheren Versionen aus durch :

- Eine umfangreichere Datenbibliothek im Bereich der Struktur- und Aktivierungsmaterialien und im Bereich Spaltprodukte; die Ergänzungen, die im Auftrag des BfS vorgenommen wurden, betrafen hauptsächlich Nuklide, die nach Neutroneneinfang aus der K-Schale (β^+-Emitter) γ-Strahlung aussenden.
  Die in KORIGEN implementierten nuklearen Daten der neu aufgenommenen Nuklide basieren auf den neuesten verfügbaren Datenfiles JEF-2.2 und EAF-3.

- Die auf Wunsch des BfS eingebaute Option der Mitnahme von Spaltprodukten, die durch Spontanspaltung der Aktiniden (hauptsächlich Cm242 und Cm244) erzeugt werden; von besonderem Interesse sind hier die flüchtigen Spaltprodukte Xenon, Jod und Krypton.
  Der Vergleich mit früheren Rechnungen, denen eine andere Methode zugrunde liegt, zeigt für diese Nuklide eine gute Übereinstimmung mit dem neuen KORIGEN-Verfahren.

Außerhalb des BfS-Auftrages wurden die bisherigen Spaltproduktausbeuten aus induzierter Spaltung vollständig durch JEF-2.2-Yields ersetzt und von bisher 12 auf 19 Spaltstoffnuklide erweitert.
Programmtechnische Modifikationen betrafen neben dem Einbau der Routinen SPOFIP und ITSF für die Spontanspaltproduktbildung die Umstellung auf STANDARD FORTRAN 77 und die Verarbeitung der Datenfiles, die jetzt alle formatiert vorliegen.
Ein von KORIGEN-Benutzern häufig geäußerter Kritikpunkt ist die formatierte Eingabe. Wir beabsichtigen, für die Nachfolgeversion eine Routine zu schreiben, die alternativ zur formatierten die Verarbeitung einer formatfreien Eingabe gestattet.
Des weiteren ist eine vollständige Umstellung auf die angekündigte neue Version des Joint Evaluated File, JEF-3, geplant.

Die Autoren hoffen, daß mit Hilfe der überarbeiteten Eingabebeschreibung und der zahlreichen Eingabebeispiele ein schneller Einsatz des KORIGEN-Programms möglich ist.

V. Referenzen

1. M.J.Bell : „ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code“, ORNL-4628, May 1973
2. A.G.Croff : „ORIGEN2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code“, ORNL 6521 (1980)
3. A.G.Croff, R.L.Haese, N.B.Gove : „Updated Decay and Photon Libraries for the ORIGEN Code“, ORNL/TM-6055, February 1977

4. U.Hesse, W.Denk, H. Deitenbeck : „OREST - Eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGEN zur Abbrandsimulation von LWR-Brennstoffen", GRS-63, 1994
5. U.Fischer, H.W.Wiese : „Verbesserte konsistente Berechnung des nuklearen Inventars abgebrannter DWR-Brennstoffe auf der Basis von Zell-Abbrand-Verfahren mit KORIGEN", KfK 3014, Januar 1983, und ORNL-tr-5043
6. B.Duchemin, C.Nordborg : „Decay Heat Calculation, An International Nuclear Code Comparison", NEACRP-319 "L", NEACRP-275 "U"
7. History of JEF Evaluations, NEA Data Bank, JEF/DOC-354, November 1991 und
Status of the JEF-2 Library, JEF/DOC-343, June 1991
8. P.Fink, CEA, JEF Koordinator (Persönliche Mitteilung, 30.6.95)
9. J.Kopecki, H.A.J. van der Kamp, H.Gruppelaar, D.Nierop : „The European Activation File EAF-3 with Neutron Activation and Transmutation Cross-Sections", ECN-C--92-058, September 1992
10. C.H.M.Broeders : „Entwicklungsarbeiten für die neutronenphysikalische Auswertung von Fortschrittlichen Druckwasserreaktoren (FDWR) mit kompakten Dreiecksgittern in hexagonalen Brennelementen", KfK 5072, August 1995
11. H.W.Wiese : „Bildung flüchtiger Spaltprodukte aus Spontanspaltungen bei der Auflösung bestrahlter Kernbrennstoffe", Jahrestagung Kerntechnik '89, Mai 1989, S. 289
12. B.F.Rider, T.R.England : „Evaluation of Fission Product Yields for the USA National Nuclear Data Files", Proc. Specialists' Meeting on Data for Decay Heat Predictions, Studsvik, Sweden, September 1987, p. 21

Anhang A : Karten der in KORIGEN berücksichtigten Nuklide

CHARGE/ELEMENT	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75
52TE	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	124 S	125 S M	126 S	--- -
51SB	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	121 S	--- -	123 S	124 G M	125 G	126 G M
50SN	114 S	115 S	116 S	117 S M	118 S	119 S M	120 S	121 G M	122 S	123 G M	124 S	125 G M
49IN	113 S	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	119 G M	--- -	121 G M	--- -	--- -	--- -
48CD	--- -	113 S M	--- -	115 G M	--- -	--- -	--- .	119 G M	--- -	121 G	--- -	--- -

(NUMBER OF NEUTRONS)

CHARGE/ELEMENT	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59
44RU	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	101 S	--- -	--- -
43TC	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	99 G M	--- -	101 G	--- -
42MO	92 S	93 G M	94 S	95 S	96 S	97 S	98 S	99 G	100 S	101 G
41NB	--- .	92 G	93 S M	94 G	95 G	96 G	97 G	--- -	--- -	--- -
40ZR	90 S	91 S	92 S	93 G	94 S	95 G	96 S	--- -	--- -	--- -

(NUMBER OF NEUTRONS)

CHARGE/ELEMENT	NUMBER OF NEUTRONS																				
	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53
39Y	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	90 G M	91 G M	-
38SR	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	88 S	89 G	90 G	91 G
37RB	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-
36KR	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-
35BR	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-
34SE	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-
33AS	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-
32GE	-	-	-	-	-	70 S	-	.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-
31GA	-	-	-	-	-	69 S	70 G	71 S	-	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-
30ZN	63 G	64 S	65 G	66 S	67 S	68 S	69 G M	70 S	71 G M	-	-	-	-	-	-	-	-	.	-	-	-

CHARGE/ELEMENT	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37
							NUMBER OF NEUTRONS													
29CU	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---	--- .	---	---	62 G	63 S	64 G	65 S	66 G
28NI	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---	58 S	59 G	60 S	61 S	62 S	63 G	64 S	65 G
27CO	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---	57 #G	58 G M	59 S	60 G M	61 G	62 G	---	---
26FE	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	54 S	55 G	56 S	57 S	58 S	59 G	---	---	---	---
25MN	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	53 #G	54 G	55 S	56 G	57 G	58 G	---	---	---	---
24CR	---	---	--- .	---	---	---	---	---	50 S	51 G	52 S	53 S	54 S	55 G	---	---	---	---	---	---
23V	---	---	--- .	---	---	---	---	---	49 G	50 G	51 S	52 G	53 G	54 G	---	---	---	---	---	---
22TI	---	---	--- .	---	---	---	46 S	47 S	48 S	49 S	50 S	51 G	--- .	---	---	---	---	---	---	---
21SC	---	---	--- .	---	---	---	45 S	46 G	47 G	48 G	49 G	50 G	--- .	---	---	---	---	---	---	---
20CA	---	---	40 S	41 G	42 S	43 S	44 S	45 G	46 S	47 G	48 S	49 G	--- .	---	---	---	---	---	---	---
19K	---	---	39 S	40 G	41 S	42 G	43 G	44 G	---	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---
18AR	36 S	37 G	38 S	39 G	40 S	41 G	---	---	---	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---

CHARGE/ELEMENT	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21
17CL	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	35 S	36 G	37 S	38 G
16S	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	32 S	33 S	34 S	35 G	36 S	37 G
15P	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	31 S	32 G	33 G	34 G	--- .	--- -
14SI	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	28 S	29 S	30 S	31 G	--- -	--- -	--- .	--- -
13AL	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	26 *G *M	27 S	28 G	29 G	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
12MG	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	24 S	25 S	26 S	27 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
11NA	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	22 G	23 S	24 G	25 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
10NE	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	20 S	21 S	22 S	23 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
9F	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	19 S	20 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
8O	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	16 S	17 S	18 S	19 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
7N	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	13 G	14 S	15 S	16 G	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
6C	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	12 S	13 S	14 G	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
5B	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	10 S	11 S	12 G	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
4BE	--- .	--- -	--- -	--- -	8 G	9 S	10 G	11 G	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
3LI	--- .	--- -	--- -	6 S	7 S	8 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
2HE	--- .	3 S	4 S	--- -	6 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -
1H	1 S	2 S	3 G	4 G	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- -	--- .	--- -

Column header: NUMBER OF NEUTRONS

CHART OF NUCLIDES IN ORFI FOR STRUCTURE AND ACTIVATION NUCLIDES

S = STABLE GROUND STATE ONLY, G = RADIOACTIVE GROUND STATE ONLY
D = STABLE GROUND STATE AND ISOMERIC STATE, R = RADIOACTIVE GROUND STATE AND ISOMERIC STATE

```
CHARGE/ELEMENT          NUMBER OF NEUTRONS
               10        20        30        40        50        60        70        80        90       100       110       120
84PO  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-----G-
83BI  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.----RSR
82PB  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.RDRSDSG
81TL  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.GSGSR--
80HG  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.----RSRSDSSSGSG--
79AU  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-----RRDRG-------
78PT  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.GGGSRSDSRSR------
77IR  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-GRDRDR--.-------
76OS  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.------RSGGSSDDRDG--.-------
75RE  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------RRSRGRG-----.-------
74W   ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.----RSGSDSRSGGG----.-------
73TA  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-----GGSR.---------.-------
72HF  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.GGGSDDDDG.---------.-------
71LU  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-GRSRR---.---------.-------
70YB  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.------GSRSSSSSGDR--.---------.-------
69TM  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------GGSGG-------.---------.-------
68ER  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---SGSGSDSGSG------.---------.-------
52TE  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-SDS-----.---------.---------.---------.---------.-------
51SB  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------S-SRGR----.---------.---------.---------.---------.-------
50SN  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---SSSDSDSRSRSR----.---------.---------.---------.---------.-------
49IN  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.---S-----R-R-------.---------.---------.---------.---------.-------
48CD  ---------.---------.---------.---------.---------.---------.----D-R--.R-G------.---------.---------.---------.---------.-------
44RU  ---------.---------.---------.---------.---------.------S--.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
43TC  ---------.---------.---------.---------.---------.-----R-G-.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
42MO  ---------.---------.---------.---------.---------SRSSSSSGSG.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
41NB  ---------.---------.---------.---------.---------.GDGGGG---.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
40ZR  ---------.---------.---------.---------.---------SSSGSGS---.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
39Y   ---------.---------.---------.---------.---------.RR-------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
38SR  ---------.---------.---------.---------.---------SGGG------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
32GE  ---------.---------.---------.-------S-.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
31GA  ---------.---------.---------.-------SGS---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
30ZN  ---------.---------.---------.--GSGSSSRSR--------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
29CU  ---------.---------.---------.--GSGSG--.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
28NI  ---------.---------.---------SGSSSGSG--.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
27CO  ---------.---------.---------GRSRGG----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
26FE  ---------.---------.-------SGSSSG------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
25MN  ---------.---------.-------GGSGGG------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
24CR  ---------.---------.-----SGSSSG--------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
23V   ---------.---------.-----GGSGGG--------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
22TI  ---------.---------.---SSSSSG.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
21SC  ---------.---------.---SGGGGG.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
20CA  ---------.---------SGSSSSGSGSG.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
19K   ---------.---------SGSGGG----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
18AR  ---------.-------SGSGSG------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
17CL  ---------.-------SGSG--------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
16S   ---------.-----SSSGSG--------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
15P   ---------.-----SGGG.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
14SI  ---------.---SSSG--.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
13AL  ---------.--RSGG---.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
12MG  ---------.-SSSG----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
11NA  ---------.GSGG-----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
10NE  ---------SSSG------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 9F   ---------SG--------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 8O   -------SSSG--------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 7N   -----GSSG.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 6C   -----SSG-.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 5B   ----SSG--.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 4BE  ---GSGG--.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 3LI  --SSG----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 2HE  SS-G-----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
 1H   SSGG-----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------
```

SUBCHARTS OF NUCLIDES IN ORFI FOR FISSION PRODUCTS

S = STABLE NUCLIDE, G/M = GROUND STATE/ISOMERIC STATE OF RADIOACTIVE NUCLIDE
* = NUCLIDE ADDED TO ORFI, # = NUCLIDE ESPECIALLY REQUIRED

CHARGE/ELEMENT	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	101	102	103
	NUMBER OF NEUTRONS																					
68ER	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	166 S	167 S M	---	---	---	---
67HO	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	165 S	166 G M	---	---	---	---
66DY	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	160 S	161 S	162 S	163 S	164 S	165 G M	166 G	---	---	---
65TB	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	159 S	160 G	161 G	162 G M	163 G M	164 G	165 G	---	---	---
64GD	---	---	---	---	---	---	152 G	153 G	154 S	155 S	156 S	157 S	158 S	159 G	160 S	161 G	162 G	163 G	164 G	165 G	---	---
63EU	---	---	---	---	---	---	151 S	152 G M	153 S	154 G	155 G	156 G	157 G	158 G	159 G	160 G	161 G	162 G	163 G	164 G	165 G	---
62SM	144 *S	145 #G	146 *G	147 G	148 G	149 G	150 S	151 G	152 S	153 G	154 S	155 G	156 G	157 G	158 G	159 G	160 G	161 G	162 G	163 G	164 G	165 G
61PM	---	---	---	---	147 G	148 G M	149 G	150 G	151 G	152 G M	153 G	154 G M	155 G	156 G	157 G	158 G	159 G	160 G	161 G	162 G	---	---
60ND	142 S	143 S	144 G	145 S	146 S	147 G	148 S	149 G	150 S	151 G	152 G	153 G	154 G	155 G	156 G	157 G	158 G	159 G	160 G	161 G	---	---

CHARGE/ELEMENT	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100
	NUMBER OF NEUTRONS																														
59PR	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	141 S	142 G M	143 G	144 G M	145 G	146 G	147 G	148 G	149 G	150 G	151 G	152 G	153 G	154 G	155 G	156 G	157 G	158 G	159 G
58CE	---	---	---	---	---	---	---	---	136 *S	---	---	---	140 S	141 G	142 G	143 G	144 G	145 G	146 G	147 G	148 G	149 G	150 G	151 G	152 G	153 G	154 G	155 G	156 G	157 G	---
57LA	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	138 G	139 S	140 G	141 G	142 G	143 G	144 G	145 G	146 G	147 G	148 G	149 G	150 G	151 G	152 G	153 G	154 G	155 G	---	---
56BA	---	---	---	---	---	---	132 *S	133 #G *M	134 S	135 S M	136 S M	137 S M	138 S	139 G	140 G	141 G	142 G	143 G	144 G	145 G	146 G	147 G	148 G	149 G	150 G	151 G	152 G	---	---	---	---
55CS	---	---	---	---	---	---	---	---	133 S	134 G M	135 G M	136 G	137 G	138 G M	139 G	140 G	141 G	142 G	143 G	144 G	145 G	146 G	147 G	148 G	149 G	150 G	---	---	---	---	---
54XE	124 *S	125 *G *M	126 *S	127 *G *M	128 S	129 S M	130 S	131 S M	132 S	133 G M	134 S M	135 G M	136 S	137 G	138 G	139 G	140 G	141 G	142 G	143 G	144 G	145 G	146 G	147 G	---	---	---	---	---	---	---
53I	---	---	125 #G	126 *G	127 S	128 G	129 G	130 G M	131 G	132 G	133 G M	134 G M	135 G	136 G M	137 G	138 G	139 G	140 G	141 G	142 G	143 G	144 G	145 G	---	---	---	---	---	---	---	---

CHARGE/ELEMENT	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90
	NUMBER OF NEUTRONS																														
52TE	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	122 S	123 G M	124 S	125 S M	126 S	127 G M	128 S	129 G M	130 S	131 G M	132 G	133 G M	134 G	135 G	136 G	137 G	138 G	139 G	140 G	141 G	142 G
51SB	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	121 S	122 G M	123 S	124 G M	125 G	126 G M	127 G	128 G M	129 G	130 G M	131 G	132 G M	133 G	134 G M	135 G	136 G	137 G	138 G	139 G	---	---
50SN	---	---	112 *S	113 #G *M	114 S	115 S	116 S	117 S M	118 S	119 S M	120 S	121 G M	122 S	123 G M	124 S	125 G M	126 G	127 G M	128 G	129 G M	130 G	131 G M	132 G	133 G M	134 G	135 G	136 G	---	---	---	---
49IN	---	---	---	---	113 S M	114 G M	115 G M	116 G M	117 G M	118 G M	119 G M	120 G M	121 G M	122 G M	123 G M	124 G	125 G M	126 G	127 G M	128 G	129 G	130 G	131 G	132 G	133 G	134 G	---	---	---	---	---
48CD	108 S	109 G	110 S	111 S M	112 S	113 S M	114 S	115 G M	116 S	117 G M	118 G	119 G M	120 G	121 G	122 G	123 G	124 G	125 G	126 G	127 G	128 G	129 G	130 G	131 G	132 G	---	---	---	---	---	

CHARGE/ELEMENT	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81
	NUMBER OF NEUTRONS																														
47AG	---	---	---	---	---	---	---	---	---	107 S	108 G M	109 S M	110 G M	111 G M	112 G	113 G M	114 G	115 G M	116 G M	117 G M	118 G M	119 G	120 G	121 G	122 G	123 G	124 G	125 G	126 G	127 G	128 G
46PD	---	---	---	---	---	---	---	104 S	105 S	106 S	107 G M	108 S	109 G M	110 S	111 G M	112 G	113 G	114 G	115 G	116 G	117 G	118 G	119 G	120 G	121 G	122 G	123 G	124 G	125 G	126 G	---
45RH	---	---	---	---	---	---	---	103 S M	104 G M	105 G M	106 G M	107 G	108 G M	109 G M	110 G M	111 G	112 G	113 G	114 G	115 G	116 G	117 G	118 G	119 G	120 G	121 G	122 G	123 G	---	---	---
44RU	95 *G	96 *S	97 *G	98 *S	99 S	100 S	101 S	102 S	103 G	104 S	105 G	106 G	107 G	108 G	109 G	110 G	111 G	112 G	113 G	114 G	115 G	116 G	117 G	118 G	119 G	120 G	---	---	---	---	
43TC	---	95 *G #M	96 *G *M	97 #G *M	98 *G	99 G M	100 G	101 G	102 G M	103 G	104 G	105 G	106 G	107 G	108 G	109 G	110 G	111 G	112 G	113 G	114 G	115 G	116 G	117 G	118 G	---	---	---	---	---	---
42MO	---	---	95 S	96 S	97 S	98 S	99 G	100 S	101 G	102 G	103 G	104 G	105 G	106 G	107 G	108 G	109 G	110 G	111 G	112 G	113 G	114 G	115 G	---	---	---	---	---	---	---	---
41NB	92 G	93 S M	94 G M	95 G M	96 G	97 G M	98 G M	99 G M	100 G M	101 G	102 G	103 G	104 G	105 G	106 G	107 G	108 G	109 G	110 G	111 G	112 G	---	---	---	---	---	---	---	---	---	

CHARGE/ELEMENT — NUMBER OF NEUTRONS

CHARGE/ELEMENT	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54
40ZR	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---	90 S M	91 S	92 S	93 G	94 S
39Y	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---	89 S M	90 G M	91 G M	92 G	93 G M
38SR	--- .	---	---	---	---	---	84 *S	85 #G *M	86 S	87 S M	88 S	89 G	90 G	91 G	92 G
37RB	--- .	---	---	---	---	---	---	---	85 S	86 G M	87 G	88 G	89 G	90 G M	91 G
36KR	--- .	---	---	---	80 S	81 G M	82 S	83 S M	84 S	85 G M	86 S	87 G	88 G	89 G	90 G
35BR	--- .	---	---	---	79 S M	80 G M	81 S	82 G M	83 G	84 G M	85 G	86 G M	87 G	88 G	89 G
34SE	74 *S	75 #G	76 S	77 S M	78 S	79 G M	80 S	81 G M	82 S	83 G M	84 G	85 G M	86 G	87 G	88 G
33AS	73 #G	74 *G	75 S *M	76 G	77 G	78 G M	79 G	80 G	81 G	82 G M	83 G	84 G	85 G	86 G	87 G
32GE	72 S	73 S M	74 S	75 G M	76 S	77 G M	78 G	79 G	80 G	81 G	82 G	83 G	84 G	85 G	86 G
31GA	--- .	72 G	73 G	74 G	75 G	76 G	77 G	78 G	79 G	80 G	81 G	82 G	83 G	84 G	85 G
30ZN	--- .	---	72 G	73 G	74 G	75 G	76 G	77 G	78 G	79 G	80 G	81 G	82 G	83 G	---
29CU	--- .	---	---	72 G	73 G	74 G	75 G	76 G	77 G	78 G	79 G	80 G	81 G	---	---
28NI	--- .	---	---	---	72 G	73 G	74 G	75 G	76 G	77 G	78 G	---	---	---	---
27CO	--- .	---	---	---	---	72 G	73 G	74 G	75 G	---	--- .	---	---	---	---

CHARGE/ELEMENT	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69
40ZR	95 G	96 S	97 G	98 G	99 G	100 G	101 G	102 G	103 G	104 G	105 G	106 G	107 G	108 G	109 G
39Y	94 G	95 G	96 G	97 G	98 G	99 G	100 G	101 G	102 G	103 G	104 G	105 G	106 G	107 G	---
38SR	93 G	94 G	95 G	96 G	97 G	98 G	99 G	100 G	101 G	102 G	103 G	104 G	---	---	---
37RB	92 G	93 G	94 G	95 G	96 G	97 G	98 G	99 G	100 G	101 G	---	---	---	---	---
36KR	91 G	92 G	93 G	94 G	95 G	96 G	97 G	98 G	---	---	---	---	---	---	---
35BR	90 G	91 G	92 G	93 G	94 G	95 G	96 G	---	---	---	---	---	---	---	---
34SE	89 G	90 G	91 G	92 G	93 G	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---
33AS	88 G	89 G	90 G	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---
32GE	87 G	88 G	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---
31GA	---	---	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---
30ZN	---	---	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---
29CU	---	---	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---
28NI	---	---	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---
27CO	---	---	---	---	---	--- .	---	---	---	---	---	---	---	---	---

```
CHARGE/ELEMENT                          NUMBER OF NEUTRONS
            0    1    2    3    4    5    6    7    8

  6C      ---  ---  ---  ---  ---  ---  ---  ---   14
           .    -    -    -    -    -    -    -    G

  5B      ---  ---  ---  ---  ---  ---  ---  ---  ---
           .    -    -    -    -    -    -    -    -

  4BE     ---  ---  ---  ---  ---  ---   10   11  ---
           .    -    -    -    -    -    G    G    -

  3LI     ---  ---  ---  ---    7    8  ---  ---  ---
           .    -    -    -    S    G    -    -    -

  2HE     ---  ---    4  ---    6  ---  ---  ---  ---
           .    -    S    -    G    -    -    -    -

  1H        1    2    3  ---  ---  ---  ---  ---  ---
            S    S    G    -    -    -    -    -    -
```

CHART OF NUCLIDES IN ORFI FOR FISSION PRODUCTS

S = STABLE GROUND STATE ONLY, G = RADIOACTIVE GROUND STATE ONLY
D = STABLE GROUND STATE AND ISOMERIC STATE, R = RADIOACTIVE GROUND STATE AND ISOMERIC STATE

```
CHARGE/ELEMENT            NUMBER OF NEUTRONS
          10        20        30        40        50        60        70        80        90       100
68ER  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------SD.---
67HO  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------SR.---
66DY  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---SSSSSRG---
65TB  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---SGGRRGG---
64GD  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------GGSSSSSGSGGGGG--
63EU  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------SRSGGGGGGGGGGGG-
62SM  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-SGGGGGSGSGSGGGGGGGGGGG
61PM  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-----GRGGGRGRGGGGGGGG--
60ND  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-SSGSSGSGSGGGGGGGGGGG--
59PR  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-SRGRGGGGGGGGGGGGGGG---
58CE  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------S-.-SGGGGGGGGGGGGGGGGG.---
57LA  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.GSGGGGGGGGGGGGGGGG-.---
56BA  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-----SRSDDDSGGGGGGGGGGGGGG---.---
55CS  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-------SRRGGRGGGGGGGGGGGG----.---
54XE  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------SRSRSDSDSRDRSGGGGGGGGGGG------.---
53I   ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.-GGSGGRGGRRGRGGGGGGGGG-------.---
52TE  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------SRSDSRSRSRGRGGGGGGGGG---------.---
51SB  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---------SRSRGRGRGRGRGGGGGGG-.---------.---
50SN  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.-SRSSSDSDSRSRSRGRGRGGGGGGG---.---------.---
49IN  ----------.---------.---------.---------.---------.---------.---DRRRRRRRRRGRGRGGGGGGGG----.---------.---
48CD  ----------.---------.---------.---------.---------.---------SGSDSDSRSRGRGGGGGGGGGGGGG-----.---------.---
47AG  ----------.---------.---------.---------.---------.---------SRDRRGRGRRRRGGGGGGGGGG--------.---------.---
46PD  ----------.---------.---------.---------.---------.-------SSSRSRSRGGGGGGGGGGGGGGG---------.---------.---
45RH  ----------.---------.---------.---------.---------.-------DRRRGRRRGGGGGGGGGGGGG-.---------.---------.---
44RU  ----------.---------.---------.---------.---------.GSGSSSSSGSGGGGGGGGGGGGGGGG---.---------.---------.---
43TC  ----------.---------.---------.---------.---------.-RRRGRGGRGGGGGGGGGGGGGGGG----.---------.---------.---
42MO  ----------.---------.---------.---------.---------.--SSSSGSGGGGGGGGGGGGGGG------.---------.---------.---
41NB  ----------.---------.---------.---------.---------.GDRRGRRRGGGGGGGGGGGGG--------.---------.---------.---
40ZR  ----------.---------.---------.---------.---------DSSGSGSGGGGGGGGGGGGG.---------.---------.---------.---
39Y   ----------.---------.---------.---------.---------DRRGRGGGGGGGGGGGGGG-.---------.---------.---------.---
38SR  ----------.---------.---------.---------.-----SRSDSGGGGGGGGGGGGGGGG---.---------.---------.---------.---
37RB  ----------.---------.---------.---------.-------SRGGGRGGGGGGGGGGG-----.---------.---------.---------.---
36KR  ----------.---------.---------.---------.---SRSDSRSGGGGGGGGGGGG-------.---------.---------.---------.---
35BR  ----------.---------.---------.---------.---DRSRGRGRGGGGGGGGGG--------.---------.---------.---------.---
34SE  ----------.---------.---------.---------SGSDSRSRSRGRGGGGGGGG.---------.---------.---------.---------.---
33AS  ----------.---------.---------.---------GGDGGRGGGRGGGGGGGG--.---------.---------.---------.---------.---
32GE  ----------.---------.---------.---------SDSRSRGGGGGGGGGGG---.---------.---------.---------.---------.---
31GA  ----------.---------.---------.---------.GGGGGGGGGGGGGG-----.---------.---------.---------.---------.---
30ZN  ----------.---------.---------.---------.-GGGGGGGGGGGG------.---------.---------.---------.---------.---
29CU  ----------.---------.---------.---------.--GGGGGGGGGG-------.---------.---------.---------.---------.---
28NI  ----------.---------.---------.---------.---GGGGGGG---------.---------.---------.---------.---------.---
27CO  ----------.---------.---------.---------.----GGGG-.---------.---------.---------.---------.---------.---
 6C   --------G-.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---
 4BE  -----GG---.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---
 3LI  ---SG-----.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---
 2HE  -S-G------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---
 1H   SSG-------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---------.---
```

SUBCHARTS OF NUCLIDES IN ORFI FOR ACTINIDES

S = STABLE NUCLIDE, G/M = GROUND STATE/ISOMERIC STATE OF RADIOACTIVE NUCLIDE
* = NUCLIDE ADDED TO ORFI, # = NUCLIDE ESPECIALLY REQUIRED

CHARGE/ELEMENT — NUMBER OF NEUTRONS

CHARGE/ELEMENT	137	138	139	140	141	142	143	144	145	146	147	148	149	150	151	152	153	154	155	156
99ES	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	253 G	---	---
98CF	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	249 G	250 G	251 G	252 G	253 G	254 G
97BK	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	249 G	250 G	---	---	---
96CM	---	---	---	---	---	---	---	---	---	242 G	243 G	244 G	245 G	246 G	247 G	248 G	249 G	250 G	---	---
95AM	---	---	---	---	---	---	---	---	---	241 G	242 G M	243 G	244 G	245 G	---	---	---	---	---	---
94PU	---	---	---	---	---	236 G	---	238 G	239 G	240 G	241 G	242 G	243 G	244 G	245 G	---	---	---	---	---
93NP	---	---	---	---	---	---	236 G M	237 G	238 G	239 G	240 G M	---	---	---	---	---	---	---	---	---
92U	---	---	---	232 G	233 G	234 G	235 G	236 G	237 G	238 G	239 G	240 G	---	---	---	---	---	---	---	---
91PA	---	---	---	231 G	232 G	233 G	234 G M	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---
90TH	227 G	228 G	229 G	230 G	231 G	232 G	233 G	234 G	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---

CHARGE/ELEMENT — NUMBER OF NEUTRONS

CHARGE/ELEMENT	124	125	126	127	128	129	130	131	132	133	134	135	136	137	138	139	140
89AC	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	225 G	---	227 G	228 G	---
88RA	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	223 G	224 G	225 G	226 G	---	228 G
87FR	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	221 G	---	223 G	---	---	---	---
86RN	---	---	---	---	---	---	---	---	---	219 G	220 G	---	222 G	---	---	---	---
85AT	---	---	---	---	---	---	---	---	217 G	---	---	---	---	---	---	---	---
84PO	---	---	210 G	211 G	212 G	213 G	214 G	215 G	216 G	---	218 G	---	---	---	---	---	---
83BI	---	---	209 S	210 G	211 G	212 G	213 G	214 G	---	---	---	---	---	---	---	---	---
82PB	206 S	207 S	208 S	209 G	210 G	211 G	212 G	---	214 G	---	---	---	---	---	---	---	---
81TL	---	---	207 G	208 G	209 G	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---

CHART OF NUCLIDES IN ORFI FOR ACTINIDES

S = STABLE GROUND STATE ONLY, G = RADIOACTIVE GROUND STATE ONLY
D = STABLE GROUND STATE AND ISOMERIC STATE, R = RADIOACTIVE GROUND STATE AND ISOMERIC STATE

```
CHARGE/ELEMENT              NUMBER OF NEUTRONS
99ES ---------.---------.---------.---G--
98CF ---------.---------.---------.GGGGGG
97BK ---------.---------.---------.-GG---
96CM ---------.---------.-----GGGGGGGGG--
95AM ---------.---------.-----GRGGG------
94PU ---------.---------.-G-GGGGGGGG-----
93NP ---------.---------.--RGGGR--.------
92U  ---------.---------GGGGGGGGG-.------
91PA ---------.---------GGGR------.------
90TH ---------.------GGGGGGGG-----.------
89AC ---------.-----G-GG.---------.------
88RA ---------.----GGGG-G---------.------
87FR ---------.---G-G---.---------.------
86RN ---------.--GG-G---.---------.------
85AT ---------.-G-------.---------.------
84PO -----GGGGGGG-G-----.---------.------
83BI -----SGGGGG--------.---------.------
82PB ---SSSGGGG-G-------.---------.------
81TL -----GGG-.---------.---------.------
```

Anhang B : Darstellung der Spontanspaltrate

Fit der Spontanspaltrate durch das Produkt einer Exponentialfunktion und eines Polynoms

Die Konzentrationen der Radionuklide nach Entladung des Brennstoffs aus dem Reaktor sind durch Überlagerungen von Exponentialfunktionen gegeben. Dies gilt dann auch für die Spontanspaltrate.
Dadurch wurde zunächst nahegelegt, bei je zwei Informationen pro Stützstelle (Funktionswert und Ableitung) zur vereinfachten Darstellung der Spaltrate in jedem Zeitintervall einen Zwei-Exponential-Term-Ansatz mit vier Fitparametern zu machen. Bei diesem Ansatz zeigt sich jedoch als nachteilig, daß eine solche Fitfunktion nicht für alle Randbedingungen existiert.
Im folgenden wird der Fit der Spontanspaltrate durch das Produkt einer Exponentialfunktion und eines Polynoms beschrieben. Dieses Verfahren funktioniert für alle Randbedingungen und ist zudem trotz des aufwendig erscheinenden Formalismus numerisch einfach zu realisieren. Die Spontanspaltrate wird im folgenden neutral als positive reelle Funktion R(t) der Zeit t bezeichnet.
Zur weiteren Verwendung im Programm KORIGEN wird der aus dem Fit resultierende integrale Mittelwert von R(t) berechnet.

B.1. Darstellung einer positiven reellen Funktion R(t) bei bekannten Ableitungen

Die reelle positive Funktion R(t) sei im Intervall $[t_-, t_+]$ definiert, und es seien die Funktionswerte $R(t_\pm)$ und die Ableitungen $R^{(i)}(t_\pm)$ nach t bekannt für i = 1,2,...,L, L ≥ 1 . Zur übersichtlicheren Formulierung nehmen wir zunächst eine Transformation vor und definieren

(B.1.1)
$$\tau = \frac{1}{2}(t_+ - t_-) \ , \ \bar{t} = \frac{1}{2}(t_+ + t_-) \ ,$$
$$r(t) = \frac{t-\bar{t}}{\tau} \ , \quad Y(r) = R(r(t)) \ .$$

Durch die Transformation t → r wird die Funktion R(t) im Intervall $[t_-, t_+]$ eineindeutig auf die Funktion Y(r) im Intervall [−1, +1] abgebildet. Wir können uns damit auf die Diskussion von Y(r) beschränken. Es ist

(B.1.2)
$$Y^{(i)}(r) = \frac{d^i}{dr^i} Y(r) = \tau^i \frac{d^i}{dt^i} R(t)$$

und speziell

(B.1.3)
$$Y_\pm^{(i)} = Y^{(i)}(\pm 1) = \tau^i R^{(i)}(t_\pm) \ .$$

Der Index i durchläuft im folgenden, wenn nicht anders angegeben, die Werte 0,1,2,...,L. Auch werden wir statt $Y_\pm^{(0)}$ vereinfachend $Y_\pm$ schreiben.

Wir wollen jetzt Y(r) als Produkt einer Exponentialfunktion H(r) und eines Polynoms F(r) darstellen, wobei H(r) das hauptsächlich exponentielle Abklingen der Spontanspaltrate und F(r) die durch den nicht streng exponentiellen Verlauf notwendigen Korrekturen beschreibt.
Wir machen also den Ansatz

$$\text{(B.1.4)} \qquad Y(r) = H(r)\,F(r) \quad \text{mit} \quad H(r) = \hat{Y}\, e^{\kappa r} \; .$$

Dann gilt wegen $H^{(i)}(r) = \kappa^i H(r)$

$$\text{(B.1.5)} \qquad \begin{aligned} Y^{(i)}(r) &= \sum_{k=0}^{i} \binom{i}{k} H^{(i-k)}(r)\, F^{(k)}(r) \\ &= \sum_{k=0}^{i} \binom{i}{k} \kappa^{i-k} H(r)\, F^{(k)}(r) \; . \end{aligned}$$

Um umgekehrt die zur Festlegung des gesuchten Polynoms F(r) benötigten $F^{(k)}$ durch die bekannten $Y^{(i)}$ auszudrücken, schreiben wir (B.1.4) als

$$\text{(B.1.6)} \qquad F(r) = \tilde{H}(r)\, Y(r) \quad \text{mit} \quad \tilde{H}(r) = \frac{1}{\hat{Y}}\, e^{-\kappa r}$$

und bekommen durch Ableitung des Produktes $\tilde{H}(r)\, Y(r)$

$$\text{(B.1.7)} \qquad F^{(i)}(r) = \sum_{k=0}^{i} \binom{i}{k} (-\kappa)^{i-k}\, \tilde{H}(r)\, Y^{(k)}(r) \; .$$

Bei r = ± 1 haben wir mit (B.1.5) und (B.1.7)

$$\text{(B.1.8)} \qquad \begin{aligned} \frac{Y_\pm^{(i)}}{H(\pm 1)} &= \sum_{k=0}^{i} \binom{i}{k} \kappa^{i-k} F_\pm^{(k)} \\ F_\pm^{(i)} &= \sum_{k=0}^{i} \binom{i}{k} (-\kappa)^{i-k} \frac{Y_\pm^{(k)}}{H(\pm 1)} \; . \end{aligned}$$

Wir legen jetzt H(r) durch die Forderungen

$$\text{(B.1.9)} \qquad H(\pm 1) = Y_\pm$$

fest. Die dadurch erzielte Entkopplung zwischen dem Darstellungsparameter κ im Exponenten von H(r) und den übrigen Parametern erweist sich als vorteilhaft für den weiteren Verlauf der Rechnung, weil letztere nur linear zusammenhängen. Für die Parameter $\hat{Y}$ und κ erhalten wir

(B.1.10) $$\hat{Y} = \sqrt{Y_- Y_+} \ , \quad \kappa = \frac{1}{2} \ln \frac{Y_+}{Y_-}$$

Durch die Exponentialfunktion H(r) wird so zunächst eine Darstellung von Y(r) unter Einhaltung der Funktionseckwerte ohne Berücksichtigung der Ableitungen an den Intervallecken erzielt. $\hat{Y}$ ist der geometrische Mittelwert der Eckwerte $Y_\pm$. Gemäß (B.1.8) bekommen wir dann für die $F_\pm^{(i)}$

(B.1.11) $$F_\pm^{(i)} = \sum_{k=0}^{i} \binom{i}{k} (-\kappa)^{i-k} \frac{Y_\pm^{(k)}}{Y_\pm} \ .$$

Insbesondere ist

(B.1.12) $$F_\pm^{(0)} = 1 \ , \quad F_\pm^{(1)} = -\kappa + \frac{Y_\pm^{(1)}}{Y_\pm} \ .$$

Für das folgende setzen wir zur Abkürzung

(B.1.13) $$\alpha_\pm = \frac{Y_\pm^{(1)}}{Y_\pm} \ , \quad \alpha = \frac{1}{2} (\alpha_- - \alpha_+) \ , \quad \beta = \frac{1}{2} (\alpha_- + \alpha_+) \ ,$$
$$s = \frac{\kappa - \beta}{\alpha} \quad \text{, wenn } \alpha \neq 0 \ .$$

Dann ist

(B.1.14) $$\begin{aligned} \alpha_\pm - \kappa &= \beta - \kappa \mp \alpha = \mp \alpha (1 \pm s) \text{ für } \alpha \neq 0 \\ &= \beta - \kappa \text{ für } \alpha = 0 \end{aligned}$$

Weiter definieren wir die Hilfsfunktionen $G_\pm(r)$ durch

(B.1.15) $$G_\pm(r) = Y_\pm e^{\alpha_\pm (r \mp 1)} \text{ mit } G_\pm^{(i)}(\pm 1) = \alpha_\pm^i Y_\pm \ .$$

Die $G_\pm(r)$ sind Exponentialfunktionen, die bei $r = \pm 1$ dieselben Werte und Tangenten $Y_\pm$ bzw. $Y_\pm^{(1)}$ wie Y(r) haben.
In logarithmischer Darstellung, d.h. wenn ln(Y(r)) etc. über r aufgetragen wird und Exponentialfunktionen als Geraden erscheinen, erscheint H(r) als Gerade durch die Eckwerte, und die $G_\pm(r)$ treten als Tangenten in den Eckpunkten auf, Abb. B.1. In dieser Abbildung ist im Vorgriff auch schon die Fitfunktion angegeben.
Für $\alpha \neq 0$ ist $G_+(s) = G_-(s)$, d.h. bei $r = s$ schneiden sich die „Ecktangenten" $G_+(r)$ und $G_-(r)$. Bei Ansatz eines Zwei-Exponentialterm-Fits zeigte sich, daß dieser nur für Randbedingungen mit $-1 \leq s \leq -1$, d.h. wenn der Schnittpunkt der „Ecktangenten" zwischen den gegebenen Zeiteckwerten liegt, funktioniert. Diese Einschränkung entfällt bei dem neuen Ansatz.

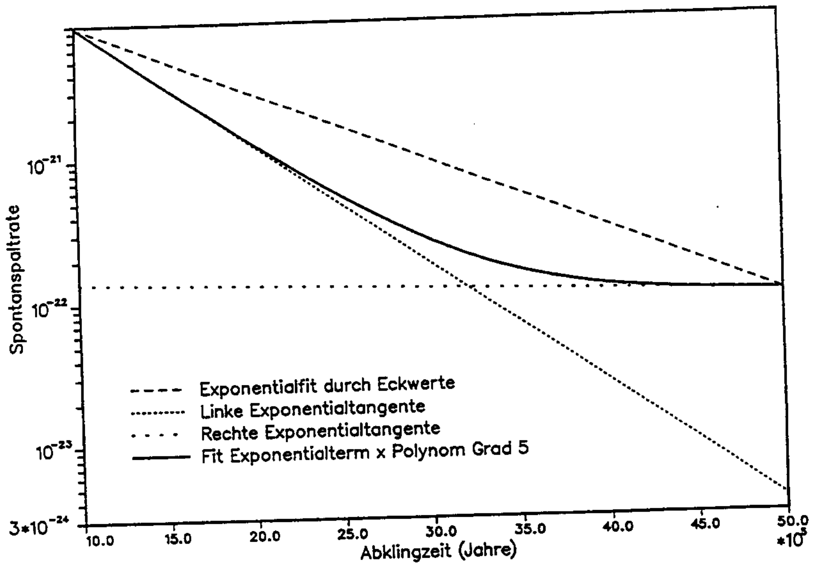


Abb. B.1 : Darstellung von R(t) und Hilfsfunktionen

Prinzipiell sind für die darzustellende Funktion R(t) und damit auch für Y(r) höhere als die ersten Ableitungen berechenbar. Will man den dann erforderlichen Aufwand vermeiden und nur die ersten Ableitungen berücksichtigen, erweist es sich als günstig zu fordern :

(B.1.16)
$$Y_{\pm}^{(i)} = G_{\pm}^{(i)}(\pm 1) \text{ für } i > 1 \text{ .}$$

Aus (B.1.8) und (B.1.14) erhalten wir dann

(B.1.17)
$$\begin{aligned} F_{\pm}^{(i)} &= \sum_{k=0}^{i} \binom{i}{k} (-\kappa)^{i-k} \alpha_{\pm}^{i} = (\alpha_{\pm} - \kappa)^{i} \\ &= [\mp \alpha(1 \pm s)]^{i} \text{ für } \alpha \neq 0 \\ &= (\beta - \kappa)^{i} \text{ für } \alpha = 0 \text{ .} \end{aligned}$$

Die Bedingung (B.1.12) ist darin enthalten.
Zusammenfassend und gültig für alle α kann man (B.1.17) auch schreiben als

(B.1.18)
$$F_{\pm}^{(i)} = (\beta - \kappa \mp \alpha)^{i} \text{ , } i = 0,1,2,\ldots,N \text{ .}$$

Im folgenden Abschnitt wenden wir uns der Bestimmung des Polynoms F(r), das den Randbedingungen (B.1.17) bzw. (B.1.18) genügt, zu.

B.2. Polynomfit bei bekannten Funktionswerten und Ableitungen

Durch die im Intervall $[-1, +1]$ als bekannt vorausgesetzten Funktionswerte und Ableitungen $F_{\pm}^{(k)}$, $k = 0,1,2,..,L$, ist ein Polynom vom Grade $N = 2L+1$, (B.2.1) $$F(r) = \sum_{k=0}^{N} \gamma_k r^k$$

festgelegt. Die Aufgabe besteht darin, die Koeffizienten γ_k aus den $F_{\pm}^{(k)}$ zu berechnen. Wir benutzen dazu die Taylorformel für F und dessen Ableitungen,

(B.2.2) $$F^{(k)}(r) = \sum_{i=k}^{N} \frac{(r-r')^{i-k}}{(i-k)!} F^{(i)}(r') .$$

Setzen wir

(B.2.3) $$\alpha_r^{(k)} = \frac{F^{(k)}(r)}{k!} ,$$

schreibt sich (B.2.2) als

(B.2.4) $$\alpha_r^{(k)} = \sum_{i=k}^{N} \binom{i}{k} (r-r')^{i-k} \alpha_{r'}^{(i)} .$$

Speziell ist

(B.2.5) $$\alpha_r^{(0)} = F(r) = \sum_{i=0}^{N} \alpha_0^{(i)} r^i .$$

Durch Koeffizientenvergleich mit (B.2.1) findet man daraus

(B.2.6) $$\gamma_k = \alpha_0^{(k)} , \quad k = 0,1,2,...,N .$$

Aus (B.2.4) ergeben sich die $\alpha_0^{(k)}$ und damit die γ_k als Funktionen der $\alpha_{\pm 1}^{(k)}$ zu

(B.2.7) $$\alpha_0^{(k)} = \sum_{i=k}^{N} \binom{i}{k} \alpha_{-1}^{(i)} = \sum_{i=k}^{N} (-1)^{i-k} \binom{i}{k} \alpha_{+1}^{(i)}$$

und, als Relationen zwischen den $\alpha_{\pm 1}^{(k)}$,

(B.2.8) $$\alpha_{+1}^{(k)} = \sum_{i=k}^{N} 2^{i-k} \binom{i}{k} \alpha_{-1}^{(i)} , \quad \alpha_{-1}^{(k)} = \sum_{i=k}^{N} (-2)^{i-k} \binom{i}{k} \alpha_{+1}^{(i)} .$$

Setzen wir zur Abkürzung

(B.2.9) $$\gamma_{\pm}^{(k)} = 2^k \alpha_{\pm 1}^{(k)} ,$$

schreibt sich (B.2.8) als

(B.2.10) $$\gamma_+^{(k)} = \sum_{i=k}^{N} \binom{i}{k} \gamma_-^{(i)} , \quad \gamma_-^{(k)} = \sum_{i=k}^{N} (-1)^{i-k} \binom{i}{k} \gamma_+^{(i)} .$$

Definieren wir weiter die Matrizen $D_N^{\pm 1}$ durch

(B.2.11) $$D_{N,k,i}^{\pm 1} = (\pm 1)^{i-k} \binom{i}{k} , \quad k,i = 0,1,2,...,N ,$$

und bezeichnen wir die Spaltenvektoren mit den N+1 Komponenten $\gamma_\pm^{(k)}$ mit $\gamma_\pm$, können wir (B.2.10) in Matrizenschreibweise verkürzt als

(B.2.12) $$\gamma_\pm = D_N^{\pm 1} \gamma_\mp$$

formulieren. Es sei daran erinnert, daß $\binom{i}{k} = 0$ für $i < k$.

<u>Zur Lösung unserer Aufgabe können wir uns der Einfachheit halber auf die ersten der Gleichungen (B.2.10) beschränken.</u>

Da die $\gamma_\pm^{(k)}$ nach Voraussetzung bekannt sind <u>für k = 0,1,2,...,L</u>, bilden die ersten der Gl. (B.2.10) nämlich ein inhomogenes lineares Gleichungssystem für die $\gamma_-^{(k)}$, <u>k = L+1, L+2, ..., N</u>, das wir, wenn wir die bekannten Größen auf der rechten Seite sammeln, als

(B.2.13) $$\sum_{i=L+1}^{N} \binom{i}{k} \gamma_-^{(i)} = \gamma_+^{(k)} - \sum_{i=k}^{L} \binom{i}{k} \gamma_-^{(i)} , \quad k = 0,1,2,...,L$$

schreiben können. Definieren wir für i,k = 0,1,2,...,L

(B.2.14) $$x_{L,i} = \gamma_-^{(L+1+i)} ,$$
$$A_{L,k,i} = \binom{L+1+i}{k} ,$$
$$a_{L,k} = \gamma_+^{(k)} - \sum_{i=k}^{L} \binom{i}{k} \gamma_-^{(i)} ,$$

so erhalten wir für die $x_{L,i}$, i = 0,1,2,...,L , die L+1 Gleichungen

(B.2.15) $$\sum_{i=0}^{L} A_{L,k,i} x_{L,i} = a_{L,k} , \quad k = 0,1,2,...,L .$$

Bezeichnen wir mit x_L und a_L den Spaltenvektor der $x_{L,i}$ bzw. der $a_{L,i}$, i = 0,1,2,...,L, haben wir in Matrizenschreibweise

(B.2.16) $$A_L x_L = a_L .$$

Zur Auflösung nach x_L ist die Matrix A_L zu invertieren.

Dazu zeigen wir zunächst, daß $\mathrm{Det}(A_L) = |A_L| = 1$. Die Summationsformel (Bronstein, Taschenbuch der Mathematik, 1982, S. 105)

$$\binom{L+1+j}{i} = \sum_{k=0}^{i} \binom{L+1}{i-k}\binom{j}{k} \tag{B.2.17}$$

zeigt nämlich, daß A_L als Produkt der Matrizen T_L und $D_L = D_L^{+1}$ (vgl. (B.2.11)) mit

$$T_{L,i,k} = \binom{L+1}{i-k}\ , \text{ wenn } 0 \leq k \leq i \leq L\ , \quad = 0 \text{ sonst} \tag{B.2.18}$$

geschrieben werden kann : $A_L = T_L D_L$. T_L und D_L sind aber Dreiecksmatrizen mit $T_{L,k,k} = D_{L,k,k} = 1$ für $k = 0,1,2,...,L$, so daß $|T_L| = |D_L| = 1$ und damit auch $|A_L| = |T_L D_L| = |T_L|\,|D_L| = 1$ ist. Damit existieren die Inversen T_L^{-1} und A_L^{-1}.

Wir behaupten, daß

$$T_{L,j,i}^{-1} = (-1)^{j-i}\binom{L+j-i}{L}\ , \quad j,i = 0,1,2,...,L\ . \tag{B.2.19}$$

Zum Beweis von (B.2.19) benutzen wir, daß nach (B.2.11) und (B.2.12)

$$\sum_{n=0}^{L} (-1)^{m-n}\binom{m}{n}\binom{n}{i} = \delta_{m,i}\ , \quad m,i = 0,1,2,...,L\ . \tag{B.2.20}$$

Setzen wir jetzt

$$E_{L,j,k} = \sum_{i=k}^{j} (-1)^{j-i}\binom{L+j-i}{L}\binom{L+1}{i-k}\ , \quad j,k = 0,1,2,...,L\ , \tag{B.2.21}$$

so ist für den Beweis von $T_L^{-1}T_L = T_L T_L^{-1} = 1$ zu zeigen, daß $E_{L,j,k} = \delta_{j,k}$.
Es ist zunächst $E_{L,j,k} = 0$ für $k > j$ und $E_{L,j,j} = \binom{L}{L}\binom{L+1}{0} = 1$. Setzt man $m = j - k$ und $n = i - k$ für $k < j$, so ist

$$E_{L,m+k,k} = \sum_{n=0}^{m} (-1)^{m-n}\binom{L+m-n}{L}\binom{L+1}{n}$$
$$= \frac{L+1}{m}\sum_{n=0}^{m} (-1)^{m-n}\binom{m}{n}\binom{L+n}{m-1}\ .$$

Mit (B.2.17) und (B.2.20) ist aber

$$\sum_{n=0}^{m}(-1)^{m-n}\binom{m}{n}\binom{L+n}{m-1} = \sum_{i=0}^{m-1}\binom{L}{m-1-i}\sum_{n=0}^{m}(-1)^{m-n}\binom{m}{n}\binom{n}{i}$$
$$= \sum_{i=0}^{m-1}\binom{L}{m-1-i}\delta_{m,i}$$
$$= 0 \text{ wegen } i < m \; .$$

Damit ist insgesamt $E_{L,j,k} = \delta_{j,k}$, was zu zeigen war.

Wegen $A_L^{-1} = (T_L D_L)^{-1} = D_L^{-1} T_L^{-1}$ haben wir jetzt mit (B.2.11) und (B.2.19) für k,i = 0,1,2,...,L

(B.2.22)
$$A_{L,k,i}^{-1} = \sum_{j=0}^{L}(-1)^{j-k}\binom{j}{k}(-1)^{j-i}\binom{L+j-i}{L}$$
$$= (-1)^{k-i}\sum_{j=0}^{L}\binom{j}{k}\binom{L+j-i}{L} \; .$$

B.3. Vereinfachung für numerische Rechnungen

Für numerische Rechnungen verwendet man wegen der Dreiecksgestalt von D_L und T_L statt der Gleichung $A_L x_L = a_L$ zur direkten Bestimmung von x_L zweckmäßigerweise die damit äquivalenten Gleichungen

(B.3.1)
$$T_L b_L = a_L \quad \text{und} \quad D_L x_L = b_L$$

zunächst zur Ermittlung von b_L, das dann zur Bestimmung von x_L eingesetzt wird. Da T_L untere Dreiecksmatrix ist mit $T_{L,k,k} = 1$, bekommt man rekursiv

(B.3.2)
$$b_{L,0} = a_{L,0}$$
$$b_{L,i} = a_{L,i} - \sum_{k=0}^{i-1} T_{L,i,k}\, b_{L,k} \quad , \quad i = 1,2,...,L$$

D_L ist obere Dreiecksmatrix mit $D_{L,k,k} = 1$, und man erhält

(B.3.3)
$$x_{L,L} = b_{L,L}$$
$$x_{L,i} = b_{L,i} - \sum_{k=i+1}^{L} D_{L,i,k}\, x_{L,k} \quad , \quad i = L\text{-}1,\ L\text{-}2,...,0$$

Die gesuchten γ_k ergeben sich jetzt aus den $x_{L,i}$ unter Verwendung von (B.2.14), (B.2.9), (B.2.7) und (B.2.6).

Eine direkte Formulierung erhält man, wenn man beachtet, daß die $T_{L,i,k}$ nach (B.2.18) Elemente der Matrix D_{L+1} sind, daß nämlich

(B.3.4) $$T_{L,i,k} = D_{L+1,i\text{-}k,L+1} \quad \text{für } 0 \leq k \leq i \leq L \; .$$

Man kann auch statt der $x_{L,i}$ unmittelbar die $\gamma_-^{(L+1+i)}$, $i = 0,1,2,\ldots,L$, berechnen und erhält insgesamt

(B.3.5)
$$\begin{aligned} b_{L,0} &= a_{L,0} \\ b_{L,i} &= a_{L,i} - \sum_{k=0}^{i-1} D_{L+1,i\text{-}k,L+1}\, b_{L,k} \quad , \quad i = 1,2,\ldots,L \\ \gamma_-^{(N)} &= b_{L,L} \\ \gamma_-^{(L+1+i)} &= b_{L,i} - \sum_{k=i+1}^{L} D_{L,i,k}\, \gamma_-^{(L+1+k)} \quad , \quad i = L\text{-}1,\ L\text{-}2,\ldots,0 \end{aligned}$$

(B.2.9), (B.2.7) und (B.2.6) liefern dann die gesuchten γ_k, wobei wiederum, nämlich in (B.2.7), die Matrix D_N Verwendung findet.

B.4. Integraler Mittelwert von R(t) im Intervall $[t_-, t_1]$

Der integrale Mittelwert von R(t) im Intervall $[t_-, t_1]$ hängt von dem Grad N des zur Darstellung von R(t) benutzten Polynoms $F(r) = F_N(r)$ ab. Er ist gegeben durch

(B.4.1) $$\overline{R}_N = \frac{1}{t_+ - t_-} \int_{t_-}^{t_+} dt\, R(t) = \frac{1}{2} \int_{-1}^{+1} dr\, H(r)\, F_N(r) = \sum_{k=0}^{N} \gamma_k\, M_k(\kappa)$$

mit

(B.4.2) $$M_k(\kappa) = \frac{\hat{Y}}{2} \int_{-1}^{+1} dr\, e^{\kappa r}\, r^k \; .$$

Partielle Integration ergibt rekursiv

(B.4.3)
$$\begin{aligned} M_k(\kappa) &= \frac{1}{2\kappa}\,(Y_+ - Y_-) - \frac{k}{\kappa}\, M_{k\text{-}1} \quad , \text{k gerade} \; , \\ &= \frac{1}{2\kappa}\,(Y_+ + Y_-) - \frac{k}{\kappa}\, M_{k\text{-}1} \quad , \text{k ungerade} \; , \\ M_0(\kappa) &= \frac{1}{2\kappa}\,(Y_+ - Y_-) \end{aligned}$$

mit $Y_\pm = R(t_\pm)$.

Für kleine κ ist es numerisch günstiger, die Exponentialfunktion in (B.4.2) zu entwickeln und $M_k(\kappa)$ als

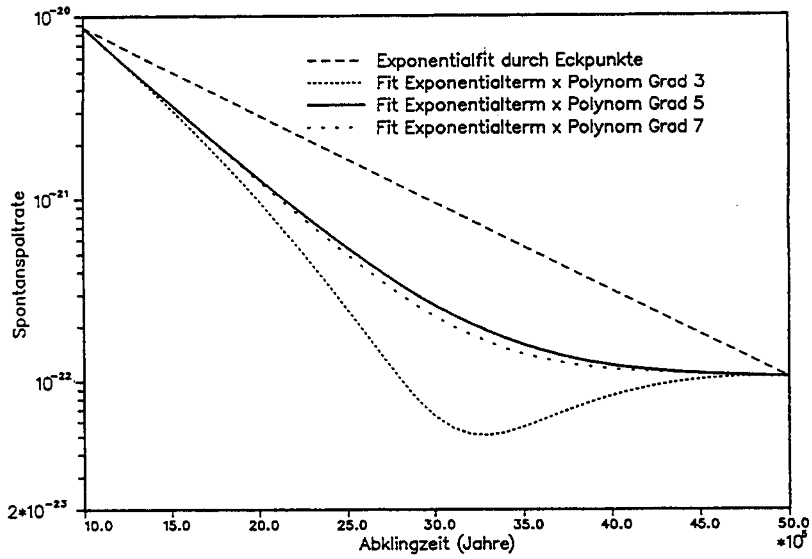
$$M_k(\kappa) = \frac{\hat{Y}}{2} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{\kappa^n}{n!} \int_{-1}^{+1} dr\, r^{k+n} = \frac{\hat{Y}}{2} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{\kappa^n}{n!} \, \frac{1 + (-1)^k (-1)^n}{k + n + 1}$$

zu schreiben. Es ist

$$\text{(B.4.4)} \qquad \begin{aligned} M_k(\kappa) &= \frac{\hat{Y}}{2} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{1}{k + 2n + 1} \, \frac{\kappa^{2n}}{(2n)!} \quad \text{, wenn k gerade} \\ &= \frac{\hat{Y}}{2} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{1}{k + 2n + 2} \, \frac{\kappa^{2n+1}}{(2n+1)!} \quad \text{, wenn k ungerade .} \end{aligned}$$

Für $|\kappa| < 0.1$ erreicht man durch Mitnahme der ersten 5 - 10 Summanden eine Genauigkeit auf mehr als fünf Stellen.

Es zeigt sich, daß in Abhängigkeit vom Grad N und von den Randbedingungen ein unphysikalisches Durchschwingen der darstellenden Funktion $Y(r) = H(r)\, F_N(r)$ auftreten kann.



<u>Abb. B.2</u> : Darstellung von R(t) in Abhängigkeit vom Polynomgrad

Das in <u>Abb. B.2</u> gezeigte Beispiel demonstriert dieses Durchschwingen insbesondere für $N = 3$.
Zur Darstellung der Spontanspaltrate wählen wir unter den Polynomen F_N dasjenige aus, für welches der Mittelwert $\overline{R}_N$ am wenigsten vom Mittelwert $\overline{H} = \overline{R}_0$ von H(r) abweicht :

$$\text{(B.4.5)} \qquad |\overline{R}_N - \overline{R}_0| = \text{Minimum} \; , \quad N = 3{,}5{,}7.$$

Auf diese Weise erhält man eine Darstellung mit minimalem Durchschwingen, im obigen Beispiel für $N = 5$.

Anhang C : Eingabebeschreibung für KORIGEN, Version 1995, einschließlich Eingabebeispiele mit Jobcontrollanguage

```
***********************
*                     *
*    K O R I G E N    *
*  VERS. FEBRUARY 96  *
*                     *
***********************
```

H.W. WIESE, B. KRIEG

FORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
INSTITUT FUER NEUTRONENPHYSIK UND REAKTORTECHNIK (INR)

THIS IS A SHORT GUIDE TO THE USE OF K O R I G E N , THE KARLSRUHE VERSION OF THE OAK RIDGE ISOTOPE GENERATION AND DEPLETION CODE O R I G E N .
THIS GUIDE WILL BE PRINTED IF THE CODE FAILS IN READING A CARD 'A', E.G., IN THE CASE OF ABSENCE OF INPUT CARDS.

SINCE K O R I G E N IS IMPROVED FROM TIME TO TIME, IT IS RECOMMENDED TO RUN A K O R I G E N JOB WITHOUT INPUT CARDS TO GET LAST INFORMATIONS.

USER'S COMMENTS WILL BE APPRECIATED; PLEASE CALL TEL 07247/822414 OR FAX 07247/824874.

THE GUIDE CONSISTS OF SIX PARTS :

I. GENERAL INFORMATIONS ABOUT USED DATA LIBRARIES
II. DESCRIPTION OF THE FORMATTED INPUT OF K O R I G E N
III. REFERENCES
IV. JOB CONTROL LANGUAGE FOR K O R I G E N AS USED IN KARLSRUHE IN 1995
V. MODIFICATIONS OF K O R I G E N UNTIL JULY 1995
VI. EXAMPLES FOR K O R I G E N RUNS

TO RUN K O R I G E N EASILY, THE USER IS STRONGLY RECOMMENDED TO LOOK AT THE VARIETY OF INPUT EXAMPLES PRINTED AT THE END OF THIS GUIDE.

I. GENERAL INFORMATIONS ABOUT USED DATA LIBRARIES

THE BASIC NUCLEAR DATA USED IN K O R I G E N CALCULATIONS ARE STORED IN THE LIBRARIES NAMED O R F I , K O R I AND A N D A . SAMPLE INPUTS ARE COLLECTED IN S A M P.

- O R F I : DECAY DATA, HEAT RELEASES, ABUNDANCES OF STABLE NUCLIDES, ANNUAL LIMITS OF INTAKE (ALI) FOR INGESTION AND INHALATION, NEUTRON CROSS-SECTIONS, AND FISSION PRODUCT YIELDS IN THE O R F I LIBRARIES
  M3 : STRUCTURAL AND ACTIVATION NUCLIDES,
  M4 : ACTINIDES,
  M5 : FISSION PRODUCTS,
  AND PHOTON SPECTRA FOR M3, M4, M5 NUCLIDES IN THE M6, M7, M8 O R F I LIBRARIES, RESPECTIVELY.
- K O R I : REACTOR SPECIFIC BURN-UP AVERAGED AND BURN-UP DEPENDENT ONE-ENERGY-GROUP NEUTRON CROSS-SECTIONS TO REPLACE O R F I - DATA FOR NUCLIDES OF SPECIAL IMPORTANCE.
- A N D A : DATA FOR CALCULATING NEUTRON EMISSIONS FROM (ALPHA,N)-REACTIONS OF LIGHT NUCLIDES IN VITRIFIED WASTE.

THE O R F I - AND K O R I - DATA WERE GENERATED EITHER IN 1983 OR SOME OF THEM IN UPDATED VERSIONS LATER UP TO 1995. IN THE FOLLOWING THEY WILL BE REFERRED TO AS E.G. ORFI83.M3 FOR THE 1983 VERSIONS, AND E.G. ORFI95.M5, KORI95 FOR THE LATER VERSIONS.

THE FOLLOWING 1983 O R F I LIBRARIES ARE AVAILABLE :

ORFI83.M3, ..., ORFI83.M8 :
THESE LIBRARIES ARE BASED ON ENDF/B-IV; EXCEPT SOME CORRECTIONS /4/ THEY ARE IDENTICAL WITH THE 1978 ORIGEN-2 ORFI-LIBRARIES.
THE FISSION PRODUCT LIBRARY OF ORFI83 CONTAINS YIELDS FROM NEUTRON-INDUCED FISSION FOR THE FIVE FISSIONABLE NUCLIDES
U 233   U 235   TH232   U 238   PU239

THE O R F I LIBRARIES FROM 1983 HAVE TO BE USED IF NO 1995 DATA ARE AVAILABLE, I.E. AT LEAST FOR ACTINIDES.

THE FOLLOWING 1983 K O R I - LIBRARY IS AVAILABLE :

KORI83 : THIS LIBRARY CONTAINS 1978 OAK RIDGE CROSS-SECTION DATA /2/, AND DATA BASING ON THE KEDAK LIBRARY (KERNDATEN KARLSRUHE).

SINCE THE BURN-UP DEPENDENT CROSS-SECTIONS IN KORI83 ARE GIVEN FOR A VARIETY OF DIFFERENT FUELS AND REACTOR NEUTRON SPECTRA, THIS PART OF THE LIBRARY WILL HAVE TO BE USED IN MANY APPLICATIONS; HOWEVER, IN THESE CASES THE BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS FROM KORI95 MAY BE INCLUDED AS WELL TOGETHER WITH ORFI95.M3 AND ORFI95.M5 TO OBTAIN THE FULL SCALE EXTENDED NUCLIDE SPECTRUM. (ISB ON CARD U1 AND ISD ON CARD NEED NOT BE EQUAL).

ANDA : TO BE USED FOR ANY NEUTRON SPECTRA CALCULATIONS.

THE FOLLOWING 1995 UPDATED VERSIONS ARE AVAILABLE :

ORFI95.M3 : ADDITIONAL NUCLIDES WITH JEF-2.2 DATA /5/.
ORFI95.M5 : ADDITIONAL NUCLIDES WITH JEF-2.2 DATA /5/; THIS LIBRARY CONTAINS YIELDS FROM NEUTRON-INDUCED FISSION FOR 19 FISSIONABLE NUCLIDES, NAMELY FOR

U 233	U 235	TH232	U 238	PU239
PU241	PU240	PU242	U 236	NP237
PU238	AM241	U 234	NP238	AM242M
AM243	CM243	CM244	CM245	

AND YIELDS FROM SPONTANEOUS FISSIONS FOR

CM242	CM244	CF252

ORFI95.M6 : ADDITIONAL NUCLIDES WITH JEF-2.2 DATA.
ORFI95.M8 : ADDITIONAL NUCLIDES WITH JEF-2.2 DATA;

KORI95 : EXTENDED K O R I - LIBRARY WITH BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS BASING ON JEF-2.2 AND BURN-UP DEPENDENT CROSS-SECTIONS BASING ON JEF-1.

A LIBRARY, CALLED S A M P , CONSISTS OF A VARIETY OF COMMENTED INPUT EXAMPLES. THIS LIBRARY IS USED IN CASE OF THIS GUIDE BEING PRINTED, SEE IV.

II. DESCRIPTION OF THE FORMATTED INPUT OF K O R I G E N

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 OR CHANGED, ARE MARKED BY LEADING *. SOME OF THESE WERE ALREADY CONTAINED IN BELL'S VERSION BUT WERE NOT CONTAINED IN HIS DESCRIPTION.
IF NOT SPECIFIED OTHERWISE, THE CARDS ARE MEANT TO BE PUT IN THE SEQUENCE OF THEIR DESCRIPTION.

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

TITLE A 72-CHARACTERS TITLE WHICH WILL BE PRINTED AS THE HEADING ON THE PRINT-OUT OF THE NUCLEAR DATA LIBRARY.

*NLIBE AN INTEGER THAT IDENTIFIES THE REACTOR NEUTRON SPECTRUM OF THE FUEL TO BE CALCULATED;
NLIBE = 1 : HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR, HTGR
ONLY NON-UPDATED DATA AVAILABLE
NLIBE = 2 : LIGHT-WATER REACTOR, LWR
NLIBE = 3 : LIQUID-METAL FAST REACTOR, LMFR
NLIBE = 4 : MOLTEN-SALT BREEDER REACTOR, MSBR
THIS OPTION WAS ELIMINATED.

*IPNUDA A POINTER FOR PRINTING THE TRANSITION MATRIX WITH A CHARACTER-TYPE DESCRIPTION OF REACTION TYPES AND NUCLIDES AS CONSTRUCTED FROM THE O R F I - LIBRARIES.
IPNUDA = 0/>0 : THE MATRIX IS NOT PRINTED/IS PRINTED ON FORTRAN UNIT 45.
A JOB CONTROL CARD FOR THIS UNIT HAS TO BE SPECIFIED.

IPNUDA	PRINTED
1	MOTHER AND CORRESPONDING DAUGHTER NUCLIDES AND VICE VERSA (OLD OPTION IPNUDA > 0)
2	DAUGHTER AND CORRESPONDING MOTHER NUCLIDES
3	MOTHER AND CORRESPONDING DAUGHTER NUCLIDES.

IF, IN CASE OF 0 < IPNUDA, 10, 20 OR 30 IS ADDED TO IPNUDA, ONLY LIGHT NUCLIDES (M3), ACTINIDES (M4) OR FISSION PRODUCTS (M5) ARE PRINTED, E.G. FOR IPNUDA = 33 THE FISSION PRODUCT TRANSITION MATRIX WITH MOTHER AND CORRESPONDING DAUGHTER NUCLIDES IS PRINTED.
THE APPLICATION OF IPNUDA > 0 IS RECOMMENDED, IF THE USER IS INTERESTED IN THE REACTION CHAINS ACCOUNTED FOR IN K O R I G E N ;
IF, IN PARTICULAR, THE ACTUALLY APPLIED REACTION CROSS-SECTIONS (INCLUDING BURNUP DEPENDENCE OF ACTINIDE CROSS-SECTIONS) AND DECAY CONSTANTS SHALL BE CHECKED, THE OPTION IR > 0 ON CARD B SHOULD BE APPLIED.

*IPET CHANGED MEANING, NOW : NUMBER OF FISSIONABLE ISOTOPES UP TO WHICH THE GENERATION OF FISSION PRODUCTS IS CALCULATED.
IPET = 0,1,6,7,...,19;
IN CASE OF E.G. IPET = 16 FISSION PRODUCT GENERATION WILL BE TREATED FOR U 233, U 235, ..., AM243;
FOR IPET = 0,1 (INPUT VALUES WHEN USING THE OLD STANDARD O R F I - AND K O R I - LIBRARIES) IPET IS INTERNALLY CONVERTED TO 6 FOR LWR AND TO 7 FOR FBR APPLICATION.
FOR IPET > 6 (LWR) OR > 7 (FBR) YIELDS ARE TAKEN FROM THE EXTENDED LIBRARY OR ARE PUT EQUAL TO THOSE OF PU239 IF NO NUCLIDE-SPECIFIC VALUES ARE FOUND.
THE NEW EXTENDED O R F I - AND K O R I - LIBRARIES ORFI95 AND KORI95 HAVE TO BE USED IN THIS CASE.

CARD B FORMAT(4F10.5,7I2,4I3)

THE SPECTRAL INDICES THERM, RES, AND FAST ARE USED FOR DETERMINING NEUTRON SPECTRUM AVERAGED CROSS-SECTIONS IN A THREE-REGION APPROXIMATION FROM O R F I - DATA FOR NUCLIDES WITH NEUTRON REACTIONS OF SMALL INFLUENCE TO THE FUEL PROPERTIES.
INPUT OF NEUTRON CROSS-SECTIONS SENSITIVELY AFFECTING THE NUCLIDE BUILD-UP AND DEPLETION DURING IRRADIATION IS PERFORMED VIA THE K O R I - LIBRARIES; THESE CROSS-SECTIONS DO NOT DEPEND ON THE SPECTRAL INDICES.

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.
FOR PWRS THE USE OF THE FOLLOWING INDICES IS RECOMMENDED:

	THERM	RES	FAST
U-FUEL	0.701	0.304	2.01
MOX-FUEL	0.592	0.366	2.39

FOR FAST REACTORS THE THREE-REGION APPROXIMATION IS NOT APPLIED (O R F I CONTAINS ONE-GROUP CROSS-SECTIONS) AND THERM = RES = FAST = 1. MAY BE PUT IN.

ERR A TRUNCATION ERROR LIMIT, E.G. FOR THE NEUTRON FLUX; ERR = 1.E-25 RECOMMENDED.

NMO MONTH,

NDAY DAY,

NYR YEAR

WHEN CASE IS RUN, TO HELP IN IDENTIFYING OUTPUT.

```
*NSF     POINTER FOR CALCULATING FISSION PRODUCTS FROM
         SPONTANEOUS FISSIONS.
         NSF = 1/2/3 : FISSION PRODUCTS FROM SPONTANEOUS FIS-
                    SIONS ARE CALCULATED USING YIELDS FROM
                    CM242/CM244/CF252, RESPECTIVELY;
                    YIELDS FROM CM242, CM244 OR CF252 ARE
                    AVAILABLE ONLY IN CONNECTION WITH THE
                    ORFI95.M5 LIBRARY;
                    IF NSF > 0 IS APPLIED IN CONNECTION WITH
                    THE ORFI83-LIBRARY, THE INDUCED-FISSION
                    YIELDS OF PU239 ARE USED TO GENERATE
                    SPONTANEOUS-FISSION PRODUCTS;
         NSF = 0   : NO CALCULATION OF  FISSION PRODUCTS FROM
                    SPONTANEOUS FISSIONS;
 INPT    AN INPUT OPTION FOR THE ACCESS TO THE  O R F I -
         LIBRARIES.
         INPT = 0 : THE  O R F I - LIBRARIES ARE READ FROM
                    FORTRAN UNITS 73 TO 78 (THIS IS THE
                    STANDARD CASE),
         INPT = 1 : THE  O R F I - LIBRARIES ARE INPUT ON
                    CARDS.
*IR      A POINTER FOR PRINTING THE TRANSITION MATRIX WITH A
         CHARACTER-TYPE DESCRIPTION OF REACTION TYPES AND NU-
         CLIDES AS CONSTRUCTED FROM THE  O R F I - AND K O R I
         LIBRARIES INCLUDING BURN-UP DEPENDENCE OF ACTINIDE
         CROSS-SECTIONS.
         IR = 0/1 : THE TRANSITION MATRIX FOR ACTINIDE NU-
                    CLIDES IS NOT PRINTED/IS PRINTED AS BEING
                    CONSTRUCTED FROM THE  O R F I  AND  K O R I
                    LIBRARIES.
         THIS PRINT-OUT OF DECAY CONSTANTS AND CROSS-SECTIONS
         IS A TOOL FOR CONTROLLING THE INPUT OF NUCLEAR DATA
         TO THE CODE.
*LPU     A POINTER FOR THE INPUT OF BURN-UP AVERAGED CROSS-
         SECTIONS TO OVERRIDE  O R F I - DATA, I.E. TO IN-
         TRODUCE  K O R I - DATA.
         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 THE  K O R I - LIBRARY
                   ON UNIT ISB AND/OR FROM CARDS.
         RECOMMENDATION : LPU = -1 .
```

THE FOLLOWING FOUR INPUT INTEGERS MAY BE USED
TO CHANGE THE DEFAULT OUTPUT FORTRAN UNITS :

*NO1 FORTRAN UNIT FOR REGULAR OUTPUT.
IF 0 IS PUT IN, THE DEFAULT VALUE NO1 = 6 IS TAKEN.

*NO2 FORTRAN UNIT FOR INPUT REPRODUCTION.
IF 0 IS PUT IN, THE DEFAULT VALUE NO2 = 3 IS TAKEN.

*NO3 FORTRAN UNIT FOR PRINT-OUT OF CROSS-SECTIONS FROM
K O R I - DATA, AND OF PLOT CONTROL INFORMATIONS.
IF 0 IS PUT IN, THE DEFAULT VALUE NO3 = 9 IS TAKEN.

*NO4 FORTRAN UNIT ON WHICH PLOT DATA ARE STORED.
IF 0 IS PUT IN, THE DEFAULT VALUE NO4 = 20 IS TAKEN.

FOR THESE OUTPUT UNITS CORRESPONDING JOB CONTROL CARDS HAVE
TO BE SPECIFIED.
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)

*SIGNG,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-CHARACTERS TITLE FOR IDENTIFYING CROSS-SECTION
INPUT DATA ON UNIT ISB.

*(ALLWQ(I),I=1,2)
A 16-CHARACTERS NAME FOR IDENTIFYING THE REACTOR
NEUTRON SPECTRUM DEPENDENT BURN-UP AVERAGED CROSS-
SECTIONS FROM THE K O R I - LIBRARY ON UNIT ISB.
AVAILABLE FROM /2,3,4/ ON THE K O R I - LIBRARY
KORI83 :
33P3U___ORNL_78_,33P3RU__ORNL_78_,33P3RM__ORNL_78_,
27B4U___ORNL_78_,27B4RU__ORNL_78_,27B4RM__ORNL_78_,
33P3U___KFK_80__,50P5U___ORNL_80_,
OR ON KORI95, RESPECTIVELY :
60PCU_40__KFKBIB,60PCU_45__KFKBIB,60PCM_37__KFKBIB,
60PCM_40__KFKBIB

```
          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 PRESENT, THE BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS
          33P3U___KFK_80__ AND 33P3U___ORNL_78_ ARE IDENTICAL.
          NOTE : IF SUBSEQUENT BURN-UP DEPENDENT KARLSRUHE
          ACTINIDE CROSS-SECTIONS 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    A POINTER FOR PRINTING CROSS-SECTIONS FROM UNIT
          ISB > 5. KTIW = 0/1 : PRINTED/NOT PRINTED.
IF ISB > 5 AND IF NO MODIFICATION OF THE  K O R I  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,E8.2,I5)

 *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
          = SCAPT1__  : (N,GAMMA) TO EXCITED-STATE NUCLIDE
          = SN2N____  : (N,2N)    TO GROUND-STATE NUCLIDE
          = SN2N1___  : (N,2N)    TO EXCITED-STATE NUCLIDE
          = SFISS___  : (N,FISSION) .
 *SIG     EFFECTIVE ONE-GROUP CROSS-SECTION IN BARNS.
 *KOW     POINTER FOR NUCLIDE IDENTIFICATION.
          KOW = 3 : STRUCTURAL AND ACTIVATION MATERIAL,
              = 4 : ACTINIDES,
              = 5 : FISSION PRODUCTS.
  THE SEQUENCE OF THE CROSS-SECTION INPUT CARDS U2 BELONGING
  TO  O N E  NUCLIDE NUNUM IS ARBITRARY, HOWEVER, CARDS U2
  FOR  O N E  NUCLIDE NUNUM HAVE TO BE GROUPED TOGETHER.
```

NOTE : THE CODE WILL FIRST CALCULATE CROSS-SECTIONS FROM UNITS 73 TO 75 (OR FROM CARDS IF INPT = 1 ON CARD B), I.E. ONE-GROUP CROSS-SECTIONS CALCULATED WITH THERMAL CROSS-SECTIONS, RESONANCE INTEGRALS AND FAST CROSS-SECTIONS FROM THE O R F I - LIBRARIES (IF NOT MODIFIED BY CARD INPUT) WITH SPECTRAL INDICES THERM, RES AND FAST FROM CARD B. IF LPU = -1 (AS RECOMMENDED), THE CODE WILL TAKE THE CROSS-SECTIONS FROM UNIT ISB > 5, MULTIPLY THESE BY THE 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 VALUES WILL FURNISH THE CROSS-SECTIONS FINALLY BEING USED.
THE CARDS U2 HAVE TO BE IN THE SAME ORDER AS THE NUCLIDES IN THE LIBRARIES ON UNITS 73 TO 75, I.E. MASS NUMBERS INCREASING, AND EXCITED-STATE BEFORE GROUND-STATE NUCLIDES FOR STRUCTURAL MATERIALS AND ACTINIDES, AND VICE VERSA FOR FISSION PRODUCTS. READING OF CROSS-SECTIONS FROM CARDS IS TERMINATED IF NUNUM = 0 IS FOUND (BLANK CARD ON IBM COMPUTERS).

CARD C FORMAT(13I5)

MMN — NUMBER OF TIME INTERVALS DURING IRRADIATION PERIOD, 0 <= MMN <= 10.

MOUT — NUMBER OF INTERVALS FOR IRRADIATION A N D POST-IRRADIATION PERIODS, MMN <= MOUT <= 10.

NOBLND — NUMBER OF FUELS TO BE BLENDED, ENTER 0 OR 1 IF NO BLENDING IS TO BE DONE, NOBLND < 11 (SEE ALSO COMMENT ON NOBLND BELOW, AND INPUT EXAMPLE 5).

INDEX — AN INPUT POINTER.
INDEX = 0 : THERMAL POWER ARE EXPECTED ON CARD E,
INDEX = 1 : THERMAL NEUTRON FLUXES ARE EXPECTED ON CARD F.
IF MMN = 0, INDEX IS NOT USED BY THE CODE IN THIS STEP.

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

MSTAR — AN OUTPUT POINTER. WHEN SUMMARIZING THE MOST CONTRIBUTING ISOTOPES, THE CODE ELIMINATES THE ISOTOPES WHOSE VALUES ARE BELOW THE THRESHOLD IN TIME PERIOD M = MSTAR (SEE CARD I).

NGO — A POINTER 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 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.
NGO < 0 : THE CALCULATION WILL BE TERMINATED AFTER EXECUTION OF THIS IRRADIATON/DECAY STEP, IF ON THE NEXT FOLLOWING CARD C MOUT IS SET TO 0

MPROS A POINTER 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 POINTER TO SELECT TABLES AND NUCLIDES OR ELEMENTS FOR PRINTING - SEE TABLE BELOW.

*KPL A POINTER TO CONTROL STORAGE OF OUTPUT TABLES. FOR SUBSEQUENT USE FOR PLOTTING OR FURTHER EVALUATION OF RESULTS.
KPL = 0/1/2 : NO STORAGE/STORAGE ON UNIT NO4 AND PRINTING SOME CONTROL INFORMATION ON UNIT NO3/ STORAGE ON UNIT NO4 AND PRINTING OF COMPLETE CONTROL INFORMATION ON UNIT NO3.
NOTE : JOB CONTROL CARDS HAVE TO BE SPECIFIED FOR UNITS NO3 AND NO4.

*KSB A POINTER FOR SECONDARY BURN-UP DEPENDENT CROSS-SECTION INPUT.
KSB = 1 : FOR ACTINIDES THE PREVIOUSLY CALCULATED OR INPUT BURN-UP INDEPENT CROSS-SECTIONS WILL BE REPLACED BY BURN-UP 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 A POINTER 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 SUBSEQUENT 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.)

COMMENTS 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 >= 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 POINTER JTO

JTO	OUTPUT TABLES?	SELECTED TABLES ?	SELECTED NUCL. OR ELEMENTS ?	GAMMA 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 HAVE TO BE GIVEN 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 WRITTEN (EXCEPT ACTIVITIES) :
1. SET : GRAMATOM TABLE,
2. SET : GRAM TABLE,
3. SET : ACTIVITY TABLE (CURIES OR BECQUERELS),
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. ZEROS OR BLANKS WILL SUPPRESS THE PRINTING OF THE CORRESPONDING TABLES.

```
          ACTIVITIES CAN BE PRINTED IN CURIES OR BECQUERELS :
            NTO = 1 OR 2 : CURIES      (2 ONLY FOR ACTINIDES),
            NTO = 3 OR 4 : BECQUERELS (4 ONLY FOR ACTINIDES),
          WHERE IN CASE OF
            NTO = 1 OR 3 : BETA PLUS ALPHA,
            NTO = 2 OR 4 : BETA PLUS ALPHA AND ADDITIONALLY
                           ACTINIDE ALPHA ACTIVITIES
          WILL BE PRINTED.

          ATTENTION : THE CODE IS NOT ABLE TO PRINT MIXED
          TABLES, E.G. CURIES FOR ACTINIDES AND BECQUERELS FOR
          FISSION PRODUCTS, I.E. IF NOT 0, THE ACTIVITY NTO
          VALUES HAVE TO BE EITHER < 3 OR > 2 .

NOTE : PRINTING OF TABLES WILL BE CONTROLLED BY THE CUTOFF
       VALUES ON CARD I.
       FROM AN IRRADIATION PERIOD ONLY GRAMATOM AND GRAM TAB-
       LES WILL BE PRINTED. THE VALUES IN SETS 3 TO 7 THEN
       WILL BE IGNORED.
       STRUCT. MATERIALS + ACTINIDES + FISS. PRODUCTS TOTALS
       OF GRAMS, BECQUERELS ETC. WILL BE PRINTED IF AT LEAST
       ONE NUCLIDE TABLE OF GRAMS, BECQUERELS RESP. IS PRIN-
       TED. THESE TOTALS ARE PRINTED ONLY FOR DECAY CALCULA-
       TIONS.
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 AS USED IN THE CHART OF
           NUCLIDES, 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      A POINTER 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 GIVEN,
  OUTPUT WILL BE PRINTED FOR ALL ISOTOPES OF ELEMENT ELE(N)
  AND, OF COURSE, FOR THIS ELEMENT.
  IF ELE, TOO, IS NOT GIVEN, I.E. A 'BLANK' NUCLIDE IS PUT
  IN, FOR INSTANCE IF THE USER WANTS TO SKIP ONE OF THE SELEC-
  TED NUCLIDES, THIS 'BLANK' IS OVERREAD; NSEL IS THE NUMBER
  OF SELECTED NON-BLANK NUCLIDES.
```

SPECIAL OPTION : IF ONLY THE FIRST AND THE LAST OF THE CARDS S2 ARE GIVEN 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 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-CHARACTERS 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, ' Y ' FOR YEARS, ' C ' FOR CYCLES.

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(7E10.3)

(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 OPTION.)

MS = 1 : GRAMATOM TABLE,
2 : GRAM TABLE,
3 : RADIOACTIVITY 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)
MULTIPLICATORS FOR FUELS N TO CALCULATE THE BLENDED IRRADIATED FUEL FOR SUBSEQUENT COMMON DECAY. IF FUEL N CONSISTS OF MASS(N) THM, THE BLENDED FUEL WILL CONSIST OF MASS(1)*FACT(1) + MASS(2)*FACT(2) +.. THM (SEE INPUT EXAMPLE 5)
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 : POINTER 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 FOR ELEMENTS WITH AT LEAST ONE STABLE ISOTOPE.

IF ONLY DECAY CALCULATIONS ARE PERFORMED, THE INITIAL COMPOSITION MAY BE SPECIFIED IN BECQUERELS USING THE OPTION NEXT = 1,2,3 (SEE ABOVE) BUT WITH NEGATIVE SIGN I.E. NEXT = -1, -2, -3. OF COURSE STABLE ISOTOPES CANNOT BE SPECIFIED IN THIS WAY.

ALL CARDS OF THIS TYPE SHOULD BE FOLLOWED BY A SINGLE 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 CHEMICAL 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-CHARACTERS TITLE FOR IDENTIFYING CROSS-SECTION
          INPUT DATA ON UNIT ISD.
 *(ACTWQ(I),I=1,2)
          A 16-CHARACTERS NAME FOR IDENTIFYING THE REACTOR
          SPECTRUM AND BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE CROSS-
          SECTION  K O R I - LIBRARY.
          ON THE  K O R I - LIBRARY KORI83 THE FOLLOWING TYPES
          OF BURN-UP 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. KARLSUHE ACTINIDE CROSS-SECTIONS FOR EUROPEAN
          PWRS /4/ CALCULATED FROM THE KEDAK FILE:
          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 .
          ON THE  K O R I - LIBRARY KORI95 THE FOLLOWING TYPES
          OF BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE CROSS-SECTIONS
          CALCULATED FROM JEF ARE AVAILABLE :
          60PCU_40__KFKBIB,60PCU_45__KFKBIB,60PCM_37__KFKBIB,
          60PCM_40__KFKBIB .
          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 REACTOR TYPES ARE :
          PWR OBRIGHEIM (KWO), PWR BIBLIS (BIB), PWR TRINO
          VERCELLESE (TRI). DETAILS CAN BE SEEN IN /4/.
          IF ON CARD T1 BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE CROSS-
          SECTIONS FROM KARLSRUHE ARE USED, FOR  BURN-UP INDE-
          PENDENT CROSS-SECTIONS OF NON-ACTINIDE NUCLEI THE
          DATA SET 33P3U___KFK_80__ ON CARD U1 SHOULD BE
          TAKEN.
```

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

*IFR A POINTER FOR READING BURN-UP DEPENDENT TOTAL FLUX/THERMAL FLUX RATIOS.
IFR = 1/0 : RATIOS ARE READ FROM UNIT 5 (CARDS)/ FROM UNIT ISD; IFR = 0 AND ISD = 5 IS NOT ALLOWED.

*ITIW A POINTER FOR PRINTING BURN-UP DEPENDENT ACTINIDE CROSS-SECTIONS FOR ISD > 5 .
ITIW = 0/1 : PRINTED/NOT PRINTED.

IF ISD > 5 AND IF NO MODIFICATION OF THE K O R I 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 ISD > 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 ISD = 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, IN INCREASING ORDER AND STARTING WITH ZERO.

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 . RES AND FAST SEE CARD B. IF RES = 1., I.E. FOR A FAST REACTOR, ALL FLURAT VALUES WILL BE SET EQUAL TO 1. THE K O R I 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 'SIGTYP' IN BARNS CORRESPONDING TO THE BUT(I) VALUES. NOTE : SIG(I)*TOTAL FLUX = REACTION RATE. IN ORDER TO GET O R I G E N 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 ISD, I.E. 922340.
THE LAST CARD T5 HAS TO BE A BLANK CARD.

IF ON CARD C JTO = 0/2/3/4/9, THE CALCULATION OF EMITTED PHOTONS IS REQUIRED AND CARD V1 IS EXPECTED TO FOLLOW.

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 O 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. 0 < MSUB <= MOUT OF PRECEDING CARD O OR C. THE INITIAL NUCLIDE CONCENTRATIONS FOR THE FOLLOWING CALCULATION WILL BE THOSE AT T(MSUB) OF THE PRECEDING CARD G. ALSO USED TO INDICATE THAT BATCH CHEMICAL PROCESSING OCCURS IF MSUB IS SET NEGATIVE.

MFEED : AN INPUT POINTER 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 O (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 E.G. GIVEN BY 11., 12., 13., , , 20. BY SETTING MSUB = 10 AND TMO = 10. YEARS. THE TIME SCALE HEADING THE OUTPUT TABLES 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)

LEMENT   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.

IF ON CARD O JTO = 0/2/3/4/9, THE CALCULATION OF EMITTED PHOTONS IS REQUIRED AND CARD V1 IS EXPECTED TO FOLLOW CARD H' OR, IN CASE OF REPROCESSING CARD P.

CARD V1 FORMAT(6A4,4X,I1)

*(GLSP(L),L=5,10)
FOR CONDITIONED HAW A 24-CHARACTERS NAME FOR IDENTIFICATION OF THE GLASS COMPOSITION. THE VITRIFICATION TAKES PLACE AT THE BEGINNING OF THE FIRST TIME INTERVAL GIVEN ON THE PRECEEDING CARD G.
THE NEUTRON-EMISSIONS ARE DETERMINED PER GRAM CONDITIONED HAW.
FOR IRRADIATED FUEL OR UNCONDITIONED HAW 24 BLANKS HAVE TO BE GIVEN IN.
THE ACTINIDE COMPOUNDS ARE SUPPOSED AS DIOXIDES, THE FISSION PRODUCT COMPOUNDS AS MONOXIDES. THE NEUTRON-EMISSIONS ARE DETERMINED IN RELATION TO THE K O R I G E N MASS-BASIS.

*KPR A POINTER FOR SELECTING PRINT-OUT.
THE FOLLOWING OPTIONS ARE POSSIBLE :
A : CHECK PRINT-OUT OF (ALPHA,N)-DATASET,
B : ACTINIDE CONCENTRATIONS,
C : ALPHA-SOURCE,
D : TABLES OF (ALPHA,N)-, SPONTANEOUS-FISSION, AND TOTAL NEUTRON YIELDS,
E : INITIAL FRACTIONS OF WEIGHT AND (ALPHA,N)-NEUTRONS,
F : MASS RELATIONS (KORIGEN-BASIS ==> COND. HAW),
G : CONTRIBUTIONS OF THE ALPHA-EMITTERS TO THE (ALPHA,N)-NEUTRON SOURCE.

KPR >= 2 : TOTAL PRINT-OUT (A,B,C,D,E,F#,G),
KPR = 1 : SELECTED PRINT-OUT (B,C,D,E,F#,G),
KPR = 0 : TABLES OF RESULTS (D,E,F#,G).

THE PRINT-OUT AT POINT F EXISTS ONLY FOR CONDITIONED HAW.

IF ON CARD V1 A GLASS COMPOSITION IS IDENTIFIED (HAW WILL BE CONDITIONED) A CARD OF TYPE V2 IS EXPECTED TO FOLLOW FOR EACH KIND OF MOLECULE.

CARD V2 FORMAT(4(A2,I1,1X),4X,F10.3)

*(AA(L,K),NA(L,K),L=1,4)
ALPHAMERIC NAME OF THE L-TH ATOM OF THE GLASS-MOLECULE K AND MULTIPLICITY OF ATOMS AA(L,K), E.G.
AL2 O
FP O
AK O 2

*P(K) FRACTIONAL WEIGHTS OF COMPONENTS IN THE HAW-GLASS E.G. 0.5 IF THE MOLECULE K EXISTS WITH 50 WEIGHT-% IN THE CONDITIONED WASTE.

THE SUM OF THE ACTINIDE- AND FISSION PRODUCT-COMPOUNDS MUST BE EQUAL TO THE FRACTIONAL WEIGHT OF THE HAW-COMPOUNDS IN THE GLASS-PRODUCT, WHICH IS GIVEN BY THE VITRIFIER. FOR EXAMPLE WITH 15 % HAW-COMPOUNDS IN THE GLASS-PRODUCT TENTATIVELY P(FP) = 0.14 AND P(AK) = 0.01 MAY BE PUT IN. THE PROGRAM CORRECTS THE DISTRIBUTION OF FP AND AK ACCORDING TO THE CALCULATED COMPOSITION IN HAW IN KORIGEN.

MAXIMALLY 15 WASTE COMPONENTS ARE POSSIBLE. THE LAST TWO CARDS IN THIS VERY SEQUENCE HAVE TO BE FP AND AK, AND THEN A BLANK CARD IS EXPECTED TO FOLLOW.
CARD A, C OR O IS EXPECTED TO FOLLOW ACCORDING TO NGO ON THE LAST CARD OF TYPE O OR C.

III. 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

/4/ U. FISCHER, H.W. WIESE :
VERBESSERTE KONSISTENTE BESTIMMUNG DES INVENTARS VON DRUCKWASSERREAKTOREN AUF DER BASIS VON ZELL-ABBRAND VERFAHREN MIT KORIGEN, KFK-3014 (1983), ORNL-TR-5043

/5/ H.W. WIESE, B. KRIEG :
ERWEITERUNG DER KORIGEN DATENBIBLIOTHEKEN UND BERUECKSICHTIGUNG DER SPALTPRODUKTE AUS SPONTANSPALTUNG
INTERNER BERICHT INR 1941, AUGUST 1996

IV. JOB CONTROL LANGUAGE FOR K O R I G E N AS USED IN KARLSRUHE IN 1995

1. TO GET A PRINT-OUT OF THIS GUIDE THE FOLLOWING JOB HAS TO BE STARTED :

```
//INR238GD JOB (0238,100,P6P4H),WIESE
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//         DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT18F001 DD DSN=INR909.SAMP,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//
```

2. TO RUN A K O R I G E N JOB JCL CARDS AS IN THE FOLLOWING EXAMPLE MAY BE USED :

```
//INR238KO JOB (0238,100,P6P4H),WIESE
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//         DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT03F001 DD SYSOUT=A,DCB=*.FT06F001
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT30F001 DD DSN=INR909.KORI95,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT10F001 DD DSN=INR909.ANDA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.SYSIN DD *
    (INPUT DATA)
//
```

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.

IF A TABLE OF THE PHOTON SPECTRA ON ORFI IS DESIRED THE DD-CARD

```
  //G.FT46F001 DD SYSOUT=A,DCB=*.FT06F001
```

MUST BE INCLUDED.

FOR PRINTING THE KORI LIBRARY AND/OR OF PLOT CONTROL OUTPUT A DD-CARD

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

IS NEEDED - SEE CARDS U1 AND T1.
IN THE ABOVE EXAMPLE ISB = 30 IS ASSUMED.

V. MODIFICATIONS OF K O R I G E N UNTIL JULY 1995

K O R I G E N WAS DEVELOPED AT KARLSRUHE FROM THE ORNL ISOTOPE GENERATION AND DEPLETION CODE O R I G E N . IT COMPUTES THE POST-IRRADIATION PROPERTIES OF SPENT FUELS FROM THERMAL AND FAST REACTORS. FOR DESCRIPTION SEE

M. J. BELL, ORNL-4628, MAY 1973
U. FISCHER, H.W. WIESE, KFK-3014 (1983), ORNL-TR-5043

THE MAIN FEATURES OF KORIGEN IN COMPARISON TO THE ORIGINAL VERSION OF BELL ARE :

1. TO USE BURN-UP DEPENDENT REACTOR-SPECIFIC ONE-GROUP CROSS-SECTIONS FROM ORNL AND KARLSRUHE FOR ACTINIDE NUCLEI.
2. TO USE UPDATED ONE-GROUP CROSS-SECTIONS INDEPENDENT OF BURN-UP.
3. TO CHANGE THE SPECTRAL INDICES DURING IRRADIATION.
4. ACCOUNT IS TAKEN FOR THE NUCLIDE DEPENDENT FISSION ENERGY RELEASE AND FOR ENERGY RELEASE RESULTING FROM (N,GAMMA)-REACTIONS.
5. THE GAMMA POWER IS CALCULATED DIRECTLY FROM THE GAMMA SPECTRA.
6. IMPROVED CALCULATION OF THE NEUTRON 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, ESPECIALLY THE YIELDS IN 1988.
9. IMPROVED OUTPUT OPTIONS ARE AVAILABLE : SELECTION OF OUTPUT TABLES, NUCLIDES OR ELEMENTS OF INTEREST, CUT-OFF FOR ALL TABLES, TOTALS OVER ALL NUCLIDES, OUTPUT TABLES FOR ALPHA-ACTIVITY ETC.
10. INTRODUCTION OF THE ANNUAL MAXIMUM PERMISSIBLE ACTIVITY INCORPRATION VALUES, VALID FOR THE F.R.G.
11. THE INPUT IS REPRODUCED FOR CHECK PURPOSES.
12. THE UPDATED INPUT DESCRIPTION IS PRINTED IF AN EMPTY INPUT DATASET IS PROVIDED.
13. RESULTS CAN BE STORED FOR SUBSEQUENT USE E.G. FOR PLOT PURPOSES.

CHANGES DECEMBER 1987 TILL SEPTEMBER 1988 BY H.W. WIESE :

1. COMPILATION WIH FORTRAN-77
2. ASSEMBLER ROUTINES CONVX AND CONVY WERE REMOVED FROM THE CODE PACKAGE; CONVZ WAS REWRITTEN AND NAMED CVZ; WITH THIS THE OPTION IPET = 0 WAS REMOVED.
3. ELIMINATION OF SFGAMA IN GAMMA ACCORDING TO ORNL/ TM-6055, P. 19; THE SF-GAMMAS ARE CONTAINED IN THE PHOTON LIBRARY.
4. USE OF BURN-UP AVERAGED (N,2N)-CROSS-SECTIONS FOR ACTINIDES IN SUBROUTINES CHAN AND NUDATA.
5. USAGE OF BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS OF A KORI DATASET WITH ADDITONAL NAMES NOT PROVIDED IN SUBROUTINE NUDATA.
6. NUMBER OF SELECTABLE NUCLIDES FOR OUTPUT INCREASED FROM 50 TO 300.
7. STORE GAMMA- AND NEUTRON SOURCES IN PLOTEASY-FORMAT FOR PLOTTING AND FOR TREATMENT WITH THE KORIGEN OUTPUT EVALUATION CODE A U K O.
8. PRINTING OF MAIN TABLES WITH 4 DIGITS.
9. PRINTING OF ALL ELEMENTAL VALUES FOR CORRECT USE OF WRIPLO-OUTPUT WITH A U K O.
10. USE OF EXTENDED FISSION PRODUCT YIELDS FOR UP TO 13 FISSIONABLE NUCLIDES INSTEAD OF 5. NOW YIELDS FOR U 233, U 235, TH232, U 238, PU239, PU241, PU240, PU242, U 236, NP237, PU238, AM241, CF252 CAN BE USED FROM A RECENTLY ESTABLISHED FISSION PRODUCT LIBRARY WITH YIELDS FROM B.F. RIDER AND T.R. ENGLAND, SEPT. 1987. THE NUMBER OF FISSIONABLE ISOTOPES FOR WHICH YIELDS ACTUALLY WILL BE USED IS CONTROLLED BY IPET ON CARD A.
11. WITH A PSEUDO FISSION PRODUCT PS WITH CHARGE 79 (AU IN THE ELEMENT LIST ELE IN THE COMMON BLOCK LABEL IS TEMPORARILY REPLACED BY PS IF PS IS ON INPUT CARDS S2) THE CALCULATION OF THE MASSES OF THE FISSIONED NUCLIDES DURING IRRADIATION IS ACHIEVED. THESE MASSES APPEAR - WITH A SCALING FACTOR 1.E-04 - IN THE FISSION PRODUCT OUTPUT AS ISOTOPES PS201,..,212 AND AS ELEMENT PS. THE PS-ISOTOPES ARE INITIALIZED AS STABLE WITH NO NEUTRON REACTIONS, BUT WITH ONE NONE-ZERO YIELD FOR U233, U235, TH232, U238, PU239, PU241, PU240, PU242, U236, NP237, AND PU238 IN THE FISSION PRODUCT DATA LIBRARY ORFI(M5), (NOW ORFI83.M5). THE YIELDS ARE 233/201*1.E-4= 1.159204E-4, 235/202*1.E-4=1.163366E-4, ETC.
12. STORAGE OF FLUXES AND K(INFINITY) ON UNIT 20.

CHANGES IN 1990 BY H.W.WIESE :

1. CHANGE OF 4 VARIABLES (CIM0,CIMB,TON,T) FROM REAL*4 TO REAL*8 IN SUBROUTINE TERM TO IMPROVE THE ACCURACY IN CALCULATING THE FISSION PRODUCT DECAY HEAT.
2. USE OF A FISSION PRODUCT LIBRARY CONTAINING
   - (A) NEW DIRECT YIELDS FOR FISSIONING OF TH232, U 233, U 235, U 238, PU239, PU240 AND PU241 FROM JEF1,
   - (B) APPROXIMATED DIRECT YIELDS FOR U 236, NP237 AND PU242 USING DIRECT JEF YIELDS FOR U 238 AND PU240, NORMALIZED BY RECENT CUMULATIVE YIELDS FOR U 236, NP237 AND PU242 FROM RIDER AND ENGLAND, 1987,
   - (C) APPROXIMATED DIRECT YIELDS FOR PU238 AND AM241, USING DIRECT JEF YIELDS FOR PU240 WITHOUT RENORMALIZATION.

   FOR THE FUEL NUCLIDES MENTIONED IN (B,C) THE NEUTRON AND CHARGE BALANCES OF THE FISSION PRODUCTS ARE SLIGHTLY VIOLATED. THUS, FOR THESE LESS IMPORTANT FAST-FISSIONED NUCLIDES THE BUILT-IN PROCEDURE IS AN APPROXIMATION ONLY.
3. USE OF A NEW KORI LIBRARY FOR PWR APPLICATIONS BASED ON JEF1. TO DETERMINE THE BURN-UP DEPENDENT CROSS-SECTIONS FOR ACTINIDES (CAPTURE AND FISSION) AND THE BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS (N,2N FOR ACTINIDES, CAPTURE, <N,P>, <N,A> FOR FISSION PRODUCTS AND LIGHT NUCLIDES), THE GROUP CONSTANTS PROCESSING CODE NJOY AND THE CELL-BURN-UP CODE SYSTEM KARBUS WERE USED.

   THE FOLLOWING DATA SETS ARE AVAILABLE :

FUEL	SPECIFICATION	KEYWORD	
U1	UO2, 4.0W/0 U 235	60PCU 40	KFKBIB
U2	UO2, 4.5W/0 U 235	60PCU 45	KFKBIB
M1	(U,PU)O2, 3.7W/0 PU-FISS IN UNAT	60PCM 37	KFKBIB
M2	(U,PU)O2, 4.0W/0 PU-FISS IN UNAT	60PCM 40	KFKBIB
W1	UO2, 4.5W/0 U 235, RECYCL. U	60PCW 45	KFKBIB

CHANGES IN 1993 BY B. KRIEG, H.W. WIESE :

1. RADIOACTIVITIES NOW CAN BE PRINTED (AND STORED) IN CURIES OR BECQUERELS. THE UNIT OF THE PRINTED ACTIVITIES IS CONTROLLED BY THE INPUT CARDS S1 (SEE UPDATED BUILT-IN DESCRIPTION OF THE INPUT). THE DEFAULT UNIT IS BECQUERELS, IF NO S1 CARDS ARE PUT IN.

CHANGES FROM AUGUST 94 TO MARCH 95 BY H.W.WIESE, B.KRIEG :

1. INCREASING OF THE NUMBER OF FISSION ISOTOPES ON THE ORFI LIBRARY FOR FISSION PRODUCTS (M5) FROM 13 TO 22 ON THE BASIS OF JEF-2.2.
2. FORMATTED STORAGE OF THE K O R I - AND A N D A - LIBRARIES (NEUTRON CROSS-SECTIONS FOR UPDATING O R F I DATA, AND DATA FOR DETERMINING NEUTRONS FROM (ALPHA,N)-REACTIONS, RESP., FORMALLY CALLED KORI AND ANDAT.DATA).)
3. IMPROVEMENT OF CONTROL OF ACTUALLY USED NUCLEAR DATA (DECAY CONSTANTS, NEUTRON CROSS-SECTIONS, DECAY AND NEUTRON REACTION CHAINS) BY OPTIONAL PRINT-OUT OF THE TRANSITION MATRIX FOR SELECTED GROUPS OF NUCLIDES.
4. ELIMINATION OF AN ERROR IN CONCERN WITH ZERO POWER/FLUX INTERVALS DURING IRRADIATION.

CHANGES IN JULI 95 ON REQUEST OF BUNDESAMT FUER STRAHLENSCHUTZ, BFS, BY H.W.WIESE, B.KRIEG :

1. DETERMINATION OF FISSION PRODUCTS FROM SPONTANEOUS FISSIONS.
2. ADDITION OF THE RADIONUCLIDES

   AL 26, MN 53 , CO 57, TM170, YB169, LU174,
   HF175, RE186M, IR192, AU195, HG203, TL204

   TO THE O R F I - LIBRARY OF STRUCTURAL AND ACTIVATION NUCLIDES, AND OF

   AS 73, SE 75, SR 85, TC95M, TC 97, SN113,
   I 125, BA133, SM145

   TO THE O R F I - LIBRARY OF FISSION PRODUCTS.
   FOR COMPLETING DECAY AND NEUTRON REACTION CHAINS, NUCLIDES IN THESE CHAINS WERE ADDED, TOO.
   DECAY DATA WERE TAKEN FROM JEF-2.2, NEUTRON CROSS-SECTIONS WERE TAKEN FROM EAF-3.1 (EAF = EUROPEAN ACTIVATION FILE).

CHANGES IN MARCH 96 ON REQUEST OF BUNDESAMT FUER STRAHLENSCHUTZ, BFS, BY H.W.WIESE, B.KRIEG :

IN THE CASE THAT ONLY DECAY CALCULATIONS ARE PERFORMED, IT IS NOW ALLOWED TO SPECIFY THE INITIAL COMPOSITION EITHER IN GRAMATOMS OR IN BECQUERELS.

VI. EXAMPLES FOR K O R I G E N RUNS.

IN ORDER TO GIVE EXAMPLES FOR THE INPUT AND JOB CONTROL LANGUAGE CONNECTED WITH THE USE OF DIFFERENT NUCLEAR DATA LAIBRARIES, IN THE FOLLOWING COMPLETE JOBS INCLUDING INPUT FOR A VARIETY OF TASKS ARE LISTED.
FOR FURTHER EXAMPLES THE READER IS REFERRED TO THE REPORT KFK 3014.

OF COURSE, THE JOB CONTROL LANGUAGE DEPENDS ON THE LOCAL COMPUTER

INSTALLATION AND OPERATION SYSTEM, AND HAS TO BE ADJUSTED TO THE USER'S COMPUTER ENVIRONMENT.

NOTE : THE INPUT EXAMPLES START AFTER --- AND END BEFORE *** LINES WHICH THEMSELVES ARE NOT PART OF THE INPUT.

BLANK LINES HAVE TO BE PUT IN AS BLANK LINES AND M A Y N O T BE SKIPPED.

****

EXAMPLE 1 :

THIS IS A COMPLETE JOB USING THE EXTENDED LIBRARIES
ORFI95.M3, ORFI95.M5, ORFI95.M6, ORFI95.M8
FOR STRUCTURAL NUCLIDES AND FOR FISSION PRODUCTS.

FOR ACTINIDES THE 1983 LIBRARIES ORFI83.M4 AND ORFI83.M7 ARE TAKEN. IN CONNECTION WITH THE ORFI95 LIBRARIES THE CROSS-SECTION LIBRARY KORI95 HAS TO BE USED.

REMARKS CONCERNING INPUT WITH (X,N) = CARD X IN CALCULATION PHASE N

(A ,0) : PWR NUCLEAR DATA, FISSION PRODUCTS FROM 12 FISSION NUCL.
(B ,0) : FISSION PRODUCTS FROM SPONT. FISSIONS WITH CM244 YIELDS
(U1,0) : BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS FROM '60PCU 40 KFKBIB'
(U2,0) : FOR NP236 (N,2N) 0.00335 BARN IS USED

(C ,1) : 10 IRRADIATION INTERVALS, NO STORAGE OF RESULTS
(S1,1) : NUCLIDE AND ELEMENT TABLES FOR ACTIVATION NUCLIDES AND ACTINIDES, FISSION PRODUCT TABLES NOT PRINTED
(S2,1) : SELECTED OUTPUT ELEMENTS
(K ,1) : INITIAL FUEL IMPURITIES PLUS OXIGEN (ELEMENT GRAMS), AND URANIUM ISOTOPES (GRAMATOMS)
(T1,1) : BURN-UP DEPENDENT CROSS-SECTIONS FROM '60PCU 40 KFKBIB'

IN CALCULATION PHASES 2, 3, 4 CONTINUATION OF IRRADIATION WITH OUTPUT SPECIFICATIONS AS IN PHASE 1, IRRADIATION TIMES ARE CONTINUED, PAY ATTENTION TO TMO = LAST TIME ON PRECEDING CARD G ON CARD H

(O ,5) : ONE DAY'S PRE-DECAY OF IRRADIATED FUEL (TO ALLOW LOGARITHMIC PLOTS OF RESULTS FOR SUBSEQUENT DECAY)

(O ,6) : 10 TIME STEPS OF DECAY, NEW SPECIFICATION OF OUTPUT, STORAGE OF RESULTS, SINCE NEUTRON AND PHOTON EMISSION SPECTRA WILL BE PRINTED (JTO = 3), CARD V1 IS REQUIRED (A BLANK CARD IN THIS CASE)
(S1,6) : SELECTION OF PRINT-OUT TABLES
GRAMS OF ACTIVATION ELEMENTS, ACTINIDE NUCLIDES AND ELEMENTS, FISSION PRODUCT ELEMENTS
BECQUERELS OF ACTIVATION, ACTINIDE AND FISSION PRODUCT NUCLIDES
WATTS OF ACTIVATION, ACTINIDE AND FISSION PRODUCT NUCLIDES
GAMMA-WATTS OF ACTIVATION, ACTINIDE AND FISSION PRODUCT NUCLIDES

(O ,7) : 10 TIME STEPS OF LONG-TERM DECAY, SAME TABLES AS BEFORE, STORAGE OF RESULTS, SINCE NEUTRON AND PHOTON EMISSION SPECTRA WILL BE PRINTED (JTO = 3), CARD V1 IS REQUIRED (A BLANK CARD IN THIS CASE)
NGO = -1 INDICATES TERMINATION OF THE RUN

(C ,8) : TERMINATION OF THE RUN

```
------------------------------------------------------------------------------------
//INR238S1 JOB (0238,100,P6P4H),WIESE,MSGCLASS=H,NOTIFY=INR238,
// REGION=2048K,TIME=(0,30)
//*FORMAT PR,DDNAME=,DEST=PINR1
//*
//*          K O R I G E N  FOR PWR U-FUEL  4.0 W/0 U 235
//* WITH DETERMINATION OF FISSION PRODUCTS FROM SPONTANEOUS FISSIONS
//*                BURN-UP 50.0 GWD/T
//*          CROSS-SECTIONS FROM '60PCU 40  KFKIB'
//*
//* ERASE EXISTING OUTPUT LIBRARY :
// EXEC TSO
ERASE KOROUT.SAMPLE1
//*
//* RUN  K O R I G E N  WITH LOAD-MODUL KORG95.LOAD :
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//        DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  6 : REGULAR OUTPUT
//* G.FT06F001 DD DUMMY
//* UNIT  3 : INPUT REPRODUCTION
//G.FT03F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 45 : PRINT-OUT OF TRANSITION MATRIX
//G.FT45F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 73 - 78 :  O R F I - LIBRARIES
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 27 :  K O R I - LIBRARY
//G.FT27F001 DD DSN=INR909.KORI95,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 10 :  A N D A - LIBRARY
//G.FT10F001 DD DSN=INR909.ANDA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  9 : PRINT-OUT OF CROSS-SECTIONS, AND OF
//*           INFORMATIONS CONCERNING OUTPUT STORAGE ON UNIT 20
//G.FT09F001 DD DUMMY
//* G.FT09F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 20 :  OUTPUT STORAGE FOR LATER EVALUATION
//* G.FT20F001 DD DUMMY
//G.FT20F001 DD UNIT=INR,DISP=(,CATLG),SPACE=(TRK,(3,2)),DCB=DCB.VBS,
//  DSN=INR238.KOROUT.SAMPLE1
//G.SYSIN DD *
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                          2  012
  0.701    0.304     2.01        1.E-2517 795 2 0 0-1  0  0  0  0
BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS                       60PCU 40  KFKBIB    27         1
932370  SN2N    3.35E-03    4
    0
   10   10    0    0    0   10    1    0    0    7    0    1    0
          000        110        000        000        000        000        000
          000        110        000        000        000        000        000
          000        000        000        000        000        000        000
   30
    LI        B         C         N         O         F
    NA        MG        AL        SI        P         K
    CA        TI        V         CR        MN        FE
    CO        NI        CU        ZN        MO        SN
    W
    U         NP        PU        AM        CM
    0
IRRADIATION BIBLIS 4.0 W/0 U 235
    36.7     36.7     36.7     36.7     36.7     36.7     36.7     36.7     36.7     36.7
 13.6240 54.4959 108.992 148.992 190.736 230.736 272.480 316.480 360.480 408.719
```

```
 1 THM CHARGED TO REACTOR                               86400. D
    1.E-07     1.E-04     1.E-03     1.E-06     1.E-08     1.E-03     1.E-03
  300001.          500000.2          600006.0          700005.0          80000134000.     5
  900003.          11000010.         1200002.0         13000021.         14000016.        5
 1500002.          19000010.         20000010.         22000010.         23000011.        5
 2400003.          2500001.          26000014.         27000010.         2800002.         5
 2900000.5         30000010.         4200001.          5000001.          7400002.         5
 9223401.35982     922350170.2127    9223804032.33         00.               00.          2
      00.               00.               00.              00.               00.          0
 BURN-UP DEPENDENT CROSS-SECTIONS                     60PCU 40   KFKBIB    27      0      1
     0
    10    10     0     0    10    10     1     0     0    -1     0     1     0
 IRRADIATION BIBLIS 4.0 W/O U 235
    36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7
  452.719 496.719 544.959 588.959 632.959 681.199 725.199 769.199 817.439 861.439
 1 THM CHARGED TO REACTOR                              86400. D 408.719
    10    10     0     0    10    10     1     0     0    -1     0     1     0
 IRRADIATION BIBLIS 4.0 W/O U 235
    36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7      36.7
  905.439 953.679 997.679 1041.68 1089.92 1133.92 1177.92 1226.16 1270.16 1314.16
 1 THM CHARGED TO REACTOR                              86400. D 861.439
     1     1     0     0    10     1     1     0     0    -1     0     1     0
 IRRADIATION BIBLIS 4.0 W/O U 235
    36.7
  1362.40
 1 THM CHARGED TO REACTOR                              86400. D 1314.16
     0     1     0     0     1     1     1     0     0    -1     0     0     0
 DECAY OF BIBLIS FUEL
   1.E+00
 1 THM CHARGED TO REACTOR                              86400. D     0.00
     0    10     0     0     1     1     1     0     0     3     1     0     0
           000         010         300         100         100         000         000
           000         110         300         100         100         000         000
           000         010         300         100         100         000         000
     0
     1
 SHORT-TERM DECAY OF BIBLIS FUEL AFTER 50 GWD/THM BURN-UP
   1.E+00   3.E+00   7.E+00   8.E+00   1.E+01   3.E+01   6.E+01   1.E+02   3.E+02   6.E+02
 1 THM CHARGED TO REACTOR                            3.155E7 Y .00274
                                           0
     0    10     0     0    10    10    -1     0     0    -1     1     0     0
 LONG-TERM DECAY OF BIBLIS FUEL AFTER 50 GWD/THM BURN-UP
   1.E+03   3.E+03   6.E+03   1.E+04   5.E+04   1.E+05   5.E+05   1.E+06   5.E+06   1.E+07
 1 THM CHARGED TO REACTOR                            3.155E7 Y   600.
                                           0
     0     0     0     0     0     0     0     0     0     0     0     0     0
//
*******************************************************************************
```

EXAMPLE 2 :

K O R I G E N - CALCULATION INCLUDING DETERMINATION OF NEUTRON
EMISSION FROM VITRIFIED HIGH ACTIVE WASTE (HAW)
BIBLIS-TYPE URANIUM FUEL, 3.2 W/O U 235, BURN-UP 33 GWD/THM

THIS IS A COMPLETE JOB USING THE 1983 O R F I AND K O R I DATA

```
//INR238S2 JOB (0238,100,P6P4H),WIESE,MSGCLASS=H,NOTIFY=INR238,
// REGION=2048K,TIME=(0,30)
//*FORMAT PR,DDNAME=,DEST=PINR1
//*
//* K O R I G E N - CALCULATION INCLUDING DETERMINATION OF NEUTRON
//* EMISSION FROM VITRIFIED HIGH ACTIVE WASTE (HAW)
```

```
//* BIBLIS-TYPE URANIUM FUEL, 3.2 W/O U 235, BURN-UP 33 GWD/THM
//*    BURN-UP AVERAGED  CROSS-SECTIONS FROM '33P3U    ORNL 78 '
//*    BURN-UP AVERAGED  CROSS-SECTIONS FROM '33P3U 32 KFK BIB'
//*
//* RUN  K O R I G E N  WITH LOAD-MODUL KORG95.LOAD :
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//         DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  6 : REGULAR OUTPUT
//* G.FT06F001 DD DUMMY
//* UNIT  3 : INPUT REPRODUCTION
//G.FT03F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 45 : PRINT-OUT OF TRANSITION MATRIX
//G.FT45F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 73 - 78 :  O R F I - LIBRARIES
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 27 :  K O R I - LIBRARY
//G.FT27F001 DD DSN=INR909.KORI83,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 10 :  A N D A - LIBRARY
//G.FT10F001 DD DSN=INR909.ANDA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  9 : PRINT-OUT OF CROSS-SECTIONS, AND OF
//*           INFORMATIONS CONCERNING OUTPUT STORAGE ON UNIT 20
//G.FT09F001 DD DUMMY
//* G.FT09F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//G.SYSIN DD *
REFERENCE REACTORS : BIBLIS 3.2( U235 33GWD/THM                       2  0 1
   0.70100    0.30400    2.01000   1.00E-2525 795 0 0 0-1   0   0   0   0
BIBLIS 3.2( U235    33GWD/THM                        33P3U    ORNL 78     27          1
     0
    9    9    0    0    0    9    1    0    0    1    0    1    0
IRRADIATION  BIBLIS  3.2( U-235 33 GWD/THM
3.30E+013.30E+013.30E+013.30E+010.0      3.30E+013.30E+013.30E+013.30E+01
2.00E+011.11E+022.22E+023.33E+023.73E+023.93E+024.84E+025.95E+027.06E+02
1 THM CHARGED TO REACTOR                        86400. D
 1.000E-10 1.000E-10 1.200E-10 1.000E-03 1.000E-03 1.000E+06 1.000E+06 1.000E-03
 50000 9.35E-01 6000011.07E+01 800001360.33E21300001185.80E01400001079.50E0     5
150000488.00E-1160000 3.29E+0122000084.69E+0124000023.39E+0325000020.96E+02     5
260000754.94E+227000011.98E+012800002562.68E1290000 9.70E+0040000028.86E+04     5
41000050.87E+0142000050.48E+0150000042.69E+0273000040.88E+01       00.          5
9223401.04633  922350136.1702 9223804066.199         00.           00.          2
    00.          00.           00.           00.           00.          0
BIBLIS 3.2( U235 33GWD/THM                           33P3U 32 KFK BIB     27     0     1
     0
   5    5    0    0    9    5    1    0    0    -1    0    1    0
IRRADIATION  BIBLIS  3.2( U-235 33 GWD/THM
0.0      3.30E+013.30E+013.30E+013.30E+01
7.46E+027.66E+028.57E+029.68E+0210.79E02
1 THM CHARGED TO REACTOR                        86400. D     706.000
   0    4    0    0    5    1    1    0    0    3    0    0    0
          000       000       000       000       000       000       000
          000       110       200       000       000       000       000
          000       000       000       000       000       000       000
   0
   1
FUEL PWR 33GWD/T BEFORE REPROCESSING
1.00E+002.50E+005.00E+007.00E+00
THM CHARGED TO 1250MWE BIBLIS TYPE PWR  3.155E7 Y  0.0
                                     1
   0    5    0    0   -4    1    1    0    0   -1    0    0    0
HAW PWR 33GWD/T REPROC. 7Y AFTER DISCHARGE
  8.      10.      20.      50.      100.
```

```
THM CHARGED TO 1250MWE BIBLIS TYPE PWR  3.155E7 Y     7.000
    92      1.000E-02
    94      1.000E-02
     0      0.
                                   1
    0   10    0    0    1    1   -1    0    0   -1    0    0    0
VITRIFIED HAW FROM PWR 33GWD/THM
  10.      20.      50.      100.     500.     1.E+03  1.E+04  1.E+05  1.E+06  1.E+07
THM CHARGED TO 1250MWE BIBLIS TYPE PWR  3.155E7 Y     8.0
GLASS GP98/12 +HAW-COMP.    1    0
SI0 O 2    0    0     .482
B 2 O 3    0    0     .105
AL2 O 3    0    0     .022
MG2 O 0    0    0     .149
MG0 O 0    0    0     .018
CA0 O 0    0    0     .035
TI0 O 2    0    0     .039
FP0 O 0    0    0     .140
AK0 O 2    0    0     .010
  0    0   0    0     .0
    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0
//
*****************************************************************************
```

EXAMPLE 3 :

K O R I G E N FOR PWR TYPE GOESGEN U-FUEL 3.8 W/0 U 235
BURN-UP 50.0 GWD/T

```
-----------------------------------------------------------------------------
//INR238S3 JOB (0238,100,P6P4H),WIESE,MSGCLASS=H,NOTIFY=INR238,
// REGION=2048K,TIME=(0,30)
//*FORMAT PR,DDNAME=,DEST=PINR1
//*
//*   K O R I G E N  FOR PWR TYPE GOESGEN U-FUEL 3.8 W/0 U 235
//*                BURN-UP 50.0 GWD/T
//*          CROSS-SECTIONS FROM '60PCU 40  KFKIB'
//*
//* RUN  K O R I G E N  WITH LOAD-MODUL KORG95.LOAD :
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//         DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  3 : INPUT REPRODUCTION
//G.FT03F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 73 - 78 :  O R F I - LIBRARIES
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 27 :  K O R I - LIBRARY
//G.FT27F001 DD DSN=INR909.KORI95,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.SYSIN DD *
DWR 100( U 235    3.8( U 235   50 GWD/TSM                                  2  019
  0.701     0.304     2.01      1.E-2525 795 0 0 0-1  0   0   0   0
GOESGEN 3.8( U235  50GWD/TSM                       60PCU 40   KFKBIB    27      1
   0
   9    9    0    0    0    9    1    0    0    1    0    1    0
BRENNELEMENTBESTRAHLUNG IM REAKTOR (GOESGEN, 3.8( U 235 , 50 GWD/TSM)
41.109  41.109  41.109  41.109  41.109  41.109  41.109  41.109  41.109
  26.     106.    186.    266.    346.    426.    506.    586.    666.
1 TSM REAKTORBELADUNG                        86400. D
   1.E-12    1.E-12    1.E-07    1.E-12    1.E-12    1.E+6    1.E+00
```

```
9223401.7094    922350161.702  9223804040.336       00.               00.          2
    00.              00.                00.              00.               00.          0
GOESGEN 3.8( U235 50GWD/TSM                          60PCU 40   KFKBIB    27     0     1
     0
   7     7     0     0     9     7     1     0     0    -1     0     1     0
BRENNELEMENTBESTRAHLUNG IM REAKTOR (GOESGEN, 3.8( U 235 , 50 GWD/TSM)
41.109  41.109  41.109  41.109  41.109  41.109  41.109
  746.     826.     906.     986.    1066.    1146.    1226.
1 TSM REAKTORBELADUNG                                86400. D     666.
   0    10     0     0     7     1    -1     0     0     7     0     0     0
          000          000          000          000          000          000          000
          000          110          100          000          000          000          110
          000          110          100          000          000          000          110
   0
   1
DWR MIT U-BRENNSTOFF / ZERFALL DES BRENNSTOFFS
5.603    6.603    7.603    8.603    9.603    10.603   11.603   12.603     5.E+04   1.E+05
1 TSM REAKTORBELADUNG                                3.155E7 Y      0.
   0     0     0     0     0     0     0     0     0     0     0     0     0
//
*******************************************************************************
```

EXAMPLE 4 :

BESTIMMUNG DER SPALTPRODUKTE XENON UND JOD
AUS SPONTANSPALTUNG IN 1 KG CM244
RECHNUNG NUR FUER ZERFALL, KEINE BESTRAHLUNG

ZUR BERECHNUNG DER GAMMA-EMISSION IST EINE GERINGFUEGIGE
ANFANGSMENGE VON SPALTPRODUKTEN, Z.B CS137, ERFORDERLICH

ZEITSCHRITTE 1., 2., 3.,..,19., 20. JAHRE IN ZWEI ZERFALLSPHASEN

```
-------------------------------------------------------------------------------
//INR238S4 JOB (0238,100,P6P4H),WIESE,MSGCLASS=H,NOTIFY=INR238,
// REGION=2048K,TIME=(0,30)
//*FORMAT PR,DDNAME=,DEST=PINR1
//*
//* BESTIMMUNG DER SPALTPRODUKTE XENON UND JOD
//*    AUS SPONTANSPALTUNG IN 1 KG CM244
//* RECHNUNG NUR FUER ZERFALL, KEINE BESTRAHLUNG
//*
//* RUN  K O R I G E N  WITH LOAD-MODUL KORG95.LOAD :
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//         DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT03F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT10F001 DD DSN=INR909.ANDA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.SYSIN DD *
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                          2  0 1
  0.701    0.304     2.01          1.E-25 0 0 0 2 0 0 0  0  0  0  0
   0    10     0     0     0    10     1     0     0     3     0     0     0
          000          000          000          000          000          000          000
          100          100          440          000          000          000          000
          100          100          330          000          000          000          000
   6
   HE  4     U 233      CM244      PU240      XE          I
   0
```

```
DECAY OF 1.0 KG CM244
     1.0      2.0      3.0      4.0      5.0      6.0      7.0      8.0      9.0     10.0
1 KG CM244                                    3.155E7 Y
    1.E-16    1.E-08    1.E-03    1.E-03    1.E-03    1.E-03    1.E-03
962440 4.098361     00.            00.            00.            00.            2
551370   1.E-16     00.            00.            00.            00.            3
     00.            00.            00.            00.            00.            0
                                       0
    0   10    0    0   10   10   -1    0    0   -1    0    0    0
DECAY OF 1.0 KG CM244
    11.0     12.0     13.0     14.0     15.0     16.0     17.0     18.0     19.0     20.0
1 KG CM244                                    3.155E7 Y    10.0

    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0
//
********************************************************************************
```

EXAMPLE 5 :

KORIGEN FUER BESTIMMUNG DES AKTIVITAETSINVENTARS
IM GLEICHGEWICHTS-EPR MIT U-BRENNSTOFF
EPR = EUROPEAN PRESSURIZED-WATER REACTOR

DIE ABBRANDRECHNUNGEN FUER DIE 6 ABBRANDZONEN WERDEN JEWEILS FUER EINE BASIS VON 1TSM VORGENOMMEN. MIT HILFE DES MULTIPLIKATORS FACT(N) = 20.7, N = 1,6, AUF KARTE J WIRD DAS INVENTAR JEDER ZONE AUF ANFAENGLICHE 20.7TSM HOCHGERECHNET. DAS GESAMTINVENTAR DES EPR WIRD SOMIT ZU 6X20.7 = 124.2TSM ANGESETZT.

```
--------------------------------------------------------------------------------
//INR238S5 JOB (0238,100,P6P4H),WIESE,MSGCLASS=H,NOTIFY=INR238,
//  TIME=(0,30),MSGLEVEL=(2,0)
//*FORMAT PR,DDNAME=,DEST=PINR1
//*MAIN LINES=10
//*
//* KORIGEN FUER BESTIMMUNG DES AKTIVITAETSINVENTARS
//*      IM GLEICHGEWICHTS-EPR MIT U-BRENNSTOFF
//*
//* ERASE EXISTING OUTPUT DATASET
// EXEC TSO
ERASE KOROUT.EPR
//*
//* RUN  K O R I G E N  WITH LOAD-MODUL KORG95.LOAD :
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//         DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  6 : REGULAR OUTPUT
//* G.FT06F001 DD DUMMY
//* UNIT  3 : INPUT REPRODUCTION
//G.FT03F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 45 : PRINT-OUT OF TRANSITION MATRIX
//G.FT45F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 73 - 78 :  O R F I - LIBRARIES
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 27 :  K O R I - LIBRARY
//G.FT27F001 DD DSN=INR909.KORI95,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 10 :  A N D A - LIBRARY
//G.FT10F001 DD DSN=INR909.ANDA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  9 : PRINT-OUT OF CROSS-SECTIONS, AND OF
```

```
//*            INFORMATIONS CONCERNING OUTPUT STORAGE ON UNIT 20
//G.FT09F001 DD DUMMY
//* G.FT09F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 20 :  OUTPUT STORAGE FOR LATER EVALUATION
//G.FT20F001 DD DUMMY
//* G.FT20F001 DD UNIT=INR,DISP=(,CATLG),DCB=DCB.VBS,
//* SPACE=(TRK,(1,1)),DSN=INR238.KOROUT.EPR
//G.SYSIN DD *
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                      2  0 1
  0.701    0.304     2.01        1.E-25 0 0 0 0 0 0-1  0  0  0  0
BURN-UP AVERAGED X-SECTIONS                          60PCU 45  KFKBIB    27        1
     0
    5    5    6    0    0    5    1    0    0    1    0    1    0
1. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 10GWD/THM
 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
     12.      82.     152.     222. 292.192
1 THM CHARGED TO REACTOR                    86400.  D
    1.E-07     1.E-04     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03
      20.7       20.7       20.7       20.7       20.7       20.7
0500000.935    060000 110.7    080000136033.  130000 1185.8  1400001079.5        5
15000048.8     160000 32.9     220000846.9    240000 23390.  2500002096.         5
26000075494.   270000 119.8    28000025626.8  290000 9.7     400000288600.       5
410000508.7    420000 504.8    5000004269.    730000 408.8         00.           5
9223401.469015 922350191.4893 9223804011.160       00.             00.           2
     00.            00.            00.             00.             00.           0
BURN-UP DEPENDENT X-SECTIONS                         60PCU 45  KFKBIB    27    0   1
     0
    0    1    6    0    5    1    0    0    0    1    0    1    0
FORMAL PRE-DECAY OF EPR FUEL 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 10GWD/THM
      1.
1 THM CHARGED TO REACTOR                        1.  S      0.
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                      2  0 1
  0.701    0.304     2.01        1.E-25 0 0 0 0 0 0-1  0  0  0  0
BURN-UP AVERAGED X-SECTIONS                          60PCU 45  KFKBIB    27        1
     0
    5    5    0    0    0    5    1    0    0    1    0    1    0
1. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 20GWD/THM
 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
     12.      82.     152.     222. 292.192
1 THM CHARGED TO REACTOR                    86400.  D
    1.E-07     1.E-04     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03
0500000.935    060000 110.7    080000136033.  130000 1185.8  1400001079.5        5
15000048.8     160000 32.9     220000846.9    240000 23390.  2500002096.         5
26000075494.   270000 119.8    28000025626.8  290000 9.7     400000288600.       5
410000508.7    420000 504.8    5000004269.    730000 408.8         00.           5
9223401.469015 922350191.4893 9223804011.160       00.             00.           2
     00.            00.            00.             00.             00.           0
BURN-UP DEPENDENT X-SECTIONS                         60PCU 45  KFKBIB    27    0   1
     0
    6    6    6    0    5    6    1    0    0   -1    0    1    0
2. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 20GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                    86400.  D      0.
    0    1    6    0    6    1    0    0    0    1    0    1    0
FORMAL PRE-DECAY OF EPR FUEL 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 20GWD/THM
      1.
1 THM CHARGED TO REACTOR                        1.  S      0.
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                      2  0 1
  0.701    0.304     2.01        1.E-25 0 0 0 0 0 0-1  0  0  0  0
BURN-UP AVERAGED X-SECTIONS                          60PCU 45  KFKBIB    27        1
     0
    5    5    0    0    0    5    1    0    0    1    0    1    0
1. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 30GWD/THM
 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
     12.      82.     152.     222. 292.192
```

```
1 THM CHARGED TO REACTOR                       86400.  D
    1.E-07     1.E-04     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03
0500000.935     060000 110.7    080000136033.  130000 1185.8  1400001079.5        5
15000048.8      160000 32.9     220000846.9    240000 23390.  2500002096.         5
26000075494.    270000 119.8    28000025626.8  290000 9.7     400000288600.       5
410000508.7     420000 504.8    5000004269.    730000 408.8          00.          5
9223401.469015 922350191.4893 9223804011.160        00.              00.          2
    00.             00.             00.             00.              00.          0
BURN-UP DEPENDENT X-SECTIONS                            60PCU 45   KFKBIB    27    0    1
     0
    6    6    0    0    5    6    1    0    0   -1    0    1    0
2. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 30GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                       86400.  D       0.
    6    6    6    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
3. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 30GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                       86400.  D       0.
    0    1    6    0    6    1    0    0    0    1    0    1    0
FORMAL PRE-DECAY OF EPR FUEL 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 30GWD/THM
      1.
1 THM CHARGED TO REACTOR                           1.  S       0.
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                                2  0 1
  0.701     0.304      2.01          1.E-25 0 0 0 0 0 0-1  0  0  0  0
BURN-UP AVERAGED X-SECTIONS                             60PCU 45   KFKBIB    27         1
     0
    5    5    0    0    0    5    1    0    0    1    0    1    0
1. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 40GWD/THM
 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
     12.     82.     152.     222. 292.192
1 THM CHARGED TO REACTOR                       86400.  D
    1.E-07     1.E-04     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03
0500000.935     060000 110.7    080000136033.  130000 1185.8  1400001079.5        5
15000048.8      160000 32.9     220000846.9    240000 23390.  2500002096.         5
26000075494.    270000 119.8    28000025626.8  290000 9.7     400000288600.       5
410000508.7     420000 504.8    5000004269.    730000 408.8          00.          5
9223401.469015 922350191.4893 9223804011.160        00.              00.          2
    00.             00.             00.             00.              00.          0
BURN-UP DEPENDENT X-SECTIONS                            60PCU 45   KFKBIB    27    0    1
     0
    6    6    0    0    5    6    1    0    0   -1    0    1    0
2. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 40GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                       86400.  D       0.
    6    6    0    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
3. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 40GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                       86400.  D       0.
    6    6    6    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
4. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 40GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                       86400.  D       0.
    0    1    6    0    6    1    0    0    0    1    0    1    0
FORMAL PRE-DECAY OF EPR FUEL 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 40GWD/THM
      1.
1 THM CHARGED TO REACTOR                           1.  S       0.
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                                2  0 1
  0.701     0.304      2.01          1.E-25 0 0 0 0 0 0-1  0  0  0  0
BURN-UP AVERAGED X-SECTIONS                             60PCU 45   KFKBIB    27         1
     0
    5    5    0    0    0    5    1    0    0    1    0    1    0
```

```
1. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 50GWD/THM
 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
     12.      82.     152.      222. 292.192
1 THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D
    1.E-07     1.E-04     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03
0500000.935     060000 110.7    080000136033.  130000 1185.8  1400001079.5        5
15000048.8      160000 32.9     220000846.9    240000 23390.  2500002096.         5
26000075494.    270000 119.8    28000025626.8  290000 9.7     400000288600.       5
410000508.7     420000 504.8    5000004269.    730000 408.8            00.        5
9223401.469015 922350191.4893 9223804011.160         00.            00.        2
     00.             00.             00.             00.            00.        0
BURN-UP DEPENDENT X-SECTIONS                         60PCU 45   KFKBIB     27     0    1
     0
    6    6    0    0    5    6    1    0    0   -1    0    1    0
2. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 50GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D       0.
    6    6    0    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
3. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 50GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D       0.
    6    6    0    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
4. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 50GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1,THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D       0.
    6    6    6    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
5. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 50GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D       0.
    0    1    6    0    6    1    0    0    0    1    0    1    0
FORMAL PRE-DECAY OF EPR FUEL 4.5 W/O U 235 BURN-UP 50GWD/THM
      1.
1 THM CHARGED TO REACTOR                          1.  S       0.
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                                  2  0 1
  0.701     0.304      2.01          1.E-25 0 0 0 0 0 0-1  0  0  0  0
BURN-UP AVERAGED X-SECTIONS                          60PCU 45   KFKBIB     27          1
     0
    5    5    0    0    0    5    1    0    0    1    0    1    0
1. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 60GWD/THM
 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
     12.      82.     152.      222. 292.192
1 THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D
    1.E-07     1.E-04     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03     1.E-03
0500000.935     060000 110.7    080000136033.  130000 1185.8  1400001079.5        5
15000048.8      160000 32.9     220000846.9    240000 23390.  2500002096.         5
26000075494.    270000 119.8    28000025626.8  290000 9.7     400000288600.       5
410000508.7     420000 504.8    5000004269.    730000 408.8            00.        5
9223401.469015 922350191.4893 9223804011.160         00.            00.        2
     00.             00.             00.             00.            00.        0
BURN-UP DEPENDENT X-SECTIONS                         60PCU 45   KFKBIB     27     0    1
     0
    6    6    0    0    5    6    1    0    0   -1    0    1    0
2. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 60GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D       0.
    6    6    0    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
3. IRRADIATION EPR 4.5 W/O U 235 BURN-UP 60GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                      86400.  D       0.
    6    6    0    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
```

```
4. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 60GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                 86400.  D      0.
    6    6    0    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
5. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 60GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                 86400.  D      0.
    6    6    6    0    6    6    1    0    0   -1    0    1    0
6. IRRADIATION EPR 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 60GWD/THM
      0. 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241 34.2241
  73.048  85.048 155.048 225.048 295.048 365.240
1 THM CHARGED TO REACTOR                 86400.  D      0.
    0    1    6    0    6    1    1    0    0    1    0    1    0
FORMAL PRE-DECAY OF EPR FUEL 4.5 W/0 U 235 BURN-UP 60GWD/THM
      1.
1 THM CHARGED TO REACTOR                     1.  S      0.
    0    5    0    0    1    5    1    0    0    7    2    0    0
        000       000       300       000       000       000       000
        000       000       300       000       000       000       000
        000       000       300       000       000       000       000
  145
    NA 24     AR 41     CR 51     MN 53     MN 54     MN 56     FE 55     FE 59
    CO 56     CO 57     CO 58M    CO 58     CO 60M    CO 60     CO 61     NI 59
    NI 63     NI 65     ZN 65     ZN 69M    KR 83M    KR 85M    KR 85     KR 87
    KR 88     SE 75     RB 86     RB 88     RB 89     SR 89     SR 90     SR 91
    SR 92     SR 93     Y  90M    Y  90     Y  91M    Y  91     Y  92     Y  93
    ZR 93     ZR 95     ZR 97     NB 93M    NB 95M    NB 95     NB 97     MO 93
    MO 99     MO101     TC 99M    TC 99     TC101     RU103     RU105     RU106
    RH103M    RH105     AG110M    AG111     SB124     SB125     SB126     SB127
    SB128M    SB129     SB130M    SB131     TE125M    TE127M    TE127     TE129M
    TE129     TE131M    TE131     TE132     TE133M    TE133     TE134     I 125
    I 129     I 130     I 131     I 132     I 133     I 134     I 135     XE131M
    XE133M    XE133     XE135M    XE135     XE138     CS134M    CS134     CS135
    CS136     CS137     CS138     BA139     BA140     LA140     LA141     LA142
    CE141     CE143     CE144     PR143     PR145     ND147     PM147     PM148M
    PM148     PM149     PM151     EU152M    EU152     EU154     EU155     EU156
    W 181     RA226     U 234     U 235     U 238     NP237     NP238     NP239
    PU236     PU238     PU239     PU240     PU241     PU242     AM241     AM242M
    AM242     AM243     CM242     CM243     CM244     CM245     CM246     CM247
    CM248
    0
EPR EQUILIBRIUM URANIUM FUEL 4.5W/0 U 235  MAXIMUM BURN-UP 60GWD/THM
      1.       2.       3.       4.       5.
124.2 THM CHARGED TO REACTOR             86400.  D      0.
    0    5    0    0    5    5    1    0    0   -1    2    0    0
EPR EQUILIBRIUM URANIUM FUEL 4.5W/0 U 235  MAXIMUM BURN-UP 60GWD/THM
      6.       7.       8.       9.      10.
124.2 THM CHARGED TO REACTOR             86400.  D      5.
    0    5    0    0    5    5    1    0    0   -1    2    0    0
EPR EQUILIBRIUM URANIUM FUEL 4.5W/0 U 235  MAXIMUM BURN-UP 60GWD/THM
     11.      12.      13.      14.      15.
124.2 THM CHARGED TO REACTOR             86400.  D     10.
    0    5    0    0    5    5   -1    0    0   -1    2    0    0
EPR EQUILIBRIUM URANIUM FUEL 4.5W/0 U 235  MAXIMUM BURN-UP 60GWD/THM
     16.      17.      18.      19.      20.
124.2 THM CHARGED TO REACTOR             86400.  D     15.
    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0
//
********************************************************************************
```

EXAMPLE 6 :

HERE THE ACTINIDE INVENTORY OF THE EUROPEAN FAST REACTOR (EFR), CONSISTING OF TWO CORE ZONES, IS DETERMINED.
THE TWO CORE ZONES ARE CALCULATED SUBSEQUENTLY, EACH FOR 1 THM, AND ARE BLENDED AFTERWARDS WITH FACT(1) = 48.75(, FACT(2) = 51.25(.
THE RESULTING INVENTORY - ONLY MASSES ARE COMPUTED - REFERS TO 1 THM OF THE TOTAL CORE.
OBSERVE IN PARTICULAR THE POSITIONING OF CARD J AFTER THE LAST PHASE OF IRRADIATION, WHERE ALSO NOBLND = 2 IS SPECIFIED ON CARD O.

IN FAST REACTORS, IN MOST CASES THE BURN-UP DEPENDENCE OF ACTINIDE CROSS-SECTIONS IS WEAK. HENCE, ONLY CORE ZONE SPECIFIC BURN-UP AVERAGED CROSS-SECTIONS NEED TO BE GIVEN IN THE INPUT. THIS IS CARRIED OUT BY MEANS OF CARDS W1 AND W2.

FOR THE INNER-CORE CALCULATION, DUE TO CARDS S1 THE PRINTING OF ACTIVITY TABLES IN CURIES IS REQUIRED. HOWEVER, THIS DEMAND WILL BE IGNORED FOR IRRADIATION PHASES, BUT WILL BE ANSWERED FOR THE SUB-SEQUENT DECAY PHASE. FOR THE OUTER-CORE CALCULATION, BECQUEREL TABLES WILL BE PRODUCED IN THE SAME WAY FOR FUEL DECAY, AND FOR THE BLENDED-FUEL DECAY, TOO.

```
//INR238S6 JOB (0238,100,P6P4H),WIESE,MSGCLASS=H,NOTIFY=INR238,
//  MSGLEVEL=(2,0),TIME=(0,30)
//*FORMAT PR,DDNAME=,DEST=PINR1
//*
//* K O R I G E N  FOR 2-ZONE EUROPEAN FAST REACTOR (EFR)
//*
//* RUN  K O R I G E N  WITH LOAD-MODUL KORG95.LOAD :
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//        DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT  6 : REGULAR OUTPUT
//* G.FT06F001 DD DUMMY
//* UNIT  3 : INPUT REPRODUCTION
//G.FT03F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//* UNIT 73 - 78 :  O R F I - LIBRARIES
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//* UNIT 10 :  A N D A - LIBRARY
//G.FT10F001 DD DSN=INR909.ANDA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.SYSIN DD *
BASIC NUCLEAR DATA LIBRARY FOR FAST REACTORS                        3  0 1
     1.000      1.000      1.000     1.E-25 11081 0 0 015  0  0  0  0
922350 922360 922380 932370 942380 942390 942400 942410 942420 952410 952420
952421 952430 962420 962440
        0.5639   0.0      0.0    2.0000   0.0      0.0      8.97E-04.0   3.52E-063
        0.74     0.0      0.0    0.093    0.0      0.0      4.88E-04.0   5.40E-063
        0.2993   0.0      0.0    0.0437   0.0      0.0      1.69E-03.0   1.12E-053
        1.5854   0.0      0.0    0.3077   0.0      0.0      3.76E-04.275 7.10E-073
        0.6630   0.0      0.0    1.0334   0.0      0.0      1.77E-04.0   2.25E-063
        0.5139   0.0      0.0    1.8468   0.0      0.0      1.65E-03.0   4.35E-063
        0.4051   0.0      0.0    0.3721   0.0      0.0      8.07E-04.0   2.62E-063
        0.5897   0.0      0.0    2.6289   0.0      0.0      2.95E-03.0   5.90E-063
        0.5725   0.0      0.0    0.2629   0.0      0.0      1.48E-03.0   5.50E-063
        1.8449   0.0      0.162  0.2794   0.0      0.0      3.75E-05.0   3.75E-073
        0.66     0.0      0.0    3.18     0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
        0.6528   0.0      0.0    3.1542   0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
        1.5052   0.0      0.0    0.2415   0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
        0.5600   0.0      0.0    0.5775   0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
        0.6731   0.0      0.0    0.4305   0.0      0.0      1.53E-04.0   0.0      3
    9    9    0    0    0    9    1    0    0    7    0    0    0
```

```
          000       000       000       000       000       000       000
          000       010       100       000       000       000       000
          000       000       000       000       000       000       000
    0
    1
 IRRADIATION EFR INNER CORE
 84.5000 84.5000 84.5000 84.5000  0.0    84.5000 84.5000 84.5000 84.5000
     80.    160.    240.    320.    365.    445.    525.    605.    685.
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
9223508.5408   9223803407.8   942390412.88   942400198.80   942410 76.460      2
94242061.168   95241015.292   94238015.292        00.            00.         2
     00.            00.            00.            00.            00.         0
   10   10    0    0    9   10    1    0    0   -1    0    0    0
 IRRADIATION EFR INNER CORE
  0.0    84.5000 84.5000 84.5000 84.5000  0.0    84.5000 84.5000 84.5000 84.5000
    730.    810.    890.    970.   1050.   1095.   1175.   1255.   1335.   1415.
1 MT OF HEAVY MATERIAL CHARGED TO REACT. 86400. D     685.
   10   10    2    0   10   10    1    0    0   -1    0    0    0
0.487507  0.512493
 IRRADIATION EFR INNER CORE
  0.0    84.5000 84.5000 84.5000 84.5000  0.0    84.5000 84.5000 84.5000 84.5000
   1460.   1540.   1620.   1700.   1780.   1825.   1905.   1985.   2065.   2145.
1 MT OF HEAVY MATERIAL CHARGED TO REACT. 86400. D    1415.
    0    6    2    0   10    1    0    0    0   -1    0    0    0
 FUEL DECAY EFR INNER CORE
30.     50.     90.     160.     270.     365.
 1 TM OF HEAVY METAL CHARGED TO REACTOR 86400. D         0.
BASIC NUCLEAR DATA LIBRARY FOR FAST REACTORS                                3  0 1
      1.000      1.000      1.000      1.E-25 11081 0 0 015  0  0  0  0
922350 922360 922380 932370 942380 942390 942400 942410 942420 952410 952420
952421 952430 962420 962440
          0.5165   0.0      0.0   1.9051   0.0      0.0      1.03E-03.0   3.52E-063
          0.74     0.0      0.0   0.093    0.0      0.0      4.88E-04.0   5.40E-063
          0.2809   0.0      0.0   0.0490   0.0      0.0      1.93E-03.0   1.12E-053
          1.4415   0.0      0.0   0.3360   0.0      0.0      4.30E-04.275 7.10E-073
          0.6019   0.0      0.0   1.0502   0.0      0.0      2.02E-04.0   2.25E-063
          0.4533   0.0      0.0   1.8071   0.0      0.0      1.89E-03.0   4.35E-063
          0.3673   0.0      0.0   0.3973   0.0      0.0      9.23E-04.0   2.62E-063
          0.5342   0.0      0.0   2.5081   0.0      0.0      3.37E-03.0   5.90E-063
          0.5248   0.0      0.0   0.2884   0.0      0.0      1.69E-03.0   5.50E-063
          1.6999   0.0      0.162 0.3067   0.0      0.0      3.75E-05.0   3.75E-073
          0.66     0.0      0.0   3.18     0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
          0.6048   0.0      0.0   3.0090   0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
          1.3663   0.0      0.0   0.2665   0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
          0.4986   0.0      0.0   0.6115   0.0      0.0      0.0      .0  0.0      3
          0.6116   0.0      0.0   0.4633   0.0      0.0      1.75E-04.0   0.0      3
    9    9    0    0    0    9    1    0    0    7    0    0    0
          000       000       000       000       000       000       000
          000       110       440       000       000       000       000
          000       000       000       000       000       000       000
    0
    1
 IRRADIATION EFR OUTER CORE
 51.7130 51.7130 51.7130 51.7130  0.0    51.7130 51.7130 51.7130 51.7130
     80.    160.    240.    320.    365.    445.    525.    605.    685.
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
9223508.1089   9223803235.5   942390503.69   942400242.52   942410 93.275      2
94242074.620   95241018.655   94238018.655        00.            00.         2
     00.            00.            00.            00.            00.         0
   10   10    0    0    9   10    1    0    0   -1    0    0    0
 IRRADIATION EFR OUTER CORE
  0.0    51.7130 51.7130 51.7130 51.7130  0.0    51.7130 51.7130 51.7130 51.7130
    730.    810.    890.    970.   1050.   1095.   1175.   1255.   1335.   1415.
1 MT OF HEAVY MATERIAL CHARGED TO REACT. 86400. D     685.
```

```
  10   10    2    0   10   10    1    0    0   -1    0    0    0
 IRRADIATION EFR OUTER CORE
  0.0    51.7130 51.7130 51.7130 51.7130  0.0    51.7130 51.7130 51.7130 51.7130
   1460.   1540.   1620.   1700.   1780.   1825.   1905.   1985.   2065.   2145.
1 MT OF HEAVY MATERIAL CHARGED TO REACT. 86400. D    1415.
   0    6    2    0   10    1    0    0    0   -1    0    0    0
 FUEL DECAY EFR OUTER CORE
30.     50.        90.     160.     270.     365.
 1 TM OF HEAVY METAL CHARGED TO REACTOR 86400. D       0.
   0    6    0    0    6    1   -1    0    0   -1    0    0    0
  FUEL DECAY EFR COMBINED INNER AND OUTER CORE
30.     50.        90.     160.     270.     365.
 1 THM  CHARGED TO REACTOR                86400.  D       0.
   0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0
//
********************************************************************************
```

EXAMPLE 7 :

EINGABE LEICHTER ELEMENTE UND SPALTPRODUKTE IN BECQUEREL

```
--------------------------------------------------------------------------------
//INR017S7 JOB (0017,100,P6P4H),KRIEG,MSGCLASS=H,NOTIFY=INR017
//*FORMAT PR,DDNAME=,DEST=PINR1
//*
//* EINGABE LEICHTER ELEMENTE UND SPALTPRODUKTE IN BECQUEREL
//*
//* RUN  K O R I G E N  WITH LOAD-MODUL KORG95.LOAD :
// EXEC FVG,NAME=KORIGEN
//STEPLIB DD
//          DD DSN=INR017.KORG95.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT03F001 DD SYSOUT=*,DCB=*.FT06F001
//G.FT73F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M3,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT74F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M4,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT75F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M5,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT76F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M6,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT77F001 DD DSN=INR909.ORFI83.M7,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT78F001 DD DSN=INR909.ORFI95.M8,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT10F001 DD DSN=INR909.ANDA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.FT18F001 DD DSN=INR909.SAMP,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//G.SYSIN DD *
BASIC PWR DATA FROM ORFI-LIBRARIES                                         2  0 1
  0.701    0.304     2.01          1.E-25 0 0 0 0 0 0  0   0   0   0
   0   10    0    0    0    1    1    0    0    3    0    0    0
         100        000        330        100        000        000        000
         000        000        000        000        000        000        000
         100        000        330        100        000        000        000
   0
   1
DECAY OF BFS WASTE
    1.0       2.0       5.0       7.0      10.0      20.0      50.0     100.0     200.0     500.0
BFS WASTE                                 3.155E7 Y
   1.E-16     1.E-12     1.E-03     1.E-06     1.E-03     1.E-03     1.E-03
 10030   3.9E+09 60140   9.0E+09110220  2.0E+07160350  5.9E+06170360  1.3E+08     -1
190400   2.4E+09200450   5.6E+07240510  1.5E+03250540  2.8E+06270570  4.2E+08     -1
270580   2.7E+04270600   2.7E+08280630  2.5E+08290640  1.3E+06300650  8.7E+06     -1
701690   4.2E+03741810   2.5E+03741850  2.3E+02791950  3.4E+05130260  8.7E+08     -1
340750   2.2E+05380850   7.6E+03380900  2.1E+09390900  2.1E+09430990  2.8E+08     -3
441030   2.8E+08441060   1.7E+07451060  1.7E+07471100  3.9E+09481090  3.4E+06     -3
501130   0.4E+06501191   2.3E+05511240  9.8E+04531250  1.1E+06531290  4.2E+07     -3
551340   1.4E+09551350   1.1E+07551370  3.6E+08561330  3.4E+07561371  3.4E+08     -3
581440   7.0E+06591440   7.0E+06591441  8.4E+04611470  3.4E+10631520  2.1E+08     -3
631540   4.2E+07641530   3.1E+07651600  1.7E+03       0  0.          0  0.        -3
     0  0.          0  0.          0  0.          0  0.          0  0.           0
```

```
                                   0
    0   10    0    0   10     1   -1    0    0   -1    0    0    0
DECAY OF BFS WASTE
   700.0  1.E+03  5.E+03  1.E+04  5.E+04  1.E+05  5.E+05  1.E+06  5.E+06  1.E+07
BFS WASTE                                        3.155E7 Y  500.0
                                   0
    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0    0
//
********************************************************************************
```