

JAERI - M
88-256

高温ガス炉の事故時における炉心からの
核分裂生成物放出量解析コード
"HTCORE"

1988年12月

見上 寿・鈴木 勝男・三竹 晋*・平野 光将

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1988

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 (株)原子力資料サービス

高温ガス炉の事故時における炉心からの核分裂生成物放出量解析コード
“HTCORE”

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉設計室

見上 寿・鈴木 勝男・三竹 晋*

平野 光将

(1988年11月25日受理)

本コードは、高温ガス炉の事故発生後の炉心温度挙動を入力とし、被覆燃料粒子の破損割合、核分裂生成物(FP)の被覆燃料粒子、燃料コンパクト及び黒鉛スリーブからの放出率、FPの崩壊過程を考慮して炉心からのFP放出量の解析を行うものである。

計算上取扱える核種は50崩壊連鎖、149核種であり、安全解析上重要と考えられる全ての核種を含んでいる。また、崩壊定数、崩壊分岐率等のFPの定数、被覆燃料粒子からのFP放出率、黒鉛中の拡散係数などが全て計算コード内に内蔵されている。

本コードは、高温工学試験研究炉(HTTR)の減圧事故後の炉心の温度変化によって炉心から追加放出されるFPの放出量解析に用いている。

Fission Product Release Inventory Analysis Code for
High-temperature Gas-cooled Reactor During Accident
"HTCORE"

Hisashi MIKAMI, Katsuo SUZUKI, Susumu MITAKE*
and Mitsumasa HIRANO

HTTR Designing Laboratory
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received November 25, 1988)

This code analyzes fission product release inventory from core according to the transient of core temperature at the accident as an input data and considering failure rate of coated fuel particles, fission product release rate from a coated fuel particle, a fuel compact and a graphite sleeve and radioactive decay of fission product.

This code uses a basic library of 50 fission products decay chains and 149 nuclides, which include the important nuclides for safety analysis.

The basic library also contains constants of fission products like decay constants and branching ratio, release rate from a coated fuel particle, diffusion coefficient in graphite, etc.

This code is used for analysis of additional fission product release inventory from core according to transient of core temperature at the depressurization accident of High Temperature engineering Test Reactor (HTTR).

Keywords: HTTR, Fission Product, Accident, Safety Analysis, Fission Product Release Rate, Coated Fuel Particle, Diffusion Coefficient

* Department of Environmental Safety Research, Nuclear Power Engineering Test Center

目 次

1. はじめに	1
2. 解析モデル	2
2.1 炉心モデル	2
2.2 崩壊連鎖のモデル	2
3. 核分裂生成物の総量保存方程式	13
3.1 基本式	13
3.2 燃料領域からの放出率	15
3.3 黒鉛領域からの放出率	17
4. 入力データ及び出力データ	25
4.1 入力データ	25
4.2 出力データ	25
5. おわりに	27
謝 辞	27
参考文献	27
附 録 HTCORE 入力フォーマット	28

Contents

1. Introduction	1
2. Analytical model	2
2.1 Core model	2
2.2 Decay chain model	2
3. Mass conservation equations	13
3.1 Basic equations	13
3.2 Release rate from fuel region	15
3.3 Release rate from graphite region	17
4. Input data and output data	25
4.1 Input data	25
4.2 Output data	25
5. Conclusion	27
Acknowledgement	27
Reference	27
Appendix HTCORE input format	28

1. はじめに

本計算コードは、高温工学試験研究炉（以下HTTRと略す。）の減圧事故後の炉心温度変化によって炉心から追加放出される核分裂生成物（以下FPと略す。）の放出量解析に用いている。

HTTRの燃料体は燃料コンパクトを黒鉛スリーブ内に収納して燃料棒とし、さらに燃料棒を黒鉛ブロックの燃料孔に挿入して構成される。燃料コンパクトは黒鉛マトリックス中に分散させて成形焼結してつくる。被覆燃料粒子は低濃縮ウラン（ UO_2 ）燃料核を4重に被覆したTRISO粒子である。

このような燃料体からのFP放出の第1障壁は被覆層である。燃料マトリックス及び黒鉛スリーブは不揮発性FPに対する拡散障壁として有効である。一般に、高温ガス炉では1次冷却材としてヘリウムが用いられており炉心高温時に冷却材との化学反応によってFP障壁の健全性が損なわれることはない。しかし、被覆燃料粒子からのFPの放出率、燃料マトリックス及び黒鉛スリーブ拡散放出率は燃料体の関数であり、高温時には放出率が大きくなる。

本計算コードは、他の温度計算コードによって解析された事故時の炉心温度挙動を入力として、被覆燃料粒子の放出率、黒鉛スリーブ及び燃料マトリックスの放出率を定め、放出過程での崩壊を考慮して冷却孔内への放出量を解析するものである。

第2章にはHTTRの炉心のモデル化とFP崩壊連鎖のモデル化の方法について説明する。第3章には基本式と基本式中の主要なパラメータの設定方法について説明する。第4章は入力データと出力データの説明である。

2. 解析モデル

2.1 炉心モデル

HTTRの炉心は、六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック及び試験燃料用流路ブロックから構成され、これらの炉心構成要素を円柱状に積上げたものである。また、ブロックを積上げた軸方向の1列をカラムと称し、炉心は合計61カラムからなり、Fig. 2.1及びFig. 2.2に示すように、燃料体を含む燃料領域37カラム及びその外側を囲む可動反射体領域24カラムに分けられる。各々の領域には、制御棒をそう入するための制御棒案内ブロックからなるカラムが設けられている。

標準の燃料体は、燃料棒を対面間距離約360mm、高さ約580mmの六角柱状の黒鉛ブロック内にそう入したピン・イン・ブロック型である。黒鉛ブロックには、炉心最外周カラムの燃料体では31箇所、最外周カラム以外の燃料体では33箇所の燃料棒そう入孔を設ける。燃料棒は、黒鉛マトリックス中に分散させて成形焼結した燃料コンパクト（燃料部）を黒鉛スリーブにそう入し、上端又は上下端を黒鉛端栓で閉じたものである。被覆燃料粒子は、燃料核を熱分解炭素等で四重に被覆したものである。燃料粒子被覆層は、内側から順に低密度熱分解炭素（第1層）、高密度熱分解炭素（第2層）、炭化ケイ素（第3層）、高密度熱分解炭素（第4層）を材料とし、燃料核で発生する核分裂生成物の放出を防止する。

本計算コードでは、37カラムの燃料領域をFig. 2.3に示す如く円柱形で近似し、軸方向にJ分割、半径方向にK分割する。分割された小区分をセグメントと呼ぶ。各セグメントに対して、計算対象となる燃料棒を各1本設定する。

燃料棒のモデルは、Fig. 2.4のように内径a、外径b、長さLの円柱とする。

2.2 崩壊連鎖のモデル

本コードでは安全評価上重要と考えられる34個の元素の放出量の解析を行う。これらの元素は元素記号、元素番号、ガス・非ガス性状区分等の分類をしてTable 2.1にまとめられている。

特に、次の核種は安全評価上重要であると考えられる。

- ① Sr^{90} ; 半減期28年、 β 線放出による骨被曝、高収率
- ② Cs^{137} ; 半減期30年、高エネルギー γ 線放出、高収率
- ③ Ba^{140} ; 半減期12.8日、高エネルギー γ 線放出
- ④ I^{131} ; 半減期8.0日、甲状腺被曝、高収率
; I^{133} も同様に重要である。
- ⑤ Kr^{90} ; Sr^{90} の先行核、半減期33秒
- ⑥ Xe^{140} ; Ba^{140} の先行核、半減期16秒
- ⑦ Kr^{88} ; 半減期2.79時間、高エネルギー γ 線、 β 線放出、高収率

- ⑧ Ce^{144} ; 半減期 284 日, 高収率, 高内部被曝線量効果 ($1.18 \times 10^6 \text{ rem/Curie}$)
- ⑨ Pm^{147} ; 半減期 2.62 年, 高内部被曝線量効果 ($1.93 \times 10^5 \text{ rem/Curie}$)
- ⑩ Sr^{89} ; 半減期 50.8 日, 高エネルギー β 線放出, 高収率, 高内部被曝線量効果 ($4.17 \times 10^5 \text{ rem/Curie}$)

公衆被曝線量評価の観点から直接・間接に重要な核種を取扱うため, 本コードでは50崩壊連鎖, 149核種を解析対象とする。実際の崩壊連鎖を詳細にみれば多数の核種を含む複雑なものから2個の核種からなる単純なものまで様々である。ここでは, このようないろいろの崩壊連鎖を一様に扱うために, 6核種からなる一般化崩壊連鎖モデルを作成する。これを Fig. 2.5に示す。図中の $BR_{j,k}$ は核種 j が崩壊したとき核種 k へ移行する分岐割合であり, この値を適当に設定することによって, 実際の崩壊連鎖を模擬するものである。

崩壊連鎖に従った核種の特性を Table 2.2に示す。

Table 2.1 化学元素分類表

分類名称	元素記号	元素番号 (species)	ガス・非ガス 区分	グループ 番号
I a	R b	1	2	1
	C s	2	2	1
II a	S r	3	2	1
	B a	4	2	1
5 th cycle metal	Y	5	2	1
	Z r	6	2	1
	N b	7	2	1
	M o	8	2	1
	T c	9	2	1
	R u	10	2	1
	R h	11	2	1
	P d	12	2	1
I b	A g	33	2	1
IV b	S n	13	1	1
V b	S b	14	1	1
	A s	34	1	1
Lantanide	L a	15	2	1
	C e	16	2	1
	P r	17	2	1
	N d	18	2	1
	P m	19	2	1
	S m	20	2	1
	E u	21	2	1
VI b	S e	22	1	1
	T e	23	1	1
VII b	B r	24	1	2
	I	25	1	2
0	K r	26	1	3
	X e	27	1	3

注1. ガス・非ガス区分
 ガス状 のとき 1
 非ガス状 のとき 2

注2. グループ番号
 入力データで指定することができる。

Table 2.2 崩壊連鎖に従った核種の特徴表 (1/4)

崩壊連鎖 番 号	連鎖内 位 置	核 種 名 称	元素番号 SPECIES	分 岐 率		崩壊定数 (HR ⁻¹)
				BR _{i, i+1}	BR _{i, i+2}	
81	1	SE 81	22	0.0	0.0	2.248 E+ 00
83	1	AS 83	34	0.64	0.36	1.848 E+ 02
	2	SE 83 M	22	0.0	1.0	3.565 E+ 01
	3	SE 83	22	1.0	0.0	1.848 E+ 00
	4	BR 83	24	1.0	0.0	2.900 E- 01
	5	KR 83 M	26	0.0	0.0	3.790 E- 01
84	1	SE 84	22	1.0	0.0	1.260 E+ 01
	2	BR 84	24	0.0	0.0	1.310 E+ 00
85	1	BR 85	24	1.0	0.0	1.450 E+ 01
	2	KR 85 M	26	0.216	0.0	1.550 E- 01
	3	KR 85	26	0.0	0.0	7.369 E- 06
87	1	BR 87	24	1.0	0.0	4.464 E+ 01
	2	KR 87	26	1.0	0.0	5.450 E- 01
	3	RB 87	1	0.0	0.0	1.692 E- 15
88	1	KR 88	26	1.0	0.0	2.480 E- 01
	2	RB 88	1	0.0	0.0	2.350 E+ 00
89	1	KR 89	26	1.0	0.0	1.310 E+ 01
	2	RB 89	1	1.0	0.0	2.736 E+ 00
	3	SR 89	3	1.0	0.0	5.720 E- 04
	4	Y 89	5	0.0	0.0	1.000 E- 15
90	1	KR 90	26	0.11	0.89	7.721 E+ 01
	2	RB 90 M	1	0.05	0.95	9.716 E+ 00
	3	RB 90	1	1.0	0.0	1.540 E+ 01
	4	SR 90	3	1.0	0.0	2.728 E- 06
	5	Y 90	5	0.0	0.0	1.083 E- 02
91	1	KR 91	26	1.0	0.0	2.773 E+ 02
	2	RB 91	1	1.0	0.0	4.266 E+ 01
	3	SR 91	3	0.6	0.4	7.312 E- 02
	4	Y 91 M	5	1.0	0.0	8.424 E- 01
	5	Y 91	5	0.0	0.0	4.928 E- 04
92	1	SR 92	3	1.0	0.0	2.558 E- 01
	2	Y 92	5	0.0	0.0	1.963 E- 01
93	1	SR 93	3	1.0	0.0	5.544 E+ 00
	2	Y 93	5	1.0	0.0	6.797 E- 02
	3	ZR 93	6	0.95	0.0	8.330 E- 11
	4	NB 93 M	7	0.0	0.0	6.595 E- 06

Table 2.2 崩壊連鎖に従った核種の特長表 (2/4)

崩壊連鎖 番 号	連鎖内 位 置	核種名称	元素番号 SPECIES	分 岐 率		崩壊定数 (HR ⁻¹)
				BR _{i, i+1}	BR _{i, i+2}	
94	1	SR 94	3	1.0	0.0	3.224 E + 01
	2	Y 94	5	0.0	0.0	2.189 E + 00
95	1	Y 95	5	1.0	0.0	3.960 E + 00
	2	ZR 95	6	0.01	0.99	4.410 E - 04
	3	NB 95 M	7	1.0	0.0	7.999 E - 03
	4	NB 95	7	0.0	0.0	8.230 E - 04
97	1	ZR 97	6	0.94	0.06	4.126 E - 02
	2	NB 97 M	7	1.0	0.0	4.622 E + 01
	3	NB 97	7	0.0	0.0	5.652 E - 01
99	1	MO 99	8	0.88	0.12	1.050 E - 02
	2	TC 99 M	9	1.0	0.0	1.151 E - 01
	3	TC 99	9	0.0	0.0	3.719 E - 10
100	1	NB 100	7	0.0	0.0	1.434 E + 01
101	1	MO 101	8	1.0	0.0	2.849 E + 00
	2	TC 101	9	0.0	0.0	2.929 E + 00
102	1	MO 102	8	1.0	0.0	3.748 E + 00
	2	TC 102 M	9	0.0	0.0	9.673 E + 00
103	1	RU 103	10	0.99	0.0	7.294 E - 04
	2	RH 103 M	11	0.0	0.0	7.427 E - 01
104	1	MO 104	8	1.0	0.0	2.599 E + 01
	2	TC 104	9	0.0	0.0	2.310 E + 00
105	1	RU 105	10	0.27	0.73	1.561 E - 01
	2	RH 105 M	11	1.0	0.0	6.566 E + 01
	3	RH 105	11	0.0	0.0	1.953 E - 02
106	1	RU 106	10	1.0	0.0	7.826 E - 05
	2	RH 106	11	0.0	0.0	8.345 E + 01
107	1	RU 107	10	1.0	0.0	9.904 E + 00
	2	RH 107	11	1.0	0.0	1.917 E + 00
	3	PD 107	12	0.0	0.0	1.217 E - 11
127	1	SN 127	13	1.0	0.0	3.270 E - 01
	2	SB 127	14	0.174	0.826	7.600 E - 03
	3	TE 127 M	23	0.976	0.0	2.650 E - 04
	4	TE 127	23	0.0	0.0	7.373 E - 02
128	1	SN 128	13	0.998	0.002	7.049 E - 01
	2	SB 128 M	14	0.0	0.0	4.000 E + 00
	3	SB 128	14	0.0	0.0	7.700 E - 02

Table 2.2 崩壊連鎖に従った核種の特長表 (3/4)

崩壊連鎖 番 号	連鎖内 位 置	核 種 名 称	元素番号 SPECIES	分 岐 率		崩壊定数 (HR ⁻¹)
				BR _{i, i+1}	BR _{i, i+2}	
129	1	SN 129 M	13	0.0	1.0	1.664 E + 01
	2	SN 129	13	1.0	1.0	5.616 E + 00
	3	SB 129	14	0.166	0.834	1.597 E - 01
	4	TE 129 M	23	0.636	0.364	8.647 E - 04
	5	TE 129	23	1.0	0.0	5.940 E - 01
	6	I 129	25	0.0	0.0	5.040 E - 12
130	1	SN 130	13	0.9	0.1	1.124 E + 01
	2	SB 130 M	14	0.0	0.0	6.300 E + 00
	3	SB 130	14	0.0	0.0	1.124 E + 00
131	1	SN 131	13	1.0	0.0	3.960 E + 01
	2	SB 131	14	0.07	0.93	1.808 E + 00
	3	TE 131 M	23	0.18	0.82	2.310 E - 02
	4	TE 131	23	1.0	0.0	1.664 E + 00
	5	I 131	25	0.014	0.0	3.580 E - 03
	6	XE 131 M	27	0.0	0.0	2.430 E - 03
132	1	SN 132	13	0.5	0.5	6.239 E + 01
	2	SB 132 M	14	0.0	0.0	1.014 E + 01
	3	SB 132	14	1.0	0.0	1.980 E + 01
	4	TE 132	23	1.0	0.0	8.885 E - 03
	5	I 132	25	0.0	0.0	3.040 E - 01
133	1	SB 133	14	0.42	0.58	1.733 E + 01
	2	TE 133 M	23	0.13	0.87	7.506 E - 01
	3	TE 133	23	1.0	0.0	3.327 E + 00
	4	I 133	25	0.028	0.972	3.330 E - 02
	5	XE 133 M	27	1.0	0.0	1.280 E - 02
	6	XE 133	27	0.0	0.0	5.460 E - 03
134	1	TE 134	23	1.0	0.0	9.904 E - 01
	2	I 134	25	0.0	0.0	7.910 E - 01
135	1	I 135	25	0.147	0.853	1.050 E - 01
	2	XE 135 M	27	1.0	0.0	2.660 E + 00
	3	XE 135	27	1.0	0.0	7.631 E - 02
	4	CS 135	2	0.0	0.0	3.440 E - 11
136	1	I 136	25	0.0	0.0	3.000 E + 01
137	1	XE 137	27	1.0	0.0	1.090 E + 01
	2	CS 137	2	0.946	0.0	2.629 E - 06
	3	BA 137 M	4	0.0	0.0	1.631 E + 01
138	1	XE 138	27	1.0	0.0	2.935 E + 00
	2	CS 138	2	0.0	0.0	1.292 E + 00

Table 2.2 崩壊連鎖に従った核種の特徴表 (4/4)

崩壊連鎖 番号	連鎖内 位置	核種名称	元素番号 SPECIES	分 岐 率		崩壊定数 (HR ⁻¹)
				BR _{i, i+1}	BR _{i, i+2}	
139	1	XE 139	27	1.0	0.0	6.320 E + 01
	2	CS 139	2	1.0	0.0	4.471 E + 00
	3	BA 139	4	0.0	0.0	4.993 E - 01
140	1	XE 140	27	1.0	0.0	1.835 E + 02
	2	CS 140	2	1.0	0.0	3.910 E + 01
	3	BA 140	4	1.0	0.0	2.258 E - 03
	4	LA 140	15	0.0	0.0	1.723 E - 02
141	1	BA 141	4	1.0	0.0	2.273 E + 00
	2	LA 141	15	1.0	0.0	1.791 E - 01
	3	CE 141	16	0.0	0.0	8.878 E - 04
142	1	BA 142	4	1.0	0.0	3.888 E + 00
	2	LA 142	15	0.0	0.0	4.500 E - 01
143	1	LA 143	15	1.0	0.0	2.971 E + 00
	2	CE 143	16	1.0	0.0	2.101 E - 02
	3	PR 143	17	0.0	0.0	2.127 E - 03
144	1	LA 144	15	1.0	0.0	6.239 E + 01
	2	CE 144	16	0.005	0.999	1.016 E - 04
	3	PR 144 M	17	0.999	0.0	5.778 E + 00
	4	PR 144	17	0.0	0.0	2.407 E + 00
145	1	CE 145	16	1.0	0.0	1.260 E + 01
	2	PR 145	17	0.0	0.0	1.159 E - 01
146	1	CE 146	16	1.0	0.0	2.929 E + 00
	2	PR 146	17	0.0	0.0	1.719 E + 00
147	1	CE 147	16	1.0	0.0	3.565 E + 01
	2	PR 147	17	1.0	0.0	3.466 E + 00
	3	ND 147	18	1.0	0.0	2.628 E - 03
	4	PM 147	19	0.0	0.0	3.017 E - 05
148	1	CE 148	16	1.0	0.0	5.803 E + 01
	2	PR 148	17	0.0	0.0	2.079 E + 01
149	1	PR 149	17	1.0	0.0	1.808 E + 01
	2	ND 149	18	1.0	0.0	4.007 E - 01
	3	PM 149	19	0.0	0.0	1.305 E - 02
151	1	ND 151	18	1.0	0.0	3.354 E + 00
	2	PM 151	19	1.0	0.0	2.441 E - 02
	3	SM 151	10	0.0	0.0	8.507 E - 07
153	1	PM 153	19	1.0	0.0	7.700 E + 00
	2	SM 153	20	0.0	0.0	1.491 E - 02
1100	1	AG 110 M	33	0.0	0.0	1.146 E - 04
1340	1	CS 134	2	0.0	0.0	3.841 E - 05

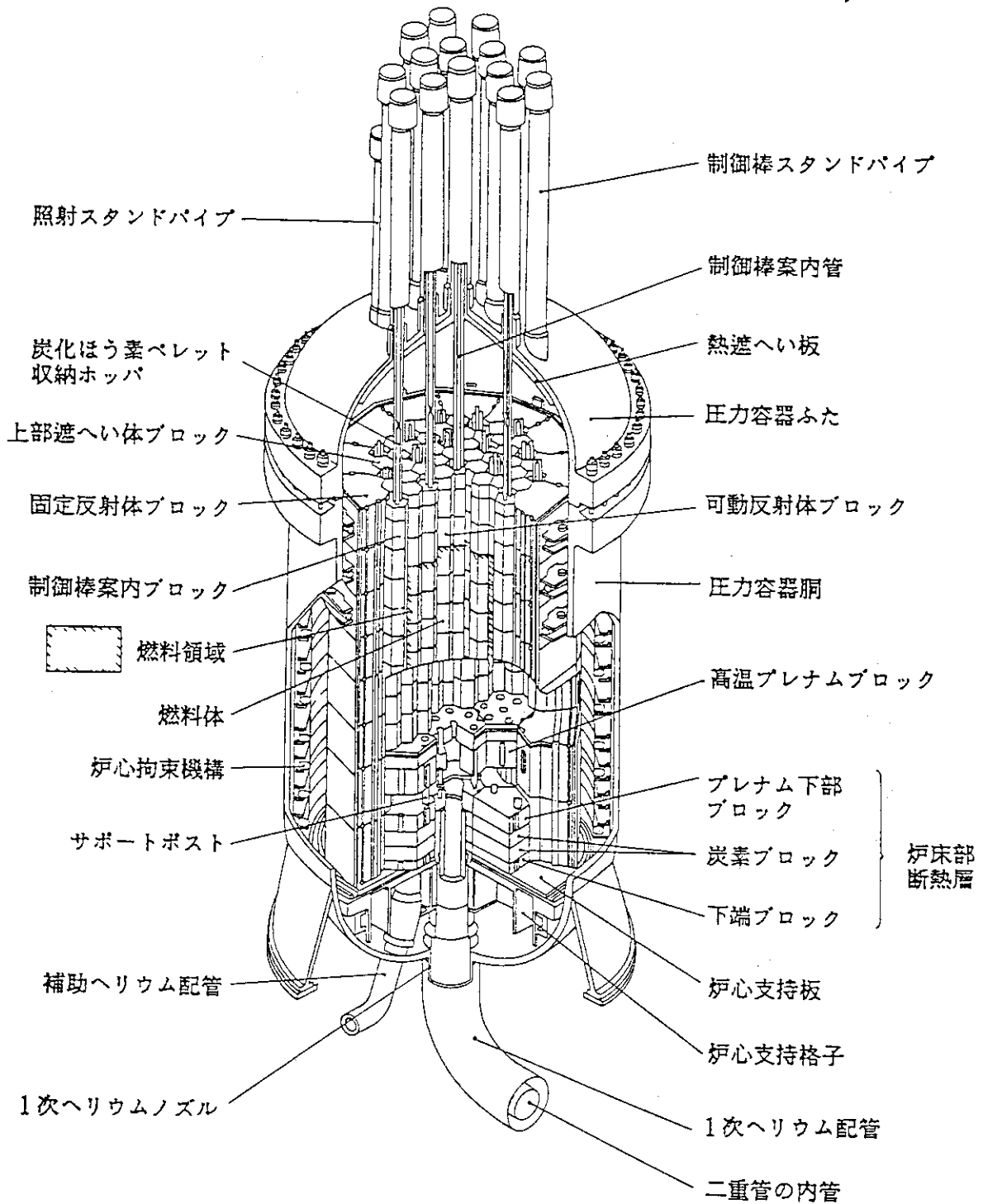


Fig. 2.1 原子炉本体構造説明図

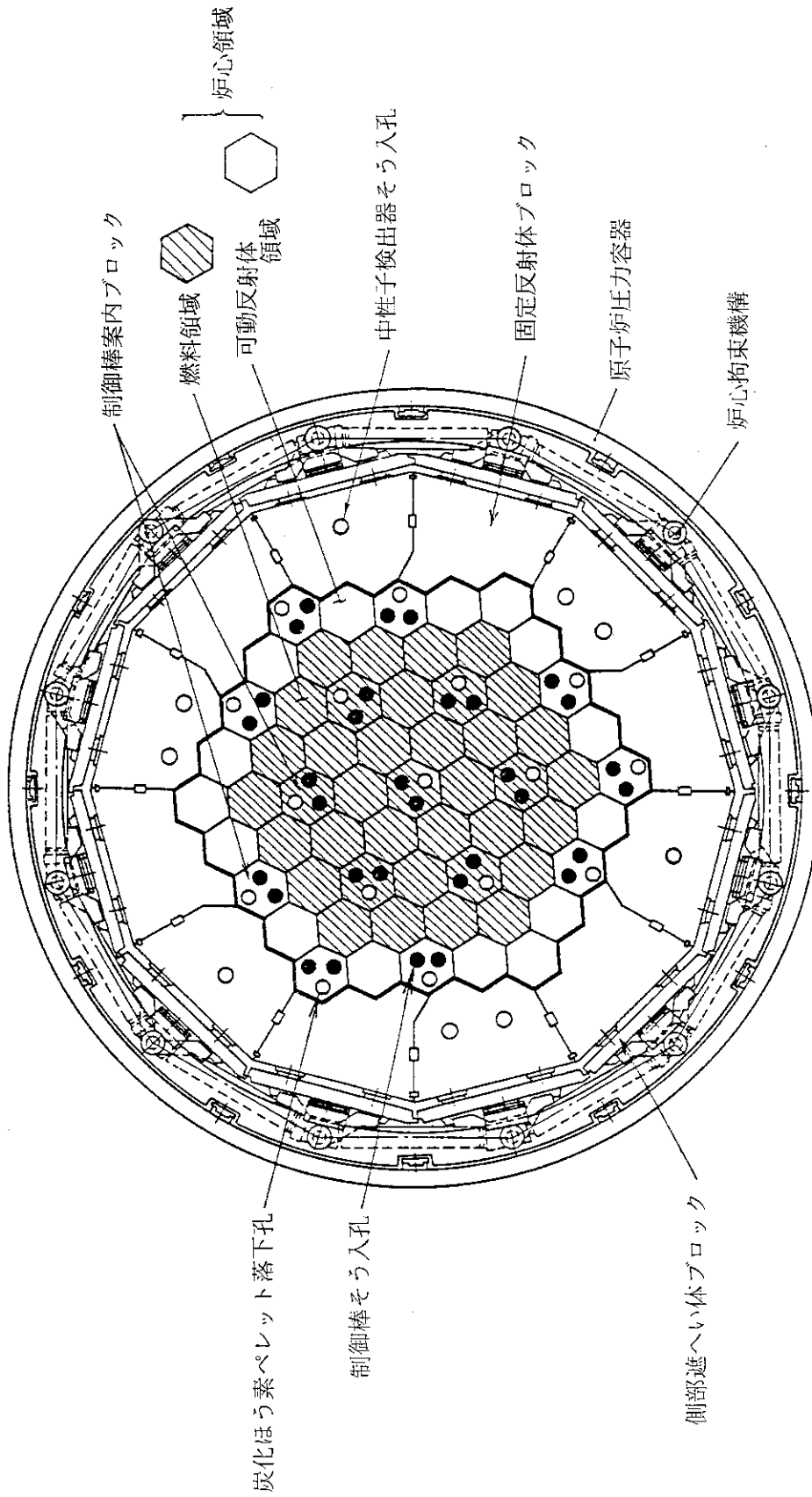


Fig. 2.2 原子炉平断面説明図

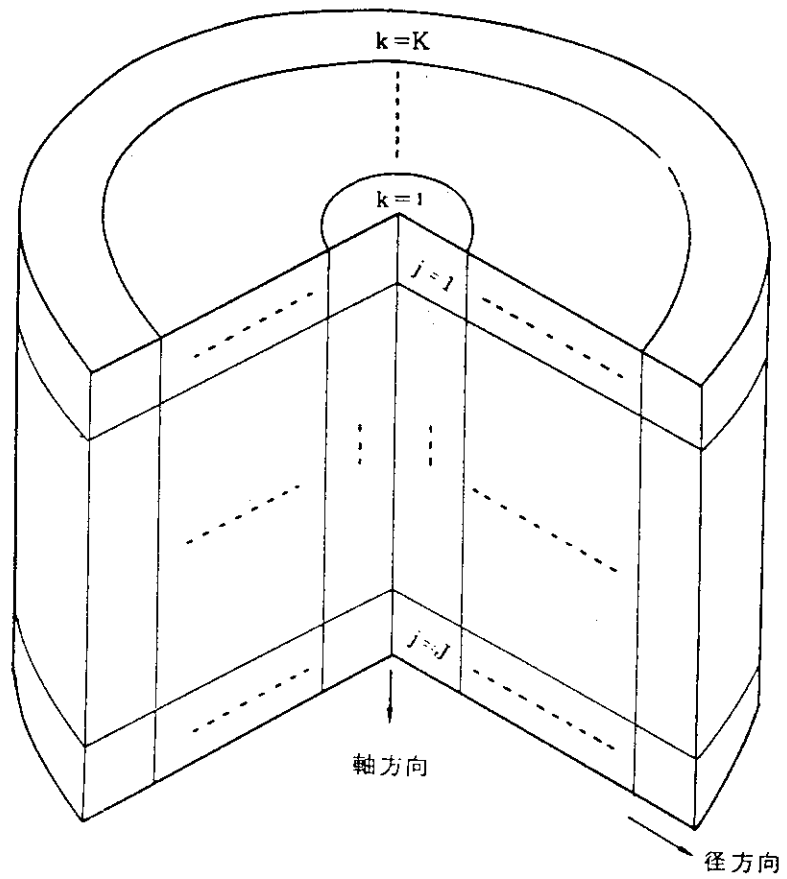


Fig. 2.3 炉心モデル

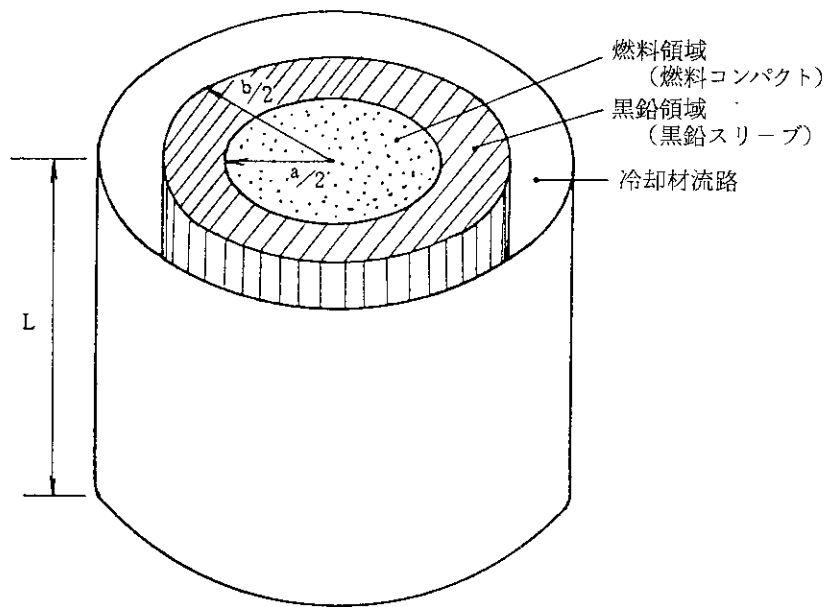


Fig. 2.4 燃料棒モデル

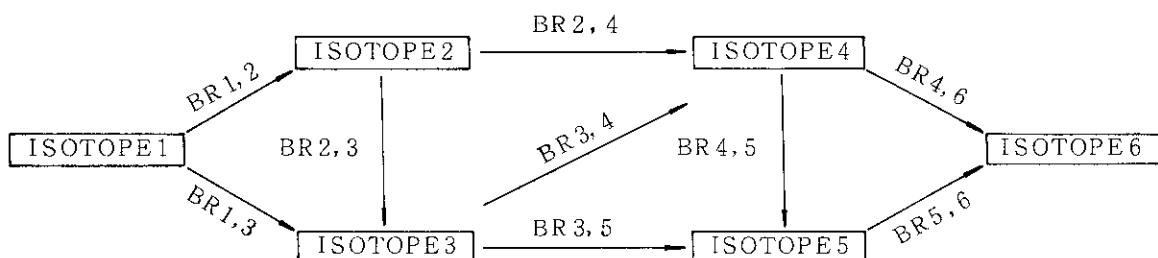


Fig. 2.5 崩壊連鎖の一般化モデル

3. 核分裂生成物の総量保存方程式

3.1 基本式

Fig. 2.5 の崩壊連鎖モデルにもとづき 6 個の核種の総量保存方程式を燃料棒の各領域毎に書けば次の如くなる。

(1) 燃料領域における総量保存方程式

$$\left. \begin{aligned}
 \frac{dN_{1,e}(t)}{dt} &= - (\lambda_1 + f_1(t)) N_{1,e}(t) \\
 \frac{dN_{2,e}(t)}{dt} &= - (\lambda_2 + f_2(t)) N_{2,e}(t) + BR_{1,2} \lambda_1 N_{1,e}(t) \\
 \frac{dN_{3,e}(t)}{dt} &= - (\lambda_3 + f_3(t)) N_{3,e}(t) + BR_{2,3} \lambda_2 N_{2,e}(t) + BR_{1,3} \lambda_1 N_{1,e}(t) \\
 \frac{dN_{4,e}(t)}{dt} &= - (\lambda_4 + f_4(t)) N_{4,e}(t) + BR_{3,4} \lambda_3 N_{3,e}(t) + BR_{2,4} \lambda_2 N_{2,e}(t) \\
 \frac{dN_{5,e}(t)}{dt} &= - (\lambda_5 + f_5(t)) N_{5,e}(t) + BR_{4,5} \lambda_4 N_{4,e}(t) + BR_{3,5} \lambda_3 N_{3,e}(t) \\
 \frac{dN_{6,e}(t)}{dt} &= - (\lambda_6 + f_6(t)) N_{6,e}(t) + BR_{5,6} \lambda_5 N_{5,e}(t) + BR_{4,6} \lambda_4 N_{4,e}(t)
 \end{aligned} \right\} (3.1)$$

ここで、各核種の燃料領域中の存在量 $N_{i,e}(t)$ ($i=1, 2, \dots, 6$) の初期値を $N_{i,e}^0$ とすれば、初期条件は次の如く書ける。

$$N_{i,e}(t=0) = N_{i,e}^0 \quad (i=1, 2, \dots, 6) \quad (3.2)$$

但し、

$N_{i,e}(t)$; 時刻 t における核種 i の燃料領域中の存在量 (moles)

$BR_{j,k}$; 核種 j の崩壊による核種 k への分岐割合 (-)

λ_i ; 核種 i の崩壊定数 (hr^{-1})

$f_i(t)$; 時刻 t における核種 i の燃料領域からの放出率 (hr^{-1}) [3.2 節で詳述]

である。

(3.1) 式を記号的に書けば

$$\left. \begin{aligned}
 \frac{dN_{i,e}(t)}{dt} &= -(\lambda_i + f_i(t)) N_{i,e}(t) & (i=1) \\
 \frac{dN_{i,e}(t)}{dt} &= -(\lambda_i + f_i(t)) N_{i,e}(t) + BR_{i-1,i} \cdot \lambda_{i-1} \cdot N_{i-1,e}(t) & (i=2) \\
 \frac{dN_{i,e}(t)}{dt} &= -(\lambda_i + f_i(t)) N_{i,e}(t) + BR_{i-2,i} \cdot \lambda_{i-2} \cdot N_{i-2,e}(t) \\
 &\quad + BR_{i-1,i} \cdot \lambda_{i-1} \cdot N_{i-1,e}(t) & (i=3, 4, \dots, 6)
 \end{aligned} \right\} (3.3)$$

$$N_{i,e}(t=0) = N_{i,e}^0 \quad (i=1, 2, \dots, 6)$$

となる。以下では(3.3)式の形式で方程式を示す。

(2) 黒鉛領域における総量保存方程式

(a) 非ガス状FPに対して

$$\left. \begin{aligned}
 \frac{dN_{i,g}(t)}{dt} &= -\lambda_i N_{i,g}(t) - R_i^D + f_i(t)N_{i,e}(t) & (i=1) \\
 \frac{dN_{i,g}(t)}{dt} &= -\lambda_i N_{i,g}(t) - R_i^D + f_i(t)N_{i,e}(t) + BR_{i-1,i} \cdot \lambda_{i-1} \cdot N_{i-1,g}(t) & (i=2) \\
 \frac{dN_{i,g}(t)}{dt} &= -\lambda_i N_{i,g}(t) - R_i^D + f_i(t)N_{i,e}(t) + BR_{i-2,i} \cdot \lambda_{i-2} \cdot N_{i-2,g}(t) \\
 &\quad + BR_{i-1,i} \cdot \lambda_{i-1} \cdot N_{i-1,g}(t) & (i=3, 4, \dots, 6)
 \end{aligned} \right\} (3.4)$$

$$N_{i,g}(t=0) = N_{i,g}^0 \quad (i=1, 2, \dots, 6)$$

すなわち、非ガス状FPに対しては黒鉛領域の保持性能を期待することになる。

(b) ガス状FPに対して

$$N_{i,g}(t) = 0 \quad (3.5)$$

すなわち、ガス状FPに対する黒鉛の保持効果は期待しないことに相当する。

但し、

- $N_{i,g}(t)$; 時刻 t における核種 i の黒鉛領域中存在量 (moles)
- λ_i ; 核種 i の崩壊定数 (hr^{-1})
- R_i^D ; 核種 i の黒鉛領域からの拡散放出率 (moles/hr)

(3) 冷却材流路における総量保存方程式

$$\left. \begin{aligned}
 \frac{dN_{i,c}(t)}{dt} &= -\lambda_i N_{i,c}(t) \cdot \text{IOPT}(3) + f_i(t) \cdot N_{i,e}(t) \cdot \alpha_i + R_i^D \cdot (1 - \alpha_i) \quad (i=1) \\
 \frac{dN_{i,c}(t)}{dt} &= -\lambda_i N_{i,c}(t) \cdot \text{IOPT}(3) + f_i(t) \cdot N_{i,e}(t) \cdot \alpha_i \\
 &\quad + R_i^D \cdot (1 - \alpha_i) + \text{BR}_{i-1,i} \cdot \lambda_{i-1} \cdot N_{i-1,g}(t) \cdot \alpha_i \quad (i=2) \\
 \frac{dN_{i,c}(t)}{dt} &= -\lambda_i N_{i,c}(t) \cdot \text{IOPT}(3) + f_i(t) \cdot N_{i,e}(t) \cdot \alpha_i \\
 &\quad + R_i^D \cdot (1 - \alpha_i) + \text{BR}_{i-2,i} \cdot \lambda_{i-2} \cdot N_{i-2,g}(t) \cdot \alpha_i \\
 &\quad + \text{BR}_{i-1,i} \cdot \lambda_{i-1} \cdot N_{i-1,g}(t) \cdot \alpha_i \quad (i=3, 4, \dots, 6) \\
 N_{i,e}(t=0) &= N_{i,e}^0 \quad (i=1, 2, \dots, 6)
 \end{aligned} \right\} (3.6)$$

但し、 $\alpha_i = 0$; 核種 i が非ガス状 FP の時

$\alpha_i = 1$; 核種 i がガス状 FP の時

ここで、 $N_{i,c}(t)$: 時刻 t における核種 i の冷却材流路中の存在量 (moles)

IOPT(3) : 冷却材中の崩壊を考慮するか否かのオプション

考慮する場合 IOPT(3)=1

考慮しない場合 IOPT(3)=0

(1)
(4) 数値解法

常微分方程式の数値解法として本コードで採用しているのは、Runge-kutta-Gill 法と Hamming 法である。

前者は、前進形の数値解法で y_i から y_{i+1} を直接求めていくものである。一方、後者は、予測子-修正子法の 1 つであり、 y_{i+1} を求める方法である。予測子-修正子法では、初期値 y_0 から積分を続けることはできないので、通常、前進形の数値解法によって出発値 y_1, y_2 等を求める必要がある。

本コードでは、計算タイムステップの初期は Runge-Kutta-Gill 法により、出発値を求め、これを引継いで、Hamming 法を用いることとしている。

3.2 燃料領域からの放出率

ここでは、前節の基本式で使用した燃料領域からの放出率 $f_i(t)$ の定義式を述べる。

HTTR の燃料棒は被覆燃料粒子を黒鉛マトリックス中に分散させて成形焼結した燃料コンパクトを黒鉛スリーブ中に格納したものである。燃料コンパクト中には健全な被覆粒子と破損しているものが存在し、燃料領域からの放出率 $f_i(t)$ はこの健全粒子と破損粒子の放出率によって決定さ

れる。これらを図示すれば Fig. 3.1 の如くなる。

$f_i(t)$ は次式により定義する。

$$f_i(t) = FF \cdot G_h^{fail}(T(t)) + (1-FF) \cdot G_h^{int}(T(t)) \quad (3.7)$$

である。

但し、

- $f_i(t)$: 燃料領域からの核種 i の放出率 (hr⁻¹)
- $T(t)$: 燃料温度 (°C)
- FF : 温度 T における燃料の破損割合 (-)
- $G_h^{fail}(T)$: 温度 T における破損粒子からの元素 h の放出率 (hr⁻¹)
- G_h^{int} : 温度 T における健全粒子からの元素 h の放出率 (hr⁻¹)
- $h = e(i)$: 核種 i が属する元素
- i : 核種の種類

3.2.1 燃料破損割合

被覆燃料粒子の破損割合は次のとおりである。

FF は燃料温度の関数として Fig. 3.2 の如く与えられる。⁽²⁾ 本コードではこの図にもとづいて次の如く FF を設定する。

(a) $T \leq T_B$ のとき

$$FF = C$$

(b) $T_B < T < T_U$ のとき

$$FF = \frac{T_U \cdot C - T_B}{A} + \frac{1-C}{A} \cdot T \quad (3.8)$$

(c) $T_U \leq T$ のとき

$$FF = 1$$

但し、

- T : 燃料温度 (°C)
- T_B : 下方境界温度 (°C)
- T_U : 上方境界温度 (°C)
- A : 定数
- C : 燃料初期破損率 (-)

本コードで使用する T_B , T_U 及び A の具体的数値は下表に示すとおりである。

また、 C については HTTR の減圧事故時の安全評価では評価上 1% を用いている。

境界温度		定数
下方 (T_B)	上方 (T_U)	A
1600	2000	400

3.2.2 被覆燃料粒子からの放出率 $G_h(T)$

破損及び健全燃料粒子からの元素 h の放出率は Fig. 3.3 の如く図示されている。⁽³⁾ この図にもとづいて、燃料温度と放出率との関係を次式で表わすものとする。

$$\left. \begin{aligned} G_h^{fail}(T) &= \beta_h^{fail} \cdot \exp \left\{ -\alpha_h^{fail} \cdot \frac{10^4}{T+273} \right\} \\ G_h^{int}(T) &= \beta_h^{int} \cdot \exp \left\{ -\alpha_h^{int} \cdot \frac{10^4}{T+273} \right\} \end{aligned} \right\} \quad (3.9)$$

但し、

α_h^{fail} , β_h^{fail} : 元素 h の破損燃料粒子の放出係数

α_h^{int} , β_h^{int} : 元素 h の健全燃料粒子の放出係数

T : 燃料温度 (°C)

元素 h に関する α , β の係数を破損燃料粒子、健全燃料粒子のそれぞれについて Table 3.1, 及び Table 3.2 に示す。これは Fig. 3.3 にもとづいて定めたものである。

なお、元素の放出率については、Fig. 3.3 に示すように、元素のグループ毎に放出率が設定されている。これらの元素のグループは、Table 2.1 に示すような周期律表からの類似性等により定められている。

また、Table 3.1 及び Table 3.2 における境界温度とは、Fig. 3.3 に示すように放出率の温度変化の直線の折れ曲がる点の温度を示す。折れ曲がりのない元素については、解析上問題のないよう高い値となっている。

3.3 黒鉛領域からの放出率

核種 i の黒鉛領域からの放出過程は拡散と黒鉛スリーブ外表面からの蒸発の2つの過程に分けられる。解析に当たっては、保守的に蒸発による放出の過程を考慮せず黒鉛領域を拡散したFPはそのまま冷却材中に放出されるものとする。燃料棒の解析モデルは、Fig. 2.4 に示す。

解析上の仮定は：

- ① 黒鉛スリーブの径方向の温度分布は一様分布である。
- ② 濃度は定常状態に達している。
- ③ 軸方向及び径方向の濃度は一定である。
- ④ FPの崩壊は考えない。

等がある。このような条件下で、対象FP核種の黒鉛スリーブ中の径方向濃度分布を求める。拡散方程式は円筒座標表示で次のように書ける。

$$D \frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left(r \frac{dC(r)}{dr} \right) = 0 \quad \left. \vphantom{D \frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left(r \frac{dC(r)}{dr} \right) = 0} \right\} \quad (3.10)$$

但し、 D ; 拡散係数
 $C(r)$; 位置 r における対象核種の濃度

上式の解は積分定数 α 、 β とおくと、次式のように表わせる。

$$C(r) = \alpha \cdot \ln r + \beta \quad (3.11)$$

境界条件として、

$$\left. \begin{aligned} r = \frac{a}{2} ; \quad c = C_a \\ r = \frac{b}{2} ; \quad c = C_b \end{aligned} \right\} \quad (3.12)$$

を設定すれば (3.11) 式の積分定数 α 、 β は次の如く求められる。

$$\left. \begin{aligned} \alpha &= (C_a - C_b) / \ln(a/b) \\ \beta &= (C_b \ln a - C_a \ln b) / \ln(a/b) \end{aligned} \right\} \quad (3.13)$$

今、黒鉛スリーブ外側境界濃度 C_b がゼロ ($C_b = 0$) と仮定すれば、(3.10) 式より

$$C(r) = (C_a \cdot \ln b - C_a \cdot \ln r) / \ln(b/a) \quad (3.14)$$

以下の計算では本式を用いる。

さて、燃料コンパクトと黒鉛スリーブとの境界面では濃度ギャップがあると仮定し、その比を ω とし、これを分配係数と呼ぶ。すなわち、

$$C_a^{(\text{燃料コンパクト})} / C_a^{(\text{黒鉛スリーブ})} = \omega \quad (3.15)$$

また、燃料コンパクト内の FP 濃度は一様であるとする。

次に、Fig. 2.4 の燃料棒モデルにおいて、黒鉛領域に含まれる FP 核種の量を N_g とすれば、

$$\left. \begin{aligned} N_g &= \int \omega C_a dV + \iint C(r) dr dl \\ &= I_1 \quad + \quad I_2 \end{aligned} \right\} \quad (3.16)$$

(燃料コンパクト) (黒鉛スリーブ)

となる。

$$\begin{aligned}
 I_1 &= \frac{1}{4} \pi a^2 L \cdot (\omega C_a) \\
 I_2 &= \frac{2\pi \cdot L}{\ln(b/a)} \int_{\frac{a}{2}}^{\frac{b}{2}} (C_a \ln b - C_a \ln r) r dr \\
 &= \frac{\pi \cdot L}{2 \ln(b/a)} \left\{ \frac{1}{2} C_a \ln b (b^2 - a^2) - \frac{1}{2} C_a (b^2 \ln b - a^2 \ln a) \right. \\
 &\quad \left. + \frac{1}{4} (b^2 - a^2) C_a \right\}
 \end{aligned} \tag{3.17}$$

(3.16) 式及び (3.17) 式から、 C_a を N_g で表わすことができる。ここで燃料コンパクト及び黒鉛スリーブの質量を M_m , M_g , 黒鉛の密度を ρ とおいて、 C_a を N_g で書けば次式となる。

$$\begin{aligned}
 C_a &= \frac{\rho \xi N_g}{\xi \omega M_m + M_g} \\
 \text{但し,} \\
 \xi &= \left[\frac{\ln b}{\ln(b/a)} + \frac{b^2 \ln b - a^2 \ln a}{(b^2 - a^2) \ln(a/b)} - \frac{1}{2 \ln(a/b)} \right]^{-1}
 \end{aligned} \tag{3.18}$$

である。

一方、拡散によるスリーブから冷却材中への核種放出率 R^D は次式で書ける。

$$R^D = \left(-D \frac{\partial c}{\partial r} \Big|_{r=\frac{b}{2}} \right) \cdot A_s = \frac{2DA_s C_a}{b \ln(b/a)} \tag{3.19}$$

但し、

A_s はスリーブ表面積である。

(3.19) 式に (3.18) 式を代入すれば、核種 i の拡散による放出率を得る。

$$\begin{aligned}
 R_i^D &= \frac{2D_i(T) A_s}{b \ln(a/b)} \cdot \frac{\rho \xi}{\xi \omega_i M_m + M_g} \cdot N_{i,g} \\
 \text{但し,} \\
 D_i(T) &= 3600 \cdot \left[10^{-\left(A + \frac{B \times 10^3}{T + 273}\right)} \right]
 \end{aligned} \tag{3.20}$$

である。係数 A , B は Table 3.3 にまとめられている。

Table 3.1 健全燃料粒子からの元素放出率係数表

元素番号	境界温度	境界温度以下		境界温度より上	
		α	β	α	β
1	1500	1.373	5.890E-02	6.059	1.376E+10
2	1500	1.373	5.890E-02	6.059	1.376E+10
3	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
4	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
5	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
6	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
7	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
8	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
9	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
10	1330	0.891	1.391E-03	3.505	1.638E+04
11	1330	0.891	1.391E-03	3.505	1.638E+04
12	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
13	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
14	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
15	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
16	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
17	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
18	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
19	1600	0.891	1.391E-03	3.239	3.809E+02
20	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
21	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
22	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
23	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
24	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
25	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
26	10000	0.863	5.998E-03	0.863	5.998E-03
27	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03
34	10000	0.891	1.391E-03	0.891	1.391E-03

Table 3.2 破損燃料粒子からの元素放出率係数表

元素番号	境界温度	境界温度以下		境界温度より上	
		α	β	α	β
1	1500	1.373	5.890E-02	6.059	1.376E+10
2	1500	1.373	5.890E-02	6.059	1.376E+10
3	10000	2.255	1.653E+04	2.255	1.653E+04
4	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
5	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
6	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
7	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
8	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
9	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
10	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
11	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
12	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
13	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
14	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
15	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
16	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
17	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
18	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
19	10000	2.047	1.512E+03	2.047	1.512E+03
20	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
21	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
22	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
23	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
24	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
25	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
26	10000	2.259	4.622E+04	2.259	4.622E+04
27	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03
34	10000	2.219	7.876E+03	2.219	7.876E+03

Table 3.3 各元素の拡散係数

元素番号	元 素	拡 散 係 数		備 考
		A	B	
1	R B	2.100 E-01	4.100 E+00	
2	C S	4.580 E-02	8.210 E+00	
3	S R	-3.220 E+00	1.400 E+01	
4	B A	-3.220 E+00	1.400 E+01	
5	Y	7.400 E-01	1.420 E+01	
6	Z R	1.190 E+00	2.280 E+01	
7	N B	1.320 E+00	2.550 E+01	
8	M O	1.000 E+00	1.920 E+01	
9	T C	1.020 E+00	1.960 E+01	
10	R U	9.100 E-01	1.750 E+01	
11	R H	7.700 E-01	1.480 E+01	
12	P D	5.200 E-01	1.010 E+01	
13	S N	ガス状なので使用しない		
14	S B	"		
15	L A	7.500 E-01	1.440 E+01	
16	C E	8.400 E-01	1.620 E+01	
17	P R	6.300 E-01	1.200 E+01	
18	N D	5.600 E-01	1.070 E+01	
19	P M	-3.220 E+00	1.400 E+01	
20	S M	-3.220 E+00	1.400 E+01	
21	E U	-3.220 E+00	1.400 E+01	
22	S E	ガス状なので使用しない		
23	T E	"		
24	B R	"		
25	I	"		
26	K R	"		
27	X E	"		
33	A G	-2.800 E+00	1.380 E+01	
34	A S	ガス状なので使用しない		

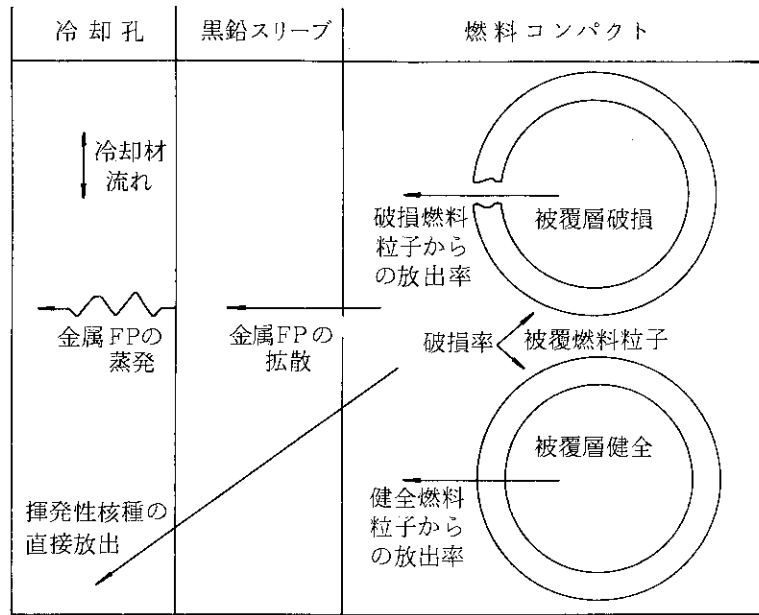


Fig. 3.1 被覆燃料粒子から1次冷却材中への核分裂生成物の放出機構

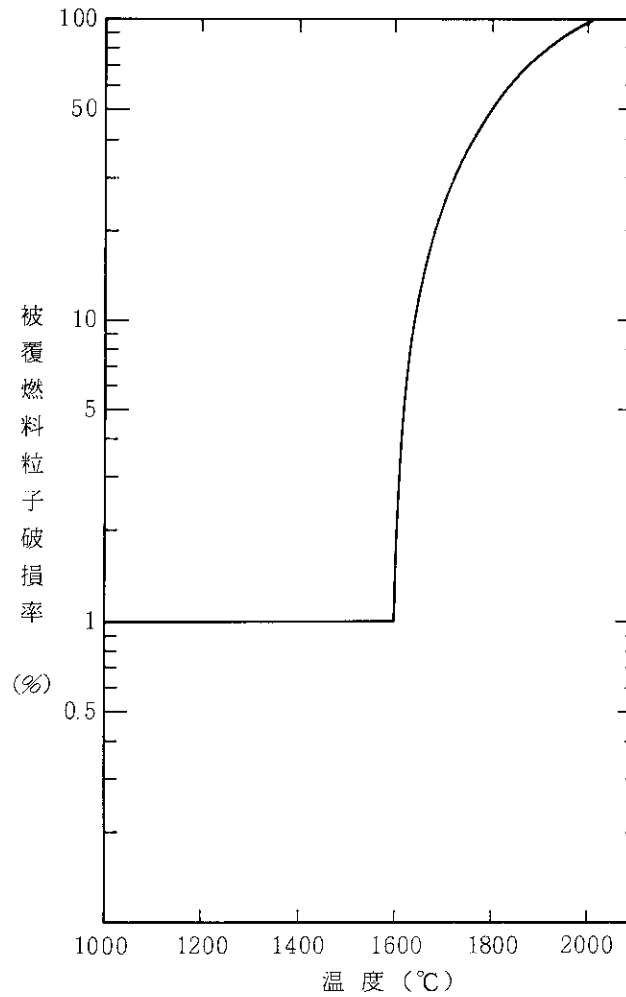


Fig. 3.2 燃料温度と被覆燃料粒子破損率 (2)

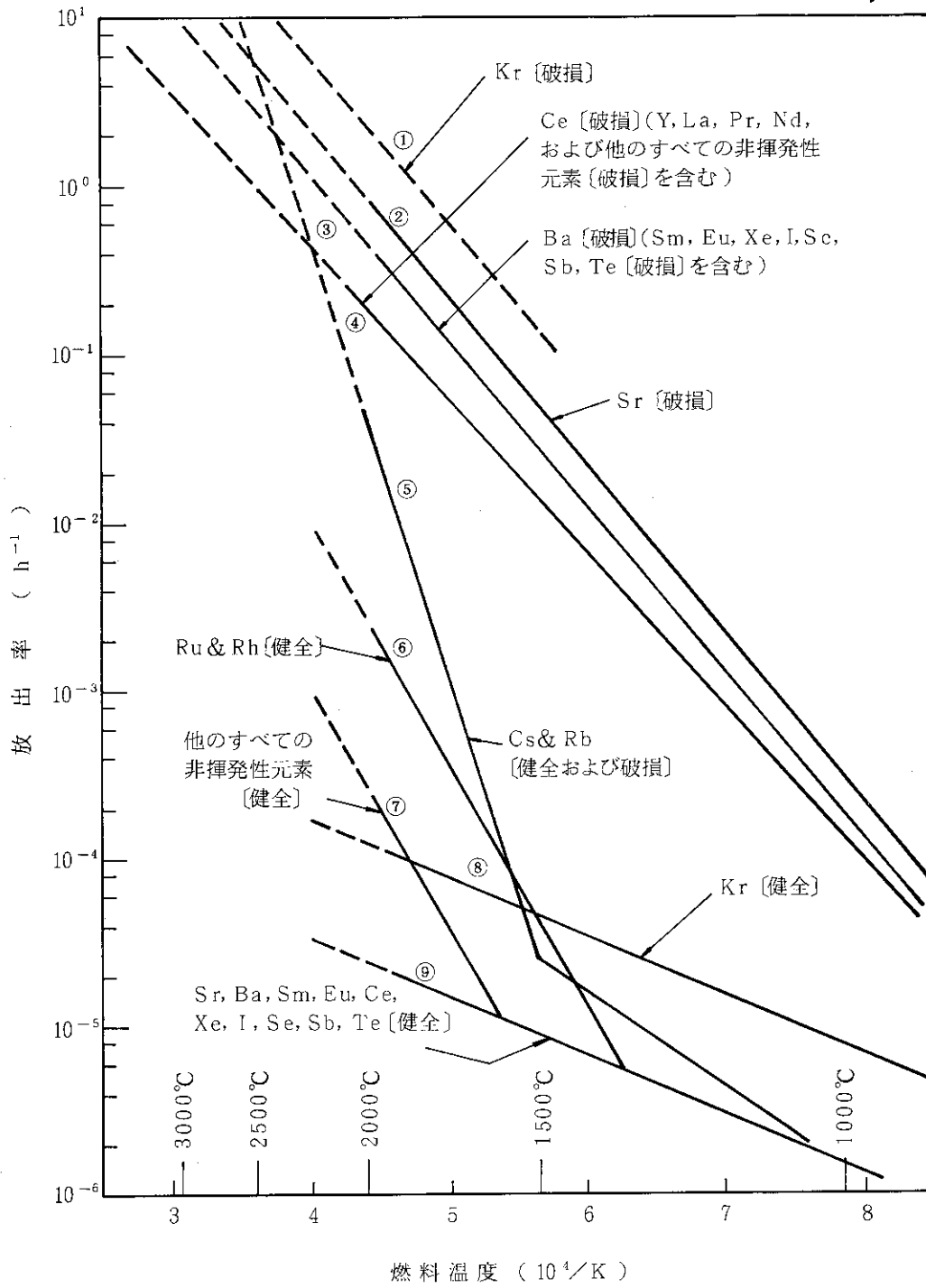


Fig. 3.3 健全および破損燃料粒子からのFP放出率⁽³⁾

4. 入力データ及び出力データ

4.1 入力データ

本プログラムに対する入力データは、下記のものから構成される。

- (1) 制御データ
 - a. タイトル・データ
 - b. オプション・データ
 - c. 計算制御データ
 - d. 炉心共通データ
- (2) シリンダ・データ
- (3) セグメント・データ
- (4) 温度・時刻データ
- (5) 崩壊連鎖指定データ
- (6) 分配係数データ
- (7) 元素のグループ番号データ
- (8) 初期放射能データ

Fig. 4.1 は入力データの順序と構成を図示したものである。
詳細な入力フォーマットは附録のとおりである。

4.2 出力データ

本プログラムによる出力データは下記のものである。

- (1) 入力カード・イメージ・リスト
- (2) FP ライブラリ・リスト
- (3) FP インベントリ・リスト (核種毎)
- (4) FP インベントリ・リスト (元素毎)
- (5) FP インベントリ・リスト (元素のグループ毎)
- (6) 燃料破損率リスト

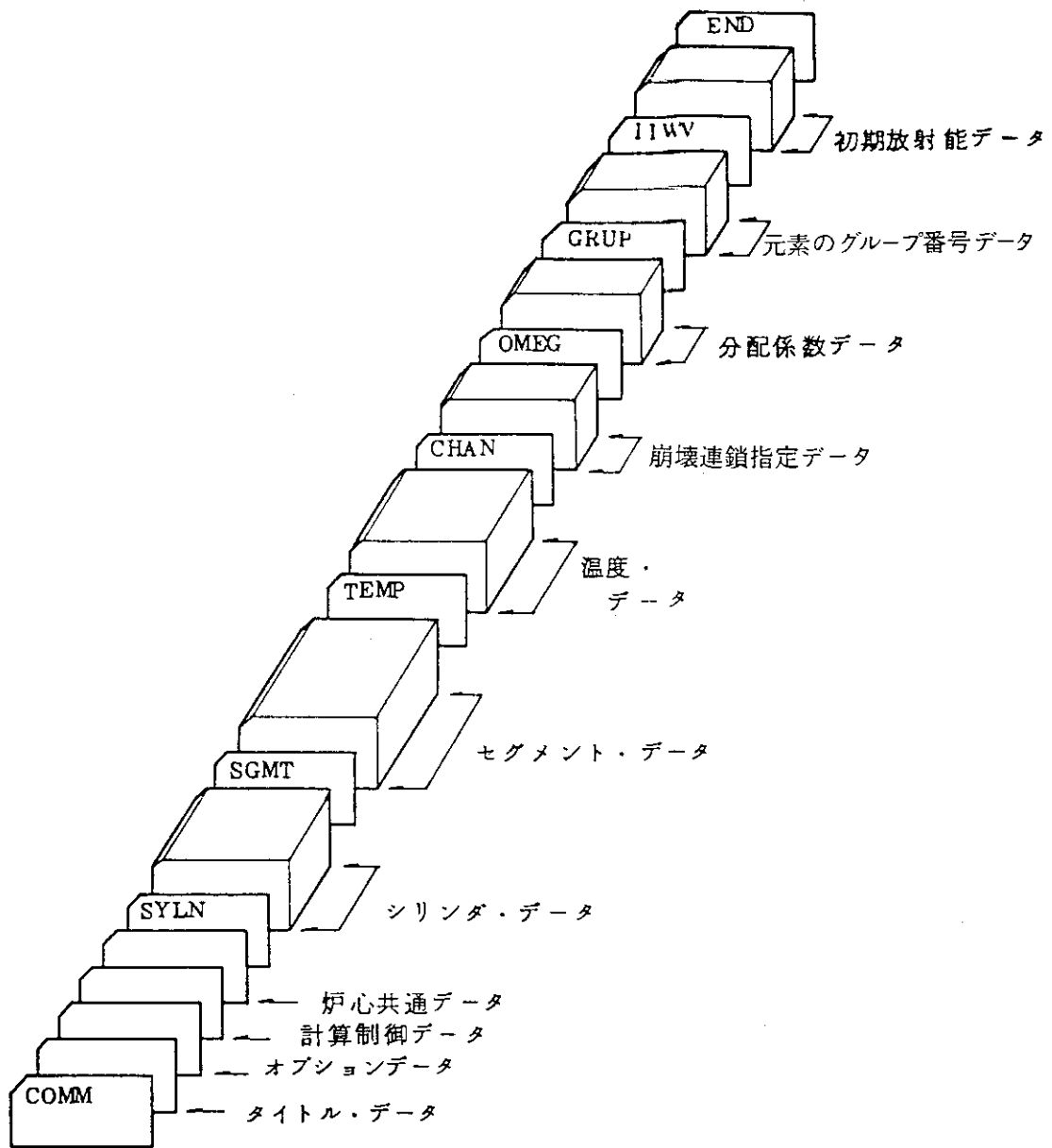


Fig. 4.1 入力データの順序と構成

5. おわりに

高温ガス炉の事故時における炉心からの核分裂生成物放出量解析コード HTCORE について説明した。

本コードは、炉心温度解析コードの計算結果を入力に用い、事故後の経過時刻毎の核分裂生成物の放出量を計算する。HTTR の減圧事故後の解析においては、炉心温度変化に伴ない、炉心から追加放出される核分裂生成物の量を、本コードを用いて算出している。

なお、本コードのデータベース等の検証については、実験データとの比較により実施しており、その結果については別表にて示す。

謝 辞

本報をまとめるにあたり、御指導・御鞭撻戴いた斎藤室長をはじめとする高温工学試験研究炉設計室の方々ならびに、本コード開発に協力された富士電機株式会社の関係者に深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 山内, 森口, 一松; 電子計算機のための数値計算法Ⅱなど
- (2) Michael TOKAR : "Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Fuel Particle Coating Failure Models and Data" NUREG-0111 (1976)
- (3) M. H. Schwartz et al. ; SORS Computer Programs for Analyzing Fission Product Release from HTGR Cores during Transient Temperature Excursions, GA-A 12462 (1974)

5. おわりに

高温ガス炉の事故時における炉心からの核分裂生成物放出量解析コード HTCORE について説明した。

本コードは、炉心温度解析コードの計算結果を入力に用い、事故後の経過時刻毎の核分裂生成物の放出量を計算する。HTTR の減圧事故後の解析においては、炉心温度変化に伴ない、炉心から追加放出される核分裂生成物の量を、本コードを用いて算出している。

なお、本コードのデータベース等の検証については、実験データとの比較により実施しており、その結果については別表にて示す。

謝 辞

本報をまとめるにあたり、御指導・御鞭撻戴いた斎藤室長をはじめとする高温工学試験研究炉設計室の方々ならびに、本コード開発に協力された富士電機株式会社の関係者に深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 山内, 森口, 一松; 電子計算機のための数値計算法Ⅱなど
- (2) Michael TOKAR: "Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Fuel Particle Coating Failure Models and Data" NUREG-0111 (1976)
- (3) M. H. Schwartz et al.; SORS Computer Programs for Analyzing Fission Product Release from HTGR Cores during Transient Temperature Excursions, GA-A 12462 (1974)

5. おわりに

高温ガス炉の事故時における炉心からの核分裂生成物放出量解析コード HTCOREについて説明した。

本コードは、炉心温度解析コードの計算結果を入力に用い、事故後の経過時刻毎の核分裂生成物の放出量を計算する。HTTRの減圧事故後の解析においては、炉心温度変化に伴ない、炉心から追加放出される核分裂生成物の量を、本コードを用いて算出している。

なお、本コードのデータベース等の検証については、実験データとの比較により実施しており、その結果については別表にて示す。

謝 辞

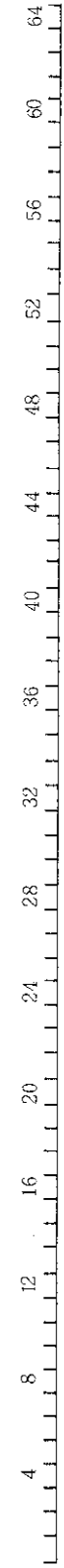
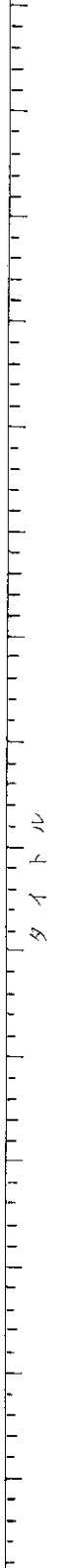
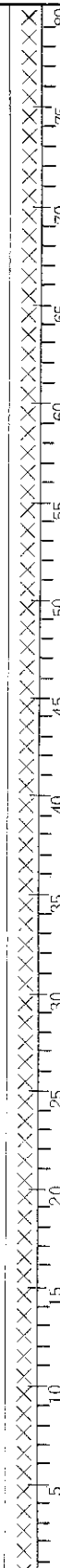
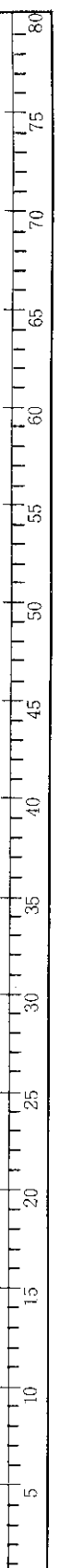
本報をまとめるにあたり、御指導・御鞭撻戴いた斎藤室長をはじめとする高温工学試験研究炉設計室の方々ならびに、本コード開発に協力された富士電機株式会社の関係者に深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

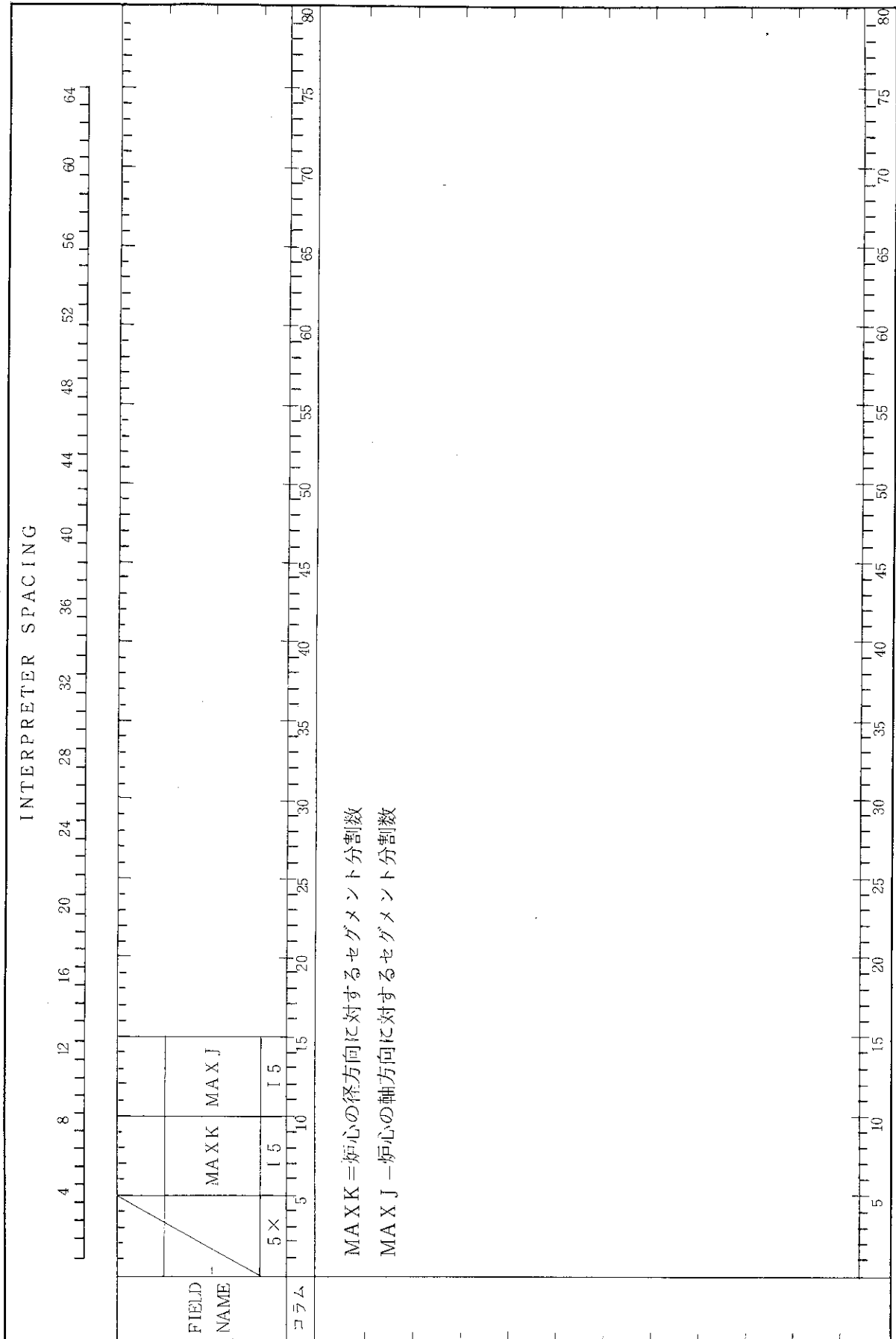
- (1) 山内，森口，一松；電子計算機のための数値計算法Ⅱなど
- (2) Michael TOKAR：“Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Fuel Particle Coating Failure Models and Data” NUREG-0111 (1976)
- (3) M. H. Schwartz et al.；SORS Computer Programs for Analyzing Fission Product Release from HTGR Cores during Transient Temperature Excursions, GA-A 12462 (1974)

附録 HTCORE 入力フォーマット

INTERPRETER SPACING	
コントロール キャラクタ	
FIELD NAME	CC
	A 4
コラム	XXXX
	コントロール・キャラクタの種類と意味は次の通りである。 COMM : タイトル・データ, オプション・データ, 計算制御データ, 炉心共通データの開始を宣言する。 CYLN : シリンダ・データの開始を宣言する。 SGMT : セグメント・データの開始を宣言する。 TEMP : 温度・時刻データの開始を宣言する。 CHAN : 前壊連鎖指定データの開始を宣言する。 OMEG : 分配係数データの開始を宣言する。 GRUP : 元素のグループ番号データの開始を宣言する。 I IN V : 初期放射能データの開始を宣言する。 END : 全てのデータの終了を宣言する。

INTERPRETER SPACING 	
91トル 	
FIELD	TITLE
NAME	20A4
コラム	
1. 任意の文字で指定する。 	

INTERPRETER SPACING																									
4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48	52	56	60	64										
										オプション1	オプション2		オプション3	オプション4											
FIELD										IOPT(1)	IOPT(2)	IOPT(3)	IOPT(6)												
NAME										5 X	1 5	1 5	5 X	5 X	1 5										
										XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX										
コラム										5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80
1. オプション1										4. オプション4															
熱計算結果入力指定, 次に従って指定する。										FPライブラリー・データ出力指定, 次に従って指定する。															
= 0 ; 温度・時刻データをSYSINから入力する										= 0 ; 出力しない															
= 1 ; " 他フェイルから入力する										= 1 ; 出力する															
(このとき, 入力論理機番を, 計算制御データで指定すること)																									
2. オプション2																									
燃料温度の計算, 次に従って指定する。																									
= 0 ; T = TEMPCCP																									
= 1 ; T = TEMPGR																									
= 2 ; T = (TEMPCP + TEMPGR) / 2																									
但し, TEMPCCP ; 燃料領域温度として与えられたもの																									
TEMPGR ; 黒鉛領域温度																									
3. オプション3																									
冷却材中での崩壊を考えるか否かを, 次に従って指定する。																									
= 0 ; 冷却材中での崩壊なし																									
= 1 ; " あり																									



INTERPRETER SPACING

FIELD NAME	計算時間	出力タイムステップ個数	初期計算間隔	有効精度	ゼロ近傍指定
	TIMAX	IDELTA	HHINIT	SIGNIF	ZERONB
5 ×	E 10.0 (hr)	I 10	E 10.0 (hr)	I 10	E 10.0 (moles)
コラム					

1. 計算時間
本プログラムが計算する時間間隔を与える。
2. 出力タイムステップ個数
次カードで入力するタイムステップの個数を指定する。
3. 初期計算間隔
Hamming 法に必要な数値解を計算する時間間隔を与える。
4. 有効精度
数値解の必要精度を, 10 進桁数で与える。
5. ゼロ近傍指定
数値解の絶対値がゼロ近傍に入ったか否かを判断する値を与える。

INTERPRETER SPACING	
変更時刻	出力タイムステップ
DELMAX (N)	DELTA T (N)
E 10.0	E 10.0
	N-1 ~ IDELMX
コラム	

1. 変更時刻
出力タイムステップを変更する時刻 (hr)
2. 出力タイムステップ
計算結果のプリント間隔 (hr)

INTERPRETER SPACING

	4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48	52	56	60	64
	変更時刻 (1)	倍率 (1)	変更時刻 (2)	倍率 (2)	変更時刻 (3)	倍率 (3)	変更時刻 (4)	倍率 (4)	変更時刻 (5)	倍率 (5)						
FIELD	T S C T M (1)	N X I S T (1)	T S C T M (2)	N X I S T (2)	T S C T M (3)	N X I S T (3)	T S C T M (4)	N X I S T (4)	T S C T M (5)	N X I S T (5)						
NAME	E 10.0 (hr)	I 5	E 10.0 (hr)	I 5	E 10.0 (hr)	I 5	E 10.0 (hr)	I 5	E 10.0 (hr)	I 5						
コラム	5 ×															

1. 変更時刻
計算時間刻みを変更する時刻である。この時刻を越えたところで時間刻みを変更される。

2. 倍率
計算時間刻みはその時点での Δx の 2^m 倍される。ここで m が入力される。
(m は 0 以外の整数)

INTERPRETER SPACING					
FIELD NAME	燃料領域		鉛領域		分配係数標準値
	総質量	密度	総質量	密度	
	TMXMAS	DENSMT	GRTMAS	DENSGR	SOMEGA
5 ×	E 10.0 (g)	E 10.0 (g/cm ³)	E 10.0 (g)	E 10.0 (g/cm ³)	E 10.0
	XXXXXXXXXXXXXXXXXXXX		XXXXXXXXXXXXXXXXXXXX		XXXXXXXXXXXX
コラム					

- 燃料領域総質量
炉心の燃料領域の総質量を与える。
- 燃料領域密度
炉心の燃料領域の密度を与える。
- 黒鉛領域総質量
炉心の黒鉛領域の総質量を与える。
- 黒鉛領域密度
炉心の黒鉛領域の密度を与える。
- 分配係数標準値
分配係数データで特に指定されないものについて、ここで指定されたデータを与える。
もし、分配係数標準値 = 0 であれば、= 0 とせず、= 1.0 とする。

INTERPRETER SPACING						
径方向番号	黒鉛スリーブ内半径	黒鉛スリーブ外半径	黒鉛スリーブ表面積	セグメント軸方向長さ	スケール	
k	a DIAMIN (k)	b DIAMOT (k)	As SURARE (k)	L ALENGT(L,k)	56	64
5 ×	5 × E 10.0 (cm)	5 × E 10.0 (cm)	E 10.0 (cm ²)	E 10.0 (cm ²)	52	60
10 ×	10 ×	10 ×	10 ×	10 ×	48	56
15 ×	15 ×	15 ×	15 ×	15 ×	44	52
20 ×	20 ×	20 ×	20 ×	20 ×	40	48
25 ×	25 ×	25 ×	25 ×	25 ×	36	44
30 ×	30 ×	30 ×	30 ×	30 ×	32	40
35 ×	35 ×	35 ×	35 ×	35 ×	28	36
40 ×	40 ×	40 ×	40 ×	40 ×	24	32
45 ×	45 ×	45 ×	45 ×	45 ×	20	28
50 ×	50 ×	50 ×	50 ×	50 ×	16	24
55 ×	55 ×	55 ×	55 ×	55 ×	12	20
60 ×	60 ×	60 ×	60 ×	60 ×	8	16
65 ×	65 ×	65 ×	65 ×	65 ×	4	12
70 ×	70 ×	70 ×	70 ×	70 ×		8
75 ×	75 ×	75 ×	75 ×	75 ×		4
80 ×	80 ×	80 ×	80 ×	80 ×		

1. 径方向番号

炉心のセグメント分割における径方向の番号を正整数で与える。

2. 黒鉛スリーブ内半径

炉心のセグメント分割における第 k シリンダに対応する黒鉛スリーブ内半径を与える。

3. 黒鉛スリーブ外半径

炉心のセグメント分割における第 k シリンダに対応する黒鉛スリーブ外半径を与える。

4. 黒鉛スリーブ表面積

炉心のセグメント分割における第 k シリンダの外表面積を与える。

5. セグメント軸方向長さ (第 k シリンダの長さ)

セグメントの軸方向の長さを与える。

注意 1 番号 k の与え方は, 1, 2, …, k の順序である。

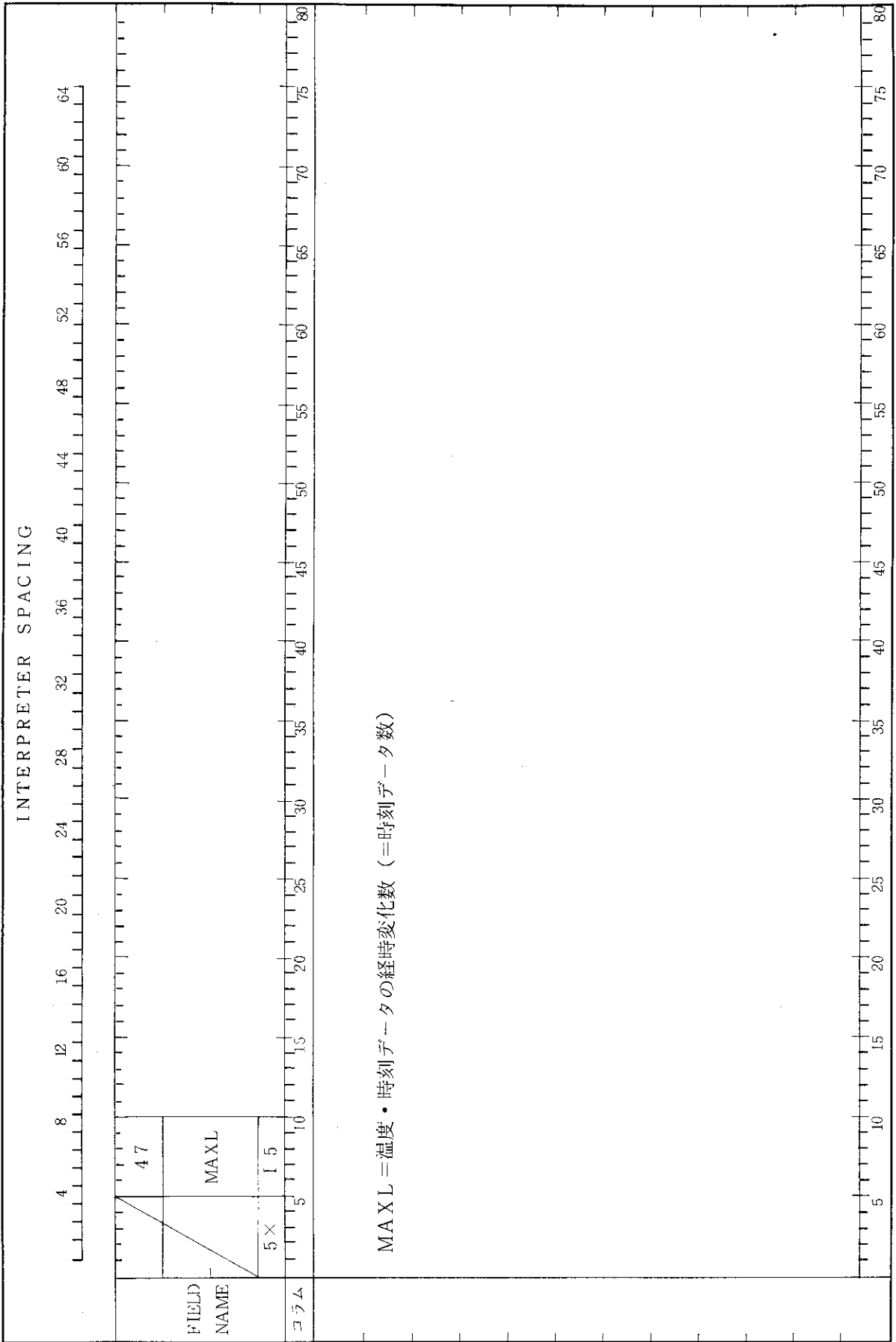
INTERPRETER SPACING																
FIELD	軸方向番号	径方向番号	定数	初期破損率	質量配分比	初期放射能配分比										
NAME	J	k	1.0	FAILFT(j, k)	COREFR(j, k)	WEIGHT(j, k)										
5 ×	1 5	1 5	5 ×	E 10.0	10 ×	E 10.0										
コラム	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80
	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

- 軸方向番号
炉心のセグメント分割における軸方向の番号を正整数で与える。
- 径方向番号
炉心のセグメント分割における径方向の番号を正整数で与える。
- 初期破損率
第(j, k)セグメントに含まれる燃料の、初期破損率を0～1の範囲で与える。
- 質量配分比
炉心全体から第(j, k)セグメントに対して割当てられた質量の比を与える。

$$M_{m,j,k} = TMXMAS * COREFR(j, k)$$

$$M_{g,j,k} = GRTMAS * COREFR(j, k)$$
- 初期放射能配分比
炉心全体から第(j, k)セグメントに対して割当てられた初期放射能の比を与える。

注意1 番号(j, k)の与え方は、以下の順序とする。
 (1, 1), ..., (J, 1), ..., (1, K), ..., (J, K)



INTERPRETER SPACING																
FIELD NAME	軸方向番号 j	径方向番号 k	燃料領域温度 T_e TEMPCP(j,k,l)	黒鉛領域温度 T_g TEMPGR(j,k,l)	冷却材温度 T_c TEMPCT(j,k,l)	時刻 TIMETM (l)										
	5 X	I 5	E 10.0 (°C)	E 10.0 (°C)	E 10.0 (°C)	E 10.0 (hr)										
コラム	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80

注意 1. 番号 (j, k) の与え方は以下の順序とする。

- (1, 1), ... (J, 1), ... (1, K), ... (J, K)
- これを、以下の説明のために次の通り表現する。
 { (j, k) : j=1, J, k=1, K } { (j, k) }

注意 2. データの組 { (j, k) } に対して時刻データが 1 つ定まる。

この時刻データは、(j, k) = (1, 1) のデータ・カード上に指定する。それ以外は不要。
 すなわち、データの組 { (j, k) } に対して最初のデータ・カード上のみ、時刻データを指定することになる。

1. 軸方向番号

炉心のセグメント分割における軸方向の番号を正整数で与える。

2. 径方向番号

炉心のセグメント分割における径方向の番号を正整数で与える。

3. 燃料領域温度

時刻 t における第 (j, k) セグメントの燃料領域温度を与える。

4. 黒鉛領域温度

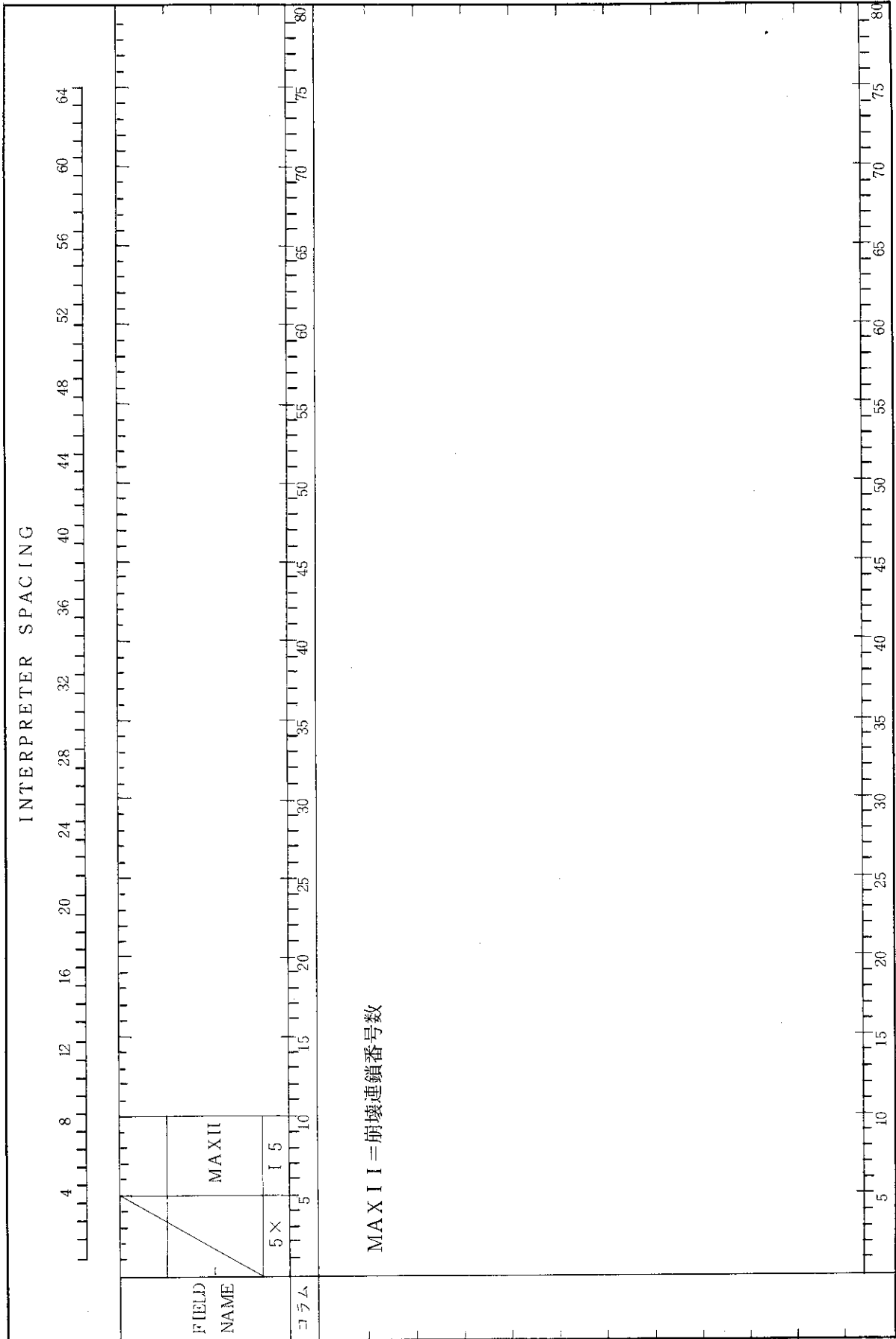
時刻 t における第 (j, k) セグメントの黒鉛領域温度を与える。

5. 冷却材温度

時刻 t における第 (j, k) セグメントの冷却材温度を与える。

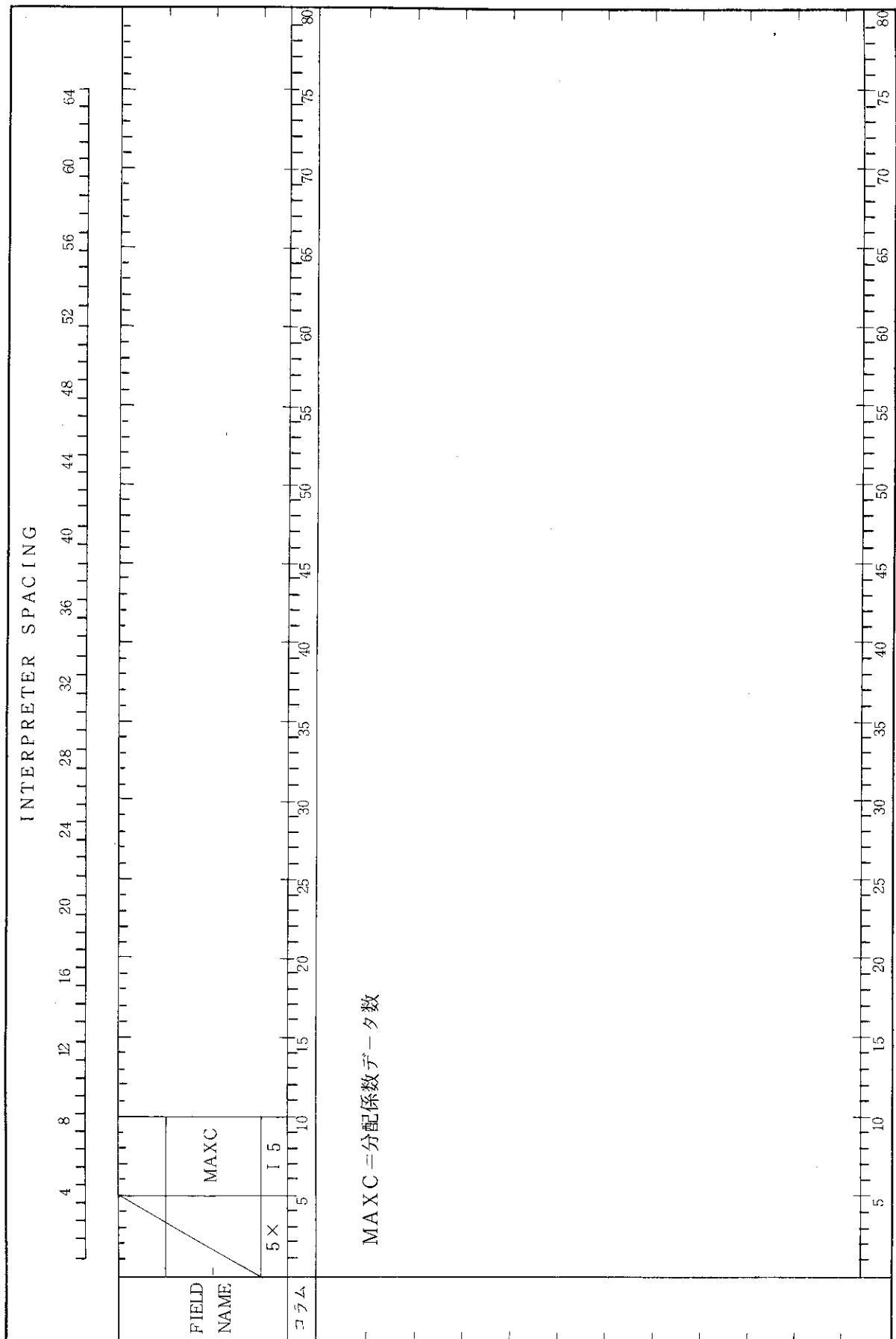
6. 時刻

時刻 t を与える。



INTERPRETER SPACING																
FIELD NAME	4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48	52	56	60	64
崩壊連鎖番号																
5×	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5	1 5
コラム	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80

1. 崩壊連鎖番号	本プログラムの計算対象となる崩壊連鎖を、Table 2.2 で定めた崩壊連鎖番号で指定する。
注意 1.	1枚のデータ・カード上には、最大15コ指定できる。
	15コのデータの中、抜けがあってもかまわない。また抜けはどの位置であってもよい。
注意 2.	データの記入・入力順序は問わない。
注意 3.	本データが1枚もない場合は、全ての崩壊連鎖が対象となる。



INTERPRETER SPACING

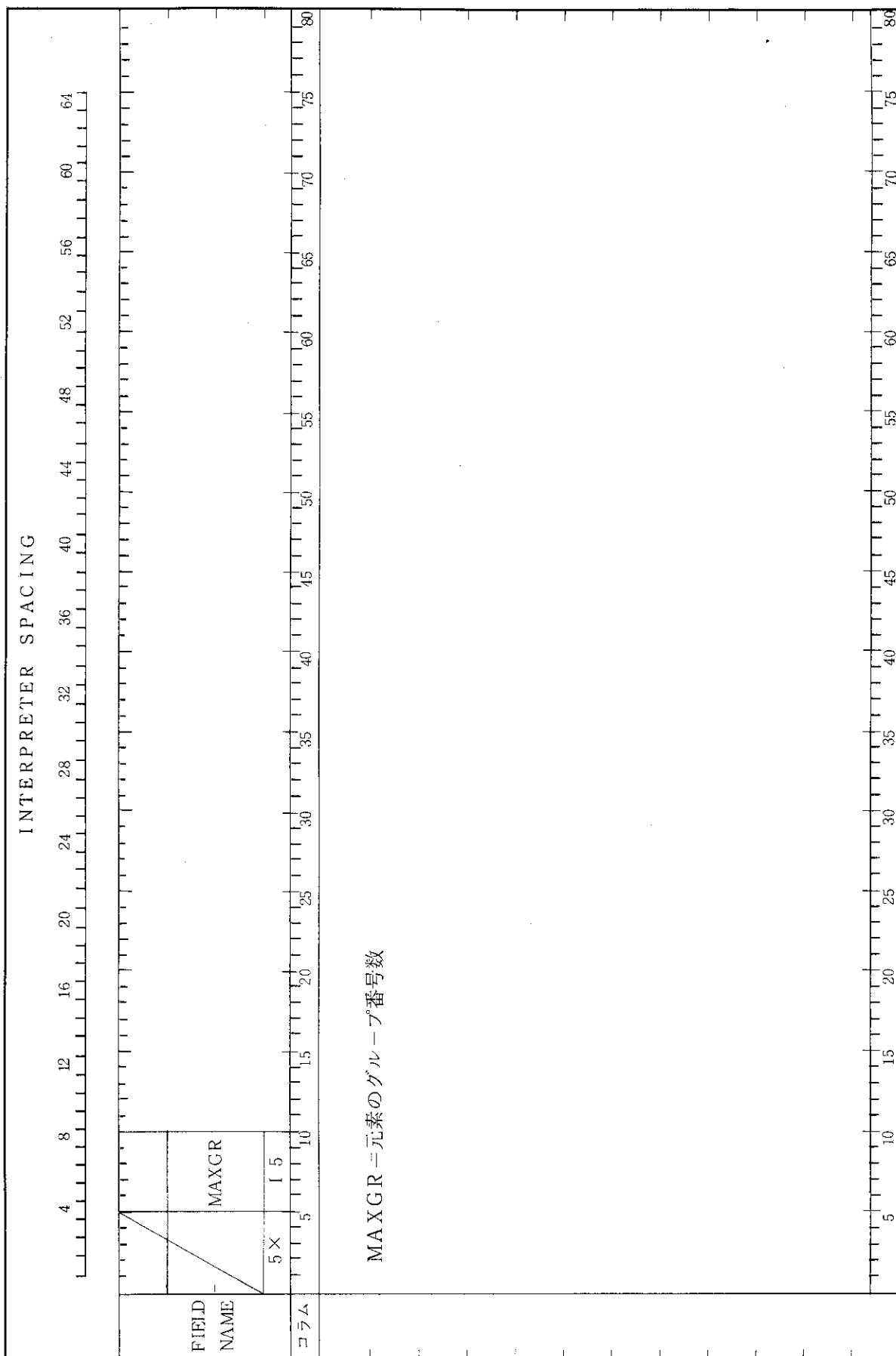
FIELD NAME	崩壊連鎖番号	連鎖内位置	分配係数	崩壊連鎖番号	連鎖内位置	分配係数	崩壊連鎖番号	連鎖内位置	分配係数
			ω_i OMEGA(i)			ω_i OMEGA(i)			ω_i OMEGA(i)
	5 X	1 5	E 10.0	5 X	1 5	E 10.0	5 X	1 5	E 10.0
コラム	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX	XXXXXX

1. 崩壊連鎖番号
Table 2.2 で定めた崩壊連鎖番号を与える。
2. 連鎖内位置
Table 2.2 で定めた連鎖内位置を与える。
3. 分配係数
崩壊連鎖番号, 連鎖内位置で定めた核種の分配係数を与える。

注意 1. 1枚のデータ・カード上には, 最大3組まで指定できる。
 3組のデータの中, 抜けが有ってもかまわない。また抜けはどの位置であってもよい。

注意 2. データの入力順序は問わない。

注意 3. このデータによって与えられなかった核種の分配係数は 1.0 と見なす。



INTERPRETER SPACING													
FIELD	1つの元素 元素番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号	1つの元素 グループ番号
NAME	h	h	h	h	h	h	h	h	h	h	h	h	h
コラム	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×	5 ×

1. 元素番号

Table 2.1 で定めた元素番号を与える。

2. 元素のグループ番号

各元素番号毎に正整数で元素のグループ番号を与える。

注意 1. 1枚のデータ・カード上に最大7コ指定できる。

7コのデータの中、抜けがあってもかまわない。また抜けはどの位置であってもよい。

注意 2. データの記入・入力順序は問わない。

注意 3. 指定されなかった元素に対するグループ番号は、Table 2.1 に記されたものが採用される。

INTERPRETER SPACING	
4	64
8	60
12	56
16	52
20	48
24	44
28	40
32	36
36	32
40	28
44	24
48	20
52	16
56	12
60	8
64	4

FIELD NAME	FACTR
ファクター	
	E 1.0.0

コラム	80
1	75
5	70
10	65
15	60
20	55
25	50
30	45
35	40
40	35
45	30
50	25
55	20
60	15
65	10
70	5
75	
80	

1. ファクター
以下に続く初期インベントリに一律に乗ずる係数

INTERPRETER SPACING					
FIELD NAME	連鎖番号	初期インベントリ (燃料領域中)	初期インベントリ (黒鉛領域中)	初期インベントリ (冷却材中)	N = L, 核種総数
		FPINVE (N)	FPINVG (N)	FPINVC (N)	
コラム	I 5	E 10.0	E 10.0	E 10.0	
	5 X				

1. 初期インベントリ
単位=Ci