

JAERI-M

8097

高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード

—— DELIGHT-4 ——

1979年2月

新藤 隆一・平野 光将・南 多善\*

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-4 —

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・平野 光将・南 多善\*

(1979年1月25日受理)

本コードは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及び炉心特性解析用格子群定数作成のための point reactivity モデルによる燃焼計算コードであり，計算上の主なモデルは次の通り。

- 1) 速中性子スペクトル ( $10\text{MeV} \sim 2.38\text{eV}$ ) の計算は61群，熱中性子スペクトル ( $2.38\text{eV} \sim 0\text{eV}$ ) の計算は50群で行なう。
- 2) 共鳴吸収計算には燃料の二重非均質性 (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。
- 3) 可燃性毒物の吸収計算にも二重非均質性 (吸収体の粒子状及び棒状形状) が考慮できる。
- 4) 黒鉛と熱中性子の散乱には黒鉛の結晶効果を取り入れる。
- 5) 臨界・燃焼計算は少数エネルギー群 (速中性子，熱中性子領域とも最大10群) で行うものとし，燃焼チェーンとしてトリウム・ウラン系およびウラン・プルトニウム系を取り入れる。
- 6) 空孔，空隙からの中性子ストリーミングの効果も考慮できる。
- 7) 中性子束の格子内分布計算も可能。

なお，本コードでは計算した群定数を選択によって1次元輸送近似コードSLALOM，2次元 $S_N$ コードTWOTRAN，1次元拡散コードBRIQUET，2次元拡散コードZADOC-3及び3次元拡散コードCITATION-DEGAへの入力形で(カードモード)出力できるようになっている。

---

\*) 富士通株式会社

Point Reactivity Burnup Code DELIGHT-4 for  
High Temperature, Gas-Cooled Reactor Cells

Ryuiti SHINDO, Mitsumasa HIRANO and Kazuyoshi MINAMI\*

Office of Power Reactor Projects, JAERI

(Received January 25, 1978)

The code DELIGHT-4 has been developed for analyzing burnup characteristics of the graphite moderated reactor cells and producing the few-group constants.

Calculation models for the code are as follows:

- (1) The number of neutron energy groups is 61 for fast neutrons (10 MeV  $\sim$  2.38 eV) and 50 for thermal neutrons (2.38 eV  $\sim$  0 eV).
- (2) The doubly space-heterogeneous effect of fuel (dispersion of coated fuel particles in fuel compacts and regular array of fuel rods in graphite blocks) is considered in the calculation of resonance absorption.
- (3) The double heterogeneity of burnable poison (dispersion of absorber grains in rods) can be considered.
- (4) The chemical binding effect of graphite is introduced in the scattering of thermal neutrons.
- (5) The calculations of criticality and burnup are by a few-energy-group models (up to 10 groups for both fast and thermal neutrons), and nuclide chains of thorium-uranium and uranium-plutonium are used for burnup calculation.
- (6) Neutron streaming effect through holes and gaps in cells can be considered in criticality calculation.
- (7) The flux distribution in cells can be calculated.

The cell-averaged few group constants can be produced in card form for 1-D transport approximation code SLALOM, 2-D  $S_N$  code TWOTRAN, 1-D diffusion code BRIQUET, 2-D diffusion code ZADOC-3 and 3-D diffusion code CITATION-DEGA.

Keywords: Point Reactivity Model, Burnup, Coated Fuel Particle,  
Neutron Spectrum, Resonance Absorption, Neutron Streaming Effect, Burnable  
Poison, High Temperature Gas-Cooled Reactor, Computer Code, Reactor Cell.

## 目 次

|                                 |    |
|---------------------------------|----|
| 1. はじめに .....                   | 1  |
| 2. 計算内容 .....                   | 2  |
| 2.1 対象体系と群構造 .....              | 2  |
| 2.2 速中性子スペクトル計算 .....           | 3  |
| 2.2.1 中性子スペクトル計算 .....          | 3  |
| 2.2.2 共鳴吸収計算 .....              | 5  |
| 2.2.3 少数群縮約定数の計算 .....          | 13 |
| 2.3 熱中性子スペクトル計算 .....           | 20 |
| 2.3.1 中性子スペクトル計算 .....          | 20 |
| 2.3.2 少数群縮約定数の計算 .....          | 21 |
| 2.3.3 黒鉛の散乱カーネル計算 .....         | 22 |
| 2.4 臨界・燃焼計算 .....               | 23 |
| 2.4.1 臨界計算 .....                | 23 |
| 2.4.2 燃焼計算 .....                | 24 |
| 2.4.3 出力量の計算 .....              | 29 |
| 2.5 補助計算 .....                  | 37 |
| 2.5.1 中性子漏洩効果の計算 .....          | 37 |
| 2.5.2 可燃性毒物効果の計算 .....          | 41 |
| 2.5.3 格子内中性子束分布の計算 .....        | 44 |
| 2.6 その他 .....                   | 51 |
| 2.6.1 中性子平均速度の算出 .....          | 51 |
| 2.6.2 核燃料サイクル計算処理用データ算出 .....   | 51 |
| 2.6.3 外部計算コード入力用データの出力 .....    | 51 |
| 3. データ・ライブラリー .....             | 52 |
| 4. プログラムの構造 .....               | 54 |
| 4.1 プログラムの構成 .....              | 54 |
| 4.2 ジョブ制御について .....             | 54 |
| 5. 入出力形式 .....                  | 63 |
| 5.1 入力形式 .....                  | 63 |
| 5.2 出力形式 .....                  | 74 |
| 6. おわりに .....                   | 78 |
| 参考文献 .....                      | 79 |
| 附録1 多群定数ファイル JIMCOF .....       | 81 |
| 附録2 共鳴吸収計算における中性子平衡式と衝突確率 ..... | 88 |

|      |  |    |
|------|--|----|
| 附録3  | $P_0$ の計算                                      | 90 |
| 附録4  | $G(R, x)$ , $S(R, x)$ の計算                      | 91 |
| 附録5  | $P_0(x)$ の計算                                   | 92 |
| 附録6  | $K_{id}(x)$ の計算                                | 92 |
| 附録7  | 衝突確率 $W_l$ , $T_l$ , $Q_l$ および $F(\alpha)$ の計算 | 93 |
| 附録8  | 半固定入力定数  | 94 |
| 附録9  | Sample Input List                              | 95 |
| 附録10 | Sample Output List                             | 96 |

## C o n t e n t s

|  |    |
|--|----|
| 1. Introduction .....                                      | 1  |
| 2. Calculation method .....                                | 2  |
| 2.1 System and energy group structure .....                | 2  |
| 2.2 Fast neutron spectrum calculation .....                | 3  |
| 2.2.1 Neutron spectrum .....                               | 3  |
| 2.2.2 Resonance absorption .....                           | 5  |
| 2.2.3 Condensed few group constants .....                  | 13 |
| 2.3 Thermal neutron spectrum calculation .....             | 20 |
| 2.3.1 Neutron spectrum .....                               | 20 |
| 2.3.2 Condensed few group constants .....                  | 21 |
| 2.3.3 Scattering kernel of graphite .....                  | 22 |
| 2.4 Criticality and burnup calculation .....               | 23 |
| 2.4.1 Criticality calculation .....                        | 23 |
| 2.4.2 Burnup calculation .....                             | 24 |
| 2.4.3 Output data calculation .....                        | 29 |
| 2.5 Auxiliary calculation .....                            | 37 |
| 2.5.1 Neutron streaming effect .....                       | 37 |
| 2.5.2 Burnable poison effect .....                         | 41 |
| 2.5.3 Fine structure .....                                 | 44 |
| 2.6 Others .....   | 51 |
| 2.6.1 Neutron velocity .....                               | 51 |
| 2.6.2 Data control for fuel cycle analysis .....           | 51 |
| 2.6.3 Edit of input data for external computer codes ..... | 51 |
| 3. Data library .....                                      | 52 |
| 4. Pregramestructure .....                                 | 54 |
| 4.1 Subroutine function and program flow diagram .....     | 54 |
| 4.2 Job control .....                                      | 54 |
| 5. Input and output formats .....                          | 63 |
| 5.1 Input format .....                                     | 63 |
| 5.2 Output format .....                                    | 74 |
| 6. Concluding remarks .....                                | 78 |
| References .....   | 79 |
| Appendices .....   | 79 |
| App.1 JIMCOF:A multigroup constants file .....             | 81 |



|  |    |
|--|----|
| App.2 Neutron balance and collision probabilities in resonance<br>absorption calculation ..... | 88 |
| App.3 Function $P_0(x)$ .....  | 90 |
| App.4 Function $G(R, x)$ , $S(R, x)$ .....   | 91 |
| App.5 Function $P_0(x)$ .....  | 92 |
| App.6 Function $K_{i4}(x)$ .....   | 92 |
| App.7 Collision probabilities $W_\ell, T_\ell, Q'_\ell$ and Function $F(\alpha)$ .....         | 93 |
| App.8 Half-fixed input data .....  | 94 |
| App.9 Sample input list .....  | 95 |
| App.10 Sample output list .....  | 96 |

## 1. はじめに

高温ガス冷却炉のように被覆燃料粒子を用いる燃料を使用した格子系を対象に、その燃焼特性解析用コードとしてDELIGHT<sup>(1)</sup>が1970年に開発された。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および少数エネルギー群モデルによる臨界・燃焼計算から構成されている。前者の計算では2.38eVを切断エネルギーとして速中性子スペクトル( $P_0$ 近似)および熱中性子スペクトル( $P_0$ 近似)が各々68, 50群モデルで計算される。一方、後者の計算では前者の計算で得られた中性子スペクトルを使用して算出した核種毎の原子数密度とあわせて少数群巨視断面積を求めるとともに、臨界・燃焼計算が実行される(速中性子群、熱中性子群とも最大10群)。これらの計算は空間的にはポイントモデルをとるが、共鳴吸収計算に対してのみ燃料が粒子形状であることの影響が考慮されている。なお、熱中性子スペクトル計算に際して必要になる黒鉛の散乱カーネルは黒鉛と中性子の散乱に自由ガスモデルによる散乱法則を適用して作成するものとした。

その後、1972~73年に

- ・共鳴吸収計算に燃料の二重非均質性を考慮する,
- ・黒鉛と熱中性子の散乱に黒鉛の結晶効果を取り入れる,
- ・中性子束の格子内分布を算出する,
- ・硼素( $^{10}\text{B}$ )の可燃性を考慮する,

等の大巾な改良が行なわれてDELIGHT-2<sup>(2)</sup>となった。

さらに、1974年に

- ・共鳴吸収計算の一部改良(有限希釈核種数増加, 共鳴積分の燃焼依存性, 空間遮蔽因子計算自動化, 等),
- ・速中性子スペクトル計算モデルの改善( $P_1$ ,  $B_0$ ,  $B_1$ 近似計算),
- ・中性子漏洩効果の考慮,

等の計算モデル上の改良を行ないDELIGHT-3<sup>(3)</sup>とされた。

一方、DELIGHT-3とは別に、1975年に高温ガス炉で多用される可燃性毒物の特性をその形状の影響を考慮して解析できるようにDELIGHT-2に改良を加えたDELIGHT-B<sup>(4)</sup>が作成された。従って、DELIGHT-3とDELIGHT-Bは全く異なるコードとなっている。

これらDELIGHT-2, -3及び-Bコードは作成以来多目的高温ガス冷却実験炉の炉心設計を始めとし、高温ガス冷却炉に関する多くの特性解析に使用されてきた。

本DELIGHT-4コードは、

- (1) DELIGHT-3とDELIGHT-Bコードの一本化,
- (2) データライブラリーの全面的入れ換え<sup>(5)</sup>,
- (3) 核分裂生成物の燃焼過程における取り扱いモデルの改善,
- (4) 黒鉛の散乱カーネルの改良(弾性干渉散乱の考慮),

(5) 共鳴吸収計算の一部改善（分離共鳴レベル数の増加，非分離共鳴の群依存性），等の改良を行なったものであり，空間的にポイントモデルをとる DELIGHT シリーズとしては計算モデル上でも，またデータ・ライブラリーの点でもほぼ最終的なものといえる。

## 2. 計算内容

### 2.1 対象体系と群構造

前章でも述べたように，本コードでは中性子スペクトル計算はポイントモデルで取り扱われるが，共鳴吸収計算には空間的な2重非均質性が考慮される。従って，この共鳴吸収計算の実行ならびに中性子漏洩効果を解析するために格子の形状諸元が必要になる。

#### (1) 体系構成

本コードで対象とする格子体系は1次元円筒形状の格子とし，それは中心から順次以下の円環領域から構成される。

- ① 内側冷却材
- ② 内側黒鉛スリーブ
- ③ 燃料ミート
- ④ 外側黒鉛スリーブ
- ⑤ 外側冷却材
- ⑥ 黒鉛ブロック（主減速材）

格子の断面を Fig. 2.2.1 に示す。各領域は各々固有の物質である独立領域であり，各領域の核種毎原子数密度は次式で算出する。

$$N_j^i = \alpha \cdot \rho_j \cdot q_j^i / A_i, \quad \alpha = 0.0060254. \quad (2.1.1)$$

ここで， $i$  は核種， $j$  は領域を示す添字であり， $\rho$  は密度を，又  $q$  は重量率を，そして  $A$  は原子量を示す。

なお，原子数密度の領域間平均値は領域の体積率を荷重因子として算出するが，本コードではこの平均操作として次の3通りがある。

- (i) 格子平均モデル …… 臨界・燃焼計算用
- (ii) 2又は3領域モデル …… 中性子漏洩効果計算用
- (iii) 特定3領域モデル …… 共鳴吸収計算および中性子束微細分布計算用

上記(ii)の2領域とは空孔域とその他の領域，又3領域とは空隙域とその内，外各1領域からなる系，さらに(iii)の特定3領域とは燃料ミートの内側領域，燃料ミート領域及び燃料ミート外側領域の3領域である。

#### (2) 群構造

本コードにおけるエネルギー群モデルは中性子スペクトル計算に対するものと臨界・燃焼計算に対するものの2通りがある。前者は2.38eVを切断エネルギーとして速中性子領域61群，熱中性子領域50群の全111群モデルであり，後者はこれを適宜に縮約した少数群モデル

(5) 共鳴吸収計算の一部改善（分離共鳴レベル数の増加，非分離共鳴の群依存性），等の改良を行なったものであり，空間的にポイントモデルをとる DELIGHT シリーズとしては計算モデル上でも，またデータ・ライブラリーの点でもほぼ最終的なものといえる。

## 2. 計算内容

### 2.1 対象体系と群構造

前章でも述べたように，本コードでは中性子スペクトル計算はポイントモデルで取り扱われるが，共鳴吸収計算には空間的な2重非均質性が考慮される。従って，この共鳴吸収計算の実行ならびに中性子漏洩効果を解析するために格子の形状諸元が必要になる。

#### (1) 体系構成

本コードで対象とする格子体系は1次元円筒形状の格子とし，それは中心から順次以下の円環領域から構成される。

- ① 内側冷却材
- ② 内側黒鉛スリーブ
- ③ 燃料ミート
- ④ 外側黒鉛スリーブ
- ⑤ 外側冷却材
- ⑥ 黒鉛ブロック（主減速材）

格子の断面を Fig. 2.2.1 に示す。各領域は各々固有の物質である独立領域であり，各領域の核種毎原子数密度は次式で算出する。

$$N_j^i = \alpha \cdot \rho_j \cdot q_j^i / A_i, \quad \alpha = 0.0060254. \quad (2.1.1)$$

ここで， $i$  は核種， $j$  は領域を示す添字であり， $\rho$  は密度を，又  $q$  は重量率を，そして  $A$  は原子量を示す。

なお，原子数密度の領域間平均値は領域の体積率を荷重因子として算出するが，本コードではこの平均操作として次の3通りがある。

- (i) 格子平均モデル ..... 臨界・燃焼計算用
- (ii) 2又は3領域モデル ..... 中性子漏洩効果計算用
- (iii) 特定3領域モデル ..... 共鳴吸収計算および中性子束微細分布計算用

上記(ii)の2領域とは空孔域とその他の領域，又3領域とは空隙域とその内，外各1領域からなる系，さらに(iii)の特定3領域とは燃料ミートの内側領域，燃料ミート領域及び燃料ミート外側領域の3領域である。

#### (2) 群構造

本コードにおけるエネルギー群モデルは中性子スペクトル計算に対するものと臨界・燃焼計算に対するものの2通りがある。前者は238eVを切断エネルギーとして速中性子領域61群，熱中性子領域50群の全111群モデルであり，後者はこれを適宜に縮約した少数群モデル

(速中性子領域及び熱中性子領域ともに最大10群)である。

速中性子領域のエネルギー群区分はTable 2.2.1に、熱中性子領域の区分はTable 2.2.2に各々示した。

## 2.2 速中性子スペクトル計算

### 2.2.1 中性子スペクトル計算<sup>(6)</sup>

速中性子スペクトルの計算はGAM方式に従うものとした。即ち、

- (1) 速中性子は弾性散乱, 非弾性散乱, (n, 2n)反応等によって減速するものとし, その減速モデルでは中性子のエネルギー変化を群間の遷移で表す,
- (2) 核分裂で放出される高速中性子のスペクトルとしては  $^{283}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ および $^{241}\text{Pu}$ の分裂スペクトルのうちの1つを取る,
- (3) 中性子の散乱は $P_1$ 又は $B_1$ 近似とする。

まず $P_1$ 近似では, 中性子平衡に対する基本式として

$$\text{div}\vec{J}(\mathbf{E}) + \Sigma(\mathbf{E}) \cdot \phi(\mathbf{E}) = \int \Sigma_s^0(\mathbf{E}' \rightarrow \mathbf{E}) \cdot \phi(\mathbf{E}') d\mathbf{E}' + S(\mathbf{E}), \quad (2.2.1)$$

$$\text{grad}\phi(\mathbf{E}) + 3\Sigma(\mathbf{E}) \cdot \vec{J}(\mathbf{E}) = \int \Sigma_s^1(\mathbf{E}' \rightarrow \mathbf{E}) \cdot \vec{J}(\mathbf{E}') d\mathbf{E} \quad (2.2.2)$$

が得られる。今、

$$L(\mathbf{E}) = \{ \iiint \nabla \phi(\mathbf{E}) d\mathbf{v} \} / \{ \iiint \phi(\mathbf{E}) d\mathbf{v} \}, \quad (2.2.3)$$

$$\vec{J}(\mathbf{E}) = \{ \iiint \text{div}\vec{J}(\mathbf{E}) d\mathbf{v} \} / \{ \iiint d\mathbf{v} \}, \quad (2.2.4)$$

$$\bar{\phi}(\mathbf{E}) = \{ \iiint \phi(\mathbf{E}) d\mathbf{v} \} / \{ \iiint d\mathbf{v} \} \quad (2.2.5)$$

と定義すると, (2.2.1)および(2.2.2)は

$$\vec{J}(\mathbf{E}) + \Sigma(\mathbf{E}) \cdot \bar{\phi}(\mathbf{E}) = \int \Sigma_s^0(\mathbf{E}' \rightarrow \mathbf{E}) \cdot \bar{\phi}(\mathbf{E}') d\mathbf{E}' + \bar{S}(\mathbf{E}), \quad (2.2.6)$$

$$L(\mathbf{E}) \cdot \bar{\phi}(\mathbf{E}) + 3\Sigma(\mathbf{E}) \cdot \vec{J}(\mathbf{E}) = \int \Sigma_s^1(\mathbf{E}' \rightarrow \mathbf{E}) \cdot \vec{J}(\mathbf{E}') d\mathbf{E} \quad (2.2.7)$$

となる。ここで $d\mathbf{v}$ は微少体積を示す。(2.2.6)および(2.2.7)を群モデルで表示すると、

$$\bar{J}_n \cdot A_n + \Sigma_n \cdot \bar{\phi}_n \cdot A_n = \bar{S}_n \cdot A_n + \bar{S}_n^0 + \bar{S}_n^{0,in} + \bar{S}_n^{0(n,2n)} \quad (2.2.8)$$

$$L_n \cdot \bar{\phi}_n \cdot A_n + 3\Sigma_n \cdot \bar{J}_n \cdot A_n = \bar{S}_n^1 \quad (2.2.9)$$

となる。ここで、 $\bar{S}_n$ ,  $\bar{S}_n^0$ ,  $\bar{S}_n^{0,in}$ ,  $\bar{S}_n^{0(n,2n)}$  および  $\bar{S}_n^1$  は各々

$$\bar{S}_n \cdot A_n = \int_{u_{n-1}}^{u_n} f(u) du, \quad (2.2.10)$$

$$\bar{S}_n^0 = \sum_i N_i \sum_j^{i \leq n} \bar{S}_j^0 \sigma_{jn}^{i,0} \cdot \bar{\phi}_j \cdot A_j, \quad (2.2.11)$$

$$\bar{S}_n^{0,in} = \sum_i N_i \sum_j^{i \leq n} \bar{S}_j^0 \sigma_{jn}^{i,inelastic} \cdot \bar{\phi}_j \cdot A_j, \quad (2.2.12)$$

$$\bar{S}_n^{0,(n,2n)} = S_n^i \sum_j^{i < n} \bar{S}_j^{i, (n,2n)} \bar{\phi}_j \cdot A_j, \quad (2.213)$$

$$\bar{S}_n^1 = S_n^i \sum_j^{i < n} \bar{S}_j^{i, 1} \bar{J}_j \cdot A_j \quad (2.214)$$

であり、 $i$ は核種、下つき  $j$  および  $n$  はエネルギー群番号を示す。また、 $f(u)$  は核分裂スペクトルのレサジー  $u$  における分率である。(2.28) および (2.29) から中性子束  $\bar{\phi}_n$ 、中性子流  $\bar{J}_n$  を求めると、

$$\bar{\phi}_n = \frac{(3\Sigma_n + 3\Sigma_{nn}^0 - \Sigma_{nn}^1)(\bar{S}_n^0 + \bar{S}_n^{0,in} + \bar{S}_n^{0,(n,2n)} + \bar{S}_n \cdot A_n) - \bar{S}_n^1}{A_n \cdot (\Sigma_n \cdot (3\Sigma_n + 3\Sigma_{nn}^0 - \Sigma_{nn}^1) - L_n)} \quad (2.215)$$

$$\bar{J}_n = \frac{\bar{S}_n^1 - L_n \cdot \bar{\phi}_n \cdot A_n}{A_n \cdot (3\Sigma_n + 3\Sigma_{nn}^0 - \Sigma_{nn}^1)} \quad (2.216)$$

を得る。なお、(2.28) と (2.29) 式中の巨視断面積  $\Sigma_n$  は同一群内での散乱を含まない定義になっているので、(2.215) および (2.216) の両式では  $3\Sigma_n$  を  $3(\Sigma_n + \Sigma_{nn}^0)$  で置き換えて表示替えした。

一方、 $B_1$  近似に対する基本式は次のように書ける。

$$k \cdot \bar{J}(E) + \Sigma \cdot \phi(E) = f \int \Sigma_s^0(E' \rightarrow E) \cdot \phi(E') dE' + S(E), \quad (2.217)$$

$$-k \cdot \phi(E) + \Sigma \cdot \bar{J} \frac{x^2 \cdot A_{00}}{1 - A_{00}} = f \int \Sigma_s^1(E' \rightarrow E) \cdot J(E') dE' \quad (2.218)$$

ここで、

$$A_{00} = \frac{1}{x} \cdot \tan^{-1} x, \quad x = k / \Sigma_t. \quad (2.219)$$

今、

$$\alpha = \frac{x^2 \cdot A_{00}}{3(1 - A_{00})} \quad (2.220)$$

とおくと、次の通常の群モデル表示式を得る。

$$k \cdot J_n \cdot A_n + \Sigma_n \cdot \phi_n \cdot A_n = S_n \cdot A_n + S_n^0 + S_n^{0,in} + S_n^{0,(n,2n)}, \quad (2.221)$$

$$-k \cdot \phi_n \cdot A_n + 3 \cdot \alpha_n \cdot \Sigma_n \cdot J_n \cdot A_n = S_n^1 \quad (2.222)$$

ここで、 $S_n$ 、 $S_n^0$ 、 $S_n^{0,in}$ 、 $S_n^{0,(n,2n)}$  及び  $S_n^1$  は  $P_1$  近似で述べたものと同様である。

(2.221) 及び (2.222) 式より中性子束  $\phi_n$ 、中性子流  $J_n$  を求めると次式のようになる。

$$\bar{\phi}_n = \frac{(3 \cdot \alpha_n \cdot \Sigma_n + 3 \cdot \alpha_n \cdot \Sigma_{nn}^0 - \Sigma_{nn}^1)(\bar{S}_n^0 + \bar{S}_n^{0,in} + \bar{S}_n^{0,(n,2n)} + \bar{S}_n \cdot A_n) - k \cdot S_n^1}{A_n \{ \Sigma_n \cdot (3 \cdot \alpha_n \cdot \Sigma_n + 3 \cdot \alpha_n \cdot \Sigma_{nn}^0 - \Sigma_{nn}^1) - k^2 \}}, \quad (2.223)$$

$$\bar{J}_n = \frac{\bar{S}_n^1 + k \cdot \bar{\phi}_n \cdot A_n}{A_n \{ 3 \alpha_n (\Sigma_n + \Sigma_{nn}^0) - \Sigma_{nn}^1 \}} \quad (2.224)$$

但し,

$$\left. \begin{aligned} \alpha_n &= X^2 \cdot A_{00}^n / 3 \cdot (1 - A_{00}^n), \\ A_{00}^n &= \frac{1}{X^n} \cdot \tan^{-1} \cdot X^n, \quad X^n = k / \sum_n^1 (k=B). \end{aligned} \right\} \quad (2.2.25)$$

なお,  $n$  は群番号を示し,  $B^2$  はバックリングである。

### 2.2.2 共鳴吸収計算

燃料体内の共鳴核種に対する実効共鳴吸収の計算には中性子のエネルギーならびに空間的な遮蔽効果を取り入れることが必要になる。これらの効果は燃料体内の中性子束と減速材内の中性子束の比  $\phi_f(E)/\phi_M(E)$  を通して実効共鳴吸収に影響を与える。即ち, この中性子束比  $\phi_f(E)/\phi_M(E)$  を用いて, 実効共鳴積分は次のように計算される。

$$RI_c = \int (\phi_f(E)/\phi_M(E) \cdot \sigma_c(E) dE) \quad (2.2.26)$$

今, 中性子束比  $\phi_f(E)/\phi_M(E)$  を求めるに際して, 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. 2.2.2)。
  - (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. 2.2.2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<sup>(7)</sup>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。

$$\phi_f(E)/\phi_m(E) = P_0(E) \quad (2.2.27)$$

ここで  $\phi$  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 2-1)。

$$\begin{aligned} (P_0(E) \cdot \Sigma_{t,f}(E) \cdot V_f + \Sigma_{t,m}(E) \cdot V_m) \phi_F(E) = \\ P_{FF}(E) \left\{ V_f S_f \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,f}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' + V_m S_m \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,m}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' \right\} \\ + P_{MF}(E) \cdot V_M S_M \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,M}^i(E') \phi_M(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' \quad (2.2.28) \end{aligned}$$

ここで,  $V$  は体積,  $\Sigma_s$  は散乱断面積,  $\Sigma_t$  は全断面積を示す。また, 添字  $i$  は核種を示し  $\alpha_i$  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,

$$(P_0(E) \cdot \Sigma_{t,f}(E) \cdot V_f + \Sigma_{t,m}(E) \cdot V_m) = \Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F \quad (2.2.29)$$

とおけば (2.2.28) は次式のようにになる。

$$\Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F \cdot \phi_F(E) = P_{FF}(E) \left\{ V_f \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,f}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' + \frac{\Sigma_{s,m} V_m}{E} \right\} + \frac{P_{MF}(E) \cdot \Sigma_{s,M} \cdot V_M}{E} \quad (2.230)$$

但し、 $\Sigma_{s,m}^i$  及び  $\Sigma_{s,M}^i$  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 $\Sigma_{s,M}$ を $\Sigma_{t,M}$ 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(2.230)は次式のように書ける。

$$\Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F \cdot \phi_F(E) = P_{FF}(E) \left\{ V_f \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\Sigma_{s,f}^i(E') \phi_F(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' + \frac{\Sigma_{s,m} V_m}{E} \right\} + \frac{(1-P_{FF}(E)) \cdot \Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F}{E} dE \quad (2.231)$$

ここで、(2.231)式にNR近似を適用すれば次式を得る。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \left\{ \frac{\Sigma_{s,f}(E) V_f + \Sigma_{s,m} V_m}{\Sigma_{t,F}(E) \cdot V_f} \cdot P_{FF}(E) + (1-P_{FF}(E)) \right\} \quad (2.232)$$

一方、IM近似を適用すれば次式となる。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \left[ \left\{ (1-P_{FF}(E)) + \frac{\Sigma_{s,m} \cdot V_m}{\Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F} P_{FF}(E) \right\} \div \left\{ 1 - \frac{P_0(E) \cdot \Sigma_{n,f}(E)}{\Sigma_{t,F}(E) \cdot V_F} \cdot P_{FF}(E) \cdot V_f \right\} \right] \quad (2.233)$$

従って、IR表示として次式が得られる。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{(1-P_{FF}(E)) + \frac{P_{FF}(E)}{\Sigma_{t,F}(E)} \left\{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f}(E) + (1-\gamma) \cdot \Sigma_{s,m}) \right\}}{1 - \frac{P_{FF}(E)}{\Sigma_{t,F}(E)} \gamma (1-\lambda) P_0(E) \Sigma_{n,f}(E)} \quad (2.234)$$

ここで $\gamma$ は燃料カーネルの充填率である\*。

次に(2.234)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2-2)。

$$P_{FF}(E) = \frac{(1-C) \cdot P_{FF}^0(E) + C \cdot P_{SF}^0(E)}{1-C + C \cdot P_{SF}^0(E)} \quad (2.235)$$

但し、

$$P_{SF}^0 = \Sigma_{t,F}(E) \cdot \bar{\ell} \cdot (1-P_{FF}^0(E)) \quad (2.236)$$

\* 被覆燃料粒子の充填率ではない。



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子の配列効果を考慮しない時の確率である。(2.235)及び(2.236)を(2.234)に代入して整理すると次式を得る(附録2-3)。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{(1-C)(1-P_{FF}^0(E))\Sigma_{t,F}(E) + \{\gamma\lambda\Sigma_{s,f}(E) + (1-\gamma)\Sigma_{s,m}\}}{\{(1-C) + C\Sigma_{t,F}(E)\bar{\ell}(1-P_{FF}^0(E))\}\Sigma_{t,F}(E) - \gamma(1-\lambda)P_0(E)} \\ \times \frac{\{(1-C)P_{FF}^0(E) + C \cdot \Sigma_{t,F}(E)\bar{\ell}(1-P_{FF}^0(E))\}}{\Sigma_{n,f}(E)\{(1-C)P_{FF}^0(E) + C\Sigma_{t,F}(E)\bar{\ell}(1-P_{FF}^0(E))\}} \quad (2.237)$$

また、 $P_{FF}^0$ に wigner 近似を適用し整理すると(2.237)は次式のようになる(附録2-4)。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{1}{P_0(E)} \cdot \frac{\lambda\Sigma_{s,0} + \Sigma_{s,f}^{ad} + \{(1-\gamma)/\gamma\}\Sigma_{s,m} + (1-C)/(\bar{\ell}\cdot\gamma)}{(\Sigma_{a,0}(E) + \lambda\Sigma_{n,0}(E)) + \{(1-\gamma)/\gamma\}P_0(E)\Sigma_{s,m} + \Sigma_{s,f}^{ad}} \\ + (1-C)/(\bar{\ell}\cdot\gamma\cdot P_0(E)) \quad (2.238)$$

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、(2.238)式の分母子を通常の定義に従い1共鳴核種当りの量で表示するとともに $\sigma_M$ 、 $\sigma_N$ を次式で定義する。

$$\sigma_M = \lambda\sigma_{p,0} + \left( \sum_{i \neq 0} \frac{N^i}{N^0} \sigma_p^i \right) + \left( \frac{1-\gamma}{\gamma} \right) \left( \sum_i \frac{N^i}{N^0} \sigma_p^i \right)_m \\ + (1-C)/(\bar{\ell}\cdot N^0\cdot\gamma) \quad (2.239)$$

$$\sigma_N(E) = \lambda\sigma_{p,0} + \left( \sum_{i \neq 0} \frac{N^i}{N^0} \sigma_p^i \right)_f + \left( \frac{1-\gamma}{\gamma\cdot P_0(E)} \right) \left( \sum_i \frac{N^i}{N^0} \sigma_p^i \right)_m \\ + (1-C)/(\bar{\ell}\gamma N^0 P_0(E)) \quad (2.240)$$

ここで、 $\sigma_p$ はポテンシャル散乱微視断面積、 $N$ は原子数濃度を示す。

ここで、(2.239)及び(2.240)を用いると(2.238)は次式のように書ける。

$$\frac{\phi_F(E)}{\phi_M(E)} = \frac{\sigma_M}{\sigma_{a,0}(E) + \lambda\sigma_{n,0}(E) + \sigma_N(E)} \cdot \frac{1}{P_0(E)} \quad (2.241)$$

従って、これを(2.227)に代入すれば次式が得られる。

\*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 ad は admixture を示す。

$$\frac{\phi_f(E)}{\phi_M(E)} = \frac{\sigma_M}{\sigma_{a,o}(E) + \lambda \sigma_{n,o}(E) + \sigma_N(E)} \quad (2.242)$$

(2) 分離共鳴準位の共鳴積分

共鳴積分を求める式は

$$RI_c = \sigma_M \int \frac{\sigma_{c,r}}{\sigma_{a,o} + \lambda \sigma_{n,o} + \sigma_N} \frac{1}{P_0(E)} dE \quad (2.243)$$

となる。共鳴に Breit-Wigner の単一共鳴準位式を使用するものとし、定数を  $x (=2(E-E_r)) / \Gamma$  に変換して整理すると、(2.243)は

$$RI_c = \frac{\sigma_M}{2E_r} \cdot \frac{\Gamma_\gamma \cdot \Gamma}{\Gamma_a + \lambda \cdot \Gamma_n} \int_{-\infty}^{+\infty} \frac{\psi(x, \xi)}{\psi(x, \xi) + \alpha \cdot \chi(x, \xi) + \beta} dx \quad (2.244)$$

となる。ここで、

$$\left. \begin{aligned} \alpha &= \frac{2 \cdot \Gamma}{\Gamma_a + \lambda \cdot \Gamma_n} \cdot \lambda \cdot \sqrt{\frac{\sigma_p \cdot \Gamma_n}{\sigma_0 \cdot \Gamma}} g_J, & \beta &= \frac{\Gamma}{\Gamma_a + \lambda \cdot \Gamma_n} \cdot \frac{\sigma_N}{\sigma_0} \\ \xi &= \Gamma \cdot \sqrt{\frac{A_r}{4 \cdot k \cdot T \cdot E_r}}, & \sigma_0 &= \frac{2.6 \times 10^6}{E_r} \cdot \frac{\Gamma_n}{\Gamma} g_J \\ \Gamma &= \Gamma_a + \Gamma_n, & \Gamma_a &= \Gamma_\gamma + \Gamma_f \end{aligned} \right\} \quad (2.245)$$

であり、 $E_r$  は共鳴準位の中心エネルギー、 $A_r$  は共鳴核種の原子量、 $\sigma_p$  は共鳴核種のポテンシャル散乱断面積、 $g_J$  はスピンに関係する因子であり、 $\Gamma_\gamma$  および  $\Gamma_f$  は中性子捕獲および分裂巾、 $\Gamma_n$  は中性子巾、 $T$  は燃料体の絶対温度、 $k$  はボルツマン定数 ( $8.6167 \cdot 10^{-4}$  eV/°K) である。また、 $\psi(x, \xi)$  および  $\chi(x, \xi)$  は

$$\begin{aligned} \psi(x, \xi) &= \frac{1}{2\sqrt{\pi\xi}} \int_{-\infty}^{+\infty} \frac{dy}{1+y^2} e^{-(x-y)^2/4\xi}, \\ \chi(x, \xi) &= \frac{1}{2\sqrt{\pi\xi}} \int_{-\infty}^{+\infty} \frac{y \cdot dy}{1+y^2} e^{-(x-y)^2/4\xi} \end{aligned} \quad (2.246)$$

である。NR 近似で取り扱う共鳴準位に対しては  $\lambda$  は 1 とし、その共鳴吸収に対する共鳴散乱の影響を無視することによれば、共鳴積分を求める式 (2.244) は

$$RI_c = \frac{\sigma_M \cdot \Gamma_\gamma}{2E_r} \int_{-\infty}^{+\infty} \frac{\psi(x, \xi)}{\psi(x, \xi) + \beta} dx \quad (2.247)$$

となる。この積分は Doherty<sup>(8)</sup> の方法で計算される。一方、 $\lambda$ -method で取り扱う共鳴準位に対しては  $\lambda$  を反復計算

$$\left. \begin{aligned} \lambda_t &= 1 - (\tan^{-1} x_t / y_t) \\ x_t &= 2E_r(1-\alpha) / \Gamma(\alpha a_\lambda + a_1) \\ y_t &= 2E_r(1-\alpha) / \Gamma\alpha(a_\lambda + a_1) \\ a_\lambda^2 &= 1 + \{ \sigma_0(\Gamma_\gamma + \lambda\Gamma_n) / \Gamma(\lambda\sigma_p + \sigma_N) \} \end{aligned} \right\} \quad (2.248)$$

から求め、(2.244) を数値積分することによってその共鳴積分を求める。ここで  $t$  は計算の

反復回数である。

(3) 非分離共鳴準位の共鳴積分

非分離共鳴準位に対する共鳴積分は、

- (i) 中性子の共鳴捕獲巾は自由度 1 の chi-squared 分布とする、
- (ii) 共鳴分裂巾は自由度 3 の chi-squared 分布とする、

を仮定して計算する。今、(2.2.4) 式中の積分を  $J(\xi, \beta)$  で表すものとするれば、非分裂性核種に対する共鳴積分は

$$RI_c = \frac{\sigma_M}{2E_r} \langle \Gamma_\gamma \rangle \int_0^\infty P_1(x) \cdot J(\xi, \beta) dx \quad (2.2.49)$$

となり、分裂性核種に対する共鳴積分は

$$RI_c = \frac{\sigma_M}{2E_r} \langle \Gamma_\gamma \rangle \int_0^\infty \int_0^\infty P_1(x) P_3(y) J(\xi, \beta) dx \cdot dy \quad (2.2.50)$$

$$RI_f = \frac{\sigma_M}{2E_r} \int_0^\infty \int_0^\infty P_1(x) P_3(y) y \bar{\Gamma}_f J(\xi, \beta) dx \cdot dy \quad (2.2.51)$$

となる。<sup>(8)</sup> ここで、

$$\left. \begin{aligned} \beta &= \frac{\sigma_M}{\sigma_0} & , & & \sigma_0 &= \frac{2.6 \times 10^6}{E_r} \cdot \frac{\Gamma_n}{\Gamma} g_J, \\ \xi &= \Gamma \sqrt{\frac{A_r}{4kTE_r}} & , & & & \\ x &= \Gamma_n / \langle \Gamma_n \rangle & , & & y &= \Gamma_f / \bar{\Gamma}_f, \\ \Gamma &= \Gamma_n + \langle \Gamma_\gamma \rangle + \Gamma_f \end{aligned} \right\} (2.2.52)$$

である。また分布函数  $P_1(x)$  および  $P_3(y)$  は

$$\left. \begin{aligned} P_1(x) &= \frac{1}{\sqrt{\pi}} \left(\frac{x}{2}\right)^{-\frac{1}{2}} \exp\left(-\frac{x}{3}\right), \\ P_3(x) &= \frac{3}{2} \cdot \frac{1}{\Gamma(3/2)} \left(\frac{3}{2}y\right)^{\frac{1}{2}} \exp\left(-\frac{3}{2}y\right) \end{aligned} \right\} (2.2.53)$$

であるが、実際には、(2.2.49)~(2.2.51) の共鳴積分は次のような Greedbler および Hutochins の方法<sup>(8)</sup> で計算する。

$$\int_0^\infty P_1(x) f(x) dx = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N f(x_i), \quad (2.2.54)$$

$$\int_0^\infty \int_0^\infty P_1(x) P_3(y) f(x, y) dx dy = \frac{1}{N \cdot M} \sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^M f(x_i, y_j), \quad (2.2.55)$$

本コードの計算においては  $N$  および  $M$  を 20 とし、 $x_i$  および  $y_j$  には Table 2.2.3 に示した値を用いる。

(4) 共鳴積分の計算手順

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 3 に示した。

$$\Sigma_{t,f} = N^0 \cdot (\sigma_{p,o} + S \sum_{i \neq 0} \frac{N^i}{N^0} \sigma_p^i + RI/\Delta), \quad \Delta = 0.25 \quad (2.256)$$

(III)  $\sigma_N$  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。

(5) 空間遮蔽因子の計算

共鳴積分計算では系の非均質性は全て共鳴核種 1 原子当りの実効散乱断面積  $\sigma_m, \sigma_M$  に含めて表示されるが、そのためには空間遮蔽因子が必要になる。本コードでは使用上の便宜を考え共鳴吸収計算関連データをコード内で自動的に算出することも可能となっている。

(i) 燃料カーネルの mean chord length,  $\ell_f$

燃料カーネルの半径を  $r_f$  とすると次式で求められる。

$$\ell_f = 4V/S = \frac{4}{3} r_f \quad (2.257)$$

ここで、 $V$  及び  $S$  は各々燃料カーネルの体積、表面積である。

(ii) 燃料コンパクト内での燃料カーネルのダンコフ係数,  $C_f$

燃料コンパクト内の燃料カーネルを除いた領域に対する炭素の原子数密度を  $N_c$  とし、炭素の散乱断面積を  $\sigma_c$  とするとき  $C_f$  は次式で求められる。

$$C_f = \lambda_m / (\lambda_m + L) \quad (2.258)$$

ここで、 $\lambda_m$  は  $(1/N_c \cdot \sigma_c)$  であり、 $\sigma_c$  は 4.7 バーンとする。また  $L$  は  $4/(n \cdot s)$  であり、 $n$  は燃料コンパクト 1 cm<sup>3</sup> 中の燃料カーネル個数、 $s$  は燃料カーネル表面積 ( $=4\pi r_f^2$ ) である。なお、 $n$  は入力値である。

(iii) 実効散乱断面積,  $\sigma_M$

実効散乱断面積  $\sigma_M$  は次式で定義される。

$$\sigma_M = \frac{1}{N_o} \left\{ \frac{1-\gamma}{\gamma} S N^i \sigma_p^i + \frac{1-C}{\bar{\ell}} \right\} \quad (2.259)$$

ここで  $N_o$  は燃料カーネル内の共鳴核種の原子数密度、 $\gamma$  は燃料カーネル充てん率、 $N^i$  は燃料マトリックス中の核種  $i$  の原子数密度、 $\sigma_p^i$  は同核種のポテンシャル散乱断面積である。また、 $\bar{\ell}$  は燃料コンパクトに対する mean chord length である。今、

$$N_o^{eff} = \gamma \cdot N_o, \quad (2.260)$$

$$\Sigma_p^{eff} = S \sum_i N_i^{eff} \cdot \sigma_p^i \quad (2.261)$$

とすると、 $N_o^{eff}$  は共鳴核種の燃料コンパクト内平均原子数密度、 $\Sigma_p^{eff}$  は燃料マトリックス内核種による燃料コンパクト平均のポテンシャル散乱断面積となる。従って、

$$\sigma_M = \Sigma_p^{eff} / N_o^{eff} + (1-C) / (N_o^{eff} \cdot \bar{\ell}), \quad (2.262)$$

$$\bar{\ell} = 4V_{comp} / S_{comp} = 2(r_{c,o}^2 - r_{c,i}^2) / r_{c,o} \quad (2.263)$$

ここで、 $V_{comp}$ 、 $S_{comp}$  は各々燃料コンパクトの体積、表面積であり、また  $r_{c,o}$  及び  $r_{c,i}$  は各々燃料コンパクトの外径及び内径である。なお、 $\Sigma_p^{eff}$  の算出に必要な核種毎のポテンシャル散乱断面積  $\sigma_p$  はコード内にライブラリー化されている (Table 2.2.4)。

$\sigma_M$  の算出にあたり最後に問題となるのは燃料コンパクトに対する空間遮蔽効果を表す因子である  $C$  の計算である。 $C$  の物理的意味は“燃料コンパクトの巨視断面積が無限大と仮定

したとき、その外表面から放出された中性子が再び燃料コンパクトに入射する確率\*である。この確率の算出は一般には簡単でないが、本コードでは衝突確率の計算をKennedy<sup>(9)</sup>の方式で処理する等価セルモデル、および衝突確率をFukai<sup>(10)</sup>の方式で処理した燃料棒の三角配列モデルの2通りの方式で算出できる。

① 等価セルモデル

今、Fig. 2.2.3 に示すような領域モデルをとり、図に示した衝突確率を定義する。図中fは燃料を、bは単位セル外表面をo及びiは各々燃料外部(第3)領域、内部(第1)領域を示す。このとき、

$$C^o = P_{ff}^o = P_{fb}^o \cdot P_{bf}^o + P_{fb}^o \cdot P_{bb}^o \cdot P_{bf}^o + \dots = P_{fb}^o \cdot P_{bf}^o / (1 - P_{bb}^o). \quad (2.2.64)$$

一方、衝突確率間には次の関係がある。

$$\left. \begin{aligned} P_{bf}^o &= (S_f / S_b) P_{fb}^o = (r_f / r_b) \cdot P_{fb}^o, \\ P_{bb}^o &= 1 - P_{bv}^o - P_{bf}^o, \quad P_{bv}^o = (4V_o \Sigma_o / S_b) \cdot P_{vb}^o, \\ P_{fb}^o &= 1 - P_{fv}^o, \quad P_{fv}^o = (4V_o \Sigma_o / S_f) \cdot P_{vf}^o. \end{aligned} \right\} (2.2.65)$$

そして、基本確率である $P_{vb}^o$ 及び $P_{vf}^o$ はKennedyの方式により次のように求める。

$$\left. \begin{aligned} P_{vb}^o &= S(R, x) - P_{vf}^o, \\ P_{vf}^o &= (R / (1 + R)) \cdot G(R, x). \end{aligned} \right\} (2.2.66)$$

ここで、

$$\left. \begin{aligned} R &= r_f / r_b, \quad x = \Sigma_o \cdot (r_b - r_f), \\ S_f &= 2\pi r_f, \quad S_b = 2\pi r_b, \\ V_o &= \pi(r_b^2 - r_f^2), \\ \Sigma_o^* &= N_o^c \cdot \sigma_s^c \quad (\sigma_s^c = 4.7b), \end{aligned} \right\} (2.2.67)$$

である。なお、 $N_o^c$ は燃料コンパクトの外側領域の炭素に対する平均原子数密度であり、函数 $S(R, x)$ 及び $G(R, x)$ の算出法は附録4に示す。

他方、

$$C^i = 1 - P_{fv}^i \quad (2.2.68)$$

であり、 $P_{fv}^i$ は次のように求める。

$$P_{fv}^i = (4V_i \Sigma_i / S_i) \cdot P_{vf}^i, \quad P_{vf}^i = 1 - P_{vv}^i, \quad P_{vv}^i = P_c(\Sigma_i, r_i). \quad (2.2.69)$$

ここで、 $P_c(x)$ の算出方法は附録5に示した。なお、

$$S_i = 2\pi r_i, \quad V = \pi r_i^2, \quad \Sigma_i^* = N_i^c \sigma_s^c \quad (\sigma_s^c = 4.7b) \quad (2.2.70)$$

\*領域物質としては黒鉛のみを仮定し、不純物は無視する。

である。なお、 $N_i^c$  は燃料コンパクトの内側領域の炭素に対する平均原子数密度であり、 $x$  は  $(\Sigma_i \cdot r_i)$  である。

以上述べた  $C^i$  及び  $C_o$  を用いて  $C$  を次式で近似する。

$$C = (2-a) \cdot C_o + (1-a) \cdot C_i \quad (2 > a \geq 1). \quad (2.271)$$

ここで  $a$  は入力であり (入力変数 CELDAN), もし  $a$  が 1 なら  $C^i$  が無視され,  $a$  が 2 なら  $C^o$  が無視されることになる。

② 三角配列モデル

Fig. 2.24 に示す燃料棒配列を考える。この方式の①との相違点は  $C_o$  の求め方のみである。Fukai の方式によれば  $C_o$  は次式で求められる。

$$C_o = \frac{2 \cdot X}{\pi \Sigma_o r_f \left( \sqrt{\frac{V_o}{V_f}} + 1 - \sqrt{1 + \frac{V_o}{V_f}} \right)} \left\{ K_{i4} (\Sigma_o \cdot r_f \cdot P) + K_{i4} (\Sigma_o \cdot r_f \cdot Q) \right\} \quad (2.272)$$

$$X = \frac{6}{\pi} \left( 1 + \frac{2 \left( 1 - \exp \left\{ -\frac{3}{2} \left( \frac{d}{r_f} - 2 \right) \right\} \right)}{6 \sqrt{3}} \right) \cdot \arcsin \left( \frac{r_f}{d} \right) \quad (2.273)$$

$$P = \left( 1 + \frac{V_o}{V_f} \right) \arcsin \left( 1 + \frac{V_o}{V_f} \right)^{-\frac{1}{2}} + \sqrt{1 + \frac{V_o}{V_f}} - \frac{\pi + 2}{2} \quad (2.274)$$

$$Q = \left( 1 + \frac{V_o}{V_f} \right) \arcsin \left( 1 + \frac{V_o}{V_f} \right)^{-\frac{1}{2}} + 2 \sqrt{\frac{V_o}{V_f}} - \sqrt{1 + \frac{V_o}{V_f}} - \frac{\pi - 2}{2} \quad (2.275)$$

ここで,

$$\left. \begin{aligned} V_f &= \pi r_f^2, & V_o &= \pi (r_b^2 - r_f^2), \\ d &= 1.9046 \cdot r_b, \\ \Sigma_o &= N_o^c \sigma_s^c \quad (\sigma_s^c = 4.7b), \end{aligned} \right\} \quad (2.276)$$

である。なお、函数  $K_{i4}(x)$  の算出方法は附録 6 に示す。又、 $C_i$  の算出は①と同様であり  $\bar{C}$  は次式で求める。

$$C = (3-a) C_o + (2-a) \cdot C_i \quad (2 \leq a \leq 3). \quad (2.277)$$

ここで  $a$  は入力 (入力変数 CELDAN) であり, もし  $a$  が 2 なら  $C_i$  が無視され,  $a$  が 3 なら  $C_o$  が無視されることになる。

(6) 共鳴積分の詳細計算

球状の微小粒子に対して, その形状による影響を考慮して共鳴積分を求める場合にはまず  $P_{ff}^0$  を

$$P_{ff}^0 = 1 - \frac{3}{8 (\Sigma_{t,f} a)^3} \left\{ 2 (\Sigma_{t,f} a)^2 - 1 + (1 + 2 \Sigma_{t,f} a) e^{-2 \Sigma_{t,f} a} \right\} \quad (2.278)$$

から計算し, それを用いて (2.239) ~ (2.242) により  $\phi_f(E) / \phi_M(E)$  を求め,

$$RI_c(E) = \int \frac{\phi_f(E)}{\phi_M(E)} \sigma_{c,r}(E) \frac{dE}{E} \quad (2.279)$$

を数値積分する。ここで、

$$\sigma_{c,r}(E) = \frac{\Gamma_\gamma}{\Gamma} \sigma_0 \sqrt{\frac{E_r}{E}} \psi(x, \xi) \quad (2.280)$$

であり、 $\Sigma_{t,f}(E)$ は

$$\Sigma_{t,f}(E) = N \left\{ \frac{\sigma_0}{\Gamma} \left( \Gamma_\gamma \sqrt{\frac{E_r}{E}} + \Gamma_n \right) \psi(x, \xi) + 2\sigma_0 \sqrt{\frac{\sigma_p \Gamma_n}{\sigma_0 \Gamma}} g_J \chi(x, \xi) + \sum_i \text{SN}^i \cdot \sigma_{pi} \right\} \quad (2.281)$$

である。

なお、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  $\Delta E_r$  は次のうち大きい方をとる。

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

○ Doppler width,  $\sqrt{\frac{4 E_r k T_f}{M}}$  の 1.0 倍.

ここで、 $T_f$  は燃料温度 ( $^{\circ}\text{K}$ )、 $k$  はボルツマン定数 ( $\text{erg} \cdot \text{deg}^{-1}$ ) 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。

(7) エネルギー群毎の全共鳴積分

各エネルギー群の全共鳴積分はその群に含む単位に対する共鳴積分の和として定義する。但し、非分離領域におけるエネルギー群  $k$  の全共鳴積分は

$$RI_c^k = \{ (\Delta E)^k / \bar{D} \} \cdot RI_c \quad (2.282)$$

により求める。ここで  $(\Delta E)^k$  は  $k$  群のエネルギー巾 (eV) であり、 $\bar{D}$  は平均単位巾 (eV) である。

2.2.3 少数群縮約定数の計算

速中性子スペクトルを求めた後、それを用いて次のように群定数の縮約を行なう。

(1) 少数群微視実効断面積\*

(i) 吸収、分裂、中性子生成に対する断面積

$$x_I = \frac{\sum_{n \in I} x^n \cdot \phi_n \cdot \Delta_n}{\sum_{n \in I} \phi_n \cdot \Delta_n} \quad (2.283)$$

ここで、 $x$  は  $\sigma_a, \sigma_f, \nu\sigma_f$  を示す。

(ii) transfer matrices

$$\sigma_{IJ} = \frac{\sum_{n \in I} \sum_{n' \in J} (\sigma_{n'n}^0 + \sigma_{n'n}^{0,in} + 2\sigma_{n'n}^{0,n,2n}) \phi_{n'} \Delta_{n'}}{\sum_{n' \in I} \phi_{n'} \Delta_{n'}} \quad (2.284)$$

\*これらの量は臨界・燃焼計算に用いられる。

## (Ⅲ) 核分裂スペクトルの分率

$$\chi^I = \sum_{n \in I} \chi^n \quad (2.285)$$

以上(i)～(Ⅲ)における I, J は少数エネルギー群の番号を示す。

## (2) 減速密度

エネルギー群 n の減速密度は次式で計算する。

$$(SD)^n = \sum_{i=1}^6 \sum_{j=n+1}^{69} \Sigma_{ij} \phi_i \quad (2.286)$$



Table 2.2.1 Energy structure in fast neutron spectrum calculation.

| Group | Energy (Lower) | Energy (Lower, eV) | Group | Energy (Lower) | Energy (Lower, eV) |
|-------|----------------|--------------------|-------|----------------|--------------------|
| 1     | 0.25           | $7.79 \times 10^6$ | 35    | 8.75           | $1.59 \times 10^3$ |
| 2     | 0.50           | $6.07 \times 10^6$ | 36    | 9.00           | $1.23 \times 10^3$ |
| 3     | 0.75           | $4.72 \times 10^6$ | 37    | 9.25           | 961                |
| 4     | 1.00           | $3.68 \times 10^6$ | 38    | 9.50           | 748                |
| 5     | 1.25           | $2.87 \times 10^6$ | 39    | 9.75           | 583                |
| 6     | 1.50           | $2.23 \times 10^6$ | 40    | 10.00          | 454                |
| 7     | 1.75           | $1.74 \times 10^6$ | 41    | 10.25          | 354                |
| 8     | 2.00           | $1.35 \times 10^6$ | 42    | 10.50          | 275                |
| 9     | 2.25           | $1.05 \times 10^6$ | 43    | 10.75          | 215                |
| 10    | 2.50           | $8.21 \times 10^5$ | 44    | 11.00          | 167                |
| 11    | 2.75           | $6.39 \times 10^5$ | 45    | 11.25          | 130                |
| 12    | 3.00           | $4.98 \times 10^5$ | 46    | 11.50          | 101                |
| 13    | 3.25           | $3.88 \times 10^5$ | 47    | 11.75          | 78.9               |
| 14    | 3.50           | $3.02 \times 10^5$ | 48    | 12.00          | 61.4               |
| 15    | 3.75           | $2.35 \times 10^5$ | 49    | 12.25          | 47.9               |
| 16    | 4.00           | $1.83 \times 10^5$ | 50    | 12.50          | 37.3               |
| 17    | 4.25           | $1.43 \times 10^5$ | 51    | 12.75          | 29.0               |
| 18    | 4.50           | $1.11 \times 10^5$ | 52    | 13.00          | 22.6               |
| 19    | 4.75           | $8.65 \times 10^4$ | 53    | 13.25          | 17.6               |
| 20    | 5.00           | $6.74 \times 10^4$ | 54    | 13.50          | 13.7               |
| 21    | 5.25           | $5.25 \times 10^4$ | 55    | 13.75          | 10.68              |
| 22    | 5.50           | $4.09 \times 10^4$ | 56    | 14.00          | 8.32               |
| 23    | 5.75           | $3.18 \times 10^4$ | 57    | 14.25          | 6.48               |
| 24    | 6.00           | $2.48 \times 10^4$ | 58    | 14.50          | 5.04               |
| 25    | 6.25           | $1.93 \times 10^4$ | 59    | 14.75          | 3.93               |
| 26    | 6.50           | $1.50 \times 10^4$ | 60    | 15.00          | 3.06               |
| 27    | 6.75           | $1.17 \times 10^4$ | 61    | 15.25          | 2.38               |
| 28    | 7.00           | $9.12 \times 10^3$ | 62    | 15.50          | 1.86               |
| 29    | 7.25           | $7.10 \times 10^3$ | 63    | 15.75          | 1.44               |
| 30    | 7.50           | $5.53 \times 10^3$ | 64    | 16.00          | 1.125              |
| 31    | 7.75           | $4.31 \times 10^3$ | 65    | 16.25          | 0.876              |
| 32    | 8.00           | $3.36 \times 10^3$ | 66    | 16.50          | 0.683              |
| 33    | 8.25           | $2.61 \times 10^3$ | 67    | 16.75          | 0.532              |
| 34    | 8.50           | $2.04 \times 10^3$ | 68    | 17.00          | 0.414              |

\* The upper energy of first group is  $10^7$  ev.

Table 2.2.2 Energy structure in thermal neutron spectrum calculation.

| Group | Energy (Upper, eV) | Width (eV) | Group | Energy (Upper, eV) | Width (eV) |
|-------|--------------------|------------|-------|--------------------|------------|
| 1     | 0.002              | 0.002      | 26    | 0.55               | 0.1        |
| 2     | 0.004              | 0.002      | 27    | 0.65               | 0.1        |
| 3     | 0.006              | 0.002      | 28    | 0.75               | 0.1        |
| 4     | 0.008              | 0.002      | 29    | 0.85               | 0.1        |
| 5     | 0.015              | 0.007      | 30    | 0.95               | 0.1        |
| 6     | 0.025              | 0.01       | 31    | 0.99               | 0.04       |
| 7     | 0.035              | 0.01       | 32    | 1.01               | 0.02       |
| 8     | 0.045              | 0.01       | 33    | 1.03               | 0.02       |
| 9     | 0.055              | 0.01       | 34    | 1.045              | 0.015      |
| 10    | 0.065              | 0.01       | 35    | 1.055              | 0.01       |
| 11    | 0.075              | 0.01       | 36    | 1.065              | 0.01       |
| 12    | 0.085              | 0.01       | 37    | 1.08               | 0.015      |
| 13    | 0.105              | 0.02       | 38    | 1.10               | 0.02       |
| 14    | 0.135              | 0.03       | 39    | 1.16               | 0.06       |
| 15    | 0.165              | 0.03       | 40    | 1.24               | 0.08       |
| 16    | 0.195              | 0.03       | 41    | 1.35               | 0.11       |
| 17    | 0.225              | 0.03       | 42    | 1.45               | 0.1        |
| 18    | 0.255              | 0.03       | 43    | 1.55               | 0.1        |
| 19    | 0.285              | 0.03       | 44    | 1.65               | 0.1        |
| 20    | 0.295              | 0.01       | 45    | 1.75               | 0.1        |
| 21    | 0.305              | 0.01       | 46    | 1.85               | 0.1        |
| 22    | 0.335              | 0.03       | 47    | 1.95               | 0.1        |
| 23    | 0.35               | 0.015      | 48    | 2.05               | 0.1        |
| 24    | 0.39               | 0.04       | 49    | 2.15               | 0.1        |
| 25    | 0.45               | 0.06       | 50    | 2.38               | 0.23       |

Table 2.2.3 Mesh points for resonance integral calculation in unresolved region.

| No. | X <sub>n</sub> | Y <sub>n</sub> |
|-----|----------------|----------------|
| 1   | 0.0010         | 0.0728         |
| 2   | 0.0091         | 0.1593         |
| 3   | 0.0255         | 0.2336         |
| 4   | 0.0505         | 0.3043         |
| 5   | 0.0843         | 0.3741         |
| 6   | 0.1277         | 0.4445         |
| 7   | 0.1815         | 0.5168         |
| 8   | 0.2466         | 0.5918         |
| 9   | 0.3245         | 0.6706         |
| 10  | 0.4172         | 0.7543         |
| 11  | 0.5268         | 0.8441         |
| 12  | 0.6570         | 0.9417         |
| 13  | 0.8124         | 1.0493         |
| 14  | 1.0000         | 1.1700         |
| 15  | 1.2301         | 1.3083         |
| 16  | 1.5196         | 1.4715         |
| 17  | 1.8989         | 1.6724         |
| 18  | 2.4294         | 1.9366         |
| 19  | 3.2722         | 2.3297         |
| 20  | 5.1859         | 3.1543         |

Table 2.2.4 The mass and potential scattering cross section of nuclides.

| L.D. No. | Nuclide           | Mass   | $\sigma_p$ | L.D. No. | Nuclide                  | Mass   | $\sigma_p$ | L.D. No. | Nuclide                  | Mass   | $\sigma_p$ | L.D. No. | Nuclide | Mass | $\sigma_p$ |
|----------|-------------------|--------|------------|----------|--------------------------|--------|------------|----------|--------------------------|--------|------------|----------|---------|------|------------|
| 1        | <sup>232</sup> Th | 232.11 | 12.3       | 11       | <sup>241</sup> Pu        | 241.13 | 10.0       | 21       | SSFPP( <sup>235</sup> U) | 0.0    | 0.0        | 31       | O       | 16.0 | 3.7        |
| 2        | <sup>233</sup> Pa | 233.11 | 10.1       | 12       | <sup>242</sup> Pu        | 242.13 | 10.0       | 22       | " ( <sup>239</sup> Pu)   | 0.0    | 0.0        | 32       | dummy   | 0.0  | 0.0        |
| 3        | <sup>233</sup> U  | 233.11 | 12.5       | 13       | <sup>243</sup> Am        | 243.14 | 0.0        | 23       | " ( <sup>241</sup> Pu)   | 0.0    | 0.0        | 35       |         |      |            |
| 4        | <sup>234</sup> U  | 234.11 | 11.1       | 14       | <sup>135</sup> Xe        | 134.95 | 0.0        | 24       | RSFP( <sup>233</sup> U)  | 0.0    | 0.0        |          |         |      |            |
| 5        | <sup>235</sup> U  | 235.12 | 14.3       | 15       | <sup>149</sup> Sm        | 148.96 | 0.0        | 25       | " ( <sup>235</sup> U)    | 0.0    | 0.0        |          |         |      |            |
| 6        | <sup>236</sup> U  | 236.12 | 8.6        | 16       | NSFP( <sup>233</sup> U)  | 0.0    | 0.0        | 26       | " ( <sup>239</sup> Pu)   | 0.0    | 0.0        |          |         |      |            |
| 7        | <sup>237</sup> Np | 237.12 | 0.0        | 17       | " ( <sup>235</sup> U)    | 0.0    | 0.0        | 27       | " ( <sup>241</sup> Pu)   | 0.0    | 0.0        |          |         |      |            |
| 8        | <sup>238</sup> U  | 238.13 | 8.3        | 18       | " ( <sup>239</sup> Pu)   | 0.0    | 0.0        | 28       | <sup>10</sup> B          | 10.016 | 4.0        |          |         |      |            |
| 9        | <sup>239</sup> Pu | 239.13 | 9.6        | 19       | " ( <sup>241</sup> Pu)   | 0.0    | 0.0        | 29       | <sup>11</sup> B          | 11.013 | 4.0        |          |         |      |            |
| 10       | <sup>240</sup> Pu | 240.13 | 10.0       | 20       | SSFPP( <sup>233</sup> U) | 0.0    | 0.0        | 30       | C                        | 12.011 | 4.7        |          |         |      |            |

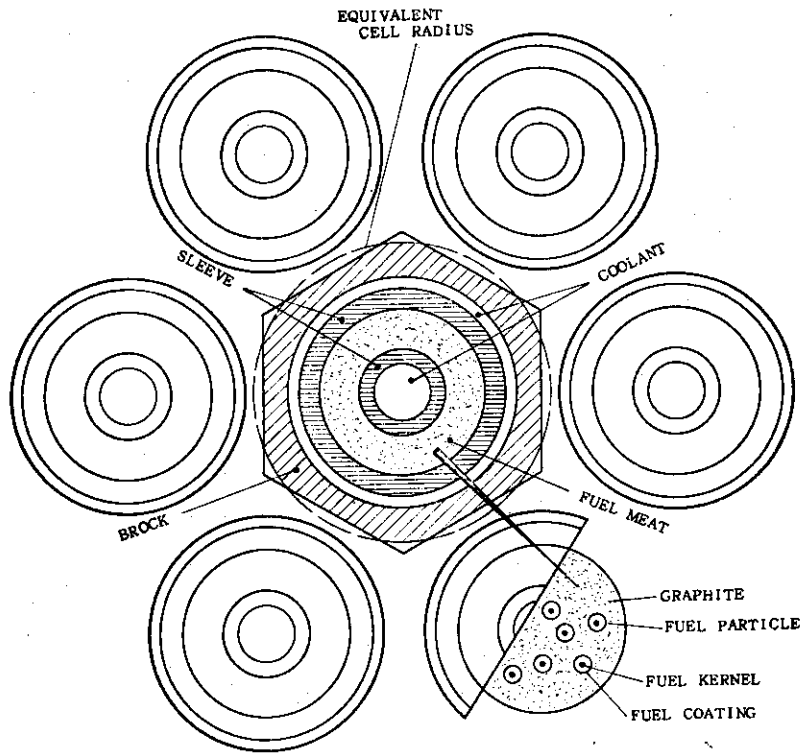


Fig. 2.2.1 Lattice configuration for DELIGHT-4 calculation.

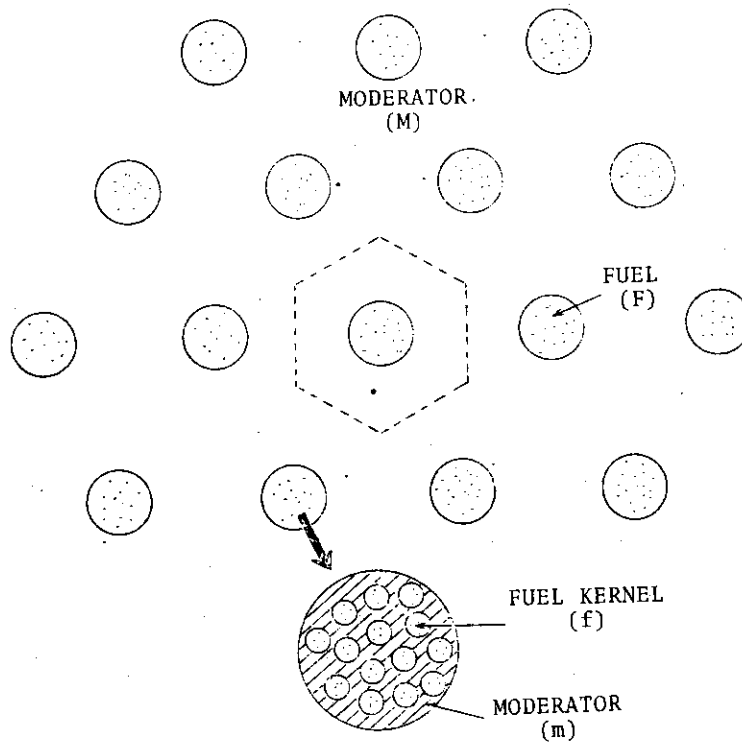


Fig. 2.2.2 Lattice configuration for resonance absorption calculation.

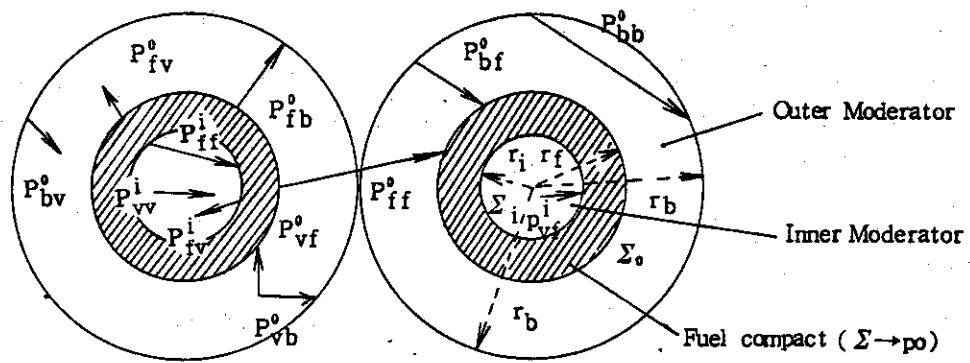


Fig. 2.2.3 Collision probabilities for equivalent cell model .

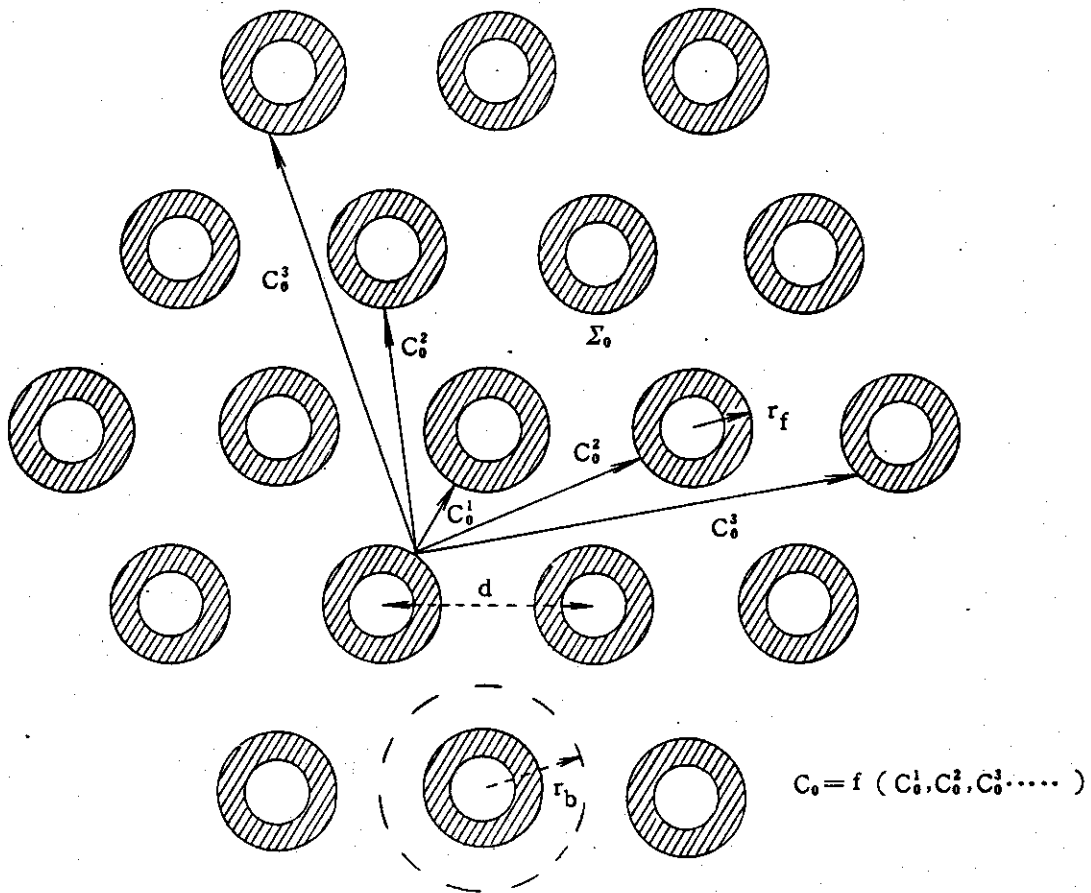


Fig.2.24  $C_0$  values for triangular rod array.

### 2.3 熱中性子スペクトルの計算

核種の原子数密度 (個/cm<sup>3</sup>), 減速材の温度 T (°K) のデータを受けて, 均質無限体系における熱中性子スペクトルが求められる。但し, 熱エネルギー群の上限エネルギーは 2.38 eV である。さらに, 求めた熱中性子スペクトルを使って熱群の少数縮約群微視断面積を計算する。

#### 2.3.1 中性子スペクトル計算

熱エネルギー領域における中性子束  $\phi(E)$  の満足する基礎方程式は次式で表わされる。

$$\Sigma_t(E) \cdot \phi(E) = \int_0^E \Sigma(E' \rightarrow E) \phi(E') dE' + S(E). \quad (2.3.1)$$

但し,  $S(E)$  は熱外エネルギー領域からの減速中性子源であり,  $\Sigma_t(E)$ ,  $\Sigma(E' \rightarrow E)$  はそれぞれ巨視的全断面積及び巨視的遷移断面積である。  $0 \leq E \leq E_0$  の熱エネルギー領域を 50 群にメッシュ切りし, 各群の上限エネルギーを  $E_i$  とし  $E_0 = E_{50} = 2.38 \text{ eV}$  とする。(2.3.1) をエネルギー群表示すると,  $i, j$  を群を表わす添字として

$$\Sigma_t^i \phi^i = \sum_{j=1}^{50} \Sigma^{ij} \phi^j + S^i. \quad (2.3.2)$$

ここで,  $\Sigma_t^i, \Sigma^{ij}, S^i$  は後述するように熱エネルギー領域において既知の量であるので, (2.3.2) は  $\phi^i (i=1, 50)$  に関する 50 元一次連立方程式であり, 熱中性子スペクトル  $\phi^i (i=1, 50)$  は容易に求められる。

$\Sigma_t^i, \Sigma^{ij}, S^i$  は次のように求める。

(i)  $\Sigma_t^i, \Sigma^{ij}$

$$\Sigma_t^i = \Sigma_a^i + \Sigma_s^i, \quad (2.3.3)$$

$$\Sigma_a^i = \sum_{l=1}^{l_{\max}} N_l \cdot \sigma_{a,l}^i, \quad (2.3.4)$$

$$\Sigma_s^i = \sum_{j=1}^{50} \Sigma^{ij}, \quad (2.3.5)$$

$$\Sigma^{ij} = \sum_{l=1}^{l_{\max}} N_l \sigma_{s,l}^{ij}. \quad (2.3.6)$$

ここで,

$N_l$  : 熱中性子スペクトル計算をする時に送り込まれる  $l_{\max}$  個の核種の原子数密度 (個/cm<sup>3</sup>)。  $l$  は核種のコード番号。

$\sigma_{a,l}^i$  : 核種  $l$  の  $i$  群の微視的吸収断面積

$\sigma_{s,l}^{ij}$  : 核種  $l$  の  $i$  群から  $j$  群への微視的遷移断面積

$\sigma_{a,l}^i$  は核種毎に  $i=1 \sim 50$  に対してライブラリーに内蔵されている。また  $\sigma_{s,l}^{ij}$  は  $l$  によって,  $i \rightarrow j$  型のもの,  $\sigma_{s,l} \delta_{ij}$  及び  $\sigma_{s,l}^i \delta_{ij}$  型のものに区別される。 $\sigma_{s,l} \delta_{ij}$  及び  $\sigma_{s,l}^i \delta_{ij}$  型のはライブラリーに内蔵されている。 $i \rightarrow j$  型に対しては核種  $l$  の質量と熱中性子領域上限における微視的散乱断面積の内蔵データ及び減速材の温度 T (°K) から計算する。

(ii)  $S^i$  (減速中性子源)

熱外エネルギー領域から第  $i$  群への減速中性子源  $S^i$  ( $i=1, 50$ ) は核種  $\ell$  の原子数密度  $N_\ell$  とライブラリーに内蔵されている熱外領域散乱断面積  $\sigma_{s,\ell}^{ep}$  から次のように計算する。熱エネルギー領域の上限カットオフエネルギー  $E_C (=2.38 \text{ eV})$  より高いエネルギー範囲で、中性子スペクトルに  $1/E$  分布を仮定し、核種  $\ell$  によって散乱された中性子が  $E_{i-1} \sim E_i$  のエネルギー区間に減速される割合を  $\beta_\ell^i$  とすれば、

$$S^i = \zeta \sum_{\ell=1}^{\ell_{\max}} \beta_\ell^i \sigma_{s,\ell}^{ep} N_\ell \quad (2.3.7)$$

で与えられる。但し  $\zeta = \sum_{i=1}^{50} S^i = 1$  とする規格因子である。 $\beta_\ell^i$  は核種  $\ell$  の質量を  $M_\ell$

$$\alpha_\ell = \left( \frac{M_\ell - 1}{M_\ell + 1} \right)^2 \quad (2.3.8)$$

として、次のように計算する。

$$\textcircled{1} \quad \alpha_\ell E_C \leq E_{i-1} \text{ のとき, } \beta_\ell^i = \frac{1}{1-\alpha_\ell} \left( \frac{E_i - E_{i-1}}{E_C} - \alpha_\ell \ell \ln \frac{E_i}{E_{i-1}} \right), \quad (2.3.9)$$

$$\textcircled{2} \quad E_{i-1} < \alpha_\ell E_C \leq E_i \text{ のとき, } \beta_\ell^i = \frac{1}{1-\alpha_\ell} \left( \frac{E_i - \alpha_\ell E_C}{E_C} - \alpha_\ell \ell \ln \frac{E_i}{\alpha_\ell E_C} \right), \quad (2.3.10)$$

$$\textcircled{3} \quad E_i < \alpha_\ell E_C \text{ のとき, } \beta_\ell^i = 0. \quad (2.3.11)$$

### 2.3.2 少数群縮約定数の計算

熱中性子スペクトル  $\phi^i$  ( $i=1, 50$ ) を使って、次のように 50 群微視断面積から少数群微視断面積への縮約を核種毎に行なり。50 群の群番号を  $i, j$  で、少数群の群番号を  $I, J$  で示す。

吸収断面積

$$\sigma_{a,\ell}^I = \sum_{i \in I} \sigma_{a,\ell}^i \phi^i / \sum_{i \in I} \phi^i \quad (2.3.12)$$

以下  $\phi^I = \sum_{i \in I} \phi^i$  で表わす。但し  $\sum_{i \in I}$  は  $I$  群に含まれる  $i$  についての和を表わす。

分裂断面積

$$\sigma_{f,\ell}^I = \sum_{i \in I} \sigma_{f,\ell}^i \phi^i / \phi^I \quad (2.3.13)$$

分裂イールド断面積

$$(\nu \sigma_f)_\ell^I = \nu \cdot \sigma_{f,\ell}^I \quad (2.3.14)$$

## 遷移断面積

$$\sigma_l^{IJ} = \sum_{i \in I} \sum_{j \in J} \sigma_{s,l}^{ij} \phi^i / \phi^I \quad (2.3.15)$$

前述のように  $\sigma_{s,l}^{ij}$  は  $l$  によって  $i \rightarrow j$  型のもものと、 $\sigma_{s,l}^i \delta_{ij}$  及び  $\sigma_{s,l} \delta_{ij}$  型のものがある。次の輸送断面積の計算においては、 $i \rightarrow j$  型のものに対して散乱の角度依存をルジャンドル展開の最初の第2項まで考慮しそれらを  $\sigma_{s0,l}^{ij}$  及び  $\sigma_{s1,l}^{ij}$  とする。(2.3.6)及び(2.3.15)においては  $i \rightarrow j$  型の  $\sigma_{s,l}^{ij}$  は  $\sigma_{s0,l}^{ij}$  である。

## 輸送断面積

$$\sigma_{tr,l}^I = \sigma_{a,l}^I + \sum_{i \in I} \sum_{j \in J} (\sigma_{s0,l}^{ij} - \sigma_{s1,l}^{ij}) \phi^i / \phi^I \quad (2.3.16)$$

$\sigma_{s,l}^i \delta_{ij}$  及び  $\sigma_{s,l} \delta_{ij}$  型のものに対してはそれぞれ、

$$\sigma_{tr,l}^I = \sigma_{a,l}^I + (1 - \mu_l) \sum_{i \in I} \sigma_{s,l}^i \phi^i / \phi^I \quad (2.3.17)$$

及び

$$\sigma_{tr,l}^I = \sigma_{a,l}^I + (1 - \mu_l) \sigma_{s,l} \quad (2.3.18)$$

但し、 $\mu_l = \frac{2}{3M_l}$ 。

## 2.3.3 黒鉛の散乱カーネル計算

熱中性子スペクトルは中性子と黒鉛との散乱状態に強く依存するため、その散乱の取り扱いモデルが中性子スペクトル計算上で重要になる。黒鉛はその結晶構造に起因し原子間の化学結合効果が強く、中性子と黒鉛の散乱にこの効果を考慮することが必要になる。しかし、一般に温度が高い場合には原子の運動エネルギーが高く、その化学結合力が弱められるため、中性子と黒鉛の散乱に自由ガスによる散乱法則を適用しても中性子スペクトルが大きく狂うことはない。しかし、温度が低くなると状況は一変し、中性子スペクトル計算には黒鉛の結晶効果の考慮が不可欠になる。

本コードでは黒鉛に対して温度点ごとにその化学結合効果を考慮した散乱(断面積)マトリックスが内蔵されており、実際の格子スペクトル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して使用するようになっている。

本散乱カーネル作成における主な計算モデルならびに計算条件は次の通り。

## (1) エネルギー区分

2.38 eV ~ 0 eV を Table 2.2.2 に示すように区分した50群モデル。

## (2) 温度点

|      |        |   |            |
|------|--------|---|------------|
| i)   | 300 °K | — | 0.02585 eV |
| ii)  | 600 "  | — | 0.05170 "  |
| iii) | 900 "  | — | 0.07755 "  |
| iv)  | 1200 " | — | 0.10340 "  |
| v)   | 1500 " | — | 0.12925 "  |



(3) 使用コード **THRUSH**<sup>(11)</sup>

(4) 理論モデル<sup>(12)</sup>

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<sup>(13)</sup>

iii) 振動数分布 Young-Koppel 等方振動数分布<sup>(14)</sup>

なお、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・外挿は行なわずに入力された減速材温度に最も近い温度点のカーネルが中性子スペクトル計算に使用される。

又、このほかに弾性干渉散乱を考慮した散乱マトリックスも作成され使用可能となっている\*。

## 2.4 臨界・燃焼計算

### 2.4.1 臨界計算

まず2.2節の高速エネルギー領域計算及び第2.3節の熱エネルギー領域計算で求められた核種毎の少数群微視断面積と入力定数として与えられる原子数密度又は燃焼計算で求められる原子数密度を用いて少数群の巨視断面積を作る。

次にこの巨視断面積を用いて中性子平衡式を解いて中性子束のエネルギー分布を得る。これを用いて中性子増倍率、転換比、燃焼度等の出力量を計算することになる。

(1) 群定数

$$\Sigma_e^i = \sum_{k=1}^K \sigma_e^i(k) \cdot N_k \quad , \quad (2.4.1)$$

e = absorption, total, transport, fission (K=13).

$$\nu \Sigma_f^i = \sum_{k=1}^{13} \nu \sigma_f^i(k) \cdot N_k \quad , \quad (2.4.2)$$

$$\Sigma^{ij} = \sum_{k=1}^K \sigma^{ij}(k) \cdot N_k \quad , \quad (2.4.3)$$

$$f^i = \sum_{k=1}^{13} \sum_{j=1}^I f^i(k) \cdot \nu \sigma_f^j(k) N_k \phi^{*j} / \sum_{k=1}^{13} \sum_{j=1}^I \nu \sigma_f^j(k) N_k \phi^{*j} \quad , \quad (2.4.4)$$

$$D^i = \frac{1}{3 \cdot \Sigma_{tr}^i} \quad . \quad (2.4.5)$$

ここで、i, j は few energy group の群番号を表わし、I は最大群数で入力定数である (I ≤ 20)。

k は核種を示す。K は使用核種数  $\ell_{max}$  である。

また、 $\phi^{*j}$  は spectral calculation または前の burn-up step での収束値である。

(2) 中性子平衡式と解法

0次元(無限体系)、多群の中性子平衡式は

\*これは88群の散乱マトリックスから中性子スペクトルにマックスウエル分布を仮定して50群に縮約されたものである。

$$\sum_i^I \phi^i = \sum_{j=1}^I \Sigma_f^j \phi^j + \frac{1}{\lambda} f^i \sum_{j=1}^I \nu \Sigma_f^j \phi^j . \quad (2.4.6)$$

ここで、 $\lambda$ は固有値で増倍係数、 $\phi^i$ は*i*群の integrated flux である。

この式をMatrix法により解くが、その際核分裂により発生する中性子が全体で1コと規格化する。

すなわち、

$$\lambda = \sum_{j=1}^I \nu \Sigma_f^j \phi^j . \quad (2.4.7)$$

したがって、

$$\sum_i^I \phi^i = \sum_{j=1}^I \Sigma_f^j \phi^j + f^i . \quad (2.4.8)$$

### (3) 計算終了判定

次の2種類の事項(増倍係数、燃焼ステップ数)に関して計算終了判定を行う。

①  $k_{inf} \leq k_{inf}(\text{target})$

②  $m > m_{max}$

ここで、targetの増倍係数  $k_{inf}(\text{target})$  及び最大燃焼ステップ  $m_{max}$  は入力定数である。

## 2.4.2 燃焼計算

前節で中性子平衡式を解いて得られる中性子束を用いて次の燃焼計算を行う。燃焼計算には線型近似が用いられ、核種濃度変化の計算と燃焼度等の出力量計算の2部に分けられる。

### (1) 核種濃度変化の計算

#### (i) 中性子束の規格化

格子の軸方向1 cm 当りの全出力を  $P(\text{W/cm})$  とし、 $t_m$  によって燃焼ステップを表わすと、

$$P = \beta \sum_{i=1}^I \sum_{k=1}^{13} \alpha_k \cdot N_k(t_m) \cdot \sigma_f^i(k) \cdot \phi^i V . \quad (2.4.9)$$

ただし、 $\beta$ は規格化因子、

$\alpha_k$ は核種  $k$  の1 fission 当りの energy 収率 [w·sec/fission]、

$$V = 1 .$$

この規格化因子  $\beta$  を用いて、規格化された中性子束  $[\phi^i]$  を求める。

$$[\phi^i] = \beta \phi^i \quad (2.4.10)$$

以下の式ではこの規格化された中性子束  $[\phi^i]$  を用いるものとし、簡便のため  $\phi^i$  と表示する。

#### (ii) 反応確率の計算 ( $k=1 \sim 15$ )

$$\text{捕獲確率} \quad r_k = \sum_{i=1}^I \sigma_c^i(k) \phi^i \times 10^{-24} , \quad (2.4.11)$$

$$\text{分裂確率} \quad \delta_k = \sum_{i=1}^I \sigma_f^i(k) \phi^i \times 10^{-24} , \quad (2.4.12)$$

消滅確率  $\mu_k = \lambda_k + \gamma_k + \zeta_k$  , (2.4.13)

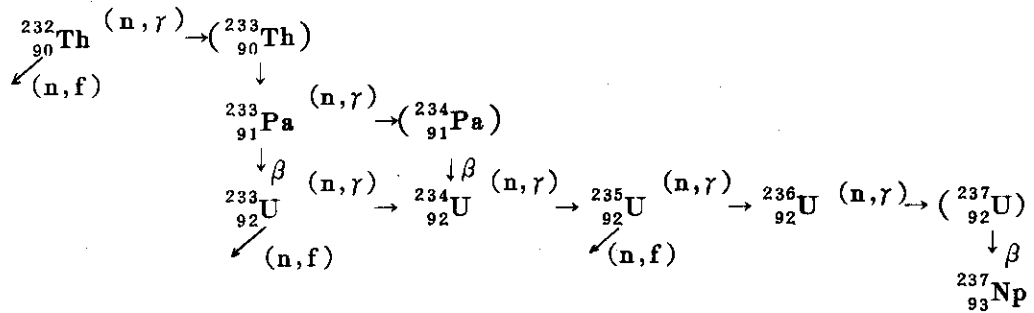
$\sigma_c^i(k) = \sigma_a^i(k) - \sigma_f^i(k)$  .

ただし,  $\lambda_k$  は核種  $k$  の decay constant [1/sec].

(iii) 燃料核種濃度の計算 ( $k=1\sim 13$ )

核種系列は次の分離した2系列を取り扱おう。

① トリウム-ウラニウム系列 ( $k=1\sim 7$ )



( )の中の核種はその半減期, 核断面積及び生成量からその核的効果は無視できるものであるで考慮していない。

${}^{232}\text{Th}$ ,  ${}^{233}\text{Pa}$ ,  ${}^{233}\text{U}$ ,  ${}^{234}\text{U}$ ,  ${}^{235}\text{U}$ ,  ${}^{236}\text{U}$ ,  ${}^{237}\text{U}$  の各核種の原子数濃度  $N_k(t)$  は次式より計算される。

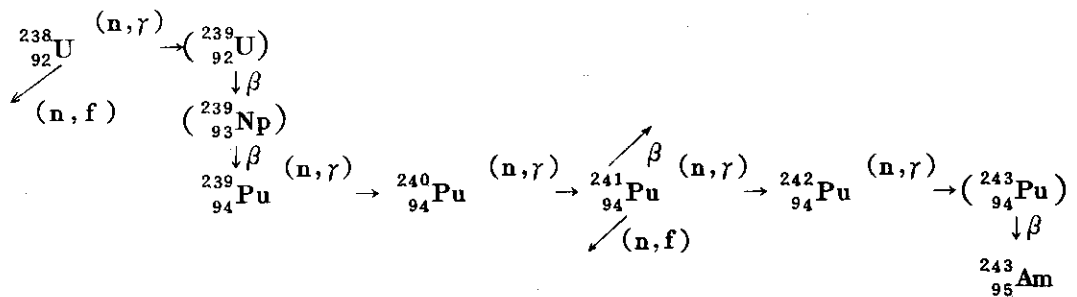
時刻  $t_m$  よりスタートしてステップ間隔  $\Delta t$  後の時刻  $t_m + \Delta t$  における核種濃度  $N_k(t_m + \Delta t)$  は,

$N_k(t_m + \Delta t) = \sum_{\ell=1}^7 A_k^\ell(t_m) e^{-\mu^{*\ell} \Delta t}$   $k=1\sim 7$  . (2.4.14)

但し,  $\mu^{*\ell} = \mu_\ell$   $\ell=1\sim 7$  .

$A_k^\ell(t_m)$  の値は Table 2.4.1に示す。

② ウラン-プルトニウム系列 ( $k=8\sim 13$ )



①のトリウム-ウラニウム系列と同じ理由から, ( )の中の核種は考慮しない。

${}^{238}\text{U}$ ,  ${}^{239}\text{Pu}$ ,  ${}^{240}\text{Pu}$ ,  ${}^{241}\text{Pu}$ ,  ${}^{242}\text{Pu}$ ,  ${}^{243}\text{Am}$  の各核種の原子数濃度  $N_k(t)$  は次式により計算される。

$N_k(t_m + \Delta t) = \sum_{\ell=1}^6 B_k^\ell(t_m) e^{-\mu^{**\ell} \Delta t}$   $k=8\sim 13$  (2.4.15)

但し,  $\mu^{**\ell} = \mu_{\ell+7}$   $\ell=1\sim 6$

$B_k^\ell(t_m)$  の値は Table 2.4.2に示す。

## (IV) 核分裂生成核種

核分裂生成核種としては①  $^{135}\text{Xe}$ , ②  $^{149}\text{Sm}$ , ③, ①, ②を除く核分裂生成核種 (pseudo element) の3種に分けて考える。

①  $^{135}\text{Xe}$  ( $k=14$ )

$$N_k(t_m + \Delta t) = a_1 \frac{\sum_{k=1}^{13} N_k(t_m) \cdot \zeta_k \cdot Y(k \rightarrow ^{135}\text{Xe})}{\lambda(^{135}\text{Xe}) + \gamma(^{135}\text{Xe})} \quad (2.4.16)$$

②  $^{149}\text{Sm}$  ( $k=15$ )

$$N_k(t_m + \Delta t) = a_2 \frac{\sum_{k=1}^{13} N_k(t_m) \cdot \zeta_k \cdot Y(k \rightarrow ^{149}\text{Sm})}{\gamma(^{149}\text{Sm})} \quad (2.4.17)$$

ここで,  $\lambda(^{135}\text{Xe})$  は  $^{135}\text{Xe}$  の decay constant [1/sec].  $Y(k \rightarrow ^{135}\text{Xe})$ ,

$Y(k \rightarrow ^{149}\text{Sm})$  は核種  $k$  の核分裂1つ当りの  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{149}\text{Sm}$  のそれぞれの収率。

$\gamma(^{135}\text{Xe})$ ,  $\gamma(^{149}\text{Sm})$  はそれぞれ  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{149}\text{Sm}$  の捕獲確率。

①, ②の式で表わす意味は  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{149}\text{Sm}$  の核種濃度は第0ステップ以外は平衡値に適しているということである。

③ Pseudo fission product ( $k=16 \sim 27$ )

1つの核分裂により non saturating, slow saturating 及び rapid saturating の3つの pseudo fission product が生じると考え, その pseudo fission products に等価的な核断面積 (吸収断面積, 崩壊定数, 等) を割当てる。pseudo fission products としては次の4種類を考える。

FP-233 ( $k=16, 20, 24$ ):  $k=1 \sim 4$  の核種の核分裂により生じるもの

FP-235 ( $k=17, 21, 25$ ):  $k=5 \sim 8$  //

FP-239 ( $k=18, 22, 26$ ):  $k=9 \sim 10$  //

FP-241 ( $k=19, 23, 27$ ):  $k=11 \sim 13$  //

pseudo fission products の数  $N_k$  は次のように求める。

a) Non saturating pseudo element ( $k=16 \sim 19$ )

$$N_k(t_m + \Delta t) = N_k(t_m) + a_{k-13} \sum_{\ell} \Delta N_{\ell}^f \quad (2.4.18)$$

b) Slow saturating pseudo element ( $k=20 \sim 23$ )

$$N_k(t_m + \Delta t) = N_k(t_m) e^{-(\lambda_k + L_k)t} + a_{k-17} \frac{R_k}{\lambda_k + L_k} (1 - e^{-(\lambda_k + L_k)t}) \quad (2.4.19)$$

c) Rapid saturating pseudo element ( $k=24 \sim 27$ )

$$N_k(t_m + \Delta t) = a_{k-21} \frac{R_k}{\lambda_k + L_k} \quad (2.4.20)$$

ここで,

$$R_k = \sum_{\ell} N_{\ell}(t_m) \cdot \zeta_{\ell} \cdot Y(\ell \rightarrow k) \quad ,$$

$$\left. \begin{aligned} \zeta_{\ell} &= \sum_{i=1}^I \sigma_f^i(\ell) \phi^i \times 10^{-24} \quad , \\ \lambda_k &= \text{decay constant} \quad , \\ L_k = \gamma_k &= \sum_{i=1}^I \sigma_c^i(k) \phi^i \times 10^{-24} \quad . \end{aligned} \right\} (2.421)$$

以上により燃焼によって原子数濃度の変化する核種 ( $k=1\sim 27$ ) の第  $m$  ステップ終了時 (第  $m+1$  ステップ開始時) の原子数濃度が求まる。

ここで  $a_1 \sim a_6$  はそれぞれの fission products の purge factor で  $0 \sim 1.0$  の値を取り、入力定数である。

(V) ボロン ( $^{10}\text{B}$ ) の燃焼

黒鉛構造材中に含まれる不純物としてのボロン ( $^{10}\text{B}$ ) は反応度を与える影響が大きく、その燃焼による濃度変化を無視することはできない。

今、燃焼ステップ  $m$  (時刻  $t_m$ ) における  $^{10}\text{B}$  の原子数密度を  $N_{28}(t_m)$ 、その  $\Delta t$  時間後の時刻  $t_m + \Delta t$  における  $^{10}\text{B}$  の原子数密度を  $N_{28}(t_m + \Delta t)$  とすると、

$$\frac{dN_{28}(t)}{dt} = -\mu_{28} N_{28}(t) \quad (2.422)$$

から ( $^{10}\text{B}$  の Identification number は 28 )、

$$N_{28}(t_m + \Delta t) = e^{-\mu_{28} \cdot \Delta t} N_{28}(t_m) \quad (2.423)$$

ただし、 $\mu_{28}$  は  $^{10}\text{B}$  の消滅確率で  $\mu_{28} = \gamma_{28} = \sum_i \sigma_c^i(28) \phi^i \times 10^{-24}$ 。また、 $\sigma_c^i(28)$  は  $^{10}\text{B}$  のエネルギー群  $i$  の微視捕獲断面積、 $\phi^i$  はエネルギー群  $i$  の中性子束である。

更に  $^{10}\text{B}$  が消滅した場合は  $^{11}\text{B}$  (Identification number 29) の増加とする。但し  $^{11}\text{B}$  は燃焼により消滅しないとする。

$$\Delta N_{29} = N_{28}(t_m) - N_{28}(t_m + \Delta t) \quad (2.424)$$

$$N_{29}(t_m + \Delta t) = N_{29}(t_m) + \Delta N_{29} \quad (2.425)$$

(2) 燃焼度の計算

(i) ステップ間の核分裂数、燃焼度

まずステップ  $\Delta t$  間の核種別分裂数 [ $\text{コ}/\text{cm}^3$ ] は次の通り計算される。

・トリウム-ウラン系列  $k=1\sim 7$

$$\Delta N_k^f = \sum_{\ell=1}^7 A_k^{\ell}(t_m) \frac{[1 - e^{-\mu^{*\ell} \cdot \Delta t}]}{\mu^{*\ell}} \zeta_k \times 10^{24} \quad (2.426)$$

但し  $\mu^{*\ell} = \mu_{\ell}$ 、 $\ell=1\sim 7$

・ウラン-プルトニウム系列  $k=8\sim 13$

$$\Delta N_k^f = \sum_{\ell=1}^6 B_k^{\ell}(t_m) \frac{[1 - e^{-\mu^{**\ell} \cdot \Delta t}]}{\mu^{**\ell}} \zeta_k \times 10^{24} \quad (2.427)$$

但し  $\mu^{**\ell} = \mu_{\ell+7}$ 、 $\ell=1\sim 6$

したがって全分裂数〔コ/cm<sup>3</sup>〕は

$$\Delta N^f = \sum_{k=1}^{13} \Delta N_k^f \quad (2.4.28)$$

次にステップ  $\Delta t$  間における燃焼度は下記の式により計算される。

$$\Delta M_k = \Delta N_k^f \frac{\alpha_k}{86,400} \frac{1}{\rho_f} \quad k=1 \sim 13 \quad (2.4.29)$$

$$\Delta M = \sum_{k=1}^{13} \Delta M_k \quad * \text{単位は〔MWD/T〕} \quad (2.4.30)$$

ここで  $\rho_f$  は初装荷時の燃料の重金属部分の密度である。入力定数  $N_k$  から次の式で計算して用いる。

$$\rho_f = \sum_{k=1}^{13} \frac{A_k}{a} N_k(o) \quad [\text{g/cm}^3] \quad (2.4.31)$$

但し、 $A_k$  は核種  $k$  の原子量〔g〕，

$a$  はアボガドロ数  $0.6024 \times 10^{24}$ 〔コ〕，

$N_k(o)$  は核種  $k$  の初装荷における原子数密度〔コ/cm<sup>3</sup>〕。

また燃焼度の他の表示法として、FIFA (fission per initial fissile atom), FIMA (fission per initial metallic atom) の値を求める。

それぞれ初装荷時の fissile atom 及び metallic atom の原子数密度を  $N_f(o)$ ,  $N_m(o)$  で表わすと、

$$N_f(o) = \sum_{k=3,5,9,11} N_k(o) \quad (2.4.32)$$

$$N_m(o) = \sum_{k=1}^{13} N_k(o) \quad (2.4.33)$$

したがってステップ間  $\Delta t$  での値は

$$\Delta F_f = N^f / N_f(o) \quad (2.4.34)$$

$$\Delta F_m = N^f / N_m(o) \quad (2.4.35)$$

(ii) 積算核分裂数, 燃焼度

・積算核分裂数

$$N_k^f(t_m + \Delta t) = N_k^f(t_m) + \Delta N_k^f \quad (2.4.36)$$

$$N^f(t_m + \Delta t) = N^f(t_m) + \Delta N^f \quad (2.4.37)$$

・積算燃焼度

$$M_k(t_m + \Delta t) = M_k(t_m) + \Delta M_k \quad (2.4.38)$$

$$M(t_m + \Delta t) = M(t_m) + \Delta M \quad (2.4.39)$$

$$F_f(t_m + \Delta t) = F_f(t_m) + \Delta F_f \quad (2.4.40)$$

$$F_m(t_m + \Delta t) = F_m(t_m) + \Delta F_m \quad (2.4.41)$$

\* 以上の諸式に含まれる量のうち、あるものは time step 毎に異った値を取り、厳密に

は time step を表わす  $\text{index}(t_m)$  をつける必要がある。

time step における計算において一定値である量には表示の簡素化のため、 $\text{index}(t_m)$  を落してある。ただし、同一の time step での計算において異った time step の値が用いられている量については time step を表わす  $\text{index}(t_m)$  を付けて示している。

### 2.4.3 出力量の計算

出力量としては①高速エネルギー領域計算、②熱エネルギー領域計算、③臨界計算、④燃焼計算の4つの部分から計算されるものがあるが、ここでは③、④から出力される量の計算を示す。

まず出力量をまとめると次のようになる。

(i) Flux

$$\phi^i = \phi^i / \Delta E^i \quad i=1 \sim I \quad (\text{但し、規格化を行った値})$$

(ii) Multiplication factor

$$k_\infty, k_{\text{eff}}$$

(iii) Fast fission factor

$$\epsilon$$

(iv) Resonance escape probability

$$P(1), P(2)$$

(v) Effective  $\eta \cdot f$

$$\eta \cdot f$$

(vi) Conversion ratio

$$\text{CR1}, \text{CR2}, \text{CR3}$$

(vii) Micro parameter

$$\delta^{28}, \delta^{25}, \rho^{28}, \gamma^0$$

(viii) Spectral index

$$\gamma^1, \gamma^2, \gamma^3$$

(ix) Condensed few group constants

$$\phi^\lambda$$

$$\sum_e^\lambda (e=t, t_r, a, f, \nu f)$$

$$\sum^{\lambda\lambda'}$$

$$D^\lambda$$

\*但し、 $\lambda_{\text{max}}=2$  のものと  $\lambda_{\text{max}} \leq 10$  のものと2組

(x) Atomic number density

$$N_k \quad k=1 \sim 19, 28$$

(xi) Number of fission

$$\Delta N_k^f, N_k^f \quad k=1 \sim 13$$

$$\Delta N^f, N^f$$

(xii) Irradiation

$$\Delta M_k, M_k \quad k=1 \sim 13$$

$$\Delta M, M$$

$$\Delta F_f, F_f$$

$$\Delta F_m, F_m$$

(XII) Few group constants ( $i=1 \sim I$ )

$$\Sigma_e^i \quad (e=t, t_r, a, f, \nu f)$$

$$\Sigma^{ij}$$

$$D^i$$

\*これらの値は臨界・燃焼計算に用いた群定数

出力量の計算式

(1) Multiplication factor

◦ infinite multiplication factor

$$k_{\infty} = \lambda = \sum_{i=1}^I \nu \Sigma_f^i \phi^i \quad (2.4.42)$$

◦ effective multiplication factor

buckling ( $B^2$ )を仮定して次の式により  $k_{eff}$  を求める。

$$k_{eff} = \sum_{i=1}^I \nu \Sigma_f^i \phi^{*i} \quad (2.4.43)$$

ここで、 $\phi^{*i}$  は次の平衡式をMatrix法により解いた値である。

$$\{ \Sigma_t^i + D^i (B^2)^i \} \phi^{*i} = \sum_{j=1}^I \Sigma^{ij} \phi^{*j} + f^i \quad (2.4.44)$$

また  $(B^2)^i = B^2$  であり  $B^2$  は入力定数である。

(2) Fast fission factor

$^{238}\text{U}$  の核分裂しきい値以下のエネルギーに減速される中性子の  $^{238}\text{U}$  の核分裂しきい値以下のエネルギーでの核分裂により発生する中性子数に対する比。

$$\epsilon = \left\{ \sum_{i=1}^{J_f} \sum_{j=J_f+1}^I \Sigma^{ij} \phi^i + \sum_{i=1}^I \sum_{j=J_f+1}^I f^j \nu \Sigma_f^i \phi^i \right\} / \lambda^{th} \quad (2.4.45)$$

$$\lambda^{th} = \sum_{i=J_f+1}^I \nu \Sigma_f^i \phi^i / k_{\infty} \quad (2.4.46)$$

$J_f$  は入力定数

(3) Resonance escape probability

共鳴エネルギー領域へ入りくる中性子のうち熱エネルギー領域へ減速されていく中性子の割合

$$P(1) = \left\{ \sum_{i=1}^{J_r} \sum_{j=J_r+1}^I \Sigma^{ij} \phi^i - \sum_{i=J_r+1}^I \sum_{j=1}^{J_r} \Sigma^{ij} \phi^i \right\} / \epsilon \cdot \lambda^{th} \quad (2.4.47)$$

次の式による  $P(2)$  も求める。

$$P(2) = (\epsilon \cdot \lambda^{th} - A) / \epsilon \cdot \lambda^{th} \quad (2.4.48)$$



$$A = \sum_{i=J_f+1}^{J_f} \sum_a^i \phi^i \quad (2.449)$$

(4) 実効的  $\eta \cdot f$

吸収される熱中性子 1 コ当り熱中性子核分裂により発生する高速中性子の数

$$\eta \cdot f = \sum_{i=J_f+1}^I \nu \sum_f^i \phi^i / \sum_{i=J_f+1}^I \sum_a^i \phi^i \quad (2.450)$$

\*なお(2)~(4)の計算は群数の少ない計算では skip される。すなわちプログラム内で次の判別を行う。

$I \geq 3$  のとき 全て計算する

$I = 2$  のとき (3)は skip する

$I = 1$  は この入力自身が許されない。

(5) Conversion ratio

次の 3 通りの定義による conversion ratio (転換比)を求める。

CR1 = 分裂性核種の生成レートを同消滅レートで割ったもの。このとき  $^{234}\text{U}(n, \gamma)^{235}\text{U}$  及び  $^{240}\text{Pu}(n, \gamma)^{241}\text{Pu}$  の反応も分裂性核種の生成と考える。最も通常定義である。

CR2 =  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  の消滅当りの  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  の利用度を示すもので、 $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  の速中性子による分裂も利用に含める。

CR3 = 親物質  $^{234}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  の生成とその  $^{235}\text{U}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  への転換は Th, Pu チェーン内部の現象として表に出さず  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  及び有効な Pu の消滅当りの  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  の利用度を示すもの。

計算式は

$$\text{CR1} = \sum_{k=1,4,8,10} S \sum_{i=1}^I \sigma_c^i(k) N_k \phi^i / \sum_{k=3,5,9,11} S \sum_{i=1}^I \sigma_a^i(k) N_k \phi^i \quad (2.451)$$

$$\text{CR2} = \sum_{k=1,8} S \sum_{i=1}^I \sigma_a^i(k) \cdot N_k \phi^i / \sum_{k=3,5} S \sum_{i=1}^I \sigma_a^i(k) N_k \phi^i \quad (2.452)$$

$$\text{CR3} = \sum_{k=1,8} S \sum_{i=1}^I \sigma_a^i(k) N_k \phi^i / \left\{ \sum_{k=3,9} S \sum_{i=1}^I \sigma_f^i(k) N_k \phi^i + \sum_{k=5,11} S \sum_{i=1}^I \sigma_a^i(k) N_k \phi^i \right\} \quad (2.453)$$

$$\text{但し, } \sigma_c^i(k) = \sigma_a^i(k) - \sigma_f^i(k) \quad .$$

(6) Reaction rate

・ Bare 値

$$R_{(\ell)}^B = \sum_{i=1}^I \sigma_{(\ell)}^i \phi^i \quad (2.454)$$

・ Sub-Cd値

$$R_{(\ell)}^S = \sum_{i=J_f+1}^I \sigma_{(\ell)}^i \phi^i \quad (2.455)$$

但し,  $\ell$  は reaction の種類を示す。

|            |                             |    |                             |
|------------|-----------------------------|----|-----------------------------|
| $\ell = 1$ | $^{55}\text{Mn}$ absorption | 7  | $1/\nu$ absorption          |
| 2          | $^{176}\text{Lu}$ "         | 8  | $^{235}\text{U}$ fission    |
| 3          | $^{115}\text{In}$ "         | 9  | $^{235}\text{U}$ absorption |
| 4          | Cu "                        | 10 | $^{238}\text{U}$ fission    |
| 5          | $^{197}\text{Au}$ "         | 11 | $^{238}\text{U}$ capture    |
| 6          | $^{164}\text{Dy}$ "         | 12 | $^{239}\text{Pu}$ fission   |

(7) Micro parameter

Fast fission ratio,  $\delta^{28}$

$^{238}\text{U}$  fission rate と  $^{235}\text{U}$  fission rate の比

$$\delta^{28} = R^B(10) / R^B(8) . \quad (2.456)$$

Epithermal fission ratio,  $\delta^{25}$

$^{235}\text{U}$  の fast & resonance fission rate と thermal fission rate の比

$$\delta^{25} = [R^B(8) - R^S(8)] / R^S(8) . \quad (2.457)$$

Resonance capture ratio,  $\rho^{28}$

$^{238}\text{U}$  の fast & resonance capture rate と thermal capture rate の比

$$\rho^{28} = [R^B(11) - R^S(11)] / R^S(11) . \quad (2.458)$$

Relative conversion ratio,  $\gamma^0$

$^{238}\text{U}$  capture rate と  $^{235}\text{U}$  absorption rate の比

$$\gamma^0 = [R^B(11) / R^B(9)] / [T^0] . \quad (2.459)$$

(8) Spectral index

次の3種のものを計算する。

$\gamma^1 = \text{In}$  の absorption rate と  $\text{Mn}$  の absorption rate の比

$\gamma^2 = \text{Lu}$  " と "

$\gamma^3 = ^{239}\text{Pu}$  の fission rate と  $^{235}\text{U}$  の fission rate の比

$$\gamma^m = [R^B(\ell_1) / R^B(\ell_2)] / [T^m] . \quad (2.460)$$

$$\text{ここで, } \begin{cases} m=1 \\ \ell_1=3 \\ \ell_2=1 \end{cases} \quad \begin{cases} m=2 \\ \ell_1=2 \\ \ell_2=1 \end{cases} \quad \begin{cases} m=3 \\ \ell_1=1, 2 \\ \ell_2=8 \end{cases}$$

なお(7)及び(8)で用いた  $[T^m]$  ( $m=0,1,2,3$ ) は thermal column であり, flux が maxwellian 分布であるときの対応する reaction rate ratio で半固定入力定数として与えられている。これらの半固定入力定数の値はまとめて附録8に示してある。

(9) Few group constants

炉心計算用に少数群定数を作成する。

$$\phi^\lambda = \sum_{i=m_\lambda}^{n_\lambda} \phi^i, \quad (2.4.61)$$

$$\phi^\lambda = \phi^\lambda / \Delta E^\lambda, \quad \Delta E^\lambda = \sum_{i=m_\lambda}^{n_\lambda} \Delta E^i, \quad (2.4.62)$$

$$\Sigma_e^\lambda = \sum_{i=m_\lambda}^{n_\lambda} \Sigma_e^i \phi^i / \phi^\lambda, \quad (2.4.63)$$

$$\Sigma^{\lambda\lambda'} = \sum_{j=m_{\lambda'}}^{n_{\lambda'}} \sum_{i=m_\lambda}^{n_\lambda} \Sigma^{ij} \phi^i / \phi^\lambda, \quad (2.4.64)$$

$$D^\lambda = \frac{1}{3} \sum_{i=m_\lambda}^{n_\lambda} \frac{1}{\Sigma_{tr}^i} \phi^i / \phi^\lambda. \quad (2.4.65)$$

但し,  $e=t, t_r, a, f, \nu f$

$\lambda=1 \sim \lambda_{\max}$

#### (10) 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・消滅率を算出する。

まずその燃焼時点での燃料核種  $k$  の密度  $\rho(k)$  を求める。

$$\rho(k) = \frac{A_k}{a} N_k. \quad (2.4.66)$$

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 ( $0.6024 \times 10^{24}$ ) 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  $\rho_f^0$ , ウラン燃料核種密度  $\rho_U^0$ , トリウム燃料核種密度  $\rho_{Th}^0$

$$\rho_f^0 = \sum_{k=1}^{13} \frac{A_k}{a} N_k^0, \quad \rho_U^0 = \sum_{k=5,8} \frac{A_k}{a} N_k^0, \quad \rho_{Th}^0 = \sum_{k=1,3} \frac{A_k}{a} N_k^0 \quad (2.4.67)$$

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

$$\text{トリウム} \quad ; \quad \rho_1 \times 10^3 / \rho_f^0. \quad k=1$$

$$\text{ウラニウム} \quad ; \quad \sum_k \rho_k \times 10^3 / \rho_f^0. \quad k=3, 4, 5, 6, 8$$

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

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

$$\text{核種 毎} \quad ; \quad \rho_k \times 10^3 / \rho_U^0.$$

$$k=5: ^{235}\text{U}, \quad 9: ^{239}\text{Pu}, \quad 10: ^{240}\text{Pu}, \quad 11: ^{241}\text{Pu}, \quad 12: ^{242}\text{Pu}$$

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

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

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

$$\text{核種 毎} \quad ; \quad \rho_k \times 10^3 / \rho_{Th}^0.$$

$$k=3: ^{233}\text{U}, \quad 4: ^{234}\text{U}, \quad 5: ^{235}\text{U}$$

- ウランの組成率

$$N_u = \sum_k N_k \quad (k=3, 4, 5, 6, 8) \quad \text{としたとき次の値}$$

$$N_k / N_u \quad k=3, 4, 5, 6, 8$$

○ プルトニウムの組成率

$$N_{Pu} = \sum_k N_k \quad (k=9, 10, 11, 12) \text{ としたとき次の値。}$$

$$N_k / N_{Pu} \quad k=9, 10, 11, 12$$

なお、各燃焼ステップで存在する  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$  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は別々に計算する。

(1) 2群パラメーターの算出

縮約2群定数より次の値を算出する。

$$g = \frac{\nu \Sigma_f^1}{\Sigma_r + \Sigma_a^1} \quad (2.4.68)$$

$$p = \frac{\Sigma_r}{\Sigma_r + \Sigma_a^1} \quad (2.4.69)$$

$$f = \frac{\Sigma_a^2(\text{fuel})}{\Sigma_a^2} \quad (2.4.70)$$

$$\eta \cdot f = \frac{\nu \Sigma_f^2}{\Sigma_a^2} \quad (2.4.71)$$

Table 2.4.1  $A'_k(t_m)$  (Th-U Series)

| $k \backslash \ell$                      | 1  | 2  | 3   | 4   | 5   | 6   | 7  |
|--|--|--|---|---|---|---|--|
| $1 \text{ ( } ^{232}_{90}\text{Th)}$     | $N_1(t_m)$   | 0  | 0   | 0   | 0   | 0   | 0  |
| $2 \text{ ( } ^{233}_{91}\text{Pa)}$     | $\left[ \begin{matrix} k=1, \ell=1 \\ \times \frac{\gamma_1}{\mu_2 - \mu_1} \end{matrix} \right]$  | $N_2(t_m)$<br>$-\left[ \begin{matrix} k=2, \ell=1 \end{matrix} \right]$  | 0   | 0   | 0   | 0   | 0  |
| $3 \text{ ( } ^{233}_{92}\text{U)}$      | $\left[ \begin{matrix} k=2, \ell=1 \\ \times \frac{\lambda_2}{\mu_3 - \mu_1} \end{matrix} \right]$   | $\left[ \begin{matrix} k=2, \ell=2 \\ \times \frac{\lambda_2}{\mu_3 - \mu_2} \end{matrix} \right]$   | $N_3(t_m)$<br>$-\left[ \begin{matrix} k=3, \ell=1 \sim 2 \end{matrix} \right]$                    | 0   | 0   | 0   | 0  |
| $4 \text{ ( } ^{234}_{92}\text{U)}$      | $\left[ \begin{matrix} k=2, \ell=1 \\ \times \frac{\gamma_2}{\mu_4 - \mu_1} \end{matrix} \right]$<br>$\left[ \begin{matrix} k=3, \ell=1 \\ \times \frac{\gamma_3}{\mu_4 - \mu_1} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=2, \ell=2 \\ \times \frac{\gamma_2}{\mu_4 - \mu_2} \end{matrix} \right]$<br>$\left[ \begin{matrix} k=3, \ell=2 \\ \times \frac{\gamma_3}{\mu_4 - \mu_2} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=3, \ell=3 \\ \times \frac{\gamma_3}{\mu_4 - \mu_3} \end{matrix} \right]$ | $N_4(t_m)$<br>$-\left[ \begin{matrix} k=4, \ell=1 \sim 3 \end{matrix} \right]$                    | 0   | 0   | 0  |
| $5 \text{ ( } ^{235}_{92}\text{U)}$      | $\left[ \begin{matrix} k=4, \ell=1 \\ \times \frac{\gamma_4}{\mu_5 - \mu_1} \end{matrix} \right]$  | $\left[ \begin{matrix} k=4, \ell=2 \\ \times \frac{\gamma_4}{\mu_5 - \mu_2} \end{matrix} \right]$  | $\left[ \begin{matrix} k=4, \ell=3 \\ \times \frac{\gamma_4}{\mu_5 - \mu_3} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=4, \ell=4 \\ \times \frac{\gamma_4}{\mu_5 - \mu_4} \end{matrix} \right]$ | $N_5(t_m)$<br>$-\left[ \begin{matrix} k=5, \ell=1 \sim 4 \end{matrix} \right]$                    | 0   | 0  |
| $6 \text{ ( } ^{236}_{92}\text{U)}$<br>9 | $\left[ \begin{matrix} k=5, \ell=1 \\ \times \frac{\gamma_5}{\mu_6 - \mu_1} \end{matrix} \right]$  | $\left[ \begin{matrix} k=5, \ell=2 \\ \times \frac{\gamma_5}{\mu_6 - \mu_2} \end{matrix} \right]$  | $\left[ \begin{matrix} k=5, \ell=3 \\ \times \frac{\gamma_5}{\mu_6 - \mu_3} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=5, \ell=4 \\ \times \frac{\gamma_5}{\mu_6 - \mu_4} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=5, \ell=5 \\ \times \frac{\gamma_5}{\mu_6 - \mu_5} \end{matrix} \right]$ | $N_6(t_m)$<br>$-\left[ \begin{matrix} k=6, \ell=1 \sim 5 \end{matrix} \right]$                    | 0  |
| $7 \text{ ( } ^{237}_{93}\text{Np)}$     | $\left[ \begin{matrix} k=6, \ell=1 \\ \times \frac{\gamma_6}{\mu_7 - \mu_1} \end{matrix} \right]$  | $\left[ \begin{matrix} k=6, \ell=2 \\ \times \frac{\gamma_6}{\mu_7 - \mu_2} \end{matrix} \right]$  | $\left[ \begin{matrix} k=6, \ell=3 \\ \times \frac{\gamma_6}{\mu_7 - \mu_3} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=6, \ell=4 \\ \times \frac{\gamma_6}{\mu_7 - \mu_4} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=6, \ell=5 \\ \times \frac{\gamma_6}{\mu_7 - \mu_5} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=6, \ell=6 \\ \times \frac{\gamma_6}{\mu_7 - \mu_6} \end{matrix} \right]$ | $N_7(t_m)$<br>$-\left[ \begin{matrix} k=7, \ell=1 \sim 6 \end{matrix} \right]$ |

Note.  $\left[ \begin{matrix} k=x, \ell=y \end{matrix} \right]$  means  $A'_k(t_m)$  for  $k=x$  and  $\ell=y$  or  $A'_x(t_m)$ .  
 $\left[ \begin{matrix} k=x', \ell=1 \sim y' \end{matrix} \right]$  means  $\sum_{\ell=1}^{y'} B'_{x'}(t_m)$ .

Table 2.4.2.  $B'_k(t_m)$  (U-Pu series)

| $k \backslash \ell$           | 1  | 2  | 3   | 4   | 5   | 6  |
|-------------------------------|--|--|---|---|---|--|
| 8 ( $^{238}_{92}\text{U}$ )   | $N_8(t_m)$   | 0  | 0   | 0   | 0   | 0  |
| 9 ( $^{239}_{94}\text{Pu}$ )  | $\left[ \begin{matrix} k=8, \ell=1 \\ \gamma_8 \\ \mu_9 - \mu_8 \end{matrix} \right]$        | $N_9(t_m)$<br>$-\left[ k=9, \ell=1 \right]$  | 0   | 0   | 0   | 0  |
| 10 ( $^{240}_{94}\text{Pu}$ ) | $\left[ \begin{matrix} k=9, \ell=1 \\ \gamma_9 \\ \mu_{10} - \mu_8 \end{matrix} \right]$     | $\left[ \begin{matrix} k=9, \ell=2 \\ \gamma_9 \\ \mu_{10} - \mu_9 \end{matrix} \right]$     | $N_{10}(t_m)$<br>$-\left[ k=10, \ell=1 \sim 2 \right]$  | 0   | 0   | 0  |
| 11 ( $^{241}_{94}\text{Pu}$ ) | $\left[ \begin{matrix} k=10, \ell=1 \\ \gamma_{10} \\ \mu_{11} - \mu_8 \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=10, \ell=2 \\ \gamma_{10} \\ \mu_{11} - \mu_9 \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=10, \ell=3 \\ \gamma_{10} \\ \mu_{11} - \mu_{10} \end{matrix} \right]$ | $N_{11}(t_m)$<br>$-\left[ k=11, \ell=1 \sim 3 \right]$  | 0   | 0  |
| 12 ( $^{242}_{94}\text{Pu}$ ) | $\left[ \begin{matrix} k=11, \ell=1 \\ \gamma_{11} \\ \mu_{12} - \mu_8 \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=11, \ell=2 \\ \gamma_{11} \\ \mu_{12} - \mu_9 \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=11, \ell=3 \\ \gamma_{11} \\ \mu_{12} - \mu_{10} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=11, \ell=4 \\ \gamma_{11} \\ \mu_{12} - \mu_{11} \end{matrix} \right]$ | $N_{12}(t_m)$<br>$-\left[ k=12, \ell=1 \sim 4 \right]$  | 0  |
| 13 ( $^{243}_{95}\text{Am}$ ) | $\left[ \begin{matrix} k=12, \ell=1 \\ \gamma_{12} \\ \mu_{13} - \mu_8 \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=12, \ell=2 \\ \gamma_{12} \\ \mu_{13} - \mu_9 \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=12, \ell=3 \\ \gamma_{12} \\ \mu_{13} - \mu_{10} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=12, \ell=4 \\ \gamma_{12} \\ \mu_{13} - \mu_{11} \end{matrix} \right]$ | $\left[ \begin{matrix} k=12, \ell=5 \\ \gamma_{12} \\ \mu_{13} - \mu_{12} \end{matrix} \right]$ | $N_{13}(t_m)$<br>$-\left[ k=13, \ell=1 \sim 5 \right]$ |

Note.  $\left[ k=x, \ell=y \right]$  means  $B'_k(t_m)$  for  $k=x, \ell=y$  or  $B'_x(t_m)$ .

$\left[ k=x', \ell=1 \sim y' \right]$  means  $\sum_{\ell=1}^{y'} B'_{x'}(t_m)$ .

## 2.5 補助計算

### 2.5.1 中性子漏洩効果の計算

格子体系内に大口径孔や巾広い空隙がある場合、そこからの中性子の漏洩流が時として特性に著しい影響を与えることがある。本コードではこれら孔、空隙からの中性子漏洩効果を評価できる。

この中性子漏洩効果はP.Benoist理論<sup>(15)</sup>に準拠し、空孔や空隙を考慮して拡散係数を算出し、それとバックリングを併用し無限系に対して漏洩補正を行うものとした。なお、本コードで漏洩効果を考慮する対象系は、

- ① 円筒型中心空孔……… 2領域モデル (cavity 領域と外側領域),
- ② 円環型ギャップ……… 3領域モデル (内部領域, ギャップ領域, 外部領域),

の2系である。

#### (1) 空隙域からの漏洩

中性子漏洩の計算に関しては $\bar{D}_1^k$  および $\bar{D}_2^k$  の計算が重要になる。これについてはP. BENOISTにより広く研究がなされている。本コードにおいてもP. BENOISTの方式をとり入れるものとした。今、領域を $i, j$ で示し、領域の体積を $V_i, V_j$ で示す。又、領域 $j$ のmean free pathを $\lambda_j$ 、中性子束を $\phi_j$ とし、領域 $i$ で生成し領域 $j$ でfirst flight collisionを起す確率を $P_{ij,\ell}^k$  ( $\ell = \text{radial, axial}$ )とする。このとき、P. BENOISTによれば $\bar{D}_1^k$ は次のように定義できる。

$$\bar{D}_1^k = \frac{1}{3} \cdot \frac{\sum_{i,j} \phi_i^k V_i \lambda_j^k P_{ij,\ell}^k}{\sum_i \phi_i^k V_i} \quad (\ell = \text{radial, axial}), \quad (2.5.1)$$

$$P_{ij,\ell}^k = \frac{1}{V_i \phi_i^k \lambda_j^k} \int_{(i)} d\tau \int_{(j)} d\tau' \frac{e^{-\Sigma R}}{R^2} \cdot 3\Omega_i^2 \nu_i(\underline{r}_i, \underline{\Omega}). \quad (2.5.2)$$

ここで、 $d\tau, d\tau'$ は微少体積、 $R$ は2点間の距離、 $(\Sigma R)$ はそのoptical distanceであり、 $\nu_i(\underline{r}_i, \underline{\Omega})$ は点 $\underline{r}_i$ での $\underline{\Omega}$ 方向へのneutron densityである。従って、問題は(2.5.2)により $P_{ij,\ell}^k$ を求めることに帰する。今、 $\ell = 0$ で方向性も考慮した平均値を示すとすれば、

$$\sum_j P_{ij,0}^k = 1 \quad (2.5.3)$$

が厳密に成立つ。しかし、 $\ell = \text{radial, axial}$ に対しても独立に中性子保存が成立つと仮定しても大きい誤差は生じないので、

$$\sum_j P_{ij,\ell}^k = 1 \quad (2.5.4)$$

を仮定する。こうすれば、

$$V_i \lambda_j^k P_{ij,\ell}^k = V_j \lambda_i^k P_{ji,\ell}^k \quad (2.5.5)$$

が成立する。今、ここで $\nu_i(\underline{r}_i, \underline{\Omega})$ に対して、一様かつ等方性を仮定すると(2.5.2)は、

$$P_{ij,l}^k = \frac{1}{V_i \lambda_j^k} \int_{(j)} d\tau \int_{(i)} d\tau' \frac{e^{-\Sigma R}}{4\pi R^2} 3\Omega_l^2 \quad (2.5.6)$$

となる。理論上、体系はいくつの領域であってもよいが、余り多領域になると  $P_{ij,l}^k$  の計算に時間を費すようになり不利であることから、今ギャップ領域を含んだ3領域からなるモデルを考える。すなわち、第1領域はギャップ層より内側領域、第2領域はギャップ層そして第3領域はギャップ層より外側領域である。このとき  $\bar{D}_l^k$  を求める式は(2.5.1)より、

$$\begin{aligned} \bar{D}_l^k = & D_M^k \left[ 1 + \frac{\phi_M^k}{\phi_t^k} \left\{ \frac{V_c}{V_t} + \frac{V_F}{V_t} \left( 1 - \frac{D_M^k}{D_F^k} \right) + \frac{V_c \phi_c^k (r_c - r_F)}{V_t \phi_M^k 3D_M^k} (Q_l^k + Q_l^{k'}) \right. \right. \\ & + \frac{V_c}{V_t} \cdot \frac{r_F}{3D_M^k} \left\{ \frac{\phi_c^k}{\phi_M^k} \left( 1 - \frac{D_M^k}{D_F^k} \right) + \frac{\phi_F^k}{\phi_M^k} - \frac{D_M^k}{D_F^k} \right\} W_l^k \\ & \left. \left. + \frac{V_F}{V_t} \cdot \frac{r_F}{3D_M^k} \left( 1 - \frac{D_M^k}{D_F^k} \right) \left( \frac{\phi_F^k}{\phi_M^k} - \frac{D_M^k}{D_F^k} \right) T_l^k \right] \quad (2.5.7) \end{aligned}$$

となる。ここで、 $r_F$  および  $r_c$  はそれぞれギャップ層の内半径及び外半径であり、 $\lambda_F^k, \lambda_M^k$  はギャップ層内、外領域の  $k$  群における mean free path,  $V_F, V_M$  はその体積,  $D_F^k, D_M^k$  は  $k$  群の平均拡散係数,  $\phi_F^k, \phi_M^k$  はその  $k$  群の平均中性子束である。また、 $V_c$  および  $\phi_c^k$  はギャップ層の体積及び  $k$  群の中性子束である。これらのうち  $V_F, V_M, \phi_F^k, \phi_M^k, D_F^k, D_M^k$  は次のように求める。

$$\begin{aligned} V_F = & \sum_{j=1}^{N_b} (V_{fj} + V_{sj} + V_{cj}) + \sum_{j=N_b+1}^{J-1} V_j, \\ V_M = & \sum_{j=J+1}^N V_j, \quad V_c = V_J, \\ V_t = & V_F + V_M + V_c, \\ \phi_F^k = & \left\{ \sum_{j=1}^{N_b} (\phi_{fj}^k V_{fj} + \phi_{sj}^k V_{sj} + \phi_{cj}^k V_{cj}) + \sum_{j=N_b+1}^{J-1} \phi_j^k V_j \right\} / V_F, \\ \phi_M^k = & \left\{ \sum_{j=J+1}^N \phi_j^k V_j \right\} / V_M, \quad \phi_c^k = \phi_J^k, \\ \phi_t^k = & (\phi_F^k V_F + \phi_c^k V_c + \phi_M^k V_M) / V_t, \\ D_F^k = & \frac{\sum_{j=1}^N (D_{fj}^k \phi_{fj}^k V_{fj} + D_{sj}^k \phi_{sj}^k V_{sj} + D_{cj}^k \phi_{cj}^k V_{cj}) + \sum_{j=N_b+1}^{J-1} D_j^k \phi_j^k V_j}{V_F \cdot \phi_F^k}, \end{aligned} \quad (2.5.8)$$



$$D_M^k = \frac{\sum_{j=J+1}^N D_j^k \phi_j^k V_j}{V_M \cdot \phi_M^k} .$$

ここでJはギャップ領域の番号である。一方、 $Q_l^k, Q_l^{\prime k}, W_l^k, T_l^k$  は衝突確率であり、対象領域が円筒形であることから、

$$Q_l = \frac{1}{2\pi r_C^2 S_C} \int_{(S_C)} dS \int_{-\pi/2}^{\pi/2} d\psi \cos \psi X_0^2 \int_0^{\pi/2} d\theta \ 3\Omega_l^2, \quad (2.5.9)$$

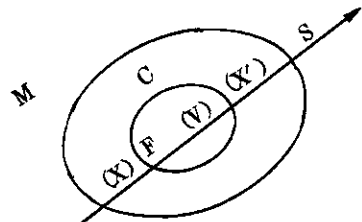
$$Q_l^{\prime} = \frac{1}{2\pi V_C r_C} \int_{(S_F)} dS \int_{-\pi/2}^{\pi/2} d\psi \cos \psi X_0 X_0^{\prime} \int_0^{\pi/2} d\theta \ 3\Omega_l^2 e^{-v_0/\lambda_F \sin \theta}, \quad (2.5.10)$$

$$W_l = \frac{\lambda_F}{2\pi V_C r_F} \int_{(S_F)} dS \int_{-\pi/2}^{\pi/2} d\psi \cos \psi X_0 \int_0^{\pi/2} d\theta \sin \theta \ 3\Omega_l^2 \times (1 - e^{-v_0/\lambda_F \sin \theta}), \quad (2.5.11)$$

$$T_l = \frac{\lambda_F}{r_F} \left[ 1 - \frac{\lambda_F}{2\pi V_F} \int_{(S_F)} dS \int_{-\pi/2}^{\pi/2} d\psi \cos \psi \int_0^{\pi/2} d\theta \sin^2 \theta \ 3\Omega_l^2 \times (1 - e^{-v_0/\lambda_F \sin \theta}) \right] \quad (2.5.12)$$

となる。ここで $V_0, X_0, X_0^{\prime}$  はそれぞれ $V, X, X^{\prime}$  の円筒軸に直角な面(水平面)への projection であり、 $V, X, X^{\prime}$  はそれぞれギャップ層領域及びギャップ領域の chord である(図参照)。また $\theta$  は中性子の輸送方向とz軸のなす角であり、 $\psi$  はそれとx軸のなす角である。これらの $Q_l, Q_l^{\prime}, W_l, T_l$  と first flight collision probability の関係は次のとおり。

$$\left. \begin{aligned} P_{FF,l} &= (2V_F/S_F \cdot \lambda_F) \cdot T_l, \\ P_{FM,l} &= 1.0 - P_{FF,l}, \\ P_{MF,l} &= (V_F \lambda_M / V_M \lambda_F) (1 - P_{FF,l}), \\ P_{MM,l} &= 1.0 - P_{MF,l}, \\ P_{CF,l} &= (2V_F/S_F \lambda_F) W_l, \\ P_{CM,l} &= 1.0 - P_{CF,l}, \\ P_{MC,l} &= (V_C \lambda_M / V_M \lambda_C) (1 - P_{CF,l}), \\ P_{CC,l} &= (2V_C/S_C \lambda_C) (Q_l + Q_l^{\prime}). \end{aligned} \right\} (2.5.13)$$



ここで $S_F, S_C$  はギャップ内領域及びギャップ領域の外表面積を示す。なお、ここではエネルギー群 $k$ をはぶいて示している。次に $Q_l, Q_l^{\prime}$  に着目しよう。

$$3\Omega_z^2 = 3 \cos^2 \theta, \quad 3\Omega_r^2 = \frac{3}{2} \sin^2 \theta \quad (2.5.14)$$

であることから、(2.5.9)及び(2.5.10)を積分すると、

$$Q_z = \frac{3}{2} Q_0,$$

$$Q_r = \frac{3}{4} Q_0,$$

$$Q_0 = \frac{4}{3} F(\alpha),$$

$$F(\alpha) = \frac{1 - \frac{3}{4}\alpha + \frac{3}{4}\alpha^2 - \frac{1}{2}[(1+\alpha^2)E(\alpha) - (1-\alpha^2)K(\alpha)]}{(1-\alpha)(1-\alpha^2)} \quad (2.5.15)$$

となる。 $\alpha$ は $(r_F/r_C)$ であり、 $E(\alpha)$ 及び $K(\alpha)$ はそれぞれ第1種及び第2種の完全楕円積分である。以上により問題は $F(\alpha), W_f, T_f, Q'_f$ を求めることに帰する。今、セル効果を考慮したときの $Q_r, W_r, T_r$ を各々 $Q_r^*, W_r^*, T_r^*$ で示すものとする。P. BONISTによれば $Q_r^*, W_r^*, T_r^*$ は次のように求められる。

$$Q_r^* = Q_r + Q'_r - \frac{(1+\alpha)(1-\eta W_r)^2}{D - \alpha\eta(1-\eta T_r)}, \quad (2.5.16)$$

$$W_r^* = W_r - \alpha \cdot \frac{(1-\eta W_r)(1-\eta T_r)}{D - \alpha\eta(1-\eta T_r)}, \quad (2.5.17)$$

$$T_r^* = T_r - \alpha \cdot \frac{(1-\eta T_r)^2}{D - \alpha\eta(1-\eta T_r)}, \quad (2.5.18)$$

$$D = \frac{\gamma(\gamma+1 + \frac{V_C+V_F}{2V_M})}{\gamma^2 - \frac{3\gamma+1}{2} \cdot \frac{V_C+V_F}{V_M}} \quad (2.5.19)$$

ここで、

$$\gamma = \frac{r_C}{3D_M}, \quad \eta = \frac{r_F}{3D_F}, \quad \alpha = \frac{r_F}{r_C} \quad (2.5.20)$$

である。これにより、 $W_f, T_f, F(\alpha)$ を求めれば、(2.5.7)より平均拡散係数 $D_f$ が求まることになる。本コードではこれらを fitting 式により求めるものとし、附録7にその方法を示した。

(2) 空孔域からの漏洩

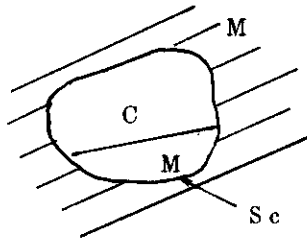
一様媒体内に空孔のある系における(2.5.1)式と同義の式は次のようになる。

$$\bar{D}^k = \frac{1}{3(V_M+V_C)} (V_M \lambda_M P_{MM}^k + V_C \lambda_M P_{CM}^k + V_M \lambda_C P_{MC}^k + V_C \lambda_C P_{CC}^k) \quad (2.5.21)$$

ここで、

$$\left. \begin{aligned}
 P_{MM}^k &\approx 1.0, \\
 P_{CM}^k &\approx 1.0, \\
 P_{MC}^k &= \frac{V_C}{V_M} \cdot \frac{\lambda_m}{\lambda_C}, \\
 P_{CC}^k &= \frac{r_C}{\lambda_C} \cdot Q_k, \\
 Q_k &= \frac{1}{r_C^2 S_C} \int_{S_C} ds \int_{2\pi} \mu \frac{d\Omega}{4\pi} 3\Omega_k^2 X^2
 \end{aligned} \right\} \quad (2.5.22)$$

を用いれば(2.5.21)は次式のように表示できる。



$$\bar{D}^k = \frac{1}{3} \lambda_M \left( 1 + \frac{V_C}{V_t} + \frac{V_C}{V_t} \cdot \frac{r_C}{\lambda_M} Q_k \right). \quad (2.5.23)$$

$$V_t = V_M + V_C.$$

なお、 $Q_r$  及び  $Q_z$  は各々 1.0, 2.0 である。<sup>(16)</sup>

### 2.5.2 可燃性毒物効果の計算

#### (1) 可燃性毒物の計算モデル

対象とす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。

(i) 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。

$$\Gamma_G \equiv \phi_G / \phi_m \quad (2.5.24)$$

G ; 粒子を示す添字

m ; 結合材を示す添字

(ii) 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。

$$\Gamma_P \equiv \phi_P / \phi_M \quad (2.5.25)$$

P ; 棒を示す添字

M ; 燃料ブロックを示す添字

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

$$\Gamma_G = P_{es} \left( \sum_{aG} r_G \right) \quad (2.5.26)$$

$\tilde{\Sigma}_a$ ; 除去断面積

$r$ ; 半径

$$P_{es}(x) = 0.375 \cdot [2x^2 - 1 + (2x+1)e^{-2x}] / x^3 \quad (2.5.27)$$

$$\Gamma_P = P_{ec}(\tilde{\Sigma}_{aP} \cdot r_P) \quad (2.5.28)$$

$P_{ec}(x)$ ; 無限円柱に対する escape probability<sup>(16)</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への影響は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(3)に述べられる。

(IV)  $\Gamma$ 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。

(V) 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28番目に指定されなければならない。

以上のようなモデルにもとづく計算フローをFig. 2.5.1に示す。

## (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うる。

### i) 均一粒子径の近似

P. Walti<sup>(22)</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 $\Gamma(r)$ と $\bar{\Gamma}$ の差は1%以内としている。

### ii) 粒子に対する等価セル近似

土橋<sup>(23)</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。

### iii) $\Gamma = P_e(x)$ の近似について

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。

### iv) 縮約群でのみ $\Gamma$ を計算する近似について

この近似は全燃焼ステップで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る。

以上のような評価から今後はiii), iv)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。

## (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。

(i) 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Σ, 中性子束をφで表すものとする。この時, 格子平均巨視断面積 $\bar{\Sigma}_{cell}$ は次式で計算できる。

$$\bar{\Sigma}_{cell} = \frac{\Sigma_M V_M \phi_M + \Sigma_P V_P \phi_P}{V_M \phi_M + V_P \phi_P} = \frac{\Sigma_M + \Sigma_P \left(\frac{V_P}{V_M}\right) \left(\frac{\phi_P}{\phi_M}\right)}{1 + \left(\frac{V_P}{V_M}\right) \left(\frac{\phi_P}{\phi_M}\right)} = \frac{\Sigma_M + \Sigma_P \cdot \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)}{1 + \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)} \quad (2.5.29)$$

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。

$$\bar{\Sigma}_P = \frac{\Sigma_m + \Sigma_G \cdot \Gamma_G \cdot \alpha_G / (1 - \alpha_G)}{1 + \Gamma_G \cdot \alpha_G / (1 - \alpha_G)} \quad (2.5.30)$$

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

$$\begin{aligned} \bar{\Sigma}_{cell} &= \frac{\Sigma_M V_M \phi_M + \Sigma_m V_m \phi_m + \Sigma_G V_G \phi_G}{V_M \phi_M + V_m \phi_m + V_G \phi_G} = \frac{\Sigma_M + \frac{\Sigma_m V_m \phi_m + \Sigma_G V_G \phi_G}{V_M \phi_M}}{1 + \frac{V_m \phi_m + V_G \phi_G}{V_M \phi_M}} \\ &= \frac{\Sigma_M + \bar{\Sigma}_P \frac{V_m \phi_m + V_G \phi_G}{V_M \phi_M}}{1 + \frac{V_m \phi_m + V_G \phi_G}{V_M \phi_M}} = \frac{\Sigma_M + \bar{\Sigma}_P \cdot \Gamma_P \cdot \left(\frac{V_P}{V_M}\right)}{1 + \Gamma_P \cdot \left(\frac{V_P}{V_M}\right)} = \frac{\Sigma_M + \bar{\Sigma}_P \cdot \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)}{1 + \Gamma_P \cdot \alpha_P / (1 - \alpha_P)} \quad (2.5.31) \end{aligned}$$

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,  $\Gamma_P$  の計算に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。

(ii) 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σとすると実効断面積 $\sigma_{corr}$ は次式で求められる。

$$\sigma_{corr} = f \cdot \sigma \quad (2.5.32)$$

ここで,

$$f = \phi_P / \phi_{cell} = (\phi_P / \phi_M) \cdot (\phi_M / \phi_{cell}) = \Gamma_P \cdot (\phi_M / \phi_{cell})$$

$$= \frac{\phi_M}{\phi_M V_M + \phi_P V_P} \Gamma_P = \frac{\Gamma_P}{1 - \alpha_P (1 - \Gamma_P)} \quad (2.5.33)$$

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

$$\sigma_{\text{corr}} = f \cdot \sigma \quad (2.5.34)$$

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、

$$f = \frac{\phi_G}{\phi_{\text{cell}}} \approx \Gamma_G \cdot \Gamma_P \cdot \frac{\phi_M}{\phi_{\text{cell}}} = \frac{\Gamma_P \cdot \Gamma_G}{1 - \alpha_P (1 - \Gamma_P) - \beta_P (1 - \Gamma_P \cdot \Gamma_G)} \quad (2.5.35)$$

なお、 $\alpha_P$  及び  $\beta_P$  は各々  $V_m / (V_M + V_m + V_G)$ 、 $V_G / (V_M + V_m + V_G)$  であり、 $\Gamma_P$  及び  $\Gamma_G$  は各々  $\phi_P / \phi_M$ 、 $\phi_G / \phi_m$  である。

一方、結合材の核種に対しては (2.5.33) と同一式で算出される。

### 2.5.3 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。したがって通常、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る。しかし実際の格子（燃料要素）は燃料棒、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一次元拡散近似で計算するものとした。以下にその計算方法について述べる。

#### (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 ( $^{10}\text{B}$ ) 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中性子束エネルギー分布計算や臨界・燃焼計算に feed back はしない。したがって、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。

(2) 基礎方程式と解法

第  $i$  群の中性子平衡式は

$$-\nabla[D^i(\mathbf{r}) \cdot \nabla \phi^i(\mathbf{r})] + \Sigma_T^i(\mathbf{r}) \cdot \phi^i(\mathbf{r}) = \chi^i \cdot S(\mathbf{r}) + \sum_{j=1}^I \Sigma^{j,i}(\mathbf{r}) \phi^j(\mathbf{r}). \quad (2.5.36)$$

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

ここで、 $\phi^i$  ; 第  $i$  群の中性子束 (energy integrated flux)

$r$  ; 原点からの距離

$D$  ; 拡散係数

$\Sigma_T$  ; 全断面積,  $\Sigma_T^i(\mathbf{r}) = \Sigma_a^i(\mathbf{r}) + \sum_{j=1}^I \Sigma^{ij}(\mathbf{r})$

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

$S$  ; 中性子源密度 ( $\int_R S dV = 1$ )

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

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

とついて反復を行う。

ここで、 $\nu \Sigma_f$  ; 分裂利得断面積

$\lambda$  ; 固有値 (実効増倍率)

(2.5.36) 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。

(2.5.36) 式の第 1 項は

$$-D^i(\mathbf{r}) \frac{d^2 \phi^i(\mathbf{r})}{dr^2} - D^i(\mathbf{r}) \frac{1}{r} \frac{d\phi^i(\mathbf{r})}{dr} - \frac{dD^i(\mathbf{r})}{dr} \phi^i(\mathbf{r}) - \frac{d\phi^i(\mathbf{r})}{dr} \cdot \quad (2.5.37)$$

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

1 つの領域  $\ell$  内では群定数 [(2.5.36) 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  $\Delta r$  も 1 つの領域内で一定値  $\Delta r_\ell$  をとる。

(A) 領域  $\ell$  の内点

$$\left\langle \frac{d^2 y}{dr^2} \right\rangle_{r=r_n} = \frac{y_{n+1} - 2y_n + y_{n-1}}{(\Delta r_n)^2} \quad (2.5.38)$$

$$\left\langle \frac{dy}{dr} \right\rangle_{r=r_n} = \frac{y_{n+1} - y_{n-1}}{2(\Delta r_n)} \quad (2.5.39)$$

ここで、

$$a_n^i = \frac{D_n^i}{(\Delta r_n)^2}, \quad (2.5.40)$$

$$c_n^i = \left(1 + \frac{\Delta r_n}{2r_n}\right) a_n^i, \quad (2.5.41)$$

$$d_n^i = \chi_n^i S_n + \sum_{j=1}^I S_n^{j,i} \phi_n^j. \quad (2.5.42)$$

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

$$a_n^i = a_\ell^i \quad (2.5.43)$$

とおくと,

$$\phi_{n+1}^i = \frac{2a_n^i + \sum_{T,n}^i}{c_n^i} \phi_n^i - \frac{a_n^i - \frac{\Delta r_n}{2r_n} a_n^i + b_n^i}{c_n^i} \phi_{n-1}^i - \frac{d_n^i}{c_n^i}. \quad (2.5.44)$$

更に置き換えをやれば

$$\phi_{n+1}^i = k_n^i \phi_n^i - \ell_n^i \phi_{n-1}^i - m_n^i, \quad (2.5.45)$$

$$k_n^i = \frac{2a_n^i + \sum_{T,n}^i}{c_n^i}, \quad (2.5.46)$$

$$\ell_n^i = \frac{\left(1 - \frac{\Delta r_n}{2r_n}\right) a_n^i}{c_n^i}, \quad (2.5.47)$$

$$m_n^i = \frac{d_n^i}{c_n^i}. \quad (2.5.48)$$

ここで,  $\phi$  は次の backward recurrence formula によって解く。

$$\phi_n^i = \frac{\phi_{n+1}^i + \beta_n^i}{\alpha_n^i}. \quad (2.5.49)$$

$\alpha$ ,  $\beta$  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。(2.5.49)式から,

$$\phi_{n-1}^i = \frac{\phi_n^i + \beta_{n-1}^i}{\alpha_{n-1}^i}. \quad (2.5.50)$$

これを (2.5.45) 式に代入して,



$$\phi_n^i = \frac{\phi_{n+1}^i + \frac{\ell_n^i}{\alpha_{n-1}^i} \beta_{n-1}^i + m_n^i}{k_n^i - \frac{\ell_n^i}{\alpha_{n-1}^i}} \quad (2.551)$$

この式と(2.549)式とから

$$\alpha_n^i = k_n^i - \frac{\ell_n^i}{\alpha_{n-1}^i} \quad (2.552)$$

$$\beta_n^i = \frac{\ell_n^i}{\alpha_{n-1}^i} \cdot \beta_{n-1}^i + m_n^i \quad (2.553)$$

となる。

$\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\phi$  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(2.542)式の右辺で必要になる中性子束  $\phi_n^i$  ( $j \leq i$ ) 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

$$\left\{ \begin{array}{l} \phi_{B+}^i = \phi_{B-}^i = \phi_B^i \\ \lim_{r \rightarrow r_{B+}} J_+^i = \lim_{r \rightarrow r_{B-}} J_-^i \\ J^i = -D^i \frac{d\phi^i}{dr} \end{array} \right. \quad (2.554)$$

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(2.540)~(2.542)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

(2.536)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。

$$\phi_B^i = \frac{\phi_{B+1}^i + \beta_B^i}{\alpha_B^i}, \quad \phi_{B+1}^i = \phi_{n+1}^i \quad (2.555)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} \alpha_B^i = K_B^i - \frac{L_B^i}{\alpha_{B-1}^i}, \quad \alpha_{B-1}^i = \alpha_{n-1}^i \\ \beta_B^i = \frac{\beta_{B-1}^i}{\alpha_{B-1}^i} L_B^i + M_B^i, \quad \beta_{B-1}^i = \beta_{n-1}^i \end{array} \right. \quad (2.556)$$

$$\left\{ \begin{aligned} K_B^i &= \frac{1}{\gamma_B^i} \left\{ \left( \mathcal{L}_{B-} + \frac{e_{B-}^i \Sigma_{TB-}^i}{2} \right) + \gamma_B^i \left( \mathcal{L}_{B+} + \frac{e_{B+}^i \Sigma_{TB+}^i}{2} \right) \right\} \\ L_B^i &= \frac{1}{\gamma_B^i} \frac{\mathcal{L}_{B-}}{\mathcal{L}_{B+}} \\ M_B^i &= \frac{1}{2 \gamma_B^i \mathcal{L}_{B+}} (\gamma_B^i e_{B+}^i d_{B+}^i + e_{B-}^i d_{B-}^i) \end{aligned} \right. \quad (2.5.57)$$

$$\left\{ \begin{aligned} \mathcal{L}_{B-} &= 1 - \frac{\Delta r_{B-}}{2 r_B} \quad , \quad \mathcal{L}_{B+} = 1 + \frac{\Delta r_{B+}}{2 r_B} \\ e_{B-}^i &= \frac{(\Delta r_{B-})^2}{D_{B-}^i} \quad , \quad e_{B+}^i = \frac{(\Delta r_{B+})^2}{D_{B+}^i} \\ \gamma_B^i &= \frac{D_{B+}^i}{D_{B-}^i} \cdot \frac{\Delta r_{B-}}{\Delta r_{B+}} \end{aligned} \right. \quad (2.5.58)$$

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

(C) 外側境界条件

○ 中心点

$$\text{対称条件 } \left( \frac{d\phi}{dr} \right)_{r=0} = 0 \quad (2.5.59)$$

最終式は,

$$\left\{ \begin{aligned} \phi_1^i &= \frac{\phi_2^i + \beta_1^i}{\alpha_1^i} \\ \alpha_1^i &= 1 + \frac{\Sigma_{T1}^i \cdot (\Delta r_2)^2}{4 D_1^i} \\ \beta_1^i &= \frac{d_1^i (\Delta r_2)^2}{4 D_1^i} \end{aligned} \right. \quad (2.5.60)$$

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

○ 最外点

$$\text{対称条件 } \left( \frac{d\phi^i}{dr} \right)_{r_N} = 0 \quad (2.5.61)$$

最終式は,

$$\phi_N^i = \frac{d_N^i + 2 a_N^i \beta_{N-1}^i / \alpha_{N-1}^i}{\Sigma_{T,N}^i + 2 a_N^i (1 - 1 / \alpha_{N-1}^i)} \quad (2.5.62)$$

以上で求めた中性子束  $\phi_n^i$  から (2.5.37) 式で定義されている中性子源  $S_n$  を求め、 $\phi_n^i$  を求めるために仮定した  $S_n^*$  との比較及び (2.5.42) 式の  $d_n^i$  を求めるために仮定した  $\phi_n^{i*}$  と  $\phi_n^i$  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し、収束した場合は出力量の計算へ移る。

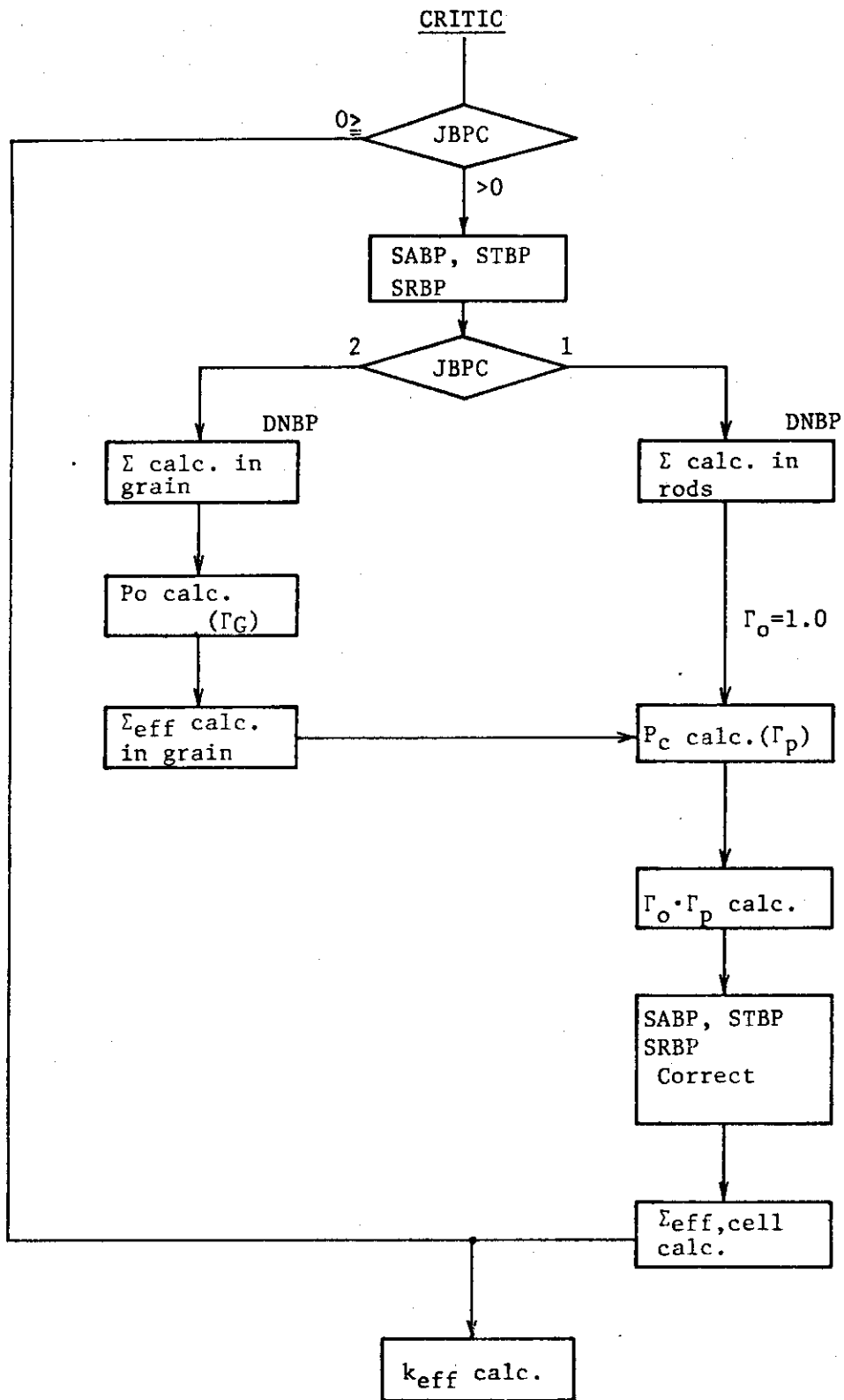


Fig.2.5.1 Flow diagram of burnable poison calculation.

2.6 その他

2.6.1 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本コード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あることからこれを考慮して中性子平均速度を次式で算出する。まず、速中性子領域の少数群番号 I の中性子速度は、

$$\bar{v}_f = \frac{\int_{u_l}^{u_u} \phi(u) du}{\frac{1}{\sqrt{2}} \int_{u_l}^{u_u} \frac{\phi(u)}{\sqrt{E}} du} = \frac{\sum_{k=k_l}^{k_u} \phi^k \Delta^k}{\frac{1}{\sqrt{2}} \sum_{k=k_l}^{k_u} \phi^k \cdot \Delta^k \cdot \bar{U}^k} \quad (2.6.1)$$

ここで、多数群 k は群番号を、 $k_u, k_l$  は第 I 群の上、下限群番号を示し、 $u_u, u_l$  は上、下限エネルギーに対応するレサジーである。又  $\Delta^k$  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、熱中性子領域の平均速度は次式で算出する。

$$\begin{aligned} \bar{v}_{th}^{-I} &= \frac{\int_{E_l}^{E_u} \phi(E) dE}{\frac{1}{\sqrt{2}} \int_{E_l}^{E_u} \frac{\phi(E)}{E} dE} = \frac{\sum_{k=k_l}^{k_u} \phi^k \Delta^k}{\frac{1}{\sqrt{2}} \sum_{k=k_l}^{k_u} \phi^k \Delta^k (E^k + E^{k-1})^{-\frac{1}{2}}} \\ &= \frac{\sum_{k=k_l}^{k_u} \phi^k \Delta^k}{\sum_{k=k_l}^{k_u} \frac{\phi^k \cdot \Delta^k}{\sqrt{E^k + E^{k-1}}}} \quad (2.6.2) \end{aligned}$$

この場合、 $\Delta^k$  は第 k 群のエネルギー巾である。

2.6.2 核燃料サイクル処理用データ算出

これは予め指定した燃焼点を探しその点で燃料サイクル計算に必要な諸データを算出するものである。即ち、実際には燃焼指定点として実効増倍率が 1.0 になる燃焼度の倍数値を入力するものとし、まず燃焼ステップを進める段階で実効増倍率が 1.0 になる燃焼点を探す。そのポイント燃焼度が求まった所で先に述べた入力倍数値を乗じ、指定の燃焼度を算出し、さらに燃焼ステップを進めつつ途中でその指定燃焼点でも臨界・燃焼計算を必ず実行するようにした。なお、本計算において実効増倍率が 1.0 になる燃焼点を探すに当っては連続する各 2 燃焼ステップ間での燃焼に対する実効増倍率変化に直線性が仮定されている。

2.6.3 外部計算コード入力用データの出力

DELIGHT-4 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なっている。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>(17)</sup> 1 次元積分

型輸送コードSLALOM<sup>(18)</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>(19)</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>(20)</sup>への入力用のデータ出力も可能となっている。

### 3. データ・ライブラリー

本コードにおけるデータ・ライブラリーはTable 3.1 に示す各核種について準備されている。このデータ・ライブラリーは基本的には核データファイルENDF/B-IVに基づいており、FPに対するもの及びその他一部についてはENDF/B-IIIから作成されたものである。

まず、速中性子スペクトル計算用データ・ライブラリーはENDF/B-III, IVから多群定数作成コードSUPERTOG-3を用いてマスターライブラリーを作り、その後JIMCOF<sup>(5)</sup>で必要な核種を抜き出し編集している。

このライブラリーは次の構成をもつ。

- 1) 制御用定数
- 2) 核分裂スペクトル
- 3) 核種毎微視断面積
  - (i)  $\sigma_a^i, \sigma_f^i, \nu^i$  ( $i=1, 68$ )
  - (ii)  $\sigma_{in}^{i \rightarrow j}, \sigma_{n,2n}^{i \rightarrow j}, \sigma_{fs}^{i \rightarrow j}$  (最大;  $i=1, 68, j=i, 69$ )
  - (iii) resonance parameter ( $E_r, \Gamma_\gamma, \Gamma_n, NR$ )

なお、<sup>241</sup>Puの核分裂生成物のデータ(NSFP, SSFP, RSFP)は<sup>239</sup>Puに対するもので代用している。

一方、熱中性子スペクトル計算用データ・ライブラリーは速中性子に対するデータと同様ENDF/B-III又はIVから多群定数作成用コードTHERMO-FILE, -LIB, -SECを使用してマスターライブラリーを作り、その後やはりJIMCOFにより必要な核種を抜き出し編集している。<sup>(5)</sup>

このライブラリーは次の構成をもつ。

- 1) 制御用定数
- 2) 核種毎微視断面積
  - (i)  $\sigma_a^i$  ( $i=1, 50$ )
  - (ii)  $\nu, \sigma_f^i$  ( $i=1, 50$ ) (燃料核種のみ)
  - (iii)  $\sigma_s^i$  ( $i=1, 50$ ) (但し, Xeのみ)

なお、<sup>241</sup>Puの核分裂生成物に対するデータの処理は速中性子に対する場合と同様である。又、散乱マトリックスについては炭素に関しては2.3.3節で述べたが、炭素以外の核種のうち(必要なら炭素も含めうる)O, He, H, Be, Dは自由ガスモデルで計算される。

このほかのライブラリーデータとしては反応率計算での規格化用データ(thermal column値)及び燃焼計算用のデータとしてのエネルギー収率、崩壊定数、核分裂生成物の収率があるが、これらの値はまとめて附録8に示しておいた。

型輸送コード SLALOM<sup>(18)</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>(19)</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>(20)</sup>への入力用のデータ出力も可能となっている。

### 3. データ・ライブラリー

本コードにおけるデータ・ライブラリーは Table 3.1 に示す各核種について準備されている。このデータ・ライブラリーは基本的には核データファイル ENDF/B-IV に基づいており、FP に対するもの及びその他一部については ENDF/B-III から作成されたものである。

まず、速中性子スペクトル計算用データ・ライブラリーは ENDF/B-III, IV から多群定数作成コード SUPERTO-3 を用いてマスターライブラリーを作り、その後 JIMCOF<sup>(5)</sup> で必要な核種を抜き出し編集している。

このライブラリーは次の構成をもつ。

- 1) 制御用定数
- 2) 核分裂スペクトル
- 3) 核種毎微視断面積
  - (i)  $\sigma_a^i, \sigma_f^i, \nu^i$  ( $i=1, 68$ )
  - (ii)  $\sigma_{in}^{i \rightarrow j}, \sigma_{n,2n}^{i \rightarrow j}, \sigma_{fs}^{i \rightarrow j}$  (最大;  $i=1, 68, j=i, 69$ )
  - (iii) resonance parameter ( $E_r, \Gamma_\gamma, \Gamma_n, NR$ )

なお、<sup>241</sup>Pu の核分裂生成物のデータ (NSFP, SSFP, RSFP) は <sup>239</sup>Pu に対するもので代用している。

一方、熱中性子スペクトル計算用データ・ライブラリーは速中性子に対するデータと同様 ENDF/B-III 又は IV から多群定数作成用コード THERMO-FILE, -LIB, -SEC を使用してマスターライブラリーを作り、その後やはり JIMCOF により必要な核種を抜き出し編集している。<sup>(5)</sup>

このライブラリーは次の構成をもつ。

- 1) 制御用定数
- 2) 核種毎微視断面積
  - (i)  $\sigma_a^i$  ( $i=1, 50$ )
  - (ii)  $\nu, \sigma_f^i$  ( $i=1, 50$ ) (燃料核種のみ)
  - (iii)  $\sigma_s^i$  ( $i=1, 50$ ) (但し, Xe のみ)

なお、<sup>241</sup>Pu の核分裂生成物に対するデータの処理は速中性子に対する場合と同様である。又、散乱マトリックスについては炭素に関しては 2.3.3 節で述べたが、炭素以外の核種のうち(必要なら炭素も含めうる) O, He, H, Be, D は自由ガスモデルで計算される。

このほかのライブラリーデータとしては反応率計算での規格化用データ (thermal column 値) 及び燃焼計算用のデータとしてのエネルギー収率、崩壊定数、核分裂生成物の収率があるが、これらの値はまとめて附録 8 に示しておいた。

Table 3.1 Identification number of nuclides  
in DELIGHT-4 library.

| No. | Nuclide             | No. | Nuclide     | No. | Nuclide | No. | Nuclide | No. | Nuclide |
|-----|---------------------|-----|-------------|-----|---------|-----|---------|-----|---------|
| 1   | Th-232              | 21  | SSFP(U-235) | 41  | Ni      | 61  |         | 81  |         |
| 2   | Pa-233              | 22  | " (Pu-239)  | 42  | Nb      | 62  |         | 82  |         |
| 3   | U-233               | 23  | " (Pu-241)  | 43  | Mo      | 63  |         | 83  |         |
| 4   | U-234               | 24  | RSFP(U-233) | 44  | W       | 64  |         | 84  |         |
| 5   | U-235               | 25  | " (U-235)   | 45  | Eu      | 65  |         | 85  |         |
| 6   | U-236               | 26  | " (Pu-239)  | 46  | Gd      | 66  |         | 86  |         |
| 7   | Np-237              | 27  | " (Pu-241)  | 47  |         | 67  |         | 87  |         |
| 8   | U-238               | 28  | B-10        | 48  |         | 68  |         | 88  |         |
| 9   | Pu-239              | 29  | B-11        | 49  |         | 69  |         | 89  |         |
| 10  | Pu-240              | 30  | C-12        | 50  |         | 70  |         | 90  |         |
| 11  | Pu-241              | 31  | O-16        | 51  |         | 71  |         | 91  |         |
| 12  | Pu-242              | 32  | He          | 52  |         | 72  |         | 92  |         |
| 13  | A <sub>m</sub> -243 | 33  | Si          | 53  |         | 73  |         | 93  |         |
| 14  | X <sub>e</sub> -135 | 34  | H           | 54  |         | 74  |         | 94  |         |
| 15  | S <sub>m</sub> -149 | 35  | D           | 55  |         | 75  |         | 95  |         |
| 16  | NSFP(U-233)         | 36  | Be          | 56  |         | 76  |         | 96  |         |
| 17  | " (U-235)           | 37  | Al          | 57  |         | 77  |         | 97  |         |
| 18  | " (Pu-239)          | 38  | Fe          | 58  |         | 78  |         | 98  |         |
| 19  | " (Pu-241)          | 39  | Cr          | 59  |         | 79  |         | 99  |         |
| 20  | SSFP(U-233)         | 40  | Mn          | 60  |         | 80  |         | 100 |         |



## 4. プログラムの構造

### 4.1 プログラムの構成

本DELIGHT-4プログラムはmain routine と36個の subroutine 及び15個の functionから構成されている。これら各 routine の役割はまとめてTable 4.1.1に、またプログラムの主要なコードはFig. 4.1.1~4.1.6 に各々示した。

### 4.2 ジョブ制御について

本DELIGHT-4コードは現在FACOM 230/75用にプログラミングされており、そのジョブ制御は次のように行なう。

#### 1) 一般的ジョブ指定

JOB 番号, 必要記憶容量, 計算時間, 出力量及び出力カード量の指定, 特に留意すべき事項は次の通り。

##### i) 計算時間

計算時間 (cpu) は中性子スペクトル計算の実行頻度できまり, 臨界・燃焼計算の時間は非常に短い。

|            |             |
|------------|-------------|
| 中性子スペクトル計算 | 約20秒/1回     |
| 臨界・燃焼計算    | 約1~2秒/1ステップ |

##### ii) 記憶容量 ..... 約160KW

##### iii) 出力量

|                |        |
|----------------|--------|
| 中性子スペクトル計算1回当り | 約10ページ |
| 臨界・燃焼計算1ステップ当り | 約2ページ  |

##### iv) 出力カード(1ステップ当り)

|                        |        |          |
|------------------------|--------|----------|
| SLALOM用.....           | 群数による。 | 最大8枚     |
| TWOTRAN用.....          | “      | 通常群毎に2枚。 |
| BRIQUET, ZADOC-3用..... |        | 3枚。      |
| CITATION-DEGA用.....    | 群数による。 | 通常群毎に2枚。 |

#### 2) ファイル指定

データ・ライブラリー及び一時使用ファイルの指定は次の通り。

|      |        |     |                    |
|------|--------|-----|--------------------|
| i)   | ファイル番号 | F08 | 反応率計算用ライブラリー       |
| ii)  | “      | F10 | 速中性子スペクトル計算用ライブラリー |
| iii) | “      | F11 | } 一時使用ファイル         |
| iv)  | “      | F20 |                    |
| v)   | “      | F21 |                    |

|       |        |     |                    |
|-------|--------|-----|--------------------|
| VI)   | ファイル番号 | F22 | 熱中性子スペクトル計算用ライブラリー |
| VII)  | "      | F30 | 燃焼計算用ライブラリー        |
| VIII) | "      | F40 | 黒鉛散乱カーネル(非干渉散乱近似)  |
| IX)   | "      | F50 | " (弾性干渉散乱を考慮)      |

Table 4.1.1 DELIGHT-4 Subroutines .

| Routine Name | Function  |
|--------------|---|
| FTMAIN       | Programme control.  |
| ABKL         | Burnup chain calculation of fuel nuclides.                                      |
| AVCROS       | Cross section production of assigned input materials                            |
| BLOCKD       | Blocked data.   |
| BONE         | $B_N$ calculation of fast neutron spectrum.                                     |
| BPINPT       | Input concerning burnable poison and data preparation for critical calculation. |
| BURNIN       | Data preparation for burnup calculation.  |
| BURNUP       | Cell burnup calculation.  |
| CLEAR        | Setting of zero for necessary variables.  |
| CRITIC       | Cell criticality calculation.   |
| CSAV         | Few group constant calculation for fast neutron energy region.                  |
| FCELD        | Calculation of Dancoff factor in fuel cell.                                     |
| FCHOAD       | Mean choard length calculation of fuel grain.                                   |
| FDCOFF       | Calculation of Dancoff factor in fuel compact.                                  |
| FEWGC        | Calculation of few group constants for fuel cell.                               |
| FUNCIJ       | Calculation of J-function for resonance absorption.                             |
| FREGAS       | Calculation of scattering kernel by free gas model.                             |
| FSDM         | Calculation of cell average diffusion coefficient.                              |
| FUNCG        | Calculation of $G(R, X)$ .  |
| FUNCG0       | Calculation of $G(0, X)$ .  |
| FUNCG1       | Calculation of $G(1, X)$ .  |
| FUNCPG       | Calculation of $P_c(X)$ .   |
| FUNCS        | Calculation of $S(R, X)$ .  |
| FUNCS0       | Calculation of $S(0, X)$ .  |
| FUNCS1       | Calculation of $S(1, X)$ .  |
| FUNKI4       | Calculation of $K_{i4}(X)$ .  |
| GAMLIB       | Preparation of fast neutron spectrum calculation.                               |
| GAMSUB       | Fast neutron spectrum calculation.  |
| GRKERN       | Preparation of scattering kernel for graphite.                                  |
| INPUTS       | Data input.   |
| IVALUE       | Setting of constant value.  |
| LEAK         | Calculation of neutron streaming effect.  |
| LINEQ        | Matrix calculation.   |
| NUMDEN       | Recalculation of regionwise atomic number density.                              |
| OUTPUT       | Output of criticality and burnup calculation.                                   |
| OUTSP        | Output of neutron spectrum calculation.   |
| PCFNC        | Calculation of $P_0(X)$ .   |
| PEAKFX       | Calculation of fine structure in cell.  |
| PONE         | $P_N$ calculation of fast neutron spectrum.                                     |
| POUTPT       | Output of fine structure calculation.   |
| PROB         | Calculation of $P_0(X)$ .   |
| PSICHI       | Calculation of $\phi(x, \xi)$ and $\chi(x, \xi)$ .                              |
| PU240S       | Calculation of resonance absorption for $^{240}\text{Pu}$ .                     |

| Routine Name | Function   |
|--------------|--|
| RESFAC       | Data preparation of resonance absorption calculation.                  |
| RESMIC       | Calculation of energy pointwise resonance absorption.                  |
| RPARM        | Resonance absorption calculation (NR, IR approximation).               |
| SET          | Data setting for $1/x$ .   |
| SUBJ         | Calculation of resonance integral (including of resonance scattering). |
| THERIN       | Read in data library for thermal neutron calculation.                  |
| THERMS       | Thermal neutron spectrum calculation.                                  |
| THMLIB       | Preparation of thermal neutron spectrum calculation.                   |
| ZRSET        | Zero setting   |

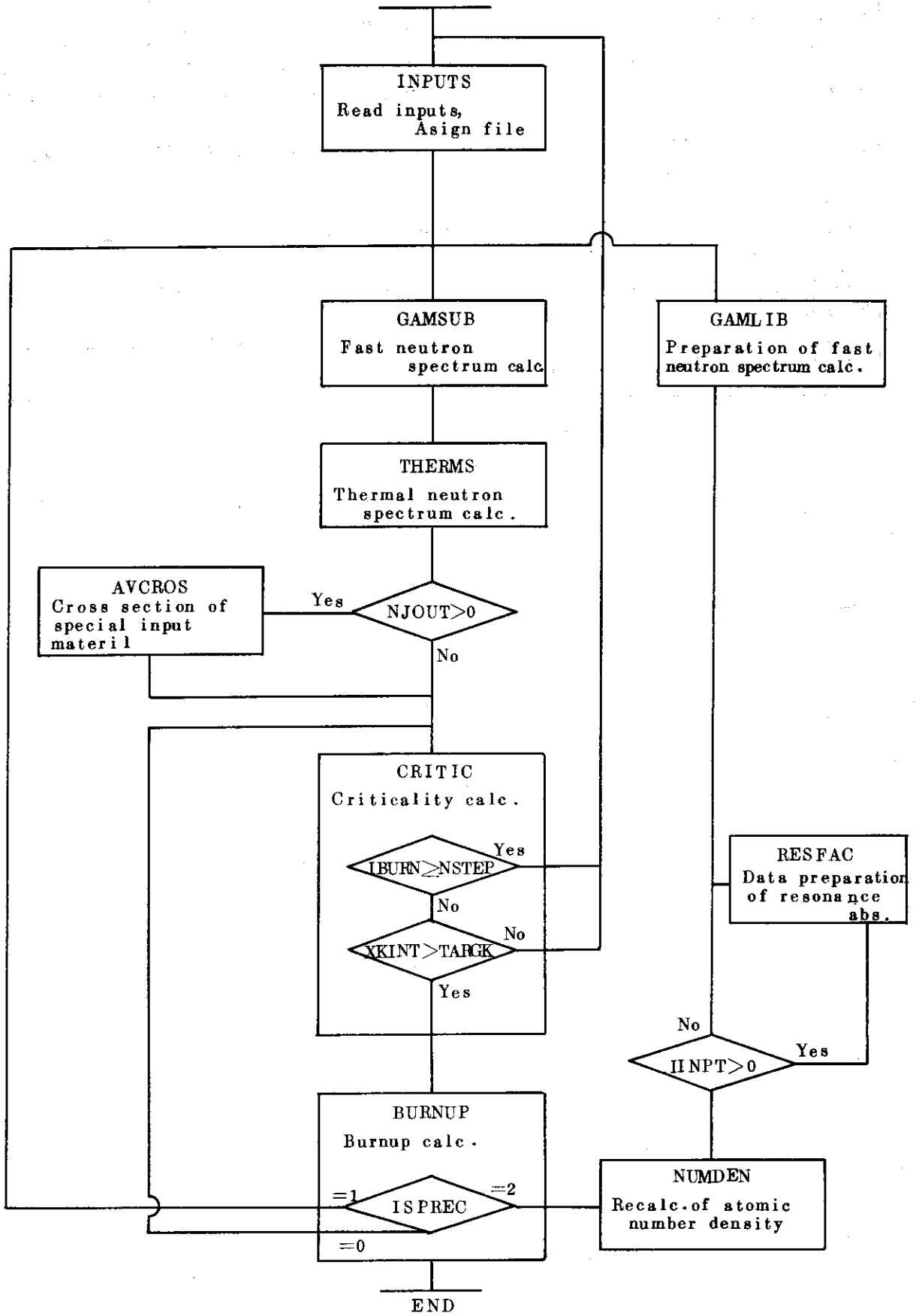
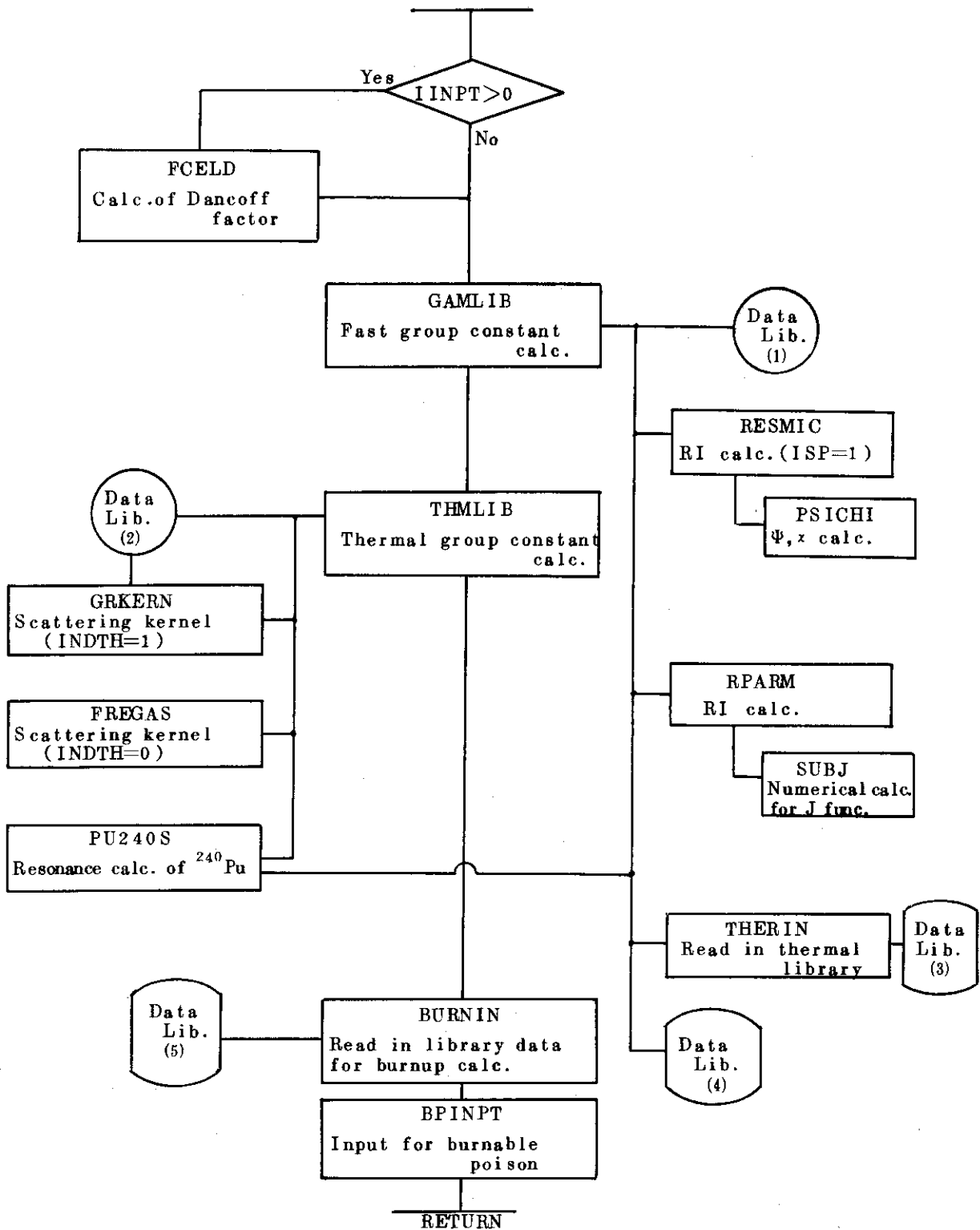


Fig.4.1.1 Main flow diagram of DELIGHT-4.



- 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.4.1.2 Flow diagram of subroutine INPUTS.

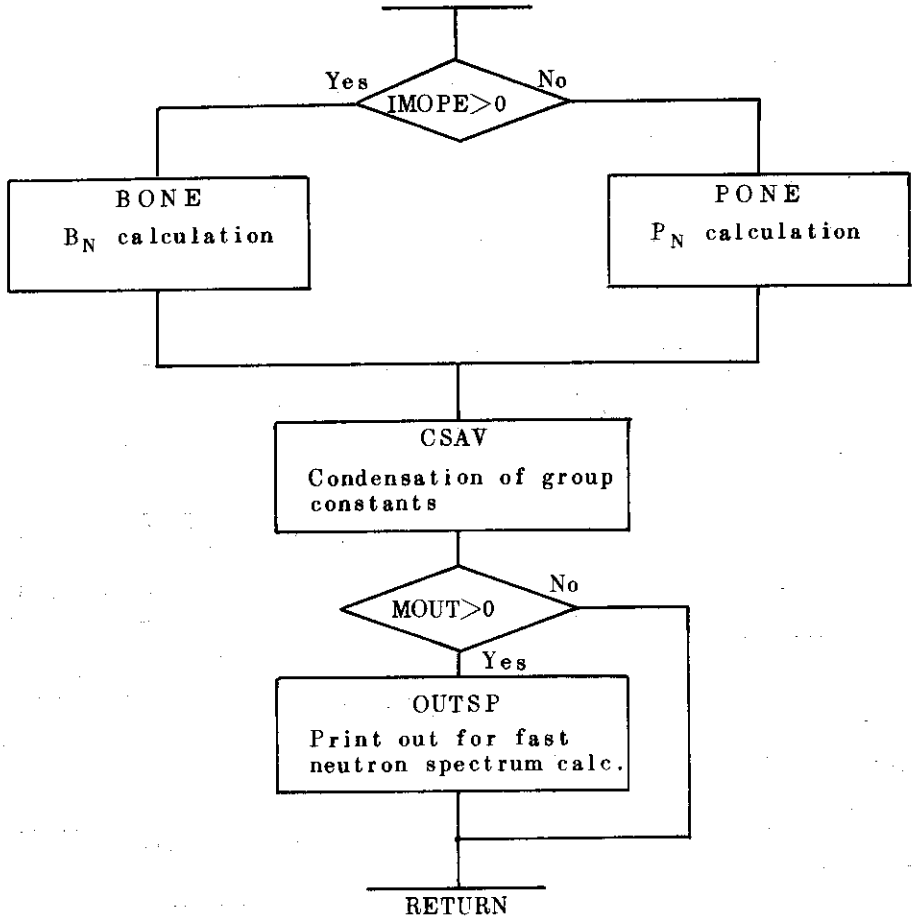


Fig. 4.1.3 Flow diagram of subroutine GAMSUB.

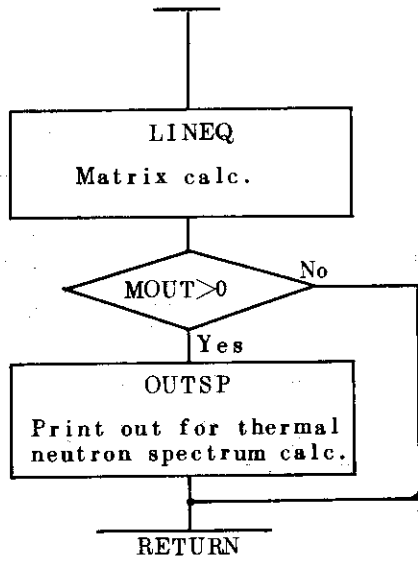


Fig. 4.1.4 Flow diagram of subroutine THERMS.

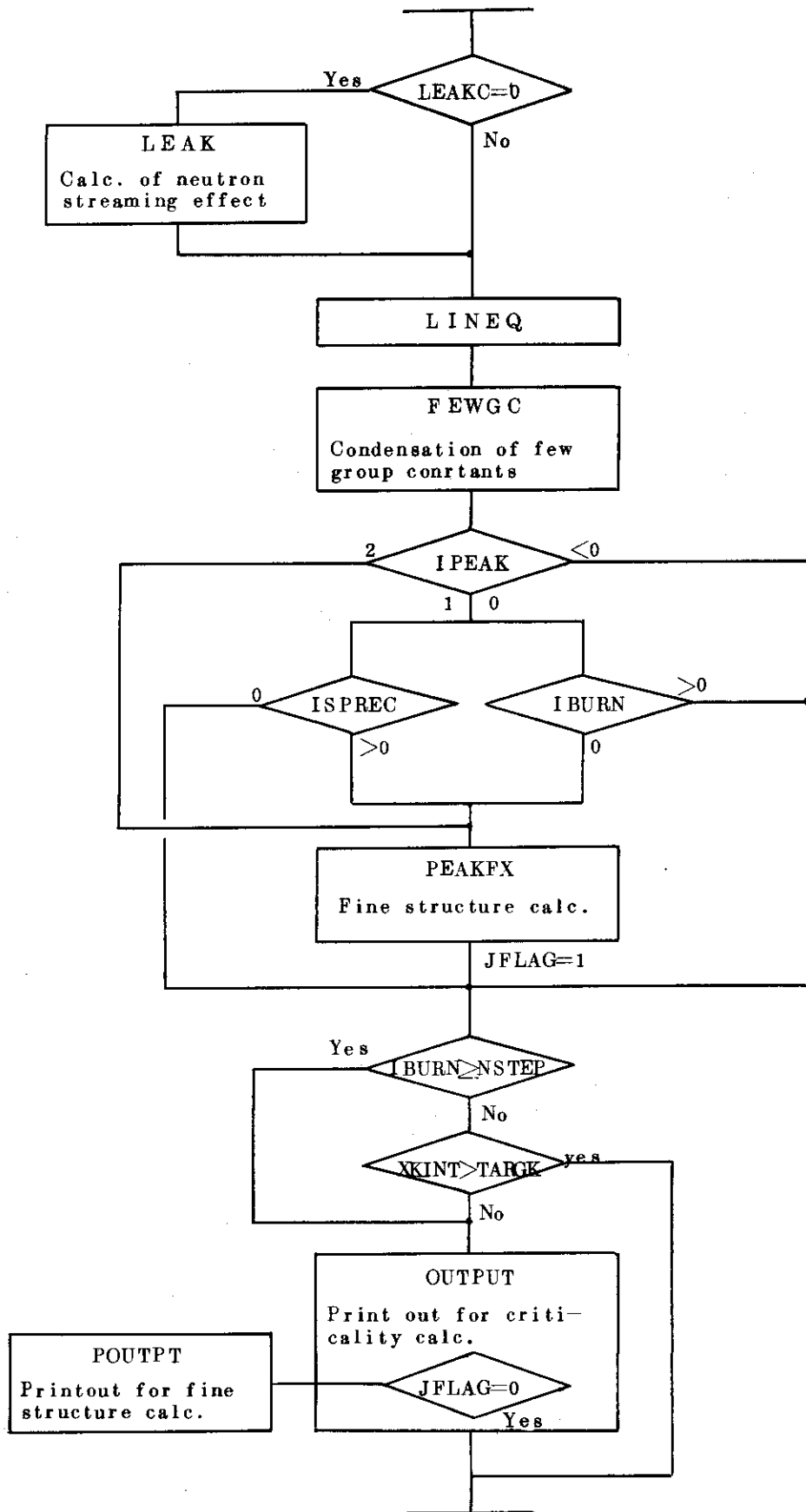


Fig. 4.15 Flow diagram of subroutine CRITIC.



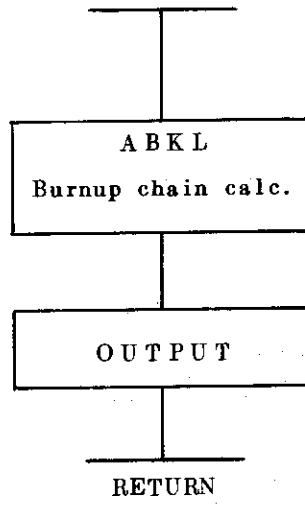


Fig.4.1.6 Flow diagram of subroutine BURNUP.

## 5. 入出力形式

### 5.1 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の入力の2種類がある。後者についてはさらに、速中性子スペクトル計算用ライブラリー、熱中性子スペクトル計算用ライブラリー、反応率計算用ライブラリー、燃焼計算用ライブラリー及び黒鉛散乱マトリックスデータの各入力があるが、このうち最初のものについてはその作成法はJIMCOFに詳述されていること、最後の黒鉛の散乱マトリックスは内蔵データそのものの形でありかつその作成は簡単ではないことから作成法の説明は省く。

まず、格子燃焼計算用入力について述べる。入力形式はTable 5.1.1に示した。入力は次のデータから構成される。

|                |              |        |
|----------------|--------------|--------|
| (1) タイトル       | ITEM 1       | (必ず入力) |
| (2) 計算の制御用定数   | ITEM 2~5, 16 | ( " )  |
| (3) 体系指定       | ITEM 6~9     | (選択入力) |
| (4) 共鳴吸収計算用定数  | ITEM 10      | (必ず入力) |
|                | ITEM 11, 12  | (選択入力) |
| (5) 臨界・燃焼計算用定数 |              |        |
| ○状態指定          | ITEM 13      | (必ず入力) |
| ○バックリング        | ITEM 14, 15  | (選択入力) |
| ○FP放出率         | ITEM 17      | ( " )  |
| ○燃焼ステップ        | ITEM 18      | ( " )  |
| ○スペクトル再計算      | ITEM 19      | ( " )  |
| (6) 燃焼サイクル指定   | ITEM 20      | ( " )  |
| (7) 指定物質群定数作成  |              |        |
| ○作成の有無指定       | ITEM 21      | (必ず入力) |
| ○組成指定          | ITEM 22~24   | (選択入力) |
| (8) 可燃性毒物用定数   |              |        |
| ○計算の制御用定数      | ITEM 25      | (選択入力) |
| ○形状諸元指定        | ITEM 26~28   | ( " )  |
| ○内外挿用定数        | ITEM 29, 30  | ( " )  |
| (9) 格子内中性子束    |              |        |
| ○分布計算用定数       | ITEM 31~33   | (選択入力) |

一方、データ・ライブラリー作成用の入力方式については熱中性子スペクトル計算用をTable 5.1.2、反応率計算用をTable 5.1.3及び燃焼計算用をTable 5.1.2に各々示した。なお、このうち熱中性子スペクトル計算用の入力データはJIMCOFからカードモードで出力される。

Table 5.1.1 DELIGHT-4 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, IINPT, LEAKC, IRESNS, ICYCLE, IMODE, NREG, JBPC | 1814   | <p>NUCT :Number of nuclides (<math>\leq 50</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>)<br/>If NSTEP=0, the burnup calculation is not performed.</p> <p>KSPEC: Option of fission spectrum source</p> <p>1..... <sup>233</sup>U fission spectrum</p> <p>2..... <sup>235</sup>U "</p> <p>3..... <sup>239</sup>Pu "</p> <p>4..... <sup>241</sup>Pu "</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>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</p> <p>0..... IR approximation</p> <p>1..... Numerical cal. of multi-energy points</p> <p>INDTH: Scattering model for graphite</p> <p>0..... Free gas model</p> <p>1..... Library kernel</p> <p>KERNL: Kernel index</p> <p>0..... incoherent scatt.</p> <p>1..... incoherent scatt. of inelastic scattering + coherent scatt. of elastic scattering.</p> <p>NDYN: Cutt off group number for average neutron velocity calculation (with thermal group number)</p> |

| Item No. | Symbols                | Format | Comments   |
|----------|------------------------|--------|--|
|          |                        |        | <p>IPEAK: Fine structure calculation<br/> -1.....Non calculation<br/> 0.....First step only<br/> 1.....Per spectrum recalculation<br/> 2.....Per burnup step</p> <p>IINPT: Input form of nuclide density<br/> 0.....Atomic number density<br/> 1.....Region wise composition with weight percentage<br/> 2.....Region wise atomic number density</p> <p>LEAKC: Leakage calc. by Bnoist model<br/> 0.....Non<br/> n.....Gap region number</p> <p>IRESNS: Resonance calc. model<br/> 0.....Finite dilute model for <sup>232</sup>Th and <sup>238</sup>U<br/> 1.....Finite dilute model for all resonance nuclides</p> <p>ICYCLE: Output option for recycle calc.<br/> 0.....Non<br/> 1.....Yes</p> <p>IMODE: Calc. model for fast neutron spectrum<br/> 0.....P<sub>1</sub> approximation<br/> 1.....B<sub>1</sub> "</p> <p>NREG: (Blank)</p> <p>JBPC: Option of burnable poison calc.<br/> 0.....Non calc.<br/> 1.....Rod poison<br/> 2.....Rod with poison grains in graphite matrix</p> |
| 3        | ICIT, ISLA, ITWT, IZDC | 1814   | <p>Punch out option<br/> 0.....Non<br/> 1.....Punch out</p> <p>ICIT: for CITATION, ISLA: for SLALOM, ITWT: for TWOTRAN2, IZDC: ZADOC3</p>  |
| 4        | (IFGROU(I), I=1 NFEWF) | 1014   | <p>Lowest group number of fast few groups</p>  |

| Item No                                   | Symbols                         | Format         | Comments   |
|---|---------------------------------|----------------|--|
| 5   | (ITGROU(I), I=1<br>NFEWT)       | 10I4           | Highest group number of thermal few groups   |
| If IINPT>0, Item6, 7 and 8 are necessary. |                                 |                |  |
| 6   | (RIRI(I), I=1,6)                | 6E125          | Region radius (cm)<br>RIRI(1).....O.R. of inner coolant region<br>(2)..... " inner sleeve "<br>(3)..... " fuel compact "<br>(4)..... " outer sleeve "<br>(5)..... " outer coolant "<br>(6).....Equivalent cell radius  |
| If IINPT=1, Item7 is necessary.           |                                 |                |  |
| 7   | (RHORHO(I)<br>I=1,6)            | 6E125          | Region density (g/cm <sup>3</sup> )<br>RHORHO(1).....Density of inner coolant<br>(2)..... " inner sleeve<br>(3)..... " fuel compact<br>(4)..... " outer sleeve<br>(5)..... " outer coolant<br>(6)..... " moderator   |
| Item8 is repeated for NUCT.               |                                 |                |  |
| 8   | NID(I), (DENSM<br>(I,K), K=1,6) | I2,<br>7E103   | NID(I): I. d. number of nuclide I<br>DENSM: If IINPT=1, nuclide I<br>(I,K) concentration with weight<br>percentage<br>If IINPT=2, nuclide I<br>number density<br>K=1.....inner coolant<br>2.....inner sleeve<br>3.....fuel compact<br>4.....outer sleeve<br>5.....outer coolant<br>6.....moderator |
| If IINPT=0, Item9 is necessary.           |                                 |                |  |
| 9   | (NID(I), DENS(I)<br>I=1,NUCT)   | 6(I2,<br>E105) | NID(I): Id. number of nuclide I<br>DENS(I): Atomic number density of<br>nuclide I (n/10 <sup>24</sup> /cm <sup>3</sup> )   |
| 10  | NRES, TEMPF.                    | I4,<br>5E125   | NRES: Number of resonance nuclides<br>TEMPF: Fuel temperature (K)  |

| Item No.                                  | Symbols   | Format       | Comments  |
|---|---|--------------|---|
| 11  | IDRES(I),<br>DRES(I),SIGP(I)<br>SIGM(I),<br>CHORD(I),<br>DCOFF(I) | I4<br>5E12.5 | IDRES(I): Id. number of resonance nuclide I<br>DRES(I): Atomic number density of resonance nuclide I in fuel grain ( $n/10^{24}/\text{cm}^3$ )<br>SIGP(I): Potential scattering cross section of resonance absorber I (barn)<br>SIGM(I): Total scattering cross section per resonance absorber I (barn)<br>CHORD(I): Mean chord length of fuel grain (cm)<br>DCOFF(I): Collision probability to black grains in fuel compact, (Eq. 2.258)<br>* If CHORD(I) and DCOFF(I) are negative, these values are calculated automatically. (DCOFF(I) is number of fuel grains in $1 \text{ cm}^3$ ) |
| 12  | RADIUS (I)<br>CELDAN (I)  | 6E12.5       | RADIUS ; Radius of fuel kernel (cm)<br>CELDAN : $\sigma_M$<br>$\sigma_M = \frac{1}{N_0} \left\{ \frac{1-\gamma}{\gamma} \sum_i N_i \sigma_p^i + \frac{1-C}{\ell_r} \right\}$<br>* If CELDAN(I) is negative, this value is calculated automatically (IINPT>0, only).<br>Option of C calculation.<br>-2<CELDAN<=-1 Kennedy formula<br>-3<CELDAN<=-2 Fukai formula<br>(Note 1)   |
| Item 11 and 12 are repeated for NRES.     |   |              |   |
| 13  | TARGK, TEMPM,<br>POWER, BUCK                                      | 4E12.5       | TARGK: Target $k_\infty$<br>TEMPM: Moderator temperature (°K)<br>POWER: Fission power ( $\text{W}/\text{cm}^3$ )<br>BUCK: Total buckling ( $\text{cm}^{-2}$ )   |
| If LEAKC>0, Item 14 and 15 are necessary. |   |              |   |
| 14  | (BUCKR(I),<br>I=1, NFEWFT)  | 6E12.5       | Radial buckling ( $\text{cm}^{-2}$ )<br>(NFEWFT=NFEWF+NFEWT)  |
| 15  | (BUCKZ(I),<br>I=1, NFEWFT)  | 6E12.5       | Axial buckling ( $\text{cm}^{-2}$ )   |

| Item No.                                  | Symbols  | Format         | Comments  |
|---|--|----------------|---|
| 16  | ( IEGROU(I),<br>I=1 , NFEWE )                  | 10I4           | Lowest group number of condensed few groups   |
| If NSTEP>0 , Item 17~19 are necessary.    |  |                |   |
| 17  | ( FACTOR(I),<br>I=1 , 6 )                      | 6E125          | Non purge factors of fission products<br>I=1..... <sup>135</sup> Xe<br>2..... <sup>149</sup> Sm<br>3.....Pseude F.P.1 ( <sup>233</sup> U)<br>4..... " " 2 ( <sup>235</sup> U)<br>5..... " " 3 ( <sup>239</sup> Pu)<br>6..... " " 4 ( <sup>241</sup> Pu) |
| 18  | ( STEP(I), I=1 ,<br>NSTEP )                    | 6E125          | Time intervals of burnup steps(days)  |
| 19  | ( ISPREC(I),<br>I=1 , NSTEP )                  | 18I4           | Option of spectrum recalculation<br>0.....Non Spectrum recalculation<br>1.....Spectrum recalculation<br>2.....Recalculation of spectrum and resonance integral  |
| If ICYCLE>0 , Item 20 is necessary.       |  |                |   |
| 20  | XMULT  | 6E125          | Ratio of discharge fuel burnup to point burnup  |
| 21  | NJOUT  | 18I4           | Number of cross section sets for special materials (≤5)   |
| If NJOUT>0 , Item 22~24 are necessary.    |  |                |   |
| 22  | ( JNUMB(J),<br>J=1 , NJOUT )                   | 18I4           | Number of nuclides for the J' th special material (≤10)   |
| Item 23 and 24 are repeated for NJOUT.    |  |                |   |
| 23  | ( ABYZ(I,J),<br>I=1 , 18 )                     | 18A4           | Title for the J' th special material  |
| 24  | ( MNID(I,J),<br>ABCN(I,J),<br>I=1 , JNUMB(J) ) | 6(I2,<br>E105) | MNID(I,J) : I.D. No. of the I' th nuclide<br>ABCD(I,J) : Nuclide number density of the I' th nuclide  |
| If JBPC≤0 , Item 25~30 are not necessary. |  |                |   |

| Item No.                                    | Symbols  | Format | Comments  |
|---|--|--------|---|
| 25  | JCPN, JCGR, NDGP, NDGG, NBPE, IDBP(1), IDBP(2), IDBP(3), IDBP(4), IDBP(5), NELB, NELM, blank, JIBP, JIMX, JMIX | 18I4   | <p>JCPN: Option of shielding factor calc. for poison rod(Note 2)</p> <p>JCGR: Option of shielding factor calc. for poison grain(Note 2)</p> <p>NDGP: (Note 3)</p> <p>NDGG: (Note 3)</p> <p>NBPE: Number of nuclides with shielding effect</p> <p>IDBP(1)~IDBP(5): I.d. number of nuclides with shielding effect</p> <p>NELB: Number of nuclides in burnable poison</p> <p>NELM: Number of nuclides in graphite matrix(NBPE=NELB+NELM)</p> <p>JIBP: Input form of nuclide composition in burnable poison</p> <p>0.....Number density</p> <p>1.....Weight percentage</p> <p>2.....Atomic number percentage</p> <p>JIMX: Input form of nuclide composition in graphite matrix</p> <p>0 }<br/> 1 }.....Same as JIBP<br/> 2 }</p> <p>JMIX: Calculation method of atomic number density</p> <p>0.....Volum averaged</p> <p>1.....Mean <math>\Gamma</math> averaged(for fast and thermal)</p> <p>2.....Input</p> |
| 26  | RPIN, VPIN, RWBP, AMBP, WTDN(1,1), WTDN(2,1)   | 6E12.4 | <p>RPIN: Poison rod radius(cm)</p> <p>VPIN: Volume fraction of poison rod in unit cell.</p> <p>RWBP: Mean density of burnable poison (<math>g/cm^3</math>)</p> <p>AMBP: Mass of burnable poison</p> <p>WTDN(1,1): Mean value of burnable poison shielding factor for fast neutrons(Note 4)</p> <p>WTDN(2,1): Same value for thermal neutrons (Note 4)</p>   |
| If JBPC $\leq$ 1, Item 27 is not necessary. |  |        |   |



| Item No.                                | Symbols  | Format        | Comments  |
|---|--|---------------|---|
| 27                                      | RGRN, VGRN,<br>RWMX, AMMX,<br>WTDN(1,2),<br>WTDN(2,2)                                  | 6E124         | RGRN: Poison grain radius(cm)<br>VGRN: Grain volume fraction in<br>poison rod (If negative, Same<br>as packing fraction)<br>RWMX: Density of graphite matrix<br>(g/cm <sup>3</sup> )<br>AMMX: Mass of graphite matrix<br>WTDN(1,2): Mean value of matrix<br>shielding factor for<br>fast neutrons(Note 4)<br>WTDN(2,2): Same as for thermal<br>neutrons(Note 4) |
| 28                                      | (CNBP(I), I=1<br>NEBP)   | 6E124         | Nuclide composition<br>I=1~NELB...Input controlled by<br>JIBP<br>I=(NELB+1)~(NELB+NELM)...<br>Input by JIMX   |
| If JCPN ≤ 0, Item 29 is not necessary.  |  |               |   |
| 29                                      | ((XXDP(1,1),<br>GMDP(1,1),<br>XXDP(2,1),<br>⋮<br>I=1, NDJP)<br>J=1, (NFEWF+<br>NFEWT)) | 6E124         | XXDP(I,J): X <sub>pin</sub> (I,J) for GMDP(I,J)<br>GMDP(I,J): Γ <sub>p</sub> (I,J)<br>(If JCPN=1, J=1)  |
| If JCGR ≤ 0, Item 30 is not necessary.  |  |               |   |
| 30                                      | ((YYDG(1,1),<br>GMDG(1,1),<br>⋮<br>I=1, NDGG),<br>J=1, (NFEWF+<br>NFEWT))              | 6E124         | YYDP(I,J): X <sub>grain</sub> (I,J) for GMDG(I,J)<br>GMDG(I,J): Γ <sub>grain</sub> (I,J)<br>(If JCGR=1, J=1)  |
| If IPEAK ≥ 0, Item 31~33 are necessary. |  |               |   |
| 31                                      | MMAX, MF,<br>NMAX  | 3I3           | MMAX: Number of regions<br>MF: Fuel region number(from inner)<br>NMAX: Number of mesh points  |
| 32                                      | (NM(M), DRM(M),<br>M=1, MMAX)  | 6(I3<br>F9.5) | NM(M): Mesh point number of outer<br>boundary for region M(from<br>center point)<br>DRM(M): Mesh point width in region<br>M(cm)   |

| Item No.                      | Symbols                         | Format        | Comments  |
|-------------------------------|---------------------------------|---------------|---|
| 33                            | (NID(K), DENSM(K,M), M=1, MMAX) | I2,<br>7E10.5 | NID(K) : Identification number of nuclides<br>DENSM(K,M) : Atomic number density of nuclide in region M |
| Item 33 is repeated for NUCT. |                                 |               |   |

- (Note 1)  $-2 < \text{CELDAN} \leq -1$   
 $C = (2 - |\text{CELDAN}|) \cdot C_{\text{outer}} + (|\text{CELDAN}| - 1) \cdot C_{\text{inner}}$   
 $-3 \leq \text{CELDAN} \leq -2$   
 $C = (3 - |\text{CELDAN}|) \cdot C_{\text{outer}} + (|\text{CELDAN}| - 2) \cdot C_{\text{inner}}$
- (Note 2) JCPN, JCGR; 0.....By escape probability,  $P_e(X)$   
 1.....Interpolation (Group independent)  
 2....." (Group dependent)  
 But, these values must be setted to zero, in present.
- (Note 3) 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, in present.
- (Note 4) WTDN is used for first step calc. of burnup.

Table 5.1.2 Input data form of library preparation for thermal neutron spectrum calculation.

| Item No.                                  | Symbols                   | Format              | Comments   |
|---|---------------------------|---------------------|--|
| 1   | JTMAX,KTMAX               | 2 I 5               | JTMAX: Number of thermal micro groups<br>KTMAX: Number of library nuclides   |
| 2   | (E(I),I=1,<br>JTMAX)      | 7 E 1 0.0           | Highest energy of thermal micro groups (eV)  |
| Card 3~7 are repeated for KTMAX.          |                           |                     |  |
| 3   | L,ISC AMASS,<br>SIGS,SIGE | 2 I 5,<br>3 E 1 0.1 | L : Id. Number of nuclide<br>LSC: Model of scattering law<br>(Note)<br>-1...Kernel of $\delta$ -function type +<br>Energy dependent scattering<br>cross section<br>0...Kernel of $\delta$ -function type +<br>Energy independent scattering<br>cross section<br>1...Free gas model<br>SIGS: Scattering cross section(barn)<br>(Note)<br>If ISC=1, blank<br>If ISC=0, $\sigma_s$<br>If ISC=1, $\sigma_{s,epithermal}$<br>SIGE: $\sigma_{s,epithermal}$ (barn) |
| 4   | (SIGA(I),I=1,<br>JTMAX)   | 7 E 1 0.0           | $\sigma_a$ (barn)  |
| If $L \leq 13$ , Card 5, 6 are necessary. |                           |                     |  |
| 5   | ANU                       | E 1 0.0             | $\nu$  |
| 6   | (SIGF(I),I=1,<br>JTMAX)   | 7 E 1 0.0           | $\sigma_f$ (barn)  |
| If ISC=-1, Card 7 is necessary.           |                           |                     |  |
| 7   | (SIGS(I),I=1,<br>JTMAX)   | 7 E 1 0.0           | $\sigma_s$ (barn)  |

Table 5.1.3 Input data form of library preparation for reaction rate calculation.

| Item No.                                | Symbols                          | Format | Comments  |
|---|----------------------------------|--------|---|
| Card 1, 2 are repeated for 12 elements. |                                  |        |   |
| 1                                       | NAME                             | 18A4   | Name of nuclide   |
| 2                                       | (SIGFR(I),<br>I=1, 68)           | 7E10.0 | Microscopic cross section of nuclide I in fast groups for reaction rate calculations    |
| Card 3, 4 are repeated for 12 elements. |                                  |        |   |
| 3                                       | NAME                             | 18A4   | Nuclide Name  |
| 4                                       | (SIGTR(I),<br>I=1, 50)           | 7E10.0 | Microscopic cross section of nuclide I in thermal groups for reaction rate calculations |
| (Note) 12 elements                      |                                  |        |   |
| 1                                       | $\sigma_a$ ( $^{55}\text{Mn}$ )  | 2      | $\sigma_a$ ( $^{176}\text{Lu}$ )  |
| 3                                       | $\sigma_a$ ( $^{115}\text{In}$ ) | 4      | $\sigma_a$ ( $^{\text{Cu}}$ )   |
| 5                                       | $\sigma_a$ ( $^{197}\text{Au}$ ) | 6      | $\sigma_a$ ( $^{164}\text{Dy}$ )  |
| 7                                       | $\sigma_a$ ( $1/v$ )             | 8      | $\sigma_f$ ( $^{235}\text{U}$ )   |
| 9                                       | $\sigma_a$ ( $^{235}\text{U}$ )  | 10     | $\sigma_f$ ( $^{238}\text{U}$ )   |
| 11                                      | $\sigma_c$ ( $^{238}\text{U}$ )  | 12     | $\sigma_f$ ( $^{239}\text{Pu}$ )  |

Table 5.1.4 Input data form of library preparation for burnup calculation.

| Item No. | Symbols             | Format | Comments   |
|----------|---------------------|--------|--|
| 1        | (ALPHA(I), I=1, 13) | 7E10.0 | Release energy of fission for nuclide I  |
| 2        | (TM(I), I=0, 3)     | 4E10.0 | Reaction rate ratio in thermal column<br>(Note)<br>I=0 Relative conversion ratio<br>I=1 $^{115}\text{In}/^{55}\text{Mn}$ ratio<br>I=2 $^{176}\text{Lu}/^{55}\text{Mn}$ ratio<br>I=3 $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ ratio |
| 3        | (LAMDA(I), I=1, 23) | 7E10.0 | Decay constant of nuclide I  |
| 4        | (YXE(I), I=1, 13)   | 7E10.0 | Fission yield fraction of Xe-135 from nuclide I fission  |
| 5        | (YSM(I), I=1, 13)   | 7E10.0 | Fission yield fraction of Sm-149 from nuclide I fission  |
| 6        | (YFP(I), I=1, 13)   | 7E10.0 | Fission yield fraction of RSFP and SSFP from nuclide I fission. For 4 RSFP and 4 SSFP.   |

## 5.2 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。

### (1) 入力定数の出力

#### (I) タイトル

#### (II) 制御用入力定数

- 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)
- 群定数作成の為の縮約群数 (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. No. (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)

- $\sigma_M$  (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) ( $^{\circ}K$ )
- (ix) 燃焼ステップ巾 (STEP, day), 中性子スペクトル再計算の有無 (ISPPEC)
- (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. No.
    - 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. No.
    - 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  $\sigma_s$  (barn)  
ISC=1 のとき  $\sigma_s^{epithermal}$  (barn)
  - (iii) 可燃性毒物関連データ (JBPC≠0 のとき)
  - (iv) 速中性子スペクトル (レサジー表示) ( $n/cm^2 \cdot sec$ )
  - (v) 減速密度 (切断エネルギー 2.38 eV) ( $n/cm^3 \cdot sec$ )
  - (vi) 少数群毎積分中性子束 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )
  - (vii) 核種毎少数群微視断面積
    - TRANSP  $\sigma_{tr}$  (barn)
    - ABSORP  $\sigma_a$  (barn)
    - NUFISS  $\nu\sigma_f$  (barn)
    - FISS  $\sigma_f$  (barn)
    - F. SPEC 分裂スペクトルの割合
    - SC. TO I  $\sigma_s^{K \rightarrow I}$  (barn)
  - (viii) 熱中性子スペクトル (エネルギー表示) ( $n/cm^2 \cdot sec$ )
  - (ix) 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) ( $n/cm^2 \cdot sec$ )

(X) 少数群積分中性子束 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )

(XI) 核種毎少数群微視断面積

- TRANSP  $\sigma_{tr}$  (barn)
- ABSORP  $\sigma_a$  (barn)
- NUFISS  $\nu\sigma_f$  (barn)
- FISS  $\sigma_f$  (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
- EPSION 高速中性子核分裂利得
- RESO-P 共鳴を逃れる確率
- THE-ETA-F 熱中性子領域実効  $\eta \cdot f$
- ICR 転換比

(ii) 反応率

- DELTA-28  $\delta^{28}$
- DELTA-25  $\delta^{25}$
- RO-28  $\rho^{28}$
- GAMMAO RCR

(iii) スペクトル指標

- IN-115/MN-55  $I_n/M_n$  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 ( $\times 10^{24}/cm^3$ )
- DN 各燃焼ステップでの原子数密度の増減量 ( $\times 10^{24}/cm^3$ )
- NF 積算分裂数 ( $\times 10^{24}/cm^3$ )
- DNF 各燃焼ステップでの分裂数 ( $\times 10^{24}/cm^3$ )
- 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 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )

- DCOEF 拡散係数,  $D$  (cm)
  - TOTAL 全断面積,  $\Sigma_t$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - ABSORP 吸収断面積,  $\Sigma_a$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - FISSION 分裂断面積,  $\Sigma_f$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - NUFIS 中性子生成断面積,  $\nu \Sigma_f$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - REMOVAL 除去断面積,  $\Sigma_r$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - XFLUX 積分中性子束 ( $\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ )
  - 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  $\eta f$  (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 ( $\text{g/kg IHM}$ )
  - 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 ( $\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ )
  - D COEF 拡散係数,  $D$  (cm)
  - TOTAL 全断面積,  $\Sigma_t$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - ABSORPTION 吸収断面積,  $\Sigma_a$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - FISSION 分裂断面積,  $\Sigma_f$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - NUFISSION 中性子生成断面積,  $\nu \Sigma_f$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
  - SCAT·TO I 第I群への散乱断面積,  $\Sigma_s^{K \rightarrow I}$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
- (viii) 可燃性毒物遮蔽因子
- GRAIN SHIELD  $\Gamma_G$
  - ROD SHIELD  $\Gamma_P$
  - SHIELD FACT  $f$
  - WTDN  $f_{\text{guess value}}$
  - 2G SHIELD·FT  $f_{2 \text{ group}}$
- (5) 中性子束の格子内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 ( $\text{cm}^3$ )
  - メッシュポイント毎体積 ( $\text{cm}^3$ )
  - 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 ( $\text{w/cm}^3$ )



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 ( $\times 10^{24} / \text{cm}^3$ )

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 ( $\text{n} / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ )

(vi) メッシュポイント毎中性子束 ( $\text{n} / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ )

(vii) 燃料コンパクト内メッシュポイント毎中性子源 ( $\text{n} / \text{cm}^3 \cdot \text{sec}$ )

(viii) 固有値

(ix) 領域毎の少数群々定数 (形式は(3)(ii)と同様)

但し、中性子スペクトル再計算時の任意のSTEP では燃料コンパクトに対してのみ出力。

## 6. おわりに

DELIGHT コードは1970年に開発されて以来、計算モデルやライブラリーデータに関して数次の改訂をかさねて本DELIGHT-4となったが、この間多目的実験炉の炉心設計を始めとし高温ガス炉の燃料サイクル特性の解析など多くの解析、評価作業に使用されてきた。

これらの結果に基づいて判断すれば、本DELIGHT-4は中性子スペクトル計算において空間的に均質モデルをとるものとしては、計算モデル的にも又ライブラリーデータの的にもほぼ最終版といえる。今後は臨界実験データ、等の解析を通して詳細な計算精度の検討を行なうことによって主として炉定数上の若干の手直しが必要になることはあるが、コードの大巾な改良の必要は生じないと考えられる。なお、将来本コードを詳細設計やその評価に使用してゆく上では中性子スペクトルの計算に対して1次元化を計ってゆくのが望ましいといえよう。

最後に本DELIGHT-4コードのプログラム作成については初め日本ソフトウェア(株)の故佐々木喜久雄氏が担当し、後に著者の1人である富士通(株)南多善氏に引つがれたことをここに付記する。

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 ( $\times 10^{24} / \text{cm}^3$ )

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 ( $\text{n} / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ )

(VI) メッシュポイント毎中性子束 ( $\text{n} / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ )

(VII) 燃料コンパクト内メッシュポイント毎中性子源 ( $\text{n} / \text{cm}^3 \cdot \text{sec}$ )

(VIII) 固有値

(IX) 領域毎の少数群々定数 (形式は(3)(ii)と同様)

但し、中性子スペクトル再計算時の任意のSTEP では燃料コンパクトに対してのみ出力。

## 6. おわりに

DELIGHT コードは1970年に開発されて以来、計算モデルやライブラリーデータに関して数次の改訂をかさねて本DELIGHT-4となったが、この間多目的実験炉の炉心設計を始めとし高温ガス炉の燃料サイクル特性の解析など多くの解析、評価作業に使用されてきた。

これらの結果に基づいて判断すれば、本DELIGHT-4は中性子スペクトル計算において空間的に均質モデルをとるものとしては、計算モデル的にも又ライブラリーデータの的にもほぼ最終版といえる。今後は臨界実験データ、等の解析を通して詳細な計算精度の検討を行なうことによって主として炉定数上の若干の手直しが必要になることはあろうが、コードの大巾な改良の必要は生じないと考えられる。なお、将来本コードを詳細設計やその評価に使用してゆく上では中性子スペクトルの計算に対して1次元化を計ってゆくのが望ましいといえよう。

最後に本DELIGHT-4コードのプログラム作成については初め日本ソフトウェア(株)の故佐々木喜久雄氏が担当し、後に著者の1人である富士通(株)南多善氏に引つがれたことをここに付記する。

## 参考文献

- (1) 新藤, 平野, 有賀; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT, JAERI-M 4449 (1971).
- (2) 新藤, 平野; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-2, JAERI-M 5661 (1974).
- (3) 新藤; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-3 (未公開資料).
- (4) 新藤, 渡部; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-B, REDEL, JAERI-M 6973 (1977).
- (5) 倉重, 平野, 新藤; ENDF/B-IV に基づく多群定数ファイル JIMCOF, JAERI-M 6972 (1977).
- (6) J. S. Dudek, G. D. Joanou, E. J. Leshan; "GAM-I, A Consistent  $P_1$  Multi group code for the Calculation of Fast Neutron Spectra and Multi group Constants", GA-1850 (1961).
- (7) M. W. Dyos, G. C. Pomeraning; Effective Thermal-Neutron Cross Section for Materials with Grain Structure, Nucl. Sci. Eng., 25, 8, (1966).
- (8) H. M. Summer; "ERIC-2, A Fortran Program to Calculate Resonance Integrals and from them Effective Capture and Fission Cross Sections", AEEW-M 323 (1964).
- (9) Markl H., Fowler A. G.; A Generalized Method for Calculating the Fast Fission Effect in Coaxial Cylindrical Lattice Cells, Nukleonik 6, 1, 39 (1963).
- (10) Fukai Y.; New Analytical Formula for Dancoff Correction for Cylindrical Fuel Lattices, Nucl. Sci. and Eng. 9, 370 (1961).
- (11) 角谷○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 (公開資料) (1970).
- (12) 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).
- (13) 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-M 1086 (1965).
- (14) James A. Young and Juan U. Koppel; Phonon Spectrum of Graphite, J. Chem. Phys. 42, 357 (1965).
- (15) Bnoist P.; A General Formulation of the Diffusion Coefficient in a Heterogeneous Medium which May Contain Cavities, AERE-Trans 842 (1959).
- (16) K. M. Case et al; Introduction to the Theory of Neutron Diffusion, Volume I (1953).
- (17) K. D. Lathrop, F. W. Brinkley; TWOTRAN-I, An Interfaced, Export-

able Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport,  
LA-4848-MS (1973).

- (18) 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 (未公開資料) (1969).
- (19) T. B. Fowler, D. R. Vondy, G. W. Cunningham; Nuclear Reactor Core  
Analysis Code-CITATION, ORNL-TM-2496 (Rev. 2) (1969).
- (20) 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 (未公開資料) (1970).
- (21) Macdougall J. D.; ARGOSY-4 A Program for Lattice Calculations,  
AEEW-R 445 (1965).
- (22) P. Wälti; Evaluation of Grain Shielding Factors for Coated Fuel  
Particle, Nucl. Sci. and Eng. 48, 321 (1971).
- (23) K. Tsuchihashi and Y. Gotoh; The Resonance Integral of Coated  
Particles, Nucl. Sci. and Eng. 58, 213 (1975).

## 附録 1. 多群定数ファイル JIMCOF<sup>(5)</sup>

ENDF/Bライブラリーは、米国のBNL(Brookhaven National Laboratory)にあるNNCSO(National Neutron Cross Section Center)のCSEWG(Cross Section Evaluation Working Group)によって評価・編集された評価済核データ・ライブラリーであり、世界で最も充実したライブラリーの1つである。

ENDF/Bライブラリーは現在第4版(ENDF/B-IV)まで発表されている。ENDF/B-IVは1974年に発表され、第3版(ENDF/B-III)からの変更点の1つは、特に熱中性子体系における実験結果と良い一致が得られるように、熱中性子断面積が再評価されたことである。

ENDF/B-IVを用いた解析例は、国内においては高速中性子体系に対する数例があるにすぎないが、米国においては高速中性子体系および熱中性子体系の両方に対する解析例が発表されており、実験と解析との良い一致が得られている。

従来のDELIGHTコード・シリーズのライブラリーにはXe<sup>135</sup>およびSm<sup>149</sup>以外の核分裂生成核種のすべてを4種類のpseudo核種としていることもあって、40数核種のデータしか含まれていないが、将来、核分裂生成核種をチェーンとして扱うことも考えられており、また、現在扱っていない核種が必要となる可能性もあるので、JIMCOFには可能なかぎり多くの核種のデータを含めておき、DELIGHTコードのライブラリー・データとしては、JIMCOFより必要な核種のみを取出して作成する方式がとられている。

したがって、JIMCOFでは、ENDF/B-IVに含まれている90核種のすべてと、さらにENDF/B-IVには含まれていないpseudo F. P.核種をENDF/B-IIIから取入れている。

さらに、よく用いられる物質については、その物質のデータも同位体の存在比で加重平均して作成された。

速中性子エネルギー領域のデータ処理には、SUPERTOG-3を用い、散乱減速モデルとしてはGAMタイプがとられている。

速中性子エネルギー領域の断面積平均には、核分裂スペクトル、

$$f(E) = \sqrt{\frac{4E}{\pi\theta^3}} \exp(-E/\theta) \quad , \quad \theta = 1.273 \text{ MeV}$$

と1/Eスペクトルとを6.74KeVで結合した重み関数が用いられている。

共鳴データの処理では、以下の考え方がとられている。

- (1) Th<sup>232</sup>およびU<sup>238</sup>の2核種については共鳴パラメータを残すが、これ以外のすべての核種については、無限希釈およびゼロ温度(トップラー広がり無視)を仮定し、共鳴からの寄与は平均断面積に含める。
- (2) Th<sup>232</sup>およびU<sup>238</sup>の分離共鳴については、 $\ell = 0$ 共鳴のすべてのレベルのパラメータをそのままパラメータとして残すが、 $\ell = 1$ 共鳴からの寄与は平均断面積に含める。
- (3) Th<sup>232</sup>およびU<sup>238</sup>の非分離共鳴については、 $\ell = 0$ 共鳴のパラメータはエネルギー群依存として残すが、 $\ell = 1$ 共鳴からの寄与は平均断面積に含める。

又、熱中性子エネルギー領域の断面積平均には中性子温度 296 °K に対応するマックスウェル分布を重み関数として用いた。

なお、多群定数ファイル JIMCOF は、速中性子エネルギー領域用ファイル JIMCOF/F と熱中性子エネルギー領域用ファイル JIMCOF/T とからなるが、JIMCOF/F の構造を Fig. A.1.1 に JIMCOF/T の構造を Fig. A.1.2 に示す。

JIMCOF/F に含まれている核種を Table A.1.1 に、また、JIMCOF/T に含まれている核種を Table A.1.2 に、それぞれ示す。

Table A.1.1 および A.1.2 において、\*印を付けた核種は、現時点では ENDF/B-IV データ・ライブラリーに含まれていないため、ENDF/B-III データ・ライブラリーに基づいて作成されたものであり、また、\*\*印を付けた物質のデータは、同位体の存在比で加重平均して作成されたことを示す。

JIMCOF/F には、 $\text{Th}^{232}$  と  $\text{U}^{238}$  の 2 核種に対して 2 種類のパラメータが含まれている。すなわち、すべての共鳴からの寄与が平均断面積に含まれるデータと、 $\ell = 0$  共鳴はパラメータとして残し、これ以外の共鳴からの寄与のみが平均断面積に含まれるデータとである。

また、JIMCOF/T にも、 $\text{Pu}^{240}$  については 2 種類のデータが含まれている。すなわち、1 つは 1.06 eV にある共鳴の寄与は除いて作成した平均断面積であり、他の 1 つはその共鳴からの寄与も含んだ平均断面積である。

Table A.1.1 Sequence No. and identification No. of the nuclides in JIMCOF/F.

| Seq.No. | I.D.No | Nuclide                 |      | IWA | IWF | IWR |      |     |      |      |
|---------|--------|-------------------------|------|-----|-----|-----|------|-----|------|------|
| 1       | 1128   | 74-W -182               | 1122 | 1   | 0   | 0   | 741  | 41  | 136  | 136  |
| 2       | 1129   | 74-W -183               | 1322 | 1   | 0   | 0   | 902  | 80  | 136  | 136  |
| 3       | 1130   | 74-W -184               | 1202 | 1   | 0   | 0   | 774  | 88  | 136  | 136  |
| 4       | 1131   | 74-W -186               | 1108 | 1   | 0   | 0   | 684  | 84  | 136  | 136  |
| 5       | 1169   | 1-H - 3                 | 1055 | 1   | 0   | 0   | 0    | 35  | 476  | 476  |
| 6       | 1195   | 20-CA                   | 924  | 1   | 0   | 0   | 584  | 0   | 136  | 136  |
| 7       | 1270   | 2-HE- 4                 | 884  | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 408  | 408  |
| 8       | 1271   | 3-LI- 6                 | 1004 | 1   | 0   | 0   | 312  | 80  | 272  | 272  |
| 9       | 1272   | 3-LI- 7                 | 1047 | 1   | 0   | 0   | 396  | 39  | 272  | 272  |
| 10      | 1273   | 5-B - 10                | 696  | 1   | 0   | 0   | 220  | 0   | 204  | 204  |
| 11      | 1289   | 4-BE- 9                 | 476  | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 204  | 204  |
| 12      | 1190   | 26-NI                   | 729  | 1   | 0   | 0   | 351  | 38  | 136  | 136  |
| 13      | 1191   | 24-CR                   | 862  | 1   | 0   | 0   | 484  | 38  | 136  | 136  |
| 14      | 1192   | 26-FE                   | 860  | 1   | 0   | 0   | 520  | 0   | 136  | 136  |
| 15      | 1274   | 6-C - 12                | 569  | 1   | 0   | 0   | 93   | 0   | 204  | 204  |
| 16      | 1275   | 7-N - 14                | 614  | 1   | 0   | 0   | 138  | 0   | 204  | 204  |
| 17      | 1276   | 8-O - 16                | 524  | 1   | 0   | 0   | 48   | 0   | 204  | 204  |
| 18      | 1288   | 82-Pb                   | 1092 | 1   | 0   | 0   | 624  | 128 | 136  | 136  |
| 19      | 1193   | 13-AL- 27               | 620  | 1   | 0   | 0   | 280  | 0   | 136  | 136  |
| 20      | 1194   | 14-SI                   | 777  | 1   | 0   | 0   | 405  | 32  | 136  | 136  |
| 21      | 1280   | 12-MG                   | 920  | 1   | 0   | 0   | 456  | 124 | 136  | 136  |
| 22      | 1043   | 92-U -234               | 1362 | 1   | 1   | 0   | 792  | 94  | 136  | 136  |
| 23      | 1050   | 94-PU-238               | 1464 | 1   | 1   | 0   | 902  | 86  | 136  | 136  |
| 24      | 1056   | 95-AM-241               | 1290 | 1   | 1   | 0   | 814  | 0   | 136  | 136  |
| 25      | 1057   | 95-AM-243               | 1336 | 1   | 1   | 0   | 860  | 0   | 136  | 136  |
| 26      | 1294   | 54-XE-135               | 808  | 1   | 0   | 0   | 468  | 0   | 136  | 136  |
| 27      | 11296  | 90-TH-232 (INFIN. DIL.) | 1528 | 1   | 1   | 0   | 968  | 84  | 136  | 136  |
| 28      | 1261   | 92-U -235               | 1757 | 1   | 1   | 0   | 1134 | 147 | 136  | 136  |
| 29      | 1264   | 94-PU-239               | 1759 | 1   | 1   | 0   | 1160 | 123 | 136  | 136  |
| 30      | 1265   | 94-PU-240               | 1546 | 1   | 1   | 0   | 990  | 80  | 136  | 136  |
| 31      | 1266   | 94-PU-241               | 1462 | 1   | 1   | 0   | 851  | 135 | 136  | 136  |
| 32      | 1297   | 91-PA-233               | 1680 | 1   | 1   | 0   | 1118 | 86  | 136  | 136  |
| 33      | 1161   | 94-PU-242               | 1460 | 1   | 1   | 0   | 902  | 82  | 136  | 136  |
| 34      | 1162   | 96-CM-244               | 1464 | 1   | 1   | 0   | 902  | 66  | 136  | 136  |
| 35      | 1163   | 92-U -236               | 1362 | 1   | 1   | 0   | 814  | 72  | 136  | 136  |
| 36      | 1269   | 1-H - 1                 | 4896 | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 2414 | 2414 |
| 37      | 1031   | 66-DY-164               | 1274 | 1   | 0   | 0   | 840  | 94  | 136  | 136  |
| 38      | 1032   | 71-LU-175               | 1115 | 1   | 0   | 0   | 738  | 37  | 136  | 136  |
| 39      | 1033   | 71-LU-176               | 1172 | 1   | 0   | 0   | 756  | 76  | 136  | 136  |
| 40      | 1120   | 1-H - 2                 | 1623 | 1   | 0   | 0   | 0    | 195 | 680  | 680  |
| 41      | 1146   | 2-HE- 3                 | 1020 | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 476  | 476  |
| 42      | 1170   | 54-XE-124               | 886  | 1   | 0   | 0   | 546  | 0   | 136  | 136  |
| 43      | 1171   | 54-XE-126               | 860  | 1   | 0   | 0   | 520  | 0   | 136  | 136  |
| 44      | 1172   | 54-XE-128               | 903  | 1   | 0   | 0   | 520  | 43  | 136  | 136  |
| 45      | 1173   | 54-XE-129               | 1315 | 1   | 0   | 0   | 897  | 78  | 136  | 136  |
| 46      | 1174   | 54-XE-130               | 861  | 1   | 0   | 0   | 480  | 41  | 136  | 136  |
| 47      | 1175   | 54-XE-131               | 1162 | 1   | 0   | 0   | 740  | 82  | 136  | 136  |
| 48      | 1197   | 25-MN- 55               | 1042 | 1   | 0   | 0   | 702  | 0   | 136  | 136  |
| 49      | 1260   | 92-U -233               | 1451 | 1   | 1   | 0   | 828  | 147 | 136  | 136  |
| 50      | 11262  | 92-U -238 (INFIN. DIL.) | 1546 | 1   | 1   | 0   | 990  | 80  | 136  | 136  |
| 51      | 21296  | 90-TH-232 (RESON. PAR.) | 1528 | 1   | 1   | 1   | 968  | 84  | 136  | 136  |

Table A1.1 (Continued)

| Seq.No. | I.D.No. | Nuclide                 |      | IWA | IWF | IWR |      |     |     |     |
|---------|---------|-------------------------|------|-----|-----|-----|------|-----|-----|-----|
| 52      | 1027    | 62-SM-149               | 1445 | 1   | 0   | 0   | 1000 | 105 | 136 | 136 |
| 53      | 1030    | 64-GD                   | 1218 | 1   | 0   | 0   | 798  | 80  | 136 | 136 |
| 54      | 1083    | 75-RE-185               | 1116 | 1   | 0   | 0   | 738  | 38  | 136 | 136 |
| 55      | 1084    | 75-RE-187               | 1088 | 1   | 0   | 0   | 666  | 82  | 136 | 136 |
| 56      | 1125    | 45-RH-103               | 1255 | 1   | 0   | 0   | 874  | 41  | 136 | 136 |
| 57      | 1127    | 73-TA-182               | 1239 | 1   | 0   | 0   | 817  | 82  | 136 | 136 |
| 58      | 1176    | 54-XE-132               | 819  | 1   | 0   | 0   | 440  | 39  | 136 | 136 |
| 59      | 1177    | 54-XE-134               | 782  | 1   | 0   | 0   | 400  | 42  | 136 | 136 |
| 60      | 1178    | 54-XE-136               | 664  | 1   | 0   | 0   | 306  | 38  | 136 | 136 |
| 61      | 1181    | 36-KR- 78               | 795  | 1   | 0   | 0   | 455  | 0   | 136 | 136 |
| 62      | 1182    | 36-KR- 80               | 772  | 1   | 0   | 0   | 432  | 0   | 136 | 136 |
| 63      | 1183    | 36-KR- 82               | 725  | 1   | 0   | 0   | 365  | 0   | 136 | 136 |
| 64      | 1263    | 93-NP-237               | 1601 | 1   | 1   | 0   | 1035 | 90  | 136 | 136 |
| 65      | 1286    | 22-TI                   | 760  | 1   | 0   | 0   | 420  | 0   | 136 | 136 |
| 66      | 1287    | 42-MO                   | 788  | 1   | 0   | 0   | 420  | 28  | 136 | 136 |
| 67      | 1184    | 36-KR- 83               | 1434 | 1   | 0   | 0   | 1008 | 86  | 136 | 136 |
| 68      | 1185    | 36-KR- 84               | 700  | 1   | 0   | 0   | 360  | 0   | 136 | 136 |
| 69      | 1186    | 36-KR- 86               | 753  | 1   | 0   | 0   | 360  | 53  | 136 | 136 |
| 70      | 1196    | 23-V                    | 858  | 1   | 0   | 0   | 518  | 0   | 136 | 136 |
| 71      | 1199    | 27-CO- 59               | 646  | 1   | 0   | 0   | 306  | 0   | 136 | 136 |
| 72      | 1290    | 63-EU-151               | 1402 | 1   | 0   | 0   | 1025 | 37  | 136 | 136 |
| 73      | 1291    | 63-EU-153               | 2471 | 1   | 0   | 0   | 2089 | 42  | 136 | 136 |
| 74      | 1292    | 63-EU-152               | 1318 | 1   | 0   | 0   | 902  | 76  | 136 | 136 |
| 75      | 1293    | 63-EU-154               | 1258 | 1   | 0   | 0   | 840  | 78  | 136 | 136 |
| 76      | 1295    | 29-CU                   | 813  | 1   | 0   | 0   | 473  | 0   | 136 | 136 |
| 77      | 1137    | 43-TC- 99               | 1045 | 1   | 0   | 0   | 666  | 39  | 136 | 136 |
| 78      | 1138    | 47-AG-107               | 1105 | 1   | 0   | 0   | 722  | 43  | 136 | 136 |
| 79      | 1139    | 47-AG-109               | 1121 | 1   | 0   | 0   | 741  | 40  | 136 | 136 |
| 80      | 1141    | 55-CS-133               | 1159 | 1   | 0   | 0   | 780  | 39  | 136 | 136 |
| 81      | 1149    | 17-CL                   | 700  | 1   | 0   | 0   | 360  | 0   | 136 | 136 |
| 82      | 1150    | 19-K                    | 780  | 1   | 0   | 0   | 440  | 0   | 136 | 136 |
| 83      | 1156    | 11-NA-23                | 691  | 1   | 0   | 0   | 351  | 0   | 136 | 136 |
| 84      | 1160    | 5-B - 11                | 660  | 1   | 0   | 0   | 204  | 0   | 204 | 204 |
| 85      | 1189    | 41-NB- 93               | 1256 | 1   | 0   | 0   | 888  | 28  | 136 | 136 |
| 86      | 1277    | 9-F                     | 1419 | 1   | 0   | 0   | 1079 | 0   | 136 | 136 |
| 87      | 1281    | 48-CD                   | 428  | 1   | 0   | 0   | 0    | 88  | 136 | 136 |
| 88      | 1282    | 48-CD-113               | 428  | 1   | 0   | 0   | 0    | 88  | 136 | 136 |
| 89      | 1283    | 79-AU-197               | 1237 | 1   | 0   | 0   | 860  | 37  | 136 | 136 |
| 90      | 1284    | 40-ZIRC-2               | 794  | 1   | 0   | 0   | 370  | 84  | 136 | 136 |
| 91      | 1285    | 73-TA-181               | 1600 | 1   | 0   | 0   | 1170 | 90  | 136 | 136 |
| 92      | 1042    | U-233 (RSFP)*           | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 93      | 1045    | U-235 (RSFP)*           | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 94      | 1052    | PU-239 (RSFP)*          | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 95      | 1066    | U-233 (SSFP)*           | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 96      | 1067    | U-233 (NSFP)*           | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 97      | 1068    | U-235 (SSFP)*           | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 98      | 1069    | U-235 (NSFP)*           | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 99      | 1070    | PU-239 (SSFP)*          | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 100     | 1071    | PU-239 (NSFP)*          | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 101     | 21262   | 92-U -238 (RESON. PAR.) | 1546 | 1   | 1   | 1   | 990  | 80  | 136 | 136 |
| 102     | 1130    | 74-W (ABSORPTION)*      | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |
| 103     | 11290   | 63-EU (ABSORPTION)*     | 68   | 1   | 0   | 0   | 0    | 0   | 0   | 0   |



Table A1.2 Sequence No and identification No of the nuclides in JIMCOF/T.

| Seq.No. | IFF | I.D.No. | Nuclide   | Seq.No. | IFF | I.D.No. | Nuclide                |
|---------|-----|---------|-----------|---------|-----|---------|------------------------|
| 1       | 1   | 1128    | 74-w-142  | 52      | 1   | 1274    | 6-C-12                 |
| 2       | 1   | 1129    | 74-w-143  | 53      | 1   | 1275    | 7-N-14                 |
| 3       | 1   | 1130    | 74-w-144  | 54      | 1   | 1276    | 8-C-16                 |
| 4       | 1   | 1131    | 74-w-146  | 55      | 1   | 1288    | 82-Pb                  |
| 5       | 1   | 1149    | 1-H-3     | 56      | 1   | 1042    | U-233 (RSFP)*          |
| 6       | 1   | 1195    | 20-CA     | 57      | 1   | 1045    | U-235 (RSFP)*          |
| 7       | 1   | 1270    | 2-HE-4    | 58      | 1   | 1052    | PU-239 (RSFP)*         |
| 8       | 1   | 1031    | 66-DY-164 | 59      | 1   | 1066    | U-235 (SSFP)*          |
| 9       | 1   | 1032    | 71-LU-175 | 60      | 1   | 1067    | U-235 (NSFP)*          |
| 10      | 1   | 1033    | 71-LU-176 | 61      | 1   | 1068    | U-235 (SSFP)*          |
| 11      | 1   | 1120    | 1-H-2     | 62      | 1   | 1069    | U-235 (NSFP)*          |
| 12      | 1   | 1146    | 2-HE-3    | 63      | 1   | 1070    | PU-239 (SSFP)*         |
| 13      | 1   | 1170    | 54-XE-124 | 64      | 1   | 1071    | PU-239 (NSFP)*         |
| 14      | 1   | 1171    | 54-XE-126 | 65      | 1   | 1190    | 28-Ni                  |
| 15      | 1   | 1172    | 54-XE-128 | 66      | 1   | 1191    | 24-Cr                  |
| 16      | 1   | 1173    | 54-XE-129 | 67      | 1   | 1192    | 26-Fe                  |
| 17      | 1   | 1174    | 54-XE-130 | 68      | 1   | 1197    | 25-Mn-55               |
| 18      | 1   | 1175    | 54-XE-131 | 69      | 1   | 1286    | 22-Ti                  |
| 19      | 1   | 1176    | 54-XE-132 | 70      | 1   | 1287    | 42-Mo                  |
| 20      | 1   | 1177    | 54-XE-134 | 71      | 1   | 1199    | 27-Co-59               |
| 21      | 1   | 1178    | 54-XE-136 | 72      | 1   | 1290    | 63-EU-151              |
| 22      | 1   | 1181    | 36-KR-78  | 73      | 1   | 1291    | 63-EU-153              |
| 23      | 1   | 1182    | 36-KR-80  | 74      | 1   | 1292    | 63-EU-152              |
| 24      | 1   | 1183    | 36-KR-82  | 75      | 1   | 1293    | 63-EU-154              |
| 25      | 1   | 1184    | 36-KR-83  | 76      | 1   | 1295    | 29-Cu                  |
| 26      | 1   | 1185    | 36-KR-84  | 77      | 1   | 1189    | 41-Nb-93               |
| 27      | 1   | 1186    | 36-KR-86  | 78      | 1   | 1277    | 9-F                    |
| 28      | 1   | 1196    | 23-V      | 79      | 1   | 1281    | 48-Cd                  |
| 29      | 1   | 1027    | 62-SM-149 | 80      | 1   | 1282    | 48-Cd-113              |
| 30      | 1   | 1030    | 64-SD     | 81      | 1   | 1283    | 79-Au-197              |
| 31      | 1   | 1083    | 75-RE-185 | 82      | 1   | 1284    | 40-ZrC-2               |
| 32      | 1   | 1084    | 75-RE-187 | 83      | 1   | 1285    | 73-Ta-181              |
| 33      | 1   | 1125    | 45-RH-103 | 84      | 2   | 1043    | 92-U-234               |
| 34      | 1   | 1127    | 73-TA-182 | 85      | 2   | 1050    | 94-Pu-238              |
| 35      | 1   | 1137    | 43-TC-99  | 86      | 2   | 1056    | 95-Am-241              |
| 36      | 1   | 1138    | 47-Ag-107 | 87      | 2   | 1057    | 95-Am-243              |
| 37      | 1   | 1139    | 47-Ag-109 | 88      | 2   | 1161    | 94-Pu-242              |
| 38      | 1   | 1141    | 55-CS-133 | 89      | 2   | 1162    | 96-Cm-244              |
| 39      | 1   | 1149    | 17-CL     | 90      | 2   | 1163    | 92-U-236               |
| 40      | 1   | 1150    | 19-F      | 91      | 2   | 1261    | 92-U-235               |
| 41      | 1   | 1156    | 11-NA-23  | 92      | 2   | 1264    | 94-Pu-239              |
| 42      | 1   | 1160    | 5-E-11    | 93      | 2   | 1266    | 94-Pu-241              |
| 43      | 1   | 1269    | 1-H-1     | 94      | 2   | 1296    | 90-Th-232              |
| 44      | 1   | 1271    | 3-LI-6    | 95      | 2   | 1262    | 92-U-238               |
| 45      | 1   | 1272    | 3-LI-7    | 96      | 2   | 1260    | 92-U-233               |
| 46      | 1   | 1273    | 5-E-10    | 97      | 2   | 1263    | 93-P-237               |
| 47      | 1   | 1289    | 4-HE-9    | 98      | 2   | 1297    | 91-Pa-233              |
| 48      | 1   | 1294    | 54-XL-135 | 99      | 2   | 1265    | 94-Pu-240              |
| 49      | 1   | 1193    | 13-AL-27  | 100     | 2   | 11265   | 94-Pu-240 (NOT RESON.) |
| 50      | 1   | 1194    | 14-SI     | 101     | 1   | 11130   | 74-Y **                |
| 51      | 1   | 1280    | 12-MG     | 102     | 1   | 11290   | 63-EU **               |

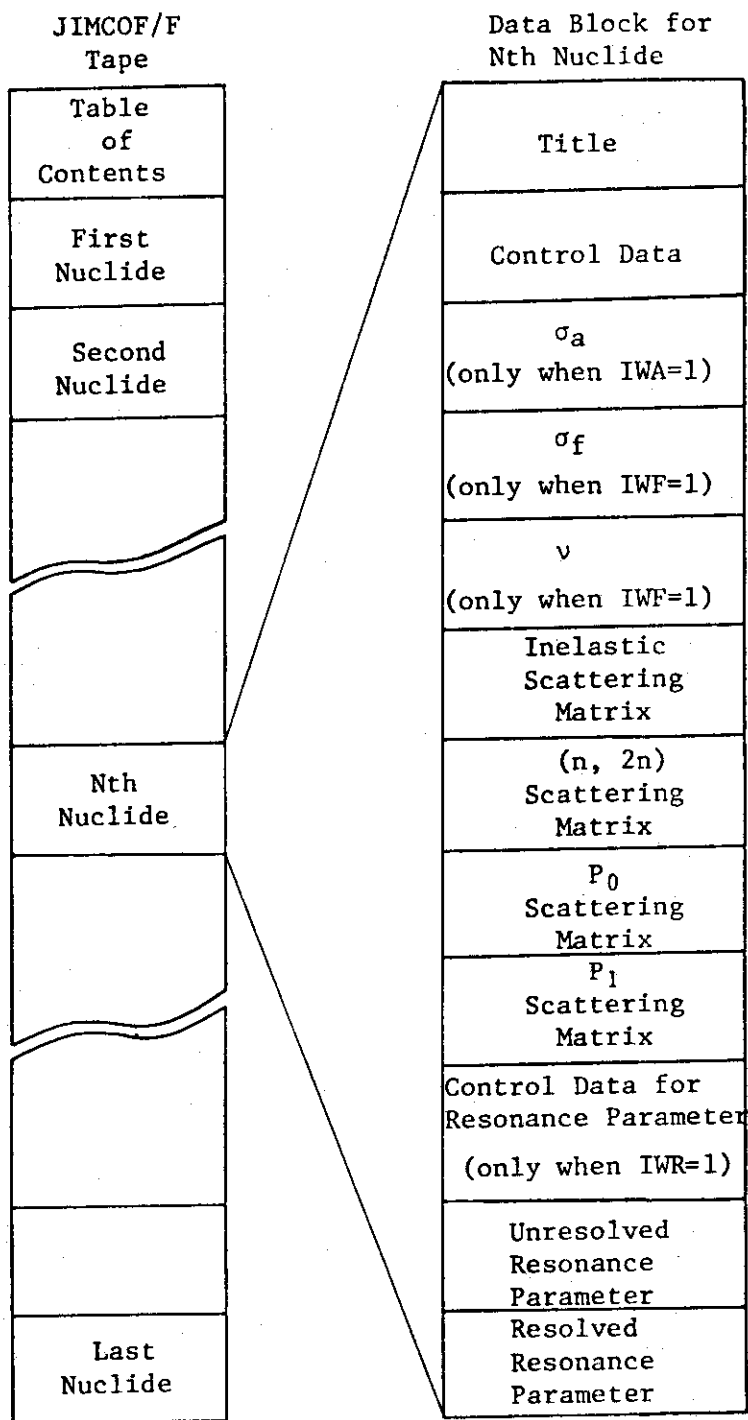


Fig. A1.1 Structure of JIMCOF/F.

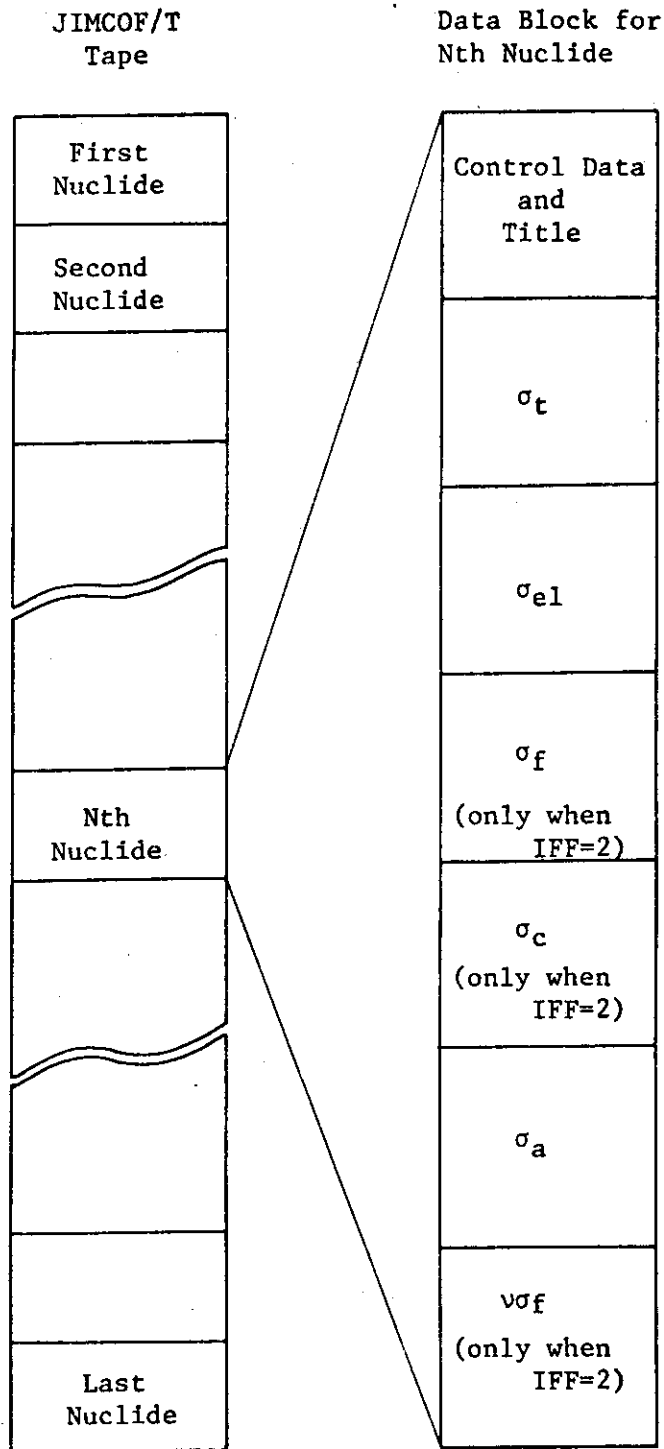


Fig. A1.2 Structure of JIMCOF/T.

附録2. 共鳴吸収計算における中性子平衡式と衝突確率

2-1 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。

$$Q_f = S \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\sum_{s,f}^i(E') \phi_f(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' \quad (A 2.1)$$

$$Q_m = S \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\sum_{s,m}^i(E') \phi_m(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' \quad (A 2.2)$$

$$Q_M = S \int_E^{E/\alpha_i} \frac{\sum_{s,M}^i(E') \phi_M(E')}{(1-\alpha_i)E'} dE' \quad (A 2.3)$$

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）。

$$\begin{aligned} (\sum_{t,f} \phi_f V_f + \sum_{t,m} \phi_m V_m) &= (P_{ff} + P_{fm}) Q_f V_f + (P_{mf} + P_{mm}) Q_m V_m \\ &\quad + (P_{Mf} + P_{Mm}) Q_M V_M \quad (A 2.4) \end{aligned}$$

ここで、 $\phi_f/\phi_m$ を本文で述べたように $P_0$ とおけば(A 2.4)式は次のように変形できる。

$$\begin{aligned} (\sum_{t,f} P_0 V_f + \sum_{t,m} V_m) \phi_m &= (P_{ff} + P_{fm}) Q_f V_f + (P_{mf} + P_{mm}) Q_m V_m \\ &\quad + (P_{Mf} + P_{Mm}) Q_M V_M \quad (A 2.5) \end{aligned}$$

さらに、

$$P_{MF} = P_{Mf} + P_{Mm}, \quad \phi_F = \phi_m \quad (A 2.6)$$

とおき、かつ

$$(P_{ff} + P_{fm}) Q_f V_f + (P_{mf} + P_{mm}) Q_m V_m \approx P_{FF} (Q_f V_f + Q_m V_m) \quad (A 2.7)$$

と近似すれば(A 2.5)式は次のようになる。

$$\begin{aligned} (\sum_{t,f} P_0 V_f + \sum_{t,m} V_m) \phi_F &= P_{FF} (Q_f V_f + Q_m V_m) + P_{MF} Q_M V_M \quad (A 2.8) \end{aligned}$$

2-2 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。

$$\begin{aligned}
 P_{FF} &= P_{FF}^0 + (1 - P_{FF}^0) CP_{SF}^0 + (1 - P_{FF}^0) C (1 - P_{SF}^0) CP_{SF}^0 + \dots \\
 &= P_{FF}^0 + (1 - P_{FF}^0) P_{SF}^0 C \cdot \frac{1}{1 - C(1 - P_{SF}^0)} \\
 &= \frac{P_{FF}^0 - CP_{FF}^0(1 - P_{SF}^0) + (1 - P_{FF}^0) P_{SF}^0 C}{1 - C(1 - P_{SF}^0)} = \frac{(1 - C)P_{FF}^0 + CP_{FF}^0}{1 - C(1 - P_{SF}^0)} \quad (A29)
 \end{aligned}$$

2-3  $\Phi_F$  の導出

$\phi_F$  は次式で定義できる。

$$\frac{\phi_F}{\phi_M} = \frac{(1 - P_{FF}) + \frac{P_{FF}}{\sum_{t,F}} \{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f} + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m}) \}}{1 - \frac{P_{FF}}{\sum_{t,F}} \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f}} \quad (A210)$$

$P_{FF}$  は (A29) で表わすことができ、従って  $(1 - P_{FF})$  は次式のようになる。

$$(1 - P_{FF}) = 1 - \frac{(1 - C)P_{FF}^0 + CP_{SF}^0}{1 - C + CP_{SF}^0} = \frac{(1 - C)(1 - P_{FF}^0)}{1 - C + CP_{SF}^0} \quad (A211)$$

これらを (A210) に代入して整理すると  $\phi_F / \phi_M$  として次式を得る。

$$\begin{aligned}
 \frac{\phi_F}{\phi_M} &= \frac{(1 - C)(1 - P_{FF}^0) \sum_{t,F} + \{ (1 - C)P_{FF}^0 + CP_{SF}^0 \} \{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m} \}}{(1 - C + CP_{SF}^0) \sum_{t,F} - \{ (1 - C)P_{FF}^0 + CP_{SF}^0 \} \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f}} \\
 &= \frac{(1 - C)(1 - P_{FF}^0) \sum_{t,F} + \{ \gamma (\lambda \Sigma_{s,f}) + (1 - \gamma) \Sigma_{s,m} \} \{ (1 - C)P_{FF}^0 + C \sum_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) \}}{\{ 1 - C + C \sum_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) \} \sum_{t,F} - \gamma (1 - \lambda) P_0 \Sigma_{n,f} \{ (1 - C)P_{FF}^0 + C \sum_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) \}} \quad (A212)
 \end{aligned}$$

ここで、 $P_{FF}^0$  に Wigner 近似を適用する。即ち、

$$P_{FF}^0 = \frac{\sum_{t,F} \bar{\ell}}{1 + \sum_{t,F} \bar{\ell}}, \quad 1 - P_{FF}^0 = \frac{1}{1 + \sum_{t,F} \bar{\ell}} \quad (A213)$$

従って、

$$(1 - C)P_{FF}^0 + C \sum_{t,F} \bar{\ell} (1 - P_{FF}^0) = \frac{(1 - C) \sum_{t,F} \bar{\ell} + C \sum_{t,F} \bar{\ell}}{1 + \sum_{t,F} \bar{\ell}}$$

$$= \frac{\Sigma_{t,F} \bar{\ell}}{1 + \Sigma_{t,F} \bar{\ell}} \quad (\text{A 2.14})$$

故に  $\phi_F / \phi_M$  は次式のようになる。

$$\begin{aligned} \frac{\phi_F}{\phi_M} &= \frac{(1-C)\Sigma_{t,F} + \{\gamma(\lambda\Sigma_{s,f}) + (1-\gamma)\Sigma_{s,m}\}\Sigma_{t,F}\bar{\ell}}{\{(1-C)(1+\Sigma_{t,F}\bar{\ell}) + C\Sigma_{t,F}\bar{\ell}\}\Sigma_{t,F} - \gamma(1-\lambda)P_0\Sigma_{n,f}\Sigma_{t,F}\bar{\ell}} \\ &= \frac{(1-C)/\bar{\ell} + \gamma(\lambda\Sigma_{s,f}) + (1-\gamma)\Sigma_{s,m}}{(1-C)/\bar{\ell} + \Sigma_{t,F} - \gamma(1-\lambda)P_0\Sigma_{n,f}} \end{aligned} \quad (\text{A 2.15})$$

#### 2-4 $\Phi_F / \Phi_M$ の変形

$$\begin{aligned} \frac{\phi_F}{\phi_M} &= \frac{\gamma(\lambda\Sigma_{s,f}) + (1-\gamma)\Sigma_{s,m} + (1-C)/\bar{\ell}}{\Sigma_{t,F} - \gamma(1-\lambda)P_0\Sigma_{n,f} + (1-C)/\bar{\ell}} \\ &= \frac{\gamma(\lambda\Sigma_{s,f}) + (1-\gamma)\Sigma_{s,m} + (1-C)/\bar{\ell}}{\gamma P_0 \Sigma_{t,f} + (1-\gamma)\Sigma_{s,m} - \gamma(1-\lambda)P_0\Sigma_{n,f} + (1-C)/\bar{\ell}} \\ &= \frac{\gamma\lambda\Sigma_{s,0} + \gamma\Sigma_{s,f}^{\text{ad}} + (1-\gamma)\Sigma_{s,m} + (1-C)/\bar{\ell}}{\gamma P_0 (\Sigma_{a,0} + \Sigma_{n,0}) + (1-\gamma)\Sigma_{s,m} + \gamma P_0 \Sigma_{s,f}^{\text{ad}} - \gamma(1-\lambda)P_0\Sigma_{n,0} + (1-C)/\bar{\ell}} \\ &= \frac{\lambda\Sigma_{s,0} + \Sigma_{s,f}^{\text{ad}} + \{(1-\gamma)/\gamma\}\Sigma_{s,m} + (1-C)/(\bar{\ell}\gamma)}{P_0 (\Sigma_{a,0} + \lambda\Sigma_{n,0}) + \{(1-\gamma)/\gamma\}\Sigma_{s,m} + P_0 \Sigma_{s,f}^{\text{ad}} + (1-C)/(\bar{\ell}\gamma)} \\ &= \frac{1}{P_0} \cdot \frac{\lambda\Sigma_{s,0} + \Sigma_{s,f}^{\text{ad}} + \{(1-\gamma)/\gamma\}\Sigma_{s,m} + (1-C)/(\bar{\ell}\gamma)}{(\Sigma_{a,0} + \lambda\Sigma_{n,0}) + \{(1-\gamma)/(\gamma P_0)\}\Sigma_{s,m} + \Sigma_{s,f}^{\text{ad}} + (1-C)/(\bar{\ell}\gamma P_0)} \end{aligned} \quad (\text{A 2.16})$$

### 附 録 3. P。 の 計 算

燃料カーネル半径を  $a$  としてその全断面積を  $\Sigma_{t,f}$  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4.  $G(R, x)$ ,  $S(R, x)$  の計算

$S(R, x)$  は,

$$S(R, x) = \frac{(\bar{R}-L) \cdot S(0, x) + R \cdot S(1, x)}{1-L},$$

$$\bar{R} = 1 - R, \quad L = R \cdot \bar{R} \cdot \frac{6x-3}{2x+1}.$$

又,  $G(R, x)$  は,

$$G(R, x) = (1-a) \cdot G(0, x) + a \cdot G(1, x),$$

$$a = R - (R-\lambda) \cdot \exp(-\gamma \cdot x),$$

$$\gamma = 1.8 + \frac{0.3}{(1.01-R) \cdot (1+4x)},$$

$$\lambda = \frac{1}{\pi-2} \cdot \left\{ \frac{\sqrt{1-R^2} + (\sin^{-1} R)/R - \frac{\pi}{2} \cdot R}{1-R} - 2 \right\}.$$

ここで  $S(0, x)$ ,  $S(1, x)$  及び  $G(0, x)$ ,  $G(1, x)$  は次のように求める。

(i)  $x \leq 1.0$

$$S(0, x) = 1.0 - \frac{4}{3}x - x^2 \{ (0.03243 \cdot x^2 + 0.49872) \cdot \log x - 0.05505 \cdot x^2 - 0.68542 \}.$$

$$S(1, x) = G(1, x) = 1.0 + \frac{1}{2} \cdot x \cdot (\log x - 0.9228) - 0.1660 \cdot x^2 + 0.0177 \cdot x^3.$$

$$G(0, x) = 0.63662 - \frac{1}{2}x + 0.10610 \cdot x^2 \cdot (1.94926 - \log x) + 0.00265 \cdot x^4 \cdot (1.89926 - \log x)$$

(ii)  $x > 1.0$

$$S(0, x) = \frac{1}{2x} \left\{ 1 - \frac{0.19625}{x^2} - \frac{0.13533}{x^4} + \frac{0.26569}{x^6} - \frac{0.12032}{x^8} \right\}.$$

$$S(1, x) = G(1, x) = \frac{1}{x} \left\{ \frac{1}{2} - \frac{e^{-x}}{x+3} \left( 1 + \frac{3.08}{(x+3)^2} \right) \right\}.$$

$$G(0, x) = \frac{1}{x} \left\{ \frac{1}{2} - e^{-x} \cdot \sqrt{\frac{2.54647}{4x+13}} \left( 1 + \frac{18.75}{(4x+13)^2} \right) \right\}.$$

附 録 5.  $P_c(x)$  の 計 算

$P_c(x)$  は次の式で近似する。

$$P_c(x) = \frac{\sum_{\nu=0}^4 a_{\nu} \cdot x^{\nu}}{\sum_{\nu=0}^4 b_{\nu} \cdot x^{\nu}}, \quad x \leq 3.5$$

$$= 1 - \frac{1}{2x} + \frac{1}{2x} \cdot \frac{0.1875}{x^2} - \frac{1}{2x} \cdot \frac{0.11719}{x^4}$$

$x > 3.5$

ここで  $a_{\nu}$ ,  $b_{\nu}$  は次の通り。

| $\nu$ | $a_{\nu}$ | $b_{\nu}$ |
|-------|-----------|-----------|
| 0     | 0.0       | 0.22621   |
| 1     | 0.29991   | 2.65415   |
| 2     | 2.95455   | 4.09779   |
| 3     | 1.88790   | 2.37943   |
| 4     | 0.99821   | 1.0       |

附 録 6.  $K_{i4}(x)$  の 計 算

$$0 \leq x < 0.3 \quad K_{i4}(x) = \sum_{i=0}^6 A_i x^i$$

$$0.3 \leq x < 1.0 \quad K_{i4}(x) = \left( \sum_{i=0}^3 B_i x^i \right) / \left( \sum_{i=0}^3 C_i x^i \right)$$

$$1.0 \leq x < 2.5 \quad K_{i4}(x) = \left( \sum_{i=0}^3 D_i x^i \right) / \left( \sum_{i=0}^3 E_i x^i \right)$$

$$2.5 \leq x \quad K_{i4}(x) = 1.268177798 y^{\frac{1}{2}} e^{-x} / \left( \sum_{i=0}^6 F_i y^i \right)$$

但し,  $y = (x + 4.25)^{-1}$

|       | $A_i$         | $B_i$         | $C_i$        |
|-------|---------------|---------------|--------------|
| $i=0$ | 0.6666666593  | 0.3724331740  | 0.5586668118 |
| 1     | -0.7853954223 | -0.0939100244 | 0.5170169317 |
| 2     | 0.4998173354  | -0.0046852572 | 0.1853294721 |
| 3     | -0.2559580764 | 0.0026293573  | 0.0396359725 |
| 4     | 0.157530243   | -             | -            |
| 5     | -0.13523876   | -             | -            |
| 6     | 0.0834008     | -             | -            |



|       | $D_i$         | $E_i$        | $F_i$         |
|-------|---------------|--------------|---------------|
| $i=0$ | 0.2051364851  | 0.3076622705 | 1.0118594946  |
| 1     | -0.0882967448 | 0.2299430062 | 0.0000096411  |
| 2     | 0.0141341735  | 0.0630130362 | -1.5636651641 |
| 3     | -0.0008420369 | 0.011591332  | 2.4736837948  |
| 4     | -             | -            | -15.430294658 |
| 5     | -             | -            | 45.349723687  |
| 6     | -             | -            | -111.7984669  |

附録 7. 衝突確率函数  $W_\ell, T_\ell, Q'_\ell$  および  $F(\alpha)$  の計算

$T_\ell, W_\ell, Q'_\ell$  の積分は,  $\theta$  についての

$$Kn(x) = \int_0^{\pi/2} e^{-\frac{x}{\sin \theta}} \sin^n \theta d\theta$$

の形の Bickley 函数と  $\phi$  および 表面積からなる

$$\int_s ds \int_{-\pi/2}^{\pi/2} d\phi \cos \phi \cdot x$$

とにより構成されている。ここで  $X$  は  $T_\ell$  の場合 1,  $W_\ell$  の場合  $X_0$ , そして  $Q'_\ell$  の場合には  $X_0 \cdot X'_0$  となる。ここで特に  $X=X_0$  の場合には,

$$\int_s ds \int_{-\pi/2}^{\pi/2} d\phi \cos \phi \cdot X = \pi V_c (1 - \bar{N}).$$

$$\bar{N} = \frac{1}{1-\alpha^2} \left( 1 - \frac{2\phi_0}{\pi} - \frac{1}{\pi} \sin 2\phi_0 \right), \phi_0 = \sin^{-1} \alpha$$

となる。又,  $X=1$  の場合は当然  $2S_F$  となる。所で, J. D. Macdougall<sup>(21)</sup> はこれら  $W_\ell, T_\ell, Q'_\ell$  及び  $F(\alpha)$  を次のような fitting 式で求めている\*。

$$F(\alpha) = 1.0 + 0.06\alpha - 0.185 \ln(1-\alpha).$$

$$Q'r = \exp \left\{ -3.401 + 8.909\alpha - 1.1862\alpha^2 + 6.3818\alpha^3 + \eta(-1.886 - 0.1006\alpha + 0.6173\alpha^2) + \eta^2(0.2716 + 0.04364\alpha) + \eta^3(-0.0128 - 0.02085\alpha) \right\}.$$

$$Q'z = \exp \left\{ -2.7685 + 8.9225\alpha - 1.18928\alpha^2 + 6.4197\alpha^3 + \eta(-3.83 - 0.1332\alpha + 1.099\alpha^2) + \eta^2(1.5746 - 0.18657\alpha) - 0.2865\eta^3 \right\}.$$

$$Wr = \exp \left\{ -2.9787 + 9.003\alpha - 1.2936\alpha^2 + 6.9769\alpha^3 + \eta(-1.0486 + 0.05206\alpha) + \eta^2(0.2422 - 0.01185\alpha) - 0.02975\eta^3 \right\}.$$

$$\text{for } \eta \leq 2.5$$

$$= (1 - N(\alpha)) 2\eta \quad \text{for } \eta > 2.5$$

\*本コードではこれを用いるものとした。

但し,

$$N(\alpha) = \frac{1}{1-\alpha^2} \left\{ 1 - \frac{2}{\pi} \left( \sin^{-1} \alpha + \alpha \sqrt{1-\alpha^2} \right) \right\} .$$

$$Wz = \exp \left\{ -2.2690 + 8.3305\alpha - 1.0996\alpha^2 + 5.4169\alpha^3 + \eta(-2.243 + 0.1053\alpha) + \eta^2(1.04212 - 0.05046\alpha) + \eta^3(-0.2085 + 0.01\alpha) \right\} .$$

for  $\eta \leq 2.0$

$$= (1 - N(\alpha)) / 2\eta . \quad \text{for } \eta > 2.0$$

$$Tr = \exp \left\{ -0.0086 - 0.674\eta + 0.089\eta^2 \right\} .$$

for  $\eta \leq 2.2$

$$= (1 - 9/16\eta) / \eta . \quad \text{for } \eta > 2.2$$

$$Tz = \exp \left\{ 0.6 - 1.255\eta + 0.255\eta^2 \right\} \quad \text{for } \eta \leq 1.3$$

$$= (1 - 3/8\eta) / \eta . \quad \text{for } \eta > 1.3$$

### 附録 8. 半固定入力定数

(1) Thermal column

|  |                        |
|--|------------------------|
| $^{238}\text{U}$ (capture) / $^{235}\text{U}$ (absorption)     | $3.910 \times 10^{-3}$ |
| $^{115}\text{In}$ (absorption) / $^{55}\text{Mn}$ (absorption) | $1.170 \times 10^{-1}$ |
| $^{176}\text{Lu}$ (absorption) / $^{55}\text{Mn}$ (absorption) | $2.552 \times 10^{-2}$ |
| $^{239}\text{Pu}$ (fission) / $^{235}\text{U}$ (fission)       | $1.347 \times 10^0$    |

(2)  $\alpha$ ,  $\lambda$ ,  $Y(\rightarrow\text{Xe})$ ,  $Y(\rightarrow\text{Sm})$

核分裂当りのエネルギー収率  $\alpha$ , 崩壊定数  $\lambda$ , 核分裂当りの  $^{135}\text{Xe}$  収率  $Y(\rightarrow\text{Xe})$ , 核分裂当りの  $^{149}\text{Sm}$  収率  $Y(\rightarrow\text{Sm})$  は次の通り。

|        | $\alpha$<br>$\left\{ \frac{\text{w} \cdot \text{sec}}{\text{fission}} \right\}$ | $\lambda$<br>$\left\{ \frac{1}{\text{sec}} \right\}$ | $Y(\rightarrow\text{Xe})$<br>$\left\{ \frac{1}{\text{fission}} \right\}$ | $Y(\rightarrow\text{Sm})$<br>$\left\{ \frac{1}{\text{fission}} \right\}$ | $Y(\rightarrow\text{RSFP/SSEP})$<br>$\left\{ \frac{1}{\text{fission}} \right\}$ |
|--------|---|--|--|--|---|
| Th-232 | $3.108 \times 10^{-11}$   | 0.0  | 0.60   | 0.0061   | 0.0115/0.3850   |
| Pa-233 | "   | $2.930 \times 10^{-7}$                               | "  | "  | "   |
| U-233  | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| U-234  | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| U-235  | "   | 0.0  | 0.64   | 0.017  | "   |
| U-236  | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| Np-237 | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| U-238  | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| Pu-239 | $3.220 \times 10^{-11}$   | 0.0  | 0.73   | 0.024  | "   |
| Pu-240 | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| Pu-241 | "   | $1.680 \times 10^{-9}$                               | "  | "  | "   |
| Pu-242 | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| Am-243 | "   | 0.0  | "  | "  | "   |
| Xe-135 | —   | $2.110 \times 10^{-5}$                               | —  | —  | —   |
| Sm-149 | —   | 0.0  | —  | —  | —   |
| RSFP   | —   | $1.6 \times 10^{-10}$                                | —  | —  | —   |
| SSFP   | —   | $4.5 \times 10^{-10}$                                | —  | —  | —   |

附録9 Sample Input List

\*\*\* DELIGHT-4 SAMPLE CASE (BURN UP CALC.)

8 3 3 12 2 1 5 1 4 3 0 1 50 -1 1 0 0  
 1 0 0 2

16 57 61  
 27 42 50  
 1,05 1,05 1,75 2,25 2,45 3,6548  
 0,000454 1,8 2,301 1,77 0,000454 1,75  
 5 1,752  
 8 27,122  
 28 2,65 -4 4,442 -4 2,65 -4 2,65 -4  
 30 100,0 63,586 100,0 100,0  
 31 8,88 -5 3,88 8,88 -5  
 32 100,0 100,0  
 33 3,667  
 34 5,0112 -3 3,372 -4 5,0112 -3  
 1 1200,0  
 8 2,1804 -2 8,3 17,1 -1,0 -4025,0  
 0,025 -1,0  
 1,0 1050,0 7,533 1,266 -4  
 1 2 5 6  
 1,0 1,0 1,0 1,0 1,0 1,0  
 2,15 8,634 21,585 21,585 135,0 135,0  
 135,0 135,0 135,0 135,0 135,0 135,0  
 0 1 0 0 0 2 0 0 0 1 0 0  
 1,8  
 2  
 7 1

\*\* CROSS SECTION SET FOR FUEL COMPACT

5 7,81978-5 8 1,85308-330 7,38153-231 3,86373-333 1,80113-334 4,78471-6  
 28 4,52390-8

\*\* CROSS SECTION SET FOR CARBON

30 9,02982-2  
 0 0 0 0 3 28 30 30 0 0 2 1 6 1 1 1  
 0,4 1,2898 -3 2,38 55,25515 0,9818 0,5276  
 0,03 -0,03 1,85 12,01115 0,9873 0,8208  
 0,135396 0,217376 1,0

附録 10 Sample Output List

```

*** DELIGHT *** ** DELIGHT=4 SAMPLE CASE (BURN UP CALC.)
78-06-10

* CONTROL DATA
NUMBER OF NUCLIDES= 8          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 = 3
BURNUP STEP = 12              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 MODEL = 0

* 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
5 1.4991E-05                  8 2.3178E-04                  28 2.8617E-07                  30 7.2404E-02                  31 4.9337E-04
32 1.0449E-05                  33 2.6706E-04                  34 6.8263E-07

* RESONANCE DATA
RESONANCE NUCLIDE = 1          MEAN CHORD LENGTH = 3.3333E-02          DANCOFF FACTOR = 9.5818E-01          TEMPERATURE = 1.2000E+03
I. O. NUMBER = 8              DENSITY IN FUEL = 2.1804E-02          POTENTIAL SCATT = 8.3000E+00          TOTAL SCATT = 1.7100E+01
PARTICLE RADIUS = 2.5000E-02          CELL DANCOFF FACT. = -1.0000E+00

* DATA OF BURNUP CALCULATION
K(INFINITE) = 1.0000E+00          POWER = 7.5330E+00          BUCKLING = 1.2660E-04          TEMPERATURE OF MODERATOR = 1.0500E+03

* BURNUP STEP
1 2.1500E+00(0)                2 8.6340E+00(1)                3 2.1585E+01(0)                4 2.1585E+01(0)                5 1.3500E+02(0)                6 1.3500E+02(2)
7 1.3500E+02(0)                8 1.3500E+02(0)                9 1.3500E+02(0)                10 1.3500E+02(1)                11 1.3500E+02(0)                12 1.3500E+02(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       | VID | LYDT | IWA | IWF | IWR |
|-------------|-----|------|-----|-----|-----|
| 90=TH=232   | 1   | 1528 | 1   | 1   | 1   |
| 91=PA=233   | 2   | 1680 | 1   | 1   | 0   |
| 92=U=233    | 3   | 1821 | 1   | 1   | 0   |
| 92=U=236    | 4   | 1362 | 1   | 1   | 0   |
| 92=U=235    | 5   | 1757 | 1   | 1   | 0   |
| 92=U=238    | 6   | 1362 | 1   | 1   | 0   |
| 93=NP=237   | 7   | 1601 | 1   | 1   | 0   |
| 92=U=238    | 8   | 1546 | 1   | 1   | 1   |
| 94=PU=239   | 9   | 1759 | 1   | 1   | 0   |
| 94=PU=240   | 10  | 1546 | 1   | 1   | 0   |
| 94=PU=241   | 11  | 1462 | 1   | 1   | 0   |
| 94=PU=242   | 12  | 1460 | 1   | 1   | 0   |
| 95=AN=243   | 13  | 1336 | 1   | 1   | 0   |
| 54=XE=135   | 14  | 808  | 1   | 0   | 0   |
| 62=SM=149   | 15  | 1445 | 1   | 0   | 0   |
| NSFP(U=233) | 16  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| NSFP(U=235) | 17  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| NSFP(U=239) | 18  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| NSFP(U=241) | 19  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| SSFP(U=233) | 20  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| SSFP(U=235) | 21  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| SSFP(U=239) | 22  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| SSFP(U=241) | 23  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| RSFP(U=233) | 24  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| RSFP(U=235) | 25  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| RSFP(U=239) | 26  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| RSFP(U=241) | 27  | 68   | 1   | 0   | 0   |
| B=10        | 28  | 696  | 1   | 0   | 0   |
| B=C=12      | 30  | 569  | 1   | 0   | 0   |
| B=D=16      | 31  | 524  | 1   | 0   | 0   |
| B=HE=4      | 32  | 864  | 1   | 0   | 0   |
| 14=SI       | 33  | 777  | 1   | 0   | 0   |
| 14=H        | 34  | 886  | 1   | 0   | 0   |

RESONANCE INTEGRAL = 6.9033E+01

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

| ID. NAME | VID | ISC | MASS    | SIGS   | SIG6    |
|----------|-----|-----|---------|--------|---------|
| TH=232   | 1   | 0   | 232.038 | 12.000 | 11.100  |
| PA=233   | 2   | 0   | 233.040 | 17.000 | 10.000  |
| U=233    | 3   | 0   | 233.039 | 13.000 | 15.000  |
| U=236    | 4   | 0   | 234.041 | 10.000 | 8.100   |
| U=235    | 5   | 0   | 235.044 | 15.000 | 12.000  |
| U=236    | 6   | 0   | 236.046 | 8.800  | 4.500   |
| NP=237   | 7   | 0   | 237.049 | 16.000 | 12.000  |
| U=238    | 8   | 0   | 238.051 | 6.900  | 8.500   |
| PU=239   | 9   | 0   | 239.052 | 7.000  | 10.000  |
| PU=240   | 10  | 0   | 240.054 | 3.000  | 17.000  |
| PU=241   | 11  | 0   | 241.057 | 10.000 | 8.000   |
| PU=242   | 12  | 0   | 242.059 | 8.000  | 340.000 |
| AN=243   | 13  | 0   | 243.061 | 16.000 | 10.000  |
| XE=135   | 14  | -1  | 133.905 | 0.0    | 35.300  |
| SM=149   | 15  | -1  | 148.917 | 0.0    | 8.000   |
| NSFP=233 | 16  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| NSFP=235 | 17  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| NSFP=239 | 18  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| NSFP=241 | 19  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| SSFP=233 | 20  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| SSFP=235 | 21  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| SSFP=239 | 22  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| SSFP=241 | 23  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| RSFP=233 | 24  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| RSFP=235 | 25  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| RSFP=239 | 26  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| RSFP=241 | 27  | 0   | 120.000 | 0.0    | 0.0     |
| B=10     | 28  | 0   | 10.013  | 2.100  | 2.100   |
| C        | 30  | 1   | 12.011  | 4.730  | 4.730   |
| O=16     | 31  | 1   | 15.999  | 3.750  | 3.750   |
| HE       | 32  | 1   | 4.003   | 0.760  | 0.760   |
| SI       | 33  | 0   | 24.086  | 2.150  | 2.150   |
| H        | 34  | 1   | 1.008   | 20.400 | 20.400  |

JAERI-M 8097

\*\*\* DELIGHT-A SAMPLE CASE (RUHN UP CALC.)

78-06-10

\*\*\* BURNABLE PUISON SHIELDING FACTOR CALCULATION DATA \*\*\*

BP SELF-SHIELDING DATA

BP GEOMETRY =JGPC 2 CAL. METHOD =JCP4 0 ELEMENTS =NMPE 3  
 METHOD OF MIX=MIXA 1 ELEMENTS(RP) =NELR 2 ELEMENTS(MAT)=NELM 1  
 GRAIN S.F. =JGCR 0

ATOMIC NUMBER DENSITY IN BP OR MATRIX  
 ZB 1.9387E-02 ZY 2.5947E-02 Z9 9.2745E-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 5.5255E+01 BP WEIGHT F. 6.2279E+00

BP DENSITY WEIGHT FOR SPECTRUM CALCULATION

BP FAST THERMAL  
 9.8180E-01 5.2740E-01  
 MATRIX 9.8730E-01 8.2080E-01

\*\*\* DELIGHT \*\*\* \*\*\* DELIGHT-A SAMPLE CASE (RUHN UP CALC.)

78-06-10

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

|            |            |            |            |            |            |            |            |            |            |
|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|
| 1.3366E-03 | 5.3337E-03 | 1.4694E-02 | 2.2492E-02 | 2.8332E-02 | 5.8651E-02 | 7.7702E-02 | 9.1518E-02 | 9.4680E-02 | 9.4015E-02 |
| 9.2295E-02 | 8.9348E-02 | 4.5585E-02 | 8.3138E-02 | 8.0340E-02 | 7.7163E-02 | 7.6161E-02 | 7.5226E-02 | 7.3450E-02 | 7.2307E-02 |
| 6.8332E-02 | 6.7392E-02 | 6.6857E-02 | 6.6392E-02 | 6.6007E-02 | 6.5675E-02 | 6.5387E-02 | 6.5118E-02 | 6.4878E-02 | 6.4662E-02 |
| 6.4458E-02 | 6.4254E-02 | 6.4049E-02 | 6.3855E-02 | 6.3615E-02 | 6.3406E-02 | 6.3189E-02 | 6.2905E-02 | 6.2582E-02 | 6.2258E-02 |
| 6.1980E-02 | 6.1627E-02 | 6.1139E-02 | 6.0572E-02 | 6.0249E-02 | 5.8078E-02 | 5.8703E-02 | 5.7505E-02 | 5.7188E-02 | 5.6725E-02 |
| 5.4323E-02 | 5.4123E-02 | 5.0534E-02 | 5.0492E-02 | 4.9989E-02 | 4.9379E-02 | 4.8594E-02 | 4.7645E-02 | 4.6547E-02 | 4.5217E-02 |
| 4.3054E-02 | 4.2846E-02 | 4.2859E-02 | 4.2343E-02 | 4.1932E-02 | 4.1584E-02 | 4.1180E-02 | 4.0680E-02 |            |            |

\* NEUTRON SLOWING DOWN DENSITY (THERMAL SOURCE = 9.4488E-03)

|            |            |            |            |            |            |            |            |            |            |
|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|
| 7.2213E-03 | 3.1470E-04 | 8.8335E-04 | 1.8824E-03 | 3.2876E-03 | 4.9388E-03 | 6.6528E-03 | 8.2697E-03 | 9.6912E-03 | 1.0868E-02 |
| 1.1801E-02 | 1.2513E-02 | 1.3044E-02 | 1.3430E-02 | 1.3706E-02 | 1.3899E-02 | 1.4031E-02 | 1.4119E-02 | 1.4176E-02 | 1.4211E-02 |
| 1.4230E-02 | 1.4457E-02 | 1.4536E-02 | 1.4229E-02 | 1.4217E-02 | 1.4202E-02 | 1.4184E-02 | 1.4161E-02 | 1.4137E-02 | 1.4110E-02 |
| 1.4082E-02 | 1.4052E-02 | 1.4019E-02 | 1.3983E-02 | 1.3942E-02 | 1.3901E-02 | 1.3851E-02 | 1.3792E-02 | 1.3725E-02 | 1.3656E-02 |
| 1.3598E-02 | 1.3524E-02 | 1.3420E-02 | 1.3294E-02 | 1.3222E-02 | 1.2971E-02 | 1.2870E-02 | 1.2631E-02 | 1.2548E-02 | 1.2490E-02 |
| 1.1950E-02 | 1.1880E-02 | 1.1135E-02 | 1.1074E-02 | 1.0971E-02 | 1.0843E-02 | 9.8404E-03 | 9.5753E-03 | 9.5401E-03 | 9.4856E-03 |
| 9.4488E-03 | 9.4037E-03 | 9.3825E-03 | 9.2948E-03 | 9.2059E-03 | 9.1288E-03 | 9.0409E-03 | 8.9325E-03 |            |            |

FLUX 2.4865E-01 6.3469E-01 4.3347E-02

\* TH-232 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP  
 TRANSP. 5.3643E+00 1.6092E+01 1.1087E+01  
 ABSORP. 1.7000E+01 1.9020E+01 2.3190E+01  
 NU FISSION 7.6710E-02 0.0 0.0  
 FISSION 3.3363E-02 0.0 0.0  
 F.SPLC. 9.6723E-01 3.2769E-02 0.0  
 SC.T0 1 7.0752E+00 0.0 0.0  
 SC.T0 2 1.7818E-01 1.5972E+01 0.0  
 SC.T0 3 0.0 6.3082E-03 1.0796E+01

\* PA-233 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP  
 TRANSP. 5.7209E+00 2.9826E+01 1.8662E+02  
 ABSORP. 4.6793E-01 1.8916E+01 1.7593E+02  
 NU FISSION 5.9886E+01 0.0 0.0  
 FISSION 2.3049E+01 0.0 0.0  
 F.SPLC. 9.6723E-01 3.2769E-02 0.0  
 SC.T0 1 6.2569E+00 0.0 0.0  
 SC.T0 2 9.4091E-01 1.1067E+01 0.0  
 SC.T0 3 0.0 5.6000E-03 1.0642E+01

\* U-233 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP  
 TRANSP. 5.0744E+00 3.7464E+01 1.0595E+02  
 ABSORP. 1.9970E+00 2.6852E+01 9.3247E+01  
 NU FISSION 4.9189E+00 5.8219E+01 2.0268E+02  
 FISSION 1.9007E+00 2.3895E+01 8.1124E+01  
 F.SPLC. 9.6723E-01 3.2769E-02 0.0  
 SC.T0 1 5.3630E+00 0.0 0.0  
 SC.T0 2 1.4082E-01 1.1065E+01 0.0  
 SC.T0 3 0.0 5.8700E-03 1.2618E+01

\* U-234 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP  
 TRANSP. 6.6473E+00 2.6053E+01 6.3942E+02  
 ABSORP. 1.0964E+00 7.3366E+00 5.4317E+02  
 NU FISSION 2.2234E+00 1.7650E-02 0.0  
 FISSION 8.6257E-01 7.4202E-03 0.0  
 F.SPLC. 9.6723E-01 3.2769E-02 0.0  
 SC.T0 1 7.6177E+00 0.0 0.0  
 SC.T0 2 2.3653E-01 1.8927E+01 0.0  
 SC.T0 3 0.0 1.0683E-02 9.6440E+01

\* U-235 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP  
 TRANSP. 5.4056E+00 3.6355E+01 5.1978E+01  
 ABSORP. 1.3715E+00 2.4947E+01 4.0884E+01  
 NU FISSION 3.1584E+00 3.9145E+01 4.8876E+01

|                                    |            |            |            |
|------------------------------------|------------|------------|------------|
| FISSION                            | 1.2297E+00 | 1.6190E+01 | 2.0207E+01 |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 6.3641E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 1.2461E-01 | 1.1842E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 7.4461E+03 | 1.1026E+01 |
| * U-236 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP    |            |            |            |
| TRANSP.                            | 6.2931E+00 | 2.3823E+01 | 3.0967E+02 |
| ABSORP.                            | 5.6676E-01 | 6.3786E+00 | 2.7719E+02 |
| NU FISS.                           | 6.8922E-01 | 0.0        | 0.0        |
| FISSION                            | 3.3290E-01 | 0.0        | 0.0        |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 7.7739E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 2.5335E-01 | 1.9658E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 8.6138E-03 | 3.2485E+01 |
| * NP-237 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 5.7896E+00 | 3.8513E+01 | 9.3254E+01 |
| ABSORP.                            | 1.2583E+00 | 2.4192E+01 | 8.3489E+01 |
| NU FISS.                           | 2.9027E+00 | 8.0782E-02 | 2.5086E-02 |
| FISSION                            | 9.4004E-01 | 2.9449E-02 | 9.1483E-03 |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 6.3914E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 2.6276E-01 | 1.2402E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 6.0589E-03 | 1.1700E+01 |
| * U-238 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP    |            |            |            |
| TRANSP.                            | 5.7759E+00 | 3.0081E+01 | 7.6910E+00 |
| ABSORP.                            | 2.4391E-01 | 5.7247E+00 | 3.1029E-01 |
| NU FISS.                           | 4.0618E-01 | 4.6288E-03 | 0.0        |
| FISSION                            | 1.4442E-01 | 1.9888E-02 | 0.0        |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 7.7621E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 2.3061E-01 | 2.4628E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 1.3926E-03 | 7.3477E+00 |
| * PU-239 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 5.7808E+00 | 4.3444E+01 | 1.8915E+01 |
| ABSORP.                            | 1.7714E+00 | 3.1262E+01 | 1.0632E+01 |
| NU FISS.                           | 5.1795E+00 | 5.0443E+01 | 2.7822E+01 |
| FISSION                            | 1.6971E+00 | 1.7554E+01 | 9.6829E+00 |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 6.1024E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 1.4974E-01 | 1.2419E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 4.6498E-03 | 8.8347E+00 |
| * PU-240 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 5.7613E+00 | 3.4127E+01 | 1.8223E+01 |
| ABSORP.                            | 1.0931E+00 | 1.2493E+01 | 4.9720E+00 |
| NU FISS.                           | 3.0447E+00 | 5.0901E+01 | 4.6286E-03 |
| FISSION                            | 9.7656E-01 | 1.7728E-01 | 1.6129E-03 |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 6.7190E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 1.4331E-01 | 2.1522E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 5.8086E-03 | 1.3156E+01 |
| * PU-241 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 6.0269E+00 | 4.8781E+01 | 2.0632E+02 |
| ABSORP.                            | 1.7582E+00 | 3.7046E+01 | 1.7800E+02 |
| NU FISS.                           | 5.0430E+00 | 8.9195E+01 | 4.7470E+02 |
| FISSION                            | 1.6256E+00 | 3.0416E+01 | 1.6189E+02 |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 6.8593E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 2.8081E-01 | 1.2139E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 5.7787E-03 | 6.2736E+00 |
| * PU-242 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 5.3467E+00 | 2.8472E+01 | 1.1316E+03 |
| ABSORP.                            | 9.1328E-01 | 5.3088E+00 | 1.0348E+03 |
| NU FISS.                           | 2.5585E+00 | 3.8106E-02 | 0.0        |
| FISSION                            | 8.3340E-01 | 1.3535E-02 | 0.0        |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 6.7805E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 1.6089E-01 | 2.3318E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 6.9344E-03 | 9.6974E+01 |
| * AM-243 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 5.6335E+00 | 3.1141E+01 | 6.9846E+01 |
| ABSORP.                            | 7.5382E-01 | 1.9547E+01 | 6.0098E+01 |
| NU FISS.                           | 2.1186E+00 | 1.9205E-03 | 0.0        |
| FISSION                            | 6.9197E-01 | 1.3008E-04 | 0.0        |
| F.SPEC.                            | 9.6723E-01 | 3.2769E-02 | 0.0        |
| SC.TO 1                            | 6.6422E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 6.3216E-01 | 1.1768E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 1.6343E-02 | 9.6069E+00 |
| * Xe-135 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 3.4060E+00 | 1.3053E+01 | 3.2082E+02 |
| ABSORP.                            | 8.3867E-04 | 8.6303E-01 | 1.1752E+02 |
| SC.TO 1                            | 5.8385E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 4.5956E-02 | 1.2339E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 8.1717E-02 | 1.9969E+02 |
| * SM-149 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP   |            |            |            |
| TRANSP.                            | 5.6000E+00 | 1.0872E+02 | 2.1447E+02 |
| ABSORP.                            | 2.0432E-01 | 6.0086E+01 | 2.0604E+02 |
| SC.TO 1                            | 6.7248E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TO 2                            | 3.6493E-01 | 4.8839E+01 | 0.0        |
| SC.TO 3                            | 0.0        | 1.2918E-02 | 8.3533E+00 |
| * NSFP-233 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |            |            |            |
| TRANSP.                            | 1.8781E-02 | 1.0278E+00 | 5.3936E-01 |
| ABSORP.                            | 1.8768E-02 | 1.0378E+00 | 5.3936E-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        |
| * NSFP-235 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |            |            |            |
| TRANSP.                            | 2.0913E-02 | 1.1106E+00 | 4.5007E-01 |
| ABSORP.                            | 2.0913E-02 | 1.1106E+00 | 4.5007E-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        |
| * NSFP-239 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |            |            |            |
| TRANSP.                            | 3.3735E-02 | 1.6723E+00 | 1.3408E+01 |
| ABSORP.                            | 3.3735E-02 | 1.6723E+00 | 1.3408E+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        |
| * NSFP-241 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |            |            |            |
| TRANSP.                            | 3.3735E-02 | 1.6723E+00 | 1.3408E+01 |
| ABSORP.                            | 3.3735E-02 | 1.6723E+00 | 1.3408E+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        |
| * SSFP-233 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |            |            |            |
| TRANSP.                            | 1.1128E-01 | 1.6018E+01 | 1.7501E+02 |
| ABSORP.                            | 1.1128E-01 | 1.6018E+01 | 1.7501E+02 |
| SC.TO 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        |
| * SSFP-235 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 1.1784E-01 | 1.4819E+01 | 1.9224E+02 |
| ABSORP.                            |   | 1.1784E-01 | 1.4819E+01 | 1.9224E+02 |
| 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        |
| * SSFP-239 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 1.2317E-01 | 1.6635E+01 | 1.8592E+02 |
| ABSORP.                            |   | 1.2317E-01 | 1.6635E+01 | 1.8592E+02 |
| 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        |
| * SSFP-241 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 1.2317E-01 | 1.6635E+01 | 1.8592E+02 |
| ABSORP.                            |   | 1.2317E-01 | 1.6635E+01 | 1.8592E+02 |
| 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        |
| * KSFP-233 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 4.6392E-01 | 6.3841E+01 | 3.1384E+02 |
| ABSORP.                            |   | 4.6392E-01 | 6.3841E+01 | 3.1384E+02 |
| 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        |
| * RSFP-235 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 4.8080E-01 | 6.8693E+01 | 3.2994E+02 |
| ABSORP.                            |   | 4.8080E-01 | 6.8693E+01 | 3.2994E+02 |
| 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        |
| * RSFP-239 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 4.5941E-01 | 6.2979E+01 | 3.4582E+02 |
| ABSORP.                            |   | 4.5941E-01 | 6.2979E+01 | 3.4582E+02 |
| 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        |
| * RSFP-241 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 4.5941E-01 | 6.2979E+01 | 3.4582E+02 |
| ABSORP.                            |   | 4.5941E-01 | 6.2979E+01 | 3.4582E+02 |
| 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-10 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP     |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 2.9337E+00 | 4.2382E+01 | 3.1244E+02 |
| ABSORP.                            |   | 5.7784E-01 | 4.0278E+01 | 3.1048E+02 |
| SC.T0                              | 1 | 2.5180E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.T0                              | 2 | 2.0188E-01 | 2.2009E+00 | 0.0        |
| SC.T0                              | 3 | 0.0        | 2.7732E+02 | 1.7101E+00 |
| * C 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP        |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 2.5314E+00 | 4.3980E+00 | 4.4471E+00 |
| ABSORP.                            |   | 2.5533E-04 | 3.4148E-05 | 2.7553E-04 |
| SC.T0                              | 1 | 2.6665E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.T0                              | 2 | 1.9000E-01 | 4.8068E+00 | 0.0        |
| SC.T0                              | 3 | 0.0        | 5.2084E+02 | 3.9817E+00 |
| * U-16 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP     |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 3.3200E+00 | 3.6279E+00 | 3.5738E+00 |
| ABSORP.                            |   | 2.8338E-03 | 1.8812E-06 | 1.4424E-03 |
| SC.T0                              | 1 | 3.4700E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.T0                              | 2 | 1.4478E-01 | 3.6807E+00 | 0.0        |
| SC.T0                              | 3 | 0.0        | 3.1154E+02 | 3.2976E+00 |
| * HE 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP       |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 2.4805E+00 | 6.8911E-01 | 6.4314E+01 |
| ABSORP.                            |   | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.T0                              | 1 | 3.1062E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.T0                              | 2 | 1.7803E-01 | 7.3692E-01 | 0.0        |
| SC.T0                              | 3 | 0.0        | 2.3767E+02 | 4.3755E-01 |
| * SI 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP       |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 3.0512E+00 | 1.9553E+00 | 2.1057E+00 |
| ABSORP.                            |   | 3.3792E-03 | 2.4995E-03 | 1.3000E-02 |
| SC.T0                              | 1 | 3.6897E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.T0                              | 2 | 2.3739E-01 | 1.9361E+00 | 0.0        |
| SC.T0                              | 3 | 0.0        | 1.0358E+02 | 2.0002E+00 |
| * H 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP        |   |            |            |            |
| TRANSP.                            |   | 2.9616E+00 | 6.4134E+00 | 6.3703E+00 |
| ABSORP.                            |   | 3.9737E-05 | 3.4869E-03 | 2.6892E-02 |
| SC.T0                              | 1 | 3.0007E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.T0                              | 2 | 2.1915E+00 | 1.7093E+01 | 0.0        |
| SC.T0                              | 3 | 4.9116E-05 | 1.0288E+00 | 7.5413E+00 |

\*\*\* DELIGHT \*\*\* \*\*\* DELIGHT=4 SAMPLE CASE (HURN UP CALC.)

78-06-10

\* THERMAL NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL = LOW...HIGH)
1.4029E-01 4.2526E-01 7.1007E-01 9.8757E-01 1.5717E+00 2.6473E+00 3.6802E+00 4.5261E+00 5.1245E+00 5.7936E+00
5.8834E+00 6.0530E+00 6.1407E+00 5.4098E+00 5.3191E+00 4.6095E+00 3.8847E+00 3.2325E+00 2.6621E+00 2.3392E+00
2.2005E-01 1.9398E-01 1.6833E-01 1.4239E-01 1.0680E-01 7.0774E-01 4.7199E-01 3.5267E-01 2.8459E-01 2.4050E-01
2.1717E-01 2.0958E-01 2.0550E-01 2.0063E-01 1.9797E-01 1.9575E-01 1.9281E-01 1.8927E-01 1.8159E-01 1.6894E-01
1.5408E-01 1.3947E-01 1.2802E-01 1.1712E-01 1.0702E-01 1.0517E-01 1.0007E-01 9.5509E-02 8.9134E-02

\*NORMALIZED THERMAL NEUTRON SPECTRUM (ENERGY LEVEL =LOW...HIGH)
2.9712E-02 9.0065E-02 1.3039E-01 2.0916E-01 3.3247E-01 5.6068E-01 7.7942E-01 9.5858E-01 1.0855E+00 1.1816E+00
1.2430E-01 1.2424E-01 1.3002E-01 1.2516E+00 1.1265E+00 9.7320E-01 8.2274E-01 6.8461E-01 5.6380E-01 4.9543E-01
4.6605E-01 4.1058E-01 3.5650E-01 3.0157E-01 2.2619E-01 1.4990E-01 9.9963E-02 7.4692E-02 6.0274E-02 5.0936E-02
4.5995E-02 4.4384E-02 4.3523E-02 4.2491E-02 4.1927E-02 4.1457E-02 4.0834E-02 4.0084E-02 3.8588E-02 3.7811E-02
3.2632E-02 2.9539E-02 2.7113E-02 2.4804E-02 2.2739E-02 2.2667E-02 2.2274E-02 2.1194E-02 2.0228E-02 1.8878E-02

\*THERMAL NEUTRON SPECTRUM (LET-HARGY LEVEL=HIGH...LOW)
0.0 2.5987E-04 7.4179E-04 1.4541E-03 3.7068E-03 1.0974E-02 2.3165E-02 3.8143E-02 5.4085E-02 7.0734E-02
8.7074E-02 1.0246E-01 1.2309E-01 1.4941E-01 1.6841E-01 1.7513E-01 1.7248E-01 1.6409E-01 1.5207E-01 1.4366E-01
1.3980E-01 1.3129E-01 1.2208E-01 1.1147E-01 9.4839E-02 7.4698E-02 5.9839E-02 5.2196E-02 4.8136E-02 4.5795E-02
4.4608E-02 4.4386E-02 4.4392E-02 4.4084E-02 4.4023E-02 4.3946E-02 4.3194E-02 4.3691E-02 4.3447E-02 4.2921E-02
4.2234E-02 4.1337E-02 4.0654E-02 3.9673E-02 3.8646E-02 4.0790E-02 4.2311E-02 4.2379E-02 4.2470E-02 4.2721E-02

\* EFFECTIVE MICRO CROSS SECTION (THERMAL)

FLUX 9.1208E-04 1.6412E-03 1.5208E-02

\* TH-232 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 1.2461E+01 1.2859E+01 1.5147E+01
ABSORP. 4.9544E-01 8.9349E-01 3.1819E+00
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
SC.TO 6 0.0 0.0 1.2000E+01

\* PA-233 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 5.7352E+02 2.2452E+02 5.6025E+01
ABSORP. 5.5637E+02 2.0737E+02 3.9074E+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
SC.TO 6 0.0 0.0 1.7000E+01

\* U -233 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 6.1073E+02 1.8828E+02 2.7640E+02
ABSORP. 5.9776E+02 1.7531E+02 2.6344E+02
NU FISS. 1.1700E+03 4.0353E+02 5.9812E+02
FISSION 6.6295E+01 1.6074E+02 2.3944E+02
SC.TO 4 1.3000E+01 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 1.3000E+01 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 1.3000E+01

\* U -234 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 1.4671E+01 1.6913E+01 3.2395E+01
ABSORP. 4.6998E+00 6.9414E+00 2.2423E+01
NU FISS. 0.0 0.0 0.0
FISSION 0.0 0.0 0.0
SC.TO 4 1.0000E+01 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 1.0000E+01 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 1.0000E+01

\* U -235 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 3.8727E+01 8.3291E+01 2.9587E+02
ABSORP. 2.3770E+01 6.8333E+01 2.8091E+02
NU FISS. 3.5837E+01 1.4094E+02 5.7263E+02
FISSION 1.4815E+01 5.8265E+01 2.3672E+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 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 1.0077E+01 1.0523E+01 1.2939E+01
ABSORP. 1.3015E+00 1.7483E+00 4.1637E+00
NU FISS. 0.0 0.0 0.0
FISSION 0.0 0.0 0.0
SC.TO 4 8.8000E+00 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 8.8000E+00 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 8.8000E+00

\* NP-237 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 2.3504E+02 1.1933E+02 1.3909E+02
ABSORP. 2.1909E+02 1.0337E+02 1.2314E+02
NU FISS. 1.5577E-02 1.6883E-02 2.1523E-02
FISSION 5.6851E-03 8.1617E-03 7.8552E-03
SC.TO 4 1.6000E+01 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 1.6000E+01 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 1.6000E+01

\* U -238 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 9.3683E+00 9.4201E+00 1.0114E+01
ABSORP. 4.9320E-01 5.4501E-01 1.2405E+00
NU FISS. 0.0 0.0 0.0
FISSION 0.0 0.0 0.0
SC.TO 4 8.9000E+00 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 8.9000E+00 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 8.9000E+00

\* PU-239 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 2.8456E+01 6.8361E+01 1.4674E+03
ABSORP. 2.1475E+01 6.1381E+01 1.4604E+03
NU FISS. 5.1063E+01 1.7770E+02 2.6075E+03
FISSION 1.7773E+01 4.4448E+01 9.0760E+02
SC.TO 4 7.0000E+00 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 7.0000E+00 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 7.0000E+00

\* PU-240 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 7.5793E+01 8.9436E+03 2.0707E+02
ABSORP. 7.2801E+01 8.9466E+03 2.0408E+02
NU FISS. 3.1466E-03 4.6691E-03 9.4426E-02
FISSION 1.0964E-03 1.6269E-03 3.2901E-02
SC.TO 4 3.0000E+00 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 3.0000E+00 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 3.0000E+00

\* PU-241 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 4.3131E+01 4.9785E+01 1.0071E+03
ABSORP. 3.3138E+01 3.9812E+01 1.0812E+03
NU FISS. 9.1228E+01 9.9270E+01 2.2813E+03
FISSION 3.1114E-01 3.3857E-01 7.7807E+02
SC.TO 4 1.0000E+01 0.0 0.0
SC.TO 5 0.0 1.0000E+01 0.0
SC.TO 6 0.0 0.0 1.0000E+01

\* PU-242 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 1.1350E+02 2.7707E+01 1.7153E+01
ABSORP. 1.0552E+02 1.9729E+01 9.1749E+00
NU FISS. 0.0 0.0 0.0
FISSION 0.0 0.0 0.0
SC.TO 4 8.0000E+00 0.0 0.0



|            |            |            |            |            |
|------------|------------|------------|------------|------------|
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 8.0000E+00 | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 8.0000E+00 |
| * AM-243   | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 3.4162E+02 | 1.1370E+03 | 5.7560E+01 |            |
| ABSORP.    | 3.2566E+02 | 1.0210E+03 | 4.1603E+01 |            |
| NU FISS.   | 0.0        | 0.0        | 0.0        |            |
| FSSION     | 0.0        | 0.0        | 0.0        |            |
| SC.TU      | 4          | 1.6000E+01 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 1.6000E+01 | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 1.6000E+01 |
| * AE-135   | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 1.3789E+03 | 7.2839E+03 | 1.3381E+06 |            |
| ABSORP.    | 8.5389E+02 | 4.2869E+03 | 1.1632E+06 |            |
| SC.TU      | 4          | 7.2682E+02 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 3.0140E+03 | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 2.3655E+03 |
| * SM-149   | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 4.6173E+01 | 2.7080E+03 | 3.7227E+04 |            |
| ABSORP.    | 3.5047E+01 | 2.6641E+03 | 3.7023E+04 |            |
| SC.TU      | 4          | 1.1177E+01 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 4.4149E+01 | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 3.0500E+02 |
| * NSFP-233 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 5.7930E-01 | 5.7450E-01 | 1.8060E+00 |            |
| ABSORP.    | 5.7930E-01 | 5.7450E-01 | 1.8060E+00 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * NSFP-235 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 4.3301E-01 | 5.3280E-01 | 1.4796E+00 |            |
| ABSORP.    | 4.3301E-01 | 5.3280E-01 | 1.4796E+00 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * NSFP-239 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 1.0573E+00 | 6.7428E-01 | 1.9581E+00 |            |
| ABSORP.    | 1.0573E+00 | 6.7428E-01 | 1.9581E+00 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * NSFP-241 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 1.0573E+00 | 6.7428E-01 | 1.9581E+00 |            |
| ABSORP.    | 1.0573E+00 | 6.7428E-01 | 1.9581E+00 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * SSFP-233 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 1.6638E+01 | 6.3289E+01 | 4.5337E+01 |            |
| ABSORP.    | 1.6638E+01 | 6.3289E+01 | 4.5337E+01 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * SSFP-235 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 2.1012E+01 | 9.4214E+01 | 4.7438E+01 |            |
| ABSORP.    | 2.1012E+01 | 9.4214E+01 | 4.7438E+01 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * SSFP-239 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 3.1591E+01 | 1.5721E+02 | 5.3351E+01 |            |
| ABSORP.    | 3.1591E+01 | 1.5721E+02 | 5.3351E+01 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * SSFP-241 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 3.1591E+01 | 1.5721E+02 | 5.3351E+01 |            |
| ABSORP.    | 3.1591E+01 | 1.5721E+02 | 5.3351E+01 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * RSFP-233 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 2.0351E+02 | 1.0030E+03 | 5.0719E+03 |            |
| ABSORP.    | 2.0351E+02 | 1.0030E+03 | 5.0719E+03 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * RSFP-235 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 2.1234E+02 | 9.7449E+02 | 4.2906E+03 |            |
| ABSORP.    | 2.1234E+02 | 9.7449E+02 | 4.2906E+03 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * RSFP-239 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 2.1550E+02 | 8.2134E+02 | 7.2211E+03 |            |
| ABSORP.    | 2.1550E+02 | 8.2134E+02 | 7.2211E+03 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * RSFP-241 | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 2.1550E+02 | 8.2134E+02 | 7.2211E+03 |            |
| ABSORP.    | 2.1550E+02 | 8.2134E+02 | 7.2211E+03 |            |
| SC.TU      | 4          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| * B-10     | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 4.4956E+02 | 6.3054E+02 | 1.7240E+03 |            |
| ABSORP.    | 4.4759E+02 | 6.2858E+02 | 1.7221E+03 |            |
| SC.TU      | 4          | 2.1000E+00 | 0.0        | 0.0        |
| SC.TU      | 5          | 0.0        | 2.1000E+00 | 0.0        |
| SC.TU      | 6          | 0.0        | 0.0        | 2.1000E+00 |
| * C        | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 4.2488E+00 | 4.5513E+00 | 4.6925E+00 |            |
| ABSORP.    | 3.9704E+04 | 5.5740E+04 | 1.5227E+03 |            |
| SC.TU      | 4          | 3.5832E+00 | 3.8837E+02 | 4.6002E+09 |
| SC.TU      | 5          | 1.4022E+00 | 3.9805E+00 | 1.9221E+02 |
| SC.TU      | 6          | 1.3649E+03 | 8.9699E+01 | 4.9122E+00 |
| * O-16     | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |
| TRANSP.    | 3.5643E+00 | 3.5959E+00 | 3.6915E+00 |            |
| ABSORP.    | 2.0785E+03 | 2.9180E+03 | 7.9917E+03 |            |
| SC.TU      | 4          | 2.8240E+00 | 4.4430E+02 | 2.0597E+09 |
| SC.TU      | 5          | 8.6486E+01 | 3.0612E+00 | 7.1028E+02 |
| SC.TU      | 6          | 9.3511E+03 | 6.0783E+01 | 3.7998E+00 |
| * HE       | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |            |

TRANSP. 6.3679E-01 6.4364E-01 7.2269E-01
ABSOPP. 0.0 0.0 0.0
SC.T.O 4 3.0575E-01 5.4899E-03 3.3808E-07
SC.T.O 5 4.0545E-01 3.2746E-01 5.4428E-03
SC.T.O 6 4.7876E-02 3.210E-01 8.3436E-01

\* SI 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 2.1177E+00 2.1253E+00 2.1712E+00
ABSOPP. 1.8761E-02 2.6361E-02 7.2189E-02
SC.T.O 4 2.1500E+00 0.0 0.0
SC.T.O 5 0.0 2.1500E+00 0.0
SC.T.O 6 0.0 0.0 2.1500E+00

\* H 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
TRANSP. 8.0857E+00 8.9993E+00 1.7377E+01
ABSOPP. 3.8754E-02 5.4409E-02 1.4902E-01
SC.T.O 4 5.2938E+00 9.6203E-02 2.1817E-05
SC.T.O 5 8.8370E+00 7.9577E+00 1.4911E+01
SC.T.O 6 6.6744E+00 1.3253E+01 2.7999E+01

NEUTRON VELOCITY(MEAN) FAST= 1.98213E+07 THERMAL= 5.43051E+05

\* MATERIAL CROSS SECTION

MATERIAL = 1 \*\* CROSS SECTION SET FOR FUEL COMPACT

1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
D COEF. 1.3408E+00 8.3168E-01 9.1517E-01 8.9172E-01 8.8250E-01 8.1981E-01
TOTAL 1.2163E+00 5.5914E+00 1.1222E+01 1.6998E+01 7.2960E+01 2.8893E+01
ABSORPTION 5.5514E-04 1.2568E-02 3.8300E-03 2.8563E-03 6.4709E-03 2.4587E-02
FISSION 3.7119E-04 1.2661E-03 1.5801E-03 1.1585E-03 4.5562E-03 1.8511E-02
NU FISSION 9.9965E-04 3.0627E-03 3.8220E-03 2.8024E-03 1.1021E-02 4.4778E-02
SCAT. TO 1 2.3015E-01 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
2 1.5462E-02 4.0443E-01 0.0 0.0 0.0 0.0
3 2.3500E-10 3.9917E-03 3.2477E-01 0.0 0.0 0.0
4 1.3677E-10 2.8650E-06 5.7375E-02 2.9697E-01 3.0467E-03 4.5191E-10
5 0.0 0.0 0.0 1.0689E-01 3.2797E-01 1.3008E-03
6 0.0 0.0 0.0 1.3305E-04 8.8624E-02 3.9895E-01

MATERIAL = 2 \*\* CROSS SECTION SET FOR CARBON

1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP
D COEF. 1.0583E+00 8.3935E-01 8.3008E-01 8.1152E-01 8.1109E-01 7.8667E-01
TOTAL 5.0159E-01 1.3307E+00 2.1399E+00 2.9947E+00 3.8387E+00 4.8845E+00
ABSORPTION 2.3055E-05 3.0835E-06 2.4880E-05 3.5852E-05 5.0372E-05 1.3750E-04
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 2.3879E-01 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
2 1.7157E-02 4.1599E-01 0.0 0.0 0.0 0.0
3 0.0 4.7031E-03 3.5994E-01 0.0 0.0 0.0
4 0.0 0.0 6.7480E-02 3.2356E-01 3.5070E-03 4.1539E-10
5 0.0 0.0 1.2662E-01 3.6034E-01 1.7357E-03
6 0.0 0.0 0.0 1.2325E-04 8.0997E-02 4.4356E-01

STEP 0 78-06-10

\*\*\*\*\* DELIGHT=9 SAMPLE CASE (RUN UP CALC.)

K-EFF= 1.0797E+00 K-INF= 1.1487E+00 EPSILON= 1.0066E+00 RESO.P(1)= 6.4527E-01 RESO.P(2)= 6.5015E-01 THE.ETA\*F= 1.5445E+00
ICR=1= 4.7729E-01 ICR=2= 4.6138E-01 ICR=3= 4.8138E-01
MICRO-PARAMETER DELTA=28= 3.314E-04 DELTA=25= 1.718AE-01 RO=28= 7.0259E+00 GAMMA=0= 9.9052E+00
SPECTRAL INDEX IN=115/MN=55= 1.9248E-01 LU=176/MN=55= 2.0546E+00 PU=239/U=235= 2.5556E+00

\* ATOMIC NUMBER DENSITY, NUMBER OF FISSION, IRRADIATION

Table with columns: NUCLIDE, N, DN, NF, DNF, M, DM, FIF, D(FIF), FIM, D(FIM). Rows include TH-232, PA-233, U-233, U-234, U-235, U-236, NP-237, U-238, PU-239, PU-240, PU-241, PU-242, AM-243, KE-135, SM-149, NSFP-3, NSFP-5, NSFP-9, RSFP-1, RSFP-3, RSFP-5, RSFP-9, B=10.

\* TWO GROUP CONSTANTS
GROUP 1 FLUX= 1.3321E+07 D COEF.= 1.2171E+00 TOTAL= 3.1123E-01 ABSORP.= 1.2665E-03 FISSION= 1.9544E-04 NU FIS.= 4.7640E-04
REMUVAL= 2.5881E-03
GROUP 2 FLUX= 2.8990E+13 D COEF.= 9.5827E-01 TOTAL= 3.6705E-01 ABSORP.= 4.9583E-03 FISSION= 3.1355E-03 NU FIS.= 7.5849E-03
XFLUX 1= 1.3321E+14 XFLUX 2= 6.8998E+13 FAST FISS. GAIN= 1.2424E-01 RESO. ESCAPE PRO.= 6.6971E-01 THE. ETA\*F= 1.5297E+00

\* EXISTENTION AND COMPOSITION

FOR INITIAL TOTAL HEAVY METAL URANIUM TH-TOTAL= 0.0 U-TOTAL= 1.000E+03 PU-TOTAL= 0.0 PU-241= 0.0 PU-242= 0.0
U-235= 6.003E+01 PU-239= 0.0 PU-TOTAL= 0.0
PU-FISS.= 0.0 U-234= 0.0 U-235= 0.0
COMPOSITION OF URANIUM U-233= 0.0 U-234= 0.0 U-235= 6.075E-02 U-236= 0.0 U-238= 9.593E-01
PLUTONIUM PU-239= 0.0 PU-240= 0.0 PU-241= 0.0
DENSITY IN BURNABLE POISON B=10 = 1.939E-02 C = 2.595E-02 C = 9.278E-02
HOMOGENIZED BY DENSITY B=10 = 5.870E-07 C = 7.857E-07 C = 1.197E-04

\*\*\*\*\* DELIGHT-4 SAMPLE CASE (BURN UP CALC.)

STEP 0 78-06-10

\* FE= GROUP CONSTANTS  
 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP 4 GROUP  
 FLUX 3.5812E+06 5.0149E+08 2.7598E+12 9.1065E+13  
 D COEF. 1.7802E+00 1.0150E+00 1.0034E+00 9.5242E-01  
 TOTAL 2.1021E-01 3.4742E-01 3.5791E-01 3.6749E-01  
 ABSORPTION 9.8288E-05 1.7363E-03 1.1827E-03 5.5580E-03  
 FISSION 5.2838E-05 2.4271E-04 5.0896E-04 3.5487E-03  
 NU FISSION 1.4149E-04 5.8714E-04 1.2311E-03 8.5843E-03  
 SCAT. TO 1 1.9616E-01 0.0 0.0 0.0  
 2 1.3955E-02 3.4190E-01 0.0 0.0  
 3 5.2972E-11 3.7923E-03 3.3112E-01 1.4026E-03  
 4 0.0 0.0 2.5607E-02 3.6053E-01

\* MACRO CROSS-SECTION  
 1 GROUP 2 GROUP 3 GROUP 4 GROUP 5 GROUP 6 GROUP  
 FLUX 3.5812E+06 5.0149E+08 1.5332E+12 3.7610E+12 7.8827E+12 9.1065E+13  
 D COEF. 1.7802E+00 1.0150E+00 1.0187E+00 9.9546E-01 9.9255E-01 9.9242E-01  
 DCOEF-H 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 DCOEF-Z 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 TOTAL 2.1021E-01 3.4742E-01 3.4778E-01 3.6670E-01 3.6313E-01 3.6749E-01  
 ABSORPTION 9.8288E-05 1.7363E-03 9.4179E-04 8.2117E-04 1.6234E-03 5.5580E-03  
 FISSION 5.2838E-05 2.4271E-04 3.0242E-04 4.2209E-04 8.7345E-04 3.5487E-03  
 NU FISSION 1.4149E-04 5.8714E-04 7.3270E-04 5.3723E-04 2.1129E-03 8.5843E-03  
 SCAT. TO 1 1.9616E-01 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
 2 1.3955E-02 3.4190E-01 0.0 0.0 0.0 0.0  
 3 3.3485E-11 3.7919E-03 2.9242E-01 0.0 0.0 0.0  
 4 1.9487E-11 4.0829E-07 5.4417E-02 2.6378E-01 2.8358E-03 3.5259E-10  
 5 0.0 0.0 0.0 1.0200E-01 2.9340E-01 1.4026E-03  
 6 0.0 0.0 0.0 1.0395E-04 6.5277E-02 3.6053E-01  
 GRAIN SHIELD 9.9955E-01 9.8271E-01 8.7619E-01 8.2855E-01 7.7168E-01 5.2680E-01  
 ROD SHIELD 9.9073E-01 9.8811E-01 9.0890E-01 8.6595E-01 8.6215E-01 8.2076E-01  
 SHIEL. FACT. 9.9030E-01 9.7144E-01 7.9879E-01 7.2030E-01 6.6900E-01 4.3734E-01  
 WTDW 9.4619E-01 5.4027E-01 9.6619E-01 8.5948E-01  
 Z6 SHIELD FT 9.1819E-01 4.6435E-01

\*\*GROUPWISE MEAN VELOCITY (CM/SEC) \*\*

0.11360E+10 0.20782E+08 0.27104E+07 0.18804E+07 0.13400E+07 0.49063E+06

\*\*\*\*\* DELIGHT-4 SAMPLE CASE (BURN UP CALC.)

STEP 1 78-06-10

K-EFF= 1.0326E+00 K-INF= 1.0973E+00 EPSILON= 1.0053E+00 RESO.P(1)= 6.4640E-01 RESO.P(2)= 6.4960E-01 THE.ETA\*F= 1.4654E+00  
 ICR-1= 4.9521E-01 ICR-2= 5.0340E-01 ICR-3= 5.0095E-01

\* MICRO-PARAMETER DELTA-28= 3.479E-04 DELTA-25= 1.8157E-01 RO-28= 7.4356E+00 GAMMA-D= 1.0309E+01  
 \* SPECTRAL INDEX IN-119/MN-55= 2.0122E-01 LU-176/MN-55= 2.0332E+00 PU-239/U-235= 2.5394E+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   | 1.4936E+05  | -5.4860E-08 | 4.4717E-08 | 4.4717E-08 | 1.6508E+02 | 1.6508E+02 |            |            |            |            |
| (U)     | 1.4936E+05  | -5.4860E-08 | 4.4717E-08 | 4.4717E-08 | 1.6508E+02 | 1.6508E+02 |            |            |            |            |
| U-236   | 1.0141E-08  | 1.0141E-08  | 1.1046E-14 | 1.1046E-14 | 4.0778E-05 | 4.0778E-05 |            |            |            |            |
| (U)     | 1.0141E-08  | 1.0141E-08  | 1.1046E-14 | 1.1046E-14 | 4.0778E-05 | 4.0778E-05 |            |            |            |            |
| NP-237  | 2.4603E-12  | 2.4603E-12  | 1.8448E-17 | 1.8448E-17 | 6.8102E-08 | 6.8102E-08 |            |            |            |            |
| (U)     | 2.4603E-12  | 2.4603E-12  | 1.8448E-17 | 1.8448E-17 | 6.8102E-08 | 6.8102E-08 |            |            |            |            |
| U-238   | 2.3176E+04  | -2.6435E-08 | 2.2473E-10 | 2.2473E-10 | 8.2962E-01 | 8.2962E-01 |            |            |            |            |
| PU-239  | 2.6013E-08  | 2.6013E-08  | 1.3537E-10 | 1.3537E-10 | 5.1774E-01 | 5.1774E-01 |            |            |            |            |
| PU-240  | 8.2300E-11  | 8.2300E-11  | 3.5506E-16 | 3.5506E-16 | 1.3580E-06 | 1.3580E-06 |            |            |            |            |
| PU-241  | -4.8710E-12 | -4.8710E-12 | 4.7715E-14 | 4.7715E-14 | 1.8249E-04 | 1.8249E-04 |            |            |            |            |
| PU-242  | 3.1294E-13  | 3.1294E-13  | 1.1617E-16 | 1.1617E-16 | 4.4431E-07 | 4.4431E-07 |            |            |            |            |
| AM-243  | -3.1131E-14 | -3.1131E-14 | 5.6328E-17 | 5.6328E-17 | 2.0794E-07 | 2.0794E-07 |            |            |            |            |
| XE-135  | 1.7239E-10  | 1.7239E-10  |            |            |            |            |            |            |            |            |
| SM-149  | 1.8650E-09  | 1.8650E-09  |            |            |            |            |            |            |            |            |
| NSFP-3  | 0.0         | 0.0         |            |            |            |            |            |            |            |            |
| NSFP-5  | 6.8423E-08  | 6.8423E-08  |            |            |            |            |            |            |            |            |
| NSFP-4  | 2.0394E-10  | 2.0394E-10  |            |            |            |            |            |            |            |            |
| NSFP-1  | 7.2142E-14  | 7.2142E-14  |            |            |            |            |            |            |            |            |
| SSFP-3  | 0.0         | 0.0         |            |            |            |            |            |            |            |            |
| SSFP-5  | 1.7324E-08  | 1.7324E-08  |            |            |            |            |            |            |            |            |
| SSFP-9  | 0.0         | 0.0         |            |            |            |            |            |            |            |            |
| SSFP-1  | 0.0         | 0.0         |            |            |            |            |            |            |            |            |
| RSFP-3  | 0.0         | 0.0         |            |            |            |            |            |            |            |            |
| RSFP-5  | 1.0346E-08  | 1.0346E-08  |            |            |            |            |            |            |            |            |
| RSFP-9  | 0.0         | 0.0         |            |            |            |            |            |            |            |            |
| RSFP-1  | 0.0         | 0.0         |            |            |            |            |            |            |            |            |
| B-10    | 2.8022E-07  | -5.9512E-09 |            |            |            |            |            |            |            |            |
| TOTAL   |             |             | 4.5077E-08 | 4.5077E-08 | 1.6642E+02 | 1.6642E+02 | 3.0069E+03 | 3.0069E+03 | 1.8266E+04 | 1.8266E+04 |

\* TWO GROUP CONSTANTS  
 GROUP 1 FLUX= 1.3959E+07 D COEF.= 1.2171E+00 TOTAL= 3.1123E-01 ABSORP.= 1.2668E-03 FISSION= 1.9510E-04 NU FIS.= 4.7571E-04  
 REMOVAL= 2.5679E-03  
 GROUP 2 FLUX= 2.8907E+13 D COEF.= 9.5768E-01 TOTAL= 3.6734E-01 ABSORP.= 5.2098E-03 FISSION= 3.1263E-03 NU FIS.= 7.5718E-03  
 XFLUX 1= 1.3959E+07 XFLUX 2= 6.8800E+13 FAST FISS. GAIN= 1.2406E-01. RESO. ESCAPE PRO.= 6.6964E-01 THE. ETA\*F= 1.4534E+00

\* EXISTENTIION AND COMPOSITION

FOR INITIAL TOTAL HEAVY METAL TH-TOTAL= 0.0 U-TOTAL= 9.997E+02 PU-TOTAL= 1.063E-01  
 URANIUM U-235 = 5.981E+01 PU-239 = 1.059E-01 PU-240 = 3.366E-04 PU-241= -1.836E-05 PU-242= 1.290E-06  
 PU-FISS.= 1.059E-01 PU-TOTAL= 1.063E-01  
 COMPOSITION OF URANIUM U-233 = 0.0 U-234 = 0.0 U-235 = 0.0  
 PLUTONIUM PU-239 = 9.970E+01 PU-240 = 3.154E-03 PU-241 = -1.714E-04 PU-242= 1.199E-05  
 DENSITY IN BURNABLE POSITION B-10 = 1.919E-02 C = 2.595E-02 C = 9.278E-02  
 HOMOGENIZED BP DENSITY B-10 = 5.812E-07 C = 7.857E-07 C = 1.197E-04

\*\*\*\*\* DELIGHT-4 SAMPLE CASE (BURN UP CALC.)

\* FEW GROUP CONSTANTS

|             | 1 GROUP    | 2 GROUP    | 3 GROUP    | 4 GROUP    |
|-------------|------------|------------|------------|------------|
| FLUX        | 3.7526E+06 | 5.2549E+08 | 2.8789E+12 | 9.0137E+13 |
| D. COEF.    | 1.7802E+00 | 1.0150E+00 | 1.0038E+00 | 9.5133E-01 |
| TOTAL       | 2.1021E-01 | 3.4742E-01 | 3.5789E-01 | 3.6785E-01 |
| ABSORPTION  | 9.8260E-05 | 1.7364E-03 | 1.1865E-03 | 5.8830E-03 |
| FISSION     | 5.2812E-05 | 2.4228E-04 | 5.0821E-04 | 3.5593E-03 |
| NU FISSIION | 1.4145E-04 | 5.8630E-04 | 1.2248E-03 | 8.6207E-03 |
| SCAT. TO 1  | 1.9616E-01 | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| 2           | 1.3955E-02 | 3.4189E-01 | 0.0        | 0.0        |
| 3           | 5.2972E-11 | 3.7923E-03 | 3.3126E-01 | 1.4026E-03 |
| 4           | 0.0        | 0.0        | 2.5439E-02 | 3.8057E-01 |

\* MACRO CROSS-SECTION

|              | 1 GROUP    | 2 GROUP    | 3 GROUP    | 4 GROUP    | 5 GROUP    | 6 GROUP    |
|--------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|
| FLUX         | 3.7526E+06 | 5.2549E+08 | 1.6064E+12 | 3.9385E+12 | 8.1685E+12 | 9.0137E+13 |
| D. COEF.     | 1.7802E+00 | 1.0150E+00 | 1.0187E+00 | 9.9546E-01 | 9.9252E-01 | 9.5143E-01 |
| DCOF-K       | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| DCOF-Z       | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| TOTAL        | 2.1021E-01 | 3.4742E-01 | 3.4778E-01 | 3.8669E-01 | 3.8334E-01 | 3.6785E-01 |
| ABSORPTION   | 9.8260E-05 | 1.7364E-03 | 9.4676E-04 | 8.1911E-04 | 1.8340E-03 | 5.8830E-03 |
| FISSION      | 5.2812E-05 | 2.4228E-04 | 5.0208E-04 | 2.2174E-04 | 8.7141E-04 | 3.5593E-03 |
| NU FISSIION  | 1.4145E-04 | 5.8630E-04 | 7.3074E-04 | 5.3659E-04 | 2.1085E-03 | 8.6207E-03 |
| SCAT. TO 1   | 1.9616E-01 | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| 2            | 1.3955E-02 | 3.4189E-01 | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| 3            | 3.3485E-11 | 3.7919E-03 | 2.9242E-01 | 0.0        | 0.0        | 0.0        |
| 4            | 1.9487E-11 | 4.0829E-07 | 5.4417E-02 | 2.6378E-01 | 2.8358E-03 | 3.5259E-10 |
| 5            | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 1.0200E-01 | 2.9340E-01 | 1.4026E-03 |
| 6            | 0.0        | 0.0        | 0.0        | 1.0395E-04 | 6.5277E-02 | 3.6057E-01 |
| GRAIN SHIELD | 9.9955E-01 | 9.8241E-01 | 8.7730E-01 | 8.3002E-01 | 7.7354E-01 | 5.2963E-01 |
| ROD SHIELD   | 9.9073E-01 | 9.8821E-01 | 9.0937E-01 | 8.8649E-01 | 8.6240E-01 | 8.2145E-01 |
| SHIEL. FACT. | 9.9031E-01 | 9.7124E-01 | 8.0018E-01 | 7.2221E-01 | 6.7109E-01 | 4.4003E-01 |
| *TUN         | 9.4638E-01 | 9.4388E-01 | 9.6634E-01 | 8.6029E-01 |            |            |
| Z6 SHIELD FT | 9.1453E-01 | 4.6772E-01 |            |            |            |            |

\*\*GROUP#1 SE MEAN VELOCITY (CM/SEC) \*\*

|             |             |             |             |             |             |
|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|
| 0.11360E+10 | 0.20782E+08 | 0.27107E+07 | 0.18804E+07 | 0.13400E+07 | 0.49063E+06 |
|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|