

JAERI-M

5661

高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード

—— DELIGHT-2 ——

1974年4月

新藤 隆一・平野 光将

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-2 ————

動力炉開発管理室・熱中性子炉設計班

新藤 隆一・平野 光将

(1974年3月14日受理)

高温ガス冷却炉のように、その燃料が被覆燃料粒子からなるような黒鉛減速炉の格子燃焼特性解析を行なうため、先に point reactivity モデルによる燃焼計算コード DELIGHT を開発した。今回、その計算精度の向上を計るうえから次のような改良を行なった。

- (1) 共鳴吸収に燃料の2重空間非均質性（粒子状燃料の黒鉛内分散及び燃料棒規則配列）を考慮する。
- (2) 黒鉛と中性子の散乱に黒鉛の結晶効果を取り入れる。
- (3) 中性子束の格子内詳細分布計算。
- (4) 硼素 (^{10}B) の燃焼にともなり濃度変化を考慮する。

この結果、炉心核設計用としての本コードの計算モデルはほぼ十分なものになったといえる。なお、本改良コードは DELIGHT-2 とする。

DELIGHT-2 ; The Point Reactivity Burnup Code for
High-Temperature Gas-Cooled Reactor Cells

Ryuiti SHINDO and Mitumasa HIRANO

Office of Power Reactor Project, JAERI

(Received March 14, 1974)

The code DELIGHT, developed to analyze the burnup characteristics for cells of graphite moderated reactors with fuel elements composed of coated fuel particles in 1970, has been revised to increase the accuracy of calculations.

Improvements in the DELIGHT-2 are as follows:

(1) The doubly space-heterogeneous effect of fuel (dispersion of coated fuel particles in the graphite matrix and regular array of fuel rods in the graphite block) is considered for calculation of the resonance absorption.

(2) The chemical binding effect of graphite is taken in the scattering of thermal neutrons.

(3) The fine distribution of flux in the unit cell can be calculated.

(4) The depletion of boron (^{10}B) with burnup is treated in reactivity calculation.

The code DELIGHT-2 will thus be sufficient as a calculational model for the nuclear design of high-temperature gas-cooled reactor cores.

目 次

1	はじめに	1
2	改良内容	3
2.1	共鳴積分の計算	3
2.2	黒鉛の散乱カーネル作成	7
2.3	格子内中性子束分布の計算	8
2.4	その他の改良	13
2.4.1	ボロン (^{10}B) 濃度の燃焼依存	13
2.4.2	燃焼による核種の生成・消滅率の算出	13
2.4.3	中性子平均速度の算出	15
3	計算フロー	16
4	入出力形式	24
4.1	入力形式	24
4.2	出力形式	24
5	まとめ	32
	参考文献	32
附録1	中性子平衡式と衝突確率	33
附録2	衝突確率 P_0 の計算	35
附録3	サンプル入力データ	36
附録4	サンプル出力データ	37

1 はじめに

高温ガス冷却型炉の燃料である被覆燃料粒子からなる燃料体を使用した格子の燃焼特性解析及び炉心核特性計算用群定数の作成を目的として先に DELIGHT⁽¹⁾ を開発した。このコードは多数エネルギー群モデルによる中性子スペクトル計算及び少数エネルギー群モデルによる臨界・燃焼計算の2つの部分に大別される。前者の計算では2.38 eVを切断エネルギーとして速中性子スペクトル及び熱中性子スペクトルが各々61, 50群モデルで独立に計算される(熱中性子領域から速中性子領域への upscattering は無視されるので切断エネルギーが2.38 eVと高く設定されている)。一方、後者の計算では前者の計算から得られた中性子スペクトルを使用し核種毎に求められた少数エネルギー群の微視断面積を受け継いで、予め算出されている原子数密度とあわせ少数群巨視断面積(速中性子群, 熱中性子群とも最大10群)を求めるとともに臨界・燃焼計算が実行される。

これら一連の DELIGHT の計算に対してコードの計算精度の向上をはかるため次のような改良を行なった。

まず第1は共鳴積分の計算である。速中性子スペクトルは中性子の減速モデルの取り方及び共鳴吸収の計算精度の良否に大きく依存するが、DELIGHTでは中性子の減速に非連続減速モデル(GAMタイプ)をとっており減速モデルとしてはほぼ十分なものと考えられる。一方、共鳴吸収計算には被覆燃料粒子が減速材黒鉛中に一様に分散したモデルをとっており、実際の燃料体は被覆燃料粒子が黒鉛中に均一に分散した形態の燃料棒がさらに減速材黒鉛中に規則的に配列した構造であり、共鳴吸収計算の精度向上に対してはこのいわゆる“2重空間非均質性”を考慮する必要がある。

第2は黒鉛の熱中性子散乱モデルに関するものである。即ち、熱中性子スペクトルは減速材である黒鉛の中性子散乱モデルの取り方に強く影響されるが、DELIGHTではこれに自由ガスマデルによる散乱法則を用いていた。しかし、原子炉の定常運転時のように減速材温度が比較的高い場合の中性子の黒鉛による散乱に対してはこれでも良いが、低温になるほど(特に常温)黒鉛を構成する炭素原子間の化学結合が強くなって炭素を自由ガスとしては扱えなくなり、中性子の黒鉛による散乱に黒鉛のこの化学結合効果(結晶効果)を取り入れる必要が生じてくる。

第3は格子内の中性子束詳細分布の計算である。DELIGHTでは共鳴積分の計算を除いては空間的に均質モデルをとっており、中性子束の空間分布は無視しうるものとしている。しかし、計算精度を向上させるうえからは格子の非均質性を考慮する必要があることが考えられ、その影響の程度を明らかにしておくことが必要である。

第4は¹⁰Bの燃焼にともなう濃度変化を考慮することである。即ち、DELIGHTでは¹⁰Bは不純物として扱われておりその原子数密度の燃焼変化は無視された。しかし、¹⁰Bは可燃性毒物としても利用されるものでありかなりの濃度で持ち込まれる場合も考えられ、その燃焼変化の見積りが重要になってくる。

以上の4点を主たる改良点とし、さらに群定数、等の出力量の追加、燃焼にともなう核種の

生成・消滅率及び中性子平均速度の算出，等の改善を行なうとともに若干の入出力形式の修正が行なわれた。以下，DELIGHT に対してとられた上記の改良についてその詳細を述べる。

2 改良内容

2.1 共鳴積分の計算

前章でも述べたように DELIGHT における共鳴積分計算では被覆燃料粒子が減速材黒鉛中に一様に分散した空間モデルをとっており（厳密には燃料粒子の被覆材を減速材として取り扱い、燃料カーネルが減速材黒鉛中に一様分散したモデルをとっている）、実際の燃料体は被覆燃料粒子が黒鉛中に均一に分散した形態の燃料棒がさらに減速材黒鉛中に規則的に配列した2重の非均質構造となっている。従って、共鳴吸収の計算精度を向上させるにはこの2重空間非均質性を取り入れることが必要になる。これを行うに際し次の仮定をおく。

(i) 燃料体は燃料カーネルが黒鉛中に均一分散した形態の燃料棒が減速材黒鉛中に規則的に配列した構造とする（燃料粒子の被覆層は黒鉛中に含める）（Fig. 1）。

(ii) 共鳴外領域において中性子束は空間的に平坦、エネルギー的に $1/E$ 分布をとる。

(1) 中性子束比の計算

Fig. 1 に示すように、領域は燃料領域 F と減速材領域 M とから成るものとし、燃料領域はさらに燃料カーネル f と減速材黒鉛 m から構成される。Dyos, Pomeraning 等⁽²⁾の研究によれば燃料領域のみからなる系に対しては次式が成立する。

$$\phi_f(E)/\phi_m(E) = P_0(E) \quad (2.1.1)$$

ここで ϕ は中性子束であり、 P_0 は燃料カーネルに対する中性子の衝突を逃れる確率である。この結果を用いて中性子平衡に対する次の近似式を得る（附録1-1）。

$$\begin{aligned} & (P_0(E) \cdot \Sigma_{t,f}(E) \cdot V_f + \Sigma_{t,m}(E) \cdot V_m) \phi_F(E) = \\ & P_{FF}(E) \left\{ V_f S_{f,i} \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,f}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' + V_m S_{f,i} \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,m}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' \right\} \\ & + P_{MF}(E) \cdot V_M S_{f,i} \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,M}^i(E') \phi_M(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' \quad (2.1.2) \end{aligned}$$

ここで、 V は体積、 Σ_s は散乱断面積、 Σ_t は全断面積を示す。また、添字 i は核種を示し α_i は $[(M_i - 1) / (M_i + 1)]^2$ である（但し、 M_i は核種 i の質量数）。一方、 P_{AB} は領域 A で生成した中性子が領域 B で初めて衝突する確率を示す。

今、

$$(P_0(E) \cdot \Sigma_{t,f}(E) \cdot V_f + \Sigma_{t,m}(E) \cdot V_m) = \Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F \quad (2.1.3)$$

とおけば (2.1.2) は次式のようになる。

$$\Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F \cdot \phi_F(E) = P_{FF}(E) \left\{ V_f S_{f,i} \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,f}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' \right\}$$

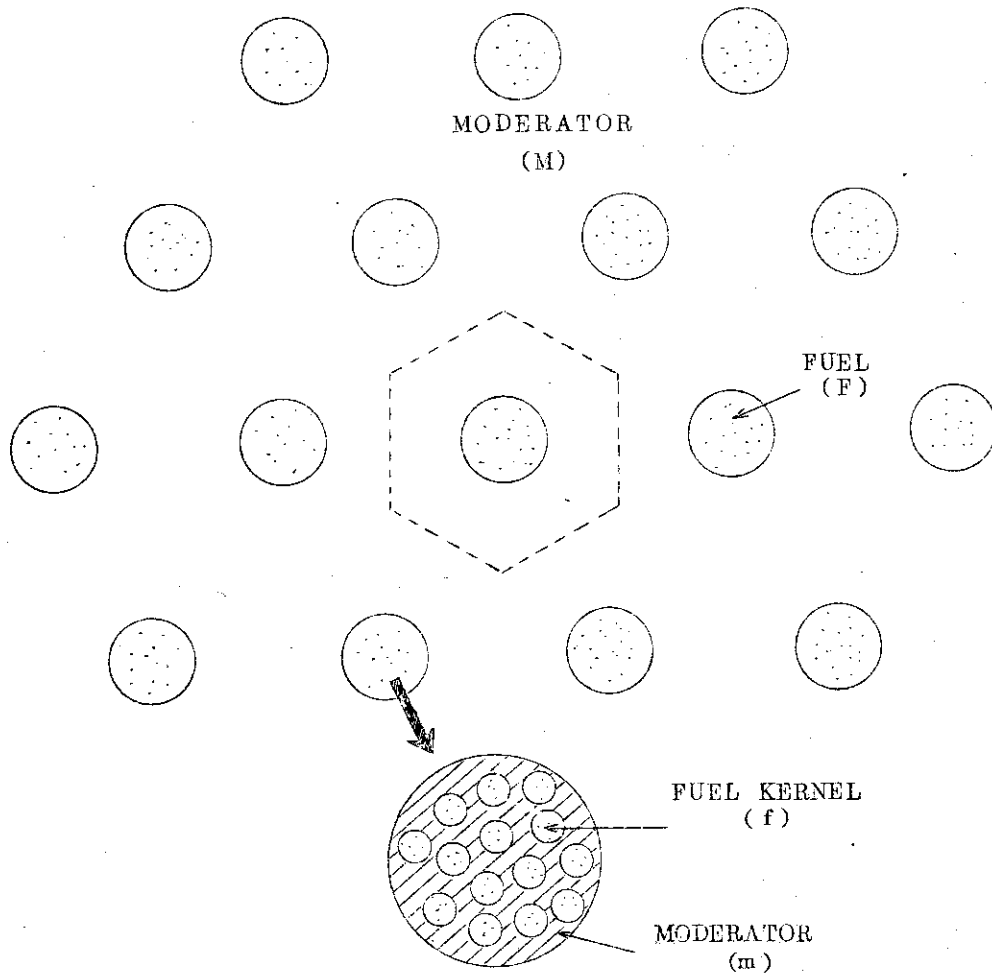


Fig. 1 Lattice configuration

$$+ \frac{\sum_{s,m} V_m}{E} + \frac{P_{MF}(E) \cdot \sum_{s,M} V_M}{E} \quad (2.1.4)$$

但し、 $\sum_{s,m}^i$ 及び $\sum_{s,M}^i$ はそのエネルギー依存性を無視するとともに減速材領域M及び燃料領域中の黒鉛領域mの中性子束に対して仮定(i)(ii)を適用した。さらに、減速材領域の吸収断面積は小さく $\sum_{s,M}$ を $\sum_{t,M}$ で置換しても大きい誤差は生じないことから相反定理により(2.1.4)は次式のように書ける。

$$\sum_{t,F}(E) \cdot V_F \cdot \phi_F(E) = P_{FF}(E) \left\{ V_f \cdot S_f \int_{iE}^{E/\alpha_i} \frac{\sum_{s,f}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' \right. \\ \left. + \frac{\sum_{s,m} V_m}{E} + \frac{(1-P_{FF}(E)) \cdot \sum_{t,F}(E) \cdot V_E}{E} \right\} \quad (2.1.5)$$

ここで、(2.1.5)式にNR近似を適用すれば次式を得る。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \left\{ \frac{\sum_{s,f}(E) V_f + \sum_{s,m} V_m}{\sum_{t,F}(E) \cdot V_F} \cdot P_{FF}(E) + (1-P_{FF}(E)) \right\} \quad (2.1.6)$$

一方、IM近似を適用すれば次式となる。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \left[\left\{ (1-P_{FF}(E)) + \frac{\sum_{s,m} \cdot V_m}{\sum_{t,F}(E) \cdot V_F} P_{FF}(E) \right\} \right. \\ \left. \div \left\{ 1 - \frac{P_0(E) \cdot \sum_{n,f}(E)}{\sum_{t,F}(E) \cdot V_F} \cdot P_{FF}(E) V_f \right\} \right] \quad (2.1.7)$$

従って、IR表示として次式が得られる。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{(1-P_{FF}(E)) + \frac{P_{FF}(E)}{\sum_{t,F}(E)} \{ \gamma (\lambda \sum_{s,f}(E) + (1-\gamma) \cdot \sum_{s,m} \)} \\ 1 - \frac{P_{FF}(E)}{\sum_{t,F}(E)} \gamma (1-\lambda) P_0(E) \sum_{n,f}(E)} \quad (2.1.8)$$

ここで γ は燃料カーネルの充填率である*。

次に(2.1.8)式の変形を考える。今、燃料棒の規則配列系を考え、燃料棒表面から出た中性子が再び燃料棒に入射する確率をCとすれば次式が成立つ(附録1-2)。

$$P_{FF}(E) = \frac{(1-C) \cdot P_{FF}^0(E) + C \cdot P_{SF}^0(E)}{1-C+C \cdot P_{SF}^0(E)} \quad (2.1.9)$$

但し、

$$P_{SF}^0 = \sum_{t,F}(E) \cdot \bar{\ell} \cdot (1-P_{FF}^0(E)) \quad (2.1.10)$$

ここで、 $\bar{\ell}$ は燃料棒のmean chord lengthである。又、右上に零を付した衝突確率は格

* 被覆燃料粒子の充填率ではない。

子の配列効果を考慮しない時の確率である。(2.1.9)及び(2.1.10)を(2.1.8)に代入して整理すると次式を得る(附録1-3)。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{(1-C)(1-P_{FF}^0(E))\Sigma_{t,F}(E) + \{\gamma\lambda\Sigma_{s,f}(E) + (1-\gamma)\Sigma_{s,m}\}}{\{(1-C) + C\Sigma_{t,F}(E)\bar{\ell}(1-P_{FF}^0(E))\}\Sigma_{t,F}(E) - \gamma(1-\lambda)P_0(E)} \cdot \frac{\{(1-C)P_{FF}^0(E) + C \cdot \Sigma_{t,F}(E)\bar{\ell}(1-P_{FF}^0(E))\}}{\Sigma_{n,f}(E)\{(1-C)P_{FF}^0(E) + C\Sigma_{t,F}(E)\bar{\ell}(1-P_{FF}^0(E))\}} \quad (2.1.11)$$

また、 P_{FF}^0 にwigner近似を適用し整理すると(2.1.11)は次式のようになる(附録1-4)。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{1}{P_0(E)} \cdot \frac{\lambda\Sigma_{s,0} + \Sigma_{s,f}^{ad} + \{(1-\gamma)/\gamma\}\Sigma_{s,m} + (1-C)/(\bar{\ell}\cdot\gamma)}{(\Sigma_{a,0}(E) + \lambda\Sigma_{n,0}(E)) + \{(1-\gamma)/\gamma\} \cdot P_0(E)\Sigma_{s,m} + \Sigma_{s,f}^{ad}} + (1-C)/(\bar{\ell}\cdot\gamma\cdot P_0(E)) \quad (2.1.12)$$

ここで断面積は共鳴核種とそれ以外のものとに分離して示した*。

今、(2.1.12)式の分母分子を通常定義に従い1共鳴核種当りの量で表示するとともに σ_M 、 σ_N を次式で定義する。

$$\sigma_M = \lambda a_{p,0} + \left(S \frac{N^i}{iN^0} \sigma_p^i \right) + \left(\frac{1-\gamma}{\gamma} \right) \left(S \frac{N^i}{iN^0} \sigma_p^i \right)_m + (1-C)/(\bar{\ell}\cdot N^0\cdot\gamma) \quad (2.1.13)$$

$$\sigma_N(E) = \lambda \sigma_{p,0} + \left(S \frac{N^i}{iN^0} \sigma_p^i \right)_f + \left(\frac{1-\gamma}{\gamma\cdot P_0(E)} \right) \left(S \frac{N^i}{iN^0} \sigma_p^i \right)_m + (1-C)/(\bar{\ell}\gamma N^0 P_0(E)) \quad (2.1.14)$$

ここで、 σ_p はポテンシャル散乱微視断面積、 N は原子数濃度を示す。

この時、(2.1.13)及び(2.1.14)を用いると(2.1.12)は次式のように書ける。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{\sigma_M}{\sigma_{a,0}(E) + \lambda\sigma_{n,0}(E) + \sigma_N(E)} \cdot \frac{1}{P_0(E)} \quad (2.1.15)$$

従って、これを(2.1.1)に代入すれば次式が得られる。

$$\frac{\phi_f(E)}{\phi_M(E)} = \frac{\sigma_M}{\sigma_{a,0}(E) + \lambda\sigma_{n,0}(E) + \sigma_N(E)} \quad (2.1.16)$$

(2) 共鳴積分の計算

(2.1.16)式を用いて共鳴積分を求める式はJAERI-M4449,の1.2.2節(1.2.6)式以下と同じである。但し、 β のみ次式のように定義がえすればよい。

$$\beta = \frac{\Gamma}{\Gamma_a + \lambda \cdot \Gamma_n} \cdot \frac{\sigma_N}{\sigma_0} \quad (2.1.17)$$

* 断面積、原子数密度で零の添字をつけたものは共鳴核種のものであることを示す。又、断面積の右上の添字 a d は admixture を示す。

実際に共鳴積分を求める手順は次の通り。

(I) まず燃料領域 (f, m) のみの系に対し JAERI-M4449 に述べたと全く同様の方法で共鳴積分を求める。

(II) 次に燃料カーネルの全断面積を次式で求め、それを用いて P_0 を求める (この時は平均値となりエネルギー依存性はなくなる)。 P_0 の導出式は附録 2 に示した。

$$\Sigma_{t, f} = N^0 \left(\sigma_{p, 0} + S \frac{N^i}{N^0} \sigma_p^i + RI/\Delta \right), \quad \Delta = 0.25 \quad (2.1.18)$$

(III) σ_N を求め格子系に対して先に述べた方法で再び共鳴積分計算を実行する。

(3) 共鳴積分の詳細計算の修正

JAERI-M 4449 の 1.2.5 節において共鳴積分を多数エネルギーポイント毎の数値積分により求める (ISP=1) 計算について述べたが、これについては JAERI-M 4449 の

(1.38) 式中の $\phi_f(E)/\phi_m(E)$ を前節 (2.1.16) で置き換えればよい。なお、 P_{FF}^0 は前節 P_0 と同一量である。又、積分範囲は共鳴レベルの中心エネルギー E_r を基準とし、下限値を $(E_r - \Delta E_r)$ 、上限値を $(E_r + \Delta E_r)$ とする。但し、積分区間 ΔE_r は次のうち大きい方をとる。⁽³⁾

○ Practical width, $\sqrt{\sigma_0/\sigma_p} \Gamma$ の 2.5 倍

○ Doppler width, $\sqrt{\frac{4E_r k T_f}{M}}$ の 10 倍

ここで、 T_f は燃料温度 (°K), k はボルツマン定数 (erg. deg⁻¹) である。なお積分区間のエネルギーメッシュ巾はレサジー巾 0.002 の等間隔区分とする。

2.2 黒鉛の散乱カーネル作成

熱中性子スペクトルは中性子と黒鉛との散乱の取り扱いモデルに著しく影響される。DELIGHT ではこの中性子と黒鉛の散乱に自由ガスによる散乱法則が適用されていた。しかし、黒鉛の温度が高い場合はこの近似でも比較的よいが低温になると黒鉛の結晶構造に基づく化学結合効果が強くなり、自由ガスによる散乱モデルの適用には無理が生じてくる。そこで低温の場合の熱中性子スペクトルの計算精度向上のため中性子と黒鉛の散乱に黒鉛の化学結合効果を考慮できるようにした。本コードへの取り入れ方としては予め黒鉛に対して温度点ごとにその化学結合効果を考慮して (50 群 × 50 群) の散乱 (断面積) マトリックスを計算しそれをデータ・ライブラリー化しておき、実際の格子臨界・燃焼計算では使用温度を指定しその温度に対するデータを取り出すものとした。今回ライブラリー化された黒鉛の散乱カーネルに対する主な計算モデル並びに条件は次の通り。

(1) エネルギー区分

2.38 eV ~ 0 eV を JAERI-M 4449 TABLE III に示したように区分した 50 群モデル。

(2) 温度点

300 °K - 0.02585 eV

600 °K - 0.05170 eV

900 °K-0.07755 eV

1200 °K-0.10340 eV

1500 °K-0.12925 eV

(3) 使用コード TRUSH⁽⁴⁾(4) 理論モデル⁽⁵⁾

(i) 散乱過程 非干渉散乱近似

(ii) 黒鉛の格子振動 吉森-北野モデル⁽⁶⁾(iii) 振動数分布 Young - Koppel の等方振動数分布⁽⁷⁾

なお、現状でのこの散乱カーネルの使用温度は(2)に示した5温度点のみであり(内挿、外挿、等は出来ず、入力された減速材温度に最も近い温度点のカーネルを用いる)、使用者はこの点十分留意すべきである。

2.3 格子内中性子束分布の計算

一般に被覆燃料粒子を用いた黒鉛減速ガス冷却炉は平均質炉と呼ばれ、炉物理上の観点から見た場合には燃料核種の共鳴吸収に関する特性以外は均質格子と見立ててよく、すなわち格子内のいたる所で中性子束のエネルギー分布は同一であり且つ中性子束レベルも等しい、として計算しても精度上大きな問題はないとされている。したがって従来の DELIGHT コードでは格子を均質化して一点近似で取り扱つかい、燃料核種の共鳴吸収の計算に対してのみ中性子束の空間的遮蔽効果を取り入れている。しかし実際の格子(燃料要素)は Fig. 1 にみる様に燃料棒、黒鉛スリーブ、黒鉛ブロックなどから構成され構造上はかなり不均一なものになっており、中性子束は高速エネルギー領域ではブロック内で低く、熱エネルギー領域では燃料棒内で降下するという空間的な分布をもつことになり、その歪の程度は一般に前者は燃料棒間隔が大きい程、後者は燃料棒が太い程大きくなる。そこでこの格子内中性子束分布を計算するために次元拡散近似のプログラムを作成し、DELIGHT コードに付加した。以下にその計算方法と得られる出力量、及び DELIGHT-2 コードの MAIM ルーチンとの計算フロー上の関連について述べる。

(1) モデル化と群定数

燃料要素内には複数本の燃料棒あるいは燃料ピン(燃料棒+黒鉛スリーブ)が存在するが、計算対象形状は一本の燃料棒あるいは燃料ピンを中心とする等価的な1チャンネルであり、幾何学的には一次元円筒モデルである。異なった群定数をもつ領域の数は最大10個まで取り扱えるが、そのうち核分裂性物質を含む燃料領域は1領域のみ許され領域番号を入力指定する。なお可燃性毒物(¹⁰B)の存在は全ての領域で許される。

また、本コードの計算対象である黒鉛減速ガス冷却炉の燃料要素は、核特性上の観点からは空間的にはほとんど均一と云ってよく、格子内中性子束空間分布を考慮した格子平均群定数を用いて臨界・燃焼計算を行っても、その計算結果に与える影響は著しく小さいことが容易に想像される。そこで今回の改良では格子内の微細な中性子束空間分布を見積ることを主眼とし、その求められた中性子束分布を DELIGHT コードの MAIN の計算である中性子束エネルギー分布計算や臨界・燃焼計算に feed back させることはしないこととした。したがって、本サ

ブルーチンで用いられる領域毎巨視断面積の作成には、格子内平均の中性子束エネルギー分布を用いて少数群に縮約された核種毎の微視断面積を使用しており、領域毎の巨視断面積の差異は核種の原子数密度が領域毎に異なることのみによっている。核種毎の少数群縮約微視断面積は JAERI-M4449⁽¹⁾ の第 1.3 章及び第 2.2 章で説明されている値を用いている。

(2) 基礎方程式と解法

第 i 群の中性子平衡式は

$$-\nabla [D^i(r) \cdot \nabla \phi^i(r)] + \Sigma_T^i(r) \cdot \phi^i(r) = X^i \cdot S(r) + S \sum_{j=1}^I \beta_j^i(r) \phi^j(r) \quad (2.3.1)$$

$$i = 1 \sim I \quad 2 \leq I \leq 10$$

ここで、 ϕ^i : 第 i 群の中性子束 (energy integrated flux)

r : 原点からの距離

D : 拡散係数

Σ_T : 全断面積, $\Sigma_T^i(r) = \Sigma_a^i(r) + \sum_{j=1}^I \Sigma_j^i(r)$

X^i : 核分裂スペクトルの第 i 群の積分値 ($\sum_i X^i = 1$)

S : 中性子源密度 ($\int_R S dV = 1$)

(2.3.1) 式を反復計算で解くときは、得られた $\phi^i(r)$ を用いて次回の $S(r)$ として

$$S(r) = \frac{\sum_i (\nu \Sigma_f(r))^i \cdot \phi^i(r)}{\lambda}$$

とついて反復を行う。

ここで、 $\nu \Sigma_f$: 分裂利得断面積

λ : 固有値 (実効増倍率)

(2.3.1) 式を解くことにより中性子束の空間分布が得られる。解法は通常の Backward ~ Forward 法であるが、本計算では上方散乱の効果を取り入れているので、エネルギー依存の値に反復計算が必要である。

(2.3.1) 式の第 1 項は

$$-D^i(r) \frac{d^2 \phi^i(r)}{dr^2} - D^i(r) \frac{1}{r} \frac{d \phi^i(r)}{dr} - \frac{d D^i(r)}{dr} \phi^i(r) \quad (2.3.2)$$

領域番号を l ($l=1 \sim L$)、メッシュ番号を n ($n=1 \sim N$) とする。

1 つの領域 l 内では群定数 [(2.3.1) 式の係数] は一定値とする。また燃焼ステップが進めば群定数は当然変ってくるが、この計算で求められた中性子束分布の値は臨界、燃焼計算には feed back しないので、1 つの領域内では群定数の値は同一である。またメッシュ巾 Δr も 1 つの領域内で一定値 Δr_l をとる。

(A) 領域 l の内点

$$\left[\frac{d^2 y}{dr^2} \right]_{r=r_n} = \frac{y_{n+1} - 2y_n + y_{n-1}}{(\Delta r_n)^2} \quad (2.3.3)$$

$$\left[\frac{dy}{dr} \right]_{r=r_n} = \frac{y_{n+1} - y_{n-1}}{2(\Delta r_n)} \quad (2.3.4)$$

ここで、

$$a_n^i = \frac{D_n^i}{(\Delta r_n)^2} \quad (2.3.5)$$

$$C_n^i = \left(1 + \frac{\Delta r_n}{2r_n}\right) a_n^i \quad (2.3.6)$$

$$d_n^i = X_n^i S_n + \sum_{j=1}^I S_n^{j,i} \phi_n^j \quad (2.3.7)$$

ただし $n \in \ell$ に対しては $D_n^i = D_\ell^i$, $\Delta r_n = \Delta r_\ell$, $\sum_n^{j,i} = \sum_\ell^{j,i}$ となるから

$$a_n^i = a_\ell^i \quad (2.3.8)$$

とおくと、

$$\phi_{n+1}^i = \frac{2a_n^i + \sum_{j=1}^I C_n^{j,i}}{C_n^i} \phi_n^i - \frac{a_n^i - \frac{\Delta r_n}{2r_n} a_n^i + b_n^i}{C_n^i} \phi_{n-1}^i - \frac{d_n^i}{C_n^i} \quad (2.3.9)$$

更に置き換えをすれば

$$\phi_{n+1}^i = k_n^i \phi_n^i - \ell_n^i \phi_{n-1}^i - m_n^i \quad (2.3.10)$$

$$k_n^i = \frac{2a_n^i + \sum_{j=1}^I C_n^{j,i}}{C_n^i} \quad (2.3.11)$$

$$\ell_n^i = \frac{\left(1 - \frac{\Delta r_n}{2r_n}\right) a_n^i}{C_n^i} \quad (2.3.12)$$

$$m_n^i = \frac{d_n^i}{C_n^i} \quad (2.3.13)$$

ここで、 ϕ は次の backward recurrence formula によって解く。

$$\phi_n^i = \frac{\phi_{n+1}^i + \beta_n^i}{\alpha_n^i} \quad (2.3.14)$$

α , β はあらかじめ forward recurrence formula によって解いておくがその式は次の様にして得られる。(2.3.14) 式から、

$$\phi_{n-1}^i = \frac{\phi_n^i + \beta_{n-1}^i}{\alpha_{n-1}^i} \quad (2.3.15)$$

これを (2.3.10) 式に代入して、

$$\phi_n^i = \frac{\phi_{n+1}^i + \frac{\ell_n^i}{\alpha_{n-1}^i} \beta_{n-1}^i + m_n^i}{k_n^i - \frac{\ell_n^i}{\alpha_{n-1}^i}} \quad (2.3.16)$$

この式と (2.3.14) 式とから

$$\alpha_n^i = k_n^i - \frac{L_n^i}{\alpha_{n-1}^i}, \quad (2.3.17)$$

$$\beta_n^i = \frac{L_n^i}{\alpha_{n-1}^i} \cdot \beta_{n-1}^i + m_n^i \quad (2.3.18)$$

となる。

α , β , ϕ の出発値は $r = 0$ 及び $r = R$ での境界条件から得られる。また、上方散乱を考慮したために (2.3.7) 式の左辺で必要になる中性子束 ϕ_n^j ($j \leq i$) の値は前回の反復計算で求められている値を用いる。

(B) 領域と領域との境界 (Interface boundary) $r = r_B$

境界 $r = r_B$ での条件は

$$\left\{ \begin{array}{l} \phi_{B+}^i = \phi_{B-}^i = \phi_B^i \\ \lim_{r \rightarrow r_{B+}} J_+^i = \lim_{r \rightarrow r_{B-}} J_-^i \\ J_-^i = -D^i \frac{d\phi^i}{dr} \end{array} \right. \quad (2.3.19)$$

ここで、 $-$, $+$ の添字はそれぞれ境界の左, 右の領域に属することを示す。

境界点での係数 (2.3.5) ~ (2.3.7) は n 点での値のみでなく $(n+1)$ 点及び $(n-1)$ 点での値を用いることにより求められる。

すなわち $r_{B-} = \frac{\Delta r_-}{2}$ 及び $r_{B+} = \frac{\Delta r_+}{2}$ における中性子流 J_+^i , J_-^i を Taylor 展開し

て (2.3.1) 式を用いて変形すると、最終的な結果として以下の式を得る。

$$\phi_B^i = \frac{\phi_{B+1}^i + \beta_B^i}{\alpha_B^i}, \quad \phi_{B+1}^i = \phi_{n+1}^i, \quad (2.3.20)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} \alpha_B^i = K_B^i - \frac{L_B^i}{\alpha_{B-1}^i}, \quad \alpha_{B-1}^i = \alpha_{n-1}^i \\ \beta_B^i = \frac{\beta_{B-1}^i}{\alpha_{B-1}^i} L_B^i + M_B^i, \quad \beta_{B-1}^i = \beta_{n-1}^i \end{array} \right. \quad (2.3.21)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} K_B^i = \frac{1}{r_B^i L_{B+}^i} \left\{ (L_{B-}^i + \frac{e_{B-}^i \Sigma_{TB-}^i}{2}) + r_B^i (L_{B+}^i + \frac{e_{B+}^i \Sigma_{TB+}^i}{2}) \right\} \\ L_B^i = \frac{1}{r_B^i} \frac{L_{B-}^i}{L_{B+}^i} \\ M_B^i = \frac{1}{2 r_B^i L_{B+}^i} (r_B^i e_{B+}^i d_{B+}^i + e_{B-}^i d_{B-}^i), \end{array} \right. \quad (2.3.22)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} \mathcal{L}_{B-} = 1 - \frac{\Delta r_{B-}}{2r_B}, \quad \mathcal{L}_{B+} = 1 + \frac{\Delta r_{B+}}{2r_B} \\ e_{B-}^i = \frac{(\Delta r_{B-})^2}{D_{B-}^i}, \quad e_{B+}^i = \frac{(\Delta r_{B+})^2}{D_{B+}^i} \\ r_B^i = \frac{D_{B+}^i}{D_{B-}^i} \cdot \frac{\Delta r_{B-}}{\Delta r_{B+}} \end{array} \right. \quad (2.3.23)$$

但し、 $B_- \rightarrow n-1$, $B_+ \rightarrow n+1$ とする。

(C) 外側境界条件

○ 中心点

$$\text{対称条件 } \left(\frac{d\phi}{dr} \right)_{r=0} = 0 \quad (2.3.24)$$

最終式は、

$$\left\{ \begin{array}{l} \phi_1^i = \frac{\phi_2^i + \beta_1^i}{\alpha_1^i} \\ \alpha_1^i = 1 + \frac{\sum T_1^i \cdot (\Delta r_2)^2}{4D_1^i} \\ \beta_1^i = \frac{d_1^i (\Delta r_2)^2}{4D_1^i} \end{array} \right. \quad (2.3.25)$$

但し、 $\Delta r_1 = 0$, $\Delta r_2 = \Delta r(1)$

○ 最外点

$$\text{対称条件 } \left(\frac{d\phi^i}{dr} \right)_{r_N} = 0 \quad (2.3.26)$$

最終式は、

$$\phi_N^i = \frac{d_N^i + 2a_N^i \beta_{N-1}^i / \alpha_{N-1}^i}{\sum T_{1,N}^i + 2a_N^i (1 - 1/\alpha_{N-1}^i)} \quad (2.3.27)$$

以上で求めた中性子束 ϕ_n^i から (2.3.1) 式で定義されている中性子源 S_n を求め、 ϕ_n^i を求めるために仮定した S_n^* との比較及び (2.3.7) 式の d_n^i を求めるために仮定した ϕ_n^{i*} と ϕ_n^i との比較により収束判定をする。未収束の場合は前記の計算を繰り返す、収束した場合は出力量の計算へ移る。

Fig. 2(6)にこれらの計算を実際に行う subroutine PEAKFX の計算フローを示す。

(3) 出力量

subroutine PEAKFXで計算された値は全て subroutine POUTPTで出力される。格子内中性子束分布の計算方式は入力指定 (IPEAKによる指定 --- 第4.1章参照) により異なるが、一方出力量及び出力形式は燃焼ステップの種類により異なる。すなわち、

- ① initial burn-up step,
- ② spectral recalculation を行う burn-up step,
- ③ spectral calculation を行わない burn-up step

の3種類がある。Fig. 2(7)に subroutine POUTPT内の出力プリントフローと出力項目を示す。詳細な出力量については第4.2章の(5)に示す。

2.4 その他の改良

2.4.1 ボロン (^{10}B)濃度の燃焼依存

高温ガス実験炉においては温度条件(特に燃料最高温度制限)が厳しいため、一般に軸方向温度分布を平坦化させるために軸方向出力分布を入口側(低温側)で高くする必要があるが、一方燃焼初期における反応度制御のための低温側からの制御棒挿入は、軸方向出力分布を平坦化し温度条件を厳しくする傾向にある。そこでその解決の一方法として可燃性毒物(^{10}B)の使用が有望である。

また黒鉛構成材中に含まれる不純物としてのボロン(^{10}B)も反応度にも与える影響は大きく、その燃焼による濃度変化を無視することはできない。

そこで、ボロン(^{10}B)の燃焼による濃度変化が取り扱えるように DELIGHT コードを修正した。計算式を次に示す。

燃焼ステップ m (時刻 t_m) における ^{10}B の原子数密度を $N_{26}(t_m)$ 、その Δt 時間後の時刻 $t_m + \Delta t$ における ^{10}B の原子数密度を $N_{26}(t_m + \Delta t)$ とすると、

$$\frac{dN_{26}(t)}{dt} = -\mu_{26} N_{26}(t) \quad (2.4.1)$$

から (^{10}B の Identification number は 26) ,

$$N_{26}(t_m + \Delta t) = e^{-\mu_{26} \cdot \Delta t} N_{26}(t_m) \quad (2.4.2)$$

ただし、 μ_{26} は ^{10}B の消滅確率で $\mu_{26} = \gamma_{26} = \sum_i \sigma_c^i(26) \phi^i \times 10^{-24}$ 。また、 $\sigma_c^i(26)$ は ^{10}B のエネルギー群 i の微視捕獲断面積、 ϕ^i はエネルギー群 i の中性子束である。

更に ^{10}B が消滅した分は ^{11}B (Identification number 32) の増加とする。但し ^{11}B は燃焼により消滅しない。

$$\Delta N_{32} = N_{26}(t_m) - N_{26}(t_m + \Delta t) \quad (2.4.3)$$

$$N_{32}(t_m + \Delta t) = N_{32}(t_m) + \Delta N_{32} \quad (2.4.4)$$

2.4.2 燃焼による核種の生成・消滅率の算出

燃焼計算結果のより有効な活用を計るため、各燃焼ステップで次の様な核種の生成・消滅率の算出とその出力プリントを追加した。

まずその燃焼時点での燃料核種 k の密度 $\rho(k)$ を求める。

$$\rho(k) = \frac{A_k}{a} N_k \quad (2.4.5)$$

ただし、 A_k 、 N_k はそれぞれ核種 k の原子質量及び原子数密度であり、 a はアボガドロ数 (0.6024×10^{24}) である。次に予じめ求めておいた燃焼初期での全燃料核種密度 ρ_f^0 、ウラン燃料核種密度 ρ_U^0 、トリウム燃料核種密度 ρ_{Th}^0

$$\rho_f^0 = S \sum_{k=1}^{13} \frac{A_k}{a} N_k^0, \quad \rho_U^0 = S \sum_{k=5,8} \frac{A_k}{a} N_k^0, \quad \rho_{Th}^0 = S \sum_{k=1,3} \frac{A_k}{a} N_k^0 \quad (2.4.6)$$

を用いて以下に記す値を算出する。

- 初期重金属 1 kg 当りの次の残存量

$$\begin{aligned} \text{トリウム} & ; \rho_1 \times 10^3 / \rho_f^0 \\ \text{ウラン} & ; S \rho_k \times 10^3 / \rho_f^0 \quad k=3, 4, 5, 6, 8 \\ \text{プルトニウム} & ; S \rho_k \times 10^3 / \rho_f^0 \quad k=9, 10, 11, 12 \end{aligned}$$

- 初期全ウラン ($^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$) 1 kg 当りの次の残存量

$$\begin{aligned} \text{核種毎} & ; \rho_k \times 10^3 / \rho_U^0 \\ & k=5: ^{235}\text{U}, 9: ^{239}\text{Pu}, 10: ^{240}\text{Pu}, 11: ^{241}\text{Pu}, 12: ^{242}\text{Pu} \end{aligned}$$

$$\text{分裂性プルトニウム} ; (\rho_9 + \rho_{11}) \times 10^3 / \rho_U^0$$

$$\text{全プルトニウム} ; S \rho_k \times 10^3 / \rho_U^0 \quad k=9, 10, 11, 12$$

- 初期全トリウム ($^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$) 1 kg 当りの次の残存量

$$\begin{aligned} \text{核種毎} & ; \rho_k \times 10^3 / \rho_{Th}^0 \\ & k=3: ^{233}\text{U}, 4: ^{234}\text{U}, 5: ^{235}\text{U} \end{aligned}$$

- ウランの組成率

$$\begin{aligned} N_u & = S N_k \quad (k=3, 4, 5, 6, 8) \text{ としたとき次の値} \\ N_k / N_u & \quad k=3, 4, 5, 6, 8 \end{aligned}$$

- プルトニウムの組成率

$$\begin{aligned} N_{Pu} & = S N_k \quad (k=9, 10, 11, 12) \text{ としたとき次の値} \\ N_k / N_{Pu} & \quad k=9, 10, 11, 12 \end{aligned}$$

更に上記の改良とは別個に次の出力量の追加がなされた。

- (i) 各燃焼ステップで存在する ^{235}U , ^{236}U , ^{237}Np の原子数密度のうち初装荷時のトリウム燃料核種から生成された量とウラン燃料核種に起因する量を別々に計算し出力する。

- (ii) 次の二群パラメーター

縮約 2 群定数より次の値を算出する。

$$g = \frac{\nu \sum_f^1}{\sum_r + \sum_a^1} \quad (2.4.7)$$

$$p = \frac{\sum_r}{\sum_r + \sum_a^1} \quad (2.4.8)$$

$$f = \frac{\sum_a^2(\text{fuel})}{\sum_a^2} \quad (2.4.9)$$

$$\eta \cdot f = \frac{\nu \sum_f^2}{\sum_a^2} \quad (2.4.10)$$

2.4.3 中性子平均速度の算出

原子炉の動特性解析において中性子の平均速度が必要になるが今回2群モデルの場合についてこれを算出するものとした。DELIGHTでは速中性子スペクトルはレサジー表示であり、一方熱中性子スペクトルはエネルギー表示で求められている。これを考慮して中性子平均速度を次式で算出する。

$$\bar{v}_f = \frac{\int_0^{u_c} \phi(u) du}{\frac{1}{\sqrt{2}} \int_0^{u_c} \frac{\phi(u)}{\sqrt{E}} du} = \frac{\sum_{k=1}^{k_c} \phi_{\Delta^k}^k}{\frac{1}{\sqrt{2}} \sum_{k=1}^{k_c} \phi_{\Delta^k}^k \cdot \bar{U}^k} \quad (2.4.11)$$

ここで、 k は群番号を、 k_c は切断エネルギー群番号を示し、 u_c は切断エネルギーに対応するレサジーである。又 Δ^k は第 k 群のレサジー巾である。なお、 \bar{U}^k は次式で求める。

$$\bar{U}^k = (E^k)^{-\frac{1}{2}} = \{E_0 \exp(- (0.125 + 0.25(k-1)))\}^{-\frac{1}{2}}$$

一方、熱中性子平均速度は次式で算出する。

$$\begin{aligned} \bar{v}_{th} &= \frac{\int_0^{E_c} \phi(E) dE}{\frac{1}{\sqrt{2}} \int_0^{E_c} \frac{\phi(E)}{E} dE} = \frac{\sum_{k=1}^{k_c} \phi_{\Delta^k}^k}{\frac{1}{\sqrt{2}} \sum_{k=1}^{k_c} \phi_{\Delta^k}^k \left(\frac{E^k + E^{k-1}}{2} \right)^{-\frac{1}{2}}} \\ &= \frac{\sum_{k=1}^{k_c} \phi_{\Delta^k}^k}{\sum_{k=1}^{k_c} \frac{\phi_{\Delta^k}^k}{\sqrt{E^k + E^{k-1}}}} \quad (2.4.12) \end{aligned}$$

この場合、 Δ^k は第 k 群のエネルギー巾である。

3 計 算 フ ロ ー

前章で述べたように DELIGHT はかなり大巾な改良がなされたことにより、計算フローにもかなりの追加、修正の個所が生じた。この計算フローについては JAERI-M 4449 に於ても詳しいものを示していなかったのが今回の変更を機会にそれを Fig. 2 に示した。また DELIGHT-2 ではデータライブラリーが1本増加し5本となった。データライブラリー*は次の通り。

F08	REACT	(disk)	反応率計算用データライブラリー
F10	DELIGHT	(tape)	速中性子スペクトル計算用データライブラリー
F22	THERM	(disk)	熱中性子スペクトル計算用データライブラリー
F30	BURNP	(disk)	燃焼計算用データライブラリー
F40	GRPHTK	(tape)	黒鉛の散乱カーネルデータ

この他に F01, F11, F20 として3個の disk が scratch 使用*される。

* FACOM 230/60に対するもの。

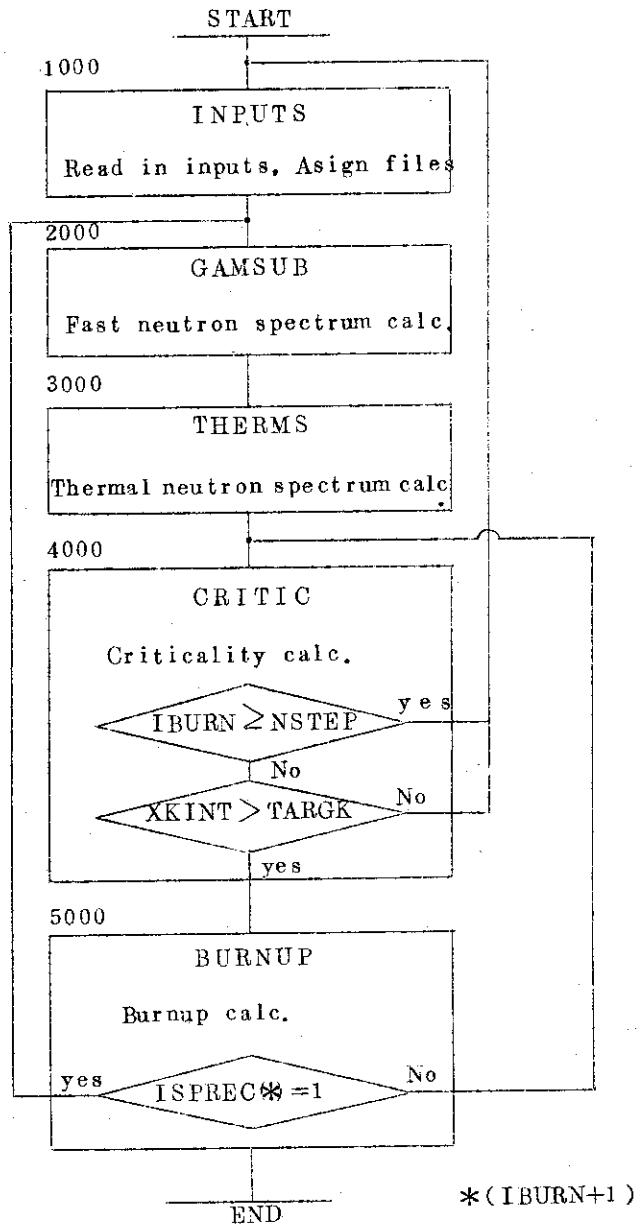
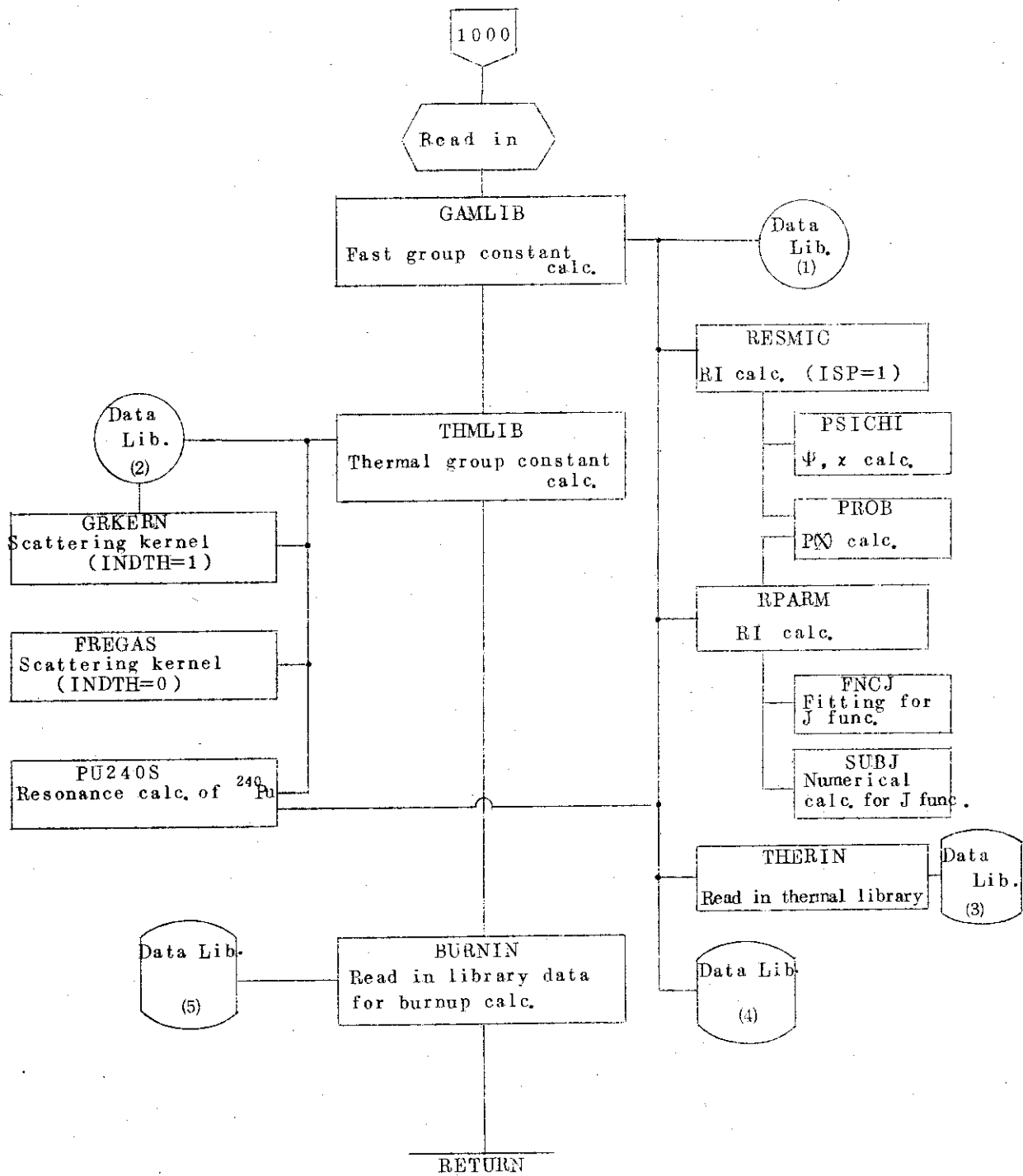
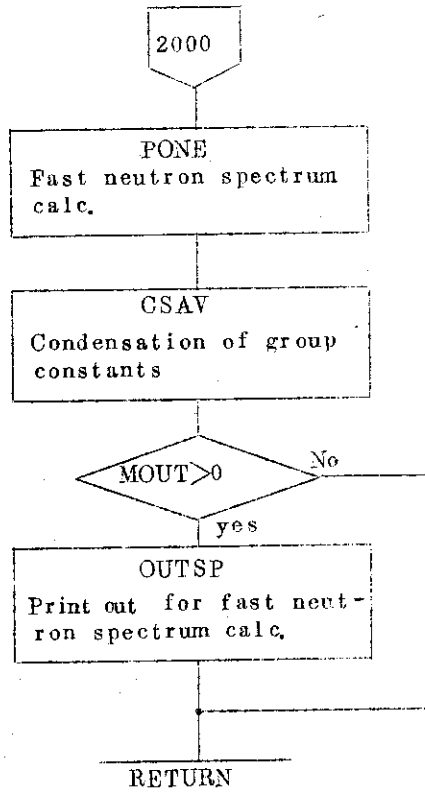


Fig. 2 (1) Main flow diagram of DELIGHT-2

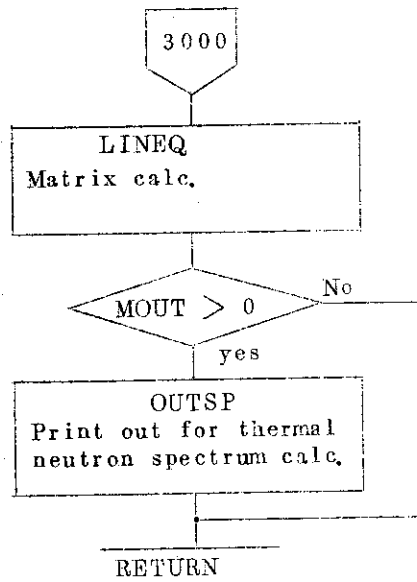


- Data Lib.1 Data for fast neutron spectrum calc.
- Data Lib.2 Scattering kernel for graphite
- Data Lib.3 Data for thermal neutron spectrum calc.
- Data Lib.4 Data for reaction rate calc.
- Data Lib.5 Data for burnup calc.

Fig. 2 (2) Flow diagram of SUBROUTINE INPUTS



SUBROUTINE GAMSUB



SUBROUTINE THERMS

Fig. 2 (3) Flow diagrams of SUBROUTINE GAMSUB and THERMS

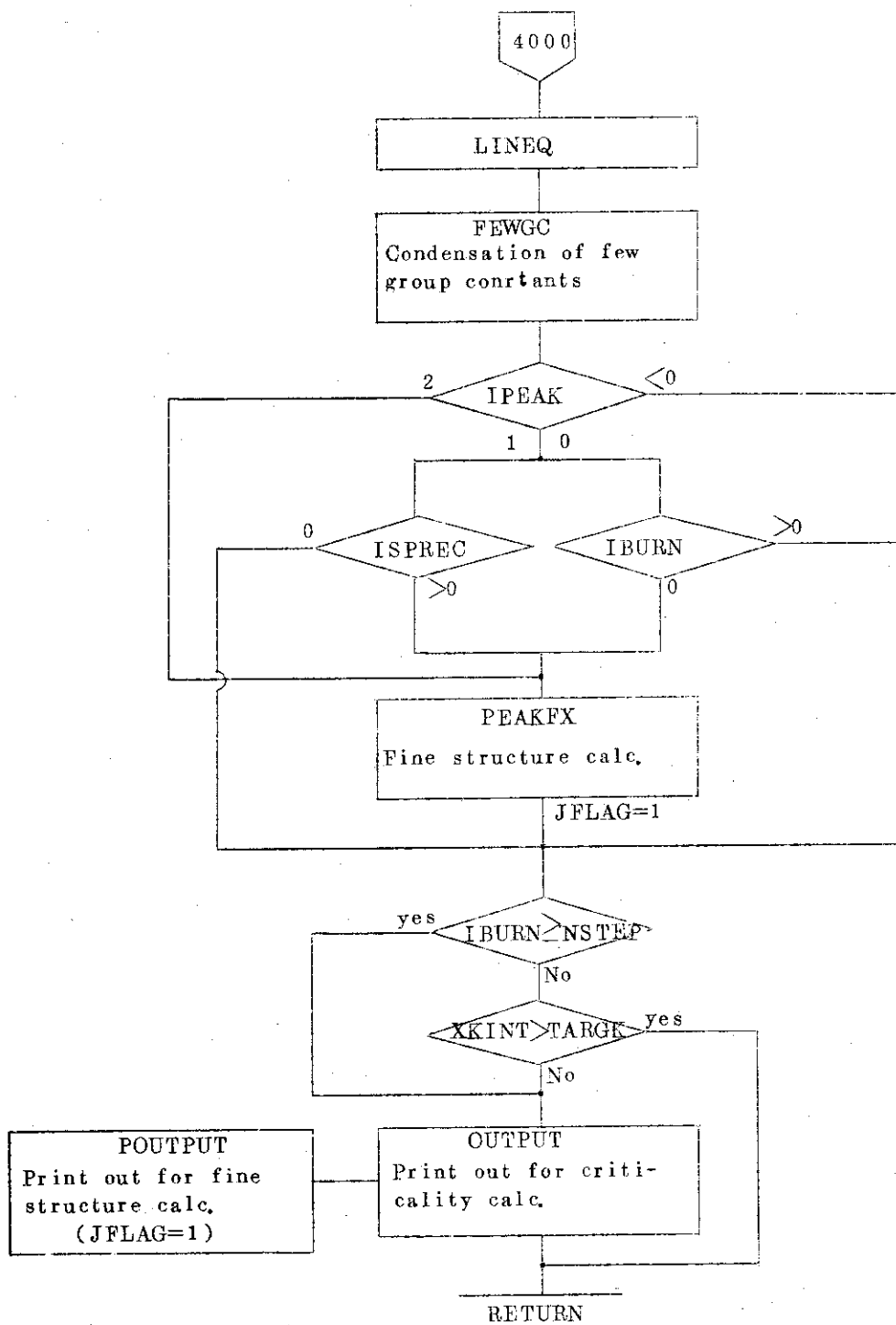


Fig. 2 (4) Flow diagram of SUBROUTIN CRITIC

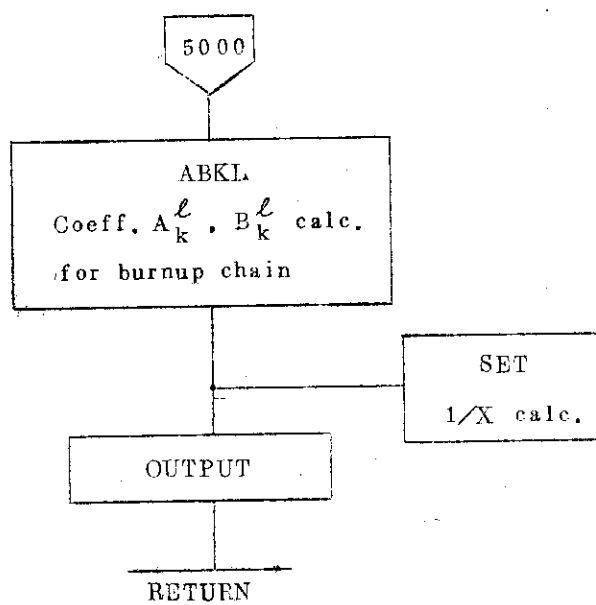


Fig. 2(5) Flow diagram of SUBROUTINE BURNUP

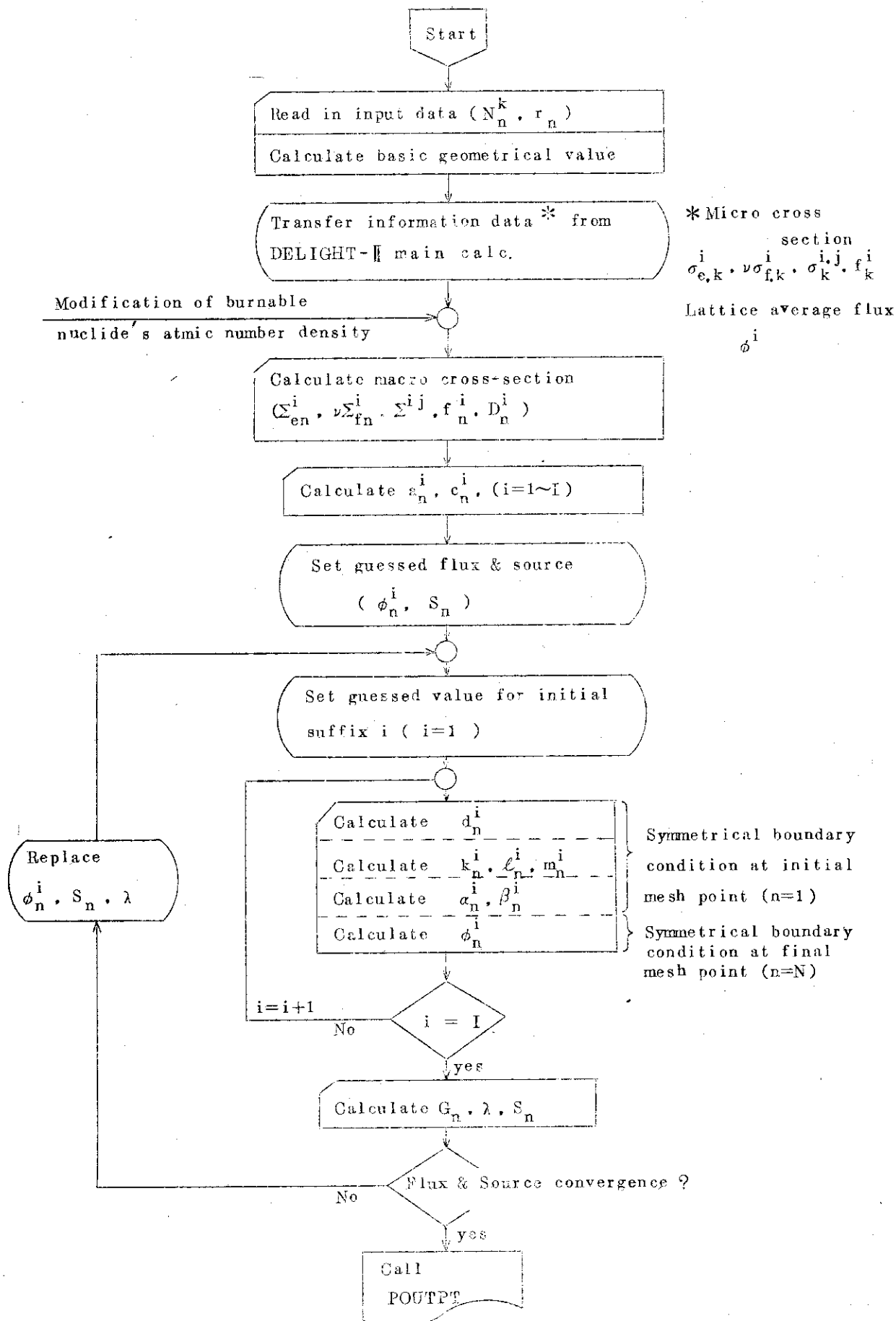
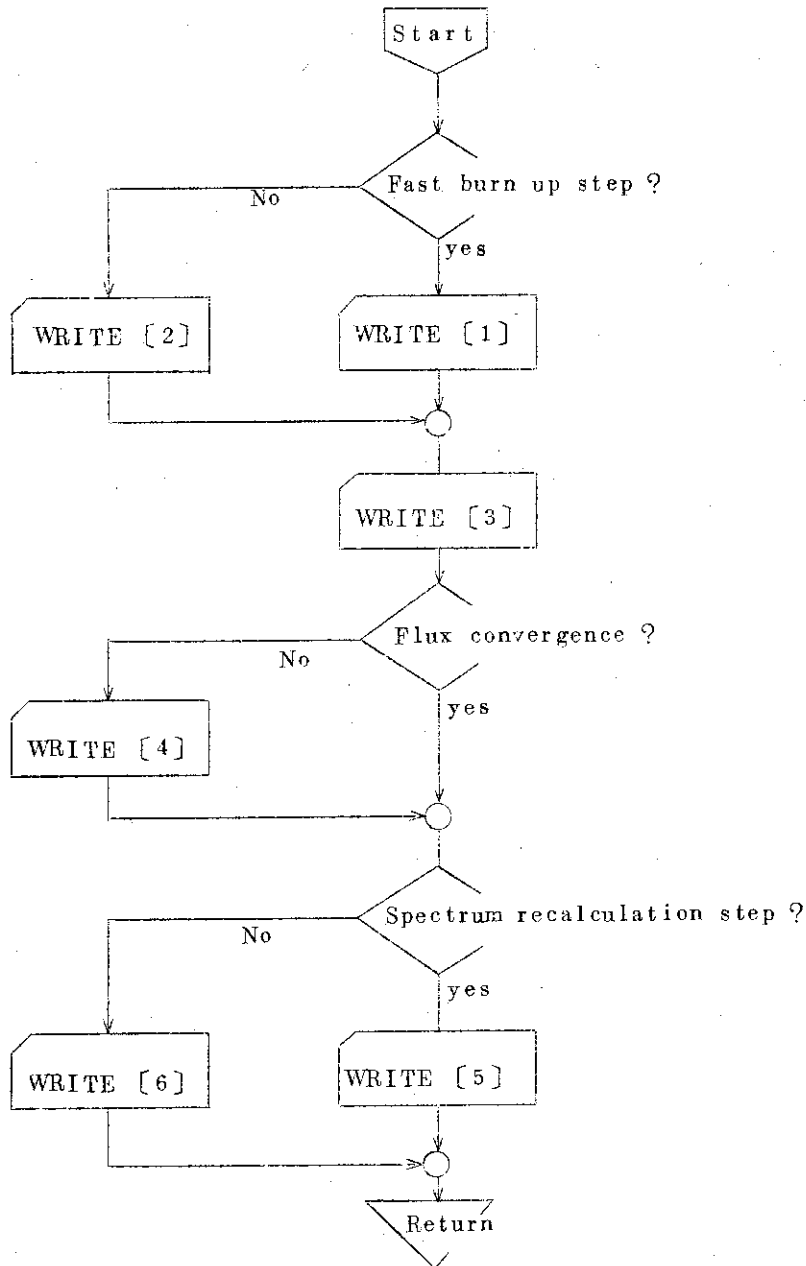


Fig. 2 (6) Calculation flow of SUBROUTINE PEAKFX



- [1] Input data, Basic geometrical value, Nuclidewise and regionwise atomic number density.
- [2] Regionwise atomic number density of B-10, Nuclidewise atomic number density in compact region.
- [3] Neutron flux and neutron source distribution.
- [4] Maximum error on neutron flux iterative calculation.
- [5] Regionwise macroscopic cross-section.
- [6] Macroscopic cross-section in compact region.

Fig. 2 (7) Output flow of SUBROUTINE POUTPT

4 入出力形式

第2章で述べた計算方法に対する諸改良の結果としてコードの入力・出力の形式を若干変更することとなった。本章では今回の変更後の入出力形式について説明する。

4.1 入力形式

入力データとしては格子燃焼計算用入力とライブラリー作成用入力の2つがあったが後者については全く変更されていないので省略し (JAERI-M 4449⁽¹⁾ 参照), ここでは格子燃焼計算用入力についてのみ説明する。新たな入力は次のデータから構成される。

- | | |
|----------------|-----------------|
| (1) タイトル | ITEM 1 |
| (2) 計算の制御用定数 | ITEM 2~4, 10 |
| (3) 臨界・燃焼計算用定数 | ITEM 5~9, 11~13 |
| ○ 原子数密度の入力 | ITEM 5 |
| ○ 共鳴吸収計算用入力 | ITEM 6~8 |
| ○ 臨界・燃焼計算用入力 | ITEM 9, 11~13 |
| (4) 中性子束の格子内詳細 | |
| 分布計算用入力定数 | ITEM 14~16 |

入力形式はまとめてTABLE 1 に示す。変更された部分は次の通り。

- (1) ITEM 2の最後にINDTH, KERNL, NDYN及びIPEAK が追加された。
- (2) ITEM 6の最後にCELDANが追加された。
- (3) ITEM 8が追加された。同時にITEM 7, 8が共鳴核種毎のくり返し入力となった。
- (4) ITEM 14~16が新たに追加された。

なお、改良コードで¹⁰Bの燃焼にともなう濃度変化が取り入れられた結果として¹¹Bがidentification 表32の核種として割り当てられた。しかし2.4.1節でも述べられたように¹¹Bの核的特性は無視されている (ライブラリー内にデータが内蔵されていない)。TABLE 2に修正された結果としての各核種のidentification numberを示す。

4.2 出力形式

出力は大きく次の4つに分類される。

- 入力定数の出力
- 多数群中性子スペクトル計算に関する出力
- 臨界・燃焼計算に関する出力
- 中性子束の格子内詳細分布計算に関する出力

以下、各々について出力上の変数とともにその内容を説明する。

- (I) 入力定数の出力
 - (i) タイトル
 - (ii) 制御用入力定数

TABLE 1 DELIGHT-2 INPUT DATA FORM

ITEM No.	SYMBOLS	FORMAT	COMMENTS
1	TITLE	18I4	Title
2	NUCT, NFEWF, NFEWT, NSTEP, KSPEC, NGFAST, NGTHEM, MOUT, NFEWE, NFEW2, ISP, INDTH, KERNEL, NDYN, IPEAK	18I4	<p>NUCT: Number of nuclides (≤ 30)</p> <p>NFEWF: Number of fast few groups (≤ 10)</p> <p>NFEWT: Number of thermal few groups (≤ 10)</p> <p>NSTEP: Number of burnup steps (≤ 50)</p> <p>(Note) If NSTEP=0, the burnup calculation is not performed.</p> <p>KSPEC: Option of fission spectrum source</p> <p>(Note)</p> <p>1 --- ^{233}U fission spectrum</p> <p>2 --- ^{235}U fission spectrum</p> <p>3 --- ^{239}Pu fission spectrum</p> <p>4 --- ^{241}Pu 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</p> <p>(Note)</p> <p>0 --- Non print out</p> <p>1 --- Print out</p> <p>NFEWE: Number of condensed few groups (≤ 10)</p> <p>NFEW2: Lowest group number of first one in condensed two groups</p> <p>ISP: Resonance option</p> <p>(Note)</p> <p>0 --- IR approximation</p> <p>1 --- Numerical cal. of multi-energy points</p> <p>INDTH: Scattering model for graphite</p> <p>(Note)</p> <p>0 --- Free gas model</p> <p>1 --- Library kernel</p> <p>KERNEL: 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>
3	(IFGROU(I), I=1, NFEWF)	10I4	Lowest group number of fast few groups
4	(ITGROU(I), I=1, NFEWT)	10I4	Highest group number of thermal few groups

ITEM No	SYMBOLS	FORMAT	COMMENTS
5	(NIDI, DENS(I), I=1, NUCT)	6(I2, E10.5)	NIDI : Id. number of nuclide I DENS(I): Atomic number density of nuclide I ($n/10^{24}/\text{cm}^3$)
6	NRES, TEMPF, CELDAN	I4, 5E12.5	NRES: Number of resonance nuclides TEMPF: Fuel temperature (K) CELDAN: σ_M (Note) $\sigma_M = \frac{1}{N_0} \left\{ \frac{1-\gamma}{r} \sum_i S N_i^i \sigma_p^i + \frac{1-C}{\bar{L} \cdot \gamma} \right\}$
7	IDRES(I), DRES(I), SIGPI, SIGMI, CHORD(I), DCOFF(I)	I4, 5E12.5	IDRES(I): Id. number of resonance nuclide I DRES(I): Atomic number density of resonance nuclide I in fuel grain ($n/10^{24}/\text{cm}^3$) SIGPI: Potential scattering cross section (resonance absorber I (barn)) SIGMI: Total scattering cross section per resonance absorber I (barn) CHORD(I): Mean chord length of fuel grain (cm) DCOFF(I): Quantity defined in Eq. (135), Ref. (1). Collision probability to black grains in fuel compact.
8	RADIUS(I)	6E12.5	Radius of fuel kernel (cm)
ITEM 7 and 8 are repeated for NRES.			
9	TARGK, TEMPM, POWER, BUCK	4E12.5	TARGK: Target k_∞ TEMPM: Moderator temperature (K) POWER: Fission power (W/cm^3) BUCK: Total buckling (cm^{-2})
10	(IEGROU(I), I=1, NFEWE)	10I4	Lowest group number of condensed fow groups
IF NSTEP>0, Card 11~13 are necessary.			
11	(FACTOR(I), I=1, 6)	6E12.5	Non purge factors of fission products (Note) I=1 ---- ^{135}Xe 2 ---- ^{149}Sm 3 ---- Pseude F.P. 1 4 ---- Pseude F.P. 2 5 ---- Pseude F.P. 3 6 ---- Pseude F.P. 4
12	(STEP(I), I=1, NSTEP)	6E12.5	Time intervals of burnup steps (days)
13	(ISPRED(I), I=1, NSTEP)	18I4	Option of spectrum recalculation (Note) 0 ---- Spectrum recalculation is not performed. 1 ---- Spectrum recalculation is performed.

ITEM No	SYMBOLS	FORMAT	COMMENTS
IF IPEAK 0, Card 14 and 15 are necessary .			
14	MMA _X , MF, NMA _X	3I3	MMA _X :Number of regions MF:Fuel region number (from inner) NMA _X :Number of mesh points
15	(NMM, DRMM, M=1, MMA _X)	6(I3, F9.5)	NMM:Mesh point number of outer boundary for region M (from center point) DRMM:Mesh point width in region M (cm)
16	(NIDK, DENSM (K, M), M=1, MMA _X)	I2, 7E10.5	NIDK:Identification number of nuclides DENSM(K, M):Atomic number density of nuclide in region M
ITEM 16 is repeated for NUCT.			

(Note 1) If CELDAN and RADIUS are zero, resonance integral is calculated by method of DELIGHT .

(Note 2) If ¹⁰B is involved, all nuclides with identification number 20 ~ 26 are requested as input of ITEM 5.

TABLE 2 IDENTIFICATION NUMBERS OF NUCLIDES

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

- 使用核種数 (NUCT)
 - 速中性子領域の少数群数 (NFEWF)
 - 熱中性子領域の少数群数 (NFEWT)
 - 使用分裂スペクトル指標 (KSPEC)
 - 高速中性子分裂利得の存する下限少数群番号 (NGFAST)
 - 共鳴吸収の存する下限少数群番号 (NGTHEM)
 - 燃焼ステップの数 (NSTEP)
 - 群定数作成のための縮約群数 (2群以外) (NFEWE)
 - 多数群中性子スペクトル計算結果の出力の可否 (MOUT)
 - 使用散乱カーネル指標 (INDTH)
 - ライブラリーカーネルの選定指標 (KERNL)
 - 共鳴積分計算に対するオプション (ISP)
 - 縮約2群に対する第1群の下限群番号 (NFEW2)
- (iii) 速中性子領域の少数群区分 (IFGROU)
- (iv) 熱中性子領域の少数群区分 (ITGROU)
- (v) 少数群定数作成のための縮約区分 (IEGROU)
- (vi) 原子数密度 (NID, DENS)
- (vii) 共鳴吸収計算用入力定数
- 共鳴核種数 (NRES)
 - 燃料カーネルの mean chord length (CHORD) (cm)
 - 燃料カーネルの黒鉛内均一分散系に対する C (DCOFF)
 - 燃料温度 (TEMPF) (°K)
 - 共鳴核種の I. D. 数 (IDRES)
 - 共鳴核種の燃料カーネル中の原子数密度 (DRES) ($\times 10^{24} / \text{cm}^3$)
 - 共鳴核種のポテンシャル散乱断面積 (SIGP) (barn)
 - 共鳴核種当りの全散乱断面積 (SIGM) (barn)
 - 燃料カーネル半径 (RADIUS) (cm)
 - σ_M (barn)
- (viii) 燃焼計算制御用入力定数
- 計算打切用目標無限増倍率 (TARGK)
 - 分裂出力 (POWER) (w / cm^3)
 - 全バックリング (BUCK) (cm^{-2})
 - 減速材黒鉛温度 (TEMPM) (°K)
- (ix) 燃焼ステップ巾 (STEP, day), 中性子スペクトル再計算の有無 (ISPREC)
- (x) 核分裂生成物の non purge factor (FACTOR)
- (2) 多数群中性子スペクトル計算に関する出力 (MOUT=1 のとき出力)。
- (i) 速中性子スペクトル計算用ライブラリーの概要
- NID 核種名とその I. D. 数

- LTOT 全データ数
 - IWA 吸収の有無 (0 ---なし, 1 ---あり)
 - IWF 分裂の有無 (0 ---なし, 1 ---あり)
 - IWR 共鳴吸収の有無 (0 ---なし, 1 ---あり, IWR=1 のとき共鳴積分を出力 (barn))
- (ii) 熱中性子スペクトル計算用ライブラリーの概要
- NID 核種名とその I. D. №
 - ISC 散乱カーネルの計算モデル (-1 ---デルタ函数型。但し, 散乱断面積はエネルギー依存; 0 ---デルタ函数型。但し, 散乱断面積は一定; 1 ---自由ガスモデルで計算するか又はライブラリーデータ使用)
 - SIGS ISC=-1 のとき 0.0
ISC=0 のとき σ_s (barn)
ISC=1 のとき $\sigma_s^{\text{epithermal}}$ (barn)
- (iii) 速中性子スペクトル ($n/cm^2 \cdot sec$)
- (iv) 減速密度 (切断エネルギー 2.38 eV) ($n/cm^3 \cdot sec$)
- (v) 少数群毎積分中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec$)
- (vi) 核種毎少数群微視断面積
- TRANSP σ_{tr} (barn)
 - ABSORP σ_a (barn)
 - NU FISS $\nu\sigma_f$ (barn)
 - FISS σ_f (barn)
 - F. SPEC 分裂スペクトルの割合
 - SC. TO I $\sigma_s^{K \rightarrow I}$ (barn)
- (vii) 熱中性子スペクトル (エネルギー標示) ($n/cm^2 \cdot sec$)
- (viii) 熱中性子スペクトル (エネルギー表示, 但し速中性子束と結合表示 (速中性子群の第 62 群と熱中性子群の 47 ~ 50 群の積分中性子束が一致するように結合)) ($n/cm^2 \cdot sec$)
- 熱中性子スペクトル (レサジー表示) ($n/cm^2 \cdot sec$)
- (ix) 少数群積分中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec$)
- (x) 核種毎少数群微視断面積
- TRANSP σ_{tr} (barn)
 - ABSORP σ_a (barn)
 - NU FISS $\nu\sigma_f$ (barn)
 - FISS σ_f (barn)
 - SC. TO I $\sigma_s^{K \rightarrow I}$ (barn)
- (3) 中性子平均速度 (2 群) (cm/sec)
- (4) 臨界・燃焼計算に関する出力
- (i) 臨界因子

- K-EFF 実効増倍係数
 - K-INF 無限増倍係数
 - EPSILON 高速中性子核分裂利得
 - RESO-P 共鳴を逃れる確率 (Ref. (1) 参照)
 - THE-ETA*F 熱中性子領域実効 $\eta \cdot f$
 - ICR 転換比 (Ref. (1) 参照)
- (ii) 反応率
- DELTA-28 δ^{28}
 - DELTA-25 δ^{25}
 - RO-28 ρ^{28}
 - GAMMAO RCR
- (iii) スペクトル指標
- IN-115/MN-55 In/Mn 比
 - LU-176/MN-55 Lu/Mn 比
 - PU-239/U-235 Pu/U 比
- (iv) 燃焼特性
- N 原子数密度 ($\times 10^{24} / \text{cm}^3$)
 - DN 各燃焼ステップでの原子数密度の増減量 ($\times 10^{24} / \text{cm}^3$)
 - NF 積算分裂数 ($\times 10^{24} / \text{cm}^3$)
 - DNF 各燃焼ステップでの分裂数 ($\times 10^{24} / \text{cm}^3$)
 - M 積算燃焼度 (MWD/T)
 - DM 各燃焼ステップでの燃焼度 (MWD/T)
 - FIFA fissions per initial fissile atoms
 - FIMA fissions per initial metallic atoms
- (v) 縮約2群定数及び臨界因子算出
- FLUX 中性子束 ($n / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)
 - DCOEF 拡散係数 D (cm)
 - TOTAL 全断面積 Σ_t (cm^{-1})
 - ABSORP 吸収断面積 Σ_a (cm^{-1})
 - FISSION 分裂断面積 Σ_f (cm^{-1})
 - NUFIS 中性子生成断面積 $\nu \Sigma_f$ (cm^{-1})
 - REMOVAL 除去断面積 Σ_r (cm^{-1})
 - XFLUX 積分中性子束 ($n / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)
 - FAST FISS
GAIN 高速中性子核分裂利得 (2群定数による)
 - RESO. ESCAPE
PRO. 共鳴を逃れる確率 (2群定数による)
 - THE ETA-F 熱中性子領域実効 ηf (2群定数による)

- (VI) 核燃料生成・消滅率
- 初装荷全(重金属)燃料当りの各核種毎の存在量 (g/kg IHM)
 - ウラン及びプルトニウム組成
- (VII) 少数群々定数(臨界・燃焼計算用及びその縮約値)
- FLUX 中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec$)
 - D COEF 拡散係数 D (cm)
 - TOTAL 全断面積 Σ_t (cm^{-1})
 - ABSORPTION 吸収断面積 Σ_a (cm^{-1})
 - FISSION 分裂断面積 Σ_f (cm^{-1})
 - NUFISSION 中性子生成断面積 $\nu \Sigma_f$ (cm^{-1})
 - SCAT・TO I 第 I 群への散乱断面積 $\Sigma_s^{K \rightarrow I}$ (cm^{-1})
- (5) 中性子束の格子内詳細分布計算に関する出力
- (i) 計算用制御定数(領域数, 燃料領域番号, メッシュポイント数)
- (ii) 領域区分
- 領域境界メッシュポイント番号
 - メッシュ巾 (cm)
 - 領域別及び全体積 (cm^3)
 - メッシュポイント毎体積 (cm^3)
 - メッシュポイントの中心距離 (cm)
- (iii) 燃料コンパクト内出力密度 (w/cm^3)
- 以上, (i)~(iii)は STEP 0 でのみ出力。
- (IV) 領域毎の核種別原子数密度 ($\times 10^{24}/cm^3$)
- 但し, STEP 1 以後は燃料コンパクト領域のみ。
- (V) 領域別及び平均中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec$)
- (VI) メッシュポイント毎中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec$)
- (VII) 燃料コンパクト内メッシュポイント毎中性子源 ($n/cm^3 \cdot sec$)
- (VIII) 固有値
- (IX) 領域毎の少数群々定数(形式は(3)VIと同様)
- 但し, 中性子スペクトル再計算間の任意の STEP では燃料コンパクトに対してのみ出力。

5 ま と め

高温ガス冷却炉の格子燃焼特性解析用に開発された DELIGHT に対しとられた今回の改良内容については前章までに詳述した。本改良の結果、炉心核設計用格子燃焼計算コードとしての本コードの計算モデルはほぼ十分なものになったといえる。さらに計算精度の向上を計るうえからは次のような改良が必要になろう。

- (1) 中性子漏洩効果の考慮
- (2) ^{232}Th 及び ^{238}U 以外の主要な共鳴核種に対する共鳴積分計算の有限希釈化ならびに共鳴積分の燃焼依存性の考慮。
- (3) ^{135}Xe 及び ^{149}Sm 以外の主要核分裂生成物の燃焼による濃度変化の考慮。

以上の計算モデルに属するものとは別にさらに、

- (4) 内蔵ライブラリー・データの信頼性、
- (5) コードの計算精度確認

等があるが、これらについては今後さらに検討を進めその様子を明らかにしてゆくことが必要であろう。又、(1)~(3)については今改良に引き続いて早急に改良を進める予定である。なお、コード改良の一環としてなされた黒鉛の散乱カーネル作成に関しては原子炉数値解析研究室（旧核設計研究室）中原康明氏に多大なるお世話になったことをここに付記します。

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, JADRI-M 4449 (1971).
- (2) M. W. Dyos, G. C. Pomeraning: Effective Thermal-Neutron Cross Sections for Materials with Grain Structure, Nucl. Sci. Eng., 25, 8, (1966).
- (3) J. Adir, K. D. Lathrop: THEORY OF METHODS USED IN THE GGC-4 MULTIGROUP CROSS SECTION CODE, GA-9021 (1968).
- (4) 角谷浩享; 熱中性子散乱核計算コード-THRUSH (コードマニュアル), JAERI-memo 4211 (1970).
- (5) 中原康明; 黒鉛の物理的性質と熱中性子散乱特性, JAERI-M 5245 (1973).
- (6) シグマ研究専門委員会; 熱中性子散乱研究の現状と問題点, JAERI-1086 (1965).
- (7) JAMES A. YOUNG AND JUAN U. KOPPEL; Phonon Spectrum of Graphite, J. Chem. Phys. 42, 357 (1965).

5 ま と め

高温ガス冷却炉の格子燃焼特性解析用に開発された DELIGHT に対しとられた今回の改良内容については前章までに詳述した。本改良の結果、炉心核設計用格子燃焼計算コードとしての本コードの計算モデルはほぼ十分なものになったといえる。さらに計算精度の向上を計るうえからは次のような改良が必要になる。

- (1) 中性子漏洩効果の考慮
- (2) ^{232}Th 及び ^{238}U 以外の主要な共鳴核種に対する共鳴積分計算の有限希釈化ならびに共鳴積分の燃焼依存性の考慮。
- (3) ^{135}Xe 及び ^{149}Sm 以外の主要核分裂生成物の燃焼による濃度変化の考慮。

以上の計算モデルに属するものとは別にさらに、

- (4) 内蔵ライブラリー・データの信頼性、
- (5) コードの計算精度確認

等があるが、これらについては今後さらに検討を進めその様子を明らかにしてゆくことが必要であろう。又、(1)~(3)については今改良に引き続いて早急に改良を進める予定である。なお、コード改良の一環としてなされた黒鉛の散乱カーネル作成に関しては原子炉数値解析研究室（旧核設計研究室）中原康明氏に多大なるお世話になったことをここに付記します。

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, JADRI-M 4449 (1971).
- (2) M. W. Dyos, G. C. Pomeraning: Effective Thermal-Neutron Cross Sections for Materials with Grain Structure, Nucl. Sci. Eng., 25, 8, (1966).
- (3) J. Adir, K. D. Lathrop: THEORY OF METHODS USED IN THE GGC-4 MULTIGROUP CROSS SECTION CODE, GA-9021 (1968).
- (4) 角谷浩享; 熱中性子散乱核計算コード-THRUSH (コードマニュアル), JAERI-memo 4211 (1970).
- (5) 中原康明; 黒鉛の物理的性質と熱中性子散乱特性, JAERI-M 5245 (1973).
- (6) シグマ研究専門委員会; 熱中性子散乱研究の現状と問題点, JAERI-1086 (1965).
- (7) JAMES A. YOUNG AND JUAN U. KOPPEL; Phonon Spectrum of Graphite, J. Chem. Phys. 42, 357 (1965).

附 録 1 中 性 子 平 衡 式 と 衝 突 確 率

1-1 中性子平衡式

今、減速中性子源を Q で示すものとし、次の諸量を定義する。

$$Q_f = S_f \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\sum_{s,f}^i(E') \phi_f(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' \quad (A1.1)$$

$$Q_m = S_m \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\sum_{s,m}^i(E') \phi_m(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' \quad (A1.2)$$

$$Q_M = S_M \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\sum_{s,M}^i(E') \phi_M(E')}{(1-\alpha_i) E'} dE' \quad (A1.3)$$

この時、次の中性子平衡式が成立つ（以下では変数 E を省略する）。

$$\begin{aligned} (\sum_{t,f} \phi_f V_f + \sum_{t,m} \phi_m V_m) &= (P_{ff} + P_{fm}) Q_f V_f + (P_{mf} + P_{mm}) Q_m V_m \\ &+ (P_{Mf} + P_{Mm}) Q_M V_M \quad (A1.4) \end{aligned}$$

ここで、 ϕ_f / ϕ_m を本文で述べたように P_0 とおけば (A1.4) 式は次のように変形できる。

$$\begin{aligned} (\sum_{t,f} P_0 V_f + \sum_{t,m} V_m) \phi_m &= (P_{ff} + P_{fm}) Q_f V_f + (P_{mf} + P_{mm}) Q_m V_m \\ &+ (P_{Mf} + P_{Mm}) Q_M V_M \quad (A1.5) \end{aligned}$$

さらに、

$$P_{MF} = P_{Mf} + P_{Mm} \quad , \quad \phi_F = \phi_m \quad (A1.6)$$

とおき、かつ

$$(P_{ff} + P_{fm}) Q_f V_f + (P_{mf} + P_{mm}) Q_m V_m \approx P_{FF} (Q_f V_f + Q_m V_m) \quad (A1.7)$$

と近似すれば (A1.5) 式は次のようになる。

$$(\sum_{t,f} P_0 V_f + \sum_{t,m} V_m) \phi_F = P_{FF} (Q_f V_f + Q_m V_m) + P_{MF} Q_M V_M \quad (A1.8)$$

1-2 衝突確率 P_{FF} の算出

本文中に定義した C を用いると P_{FF} と P_{FF}^0 とは次の関係をもつ。

$$\begin{aligned} P_{FF} &= P_{FF}^0 + (1 - P_{FF}^0) C P_{SF}^0 + (1 - P_{FF}^0) C (1 - P_{SF}^0) C P_{SF}^0 + \dots \\ &= P_{FF}^0 + (1 - P_{FF}^0) P_{SF}^0 C \cdot \frac{1}{1 - C (1 - P_{SF}^0)} \end{aligned}$$

$$= \frac{P_{FF}^0 - CP_{FF}^0 (1 - P_{SF}^0) + (1 - P_{FF}^0) P_{SF}^0 C}{1 - C (1 - P_{SF}^0)} = \frac{(1 - C) P_{FF}^0 + CP_{SF}^0}{1 - C (1 - P_{SF}^0)} \quad (A1.9)$$

1-3 ϕ_F の導出

本文 (2.1.8) より ϕ_F は次式で定義できる。

$$\frac{\phi_F}{\phi_M} = \frac{(1 - P_{FF}^0) + \frac{P_{FF}^0}{\Sigma_{t,F}} \{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f} + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m}) \}}{1 - \frac{P_{FF}^0}{\Sigma_{t,F}} \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f}} \quad (A1.10)$$

P_{FF}^0 は (A1.9) で表すことができ、従って $(1 - P_{FF}^0)$ は次式のようになる。

$$(1 - P_{FF}^0) = 1 - \frac{(1 - C) P_{FF}^0 + CP_{SF}^0}{1 - C + CP_{SF}^0} = \frac{(1 - C)(1 - P_{FF}^0)}{1 - C + CP_{SF}^0} \quad (A1.11)$$

これらを (A1.10) に代入して整理すると ϕ_F/ϕ_M として次式を得る。

$$\begin{aligned} \frac{\phi_F}{\phi_M} &= \frac{(1 - C)(1 - P_{FF}^0) \Sigma_{t,F} + \{ (1 - C) P_{FF}^0 + CP_{SF}^0 \} \{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m} \}}{(1 - C + CP_{SF}^0) \Sigma_{t,F} - \{ (1 - C) P_{FF}^0 + CP_{SF}^0 \} \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f}} \\ &= \frac{(1 - C)(1 - P_{FF}^0) \Sigma_{t,F} + \{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m} \} \{ (1 - C) P_{FF}^0 + C \Sigma_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) \}}{\{ 1 - C + C \Sigma_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) \} \Sigma_{t,F} - \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f} \{ (1 - C) P_{FF}^0 + C \Sigma_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) \}} \end{aligned} \quad (A1.12)$$

ここで、 P_{FF}^0 に Wigner 近似を適用する。即ち、

$$P_{FF}^0 = \frac{\Sigma_{t,F} \bar{\ell}}{1 + \Sigma_{t,F} \bar{\ell}}, \quad 1 - P_{FF}^0 = \frac{1}{1 + \Sigma_{t,F} \bar{\ell}} \quad (A1.13)$$

従って、

$$\begin{aligned} (1 - C) P_{FF}^0 + C \Sigma_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) &= \frac{(1 - C) \Sigma_{t,F} \bar{\ell} + C \Sigma_{t,F} \bar{\ell}}{1 + \Sigma_{t,F} \bar{\ell}} \\ &= \frac{\Sigma_{t,F} \bar{\ell}}{1 + \Sigma_{t,F} \bar{\ell}} \end{aligned} \quad (A1.14)$$

故に ϕ_F/ϕ_M は次式のようになる。

$$\begin{aligned} \frac{\phi_F}{\phi_M} &= \frac{(1 - C) \Sigma_{t,F} + \{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m} \} \Sigma_{t,F} \bar{\ell}}{\{ (1 - C) (1 + \Sigma_{t,F} \bar{\ell}) + C \Sigma_{t,F} \bar{\ell} \} \Sigma_{t,F} - \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f} \Sigma_{t,F} \bar{\ell}} \\ &= \frac{(1 - C) / \bar{\ell} + \gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m}}{(1 - C) / \bar{\ell} + \Sigma_{t,F} - \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f}} \end{aligned} \quad (A1.15)$$

1-4 Φ_F/Φ_M の変形

$$\begin{aligned} \frac{\phi_F}{\phi_M} &= \frac{\gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1-\gamma) \Sigma_{s,m} + (1-C) / \bar{\ell}}{\Sigma_{t,F} - \gamma (1-\lambda) P_0 \Sigma_{n,f} + (1-C) / \bar{\ell}} \\ &= \frac{\gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1-\gamma) \Sigma_{s,m} + (1-C) / \bar{\ell}}{\gamma P_0 \Sigma_{t,f} + (1-\gamma) \Sigma_{s,m} - \gamma (1-\lambda) P_0 \Sigma_{n,f} + (1-C) / \bar{\ell}} \\ &= \frac{\gamma \lambda \Sigma_{s,o} + \gamma \Sigma_{s,f}^{ad} + (1-\gamma) \Sigma_{s,m} + (1-C) / \bar{\ell}}{\gamma P_0 (\Sigma_{a,o} + \Sigma_{n,o}) + (1-\gamma) \Sigma_{s,m} + \gamma P_0 \Sigma_{s,f}^{ad} - \gamma (1-\lambda) P_0 \Sigma_{n,o} + (1-C) / \bar{\ell}} \\ &= \frac{\lambda \Sigma_{s,o} + \Sigma_{s,f}^{ad} + \{(1-\gamma)/\gamma\} \Sigma_{s,m} + (1-C) / (\bar{\ell}\gamma)}{P_0 (\Sigma_{a,o} + \lambda \Sigma_{n,o}) + \{(1-\gamma)/\gamma\} \Sigma_{s,m} + P_0 \Sigma_{s,f}^{ad} + (1-C) / (\bar{\ell}\gamma)} \\ &= \frac{1}{P_0} \cdot \frac{\lambda \Sigma_{s,o} + \Sigma_{s,f}^{ad} + \{(1-\gamma)/\gamma\} \Sigma_{s,m} + (1-C) / (\bar{\ell}\gamma)}{(\Sigma_{a,o} + \lambda \Sigma_{n,o}) + \{(1-\gamma)/(\gamma P_0)\} \Sigma_{s,m} + \Sigma_{s,f}^{ad} + (1-C) / (\bar{\ell}\gamma P_0)} \end{aligned} \quad (A1.16)$$

附録 2 衝突確率 P_0 の計算

燃料カーネル半径を a としその全断面積を $\Sigma_{t,f}$ とするときその積 X を変数として P_0 は次式で近似する。

(1) $X \leq 0.002$

$$P_0 = 1.0 - 0.75X$$

(2) $0.02 < X < 5.0$

$$P_0 = \frac{3}{8X^3} (2X^2 - 1.0 + (1.0 + 2X) \exp(-2X))$$

(3) $5.0 \leq X$

$$P_0 = \frac{3}{8X^3} (2X^2 - 1.0)$$

附録 3 Sample input list

```

.....1.....2.....3.....4.....5.....6.....7.....8
*** DELIGHT-2 SAMPLE CASE ***
 9  3  3  42  2  1  5  1  4  4  0  1  0  42  2
16  57  61
27  42  50
51-0292E-05 81.9556E-04207.1276E-02214.1326E-04222.3700E-04230.0
248.3019E-06254.9450E-07266.7662E-08
 1 1173.0 353.5
 8 2.0986E-02 8.1 16.4 3.3333E-02 0.8702
0.025
0.9 1.0 1064.0 7.5332 2.2191E-04
 1  2  5  6
1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0
2.158 8.634 21.585 21.585 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981
26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981
26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981
26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981 26.981
0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1
0 0 0 1 0 0 0 0 1 0 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1
3 2 12
 3 0.2 7 0.2 12 0.29896
 5 0.0 5.8394-05 0.0
 8 0.0 1.1095-03 0.0
20 7.5258-02 5.1265-02 7.5258-02
21 1.7099-06 2.3366-03 1.7099-06
22 0.0 1.3446-03 0.0
23 0.0 0.0 0.0
24 1.0078-05 0.0 1.0078-05
25 6.3916-11 2.8052-06 6.3916-11
26 6.2056-08 9.3861-08 6.2056-08

```

附録 4 Sample output list

*** DELIGHT *** ** DELIGHT-2 SAMPLE CASE SAMP 73-10-22

* 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 = 42 NUMBER OF CONDENSED GROUP = 4 OUTPUTS OF SPECTRUM CALC. = 1
 KERNEL INDEX = 1 SCATTERING KERNEL MODEL = 0
 RESONANCE OPTION = 0 L. G. N. OF FIRST GROUP = 4

* 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 = 2 GROUP 3 = 5 GROUP 4 = 6

* NUCLIDE NUMBER DENSITY
 8 1.9556E-04 20 7.1276E-02 21 4.1326E-04 22 2.3700E-04
 23 0.0 24 8.5019E-06 25 4.9450E-07 26 6.7662E-08

* RESONANCE DATA
 RESONANCE NUCLIDE = 1 MEAN CHORD LENGTH = 3.3333E-02 DANC OFF FACTOR = 8.7020E-01 TEMPERATURE = 1.1730E 03
 I. D. NUMBER = 8 DENSITY IN FUEL = 2.0986E-02 POTENTIAL SCATT = 8.1000E 00 TOTAL SCATT = 1.6400E 01
 PARTICLE RADIUS = 21.5000E-02 CELL DANC OFF FACT. = 3.5350E 02

* DATA OF BURNUP CALCULATION
 K(INFINITE) = 9.0000E-01 POWER = 7.5332F 00 BUCKLING = 2.2191E-04 TEMPERATURE OF MODERATOR = 1.0640E 03

* BURNUP STEP
 1 2.1580E 00(0) 2 8.6340E 00(1) 3 2.1585F 01(0) 4 2.1585E 01(0) 5 2.6981E 01(0) 6 2.6981E 01(1)
 7 2.6981E 01(0) 8 2.6981E 01(0) 9 2.6981F 01(0) 10 2.6981F 01(0) 11 2.6981E 01(0) 12 2.6981E 01(0)
 13 2.6981E 01(0) 14 2.6981E 01(1) 15 2.6981F 01(0) 16 2.6981E 01(0) 17 2.6981E 01(0) 18 2.6981E 01(1)
 19 2.6981E 01(0) 20 2.6981E 01(0) 21 2.6981F 01(0) 22 2.6981E 01(1) 23 2.6981E 01(0) 24 2.6981E 01(0)
 25 2.6981E 01(0) 26 2.6981E 01(1) 27 2.6981F 01(0) 28 2.6981E 01(0) 29 2.6981E 01(0) 30 2.6981E 01(1)
 31 2.6981E 01(0) 32 2.6981F 01(0) 33 2.6981F 01(0) 34 2.6981E 01(0) 35 2.6981E 01(1) 36 2.6981E 01(0)
 37 2.6981E 01(0) 38 2.6981E 01(1) 39 2.6981F 01(0) 40 2.6981E 01(0) 41 2.6981E 01(0) 42 2.6981E 01(1)

* NONPURGE FACTOR OF F.P. NUCLIDES
 1 1.0000E 00 2 1.0000E 00 3 1.0000F 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	1585	1	1	0
PLUTONIUM-242	12	1901	1	1	0
AM 243	13	204	1	1	0
PLUTONIUM-242	14	1044	1	0	0
XENON-135	15	1044	1	0	0
SAMARIUM-149	16	68	1	0	0
FISSION PRODUCT 23	17	68	1	0	0
FISSION PRODUCT 25	18	68	1	0	0
FISSION PRODUCT 39	19	68	1	0	0
F.P. 41	20	478	0	0	0
CARBON	21	510	1	0	0
OXYGEN	22	796	0	0	0
SILICON	23	640	1	0	0
ZIRCONIUM	24	660	0	0	0
HE	25	4896	1	0	0
HYDROGEN	26	68	1	0	0
B 10					

RESONANCE INTEGRAL = 5.8402E 01

*** THERMAL LIBRARY INPUT ***

ID. NAME	NID	ISC	MASS	SIGS	SIGE
Th-232	1	0	232.110	13.000	12.900
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	15.000	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
Xf-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

73-10-22

SAMP

*** DELIGHT *** ** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

* FAST NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL = HIGH...LOW)

1.2382E-03	5.3855E-03	1.5074E-02	2.2201E-02	3.0547E-02	5.5554E-02	7.4994E-02	8.7423E-02	8.6385E-02	8.5006E-02
8.5832E-02	8.3009E-02	7.9765E-02	7.7567E-02	7.2175E-02	7.2691E-02	6.9898E-02	7.0191E-02	6.7667E-02	6.5112E-02
6.4615E-02	6.4737E-02	6.6095E-02	6.5694E-02	6.3571E-02	6.5063E-02	6.4793E-02	6.4558E-02	6.4328E-02	6.4206E-02
6.4119E-02	6.3891E-02	6.3828E-02	6.3748E-02	6.3441E-02	6.3398E-02	6.2888E-02	6.2717E-02	6.2479E-02	6.2243E-02
6.2041E-02	6.1795E-02	6.1448E-02	6.0930E-02	6.0852E-02	5.9826E-02	5.9898E-02	5.8805E-02	5.8620E-02	5.8458E-02
6.6852E-02	5.6395E-02	5.3641E-02	5.3795E-02	5.3390E-02	5.2975E-02	4.8514E-02	4.8662E-02	4.8557E-02	4.8424E-02
4.8372E-02	4.8301E-02	4.8234E-02	4.8070E-02	4.7838E-02	4.7663E-02	4.7358E-02	4.7178E-02		

* NEUTRON SLOWING DOWN DENSITY (THERMAL SOURCE = 1.0296E-02)

8.1185E-02	3.1487E-04	8.5422E-04	1.7951E-03	3.1135E-03	4.6723E-03	6.2959E-03	7.8316E-03	9.1825E-03	1.0302E-02
1.1190E-02	1.1877E-02	1.2381E-02	1.2755E-02	1.3024E-02	1.3215E-02	1.3349E-02	1.3444E-02	1.3504E-02	1.3550E-02
1.3579E-02	1.3600E-02	1.3609E-02	1.3618E-02	1.3623E-02	1.3617E-02	1.3617E-02	1.3614E-02	1.3595E-02	1.3591E-02
1.3587E-02	1.3553E-02	1.3548E-02	1.3548E-02	1.3548E-02	1.3488E-02	1.3480E-02	1.3387E-02	1.3300E-02	1.3295E-02
1.3211E-02	1.3160E-02	1.3088E-02	1.3003E-02	1.2953E-02	1.2778E-02	1.2708E-02	1.2542E-02	1.2480E-02	1.2441E-02
1.2056E-02	1.2009E-02	1.1848E-02	1.1448E-02	1.1369E-02	1.1281E-02	1.0389E-02	1.0350E-02	1.0336E-02	1.0308E-02
1.0596E-02	1.0281E-02	1.0267E-02	1.0234E-02	1.0185E-02	1.0147E-02	1.0104E-02	1.0045E-02		

FLUX 2.3471E-01 6.3311E-01 4.8495E-02

* TH-232

1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
7.8005E 00	1.4507E 01	1.2876E 01
ABSORP.	1.4980E-01	9.0625E-02
NU FISS.	1.1182E-01	0.0
FISSION	3.8268E-02	0.0
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02
SC'TO 1	7.2989E 00	0.0
SC'TO 2	3.5172E-01	1.4408E 01
SC'TO 3	0.0	7.9619E-03
		1.2195E 01

* PA-233

1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
7.8850E 00	3.9973E 01	2.2154E 02
ABSORP.	5.7284E-01	2.8457E 01
NU FISS.	1.3684E 00	0.0
FISSION	4.8297E-01	0.0
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02
SC'TO 1	6.9836E 00	0.0
SC'TO 2	3.2856E-01	1.1509E 01
SC'TO 3	0.0	8.0266E-03
		1.1996E 01

* U-233

1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
7.7077E 00	3.9487E 01	1.1726E 02
ABSORP.	2.0563E 00	2.7442E 01
NU FISS.	5.3936E 00	6.0122E 01
FISSION	2.0166E 00	2.3453E 01
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02
SC'TO 1	5.4633E 00	0.0
SC'TO 2	1.8811E-01	1.2036E 01
SC'TO 3	0.0	8.1992E-03
		1.2393E 01

* U-234

1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
8.0787E 00	2.1914E 01	6.3188E 02
ABSORP.	9.9766E-01	5.7663E 00
NU FISS.	2.3240E 00	6.4255E-03
FISSION	8.8869E-01	2.7271E-03
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02
SC'TO 1	6.8305E 00	0.0
SC'TO 2	2.5050E-01	1.6141E 01
SC'TO 3	0.0	6.5319E-03
		8.4383E 01

* U-235

1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
7.6070E 00	4.0436E 01	5.2150E 01
ABSORP.	1.3136E 00	2.9615E 01
NU FISS.	3.5881E 00	4.4083E 01
		4.9735E 01

FISSION	1.2958E 00	1.8140E 01	2.0467E 01
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC*TO 1	5.8825E 00	0.0	0.0
SC*TO 2	4.1084E-01	1.0814E 01	0.0
SC*TO 3	0.0	6.8804E-03	1.1409E 01
* U-236			
1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	
TRANSP.	7.8959E 00	2.5949E 01	1.9670E 02
ABSORP.	4.6221E-01	6.5669E 00	1.7607E 02
NU FISS.	9.5462E-01	0.0	0.0
FISSION	3.5324E-01	0.0	0.0
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC*TO 1	7.1326E 00	0.0	0.0
SC*TO 2	3.0113E-01	1.9374E 01	0.0
SC*TO 3	0.0	8.1603E-03	2.0553E 01
* NP-237			
1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	
TRANSP.	9.6714E-01	7.9028E-03	0.0
ABSORP.	9.6714E-01	7.9028E-03	0.0
NU FISS.	2.7177E 00	2.2207E-02	0.0
FISSION	9.6714E-01	7.9028E-03	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
* U-238			
1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	
TRANSP.	7.6745E 00	2.8939E 01	9.4595E 00
ABSORP.	2.6854E-01	5.0409E 00	2.0619E-01
NU FISS.	4.4258E-01	0.0	0.0
FISSION	1.5956E-01	0.0	0.0
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC*TO 1	7.0748E 00	0.0	0.0
SC*TO 2	3.3110E-01	2.3876E 01	0.0
SC*TO 3	0.0	2.1836E-02	9.1836E 00
* PU-239			
1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	
TRANSP.	8.2325E 00	4.1651E 01	2.1746E 01
ABSORP.	1.9476E 00	2.9929E 01	1.2146E 01
NU FISS.	5.5045E 00	4.6255E 01	2.7010E 01
FISSION	1.8081E 00	1.5894E 01	9.2818E 00
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC*TO 1	6.0401E 00	0.0	0.0
SC*TO 2	2.4489E-01	1.1714E 01	0.0
SC*TO 3	0.0	8.3141E-03	9.5201E 00
* PU-240			
1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	
TRANSP.	7.8915E 00	3.7049E 01	4.8234E 01
ABSORP.	1.0456E 00	1.4992E 01	3.5935E 01
NU FISS.	3.0962E 00	0.0	0.0
FISSION	9.3662E-01	0.0	0.0
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC*TO 1	6.6720E 00	0.0	0.0
SC*TO 2	1.7390E-01	2.2050E 01	0.0
SC*TO 3	0.0	7.6417E-03	1.2190E 01
* PU-241			
1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	
TRANSP.	8.2325E 00	6.8413E 01	2.1024E 02
ABSORP.	1.9476E 00	5.5552E 01	1.9724E 02
NU FISS.	5.7414E 00	8.4389E 01	4.2821E 02
FISSION	1.8081E 00	2.7807E 01	1.4043E 02
F.SPEC.	9.6723E-01	3.2769E-02	0.0
SC*TO 1	6.0393E 00	0.0	0.0
SC*TO 2	2.4561E-01	1.2845E 01	0.0
SC*TO 3	0.0	1.7124E-02	1.2923E 01

* PU-242	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.8915E 00	2.2485E 01	1.0299E 03
ABSORP.	1'0456E 00	5'1413E 00	9'5756E 02
NU FISS.	3'0962E 00	0'0	0'0
FISSION	9.3662E-01	0'0	0'0
F.SPEC.	9'6723E-01	3'2769E-02	0'0
SC*TO 1	6'6713E 00	0'0	0'0
SC*TO 2	1'7436E-01	1'7437E 01	0'0
SC*TO 3	0'0	6'3151E-03	7'0204E 01
* AM-243	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.1181E-01	0'0	0'0
ABSORP.	7.1181E-01	0'0	0'0
NU FISS.	0'0	0'0	0'0
FISSION	7.1181E-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
* XE-135	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.1928E 00	3'2886F 01	1.8539E 02
ABSORP.	0'0	9'3134E-01	1'1750E 02
SC*TO 1	7'0934E 00	0'0	0'0
SC*TO 2	9'7444E-02	3'1530E 01	0'0
SC*TO 3	0'0	2'4063E-02	6'5937E 01
* SM-149	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	7.2109E 00	1.0319E 02	2.2031E 02
ABSORP.	1'8073E-02	5'8505E 01	2'0481E 02
SC*TO 1	7'0971E 00	0'0	0'0
SC*TO 2	9'5679E-02	4'4670E 01	0'0
SC*TO 3	0'0	1'1264E-02	1'5375E 01
* FP-233	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP
TRANSP.	2'9566E-02	1'7044E 00	8'6375E-01
ABSORP.	2'9566E-02	1'7044E 00	8'6375E-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.	3.1458E-02	1.7545E 00	6.9344E-01
ABSORP.	3'1458E-02	1'7545E 00	6'9344E-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.	4.9852E-02	2.5662E 00	2'0102E 01
ABSORP.	4'9852E-02	2'5662E 00	2'0102E 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.	4.9852E-02	2.5662E 00	2'0102E 01
ABSORP.	4'9852E-02	2'5662E 00	2'0102E 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.	2.8520E 00	4.6522E 00	4.7100E 00
ABSORP.	0'0	0'0	0'0
SC*TO 1	2'6564E 00	0'0	0'0

SC*TO	2	1.9556E-01	4.5949E 00	0.0
SC*TO	3	0.0	5.7247E-02	3.9687E 00
* O - 16				
TRANSP.	1 GROUP	3.6936E 00	2 GROUP	3 GROUP
ABSORP.	4.1005E-03	0.0	3.6584E 00	3.6560E 00
SC*TO	1	3.5413E 00	0.0	0.0
SC*TO	2	1.4820E-01	3.6248E 00	0.0
SC*TO	3	0.0	3.3603E-02	3.2186E 00
* SI				
TRANSP.	1 GROUP	2.7691E 00	2 GROUP	3 GROUP
ABSORP.	0.0	0.0	2.0788F 00	2.2500E 00
SC*TO	1	2.7496E 00	0.0	0.0
SC*TO	2	1.9463E-02	2.0668E 00	0.0
SC*TO	3	0.0	1.1986E-02	2.0940E 00
* ZR				
TRANSP.	1 GROUP	7.0489E 00	2 GROUP	3 GROUP
ABSORP.	8.3558E-03	2.5342E-01	7.1009E 00	6.2150E 00
SC*TO	1	6.9816E 00	0.0	0.0
SC*TO	2	5.879E-02	6.8372E 00	0.0
SC*TO	3	0.0	1.0344E-02	6.0654E 00
* HE				
TRANSP.	1 GROUP	7.9962E-01	2 GROUP	3 GROUP
ABSORP.	0.0	0.0	7.9962E-01	7.9962E-01
SC*TO	1	6.9294E-01	0.0	0.0
SC*TO	2	1.0669E-01	7.7262E-01	0.0
SC*TO	3	0.0	2.7000E-02	4.6439E-01
* H				
TRANSP.	1 GROUP	5.1206E 00	2 GROUP	3 GROUP
ABSORP.	0.0	0.0	1.8507E 01	2.0327E 01
SC*TO	1	2.9612E 00	1.8701E-03	2.7493E-02
SC*TO	2	2.1593E 00	0.0	0.0
SC*TO	3	4.8379E-05	1.6800E 01	0.0
* B - 10				
TRANSP.	1 GROUP	4.7102E-01	2 GROUP	3 GROUP
ABSORP.	4.7102E-01	4.2240E 01	4.2240E 01	3.0876E 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

73-10-22

SAMP

*** DELIGHT *** *** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

* THERMAL NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL = LOW...HIGH)
 2.2455E-01 6.7207E-01 1.1117E 00 1.5398E 00 2.4232E 00 4.0606E 00 5.6571E 00 6.9468E 00 8.0324E 00 8.8659E 00
 9.4986E 00 9.9538E 00 1.0372E 01 1.0498E 01 1.0037E 01 9.2098E 00 8.2169E 00 7.1928E 00 6.2063E 00 5.5974E 00
 5.3142E 00 4.7749E 00 4.2715E 00 3.6211E 00 2.7276E 00 1.7334E 00 1.0184E 00 6.4403E-01 4.4507E-01 3.3470E-01
 2.8586E-01 2.7023E-01 2.6123E-01 2.5316E-01 2.4817E-01 2.4427E-01 2.3947E-01 2.3340E-01 2.2089E-01 2.0444E-01
 1.8235E-01 1.6405E-01 1.4974E-01 1.3663E-01 1.2513E-01 1.2407E-01 1.2193E-01 1.1687E-01 1.1119E-01 1.0317E-01

* NORMALIZED THERMAL NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL = LOW...HIGH)
 4.6165E-02 1.3817E-01 2.2856E-01 3.1657E-01 4.9819E-01 8.3483E-01 1.1631E 00 1.4364E 00 1.6514E 00 1.8228E 00
 1.9528E 00 2.0464E 00 2.1325E 00 2.1582E 00 2.0635E 00 1.8935E 00 1.6893E 00 1.4788E 00 1.2760E 00 1.1508E 00
 1.0926E 00 9.8168E-01 8.6790E-01 7.4448E-01 5.6078E-01 3.5637E-01 2.0938E-01 1.3241E-01 9.1504E-02 6.8811E-02
 5.8771E-02 5.5585E-02 5.3707E-02 5.2048E-02 5.1022E-02 5.0221E-02 4.9234E-02 4.7986E-02 4.5413E-02 4.1621E-02
 3.7491E-02 3.3727E-02 3.0785E-02 2.8090E-02 2.5730E-02 2.5508E-02 2.5081E-02 2.4027E-02 2.2860E-02 2.1210E-02

* THERMAL NEUTRON SPECTRUM (LETHARGY LEVEL = HIGH...LOW)
 0.0 3.9868E-04 1.1274E-03 2.2008E-03 5.5476E-03 1.6343E-02 3.4566E-02 5.7157E-02 8.2294E-02 1.0911E-01
 1.3647E-01 1.6350E-01 2.0184E-01 2.5763E-01 3.0848E-01 3.4003E-01 3.5416E-01 3.5445E-01 3.4416E-01 3.3370E-01
 3.2774E-01 3.1349E-01 2.9721E-01 2.7519E-01 2.3513E-01 1.7759E-01 1.2534E-01 9.2528E-02 7.3108E-02 6.1867E-02
 5.7000E-02 5.5557E-02 5.4780E-02 5.3999E-02 5.3572E-02 5.3233E-02 5.2802E-02 5.2304E-02 5.1305E-02 4.9926E-02
 4.8521E-02 4.7197E-02 4.6160E-02 4.4930E-02 4.3728E-02 4.3902E-02 4.3642E-02 4.3045E-02 4.1997E-02 4.8000E-02

* EFFECTIVE MICRO CROSS SECTION (THERMAL)

FLUX 1.1562E-03 2.5466E-03 3.2971E-02

* TH-232 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
 TRANSP. 1.3709E 01 1.3989E 01 1.5970E 01
 ABSORP. 7.4608E-01 1.0260F 00 3.0073E 00
 NU FISS. 0.0 0.0 0.0
 FISSION 0.0 0.0 0.0
 SC*TO 4 1.3000E 01 0.0 0.0
 SC*TO 5 0.0 1.3000F 01 0.0 0.0
 SC*TO 6 0.0 0.0 1.3000E 01

* PA-233 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
 TRANSP. 4.4262E 02 1.6452F 02 3.1395E 01
 ABSORP. 4.3065E 02 1.5256E 02 1.9429E 01
 NU FISS. 0.0 0.0 0.0
 FISSION 0.0 0.0 0.0
 SC*TO 4 1.2000E 01 0.0 0.0
 SC*TO 5 0.0 1.2000E 01 0.0 0.0
 SC*TO 6 0.0 0.0 1.2000E 01

* U-233 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
 TRANSP. 5.9420E 02 1.8548E 02 2.6808E 02
 ABSORP. 5.8134E 02 1.7261E 02 2.5522E 02
 NU FISS. 1.1489E 03 3.5842E 02 5.3293E 02
 FISSION 4.9734E 02 1.5316F 02 2.3071E 02
 SC*TO 4 1.2900E 01 0.0 0.0
 SC*TO 5 0.0 1.2900F 01 0.0 0.0
 SC*TO 6 0.0 0.0 1.2900E 01

* U-234 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
 TRANSP. 2.1659E 01 2.5885F 01 5.4316E 01
 ABSORP. 4.7072E 00 8.6336E 00 3.7364E 01
 NU FISS. 0.0 0.0 0.0
 FISSION 0.0 0.0 0.0
 SC*TO 4 1.7000E 01 0.0 0.0
 SC*TO 5 0.0 1.7000E 01 0.0 0.0
 SC*TO 6 0.0 0.0 1.7000E 01

* U-235 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
 TRANSP. 3.8935E 01 8.3129F 01 2.7493E 02
 ABSORP. 2.3977E 01 6.8172E 01 2.5997E 02

NU FISS*	3*6906E 01	1*4176E 02	5*2990E 02
FISSION	1*5188E 01	5*8338E 01	2*1807E 02
SC*TO 4	1*5000E 01	0*0	0*0
SC*TO 5	0*0	1*5000E 01	0*0
SC*TO 6	0*0	0*0	1*5000E 01
* U -236			
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
ABSORP.	9*5748E 00	9*6461F 00	1*1050E 01
NU FISS*	1*0988E 00	1*1701E 00	2*5741E 00
FISSION	0*0	0*0	0*0
SC*TO 4	8*5000E 00	0*0	0*0
SC*TO 5	0*0	8*5000E 00	0*0
SC*TO 6	0*0	0*0	8*5000E 00
* NP-237			
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
ABSORP.	0*0	0*0	0*0
NU FISS*	0*0	0*0	0*0
FISSION	4*4326E-03	6*7559E-03	8*4410E-03
SC*TO 4	0*0	0*0	0*0
SC*TO 5	0*0	0*0	0*0
SC*TO 6	0*0	0*0	0*0
* U -238			
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
ABSORP.	1*4236E 01	1*4299E 01	1*4933E 01
NU FISS*	4*7437E-01	5*3774E-01	1*1720E 00
FISSION	0*0	0*0	0*0
SC*TO 4	1*3800E 01	0*0	0*0
SC*TO 5	0*0	1*3800E 01	0*0
SC*TO 6	0*0	0*0	1*3800E 01
* PU-239			
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
ABSORP.	3*3524E 01	7*5914E 01	1*5858E 03
NU FISS*	2*4051E 01	6*6440E 01	1*5763E 03
FISSION	5*2079E 01	1*3600F 02	2*7949E 03
SC*TO 4	1*8146E 01	4*7388E 01	9*7382E 02
SC*TO 5	9*5000E 00	0*0	0*0
SC*TO 6	0*0	9*5000E 00	0*0
* PU-240			
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
ABSORP.	8*5010E 01	7*9897E 03	1*8193E 02
NU FISS*	7*2046E 01	7*9767E 03	1*6896E 02
FISSION	0*0	0*0	0*0
SC*TO 4	1*5000E 01	0*0	0*0
SC*TO 5	0*0	1*3000F 01	0*0
SC*TO 6	0*0	0*0	1*3000E 01
* PU-241			
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
ABSORP.	2*9627E 01	3*5575E 01	1*0987E 03
NU FISS*	1*9655E 01	2*5609E 01	1*0887E 03
FISSION	5*2746E 01	5*8568E 01	2*3121E 03
SC*TO 4	1*7765E 01	1*9727E 01	7*7874E 02
SC*TO 5	1*0000E 01	0*0	0*0
SC*TO 6	0*0	1*0000E 01	0*0
* PU-242			
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
ABSORP.	4*9925E 01	1*6984E 01	2*1543E 01
NU FISS*	4*1947E 01	9*0056E 00	1*3565E 01
FISSION	0*0	0*0	0*0
SC*TO 4	8*0000E 00	0*0	0*0

SC'TO 5	0'0	8'0000E 00	0'0	8'0000E 00	0'0
SC'TO 6	0'0	0'0	0'0	8'0000E 00	0'0
* AM-243					
TRANSP.	4 GROUP	0'0	5 GROUP	6 GROUP	
ABSORP.	0'0	0'0	0'0	0'0	
NU FISS.	0'0	0'0	0'0	0'0	
FISSION	0'0	0'0	0'0	0'0	
SC'TO 4	0'0	0'0	0'0	0'0	
SC'TO 5	0'0	0'0	0'0	0'0	
SC'TO 6	0'0	0'0	0'0	0'0	
* XE-135					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	1'3928E 03	8'2433E 03	1'1901E 06		
SC'TO 4	7'3934E 02	4'7124F 03	9'7359E 05		
SC'TO 5	0'0	0'0	0'0		
SC'TO 6	0'0	3'5484E 03	2'1563E 05		
* SM-149					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	4'3242E 01	2'7353E 03	3'1050E 04		
SC'TO 4	8'0000E 00	2'7273E 03	3'1042E 04		
SC'TO 5	0'0	8'0000E 00	0'0		
SC'TO 6	0'0	0'0	8'0000E 00		
* FP-233					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	5'5880E 00	7'9846E 00	2'0059E 01		
SC'TO 4	0'0	0'0	0'0		
SC'TO 5	0'0	0'0	0'0		
SC'TO 6	0'0	0'0	0'0		
* FP-235					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	5'6521E 00	8'0380E 00	2'0289E 01		
SC'TO 4	0'0	8'0380F 00	2'0289E 01		
SC'TO 5	0'0	0'0	0'0		
SC'TO 6	0'0	0'0	0'0		
* FP-239					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	6'2093E 00	8'8718E 00	2'2289E 01		
SC'TO 4	0'0	8'8718E 00	2'2289E 01		
SC'TO 5	0'0	0'0	0'0		
SC'TO 6	0'0	0'0	0'0		
* FP-241					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	6'6387E 00	9'4853E 00	2'3831E 01		
SC'TO 4	0'0	9'4853F 00	2'3831E 01		
SC'TO 5	0'0	0'0	0'0		
SC'TO 6	0'0	0'0	0'0		
* C - 12					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	4'6556E 00	4'7027E 00	4'7048E 00		
SC'TO 4	3'9712E-04	5'6773E-04	1'4297E-03		
SC'TO 5	1'4081E 00	6'0561E-02	9'8527E-08		
SC'TO 6	1'3777E-03	3'8672F 00	3'8256E-02		
* O - 16					
TRANSP.	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP		
ABSORP.	3'4742E 00	3'5072E 00	3'5857E 00		
SC'TO 4	2'7500E 00	1'4714E-03	3'6903E-03		
SC'TO 5	8'4574E-01	3'8335E-02	2'6807E-09		
SC'TO 6		2'8773E 00	2'3573E-02		

```

SC*TO 6 9*8512E-05 7*0610E-01 3*6882E 00
* SI
  4 GROUP
  TRANS. 1.6784E 00 1.6865F 00 6 GROUP
  ABSORP. 1*8719E-02 2*6829E-02 1.7270E 00
  SC*TO 4 1*7000E 00 0*0 6*7355E-02
  SC*TO 5 0*0 1*7000E 00 0*0
  SC*TO 6 0*0 0*0 1*7000E 00
* ZR
  4 GROUP
  TRANS. 7.9628E 00 7.9720E 00 6 GROUP
  ABSORP. 2*1633E-02 3*0595E-02 8.0184E 00
  SC*TO 4 8*0000E 00 0*0 7*6960E-02
  SC*TO 5 0*0 8*0000E 00 0*0
  SC*TO 6 0*0 0*0 8*0000E 00
* HE
  4 GROUP
  TRANS. 6.1159E-01 6.1861F-01 6 GROUP
  ABSORP. 0*0 0*0 6.8423E-01
  SC*TO 4 2*9379E-01 4*5268E-03 4*3123E-07
  SC*TO 5 3*8899E-01 3*9358F-01 6*2832E-03
  SC*TO 6 4*6331E-02 3*3907F-01 7*9148E-01
* H
  4 GROUP
  TRANS. 8.0983E 00 9.1045E 00 6 GROUP
  ABSORP. 3*8770E-02 5*5428E-02 1*3958E-01
  SC*TO 4 5*2997E 00 8*2795E-02 2*8862E-05
  SC*TO 5 8*8406E 00 7*5840F 00 1*7563E-01
  SC*TO 6 6*6692E 00 1*3727E 01 2*7170E 01
* B - 10
  4 GROUP
  TRANS. 4*5099F 02 6*4342F 02 6 GROUP
  ABSORP. 4*4791E 02 6*4034E 02 1*6128E 03
  SC*TO 4 3*3000E 00 0*0
  SC*TO 5 0*0 3*3000F 00 0*0
  SC*TO 6 0*0 0*0 3*3000E 00

```

NEUTRON VELOCITY(MEAN) FAST= 1.51003E 07 THERMAL= 5.47359E 05

***** ** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

SAMP STEP 0 73-10-22

K-EFF= 1.2247E 00 K-INF= 1.4007E 00 EPSILON= 1.0145E 00 RESO.P(1)= 7.2438E-01 RESO.P(2)= 7.3740E-01 THE.ETA*F= 1.7414E 00
 ICR-1= 3.4195E-01 ICR-2= 3.4499E-01 ICR-3= 3.4499E-01

* MICRO-PARAMETER DELTA-28= 1.945E-04 DELTA-25= 1.0280E-01 RO-28= 3.4900E 00 GAMMA-0= 4.6035E 00
 * SPECTRAL INDEX IN-115 MN-55= 1.2305E-01 LU-116 MN-55= 2.1794E 00 PU-239 U-235= 3.0617E 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	1.0292E-05									
U-236	0.0									
NP-237	0.0									
U-238	1.9556E+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	6.7662E+08									

* TWO GROUP CONSTANTS

GROUP 1 FLUX= 1.1378E 07 D COEF.= 1.1377E 00 TOTAL= 3.0747E-01 ABSORP.= 9.2055E-04 FISSION= 1.5169E-04 NU FIS.= 3.7191E-04
 REMOVAL= 2.9973E-03

GROUP 2 FLUX= 7.2913E 13 D COEF.= 9.7200E-01 TOTAL= 3.6052E-01 ABSORP.= 2.9716E-03 FISSION= 2.1265E-03 NU FIS.= 5.1673E-03
 XFLUX 1= 1.1378E 14 XFLUX 2= 1.0572E 14 PAST FISS. GAIN= 9.4926E-02 RESO. ESCAPE PRO.= 7.6504E-01 THE. ETA*F= 1.7389E 00

* EXISTENTION AND COMPOSITION

FOR INITIAL TOTAL HEAVY METAL	TH-TOTAL	U-235	U-233	U-TOTAL	U-TOTAL	U-235	U-233	U-TOTAL	U-235	U-233	U-TOTAL
URANIUM	0.0	4.940E 01	0.0	1.000E 03	0.0	0.0	0.0	1.000E 03	0.0	0.0	1.000E 03
THORIUM	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
PLUTONIUM	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

SAMP STEP 0 73-10-22

***** ** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

* FEW GROUP CONSTANTS

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP
FLUX	2.9311E 06	4.2414E 08	2.9104E 12	1.5099E 14
D COEF.	1.6099E 00	9.8130E-01	9.8109E-01	9.7152E-01
TOTAL	2.0705E-01	3.3969E-01	3.5507E-01	3.6335E-01
ABSORPTION	6.7761E-05	1.2939E-03	6.5041E-04	3.1319E-03
FISSION	4.4541E-05	1.8670E-04	3.7376E-04	2.2444E-03
NU FISSION	1.2142E-04	4.9370E-04	9.0825E-04	5.4538E-03
SCAT. TO 1	1.9291E-01	0.0	0.0	0.0
2	1.4076E-02	3.7429E-01	0.0	0.0
3	3.7805E-11	4.1024E-03	3.2048E-01	2.7366E-03
4	0.0	0.0	3.3944E-02	3.5448E-01

* MACRO CROSS SECTION

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
FLUX	2.9311E 06	4.2414E 08	1.4500E 12	3.7010E 12	9.4759E 12	1.5099E 14
D COEF.	1.6099E 00	9.8130E-01	9.7988E-01	9.8943E-01	9.7824E-01	9.7152E-01
TOTAL	2.0705E-01	3.3969E-01	3.4018E-01	3.6406E-01	3.6227E-01	3.6035E-01
ABSORPTION	6.7761E-05	1.2939E-03	4.7947E-04	4.0261E-04	8.9697E-04	3.1319E-03
FISSION	4.4541E-05	1.8670E-04	2.1065E-04	1.5631E-04	6.0042E-04	2.2444E-03
NU FISSION	1.2142E-04	4.9370E-04	5.1187E-04	3.7984E-04	1.4590E-03	5.4538E-03
SCAT. TO 1	1.9291E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.4076E-02	3.7429E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	3.7805E-11	4.1024E-03	2.8662E-01	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	3.3075E-02	2.6284E-01	4.3325E-03	7.1129E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.0072E-01	2.8151E-01	2.7366E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.0192E-04	7.5930E-02	3.5448E-01

STEP 0 73-10-22

SAMP

***** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

*** FLUX DISTRIBUTION CALCULATION ***

* GEOMETRY AND DENSITY
 NUMBER OF REGION = 3 FUEL COMPACT REGION NUMBER = 2 NUMBER OF MESH POINT = 12
 BOUNDARY POINT NUMBER 3 7 12
 MESH INTERVAL 2.0000E-01 2.0000E-01 2.9896E-01
 VOLUME OF REGION 5.0265E-01 4.0212E 00 1.8290F 01 2.2814E 01
 VOLUME OF N-TH POINT 3.1416E-02 2.5133E-01 5.0265F-01 7.5398E-01 1.0053E 00 1.2566E 00 1.9198E 00 2.8157E 00 3.3773E 00 3.9388E *
 4.5004E 00 2.4608E 00
 RADIUS OF N-TH POINT 0.0 2.0000E-01 4.0000E-01 6.0000E-01 8.0000E-01 1.0000E 00 1.2000E 00 1.4990E 00 1.7979E 00 2.0969E *
 POWER DENSITY IN COMPACT 2.3958E 00 2.6948E 00
 4.2739E 01

NUCLIDE NUMBER DENSITY (REGIONWISE)

NUCLIDE NO.
 5 0.0 5.8394E-05 0.0
 8 0.0 1.1095E-03 0.0
 20 7.5558E-02 5.1265E-02 7.5558E-02
 21 1.7099E-06 2.3366E-03 1.7099E-06
 22 0.0 1.3446E-03 0.0
 23 0.0 0.0 0.0
 24 1.0078E-05 0.0 1.0078E-05
 25 6.3916E-11 2.8092E-06 6.3916E-11
 26 6.2056E-08 9.3861E-08 6.2056E-08

* FLUX AND SOURCE DISTRIBUTION (NORMALIZATION FACTOR = 9.5717E 12)

* REGIONWISE FLUX *

GROUP 1 3.0572E 00 3.0487E 00 3.0047E 00 3.0136E 00
 2 8.0998F 00 8.1028E 00 8.1178E 00 8.1148E 00
 3 6.2114E-01 6.2123E-01 6.2169E-01 6.2180E-01
 4 3.5971E-01 3.5974E-01 3.5990E-01 3.5987E-01
 5 7.9113E-01 7.9136E-01 7.9255E-01 7.9251E-01
 6 1.0200E 01 1.0210E 01 1.0263E 01 1.0252E 01

* POINTWISE FLUX *

GROUP 1 3.0566F 00 3.0568E 00 3.0577E 00 3.0588E 00 3.0527E 00 3.0457E 00 3.0363E 00 3.0190E 00 3.0073E 00 2.9997E 00
 2 6.1925E 00 2.9943E 00
 3 8.1000E 00 8.0999E 00 8.0996E 00 8.1013E 00 8.1038E 00 8.1071E 00 8.1130E 00 8.1169E 00 8.1195E 00
 4 8.1409F 00 8.1213E 00
 5 6.2114E-01 6.2114E-01 6.2113E-01 6.2115E-01 6.2119E-01 6.2126E-01 6.2136E-01 6.2154E-01 6.2166E-01 6.2174E-01
 6 6.2179E-01 6.2180E-01 3.5971E-01 3.5971E-01 3.5971E-01 3.5975E-01 3.5979E-01 3.5985E-01 3.5989E-01 3.5992E-01
 7 3.5994E-01 3.5994E-01 7.9114E-01 7.9112E-01 7.9114E-01 7.9126E-01 7.9144E-01 7.9169E-01 7.9248E-01 7.9268E-01
 8 7.9114E-01 7.9114E-01 1.0199E 01 1.0200E 01 1.0205E 01 1.0214E 01 1.0225E 01 1.0246E 01 1.0259E 01 1.0268E 01
 9 7.9280E-01 7.9283E-01
 10 1.0200E 01 1.0200E 01
 11 1.0273F 01 1.0275E 01

* POINTWISE SOURCE (FUEL COMPACT REGION)

RAMDA = 1.3999E 00
 1.3974E-01 2.4846E-01 2.4857E-01 2.4876E-01 9.3724E-02

* MACRO CROSS-SECTION (REGIONWISE)

REGION 1

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
D. COEF.	1.5468E 00	9.4825E-01	9.3656E-01	9.4748E-01	9.3786E-01	9.3738E-01
TOTAL	2.1551E-01	3.5152E-01	3.5591E-01	3.8054E-01	3.7855E-01	3.7380E-01
ABSORPTION	3.6241E-08	2.6213E-06	1.9161E-05	5.7801E-05	8.2633E-05	2.0810E-04
FISSION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NU FISSIION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SCAT. TO 1	2.0073E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SCAT. TO 2	1.4777E-02	3.4720E-01	0.0	0.0	0.0	0.0

3 3.0922E-15 4.1258E-03 2.9988E-01 0.0 0.0 0.0
 4 1.7942E-15 3.9997E-11 5.6012E-02 2.7398E-01 4.5760E-03 7.5244E-09
 5 0.0 0.0 0.0 1.0640E-01 2.9372E-01 2.8906E-03
 6 0.0 0.0 0.0 1.0456E-04 8.0176E-02 3.7070E-01

REGION 2

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
D. COFF.	1.9896E-00	1.1722E-00	1.2501E-00	1.2476E-00	1.2239E-00	1.1708E-00
TOTAL	1.6753E-01	2.8436E-01	2.6665E-01	2.8709E-01	2.8847E-01	2.9749E-01
ABSORPTION	3.8427E-04	7.3262E-03	2.6308E-03	2.0142E-03	4.7029E-03	1.6797E-02
FISSION	2.5270E-04	1.0593E-03	1.1951E-03	8.8688E-04	3.4066E-03	1.2734E-02
NU FISSIION	6.8889E-04	2.5742E-03	2.9042E-03	2.1551E-03	8.2781E-03	3.0943E-02
SCAT. TO 1	1.5636E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.0705E-02	2.7398E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	3.571E-10	1.0370E-03	2.2467E-01	0.0	0.0	0.0
4	7.8747E-11	1.7554E-06	5.9349E-02	2.1080E-01	3.1945E-03	5.1893E-09
5	0.0	0.0	0.0	7.4182E-02	2.2449E-01	2.0168E-03
6	0.0	0.0	0.0	8.9566E-05	5.6084E-02	2.7867E-01

REGION 3

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
D. COFF.	1.5468E-00	9.4825E-01	9.3656E-01	9.4748E-01	9.3796E-01	9.3738E-01
TOTAL	2.1551E-01	3.5152E-01	3.5591E-01	3.8054E-01	3.7855E-01	3.7380E-01
ABSORPTION	3.6241E-08	2.6213E-06	1.9161E-05	5.7801E-05	8.2633E-05	2.0810E-04
FISSION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
NU FISSIION	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
SCAT. TO 1	2.0073E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.4777E-02	3.4720E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	3.0922E-15	4.3258E-03	2.9988E-01	0.0	0.0	0.0
4	1.7942E-15	3.9997E-11	5.6012E-02	2.7398E-01	4.5760E-03	7.5244E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.0640E-01	2.9372E-01	2.8906E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.0456E-04	8.0176E-02	3.7070E-01

***** ** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

K-EFF= 1.1715E 00 K-INF= 1.3351F 00 EPSILON= 1.0126E 00 RESO.P(1)= 7.2647E-01 RESO.P(2)= 7.3738E-01 THE.ETA*F= 1.6518E 00
 ICR-1= 3.5358E-01 ICR-2= 3.6027F-01 ICR-3= 3.5808E-01

* MICRO-PARAMETER DELTA-28= 2.048F-04 DELTA-25= 1.0820E-01 RO-28= 3.16916E 00 GAMMA-U= 4.7818E 00
 IN-115/MN-55= 1.2906E-01 LU-176/MN-55= 2.1658E 00 PU-239/U-235= 3.0496F 00

** SPECTRAL INDEX

SAMP STEP 1 73-10-22

* 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	1.0237E-05	-5.4911E-08	4.4905E-08	4.4905E-08	1.9864E 02	1.9864E 02				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	1.0237E-05	-5.4911E-08	4.4905E-08	4.4905E-08	1.9864E 02	1.9864E 02				
U-236	1.0005E-08	1.0005E-08	9.5443E-15	4.2220E-05	4.2220E-05	4.2220E-05				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	1.0005E-08	1.0005E-08	9.5443E-15	4.2220E-05	4.2220E-05	4.2220E-05				
NP-237	1.7068E-12	1.7068E-12	3.3498E-15	1.4818E-05	1.4818E-05	1.4818E-05				
(TH)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
(U)	1.7068E-12	1.7068E-12	3.3498E-15	1.4818E-05	1.4818E-05	1.4818E-05				
U-238	1.9554E-04	-1.8994E-08	1.6741E-10	3.3498E-15	1.4818E-05	1.4818E-05				
PU-239	1.8552E-08	1.8552E-08	1.6942E-10	1.6942E-10	7.4054E-01	7.4054E-01				
PU-240	1.0448E-10	1.0448E-10	2.2911E-16	2.2911E-16	1.0500E-06	1.0500E-06				
PU-241	5.5169E-13	5.5169E-13	1.0284E-13	1.0284E-13	4.7132E-04	4.7132E-04				
PU-242	-3.2044E-14	-3.2044E-14	1.6024E-16	1.6024E-16	7.3439E-07	7.3439E-07				
AM-243	9.7712E-14	9.7712E-14	-9.4729E-14	-9.4729E-14	-4.1904E-04	-4.1904E-04				
XE-135	1.3271E-10	1.3271E-10								
SM-149	1.3408E-09	1.3408E-09								
FP-233	0.0	0.0								
FP-235	4.5072E-08	4.5072E-08								
FP-239	1.6942E-10	1.6942E-10								
FP-241	8.2720E-15	8.2720E-15								
B-10	6.5553E-08	-2.1087E-09								
TOTAL										

* TWO GROUP CONSTANTS

GROUP 1 FLUX= 1.2161E 07 D COEF.= 1.1377E 00 TOTAL= 3.0747E-01 ABSORP.= 9.1985E-04 FISSION= 1.5116E-04 NU FIS.= 3.7070E-04
 REMOVAL= 2.9906E-03

GROUP 2 FLUX= 7.2556E 13 D COEF.= 9.7146E-01 TOTAL= 3.6072E-01 ABSORP.= 3.1372E-03 FISSION= 2.1285E-03 NU FIS.= 5.1797E-03
 XFLUX 1= 1.2161E 14 XFLUX 2= 1.0521E 14 FAST FISSION GAIN= 9.4799E-02 RESO. ESCAPE PRO.= 7.6477E-01 THE. ETA*F= 1.6511E 00

* EXISTENCE AND COMPOSITION

FOR INITIAL TOTAL HEAVY METAL

URANIUM TH-TOTAL= 0.0 U-TOTAL= 9.997E 02 PU-TOTAL= 9.108E-02
 U-235 = 4.913E 01 PU-239 = 9.056E-02 PU-240 = 5.122E-04 PU-241 = 2.716E-06 PU-242 = -1.584E-07
 PU-FISS.= 9.056E-02 PU-TOTAL= 9.108E-02
 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 = 4.975E-02 U-236 = 4.862E-05 U-238 = 9.502E-01
 PLUTONIUM PU-239 = 9.944E-01 PU-240 = 5.600E-03 PU-241 = 2.957E-05 PU-242 = -1.718E-06

STEP 1 73-10-22

SAMP

***** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

* FEW GROUP CONSTANTS

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP
FLUX	3.0785E 06	4.4556E 08	3.0214E 12	1.4991E 14
D COEF.	1.6099E 00	9.8130E-01	9.8112E-01	9.7092E-01
TOTAL	2.0705E-01	3.3968E-01	3.5498E-01	3.6056E-01
ABSORPTION	6.7725E-05	1.2924E-03	6.4793E-04	3.3155E-03
FISSION	4.4504E-05	1.8600E-04	3.6981E-04	2.2504E-03
NU FISSION	1.2134E-04	4.5214E-04	8.9888E-04	5.4765E-03
SCAT. TO 1	1.9291E-01	0.0	0.0	0.0
2	1.4075E-02	3.7429E-01	0.0	0.0
3	3.7805E-11	4.1024E-03	3.7085E-01	2.7366E-03
4	0.0	0.0	3.3480E-02	3.5451E-01

* MACRO CROSS SECTION

	1 GROUP	2 GROUP	3 GROUP	4 GROUP	5 GROUP	6 GROUP
FLUX	3.0785E 06	4.4556E 08	1.5233E 12	3.8787E 12	9.7026E 12	1.4991E 14
D COEF.	1.6099E 00	9.8130E-01	9.7988E-01	9.8944E-01	9.7824E-01	9.7092E-01
TOTAL	2.0705E-01	3.3968E-01	3.4018E-01	3.6406E-01	3.6268E-01	3.6056E-01
ABSORPTION	6.7725E-05	1.2924E-03	4.7890E-04	4.0120E-04	8.9859E-04	3.3155E-03
FISSION	4.4504E-05	1.8600E-04	2.0969E-04	1.5582E-04	5.9809E-04	2.2504E-03
NU FISSION	1.2134E-04	4.5214E-04	5.0964E-04	3.7878E-04	1.4538E-03	5.4765E-03
SCAT. TO 1	1.9291E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.4075E-02	3.7429E-01	0.0	0.0	0.0	0.0
3	3.7805E-11	4.1024E-03	2.8662E-01	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	5.3075E-02	2.6284E-01	4.3325E-03	7.1129E-09
5	0.0	0.0	0.0	1.0072E-01	2.8151E-01	2.7366E-03
6	0.0	0.0	0.0	1.0192E-04	7.5930E-02	3.5451E-01

STEP 1 73-10-22

SAMP

*** DELIGHT-2 SAMPLE CASE

*** FLUX DISTRIBUTION CALCULATION ***

* FUEL NUCLEIDE NUMBER DENSITY:K=1-19 (FUEL COMPACT REGION)
 0.0 0.0 0.0 5.8079E-05 5.6760E-08 9.6833E-12 1.1094E-03 1.0525E-07 5.9278E-10
 3.1300E-12 1.8180E-13 5.5436E-13 7.5294E-10 7.6070E-09 0.0 2.5371E-07 9.6121E-10 4.6930E-14
 * BURNABLE POISON:B=10 (REGIONWISE)
 6.0122E-08 9.0936E-08 6.0122E-08

* FLUX AND SOURCE DISTRIBUTION (NORMALIZATION FACTOR = 1.0051E 13)

* REGIONWISE FLUX *
 GROUP 1 3.0572E 00 3.0487E 00 3.0048E 00 3.0137E 00
 2 8.1017E 00 8.1046E 00 8.1197E 00 8.1166E 00
 3 6.2129E-01 6.2138E-01 6.2184E-01 6.2175E-01
 4 3.5895E-01 3.5898E-01 3.5914E-01 3.5911E-01
 5 7.7141E-01 7.7144E-01 7.7280E-01 7.7256E-01
 6 9.6421E 00 9.6527E 00 9.7054E 00 9.6947E 00

* POINTWISE FLUX *
 GROUP 1 3.0569E 00 3.0578E 00 3.0569E 00 3.0527E 00 3.0457E 00 3.0363E 00 3.0191E 00 3.0073E 00 2.9997E 00
 2 2.9956E 00 2.9943E 00 2.9943E 00 8.1015E 00 8.1032E 00 8.1057E 00 8.1149E 00 8.1188E 00 8.1214E 00
 3 8.1228E 00 8.1232E 00 6.2128E-01 6.2130E-01 6.2134E-01 6.2141E-01 6.2151E-01 6.2169E-01 6.2181E-01 6.2190E-01
 4 6.2194E-01 6.2195E-01 3.5895E-01 3.5895E-01 3.5895E-01 3.5897E-01 3.5903E-01 3.5909E-01 3.5913E-01 3.5916E-01
 5 3.5918E-01 3.5918E-01 7.7142E-01 7.7142E-01 7.7142E-01 7.7153E-01 7.7171E-01 7.7242E-01 7.7273E-01 7.7293E-01
 6 7.7304E-01 7.7308E-01 9.6429E 00 9.6426E 00 9.6415E 00 9.6478E 00 9.6563E 00 9.6679E 00 9.6884E 00 9.7114E 00
 9.7164E 00 9.7179E 00

* POINTWISE SOURCE (FUEL COMPACT REGION)
 RAMDA = 1.3340E 00

* MACRO CROSS-SECTION (FUEL COMPACT)

REGION 2

	1. GROUP	2. GROUP	3. GROUP	4. GROUP	5. GROUP	6. GROUP
D. COEF.	1.9897E 00	1.1723E 00	1.2501E 00	1.2476E 00	1.2238E 00	1.1658E 00
TOTAL	1.6753E-01	2.8435E-01	2.6665E-01	2.8708E-01	2.8849E-01	2.9870E-01
ABSORPTION	3.8407E-04	7.3206E-03	2.6303E-03	2.0101E-03	4.7177E-03	1.7852E-02
FISSION	2.5249E-04	1.0552E-03	1.1897E-03	8.8400E-04	3.9322E-03	1.2768E-02
NU FISSIION	6.8840E-04	2.5651E-03	2.8914E-03	2.1490E-03	8.2477E-03	3.1107E-02
SCAT. TO 1	1.5635E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	1.0795E-02	2.7397E-01	9.9	0.0	0.0	0.0
3	1.3711E-10	3.0370E-03	2.2467E-01	0.0	0.0	0.0
4	7.8747E-11	1.7594E-06	3.9349E-02	2.1079E-01	3.1945E-03	5.1895E-09
5	0.0	0.0	0.0	7.4185E-02	2.2449E-01	2.0168E-03
6	0.0	0.0	0.0	8.9566E-05	5.6084E-02	2.7883E-01