

JAERI-M

6973

高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード

—— DELIGHT-B, REDEL ——

1977年3月

新藤隆一・渡部隆\*

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード

———— DELIGHT-B, REDEL ————

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部

新藤隆一・渡部 隆\*

(1977年1月31日受理)

高温ガス冷却炉の格子燃焼特性解析ならびに炉心燃焼計算用群定数作成を目的として先に DELIGHT-2 が作成されたが、そこでは可燃性毒物として<sup>10</sup>Bを想定し、空間的には均質モデルでその燃焼依存性が考慮された。

しかし、高温ガス炉では反応度制御および出力分布調整を目的として可燃性毒物の利用されることが極めて多く、しかもそれらは均質棒状や毒物小粒子と黒鉛結合材とを混合し棒状に成形した形で使用され、その非均質効果が強くこれを無視しては詳細な燃焼特性解析が困難である。そこで、この可燃性毒物の非均質効果を考慮した格子燃焼特性解析を可能にすることを主目的とし DELIGHT-B が作成された。あわせて3次元拡散コード CITATION と併用して巨視断面積使用モデルによる炉心燃焼計算を行なうための補助コード REDEL (DELIGHT-B の縮小版) も作成された。

---

\* 川崎重工(株)

DELIGHT-B/REDEL, Point Reactivity Burnup Code for  
High-Temperature Gas-Cooled Reactor Cells

Ryuiti SHINDO and Takashi WATANABE\*

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received January 31, 1977)

Code DELIGHT-2 was previously developed to analyze cell burnup characteristics and to produce few-group constants for core burnup calculation in high-temperature gas-cooled reactors.

In the code, burnup dependency of the burnable poison, boron-10, is considered with the homogenous model of space. In actuality, however, the burnable poison is used as homogenous rods or uniform rods of small granular poison and graphite, to control the reactivity and power distribution.

Precise analysis of the burnup characteristics is thus difficult because of the heterogeneity due to the configuration of poison rods. In cell burnup calculation, the DELIGHT-B, which is a modification of DELIGHT-2, takes into consideration this heterogenous effect.

The auxiliary code REDEL, a reduction of DELIGHT-B, used in combination with 3 dimensional diffusion code CITATION, is for core burnup calculation with the macro-scopic cross section model.

---

\* KAWASAKI Heavy Industries, LTD.

## 目 次

1. はじめに	1
2. DELIGHT B	2
2.1 計算式とライブラリー	2
2.1.1 可燃性毒物の計算モデル	2
2.1.2 計算モデルの精度について	4
2.1.3 実効断面積の計算	4
2.1.4 ライブラリーの変更	6
2.1.5 その他の改良	6
2.2 入出力形式	7
3. REDEL	12
3.1 コードの概要	12
3.2 コードの主要目	12
4. おわりに	15
参考文献	15
Appendix 1 $\Gamma$ 計算式の精度	17
" 2 $Pe(\tilde{\Sigma}_a r)$ 表示の妥当性	23
" 3 サンプルケース	24
" 4 REDELの入力形式について	34

## 1. はじめに

高温ガス冷却炉の格子燃焼特性解析ならびに炉心燃焼計算用群定数作成を目的として1970年にDELIGHT<sup>(1)</sup>が開発され、その後1972～1973年にかけて大巾な改良がなされDELIGHT-2<sup>(2)</sup>となり現在に至っている。

高温ガス冷却炉では反応度制御及び出力分布調整を目的として可燃性毒物の利用されることが多々ある。DELIGHT-2ではこの可燃性毒物核種として<sup>10</sup>Bを想定しその燃焼依存性を考慮したが、空間的には格子内で均質モデルがとられていた。従って、可燃性毒物の非均質性は全く無視されていたわけである。しかし、高温ガス炉における可燃性毒物は均質な棒状や小粒子状毒物と粉末黒鉛とを均一に混合焼結し棒状に成形した形で用いられ、毒物の中性子強吸収と相まって非均質効果が極めて強く、これを無視しては正しい燃焼特性解析は困難な場合が多い。そこで、格子燃焼特性解析にこの可燃性毒物の非均質効果を考慮できるようにDELIGHT-2に改良が加えられDELIGHT-Bが作成された。また、DELIGHT-2ではライブラリーとしてデータが内蔵されている核種は非金属核種のみであったが、炉心内には制御棒保護管や炉内鋼構造材のように金属材も持ちこまれることが多く、炉心設計上の便宜を計りこれら金属材を始めとし任意の物質に対しても少数群に定数作成が可能となるよう改善された。このほか、外部の格子計算コードや炉心計算コードとの連けい使用上の便宜を考え少数群々定数の出力方式にも若干の改善が加えられた。

これと同時にDELIGHT-Bの縮小コードであるREDELも作成された。これはDELIGHT-Bから詳細スペクトル計算部を削除し少数群巨視断面積モデルによる臨界・燃焼計算を行う部分を抜き出して独立コードとしたものであり、これを3次元拡散計算コードCITATIONと併用することにより巨視断面積使用モデルによる3次元少数群拡散近似に基づく炉心計算が可能となった。

## 2. DELIGHT-B

## 2.1 計算式とライブラリー

## 2.1.1 可燃性毒物の計算モデル

DELIGHT-B で扱われる可燃性毒物の計算対象形状は、

A 均質燃料ブロックに挿入された均質棒状毒物、

B 均質燃料ブロックに挿入された粒子状毒物と結合材との均一混合毒物棒、

の2種類に限定され、次のような仮定のもとで、中性子束の空間分布、つまりshielding factor が計算される。

1) 粒子状毒物は完全球形であり、かつ同一半径をもつ。この粒子は棒の中で規則正しい球形等価セルを構成する。この場合のshielding factor  $\Gamma_G$  は次のように定義される。

$$\Gamma_G \equiv \phi_G / \phi_m \quad (2.1.1)$$

G ; 粒子を示す添字

m ; 結合材を示す添字

2) 毒物棒に対しても、規則正しい円筒格子を構成する。棒に対するshielding factor  $\Gamma_P$  は次のように定義される。

$$\Gamma_P \equiv \phi_P / \phi_M \quad (2.1.2)$$

P ; 棒を示す添字

M ; 燃料ブロックを示す添字

3)  $\Gamma_G$ ,  $\Gamma_P$  は次の近似式で示されるものとする。

$$\Gamma_G = P_{es} (\tilde{\Sigma}_{aG} r_G) \quad (2.1.3)$$

$\tilde{\Sigma}_a$  ; 除去断面積

r ; 半径

$$P_{es}(x) = 0.375 \cdot [2x^2 - 1 + (2x + 1)e^{-2x}] / x^3 \quad (2.1.4)$$

$$\Gamma_P = P_{ec} (\tilde{\Sigma}_{ap} r_P) \quad (2.1.5)$$

$P_{ec}(x)$  ; 無限円柱に対するescape probability<sup>(3)</sup>

この近似には2領域格子に対し、平坦中性子束が仮定でき、格子スペクトル計算を無視できることが仮定として含まれている。なお粒子状毒物の場合の $\tilde{\Sigma}_{ap}$ を計算する方法は2.1.3節に述べられている。

4)  $\Gamma$ は縮約群でのみ考慮される。詳細スペクトル計算に対しては、速中性子、熱中性子各々に対する平均的な $\Gamma$ により原子数密度の補正として考慮されうるが、詳細群で $\Gamma$ が計算されることはない。

5) 毒物として許容される元素数は結合材も含め5以下であり、燃料元素を除くライブラリーに含まれる元素に限定される。燃焼する元素は第一番に指定される1核種に限定され、使用核種中26番目に指定されねばならない。

以上のようなモデルにもとづく計算フローをFig. 2.1に示す。計算に必要とされるデータは

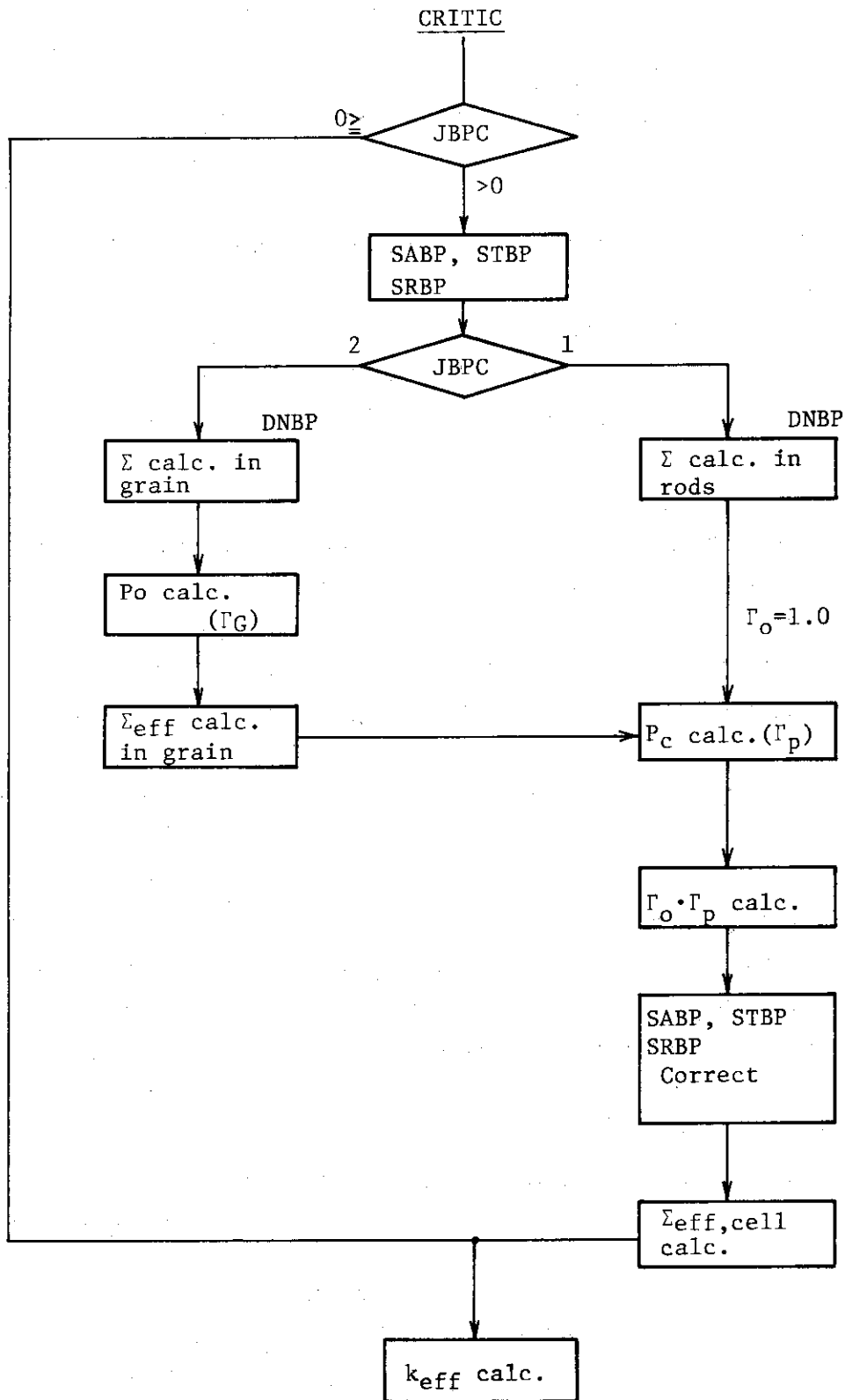


Fig. 2.1 Calculation flow diagram



形状データと原子数密度データであるが、入力はTable 2.2 に示す。

### 2.1.2 計算モデルの精度について

このモデルは計算の経済性が重視されるサーベイ計算用のものであり、以下のような誤差が含まれる。

#### 1) 均一粒子径の近似

P. Walti<sup>(4)</sup>によれば平均粒子径の上下に20%の範囲で一様分布する場合 $\Gamma(\bar{r})$ と $\bar{\Gamma}$ の差は1%以内としている。

#### 2) 粒子に対する等価セル近似

土橋<sup>(5)</sup>らによれば、同一径の粒子の空間分布を考慮したより厳密な計算式を共鳴積分に適用した結果、等価セルは粒子径が小さい程良い近似となり、 $r_G = 0.03\text{cm}$ でRIに対し1%以下と報告している。

#### 3) $\Gamma = P_e(x)$ の近似について

Appendix 1, 2 に述べられるが、棒に対しては平坦中性子束近似による誤差も含め10%以下の過大評価となることが判明した。

#### 4) 縮約群でのみ $\Gamma$ を計算する近似について

この近似はDELIGHT-Bでは全燃焼ステップ詳細スペクトル計算を行なうわけではないので採用されたものである。できるだけ多くの縮約群で計算されているが、今後精度の追求が必要となろう。

以上のような評価から今後は3), 4)項を中心としてモデルの精度向上が要請されると考えられる。

### 2.1.3 実効断面積の計算

可燃性毒物粒子ならびに毒物棒に対するshielding factor  $\Gamma_G$ ,  $\Gamma_P$  が求まると次に各種の空間的平均断面積の計算が必要になる。この断面積には臨界計算に必要な巨視断面積と燃焼にともなう核種濃度変化を計算する際必要な微視断面積の2種ある。その算出方法を以下に述べる。

#### (1) 巨視断面積平均化

##### (a) 均質可燃性毒物棒

毒物棒に対する添字をP, 黒鉛ブロックに対する添字をMとする。又、体積をV, 巨視断面積を $\Sigma$ , 中性子束を $\phi$ で表すものとする。この時、格子平均巨視断面積 $\bar{\Sigma}_{\text{cell}}$ は次式で算出できる。

$$\bar{\Sigma}_{\text{cell}} = \frac{\Sigma_M V_M \phi_M + \Sigma_P V_P \phi_P}{V_M \phi_M + V_P \phi_P} = \frac{\Sigma_M + \Sigma_P \left(\frac{V_P}{V_M}\right) \left(\frac{\phi_P}{\phi_M}\right)}{1 + \left(\frac{V_P}{V_M}\right) \left(\frac{\phi_P}{\phi_M}\right)} = \frac{\Sigma_M + \Sigma_P \cdot \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)}{1 + \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)} \quad (2.1.6)$$

但し、 $\alpha_P$ は $V_P / (V_M + V_P)$ ,  $\Gamma_P$ は $\phi_P / \phi_M$ である。

(b) 可燃性毒物粒子一様混合棒

(a)で述べた添字のほかに毒物粒子及び結合材に対して各々G, mの添字を導入する。このとき毒物棒に対する平均断面積は次式で求められる。

$$\bar{\Sigma}_P = \frac{\Sigma_m + \Sigma_G \cdot \Gamma_G \cdot \alpha_G / (1 - \alpha_G)}{1 + \Gamma_G \cdot \alpha_G / (1 - \alpha_G)} \quad (2.1.7)$$

$\Sigma$ が求まると  $\bar{\Sigma}_{cell}$  は次式で計算される。

$$\begin{aligned} \bar{\Sigma}_{cell} &= \frac{\Sigma_M V_M \phi_M + \Sigma_m V_m \phi_m + \Sigma_G V_G \phi_G}{V_M \phi_M + V_m \phi_m + V_G \phi_G} = \frac{\Sigma_M + \frac{\Sigma_m V_m \phi_m + \Sigma_G V_G \phi_G}{V_M \phi_M}}{1 + \frac{V_m \phi_m + V_G \phi_G}{V_M \phi_M}} \\ &= \frac{\Sigma_M + \bar{\Sigma}_P \cdot \frac{V_m \phi_m + V_G \phi_G}{V_M \phi_M}}{1 + \frac{V_m \phi_m + V_G \phi_G}{V_M \phi_M}} = \frac{\Sigma_M + \bar{\Sigma}_P \cdot \Gamma_P \cdot \left(\frac{V_P}{V_M}\right)}{1 + \Gamma_P \cdot \left(\frac{V_P}{V_M}\right)} = \frac{\Sigma_M + \bar{\Sigma}_P \cdot \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)}{1 + \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)} \end{aligned} \quad (2.1.8)$$

但し,  $\alpha_G$  及び  $\alpha_P$  は各々  $V_G / (V_G + V_m)$ ,  $V_P / (V_P + V_M)$  である。又,  $\Gamma_G$  及び  $\Gamma_P$  は各々  $\phi_G / \phi_m$ ,  $\phi_P / \phi_M$  である。

なお,  $\Gamma_P$  の計算で必要な燃料棒平均全断面積としては  $\bar{\Sigma}_P$  の全断面積に対するものを用いる。

(2) 実効微視断面積

(a) 均質可燃性毒物棒

毒物核種の断面積を  $\sigma$  とすると実効断面積  $\sigma_{corr}$  は次式で求められる。

$$\sigma_{corr} = f \cdot \sigma \quad (2.1.9)$$

ここで,

$$\begin{aligned} f &= \phi_P / \phi_{cell} = (\phi_P / \phi_M) \cdot (\phi_M / \phi_{cell}) = \Gamma_P \cdot (\phi_M / \phi_{cell}) \\ &= \frac{\phi_M}{\phi_M V_M + \phi_P V_P} \Gamma_P = \frac{\Gamma_P}{1 - \alpha_P (1 - \Gamma_P)} \end{aligned} \quad (2.1.10)$$

なお,  $\alpha_P$  は  $V_P / (V_M + V_P)$  であり,  $\Gamma_P$  は  $\phi_P / \phi_M$  である。

(b) 可燃性毒物粒子一様混合棒

$$\sigma_{corr} = f \cdot \sigma \quad (2.1.11)$$

ここで  $f$  は毒物粒子内核種と結合材核種とで異なってくる。毒物粒子内核種に対しては,

$$f = \frac{\phi_G}{\phi_{cell}} \approx \Gamma_G \cdot \Gamma_P \cdot \frac{\phi_M}{\phi_{cell}} = \frac{\Gamma_P \cdot \Gamma_G}{1 - \alpha_P (1 - \Gamma_P) - \beta_P (1 - \Gamma_P \cdot \Gamma_G)} \quad (2.1.12)$$

但し、 $\alpha_P$  及び  $\beta_P$  は各々  $V_P / (V_M + V_P + V_G)$ 、 $V_G / (V_M + V_P + V_G)$  であり、 $\Gamma_P$  及び  $\Gamma_G$  は各々  $\bar{\phi}_P / \phi_M$ 、 $\phi_G / \phi_m$  である。

一方、結合材の核種に対しては (2.1.10) と同一式で算出される。

#### 2.1.4 ライブラリーの変更

DELIGHT-2 のデータライブラリーとしては速中性子スペクトラム計算用、熱中性子スペクトラム計算用、燃焼計算用及び中性子反応率計算用の各データライブラリー、ならびに炭素の熱中性子に対する散乱カーネルデータライブラリーの5種のデータライブラリーを必要とする。このうち特に重要な速中性子及び熱中性子スペクトラム計算用のデータライブラリーには金属核種に対するデータが内蔵されていなかった。しかし、高温ガス炉においては制御棒の保護管や炉内鋼構造物として金属材料も多く持ち込まれ、原子炉の設計計算を行なううえからはこれら金属材料の断面積も必要になることが多いことから、先に述べたようにDELIGHT-Bでは金属材料を始め任意の物質の巨視断面積算出用ルーチンAVCROSが新たに加えられコード使用上の便宜が計られた。これにともなって、データライブラリーにはこれまでなかった金属核種に対するデータが追加補充された。DELIGHT-Bにおける各核種名とその対応番号をTable 2.1に示した。

Table 2.1 Identification numbers of nuclides

No.	Nuclide	No.	Nuclide	No.	Nuclide	No.	Nuclide	No.	Nuclide
1	Th-232	11	Pu-241	21	O-16	31	D	41	Nb
2	Pa-233	12	Pu-242	22	Si	32	B-11	42	
3	U-233	13	Am-243	23	Zr	33	B-natural	43	
4	U-234	14	Xe-135	24	He	34	Al	44	
5	U-235	15	Sm-149	25	H	35	Cr	45	
6	U-236	16	FP(U-233)	26	B-10	36	Mn	46	
7	Np-237	17	FP(U-235)	27	Be	37	Fe	47	
8	U-238	18	FP(Pu-239)	28	Eu	38	Ni	48	
9	Pu-239	19	FP(Pu-241)	29	Gd	39	Mo	49	
10	Pu-240	20	C-12	30	Dy	40	W	50	

#### 2.1.5 その他の改良

##### (1) 外部計算コード入力用データの出力

今回、DELIGHT-Bと外部の格子及び炉心計算コードとのデータ授受の簡便化を計るため外部計算コードへの少数群々定数の入力データをカードモードで出力できるようにした。対象とされた外部コードは格子計算コードとしては2次元 $S_N$ コードTWOTRAN<sup>(6)</sup>、1次元積分型輸送コードSLALOM<sup>(7,8)</sup>であり、炉心計算コードとしては3次元拡散コードCITATION<sup>(9)</sup>である。なお、2次元拡散近似による炉心燃焼計算コードZADOC-3<sup>(10)</sup>への入力用のデータ出力はDELIGHT-2と同様残された。

## 2.2 入出力形式

入力形式および出力形式には余り大巾な変更はなく、全んどDELIGHT-2と同じである。即ち、入力形式ではITEM 2の制御カード中で最終変数として可燃性毒物計算の可否判定変数JBPCが加わったこと、ITEM 13の後に金属材に対する少数群々定数作成用の入力カードが追加(4 items)されたこと、およびその後に可燃性毒物計算用入力データが追加(6 items)されたことがDELIGHT-Bにおける変更である。最終的なDELIGHT-Bの入力形式はTable 2.2に示す。

一方、出力形式であるが可燃性毒物に対する入力データが出力されるほかには変更は全んどなく、ただ臨界計算時の2群縮約shielding factorを少数群断面積セット出力後に追加出力されるようになったのみである。<sup>\*</sup>実際の出力はAppendix 3を参照のこと。

---

\* 出力中のWTDNは順にWTDN(1, 1), WTDN(2, 1), WTDN(1, 2), WTDN(2, 2)を示す。又2G SHIELD FTは毒物に対する2群の実効的shielding factorを示し、順に速群及び熱群に対する値である。

Table 2.2 DELIGHT-B input data form

ITEM No.	SYMBOLS	FORMAT	COMMENTS
1	TITLE	1814	Title
2	NUCT, NFEWF, NFEWT, NSTEP, KSPEC, NGFAST,  NGTHEM, MOUT, NFEWE, NFEW2, ISP, INDTH,  KERNL, NDYN, IPEAK, JBPC	1814	<p>NUCT: Number of nuclides (<math>\leq 30</math>)</p> <p>NFEWF: Number of fast few groups (<math>\leq 10</math>)</p> <p>NFEWT: Number of thermal few groups (<math>\leq 10</math>)</p> <p>NSTEP: Number of burnup steps (<math>\leq 50</math>) (Note) if NSTEP=0, the burnup calculation is not performed.</p> <p>KSPEC: Option of fission spectrum source (note)</p> <p>1... <math>^{233}\text{U}</math> fission spectrum</p> <p>2... <math>^{235}\text{U}</math> fission spectrum</p> <p>3... <math>^{239}\text{Pu}</math> fission spectrum</p> <p>4... <math>^{241}\text{Pu}</math> fission spectrum</p> <p>NGFAST: Lowest group number of fast energy groups</p> <p>NGTHEM: Lowest group number of resonance energy groups</p> <p>MOUT: Output option of microscopic cross sections (Note)</p> <p>0... Non print out</p> <p>1... Print out</p> <p>NFEWE: Number of condensed few groups (<math>\leq 10</math>)</p> <p>NFEW2: Lowest group number of first one in condensed two groups</p> <p>ISP: Resonance option (Note)</p> <p>0... IR approximation</p> <p>1... Numerical cal. of multi-energy points</p> <p>INDTH: Scattering model for graphite (Note)</p> <p>0... Free gas model</p> <p>1... Library kernel</p> <p>KERNL: Blank</p> <p>NDYN: Cut off group number for average neutron velocity calculation (with thermal group number)</p> <p>IPEAK: Fine structure calculation</p> <p>-1... Non calculation</p> <p>0... First step only</p> <p>1... Per spectrum recalculation</p> <p>2... Per burnup step</p> <p>JBPC: Option of burnable poison calc.</p> <p>0... Non calc.</p> <p>1... Rod poison</p> <p>2... Rod with poison grains in</p>

			graphite matrix
3	ICIT, ISLA, ITWT, IZDC	18I4	Punch out option 0...Non 1...Punch out ICIT:for CITATION, ISLA:for SLALOM ITWT:for TWOTRAN2, IZDC:ZADOC3
4	(IFGROU(I),I=1, NFEWF)	10I4	Lowest group number of fast few groups
5	(ITGROU(I),I=1, NFEWT)	10I4	Highest group number of thermal few groups
6	(NID(I),DENS(I), I=1, NUCT)	6(I2, E10.5)	NID(I):Id. number of nuclide I DENS(I):Atomic number density of nuclide I ( $n/10^{24}/\text{cm}^3$ )
7	NRES, TEMPF, CELDAN	I4, 5E12.5	NRES:Number of resonance nuclides TEMPF:Fuel temperature ( $^{\circ}\text{K}$ ) CELDAN: $\sigma_M$  (Note) $\sigma_M = \frac{1}{N_0} \left( \frac{1-\gamma}{\gamma} \sum_i \text{SN}_i^i \sigma_i + \frac{1-C}{\bar{\lambda} \cdot \gamma} \right)$
8	IDRES(I),DRES(I), SIGP(I),SIGM(I), CHORD(I),DCOFF(I)	I4 5E12.5	IDRES(I):Id. nuber of resonance nuclide I DRES(I):Atomic number density of resonance nuclide I in fuel grain ( $n/10^{24}/\text{cm}^3$ ) SIGP(I):Potential scattering cross section (resonance absorber I (barn) SIGM(I):Total scattering cross section per resonance absorber I (barn) CHORD(I):Mean chord length of fuel grain (cm) DCOFF(I):Quantity defined in Eq.(13 5), Ref.(1). Collision probability to black grains in fuel compact
9	RADIUS(I)	6E12.5	Radius of fuel kernel (cm)
ITEM 8 and 9 are repeated for NRES.			
10	TARGK,TEMPM, POWER, BUCK	4E12.5	TARGK:Target $k_{\infty}$ TEMPM:Moderator temperature ( $^{\circ}\text{K}$ ) POWER:Fission power ( $\text{W}/\text{cm}^3$ ) BUCK:Total buckling ( $\text{cm}^{-2}$ )
11	(IEGROU(I), I=1,NFEWE)	10I4	Lowest group number of condensed few groups
IF NSTEP>0, Card 12~14 are necessary.			
12	(FACTOR(I). I=1,6)	6E12.5	Non purge factors of fission products (Note) I=1... $^{135}\text{Xe}$ 2... $^{149}\text{Sm}$ 3...Pseud $^{\circ}$ F.P. 1 4...Pseud $^{\circ}$ F.P. 2 5...Pseud $^{\circ}$ F.P. 3 6...Pseud $^{\circ}$ F.P. 4

13	(STEP(I), I=1, NSTEP)	6E12.5	Time intervals of burnup steps(days)
14	(ISPREC(I), I=1, NSTEP)	18I4	Option of spectrum recalculation (Note) 0...Spectrum recalculation is not performed. 1...Spectrum recalculation is performed.
15	NJOUT	18I4	Number of cross section sets for special materials ( $\leq 5$ )
If NJOUT>0, Card 16~18 are necessary.			
16	(JNUMB(J), J=1, NJOUT)	18I4	Number of nuclides for the J'th special material ( $\leq 10$ )
ITEM 17 and 18 are repeated for NJOUT.			
17	(ABYZ(I,J), I=1, 18)	18A4	Title for the J'th special material
18	(MNID(I,J), ABCN(I,J), I=1, JNUMB(J))	6(I2, E10.5)	MNID(I,J):I.D. No. of the I'th nuclide ABCD(I,J):Nuclide number density of the I'th nuclide
If JBPC $\leq 0$ , Cards 18~23 are not necessary.			
19	JCPN, JCGR, NDGP, NDGG, NBPE, IDBP(1), IDBP(2), IDBP(3), IDBP(4), IDBP(5), NELB, NELM, blank, JIBP, JIMX, JMIX	18I4	JCPN:Option of shielding factor calc. for poison rod (Note 3) JCGR: " " for poison grain (Note 3) NDGP: (Note 4) NDGG: (Note 4) NBPE:Number of nuclides with shielding effect IDBP(1)~IDBP(5):I.D. Number of nuclides with shielding effect NELB:Number of nuclides in burnable poison NELM:Number of nuclides in graphite matrix (NBPE=NELB+NELM) JIBP:Input form of nuclide composition in burnable poison 0...Number density 1...Weight percentage 2...Atomic number percentage JIMX:Input form of nuclide composition in graphite matrix 0 } 1 } ...Same as JIBP 2 }
20	RPIN, VPIN, RWBP, AMBP, WTDN(1,1), WTDN(2,1)	6E12.4	RPIN:Poison rod radius (cm) VPIN:Volume fraction of poison rod in unit cell. RWBP:Mean density of burnable poison ( $\text{g}/\text{cm}^3$ ) AMBP:Mass of burnable poison WTDN(1,1):Mean value of burnable poison shielding factor for fast neutrons (Note 5) WTDN(2,1):Same value for thermal neutrons (Note 5)

If JBPC $\leq$ 1, ITEM 21 is not necessary.			
21	RGRN,VGRN, RWMX,AMMX, WTDN(1,2), WTDN(2,2),	6E12.4	RGRN:Poison grain radius (cm) VGRN:Grain volume fraction in poison rod (If negative, same as packing fraction) RWMX:Density of graphite matrix (g/cm <sup>3</sup> ) AMMX:Mass of graphite matrix WTDN(1,2):Mean value of matrix shielding factor for fast neutrons (Note 5) WTDN(2,2):Same as for thermal neutrons (Note 5)
22	(CNBP(I),I=1 NEBP)	6E12.4	Nuclide composition I=1~NELB...Input controlled by JIBP I=(NELB+1)~(NELB+NELM)...Input by JIMX
If JCPN $\leq$ 0, ITEM 23 is not necessary.			
23	((XXDP(1,1), GMDP(1,1), XXDP(2,1), : I=1,NDGP) J=1,(NFEWF+ NFEWT))	6E12.4	XXDP(I,J):X <sub>pin</sub> (I,J) for GMDP(I,J) GMDP(I,J): $\Gamma_p$ (I,J) (If JCPN=1, J=1)
If JCGR $\leq$ 0, ITEM 24 is not necessary.			
24	((YYDG(1,1), GMDG(1,1), : I=1,NDGG), J=1,(NFEWF+ NFEWT))	6E12.4	YYDP(I,J):X <sub>grain</sub> (I,J) for GMDG(I,J) GMDG(I,J): $\Gamma_{grain}$ (I,J) (If JCGR=1, J=1)
If IPEAK $\geq$ 0, Card 25~27 are necessary.			
25	MMAX,MF,NMAX	313	MMAX:Number of regions MF:Fuel region number (from inner) NMAX:Number of mesh points
26	(NM(M),DRM(M)), M=1,MMAX)	6(13, F9.5)	NM(M):Mesh point number of outer boundary for region M (from center point) DRM(M):Mesh point width in region M(cm)
27	(NID(K),DENSM (K,M),M=1 MMAX)	12, 7E10.5	NID(K):Identification number of nuclides DENSM(K,M):Atomic number density of nuclide in region M
ITEM 27 is repeated for NUCT.			

- (Note 1) If CELDAN and RADIUS are zero, resonance integral is calculated by method of DELIGHT.
- (Note 2) If <sup>10</sup>B is involved, all nuclides with identification number 20 26 are requested as input of ITEM 6.
- (Note 3) JCPN, JCGR; 0... By escape probability, Pe(X)  
1... Interpolation (Group independent)  
2... " (Group dependent)  
But, these values must be setted to zero, presently.
- (Note 4) NDGP, NDGG; Number of X-points for interpolation  
(NDGP for poison rod and NDGG for poison grain)  
But, these values must be setted to zero, presently.
- (Note 5) WTDN is effective for first step calc. of burnup.



### 3. REDEL

#### 3.1 コードの概要

このプログラムの概要はその名称 Reduced DELIGHT・B からも推測できるように DELIGHT・B の縮小版であることにつぎる。

このプログラム作成の理由は可燃性毒物の自己しゃへい因子の燃焼による変化をできるだけ正しく考慮した燃焼計算を可能にすることであったが、CITATION を基礎とするプログラムシステム中では手軽な断面積作成プログラムとしての役割を果しうる。

DELIGHT・B との主要な相違点も含め、特徴は以下のとおりである。

- 1) 詳細スペクトル計算部が削除してある。かわりに20群以下のCITATION型バイナリライブラリを用いる。
- 2) 基本的入力データはDELIGHTと同じものが用いうる。
- 3) 燃焼課程を区分的にとりあつかい、CITATION等の巨視的な原子炉計算からの出力、中性子束を入力することによりDELIGHT中のスペクトル計算を修正しかつ時間と共に出力が変化することを考慮して計算することが可能である。
- 4) 1度入力したデータはunit 11に記憶し、次回からは省略することができる。又ライブラリ等は変更することも可能である。
- 5) 任意の群数(≦ライブラリ群数)のマクロ断面積がANISN, CITATIONタイプでパンチアウトすることができる。
- 6) 不十分ではあるが空間的平均化操作が可能である。

今後このプログラムを改良するとすれば次の方向が考えられる。

- 1) DELIGHTとCITATION等を連結する補正プログラムとして空間平均操作機能を強化すると共に、輸送コード、拡散コードとのデータの連結を緊密化する必要がある。
- 2) このプログラムの欠点は許容核種数が少なく、19核種までがDELIGHT固定核種にする必要性のため自由度が少なく、CITATIONライブラリがそのまま使用できない場合が多いことである。このためBURNUPを修正し核種数の増加をはかることが望ましい。
- 3) ミクロライブラリ-FORMAT変換、縮約機能が望ましい。

#### 3.2 コードの主要目

記憶容量	～64 K	
補助ユニット(3本)	10	前回のDELIGHT, ライブラリデータ
	11	今回のストア一用
	12	CITATION型バイナリライブラリ
使用原語	FORTRAN	
計算時間	(～0)	
ソースカード	～2500枚	

Fig. 3.1に概略フローチャートを、Table 3.1にサブルーチンの機能を示した。また、Appendix 4 に入力形式を示した。なお、出力形式はDELIGHT-Bの臨界・燃焼計算部分におけるものとはほぼ同様であるので詳細はAppendix 3を参照のこと。

Table 3.1 Comments of REDEL subroutines

Name of SUBROUTINE	Comments
MAIN	Data clear and flow control.
GENDI	Input and output of general data, and initial set.
LIBCD	Read in library of CITATION type from tape and cards.
OUTSP	Print out input library from unit 10.
TAPLB	Write the library to unit 11.
TPINPT	Read in the DELIGHT data from unit 10.
TPOUT	Write the DELIGHT data to unit 11, and Compile and store the edit data.
INPUTS	Read in the DELIGHT data from input cards.
BPINPT	Read in input data for burnable poison.
CORECT	Inputs of power density, neutron flux and etc. per burnup step. And preparation for burnup calculation.
PCFNC(X)	Escape probability for poison pin.
PROB(X)	" " for poison grain.
LINEQ	Matrix calculation.
ABKL	Calculation of the coefficients of burnup equation.
FEWGC	Calculation of few group constants.
SET(X)	Calculation of 1/X.
ICLEAR	Clear of integer data.
ACLEAR	Clear of real data.
CRITIC	Calculation of cell criticality.
BURNUP	Calculation of cell burnup.
OUTPUT	Print out output data.
MACROP	Print out and Punch out macro-scopic cross section set.
PMACX	Calculation of macro-scopic cross sections.
CITMXP	Output of macro-scopic cross section set of CITATION type.
TRANSP	Output of macro-scopic cross section set of ANISN type.
EDITT	Print out the compiled data for all materials.

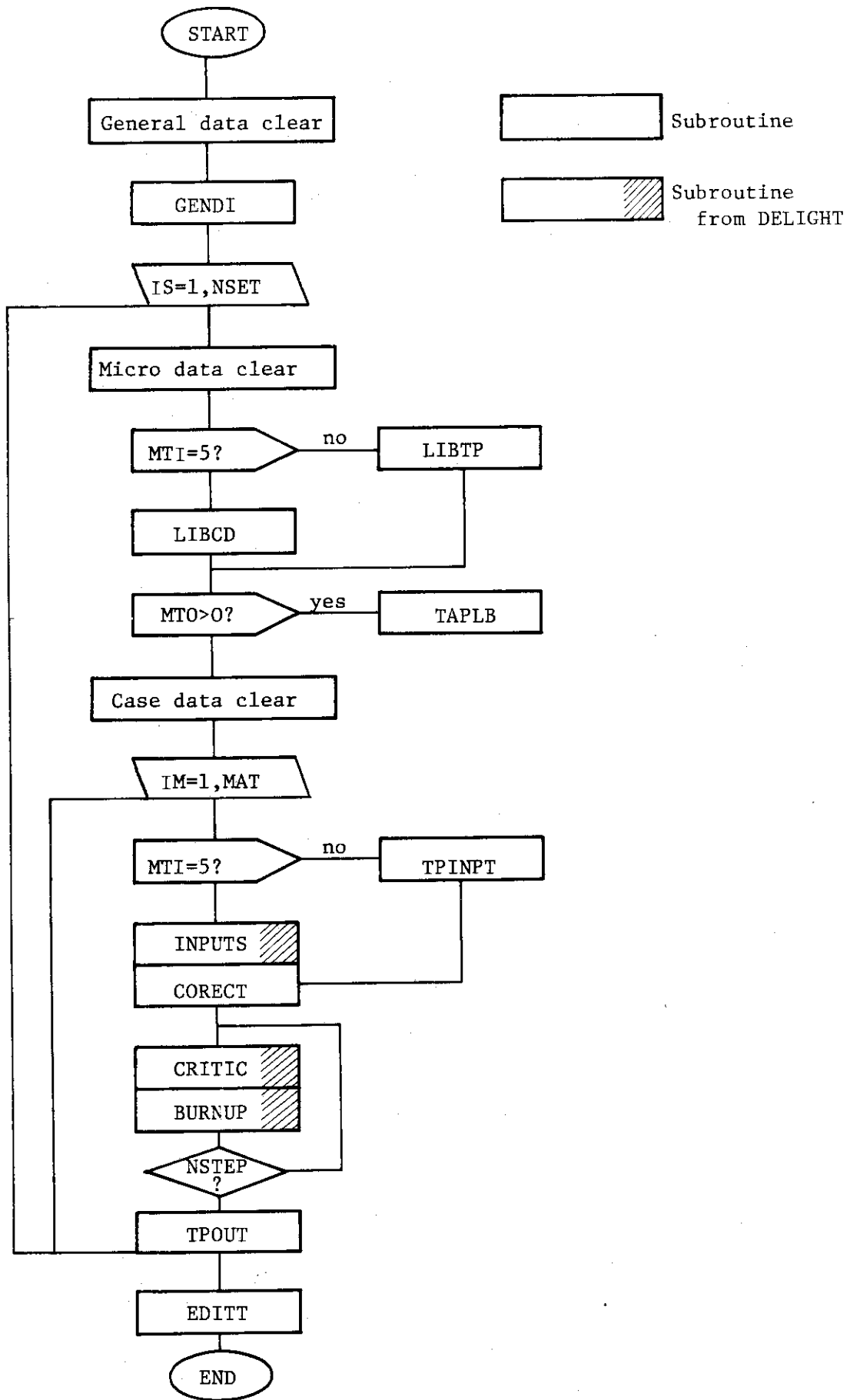


Fig. 3.1 Flow diagram of REDEL

#### 4. おわりに

今回作成された DELIGHT-B コードは可燃性毒物計算の精度向上を計ることをその目的としたが、現段階では一応空間的非均質効果を考慮出来るようにはなったものの必ずしもその計算精度が十分なものとはいえない。従って、今後その不十分な点を改善しさらに計算精度向上を計って行くことが必要といえる。又、外部コードとの連けい使用を容易にするための改善もさらに進めてゆく必要がある。

なお、今回なされた外部コード用の入力データに対する出力ルーチン作成に関しては川崎重工(株)の大岡俊隆、富士電気(株)の田村宜弘、日立バブコック(株)の石黒興和、および多目的炉設計研究室の平野光将の各氏がかかわったことをここに付記します。

最後に、可燃性毒物計算に対する解析モデル設定に関し、多くの助言、協力をいただいた炉物理実験研究室の上橋敬一郎氏に深く感謝致します。

#### 参 考 文 献

- (1) 新藤隆一, 平野光将, 有賀武夫; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード-DELIGHT, JAERI-M 4449 (1971).
- (2) 新藤隆一, 平野光将; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード-DELIGHT-2, JAERI-M 5661 (1974).
- (3) K.M. Case et al.; Introduction to the Theory of Neutron Diffusion volume I, (1953).
- (4) P. Wälti; Evaluation of Grain Shielding factors for Coated Fuel Particle, Nucl. Sci. and Eng. 45, 321 (1971).
- (5) K. Tsuchihashi and Y. Gotoh; The Resonance Integral of Coated Particles, Nucl. Sci. and Eng. 58, 213 (1975).
- (6) K. D. Lathrop, F. W. Brinkley; TWOTRAN-II - An Interfaced, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport, LA-4848-MS (1973).
- (7) 有賀武夫, 新藤隆一; 異種組格子群定数平均及びチャンネル境界条件導出コード SLALOM, (1969).
- (8) 有賀武夫; SLALOMコードの改良, (1971).
- (9) T. B. Fowler, D. R. Vondy, G. W. Cunningham; Nuclear Reactor Core Analysis Code - CITATION, ORNL-TM-2496 (Rev. 2) (1969).
- (10) 新藤隆一, 平野光将, 元田浩; 2次元燃焼特性解析コード ZADOCの改良について - ZADOC-2, 3, (1970).

#### 4. おわりに

今回作成された DELIGHT-B コードは可燃性毒物計算の精度向上を計ることをその目的としたが、現段階では一応空間的非均質効果を考慮出来るようにはなったものの必ずしもその計算精度が十分なものとはいえない。従って、今後その不十分な点を改善しさらに計算精度向上を計って行くことが必要といえる。又、外部コードとの連けい使用を容易にするための改善もさらに進めてゆく必要がある。

なお、今回なされた外部コード用の入力データに対する出力ルーチン作成に関しては川崎重工(株)の大岡俊隆、富士電気(株)の田村宜弘、日立パブコック(株)の石黒興和、および多目的炉設計研究室の平野光将の各氏がかかわったことをここに付記します。

最後に、可燃性毒物計算に対する解析モデル設定に関し、多くの助言、協力をいただいた炉物理実験研究室の上橋敬一郎氏に深く感謝致します。

#### 参 考 文 献

- (1) 新藤隆一, 平野光将, 有賀武夫; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード-DELIGHT, JAERI-M 4449 (1971).
- (2) 新藤隆一, 平野光将; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード-DELIGHT-2, JAERI-M 5661 (1974).
- (3) K.M. Case et al.; Introduction to the Theory of Neutron Diffusion volume I, (1953).
- (4) P. Wälti; Evaluation of Grain Shielding factors for Coated Fuel Particle, Nucl. Sci. and Eng. 45, 321 (1971).
- (5) K. Tsuchihashi and Y. Gotoh; The Resonance Integral of Coated Particles, Nucl. Sci. and Eng. 58, 213 (1975).
- (6) K. D. Lathrop, F. W. Brinkley; TWOTRAN-II - An Interfaced, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport, LA-4848-MS (1973).
- (7) 有賀武夫, 新藤隆一; 異種組格子群定数平均及びチャンネル境界条件導出コード SLALOM, (1969).
- (8) 有賀武夫; SLALOMコードの改良, (1971).
- (9) T. B. Fowler, D. R. Vondy, G. W. Cunningham; Nuclear Reactor Core Analysis Code - CITATION, ORNL-TM-2496 (Rev. 2) (1969).
- (10) 新藤隆一, 平野光将, 元田浩; 2次元燃焼特性解析コード ZADOCの改良について - ZADOC-2, 3, (1970).

- (11) 土橋敬一郎; Private memo .
- (12) Y. Fukai ; Use of Neutron Collision Probability Method in Reactor Calculation, JAERI -memo 2989 Published (1968).
- (13) B. J. Toppel et al ; MC<sup>2</sup> A Code to Calculate Multigroup Cross Section, ANL - 7318 (1967).
- (14) R. K. Lane et al ; Resonance Absorption in Materials with Grain Structure, Nucl . Sci . and Eng . 14, 390 (1962) .

Appendix 1  $\Gamma$ 計算式の精度

$\Gamma$ の近似式(2.1.3)~(2.1.5)の精度を検討するためLAMPB<sup>(1)</sup>による計算との比較を以下に示す。

## 1) 均質棒状可燃性毒物

パラメータの検討範囲は以下のとおりである。

$r_p$ (%)	; 0.3, 0.4
B濃度 (%)	; 0.1, 0.8, 2.7, 6.4, 12.5, 21.6
セル半径(cm)	; 4.0, 5.0, 6.43, 7.87, 9.09, 11.14

断面積はMk-II, 濃縮度5 w/0 標準燃料に対する4群ライブラリーから作成した。結果は次のとおりである。

Fig. A 1.1 ; 領域分割と中性子束分布例

Fig. A 1.2 ;  $\tilde{\Sigma}_{ap} r_p - \Gamma$

Fig. A 1.3 ;  $\tilde{\Sigma}_{ap} r_p - \delta\Gamma$

以上の結果から次のような事が指摘できる。

- $\tilde{\Sigma}_{ap} r_p$ は良いパラメータとなり,  $r_p$ のみの効果は小さい。
- 平担中性子束近似が問題となる。
- (2.1.5)式は $\Gamma$ に対し10%以下の過少評価となる。この誤差は $\tilde{\Sigma}_{ap} r_p$ が大きい程, 負に大となる。
- セルスペクトル計算つまり中性子源の空間分布の効果はそれ程大きくない。

## 2) 粒子状可燃性毒物の場合

変化させたパラメータの範囲は以下のとおりである。

$r_p$ (cm)	; 0.01, 0.015, 0.02, 0.025
充填率(w/0)	; 0.8, 2.7, 6.4, 12.5
断面積	; $\Sigma_{aG}^0 = 32.9$ として $\Sigma_{aG}^i = \Sigma_{aG}^0 / 2^{2i}$ $i = 0, \dots, 3$ $\Sigma_{T1} = 0.265, 0.428$

粒子の場合は棒状の場合とちがって, セル計算をせず, 粒子中への中性子源を0として一群計算と比較する。結果は次のとおりである。

Fig. A 1.4 ;  $\tilde{\Sigma}_a r_G - \Gamma$

Fig. A 1.5 ;  $\tilde{\Sigma}_a r_G - \delta\Gamma$

以上の結果から次のようなことが指摘できる。

- 粒子外領域の断面積の効果は小さい。
- $\tilde{\Sigma}_a r_G$ は良いパラメータであり,  $\Gamma$ に対する(2.1.3), (2.1.4)の近似は6%以下程度の過大評価となりうる。

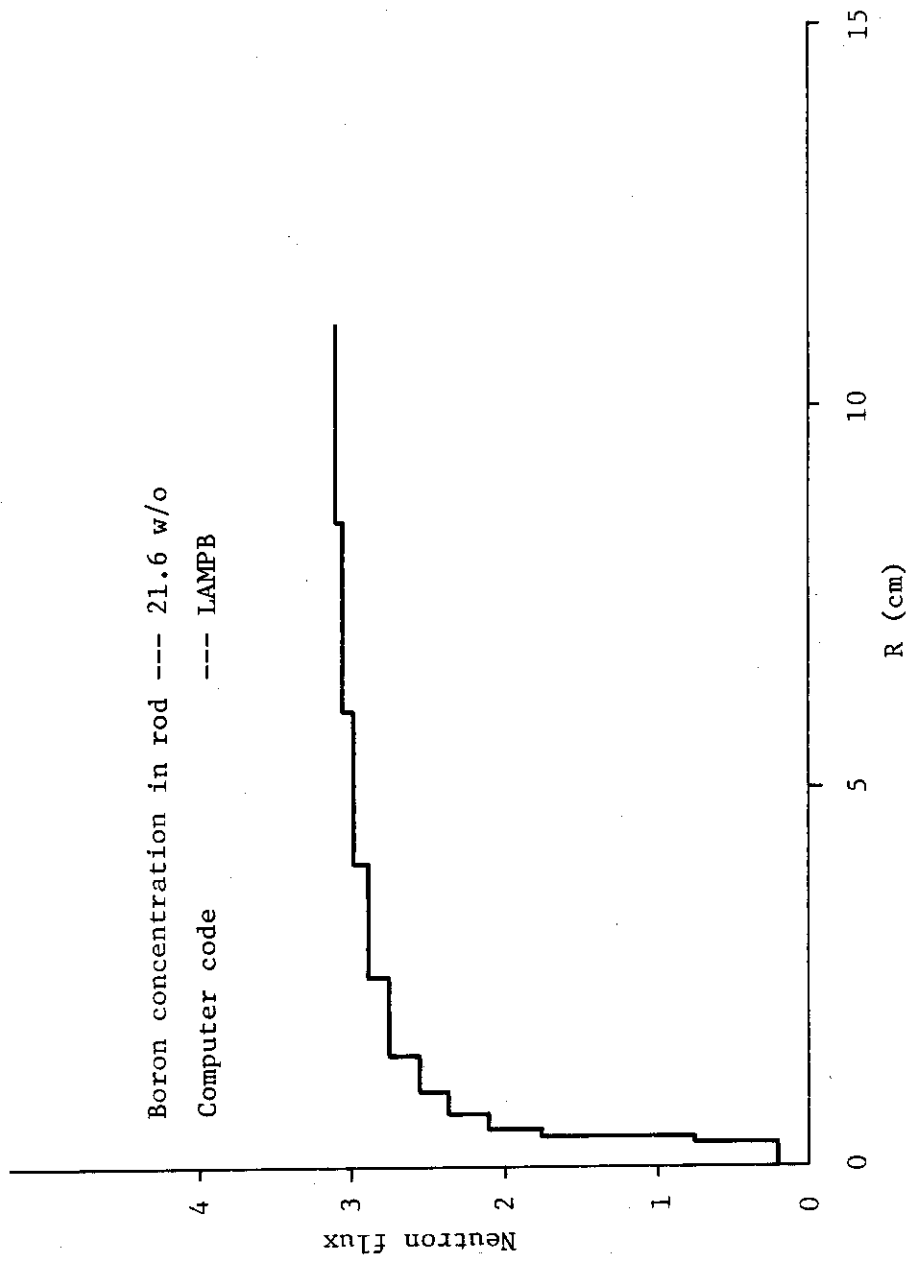


Fig. A1.1 Thermal neutron flux distribution in the unit cell of burnable poison rod.



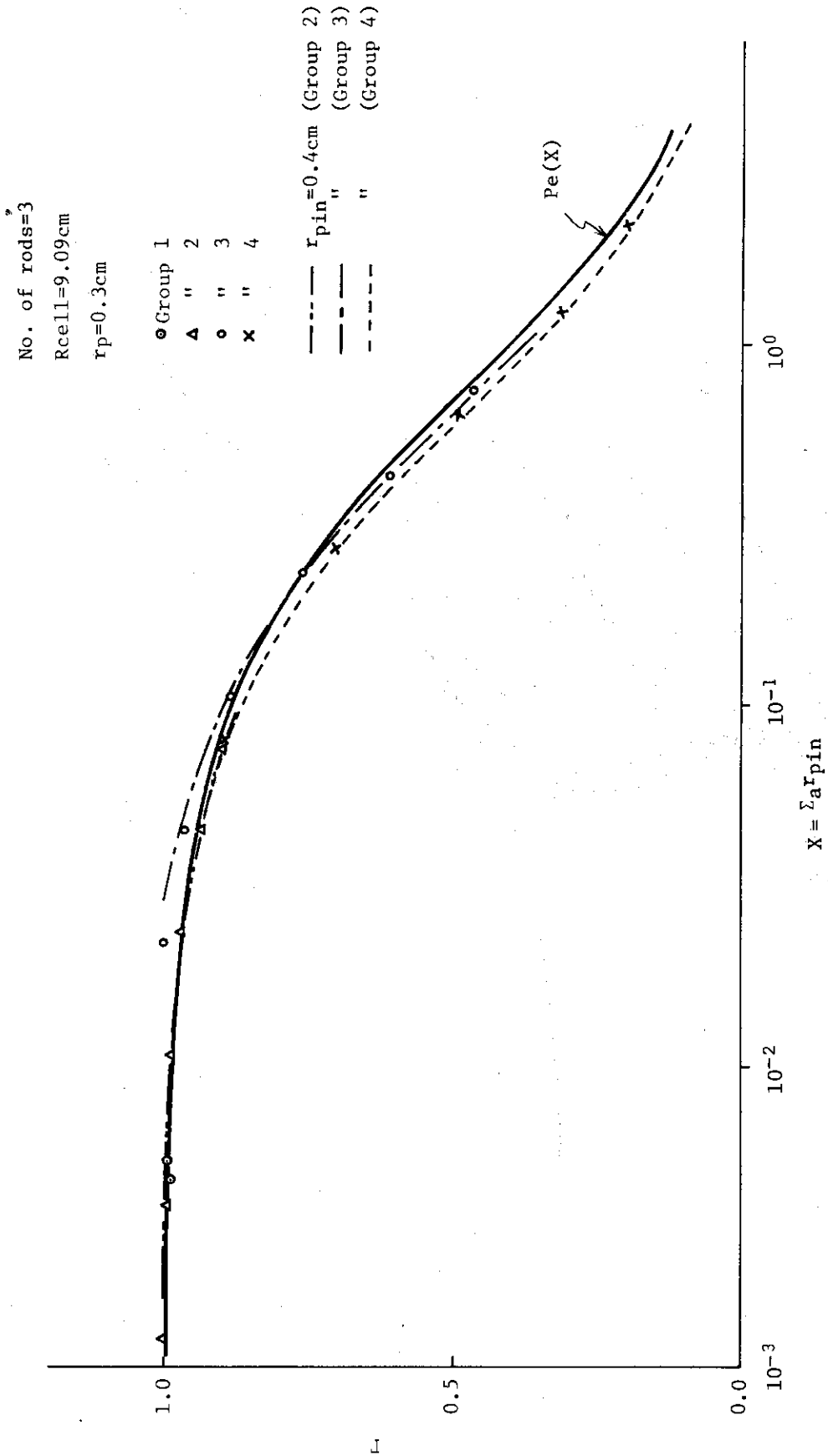


Fig. A1.2 Shielding factor of burnable poison rods.

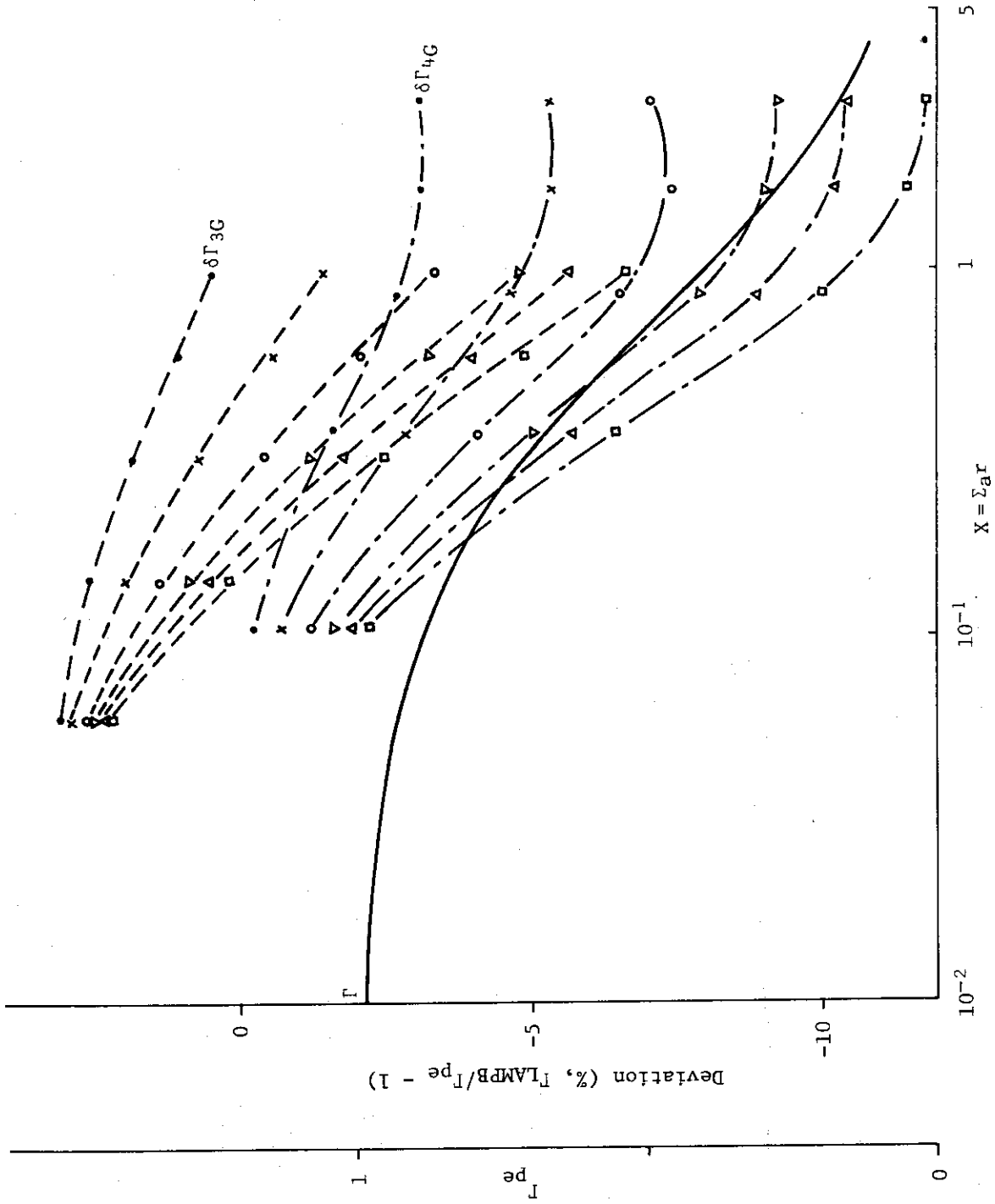


Fig. A1.3 Precision of the calculation model for cylindrical burnable poison cell.

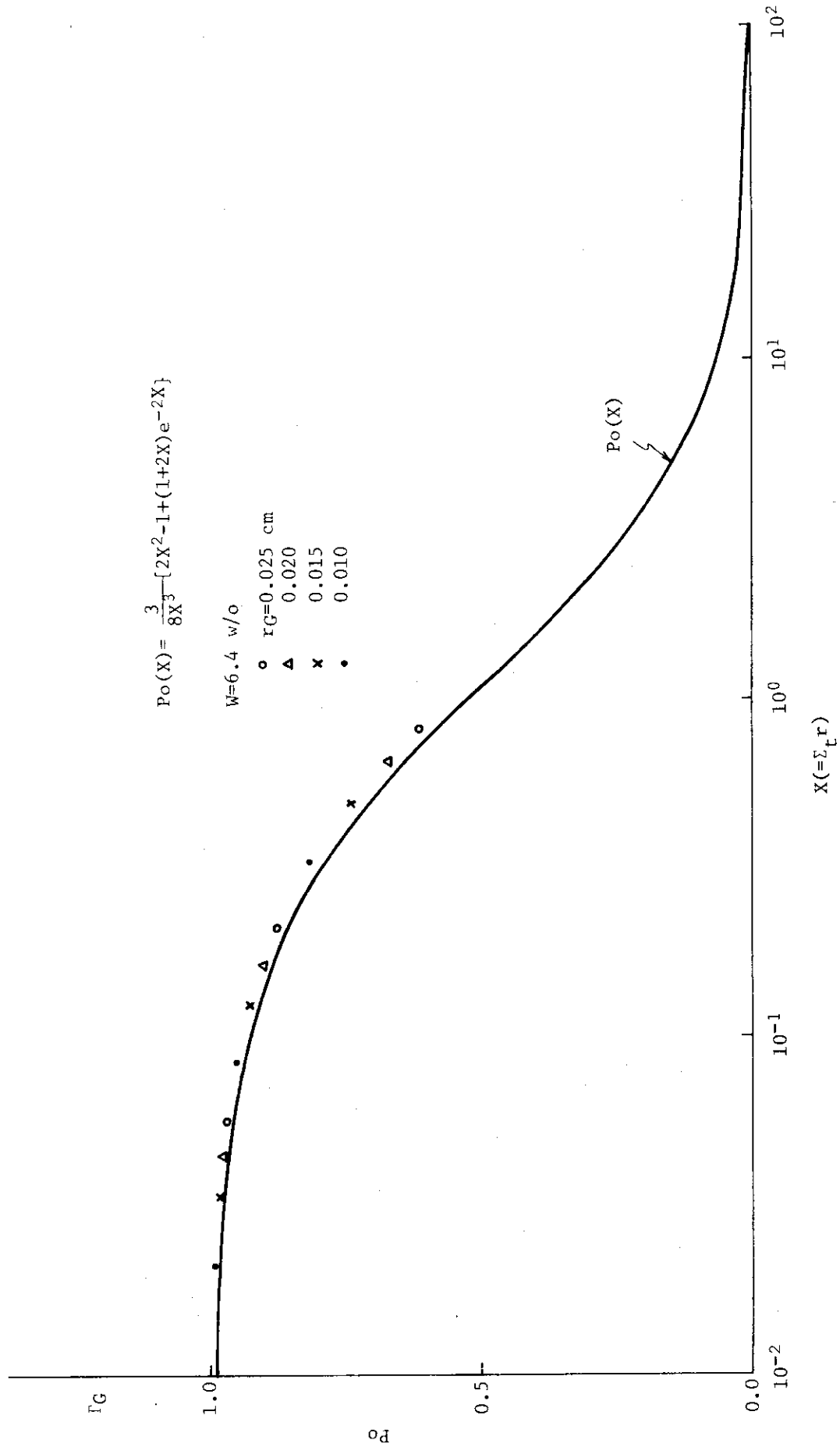


Fig. A1.4 Shielding factor of burnable poison grains

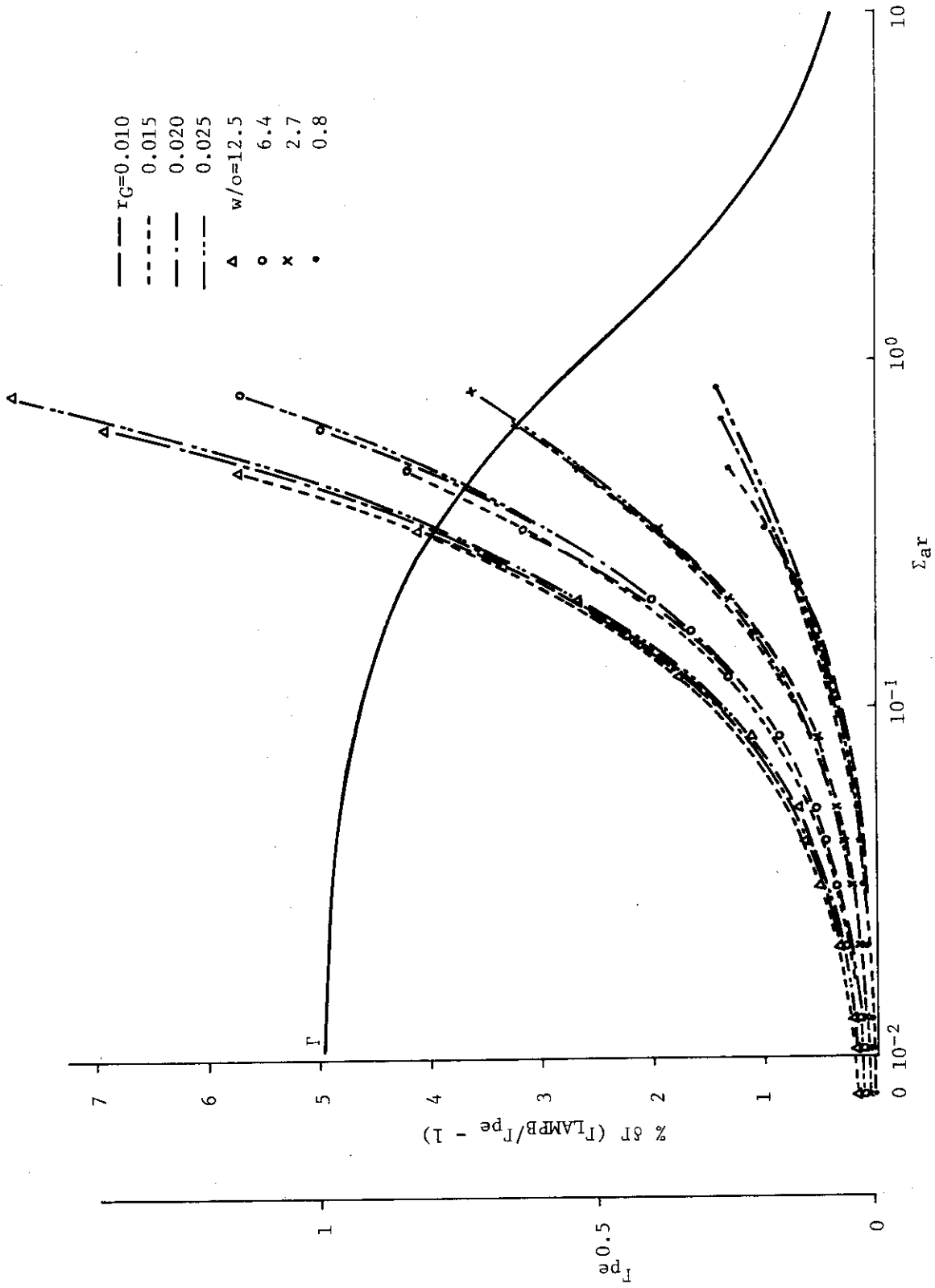


Fig. A1.5 Precision of the calculation model for sphere burnable poison cell

Appendix 2  $P_e(\tilde{\Sigma}_a r)$  表示の妥当性

ここでは(2.1.3)~(2.1.5)式の近似式が適当な仮定のもとに解析的に導きうることを示す。

## 1) 均質棒状可燃性毒物に対する(2.1.5)式の検討

平担中性子束近似, escape probability に対する Nordheim の近似を用いて, 2領域格子に対する  $\Gamma$  は次のように示しうる。<sup>(2)</sup>

$$\frac{1}{\Gamma} = \frac{\Sigma_{ps}}{\Sigma_P} \frac{\Sigma_{pa} V_P}{\Sigma_M V_M} + \frac{4 \Sigma_{pa} V_P}{S_P} \left[ \frac{1}{G_0} + \frac{1}{G_\infty} - 1 \right] \quad (A2.1)$$

上式に対し次のような近似を用いる。<sup>(3)</sup>

$$G_0 = \Sigma_P \ell_P / (1 + \Sigma_P \ell_P), \quad (A2.2)$$

$$G_\infty = \tau_B - \tau_B^4 (1 - \tau_B) \quad (A2.3)$$

$$\tau_B = \Sigma_M \ell_M / (1 + \Sigma_M \ell_M) \quad (A2.4)$$

ここで各変数記号の意味は通常用いられるものである。更に,

$$y \equiv 1 / \Sigma_M \ell_M \quad (A2.5)$$

により展開すると次のようになる。

$$G \sim 1 - 4y^2(1-5y) \quad (A2.6)$$

$$\Gamma^{-1} \sim 1 + \Sigma_{pa} \ell_P (1 - y + 4y^2(1-5y)) \quad (A2.7)$$

今  $y \ll 1$  という近似が成立すれば,

$$\Gamma \sim (1 + \Sigma_{pa} \ell_P)^{-1} = P_e(\Sigma_{pa} r_P) \quad (A2.8)$$

となり(2.1.5)式が証明される。つまり前記のような仮定のもとで  $P_e$  に対する有理式近似が成立し孤立系に近い場合(2.1.5)式を解析的に導出することができる。Mk-III 可燃性毒物に対しては  $y \sim 0.012$  であり良い近似となりうる。

## 2) 粒子状可燃性毒物に対する(2.1.3), (2.1.4)式の検討

粒子の場合(A2.1)式は成立するが,  $G_\infty$  は次のようになる。<sup>(4)</sup>

$$\begin{aligned} G_\infty &= 1 - C = 1 + \Sigma_m^{-1} / \{ \Sigma_m^{-1} + (n\bar{\sigma})^{-1} \} \\ &= 1 - \{ 1 + \Sigma_m (\ell_G + \ell_m) \} \end{aligned} \quad (A2.9)$$

$$n\bar{\sigma} = V_G / \ell_G \quad (A2.10)$$

$$\ell_m = \ell_G (V_G^{-1} - 1) \quad (A2.11)$$

今  $\ell_G \ll \ell_m$ , つまり粒子充填率が低いと仮定すれば

$$\Gamma^{-1} \sim 1 + \Sigma_{Ga} \ell_G + O(y^2) \quad (A2.12)$$

$$y = 1 / \Sigma_{ma} \ell_m \quad (A2.13)$$

$$\therefore \Gamma \sim P_e(\Sigma_{Ga} r_G) \quad (A2.14)$$

つまり棒状の場合と同じ仮定のもとで(2.1.3), (2.1.4)が解析的に導きうる。Mk-III の場合  $\ell_m / \ell_G \sim 20$  であり良い近似になると考えうる。

Appendix 3 サンプルケース

.....1.....2.....3.....4.....5.....6.....7.....8

(1) サンプル・インプットリスト

```

*** DELIGHT=B SAMPLE CASE ***
 9 3 3 12 2 1 5 1 0 0 0 20 -1 2
 0 0 0 0
16 27 61
27 42 50
5 8.48074e-6 8 2.00971e-420 7.91706e-221 4.1903 -622 1.95330e-423
24 5.64353e-025 5.20036e-726 2.08635e-
 1 1200.0 392.00
 8 2.2267 -2 8.3 18.6 4.0 -2 0.6449
0.03
1.0 1050.0 2.367 1.326 -4
 1 3 5 0
1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0
 0.1 4.85 4.95 10.0 10.0 10.0
13.0 20.0 20.0 20.0 20.0 20.0
 1 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0
 3
 7 1 1
** CROSS SECTION SET FOR FUEL COMPACT IN STAD. BLK. **
 5 7.81978e-8 8 1.85306e-320 7.91706e-221 5.64353e-342 1.00113e-325 4.78471e-6
26 4.52390e-8
** CROSS SECTION SET FOR CARBON IN STAD. BLK. **
20 4.02942e-2
** CROSS SECTION SET FOR HE GAP IN STAD. BLK. **
24 6.63370e-3
 0 0 0 0 3 26 20 20 0 0 2 1 6 1 1 1
0.4 1.2698 -3 2.36 55.25215 0.9816 0.5276
0.03 -0.03 1.65 12.01115 0.9813 0.6208
0.135396 0.217376 1.0
    
```

(2) サンプル・アウトプットリスト

```

*** DELIGHT *** ** DELIGHT=B SAMPLE CASE *** 76-01-12

* CONTROL DATA
NUMBER OF NUCLIDS = 9 NUMBER OF FAST FEW GROUP = 3 NUMBER OF THERMAL FEW GROUP = 3
FISSION SPECTRUM = 2 L. G. N. OF FAST FISSION = 1 L. G. N. OF RESONANCE = 5
BURNUP STEP = 12 NUMBER OF CONDENSED GROUP = 4 OUTPUTS OF SPECTRUM CALC. = 1
KERNEL INDEX = 0 SCATTERING KERNEL MODEL = 0
RESONANCE OPTION = 0 L. G. N. OF FIRST GROUP = 3

* LOWEST GROUP NUMBER OF FAST FEW GROUP
GROUP 1 = 16 GROUP 2 = 57 GROUP 3 = 61

* HIGHEST GROUP NUMBER OF THERMAL FEW GROUP
GROUP 1 = 27 GROUP 2 = 42 GROUP 3 = 50

* LOWEST GROUP NUMBER OF CONDENSED FEW GROUPS
GROUP 1 = 1 GROUP 2 = 3 GROUP 3 = 5 GROUP 4 = 6

* NUCLIDE NUMBER DENSITY
 5 8.48074e-06 8 2.00971e-04 20 7.91711e-02 21 4.1903E-04 22 1.9534E-04
23 0.0 24 5.6435E-06 25 5.2004E-07 26 2.0863E-08

* RESONANCE DATA
RESONANCE NUCLIDE = 1 MEAN CHORD LENGTH = 4.0000E-02 DANCOFF FACTOR = 8.4490E-01 TEMPERATURE = 1.2000E+03
I. D. NUMBER = 8 DENSITY IN FUEL = 2.2267E-02 POTENTIAL SCATT = 8.3000E+00 TOTAL SCATT = 1.6600E+01
PARTICLE RADIUS = 3.0000E-02 CELL DANCOFF FACT. = 3.9206E+02

* DATA OF BURNUP CALCULATION
K(INFINITE) = 1.0000E+00 POWER = 2.3670E+00 BUCKLING = 1.3260E-04 TEMPERATURE OF MODERATOR = 1.0500E+03

* BURNUP STEP
 1 1.0000E-01(1) 2 4.6500E+00(0) 3 4.9500E+00(0) 4 1.0000E+01(0) 5 1.0000E+01(1) 6 1.5000E+01(0)
 7 1.5000E+01(0) 8 2.0000E+01(0) 9 2.0000E+01(0) 10 2.0000E+01(0) 11 2.0000E+01(0) 12 2.0000E+01(0)

* NONPURGE FACTOR OF F.P. NUCLIDES
 1 1.0000E+00 2 1.0000E+00 3 1.0000E+00 4 1.0000E+00 5 1.0000E+00 6 1.0000E+00
    
```

\*\*\* GAM LIBRARY INPUT \*\*\*

TITLE	NID	LTOT	IWA	IWF	IWR
THORIUM-232	1	2082	1	1	1
PROACTINIUM-233	2	1901	1	1	0
URANIUM-233	3	1616	1	1	0
URANIUM-234	4	1945	1	1	0
URANIUM-235	5	1666	1	1	0
URANIUM-236	6	1901	1	1	0
NP 137	7	204	1	1	0
URANIUM-238	8	2038	1	1	1
PLUTONIUM-239	9	1565	1	1	0
PLUTONIUM-240	10	1901	1	1	0
PLUTONIUM-241	11	1565	1	1	0
PLUTONIUM-242	12	1901	1	1	0
AM 243	13	204	1	1	0
XENON-135	14	1044	1	0	0
SAMARIUM-149	15	1044	1	0	0
FISSION PRODUCT 23	16	68	1	0	0
FISSION PRODUCT 25	17	68	1	0	0
FISSION PRODUCT 39	18	68	1	0	0
F.P. 41	19	68	1	0	0
CARBON	20	476	0	0	0
OXYGEN	21	510	1	0	0
SILICON	22	796	0	0	0
ZIRCONIUM	23	640	1	0	0
HE	24	668	0	0	0
HYDROGEN	25	4896	1	0	0
B 10	26	68	1	0	0

RESONANCE INTEGRAL = 6.1693E+01

\*\*\* THERMAL LIBRARY INPUT \*\*\*

ID. NAME	NID	ISC	MASS	SIGS	SIGE
TH-232	1	0	232.110	13.000	12.300
PA-233	2	0	233.110	12.000	12.100
U -233	3	0	233.110	12.900	12.500
U -234	4	0	234.110	17.000	8.000
U -235	5	0	235.120	19.000	12.100
U -236	6	0	236.120	8.500	9.400
NP-237	7	0	237.120	0.0	0.0
U -238	8	0	238.120	13.800	8.100
PU-239	9	0	239.130	9.500	17.800
PU-240	10	0	240.130	13.000	13.200
PU-241	11	0	241.130	10.000	10.000
PU-242	12	0	242.130	8.000	337.100
AM-243	13	0	243.140	0.0	0.0
XE-135	14	-1	134.950	0.0	133.000
SM-149	15	0	148.960	8.000	10.000
FP-233	16	0	118.000	0.0	0.0
FP-235	17	0	118.000	0.0	0.0
FP-239	18	0	118.000	0.0	0.0
FP-241	19	0	118.000	0.0	0.0
C - 12	20	1	12.000	4.710	4.710
O - 16	21	1	16.000	3.656	3.656
SI	22	0	28.090	1.700	2.250
ZR	23	0	91.000	8.000	6.200
HE	24	1	4.000	0.730	0.730
H	25	1	1.010	20.400	20.400
B - 10	26	0	10.020	3.300	4.000

\*\*\* DELIGHT-B SAMPLE CASE \*\*\*

76-01-12

\*\*\* BURNABLE POISON SHIELDING FACTOR CALCULATION DATA \*\*\*

BP SELF-SHIELDING DATA

BP GEOMETRY -JBPC 2 CAL. METHOD -JCPN 0 ELEMENTS -NBPE 3  
 METHOD OF MIX -JMIX 1  
 GRAIN S.F. -JCGK 0 ELEMENTS(BP) -NELB 2 ELEMENTS(MAT) -NELM 1

ATOMIC NUMBER DENSITY IN BP OR MATRIX  
 26 1.9373E-02 20 2.5971E-02 20 9.2870E-02

BP PIN RADIUS 4.0000E-01 PIN CELL RAD. 1.1138E+01 PIN VOL. FRAC 1.2898E-03  
 GRAIN RADIUS 3.0000E-02 GRAIN CELL R 1.0477E-01 G. VOL. F. 2.3476E-02 G.WEIGHT FRAC 3.0000E-02  
 BP DENSITY 2.3800E+00 MOL. BP MASS 5.9255E+01 BP WEIGHT F. 5.8075E+00

BP DENSITY WEIGHT FOR SPECTRUM CALCULATION

FAST THERMAL  
 BP 9.8180E-01 5.2760E-01  
 MATRIX 9.8730E-01 8.2080E-01

\*\*\* DELIGHT \*\*\* \*\* DELIGHT-B SAMPLE CASE \*\*\*

76-01-12

```

* FAST NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL = HIGH...LOW)
  1.2330E-03  5.3674E-03  1.5033E-02  2.2135E-02  3.0446E-02  5.6375E-02  7.4795E-02  8.7183E-02  8.6137E-02  8.4748E-02
  8.3522E-02  8.2706E-02  7.9495E-02  7.7266E-02  7.4845E-02  7.2373E-02  6.9577E-02  6.9868E-02  6.7355E-02  6.4813E-02
  6.4319E-02  6.4437E-02  6.5793E-02  6.5394E-02  6.5075E-02  6.4774E-02  6.4507E-02  6.4279E-02  6.4059E-02  6.3941E-02
  6.3858E-02  6.3651E-02  6.3585E-02  6.3511E-02  6.3227E-02  6.3184E-02  6.2718E-02  6.2560E-02  6.2343E-02  6.2130E-02
  6.1949E-02  6.1724E-02  6.1410E-02  6.0927E-02  6.0869E-02  5.9899E-02  5.9790E-02  5.8932E-02  5.8807E-02  5.8657E-02
  5.6518E-02  5.6747E-02  5.4078E-02  5.4241E-02  5.3911E-02  5.3574E-02  4.9117E-02  4.9244E-02  4.9156E-02  4.9018E-02
  4.8935E-02  4.8432E-02  4.8728E-02  4.8541E-02  4.8295E-02  4.8087E-02  4.7851E-02  4.7547E-02

* NEUTRON SLOWING DOWN DENSITY (THERMAL SOURCE = 1.1581E-02)
  9.0458E-05  3.4834E-04  9.4504E-04  1.9858E-03  3.4442E-03  5.1691E-03  6.9854E-03  8.6645E-03  1.0159E-02  1.1397E-02
  1.2380E-02  1.3134E-02  1.3698E-02  1.4112E-02  1.4410E-02  1.4622E-02  1.4770E-02  1.4872E-02  1.4943E-02  1.4994E-02
  1.5027E-02  1.5050E-02  1.5081E-02  1.5071E-02  1.5078E-02  1.5072E-02  1.5074E-02  1.5071E-02  1.5051E-02  1.5048E-02
  1.5044E-02  1.5011E-02  1.5006E-02  1.5002E-02  1.4945E-02  1.4939E-02  1.4842E-02  1.4803E-02  1.4754E-02  1.4706E-02
  1.4666E-02  1.4614E-02  1.4541E-02  1.4454E-02  1.4405E-02  1.4221E-02  1.4151E-02  1.3973E-02  1.3918E-02  1.3883E-02
  1.3476E-02  1.3426E-02  1.2888E-02  1.2833E-02  1.2763E-02  1.2683E-02  1.1693E-02  1.1653E-02  1.1634E-02  1.1602E-02
  1.1581E-02  1.1557E-02  1.1532E-02  1.1490E-02  1.1432E-02  1.1383E-02  1.1327E-02  1.1256E-02

FLUX      2.3392E-01  6.3253E-01  4.9088E-02

* TH-232  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  7.7998E+00  1.4512E+01  1.2876E+01
  ABSORP.  1.4978E-01  9.0962E-02  5.7636E-01
  NU FISSION  1.1187E-01  0.0  0.0
  FISSION  3.8285E-02  0.0  0.0
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  7.2983E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  3.5171E-01  1.4413E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  8.0684E-03  1.2195E+01

* PA-233  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  7.8844E+00  4.0149E+01  2.2153E+02
  ABSORP.  5.7288E-01  2.8630E+01  2.0943E+02
  NU FISSION  1.3691E+00  0.0  0.0
  FISSION  4.8322E-01  0.0  0.0
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  6.9830E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  3.2855E-01  1.1511E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  8.1340E-03  1.1996E+01

* U-233  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  7.7071E+00  3.9665E+01  1.1726E+02
  ABSORP.  2.0562E+00  2.7619E+01  1.0476E+02
  NU FISSION  5.3935E+00  6.0504E+01  2.1340E+02
  FISSION  2.0165E+00  2.4105E+01  8.5021E+01
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  5.4629E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  1.8807E-01  1.2038E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  8.5088E-03  1.2393E+01

* U-234  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  8.0781E+00  2.1931E+01  6.3217E+02
  ABSORP.  9.9792E-01  5.7838E+00  5.4769E+02
  NU FISSION  2.3248E+00  6.4018E-03  0.0
  FISSION  8.8897E-01  2.7170E-03  0.0
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  6.8297E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  2.5046E-01  1.6141E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  6.6192E-03  8.4418E+01

* U-235  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  7.6065E+00  4.0604E+01  5.2157E+01
  ABSORP.  1.3136E+00  2.9779E+01  4.0645E+01
  NU FISSION  3.3881E+00  4.4306E+01  4.9739E+01
  FISSION  1.2958E+00  1.8232E+01  2.0469E+01
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  5.8822E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  4.1072E-01  1.0818E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  6.9724E-03  1.1409E+01

* U-236  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  7.8953E+00  2.5975E+01  1.9679E+02
  ABSORP.  4.6235E-01  6.5895E+00  1.7615E+02
  NU FISSION  9.5506E-01  0.0  0.0
  FISSION  3.5340E-01  0.0  0.0
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  7.1319E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  3.0110E-01  1.9381E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  8.2694E-03  2.0556E+01

* NP-237  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  9.6744E-01  7.8738E-03  0.0
  ABSORP.  9.6744E-01  7.8738E-03  0.0
  NU FISSION  2.7185E+00  2.2125E-02  0.0
  FISSION  9.6744E-01  7.8738E-03  0.0
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  0.0  0.0  0.0
  SC.T0 2  0.0  0.0  0.0
  SC.T0 3  0.0  0.0  0.0

* U-238  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  7.6742E+00  2.9306E+01  9.4600E+00
  ABSORP.  2.6859E-01  5.3548E+00  2.0617E-01
  NU FISSION  4.4278E-01  0.0  0.0
  FISSION  1.5964E-01  0.0  0.0
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  7.0746E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  3.3109E-01  2.3929E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  2.2128E-02  9.1862E+00

* PU-239  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  8.2320E+00  4.1853E+01  2.1746E+01
  ABSORP.  1.9476E+00  3.0126E+01  1.2146E+01
  NU FISSION  5.5068E+00  4.6545E+01  2.7008E+01
  FISSION  1.8081E+00  1.5994E+01  9.2811E+00
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  6.0395E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  2.4485E-01  1.1718E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  8.4253E-03  9.5201E+00

* PU-240  1 GROUP  2 GROUP  3 GROUP
  TRANSP.  7.8909E+00  3.7144E+01  4.8231E+01
  ABSORP.  1.0459E+00  1.5067E+01  3.5932E+01
  NU FISSION  3.0973E+00  0.0  0.0
  FISSION  9.3695E-01  0.0  0.0
  F.SPEC.  9.6723E-01  3.2769E-02  0.0
  SC.T0 1  6.6712E+00  0.0  0.0
  SC.T0 2  1.7385E-01  2.2069E+01  0.0
  SC.T0 3  0.0  7.7439E-03  1.2190E+01

```



JAERI-M 6973

* PU-241	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	8.2320E+00	6.8889E+01	2.1028E+02
ABSORP.	1.9476E+00	5.6011E+01	1.9727E+02
NU FISS.	5.7416E+00	8.5076E+01	4.2829E+02
FISSION	1.8081E+00	2.8032E+01	1.4046E+02
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC.TO 1	6.0388E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	2.4557E-01	1.2860E+01	0.0
SC.TO 3	0.0	1.7333E-02	1.2924E+01
* PU-242	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.8909E+00	2.2505E+01	1.0293E+03
ABSORP.	1.0459E+00	5.1519E+00	9.5700E+02
NU FISS.	3.0973E+00	0.0	0.0
FISSION	9.3695E-01	0.0	0.0
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC.TO 1	6.6707E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	1.7431E-01	1.7347E+01	0.0
SC.TO 3	0.0	6.3996E-03	7.0168E+01
* AM-243	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.1212E-01	0.0	0.0
ABSORP.	7.1212E-01	0.0	0.0
NU FISS.	0.0	0.0	0.0
FISSION	7.1212E-01	0.0	0.0
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC.TO 1	0.0	0.0	0.0
SC.TO 2	0.0	0.0	0.0
SC.TO 3	0.0	0.0	0.0
* XL-135	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.1926E+00	3.2683E+01	1.8534E+02
ABSORP.	0.0	9.4244E-01	1.1747E+02
SC.TO 1	7.0952E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	9.7434E-02	3.1716E+01	0.0
SC.TO 3	0.0	2.4385E-02	6.5923E+01
* SM-149	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.2107E+00	1.0367E+02	2.2034E+02
ABSORP.	1.8055E-02	5.8667E+01	2.0444E+02
SC.TO 1	7.0970E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	9.5678E-02	4.4789E+01	0.0
SC.TO 3	0.0	1.1415E-02	1.5375E+01
* FP-233	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	2.9559E-02	1.7087E+00	8.6398E-01
ABSORP.	2.9559E-02	1.7087E+00	8.6398E-01
SC.TO 1	0.0	0.0	0.0
SC.TO 2	0.0	0.0	0.0
SC.TO 3	0.0	0.0	0.0
* FP-235	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	3.1450E-02	1.7588E+00	6.9361E-01
ABSORP.	3.1450E-02	1.7588E+00	6.9361E-01
SC.TO 1	0.0	0.0	0.0
SC.TO 2	0.0	0.0	0.0
SC.TO 3	0.0	0.0	0.0
* FP-239	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	4.9840E-02	2.5735E+00	2.0112E+01
ABSORP.	4.9840E-02	2.5735E+00	2.0112E+01
SC.TO 1	0.0	0.0	0.0
SC.TO 2	0.0	0.0	0.0
SC.TO 3	0.0	0.0	0.0
* FP-241	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	4.9840E-02	2.5735E+00	2.0112E+01
ABSORP.	4.9840E-02	2.5735E+00	2.0112E+01
SC.TO 1	0.0	0.0	0.0
SC.TO 2	0.0	0.0	0.0
SC.TO 3	0.0	0.0	0.0
* C - 12	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	2.8516E+00	4.6524E+00	4.7100E+00
ABSORP.	0.0	0.0	0.0
SC.TO 1	2.8562E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	1.9535E-01	4.5944E+00	0.0
SC.TO 3	0.0	5.8008E-02	3.9692E+00
* O - 16	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	3.6934E+00	3.6584E+00	3.6586E+00
ABSORP.	4.1018E+03	0.0	0.0
SC.TO 1	3.5412E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	1.4804E-01	3.6244E+00	0.0
SC.TO 3	0.0	3.4053E-02	3.2188E+00
* SI	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	2.7694E+00	2.0796E+00	2.2500E+00
ABSORP.	0.0	0.0	0.0
SC.TO 1	2.7500E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	1.9445E-02	2.0674E+00	0.0
SC.TO 3	0.0	1.2146E-02	2.0941E+00
* ZR	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.0483E+00	7.0978E+00	6.2150E+00
ABSORP.	8.3517E+03	2.5299E-01	1.4989E-02
SC.TO 1	6.9810E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	5.8926E-02	6.8343E+00	0.0
SC.TO 3	0.0	1.0482E-02	6.0654E+00
* ME	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.9962E-01	7.9962E-01	7.9962E-01
ABSORP.	0.0	0.0	0.0
SC.TO 1	6.9303E-01	0.0	0.0
SC.TO 2	1.0659E-01	7.7229E-01	0.0
SC.TO 3	0.0	2.7333E-02	4.6447E-01
* H	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	5.1194E+00	1.8512E+01	2.0327E+01
ABSORP.	0.0	1.8903E-03	2.7442E-02
SC.TO 1	2.9613E+00	0.0	0.0
SC.TO 2	2.1580E+00	1.6790E+01	0.0
SC.TO 3	4.8351E-05	1.0684E+00	7.4581E+00
* B - 10	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	4.7086E-01	4.2498E+01	3.0875E+02
ABSORP.	4.7086E-01	4.2498E+01	3.0875E+02
SC.TO 1	0.0	0.0	0.0
SC.TO 2	0.0	0.0	0.0
SC.TO 3	0.0	0.0	0.0

\*\*\* DELIGHT \*\*\* \*\*\* DELIGHT=B SAMPLE CASE \*\*\*

76-01-12

\* THERMAL NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL = LOW...HIGH)  
 1.7408E-01 9.202E-01 1.6365E+00 2.2599E+00 3.5000E+00 5.6507E+00 7.7347E+00 9.3486E+00 1.0569E+01 1.1458E+01  
 1.2069E+01 1.2449E+01 1.2669E+01 1.2376E+01 1.1357E+01 1.0014E+01 8.5976E+00 7.2486E+00 6.0357E+00 5.3118E+00  
 4.9819E+00 4.3807E+00 3.7773E+00 3.1556E+00 2.2756E+00 1.3767E+00 7.8703E-01 5.0634E-01 3.6955E-01 2.9321E-01  
 2.5852E-01 2.4765E-01 2.4113E-01 2.3577E-01 2.3212E-01 2.2932E-01 2.2592E-01 2.2136E-01 2.1141E-01 1.9818E-01  
 1.7806E-01 1.6120E-01 1.4765E-01 1.3500E-01 1.2424E-01 1.2484E-01 1.2462E-01 1.2157E-01 1.1748E-01 1.0787E-01

\* NORMALIZED THERMAL NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL = LOW...HIGH)  
 3.4736E-02 1.9596E-01 3.2656E-01 4.5096E-01 6.9841E-01 1.1276E+00 1.5434E+00 1.8655E+00 2.1090E+00 2.2864E+00  
 2.4084E+00 2.4842E+00 2.5280E+00 2.4696E+00 2.2644E+00 1.9982E+00 1.7156E+00 1.4464E+00 1.2044E+00 1.0600E+00  
 9.9413E-01 6.7415E-01 7.5376E-01 6.2970E-01 4.5410E-01 2.7472E-01 1.5705E-01 1.0144E-01 7.3743E-02 5.8310E-02  
 5.1586E-02 4.9418E-02 4.6117E-02 4.7046E-02 4.6319E-02 4.5759E-02 4.5082E-02 4.4473E-02 4.2187E-02 3.9147E-02  
 3.5531E-02 3.2166E-02 2.9463E-02 2.6938E-02 2.4601E-02 2.4068E-02 2.4258E-02 2.3443E-02 2.1926E-02

\* THERMAL NEUTRON SPECTRUM (LETHARGY LEVEL = HIGH...LOW)  
 0.0 5.6542E-04 1.6108E-03 3.1351E-03 7.7773E-03 2.2074E-02 4.5871E-02 7.4230E-02 1.0510E-01 1.3687E-01  
 1.6830E-01 1.9847E-01 2.3927E-01 2.9480E-01 3.3842E-01 3.5884E-01 3.5867E-01 3.4669E-01 3.2485E-01 3.0736E-01  
 2.9821E-01 2.7952E-01 2.5812E-01 2.3276E-01 1.9040E-01 1.3690E-01 9.4011E-02 7.0855E-02 5.8917E-02 5.2605E-02  
 5.0032E-02 4.9416E-02 4.9077E-02 4.8810E-02 4.8635E-02 4.8505E-02 4.8349E-02 4.8147E-02 4.7660E-02 4.6959E-02  
 4.5955E-02 4.5014E-02 4.4176E-02 4.3087E-02 4.2149E-02 4.1831E-02 4.1723E-02 4.1606E-02 4.1421E-02 4.1171E-02

\* EFFECTIVE MICRO CROSS SECTION (THERMAL)

FLUX 1.3244E-03 2.5163E-03 3.9605E-02

\* TH-232 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 1.3708E+01 1.3577E+01 1.6178E+01  
 ABSORP. 7.4512E+01 1.0148E+00 3.2158E+00  
 NU FISSION 0.0 0.0 0.0  
 FISSION 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 4 1.3000E+01 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 1.3000E+01 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 1.3000E+01

\* PA-233 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 4.3111E+02 1.7889E+02 3.2231E+01  
 ABSORP. 4.1914E+02 1.6693E+02 2.0265E+01  
 NU FISSION 0.0 0.0 0.0  
 FISSION 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 4 1.2000E+01 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 1.2000E+01 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 1.2000E+01

\* U-233 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 5.9301E+02 1.8905E+02 2.8225E+02  
 ABSORP. 5.8015E+02 1.7618E+02 2.6939E+02  
 NU FISSION 1.1451E+03 3.6561E+02 5.8291E+02  
 FISSION 4.9570E+02 1.9827E+02 2.4368E+02  
 SC.T0 4 1.2900E+01 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 1.2900E+01 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 1.2900E+01

\* U-234 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 2.1650E+01 2.5438E+01 5.7417E+01  
 ABSORP. 4.6988E+00 6.4444E+00 4.0466E+01  
 NU FISSION 0.0 0.0 0.0  
 FISSION 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 4 1.7000E+01 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 1.7000E+01 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 1.7000E+01

\* U-235 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 3.9058E+01 8.3229E+01 2.9259E+02  
 ABSORP. 2.4101E+01 6.8271E+01 2.7803E+02  
 NU FISSION 3.6887E+01 1.4126E+02 5.6750E+02  
 FISSION 1.5180E+01 5.8131E+01 2.3354E+02  
 SC.T0 4 1.5000E+01 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 1.5000E+01 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 1.5000E+01

\* U-236 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 9.5758E+00 9.6398E+00 1.1209E+01  
 ABSORP. 1.0998E+00 1.1636E+00 2.7334E+00  
 NU FISSION 0.0 0.0 0.0  
 FISSION 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 4 8.5000E+00 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 8.5000E+00 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 8.5000E+00

\* NP-237 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 0.0 0.0 0.0  
 ABSORP. 0.0 0.0 0.0  
 NU FISSION 0.0 0.0 0.0  
 FISSION 4.4094E-03 7.1046E-03 8.5807E-03  
 SC.T0 4 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 0.0

\* U-238 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 1.4236E+01 1.4296E+01 1.5006E+01  
 ABSORP. 4.7444E-01 5.3478E-01 1.2441E+00  
 NU FISSION 0.0 0.0 0.0  
 FISSION 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 4 1.3800E+01 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 1.3800E+01 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 1.3800E+01

\* PU-239 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 3.3426E+01 7.3921E+01 1.5187E+03  
 ABSORP. 2.3953E+01 6.4448E+01 1.5092E+03  
 NU FISSION 5.1893E+01 1.3204E+02 2.6924E+03  
 FISSION 1.8081E+01 4.6006E+01 9.3811E+02  
 SC.T0 4 9.5000E+00 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 9.5000E+00 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 9.5000E+00

\* PU-240 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 TRANSP. 8.3789E+01 8.4566E+03 1.8293E+02  
 ABSORP. 7.0825E+01 8.4437E+03 1.8997E+02  
 NU FISSION 0.0 0.0 0.0  
 FISSION 0.0 0.0 0.0  
 SC.T0 4 1.3000E+01 0.0 0.0  
 SC.T0 5 0.0 1.3000E+01 0.0  
 SC.T0 6 0.0 0.0 1.3000E+01

JAERI-M 6973

	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
* PU-241			
TRANSP.	2.9641E+01	3.5144E+01	1.1231E+03
ABSORP.	1.9669E+01	2.5171E+01	1.1131E+03
NU FISS.	5.2792E+01	5.7980E+01	2.3720E+03
FISSION	1.7781E+01	1.9528E+01	7.9892E+02
SC.T0 4	1.0000E+01	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	1.0000E+01	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	1.0000E+01
* PU-242			
TRANSP.	5.0610E+01	1.7022E+01	2.2272E+01
ABSORP.	4.2632E+01	9.0439E+00	1.4294E+01
NU FISS.	0.0	0.0	0.0
FISSION	0.0	0.0	0.0
SC.T0 4	8.0000E+00	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	8.0000E+00	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	8.0000E+00
* AM-243			
TRANSP.	0.0	0.0	0.0
ABSORP.	0.0	0.0	0.0
NU FISS.	0.0	0.0	0.0
FISSION	0.0	0.0	0.0
SC.T0 4	0.0	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	0.0	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	0.0
* Xe-135			
TRANSP.	1.3814E+03	7.9119E+03	1.3675E+06
ABSORP.	6.5127E+02	4.5069E+03	1.1262E+06
SC.T0 4	7.3378E+02	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	3.4219E+03	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	2.4255E+05
* SM-149			
TRANSP.	4.2878E+01	2.6774E+03	3.5407E+04
ABSORP.	3.4914E+01	2.6695E+03	3.5399E+04
SC.T0 4	8.0000E+00	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	8.0000E+00	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	8.0000E+00
* FP-233			
TRANSP.	5.5782E+00	7.9111E+00	2.1361E+01
ABSORP.	5.5782E+00	7.9111E+00	2.1361E+01
SC.T0 4	0.0	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	0.0	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	0.0
* FP-235			
TRANSP.	5.6422E+00	7.9605E+00	2.1607E+01
ABSORP.	5.6422E+00	7.9605E+00	2.1607E+01
SC.T0 4	0.0	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	0.0	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	0.0
* FP-239			
TRANSP.	6.1985E+00	8.7899E+00	2.3735E+01
ABSORP.	6.1985E+00	8.7899E+00	2.3735E+01
SC.T0 4	0.0	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	0.0	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	0.0
* FP-241			
TRANSP.	6.6271E+00	9.3979E+00	2.5379E+01
ABSORP.	6.6271E+00	9.3979E+00	2.5379E+01
SC.T0 4	0.0	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	0.0	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	0.0
* C - 12			
TRANSP.	4.4240E+00	4.4654E+00	4.8204E+00
ABSORP.	3.9643E-04	5.6247E-04	1.5227E-03
SC.T0 4	3.2889E+00	5.0754E-02	2.0436E-08
SC.T0 5	1.3824E+00	3.6020E+00	2.4047E-02
SC.T0 6	1.3107E-03	1.0329E+00	4.8259E+00
* U - 16			
TRANSP.	3.4741E+00	3.5063E+00	3.5980E+00
ABSORP.	1.0338E-02	1.4581E-05	3.9293E-05
SC.T0 4	2.7691E+00	4.1843E-02	1.5866E-09
SC.T0 5	8.2627E-01	2.9292E+00	1.6908E-02
SC.T0 6	8.8722E-05	6.5065E-01	3.7075E+00
* SI			
TRANSP.	1.6783E+00	1.6862E+00	1.7314E+00
ABSORP.	1.8686E-02	2.6580E-02	7.1730E-02
SC.T0 4	1.7000E+00	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	1.7000E+00	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	1.7000E+00
* ZN			
TRANSP.	7.9628E+00	7.9717E+00	8.0234E+00
ABSORP.	2.1396E-02	3.0312E-02	8.1969E-02
SC.T0 4	8.0000E+00	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	8.0000E+00	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	8.0000E+00
* HE			
TRANSP.	6.1153E-01	6.1832E-01	6.9354E-01
ABSORP.	0.0	0.0	0.0
SC.T0 4	2.9604E-01	4.8791E-03	2.7781E-07
SC.T0 5	3.8745E-01	4.0416E-01	4.6393E-03
SC.T0 6	4.5538E-02	3.2786E-01	8.0156E-01
* H			
TRANSP.	8.0815E+00	9.0479E+00	1.7336E+01
ABSORP.	3.8703E-02	5.4915E-02	1.4867E-01
SC.T0 4	5.3388E+00	8.9076E-02	2.0135E-05
SC.T0 5	8.8098E+00	7.7805E+00	1.3761E-01
SC.T0 6	6.6527E+00	1.3492E+01	2.7952E+01
* B - 10			
TRANSP.	4.5021E+02	6.3749E+02	1.7209E+03
ABSORP.	4.4713E+02	6.3441E+02	1.7178E+03
SC.T0 4	3.3000E+00	0.0	0.0
SC.T0 5	0.0	3.3000E+00	0.0
SC.T0 6	0.0	0.0	3.3000E+00

NEUTRON VELOCITY (MEAN) FAST= 1.81968E+07 THERMAL= 5.22626E+05

\* MATERIAL CROSS SECTION

MATERIAL = 1 \*\* CROSS SECTION SET FOR FUEL COMPACT IN STAD. BLK. \*\*

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
D COEF.	1.3628E+00	7.9579E-01	8.6006E-01	8.9487E-01	8.7888E-01	8.1509E-01
TOTAL	1.2109E+00	5.5802E+00	1.1218E+01	1.6909E+01	2.2574E+01	2.8344E+01
ABSORPTION	6.1631E-04	1.2253E-02	3.5745E-03	2.8472E-03	6.4481E-03	2.4367E-02
FISSION	3.9715E-04	1.4257E-03	1.6006E-03	1.1870E-03	4.5457E-03	1.8262E-02
NU FISSION	1.0855E-03	3.4647E-03	3.8895E-03	2.8845E-03	1.1046E-02	4.4378E-02
SCAT. TO 1	2.2829E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.5683E-02	4.0213E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	2.3134E-10	4.4821E-03	3.2714E-01	0.0	0.0	0.0
4	1.3424E-10	3.0217E-06	5.6850E-02	2.8301E-01	3.9085E-03	1.6109E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.0380E-01	3.0705E-01	1.8410E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.2892E-04	7.8821E-02	4.0049E-01

MATERIAL = 2 \*\* CROSS SECTION SET FOR CARBON IN STAD. BLK. \*\*

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
D COEF.	1.2945E+00	7.9346E-01	7.8375E-01	8.3443E-01	8.2669E-01	7.9895E-01
TOTAL	5.0147E-01	1.3282E+00	2.1376E+00	2.9444E+00	3.7573E+00	4.5977E+00
ABSORPTION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FISSION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NU FISSION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SCAT. TO 1	2.3985E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.7640E-02	4.1486E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	5.2380E-03	3.5841E-01	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	6.6896E-02	2.9662E-01	4.5830E-03	1.8453E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.2302E-01	3.2526E-01	2.1714E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.1835E-04	9.3268E-02	4.3577E-01

MATERIAL = 3 \*\* CROSS SECTION SET FOR HE GAP IN STAD. BLK. \*\*

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
D COEF.	6.1001E+03	6.1001E+03	6.1001E+03	7.9764E+03	7.8888E+03	7.0332E+03
TOTAL	5.0152E-01	1.3283E+00	2.1376E+00	2.9444E+00	3.7573E+00	4.5977E+00
ABSORPTION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FISSION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NU FISSION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SCAT. TO 1	4.7360E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	7.2842E-06	5.2776E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	1.8679E-06	3.1741E-05	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	2.2903E-05	2.0231E-05	3.3342E-07	1.8985E-11
5	0.0	0.0	0.0	2.6478E-05	2.7619E-05	3.1704E-07
6	0.0	0.0	0.0	3.1119E-06	2.2405E-05	5.4776E-05

\*\*\*\* \*\* DELIGHT=B SAMPLE CASE \*\*

STEP 0 76-01-12

K-EFF= 1.1282E+00 K-INF= 1.2094E+00 EPSILON= 1.0088E+00 RESO.P(1)= 7.4284E-01 RESO.P(2)= 7.4968E-01 THE.ETA\*F= 1.4960E+00  
ICR-1= 4.0063E-01 ICR-2= 4.0392E-01 ICR-3= 4.0392E-01

\* MICRO-PARAMETER DELTA-28= 1.678E-04 DELTA-29= 8.5808E-02 MU-28= 3.1748E+00 GAMMA-0= 4.3246E+00  
\* SPECTRAL INDEX IN-115/MN-55= 1.0911E-01 LU-176/MN-55= 2.2659E+00 PU-239/U-235= 2.7933E+00

\* ATOMIC NUMBER DENSITY, NUMBER OF FISSION, IRRADIATION

NUCLIDE	N	DN	NF	DNF	M	DM	FIFA	D(FIFA)	FIMA	D(FIMA)
TH-232	0.0									
PA-233	0.0									
U-233	0.0									
U-234	0.0									
U-235	8.4807E-06									
U-236	0.0									
NP-237	0.0									
U-238	2.0097E-04									
PU-239	0.0									
PU-240	0.0									
PU-241	0.0									
PU-242	0.0									
AM-243	0.0									
XE-135	0.0									
SM-149	0.0									
FP-233	0.0									
FP-235	0.0									
FP-239	0.0									
FP-241	0.0									
B - 10	2.0863E-08									

\* TWO GROUP CONSTANTS

GROUP 1 FLUX= 3.6986E+06 D COEF.= 1.0299E+00 TOTAL= 3.3907E-01 ABSORP.= 9.8004E-04 FISSION= 1.2714E-04 NU FIS.= 3.1230E-04  
REMOVAL= 3.1600E-03  
GROUP 2 FLUX= 1.6311E+13 D COEF.= 8.9541E-01 TOTAL= 3.9064E-01 ABSORP.= 3.0106E-03 FISSION= 1.8406E-03 NU FIS.= 4.4728E-03  
XFLUX 1= 3.6986E+13 XFLUX 2= 3.8821E+13 FAST FISSION GAIN= 7.5435E-02 RESO. ESCAPE PRO.= 7.6328E-01 THE.ETA\*F= 1.4857E+00

\* EXISTENTION AND COMPOSITION

FOR INITIAL TOTAL HEAVY METAL	TH-TOTAL= 0.0	U-TOTAL= 1.000E+03	PU-TOTAL= 0.0		
URANIUM	U-235 = 4.000E+01	PU-239 = 0.0	PU-240 = 0.0	PU-241 = 0.0	PU-242 = 0.0
	PU-FISS.= 0.0	PU-TOTAL= 0.0			
THORIUM	U-233 = 0.0	U-234 = 0.0	U-235 = 0.0		
COMPOSITION OF URANIUM	U-233 = 0.0	U-234 = 0.0	U-235 = 4.049E-02	U-236 = 0.0	U-238 = 9.595E-01
PLUTONIUM	PU-239 = 0.0	PU-240 = 0.0	PU-241 = 0.0	PU-242 = 0.0	
DENSITY IN BURNABLE POISON	B - 10 = 1.937E-02	C - 12 = 2.597E-02	C - 12 = 9.287E-02		
HOMOGENIZED BN DENSITY	B - 10 = 5.866E-07	C - 12 = 7.864E-07	C - 12 = 1.198E-04		

\*\*\*\*\* \*\*\* DELIGHT-B SAMPLE CASE \*\*\*

STEP 0 76-01-12

\* FEW GROUP CONSTANTS

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP
FLUX	9.6254E+05	1.5048E+08	1.9*76E+12	5.4541E+13
D COEF.	1.4524E+00	8.8496E-01	9.3126E-01	8.9200E-01
TOTAL	2.2950E-01	3.7666E-01	3.7562E-01	3.9207E-01
ABSORPTION	6.7036E-05	1.2933E-03	8.3691E-04	3.2172E-03
FISSION	4.3072E-05	1.5599E-04	3.6807E-04	1.9806E-03
NU FISSION	1.1772E-04	3.7907E-04	8.9442E-04	4.8128E-03
SCAT. TO 1	2.1383E-01	0.0	0.0	0.0
2	1.5607E-02	3.7113E-01	0.0	0.0
3	1.4571E-11	4.2443E-03	3.2082E-01	1.9113E-03
4	0.0	0.0	5.3961E-02	3.8694E-01

\* MACRO CROSS-SECTION

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
FLUX	9.6254E+05	1.3964E+08	4.8394E+11	1.2425E+12	2.7673E+12	5.4541E+13
D COEF.	1.4524E+00	8.8510E-01	8.8315E-01	9.3768E-01	9.2791E-01	8.9200E-01
TOTAL	2.2950E-01	3.7660E-01	3.7744E-01	3.7338E-01	3.7679E-01	3.9207E-01
ABSORPTION	6.7036E-05	1.3521E-03	5.3703E-04	5.3315E-04	9.9546E-04	3.2172E-03
FISSION	4.3072E-05	1.5462E-04	1.7359E-04	1.2874E-04	4.9300E-04	1.9806E-03
NU FISSION	1.1772E-04	3.7575E-04	4.2183E-04	3.1283E-04	1.1980E-03	4.8128E-03
SCAT. TO 1	2.1383E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.5607E-02	3.7064E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	2.5112E-11	4.6193E-03	3.1800E-01	0.0	0.0	0.0
4	1.4571E-11	3.2800E-07	5.8900E-02	2.6451E-01	4.0365E-03	1.6309E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.0823E-01	2.8969E-01	1.9113E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.0753E-04	8.2070E-02	3.8694E-01
GRAIN SHIELD	9.9968E-01	9.8157E-01	8.7703E-01	8.2882E-01	7.7001E-01	5.2770E-01
ROD SHIELD	9.9055E-01	9.8735E-01	9.0949E-01	8.6742E-01	8.5635E-01	8.2083E-01
SHIEL. FACT.	9.9026E-01	9.6958E-01	8.0006E-01	7.2196E-01	6.6310E-01	4.3811E-01
WTDN	9.4406E-01	5.3562E-01	9.6473E-01	8.5333E-01		
ZG SHIELD FT	9.1076E-01	4.5706E-01				

\*\*\*\*\* DELIGHT-B SAMPLE CASE \*\*\*\*\*

STEP 1 76-01-12

K-EFF= 1.0902E+00 K-INF= 1.1672E+00 EPSILON= 1.0076E+00 RESO.P(1)= 7.4387E-01 RESO.P(2)= 7.4934E-01 THE.ETA\*F= 1.4394E+00  
 ICR-1= 4.1108E-01 ICR-2= 4.1456E-01 ICR-3= 4.1451E-01

\* MICRO-PARAMETER DELTA-28= 1.739E-04 DELTA-25= 8.9134E-02 HO-28= 3.2986E+00 GAMMA-0= 4.4379E+00  
 \* SPECTRAL INDEX IN=115/MN=55= 1.1273E-01 LU=176/MN=55= 2.2547E+00 PU-239/U-235= 2.7953E+00

\* ATOMIC NUMBER DENSITY, NUMBER OF FISSION, IRRADIATION

NUCLIDE	N	DN	NF	DNF	M	DM	FIFA	D(FIFA)	FIMA	D(FIMA)
TH-232	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
PA-233	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
U-233	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
U-234	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
U-235	8.4799E-06	-7.9785E-10	6.5537E-10	6.5537E-10	2.8489E+00	2.8489E+00				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	8.4799E-06	-7.9785E-10	6.5537E-10	6.5537E-10	2.8489E+00	2.8489E+00				
U-236	1.4255E-10	1.4255E-10	1.3274E-17	1.3274E-17	5.7703E-08	5.7703E-08				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	1.4255E-10	1.4255E-10	1.3274E-17	1.3274E-17	5.7703E-08	5.7703E-08				
NP-237	-1.5544E-14	-1.5544E-14	2.1707E-15	2.1707E-15	9.4361E-06	9.4361E-06				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	-1.5544E-14	-1.5544E-14	2.1707E-15	2.1707E-15	9.4361E-06	9.4361E-06				
U-238	2.0097E-04	-3.2378E-10	2.6215E-12	2.6215E-12	1.1396E-02	1.1396E-02				
PU-239	3.1960E-10	3.1960E-10	2.1634E-13	2.1634E-13	9.7434E-04	9.7434E-04				
PU-240	1.7813E-14	1.7813E-14	3.6310E-17	3.6310E-17	1.6353E-07	1.6353E-07				
PU-241	-2.1466E-14	-2.1466E-14	7.0727E-14	7.0727E-14	3.1853E-04	3.1853E-04				
PU-242	-3.1715E-14	-3.1715E-14	9.7414E-17	9.7414E-17	4.3872E-07	4.3872E-07				
AM-243	7.5130E-14	7.5130E-14	2.9027E-14	2.9027E-14	1.2618E-04	1.2618E-04				
XE-135	7.9857E-11	7.9857E-11								
SM-149	1.0252E-09	1.0252E-09								
FP-233	0.0	0.0								
FP-235	6.5799E-10	6.5799E-10								
FP-239	2.1638E-13	2.1638E-13								
FP-241	9.9851E-14	9.9851E-14								
B-10	2.0852E-08	-1.1628E-11								
TOTAL			6.5831E-10	6.5831E-10	2.8617E+00	2.8617E+00	7.7624E-05	7.7624E-05	3.1430E-06	3.1430E-06

\* TWO GROUP CONSTANTS

GROUP 1 FLUX= 3.8223E+06 D COEF.= 1.0299E+00 TOTAL= 3.3906E-01 ABSORP.= 9.8011E-04 FISSION= 1.2714E-04 NU FIS.= 3.1229E-04  
 REMOVAL= 3.1603E-03  
 GROUP 2 FLUX= 1.6349E+13 D COEF.= 8.9535E-01 TOTAL= 3.9066E-01 ABSORP.= 3.1125E-03 FISSION= 1.8320E-03 NU FIS.= 4.4520E-03  
 XFLUX 1= 3.8223E+13 XFLUX 2= 3.8910E+13 FAST FISSION GAIN= 7.5425E-02 RESO. ESCAPE PKO.= 7.6328E-01 THE. ETA\*F= 1.4303E+00

\* EXISTENTION AND COMPOSITION

FOR INITIAL TOTAL HEAVY METAL	TH-TOTAL= 0.0	U-TOTAL= 1.000E+03	PU-TOTAL= 1.533E-03
URANIUM	U-235 = 4.000E+01	U-239 = 1.533E-03	PU-240 = 8.581E-08
THORIUM	PU-FISS.= 1.533E-03	PU-TOTAL= 1.533E-03	U-235 = 0.0
COMPOSITION OF URANIUM	U-233 = 0.0	U-234 = 0.0	U-236 = 6.806E-07
PLUTONIUM	PU-239 = 1.000E+00	PU-240 = 5.574E-05	PU-241 = 6.717E-05
DENSITY IN BURNABLE POISON	B-10 = 1.937E-02	C-12 = 2.597E-02	C-12 = 9.287E-02
HOMOGENIZED BP DENSITY	B-10 = 5.865E-07	C-12 = 7.864E-07	C-12 = 1.198E-04

\*\*\*\*\* DELIGHT-B SAMPLE CASE \*\*\*\*\*

STEP 1 76-01-12

\* FEW GROUP CONSTANTS

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP
FLUX	9.9741E+05	1.5591E+08	2.0141E+12	5.4902E+13
D COEF.	1.4524E+00	8.8496E-01	9.3127E-01	8.9182E-01
TOTAL	2.2950E-01	3.7660E-01	3.7562E-01	3.9214E-01
ABSORPTION	6.7035E-05	1.2935E-03	8.3856E-04	3.3362E-03
FISSION	4.3072E-05	1.5599E-04	3.6776E-04	1.9761E-03
NU FISSION	1.1772E-04	3.7906E-04	8.9367E-04	4.8020E-03
SCAT. TO 1	2.1383E-01	0.0	0.0	0.0
2	1.5607E-02	3.7113E-01	0.0	0.0
3	1.4571E-11	4.2448E-03	3.2106E-01	1.9477E-03
4	0.0	0.0	5.3722E-02	3.8686E-01

\* MACRO CROSS-SECTION

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
FLUX	9.9741E+05	1.4468E+08	5.0145E+11	1.2876E+12	2.8586E+12	5.4502E+13
D COEF.	1.4524E+00	8.8510E-01	8.8315E-01	9.3768E-01	9.2791E-01	8.9182E-01
TOTAL	2.2950E-01	3.7660E-01	3.7744E-01	3.7338E-01	3.7679E-01	3.9214E-01
ABSORPTION	6.7035E-05	1.3922E-03	5.3721E-04	5.3319E-04	9.9846E-04	3.3362E-03
FISSION	4.3072E-05	1.5462E-04	1.7358E-04	1.2873E-04	4.9293E-04	1.9761E-03
NU FISSION	1.1772E-04	3.7575E-04	4.2179E-04	3.1282E-04	1.1978E-03	4.8020E-03
SCAT. TO 1	2.1383E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.5607E-02	3.7084E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	2.5112E-11	4.6139E-03	3.1800E-01	0.0	0.0	0.0
4	1.4571E-11	3.2802E-07	5.8902E-02	2.6451E-01	4.0503E-03	1.6658E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.0823E-01	2.8992E-01	1.9477E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.0753E-04	8.1798E-02	3.8686E-01
GRAIN SHIELD	9.9968E-01	9.8179E-01	8.7706E-01	8.2884E-01	7.7013E-01	3.2838E-01
ROD SHIELD	9.9055E-01	9.8735E-01	9.0950E-01	8.6744E-01	8.5651E-01	8.2094E-01
SHIELD, FACT.	9.9026E-01	9.6980E-01	8.0009E-01	7.2201E-01	6.6333E-01	4.3875E-01
WTDN	9.4421E-01	5.3656E-01	9.6473E-01	8.5354E-01		
2G SHIELD FT	9.1091E-01	4.5798E-01				

\*\*\*\* \*\*\* DELIGHT-B SAMPLE CASE \*\*\*

STEP 2 76-01-12

K-EFF= 1.0913E+00 K-INF= 1.1862E+00 EPSILON= 1.0076E+00 RESO.P(1)= 7.4406E-01 RESO.P(2)= 7.9956E-01 THE.ETA\*F= 1.4406E+00  
 ICR-1= 4.1009E-01 ICR-2= 4.1721E-01 ICR-3= 4.1466E-01

\* MICRO-PARAMETER DELTA-2B= 1.743E-04 DELTA-2S= 8.9392E-02 RO-2B= 3.3088E+00 GAMMA-U= 4.4471E+00  
 \* SPECTRAL INDEX IN-113/MN-55= 1.1303E-01 LU-176/MN-55= 2.2540E+00 PU-239/U-235= 2.7947E+00

\* ATOMIC NUMBER DENSITY, NUMBER OF FISSION, IRRADIATION

NUCLIDE	N	DN	NP	DNF	M	DM	FIFA	D(FIFA)	FIMA	D(FIMA)
TH-232	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
PA-233	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
U-233	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
U-234	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
U-235	8.4429E-06	-3.7043E-08	3.1055E-08	3.0400E-08	1.3500E+02	1.3215E+02				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	8.4429E-06	-3.7043E-08	3.0400E-08	3.0400E-08	1.3215E+02	1.3215E+02				
U-236	8.7846E-09	5.6420E-09	4.8292E-15	4.8292E-15	2.1030E+03	2.0993E+03				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	8.7846E-09	5.6420E-09	4.8292E-15	4.8292E-15	2.0993E+03	2.0993E+03				
NP-237	8.8464E-13	9.0019E-13	4.3496E-15	4.3496E-15	1.4908E+05	9.4717E+04				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	8.8464E-13	9.0019E-13	4.3496E-15	4.3496E-15	9.4717E+04	9.4717E+04				
U-238	2.0098E-04	-1.5389E-06	1.2883E-10	1.2621E-10	5.6003E+01	5.4863E+01				
PU-239	1.5410E-08	1.5090E-08	1.0771E-10	1.0749E-10	4.8504E+01	4.8411E+01				
PU-240	5.5394E-11	6.5376E-11	1.5440E-16	1.1809E-16	6.9538E+07	5.3185E+07				
PU-241	2.2471E-13	2.5018E-13	1.4174E-13	7.1018E-14	6.3837E+04	3.1984E+04				
PU-242	-6.6075E-14	-3.4300E-14	1.9614E-16	9.8724E-17	8.3344E+07	4.4462E+07				
AM-243	2.5239E-14	-4.9891E-14	5.8175E-14	2.9149E-14	2.9289E+04	1.2671E+04				
XE-135	8.0143E-11	2.8657E-13								
SM-149	1.0309E-04	5.2225E-12								
FP-233	0.0	0.0								
FP-235	3.1184E-08	3.0526E-08								
FP-239	1.0771E-10	1.0749E-10								
FP-241	2.0012E-13	1.0027E-13								
H-10	2.0319E-08	-5.3321E-10	3.1292E-08	3.0634E-08	1.3605E+02	1.3318E+02	3.6898E-03	3.6122E-03	1.4940E-04	1.4628E-04
TOTAL										

\* T-0 GROUP CONSTANTS

GROUP 1 FLUX= 3.8531E+06 J COEF.= 1.0299E+00 TOTAL= 3.3907E-01 ABSORP.= 9.7939E-04 FISSION= 1.2680E-04 NU FIS.= 3.1156E-04  
 REMOVAL= 3.1605E-03  
 GROUP 2 FLUX= 1.6306E+13 D COEF.= 8.9534E-01 TOTAL= 3.9047E-01 ABSORP.= 3.1218E-03 FISSION= 1.8367E-03 NU FIS.= 4.4689E-03  
 XFUX 1= 3.8331E+13 XFUX 2= 3.8899E+13 FAST FISSION GAIN= 7.5259E-02 RESO. ESCAPE PRO.= 7.6342E-01 THE. ETA\*F= 1.4316E+00

\* EXISTENCE AND COMPOSITION

FOR INITIAL TOTAL HEAVY METAL TH-TOTAL= 0.0 U-TOTAL= 9.998E+02 PU-TOTAL= 7.424E-02  
 URANIUM U-235 = 3.982E+01 PU-239 = 7.392E-02 PU-240 = 3.150E-04 PU-241= 1.106E-06 PU-242=-3.209E-07  
 THORIUM PU-FISS.= 7.392E-02 PU-TOTAL= 7.424E-02 U-235 = 0.0  
 COMPOSITION OF URANIUM U-233 = 0.0 U-234 = 0.0 U-235 = 4.032E-02 U-236= 3.240E-05 U-238= 9.596E-01  
 PLUTONIUM PU-239 = 9.958E-01 PU-240 = 4.226E-03 PU-241 = 1.478E-03 PU-242=-4.270E-06  
 DENSITY IN BURNABLE POISON B-10 = 1.914E-02 C-12 = 2.597E-02 C-13 = 9.287E-02  
 HOMOGENIZED BP DENSITY B-10 = 5.799E-07 C-12 = 7.864E-07 C-13 = 1.198E-04

\*\*\*\* \*\*\* DELIGHT-B SAMPLE CASE \*\*\*

STEP 2 76-01-12

\* FE- GROUP CONSTANTS

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP
FLUX	9.9701E+05	1.5595E+08	2.0132E+12	5.4348E+13
D COEF.	1.4524E+00	8.8495E-01	4.3128E-01	8.9179E-01
TOTAL	2.2950E-01	3.7688E-01	3.7562E-01	3.9215E-01
ABSORPTION	6.7013E-05	1.2923E-03	8.3564E-04	3.3469E-03
FISSION	4.3051E-05	1.5554E-04	3.6662E-04	1.9816E-03
NU FISSION	1.1766E-04	3.7809E-04	8.9114E-04	4.8217E-03
SCAT. TO 1	2.1383E-01	0.0	0.0	0.0
2	1.5607E-02	3.7113E-01	0.0	0.0
3	1.4571E-11	4.2449E-03	3.2108E-01	1.9477E-03
4	0.0	0.0	5.3703E-02	3.8686E-01

\* MACRO CROSS-SECTION

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
FLUX	9.9701E+05	1.4472E+08	5.0160E+11	1.2879E+12	2.4563E+12	5.4348E+13
D COEF.	1.4524E+00	8.8510E-01	8.8515E-01	9.3769E-01	9.2792E-01	8.9179E-01
TOTAL	2.2950E-01	3.7688E-01	3.7744E-01	3.7336E-01	3.7679E-01	3.9215E-01
ABSORPTION	6.7013E-05	1.3512E-03	5.3550E-04	5.3089E-04	9.9537E-04	3.3469E-03
FISSION	4.3051E-05	1.3419E-04	1.7296E-04	1.2844E-04	4.9147E-04	1.9816E-03
NU FISSION	1.1766E-04	3.7881E-04	4.2036E-04	3.1224E-04	1.1946E-03	4.8217E-03
SCAT. TO 1	2.1383E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.5607E-02	3.7084E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	2.3112E-11	4.6159E-03	3.1800E-01	0.0	0.0	0.0
4	1.4571E-11	3.2802E-07	5.6902E-02	2.6451E-01	4.0503E-03	1.8658E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.0823E-01	2.8995E-01	1.9477E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.0753E-04	8.1796E-02	3.8686E-01
GRAIN SHIELD	9.9968E-01	9.8153E-01	8.7838E-01	8.3062E-01	7.7237E-01	5.3177E-01
MOD SHIELD	9.9055E-01	9.8747E-01	9.1005E-01	8.6809E-01	8.5728E-01	8.2180E-01
SHIEL. FACT.	9.9028E-01	9.6966E-01	8.0175E-01	7.2405E-01	6.6582E-01	4.4196E-01
*TDN	9.4452E-01	5.3992E-01	9.6494E-01	8.5430E-01		
26 SHIELD FT	9.1140E-01	4.6126E-01				

Appendix 4 REDEL の入力形式について

1	1	NTi T (18)		(18A4) タイトル
2	1	NSET		(18i4) セット数
	2	JRi	>0	unit 10 を使用
	3	JRO	>0	unit 11 "
	4	JiNi	>0	initial step である
	5	MSTP	<10	NSTEP + 1 に対応
	6	JPRN(i) , i = 1, MSTP	>0	出力コントロールデータ ステップ出力をOUTPUT からプリント&パンチ
3	1	STPD(i) , i = 1, NSTEP		(6E12.4) MSTP ≤ 1 ならば不用 燃焼計算ステップ巾 (日)
4	1	MUi (i) , i = 1, NSET		(50i1) JRi ≤ 0 ならば強制的に5にする 入力unit 指定 ≠ 5 ならばunit 10より入力
5	1	MUO(i) , i = 1, NSET	>0	(50i1) JRO ≤ 0 ならば0とする unit 11 にストアーする
6	1	NSM(i) , i = 1, NSET		(50i1) i セットに属するマテリアル数 制限はないが $\sum_i NSM(i) \leq 500$ である必要がある。
以下のデータはセット毎にくりかえす。				
7	1	i N	>0	(18i4) このカードのデータならびに $X_e^{135}, S_m^{149}$ yield data を 用いる
	2	i E		CITATION Lib. HOLデータ中の $\alpha$ の値の番地
	3	i D		" Decay const "
	4			
	5	i AM		" 原子量 "



6	i ALP		CITATION Lib. HOL データ中の ALPH の番地
7			= KMAX
8			= NFEW
9			= NFF
10			= NFT
11	i OT	> 0	入力したライブラリーを OUTSP よりプリントする
12	i X1		i X1 ~ i X2 番の元素のライブラリーをプリントする
13	i X2		
14			
15			
8			
1	Y 14D (k), k = 1, 13		$r_{Xe^{135}}$ yield data
9			(6E 12.4) i N ≤ 0 ならば不用
1	Y 15D (k), k = 1, 13		$r_{Sm^{149}}$ yield data
10			(6E 12.4) i N = 0 ならば不用
1	FX (i), i = 1, NFEW		ライブラリー作成時の weighting spectrum
以下のデータはマテリアル毎にくりかえす。			
11	1 HEAD (18)		MTi ≠ 5 ならば item
	2 Ji NP	> 0	~ は i INPUTS から入力する場合のみ必要。 ほとんどの DATA は DELIGHT・B と同じであるので 詳細な説明は省略。
12	1 LLREAD (i), i = 1, 30	> 0	(18 i 4) Ji NP ≤ 0 又は NCAS ≤ 1 ならば不用 入力コントロール 指定されたデータグループを入力する。
13	1 NUCT		(18 i 4) LLREAD (1) ≤ 0 ならば不用

	2	NFEWF		
	3	NFEWT		
	4	NSTEP		
	5	KSPEC		
	6	NGFAST		
	7	NGTHEM		
	8	MOUT		
	9	NFEWE		
	10	NTOW		
	11	i SP		
	12	i NDTH		
	13	KERNEL		ブランク
	14	NDYN	50	
	15	i PEAK	-1	
	16	JBPC		
	17			ブランク
	18			"
14				(18i 4) LLREAD(2) ≤ 0 ならば不用
15	1	i FGROU(i), i = 1, NFEWF		(18i 4) LLREAD(3) ≤ 0 ならば不用
16	1	i TGROU(i), i = 1, NFEWT		(6(i 2, E10.3)) LLREAD(4) ≤ 0 ならば不用
17	1	NiD(i),		
	2	DENS(i), i = 1, NUCT		
				(i 4, 5E 12.5) LLREAD(5) ≤ 0 ならば不用
	1	NRES		
	2	TEMPF		
	3	CELDAN		
18				18, 19 は NRES 回くりかえす。 但し LLREAD(6) ≤ 0 ならば入力しない (i 4, 5E 12.4)
	1	iDRES(i)		
	2	DRES(i)		
	3	SiGP(i)		
	4	SiGM(i)		

19	5	CHOAD(i)		ℓ particle
	6	DCOFF(i)		
20	1	RADiUS(i)		(6E12.4)
				(6E12.4)
21	1	TARGK		LLREAD(7) ≤ 0 ならば不用
	2	TEMPM		Tmoderator
	3	POWER		w/cc
	4	BUCK		B <sup>2</sup>
21	1	iEGROU(i), i = 1, NFEWE		(18i4)
				LLREAD(8) ≤ 0 ならば不用
22	1	FACTOR(i), i = 1, 6		以下 22, 23, 24 順のデータは NSTEP = 0 つまり燃焼計算しない場合には不用
23	1	STEP(i), i = 1, NSTEP		(6E12.4) LLREAD(9) ≤ 0 ならば不用
				(6E12.4) LLREAD(10) ≤ 0 ならば不用 dummy 入力, item 3 の入力が優先
24	1	iSPREC(i), i = 1, NSTEP		(18i4) LLREAD(11) ≤ 0 ならば不用 dummy 入力
				(18i4) LLREAD(11) ≤ 0 ならば不用
25	1	MACP		巨視的断面積をパンチアウトするか否かの option.
	2	MXP(3)		このカードの以下のデータは dummy 入力となる。
		1		許容される 3 種類の処理の実行のオプション
		2	> 0	スペクトル計算に用いたマクロを出力
			> 0	数字は群構造の数 ≤ 2 この群数は NGD(2, 3) で 入力する
			> 0	上記マクロを入力した DXX, DSR で修正したマクロ を出力する

		3	> 0	別に入力した NJOUT 種の原子数密度を入力して作成したマクロを出力する。 上記 MXP ( J ) に対応した群数 NFEW 群以外の場合 LGBD で群構造は入力する
	3	NGD ( i , J ) , i = 1 , 2 j = 1 , 3		
	4	MPTD ( k , i , J ) 1 2 k = 1 , 2 i = 1 , 2 j = 1 , 3		NGD ( i , J ) に対応した処理形式指定データ CITATION 型パンチ ANISN 型パンチ
	5	NJOUT		MXP ( 3 ) > 0 の場合の種類数
	6	JNUMB ( i ) , i = 1 , NJOUT		第 i 種の均質の核種数
				注 ) この項のデータはカード 2 枚にわたる
				MACP ≤ 0 ならば 25 ~ 33 項は入力不用となる。 * 処理タイプ 1 ~ 3 について各々入力
26				** 項 26 , 27 は MXP ( L ) 回くりかえす LLREAD ( 12 ) ≤ 0 又は群数 = NFEW の場合不用 ( 18 i 4 ) 下限群
	1	LGBD ( i , J , L ) , i = 1 , NGD ( J , L )		
27				( 6 E 12.4 ) LLREAD ( 13 ) ≤ 0 ならば不用 CITATION 型 マクロデータのための α value fissions / w
	1	ALHD ( i , L )		** タイプ 2 の場合以外は 28 ~ 31 項は不用 又 LLREAD ( 13 ) ≤ 0 ならば不用
28				*** 項 28 ~ 29 は 2 回くりかえす ( i = 1 , 2 ) ( 6 E 12.4 ) スペクトル計算物質の体積割合 その他の "
		VB ( i ) 1 2		
29				( 6 E 12.4 ) 中性子束ひずみ因子
	1	SHFD ( J , i ) J = 1 , NFEW		*** 30 , 31 項は NFEW 群くりかえす ( i = 1 , NFEW )

30			( 2 i 6, 5 E 12.4 )
	1		ブランク
	2		ブランク
	3	DXX(i, J),	
		J = 1, 5	
		1	$\Sigma_a$
		2	$\Sigma_{tr}$
		3	$\Sigma_f$
		4	$\nu \Sigma_f$
		5	$\Sigma_{total}$
31	1	DSR(i, J),	( 6 E 12.4 )
		J=1, NFEW	$\Sigma_s \quad i \rightarrow J$
			*** 以下 32, 33 項は処理形式 3 の場合以外は不用, NJOUT 回くりかえす. MXP(3), NJOUT ≤ 0 ならば不用 LLREAD(14) ≤ 0 ならば不用
32	1	ABYZ(J, i)	( 18 A 4 )
		J = 1, 18	タイトル
33	1	MNiD(J, i),	( 6 ( i 2, E 10.3 ) )
	2	ABCN(J, i),	元素指定
		J=1, JNUMB(i)	原子数密度
			以下 34~39 項は Burnable Poison 関係のものであ り JBPC ≤ 0 ならば不用
34	1	JCPN	( 18 i 4 ) LLREAD(15) ≤ 0 ならば不用
	2	JCGR	
	3	NDGP	
	4	NDGG	
	5	NBPE	
	6	iDBP(i), i = 1, 5	
	7	NELB	
	8	NELM	
	9	JGCL	
	10	JiBP	

35	11	JiMX		(6E12.4) LLREAD(16) ≤ 0 ならば不用	
	12	JMiX			
	1	RPiN			
	2	VPiN			
	3	RWBP			
36	4	AMBP		(6E12.4) LLREAD(17) ≤ 0 ならば不用 かつ JBPC ≤ 1 ならば不用	
	5	WTDN(i, 1) i = 1, 2			
	1	RGRN			
	2	VGRN			
	3	RWMX			
37	4	AMMX		(6E12.4) LLREAD(18) ≤ 0 ならば不用	
	5	WTDN(i, 2) i = 1, 2			
	1	CNBP(i) i = 1, NBPE			
					項 38~39 は dummy 入力であり, 現在のプログラム ではオプションデータをまちがえなければ不用であ るので省略する
40				(18i4) セットが変更されたのちの最初のマテリアルについ てのみ入力 入力される中性子束データの群数 下限群  fast fluence 計算のための下限群 タイトルコントロール タイトルデータの iT1 * 4 コラムから編集用出力 に用いる。	
	1	NGCR			
	2	LGCR(i), i = 1, NGCR			
	3	iG1			
	4	iT1			
41				(6E12.4) 出力 中性子束データ	
	1	POWD			
	2	FXCR(i), i = 1, NGCR			