

JAERI-M

6993

高速炉設計用計算プログラム・2

(2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)

1977年2月

飯島 進・吉田 弘幸・桜木 廣隆*

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.

高速炉設計用計算プログラム・2
(2次元・3次元拡散摂動理論計算コード：PERKY)

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部
飯島 進・吉田 弘幸・桜木 廣隆*

(1977年2月1日受理)

計算コードPERKYは、2次元または3次元拡散近似に基き、通常のFirst-order perturbation theory かExact perturbation theory，を用いて高速炉の反応度価値，動特性パラメータを計算するコードである。

計算項目は、微視的断面積を用いた実効遅発中性子割合，即発中性子寿命，核種の反応度価値空間分布の計算，及び微視的断面積，または巨視的断面積を用いた反応度変化の計算である。巨視的断面積を用いた反応度変化計算における中性子漏洩の非等方性の効果は，Benoist の公式によって求められた非等方性拡散係数を適用することで評価できる。摂動計算に使用する中性子束と随伴中性子束は，多次元拡散コードCITATION による計算から得られるようになっており，微視的，巨視的断面積は，実効断面積作成コード，PIGEONを用いることで得られるようになっている。

本論文には，入力データ作成法の概要，プログラムの構造および計算式の説明を記述し，加えて例題についての入力データと計算結果を示してある。

*) 日本コンピューター・ビューロー株式会社

Calculation Program for Fast Reactor Design, 2

(Multi-dimensional Perturbation Theory Code based on Diffusion Approximation: PERKY)

Susumu IJIMA, Hiroyuki YOSHIDA,
and Hirotaka SAKURAGI*

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received February 1, 1977)

The program PERKY is used for calculating reactivity worth and kinetic parameters of a fast breeder reactor by ordinary first-order or exact perturbation theory based on two- or three-dimensional diffusion approximation.

It calculates effective delayed neutron fraction, prompt neutron lifetime and nuclide reactivity worth mapping using microscopic cross-sections, and also reactivity change using microscopic or macroscopic cross-sections. The anisotropic effect of leakage on the reactivity change calculated by using macroscopic cross-sections can be estimated with bidirectional, diffusion coefficients calculated from the Bessis formulation. The real and adjoint neutron fluxes for perturbation calculations may be generated by multi-dimensional diffusion code CITATION, and the microscopic and macroscopic cross-sections be provided by effective cross-section generating code PIGEON.

Included in this paper are the requirements of input data, construction of the program and calculation formulae, and also given a list of input data for a sample problem and selected results obtained for it.

* Nippon Computer Bureau, Ltd.

目 次

序	1
1. 計算コードの概要	2
2. 入力データ形式	5
3. コード内容の説明	18
3.1 データファイルの説明	18
3.2 オーバーレイ構造とプログラムの構成	19
4. 計算式の概要と出力項目	22
5. 補 項	29
6. 参考計算	32
謝 辞	32
参考文献	32

序

高速炉系での炉心設計及びそれに関連した炉心解析を行うため、計算コードシステムの開発が進められている。PERKY は拡散摂動理論を用いて、物質反応度値、反応度変化及び動特性パラメータを2次元・3次元体系で計算するコードである。

本コードは計算コードシステムの一環として設計されており、他の計算コードの計算結果を入力データとして使用する。中性子束、随伴中性子束は CITATION¹⁾、断面積は PIGEON²⁾ の計算結果を使用する。

コード作成にあたっては variable dimension を使用し、任意の core storage を使用することができるように考慮した。ただし本コードは炉心設計に用いることを主な目的としているので、入力する断面積には JAERI-FAST 25 群セットや ABBN セットなど 30 群程度のエネルギー群数の断面積を想定した。

1. 計算コードの概要

PERKYは拡散近似に基く摂動理論を用いて、2次元、3次元体系で動特性パラメータ、反応度変化の計算を行う。計算項目は以下の4項目である。

- (1) 実効遅発中性子割合
- (2) 即発中性子寿命
- (3) 核種の反応度価値空間分布
- (4) 反応度変化

反応度変化計算の内容を以下に示す。

- (1) 計算方法は Exact perturbation theory と First-order perturbation theory のどちらかを選択する。
- (2) ミクロ断面積と原子数密度を入力とした核種ごとの計算と、マクロ断面積を入力とした領域ごとの計算のどちらかを選択する。
- (3) マクロ断面積を入力とする計算では、中性子の漏れの非等方性を考慮することができる。計算方法は Benoist の計算式による非等方性拡散係数を使用した。

PERKYの入力データの主なものは次の3項目である。

- (1) 実効断面積; ミクロ断面積, マクロ断面積
- (2) 計算体系
- (3) 中性子束, 随伴中性子束

これらの入力データは、実効断面積作成コード PIGEON、拡散計算コード CITATION の計算結果を data file 上に保存し、それを入力として使用することを基本としている。

実効断面積

PERKYの計算では実効ミクロ断面積と実効マクロ断面積を入力として使用する。断面積は入力方法に自由度を持たせ2本の data file とカードによる入力を任意に選択して使用することができる。

Data file内のデータ配列は(i) microscopic cross section は PIGEON の出力形式、(ii) macroscopic cross section は CITATION の入力形式、と一致させた。(データ配列は5章の補項1と補項2に記述)。なおこれらのデータは全て binary mode で記述されたものを使用する。

入力した組成ごとの断面積には material number を与えて識別する。(material numberの詳細は後述)。PIGEONの計算結果として得られる microscopic cross section には各組成に対して 物質番号 (補項2の MATN (I)) が与えられている。PERKYの計算ではこの物質番号をそのまま cross section number として使用する。ここで注意すべきことは、PERKYでは異なる組成の断面積には異なる物質番号が与えられているものとする。このため2本の data file を使用して microscopic cross section を入力する場合、異なる組

成に同一の物質番号が与えられていることは許されない。

Macroscopic cross section は CITATION の計算用に準備された data file をそのまま入力として使用する。この data file ではすでに material number が指定されているが、macroscopic cross section の入力の場合には再度新しく material number を指定し直すこととした。

計算体系と中性子束

PERKYの計算では入力として中性子束及び随伴中性子束が必要である。中性子束と随伴中性子束は拡散計算コード CITATION により計算する。

通常の CITATION に手を加え PERKY の入力として利用しやすい data file を編集した。この data file には計算体系、中性子束、随伴中性子束が含まれ、そのまま PERKY の入力として利用できる。(この data file の詳細は5章の補項3で記述する。)また随伴中性子束の計算は中性子束計算と同時に行なわない場合も考え、随伴中性子束だけは別の data file から読み込むことを可能とした。

計算体系のデータとしては、メッシュ間の距離、中性子束計算点の距離、メッシュ点ごとの material number などが data file から入力される。

Exact perturbation の計算では非摂動体系の計算体系、中性子束、随伴中性子束に加えて摂動体系の中性子束を入力しなければならない。この中性子束は CITATION の計算結果を使用する。

摂動計算式の分母 I_p の計算

PERKYでは摂動計算式の分母 I_p の計算をする場合、(i)マクロ断面積を使用する、(ii)ミクロ断面積を使用する、2通りの計算が可能である。 I_p の計算には計算体系に含まれる全核種の核分裂による中性子生成断面積 ($\nu\sigma_{f, m, g}$) や核分裂スペクトル ($\chi_{m, g}$) の情報が必要である。これらのデータを各核種ごとに与えるとデータの量が膨大になるので、その複雑さを避けるため、reactivity worth や reactivity change の計算を核種ごとに行う場合でも、 I_p 計算はマクロ断面積を使用して計算できるよう配慮した。

Delayed neutron fraction と Prompt neutron lifetime の計算では、マクロ断面積を用いて I_p の計算が行なわれる。

Material Number

すでに material number に関する説明はいくつか行なって来たが、ここでもう一度 material number について整理しておくことは、PERKYの計算内容や、データを入力する方法を理解する上で有効であろうと考えられる。そこで反応度変化の計算を中心に具体的な例をあげながら material number について説明する。

(i) Material number は各組成ごとの断面積に与える番号である。メッシュ点ごとの、その点で使用する断面積は material number を与えることによって指定する。

CITATION の計算でも material number が使用されており、PERKYでも同じ使用方

法をとった。

摂動計算では非摂動体系と摂動体系に含まれる全組成の断面積に対して material number を与える。

(ii) 同一の material number が与えられたメッシュ点は1つの zone とみなされ、計算結果は zone ごとに整理され出力される。

(iii) 摂動計算では同じ組成の物質に2つの異なる温度条件を与える計算が考えられる。その様な場合 PERKY では2つの異なる組成として扱うので、それぞれに material number を与えなければならない。

(iv) 反応度変化の計算では摂動前と摂動後での断面積の差 $\delta \Sigma_x$ が必要である。PERKY の計算では摂動前と摂動後の2つの material number を指定することによってコード内で $\delta \Sigma_x$ を計算する。

ただし microscopic cross section を入力する摂動計算では、同一の cross section を使用し、原子数密度だけを変化させる計算も考えられる。その様な場合は、material number の変更はせず、2つの異なる原子数密度を与えることによって $\delta \Sigma_x$ の計算が行なわれる。

2. 入力データ形式

PERKYの入力データは、PIGEONやCITATIONの計算結果をfile上で受け渡すことにより、カードによる入力データを少なくしている。

PERKYでは連続計算が可能であり数ケースを1回の計算で行うことができる。連続計算の場合、計算体系、中性子束、随伴中性子束は、最初のケースの値がそのまま使用され、以後の計算では変更できない。入力データの構成は、タイトルカードが最初にあり、次に8つのsectionのデータが続き、そのあと999カードでそのケースの終りが示される。999カードのあとに次のケースのタイトルカードが続けられる。全ての計算の終了は、999カードのあとにblankカードを1枚入れることによって示される。8つのsectionの先頭には3ケタの数字(001~008)のカードが置かれ、必要なsectionだけを入力すればよい。また連続計算の場合001~003については変更部分のあるsectionのみを入力し、それに続けて004~008を入力する。(004~008については前のケースと変更が無いsectionでも計算に必要なものは全て入力する)

2.1 入力データ

[タイトルカード]

- Card 1 (18A4) 各ケースの先頭に必ず必要 (任意の英数字)

[SECTION 1]

- Card 1 (I3) : 001
- Card 2 (24I3)

columns

- | | | | |
|---------|--------|---|--|
| 1 ~ 3 | NFLX | : | 非摂動体系の中性子束と随伴中性子束が保存されている data fileの本数 (この data file は CITATIONの計算結果として得られる) |
| | = 1 | ; | 中性子束と随伴中性子束は同一の data file上に保存されている。(1/0 logical device 1) |
| | = 2 | ; | 中性子束と随伴中性子束は別々の data file上に保存されている。(1/0 logical device 1 and 3) |
| 4 ~ 6 | KMAX | : | エネルギー群数 |
| 7 ~ 9 | | : | blank |
| 10 ~ 12 | MAIMAX | : | 計算に使用する全組成の数 (非摂動体系, 摂動体系の合計の数) |
| 13 ~ 15 | IRZM | : | 計算体系 |
| | = 0 | ; | 3次元 X-Y-Z, 2次元 X-Y 体系 |
| | = 1 | ; | 2次元 R-Z 体系 |

- 16.~18 IOPE : exact perturbation 計算の有無
 = 0 ; exact perturbationによる reactivity change の計算は、
 全ケースを通じて行なわない。
 = 1 ; exact perturbationの計算を行う。(この場合、何番目の
 ケースで行うかに関係なく、最初のケ スでIOPE=1 と指
 定する。)
- 19~21 IFAE : 入力した中性子束、随伴中性子束のプリント出力
 = 0 ; 出力しない
 = 1 ; 出力する
- 22~24 ISAF : メッシュ点ごとの体積と表面積のプリント出力
 = 0 ; 出力しない
 = 1 ; 出力する

[SECTION 2]

マイクロ断面積に関する情報を指定する。マクロ断面積のみ入力する場合は、この section は省略する。

◦ Card 1 (I 3) : 002

◦ Card 2 (24I 3)

columns

- 1 ~ 3 NFMIC : ミクロ断面積の入力
 = 0 ; data file は使用しない。
 = 1 ; data file 1 (1/10 logical device 11) から入力する。
 = 2 ; data file 1 と data file 2 (1/10 logical device 11
 and 12) から入力する。
- 4 ~ 6 NCMIC : カードからのミクロ断面積の入力
 = 0 ; カード入力なし
 = 1 ; カード入力あり
- 7 ~ 9 IPRNT : ミクロ断面積のプリント出力
 = 0 ; 出力しない
 = 1 ; 出力する

◦ Card 3 (24I 3)

columns

- 1 ~ 3 MATMAX ^(注1) : 入力する物質の数 (microscopic cross section を用意
 した組成の数)
- 4 ~ 6 MAI 1T : data file 1 から読み込む物質の数
- 7 ~ 9 MAI 2T : data file 2 から読み込む物質の数
- 10~12 MACT : カードから読み込む物質の数
- 13~ (MAT (M), M=1, MATMAX) ^(解説1)
 : cross section number

(注1) MATMAX = MAI1T + MAI2T + MACT (≤ MAIMAX)

◦ Card 4 (24I3)

カードによる入力が無い場合 Card 4 ~ Card 7 を省略する。

Card 4 ~ Card 7 は MACT 回繰り返えされる。

columns

- 1 ~ 3 KMAX (≤ 25) : エネルギー群数
- 4 ~ 6 IDS1 (≤ 25) : 減速散乱のエネルギー群数 ($\sigma_s^{g \rightarrow g}$ の散乱を含む)
- 7 ~ 9 NCW (≤ 20) : この断面積に含まれる核種の数

◦ Card 5 (12I6)

columns

- 1 ~ 72 (MCC(N), N = 1, NCW)
MCC(N) ; 核種のコード名

◦ Card 6 (6E12.5)

columns

- 1 ~ 72 (ANN(N), N = 1, NCW)
ANN(N) ; 核種の原子数密度 ($\times 10^{-24} / \text{cm}^3$)

◦ Card 7 (6E12.5)

ミクロ断面積を以下の順番で(1)~(6)までエネルギー群数 (KMAX) だけ繰り返す。

- (1) (SD(N), N = 1, NCW) (単位 ; barn)
- (2) (ST(N), N = 1, NCW)
- (3) (SFN(N), N = 1, NCW)
- (4) (SF(N), N = 1, NCW)
- (5) (SC(N), N = 1, NCW)
- (6) ((SIJ(J, N), J = 1, IDS1), N = 1, NCW)
SD(N) = $\frac{1}{3}D^N$ D^N ; Diffusion Coefficient
ST(N) : Total Removal Cross Section
SFN(N) = $\nu \sigma_f^N$
SF(N) = σ_f^N
SC(N) = σ_c^N
SIJ(J, N) = $\sigma_s^{N, k \rightarrow j}$ $j = k + J - 1$
k, j ; energy group

◦ Card 8 (12(2I3))

Material number と cross section number の対応を行う。

columns

- 1 ~ 3 IREGN(1)
- 4 ~ 6 MAT(M)
- 7 ~ 9 IREGN(2)

IREGN (MAIMAX)

MAT (M')

IREGN(N) ; material number

MAT(M) ; IREGN(N)に対応する cross section number

(注1) IREGN(N)に対応する microscopic cross section が用意されていないものについては MAT(M)のところに 0 を入れておく。

(解説1) MAT(M)の指定について

PIGEON で作成されたマイクロ断面積には物質番号が与えられている (MATN(2)~)。Data file から断面積を入力する場合、PERKYの計算で必要としない組成も fileの中に含まれていることが考えられる。そこでMAT(M)に必要な組成の物質番号を入力することにより data file の中から、必要なものだけを抜き出す操作が行なわれる。

Data file 1, Data file 2, カードの順にMAT(M)を指定する。この指定により file 1 から MAI 1T, file 2 から MAI 2T だけ断面積が抜き出される。もしfile上にMAT(M)に対応する物質番号が無いとそこで計算を中止する。

PERKYの計算ではMAT(M)をそのまま cross section number として使用し、各組成のマイクロ断面積に与えられた数字としてその識別に利用する。

カード入力の断面積には入力順にMAT(M)が cross section number として与えられる。

[SECTION 3]

マクロ断面積の入力を行う。マクロ断面積の入力は data file, カードあるいは FORMAT 付き data fileを使用する。

◦ Card 1 (I3) 003

◦ Card 2 (24I3)

columns

1 ~ 3	NFMAC	:	マクロ断面積用 data fileの本数
	= 0	:	data fileは使用しない。
	= 1	:	data file 1を使用する。(1/10 logical device 8)
	= 2	:	data file 1と data file 2を使用する。
			(1/10 logical device 8 and 9)
4 ~ 6	NCMAC	:	カードによる入力
	= 0	:	カード入力のマクロ断面積なし
	= 1	:	カード入力のマクロ断面積あり
	= -1	:	FORMAT付きで書かれた data fileから入力する。
			(1/10 logical device 20)

7 ~ 9 IPRINT : マクロ断面積のプリント
 = 0 ; プリント出力しない
 = 1 ; 出力する

◦ Card 3 (24I3)

columns
 1 ~ 3 MAMAX ^(注1) : data file 1, data file 2, カードに存在する全組成の数
 4 ~ 6 MAA1T : data file 1 に存在する組成の数
 7 ~ 9 MAA2T : data file 2 に存在する組成の数
 10 ~ 12 MAACT : カードで入力する組成の数
 13 ~ (MAA(I), I = 1, MAMAX)
 : material number
 data file 1, data file 2, カードの順に material number を指定する。Data file から入力する組成のうち計算に使用しないものには 0 を与える。^(解説1)

(注1) MAMAX = MAA1T + MAA2T + MAACT (≥ MAIMAX)

◦ Card 4 (6E12.5)

columns
 1 ~ 72 (CHIL(K), K = 1, KMAX)
 ; fission distribution function χ_K

◦ Card 5 (24I3)

columns
 1 ~ 3 KMAX : エネルギー群数
 4 ~ 6 IDS : downscattering の群数 ($\Sigma_s^{g \rightarrow g}$ を含まない)
 7 ~ 9 NUP : upscattering の群数
 10 ~ 12 MODC1 : file 1 に関する情報
 = 0 ; file 1 を使用しない
 = 1 ; binary mode の data file を使用し, 拡散係数は等方である。(データの配列は補項1に示す)
 = 2 ; binary mode の data file を使用し, 拡散係数には異方性がある。
 13 ~ 15 MODC2 : file 2 に関する情報
 = 0 ; file 2 を使用しない。
 = 1 ; binary mode の data file を使用し 拡散係数は等方である。

- = 2 ; binary mode の data file を使用し、拡散係数には異
方性がある。
- 16 ~ 18 MODCC : カード及び FORMAT 付き data file に関する情報
- = 0 ; 入力なし
- = 1 ; CITATION の入力形式と同じ形式で入力し、拡散係数は
等方である。
- = 2 ; 拡散係数に異方性がある。
- 19 ~ 21 D_x, D_r の指定 (MODC 1 = 2 のとき必要)
- = 1 D_1 を使用する
- = 2 D_2 を使用する
- = 3 D_3 を使用する
- 22 ~ 24 D_y, D_{z1} の指定 (MODC 1 = 2 のとき必要)
(D_{z1} は R-Z 計算での Z 方向拡散係数)
- = 1 D_1 を使用する
- = 2 D_2 を使用する
- = 3 D_3 を使用する
- 25 ~ 27 D_{z2} の指定 (MODC 1 = 2 のとき必要)
(D_{z2} は X-Y-Z 計算及び X-Y 計算での Z 方向拡散係数)
- = 1 D_1 を使用する
- = 2 D_2 を使用する
- = 3 D_3 を使用する
- 28 ~ 30 D_x, D_r の指定 (MODC 2 = 2 のとき必要)
- = 1 D_1 を使用する
- = 2 D_2 を使用する
- = 3 D_3 を使用する
- 31 ~ 33 D_y, D_{z1} の指定 (MODC 2 = 2 のとき必要)
- = 1 D_1 を使用する
- = 2 D_2 を使用する
- = 3 D_3 を使用する
- 34 ~ 36 D_{z2} の指定 (MODC 2 = 2 のとき必要)
- = 1 D_1 を使用する
- = 2 D_2 を使用する
- = 3 D_3 を使用する
- 37 ~ 39 D_x, D_r の指定 (MODCC = 2 のとき必要)
- = 1 D_1 を使用する
- = 2 D_2 を使用する
- = 3 D_3 を使用する

40 ~ 42 D_y, D_{z1} の指定 (MODCC = 2 のとき必要)

= 1 D_1 を使用する。

= 2 D_2 を使用する

= 3 D_3 を使用する

43 ~ 45 D_{z2} の指定 (MODCC = 2 のとき必要)

= 1 D_1 を使用する

= 2 D_2 を使用する

= 3 D_3 を使用する

(注1) D_1, D_2, D_3 については補項1参照

◦ Card 6 (24I3)

断面積をカードで入力しないときは card 6 ~ card 9 は省略する。

(card 6 ~ card 9 は CITATION の入力形式と同一)

columns

1 ~ 3 KMAX : エネルギー群数

4 ~ 6 IX28 : 減速散乱の群数

7 ~ 9 IX29 : upscattering の群数

(注1) card 7 ~ card 9 は連続して1組となり、これが KMAX 組繰り返され、さらに MAECT 回繰り返される。

◦ Card 7 (2I6, 5E12.5)

columns

1 ~ 6 : not used

7 ~ 12 : not used

13 ~ 24 D^K : diffusion coefficient

25 ~ 36 Σ_a^K : absorption cross section

37 ~ 48 $\nu \Sigma_f^K$: production cross section

49 ~ 72 : not used

◦ Card 8 (2E12.5)

MODCC = 2 のときはこのカードは省略する。

columns

1 ~ 12 D_2^K card 7 の D^K を D_1 として異方性拡散係数 D_1, D_2, D_3 を

13 ~ 24 D_3^K 指定する。

◦ Card 9 (6E12.5)

columns

1 ~ 72 $\Sigma_s^{K \rightarrow J}$; J = 1 ~ KMAX

; scattering cross section

$$(注1) \quad \Sigma_t^K = \Sigma_a^K + \sum_{J=1}^{KMAX} \Sigma_S^{K \rightarrow J}$$

Σ_t^K ; total removal cross section

この関係を満すように Σ_a^K を決めなければならない。

(解説1) マクロ断面積の入力方法

Data file からマクロ断面積を入力する場合、PERKY の計算に使用しない組成も file に存在することがある。その様な data file から必要な組成の断面積だけを選択する方法を以下に述べる。MAA1T, MAA2T は file 1, file 2 に存在する組成の数である。ただし、file に存在する組成のうち頭から MAA1T, MAA2T だけ読み込めば、計算に必要な組成はその中にすべて含まれる数と考えて良い。

次に MAMAX (= MAA1T + MAA2T + MAECT) 個人力した組成の断面積に material number を指定する。その指定は MAA(I) を用いて行なわれる。Data file から入力した組成に対しては頭から順番に MAA1T, MAA2T だけ material number を入力する。そして計算に使用しない組成のところには 0 を入れる。

一方カードから入力する組成は全て計算に必要なものであるから、入力した順に MAECT だけ material number を指定する。

以上の結果、計算に必要な組成として material number を与えた組成の総数は section 1 で指定した MAIMAX に等しくなる。

[SECTION 4]

計算項目の指定を行う。

◦ Card 1 (I3) 004

◦ Card 2 (24I3)

columns

1 ~ 3 NCAL

- = 1 effective delayed neutron fraction
- = 2 prompt neutron lifetime
- = 3 reactivity worth mapping
- = 4 reactivity change calculation with first order perturbation theory
- = 5 reactivity change calculation with exact perturbation theory

[SECTION 5]

NCAL = 1 のときに必要。Delayed neutron のデータは data file (1/10 logical device 21) から入力する。

- Card 1 (I3) 005
- Card 2 (12I6)

columns

1 ~ 6	KMAX	:	エネルギー群数
7 ~ 12	NUDF	:	delayed family の数
13 ~ 18	NUNC	:	data の与えられた核種の数
19 ~	(MCC(N), N = 1, NUNC)	:	核種のコード名

(注1) Data file の内容は補項4に記述する。

[SECTION 6]

NCAL = 2 の場合に必要。エネルギー群構造をレサジーで与える。

- Card 1 (I3) 006
- Card 2 (6E125)

(UL(K), K = 1, KMAX)

UL(K) : エネルギー群Kのエネルギーの低い端の値(単位レサジー)

[SECTION 7]

NCAL = 3 の場合必要

- Card 1 (I3) 007
- Card 2 (3I3, 10I6)

columns

1 ~ 3	IPCL	:	摂動計算の分母 I_p の計算方法を指定する。
	= 0	:	I_p の計算にマイクロ断面積を使用する。
	= 1	:	I_p の計算にマクロ断面積を使用する。
4 ~ 6	NCYC	:	3次元計算体系の反応度を計算する plane の数を指定する(2次元計算では = 1)。
7 ~ 9	NUMAX1 (≤ 10)	:	反応度を計算する核種数
10 ~	(NUCL1(M), M = 1, NUMAX1)	:	反応度を計算する核種のコード名

- Card 3 (12I6/6E125)

計算体系に存在する核分裂を起す核種の fission distribution function $\chi_{m,g}$ を指定する。

入力方法は、

- (i) 核種ごとの fission distribution function を入力する場合と、
 (ii) 共通の(平均的)値を全核種に適用する場合 (SECTION 3 で入力した値)
 を選択することができる。(解説1)

(i)

columns

- 1 ~ 6 NUCLA(N) : 核分裂を起す核種のコード名
 1 ~ 72 ($\chi_{m, g}$, $g = 1, KMAX$)

(注1) 以上のカードを1組として、核分裂を起す核種の数だけこれを繰り返す。
 最後に [blank card] を1枚入れる。

(ii)

columns

- 1 ~ 72 (NUCLA(N), $N = 1, NFISS$)
 NUCLA(N) : 核分裂を起す核種のコード名
 NFISS : 核分裂を起す核種の数

(注2) [blank card] は入れなくて良い。

(注3) ミクロ断面積を用いて I_p 計算を行う場合は核種ごとの $\chi_{m, g}$ を入力する。(入力方法(i)を使用する)

◦ Card 4 (24I3)

反応度を計算する領域を指定する。反応度を計算する plane の数 (NCYC) だけ card 4 を入力する。

columns

- 1 ~ 3 NPLN : Plane number (2次元計算では = 1)
 4 ~ 6 MLFT : 反応度を計算する左端のメッシュ点
 7 ~ 9 MRIT : " " 右端のメッシュ点
 10 ~ 12 MTOP : " " 上端のメッシュ点
 13 ~ 15 MBOT : " " 下端のメッシュ点

(注1) 平面 NPLM の4つのメッシュ点で囲まれた領域の反応度が計算される。

(解説1) Fission distribution function の入力方法

入力方法は2通りあり、どちらかを選択する。その選択は card 3 の最初のカードの columns

(7~12)にコード名が有るか無いかにより、自動的に判断される。極端な例として核分裂核種が1核種しか存在しない体系での計算では常に(i)の方法が使用される。

[SECTION 8]

NCAL = 4, NCAL = 5 のときの入力データを指定する。摂動計算はマイクロ断面積を入力とした核種ごとの計算と、マクロ断面積を入力とする領域ごとの計算があり、それぞれ入力するデータが異なる。

◦ Card 1 (I3) 008

◦ Card 2 (24I3)

columns

1 ~ 3	IMCAL	:	断面積の指定
	= 0	;	マイクロ断面積を入力し摂動計算を行う。
	= 1	;	マクロ断面積のみ入力し摂動計算を行う。
4 ~ 6	IPAR	:	マイクロ断面積を入力するときのみ有効
	= 0	;	σ_t を使用して計算する。
	= 1	;	σ_t を $\sigma_c, \sigma_f, \sigma_s$ に分離して各項ごとに計算する。
7 ~ 9	IPCAL 2	:	I_p 計算に使用する断面積の指定 (IMCAL とは無関係に指定する)
	= 0	;	マイクロ断面積を使用する。
	= 1	;	マクロ断面積を使用する。
10 ~ 12	IRMAX (≤ 20)	;	摂動計算を行なう zone の数
13 ~ 72	(IREG(I), I = 1, IRMAX)	:	摂動計算を行う zone の material number (非摂動体系の値)

◦ Card 3 (I3, E12.5 / (6E12.5))

2次元 X-Y 体系での計算のとき、軸方向バックリングの値を入力する。他の体系のときはこのカードを省略する。

軸方向バックリングの入力方法は、(i) 全エネルギー平均の値を入力する場合と、(ii) エネルギー群ごとの値を入力する場合を選択することができる。

(i)

columns

1 ~ 3	MATN	:	material number
4 ~ 15	B2AV	:	全エネルギー平均のバックリングの値

(ii)

columns

1 ~ 3	MATN	:	material number
4 ~		:	a blank space

1 ~ 72 ($B^2_{m, g}$, $g = 1, KMAX$)

: MATN で指定した zone のエネルギー依存軸方向バック
リング

(注1) 計算に必要な material の数だけ card 3 を繰り返し最後に [blank card]
1 枚を入れる。

◦ Card 4 (6E12.5)

摂動体系の fission distribution function χ_K^P を入力する。

columns

1 ~ (PKAIJ(K), $K = 1, KMAX$)

◦ Card 5 (11I6)

IMCAL=0 のとき card 5 ~ card 7 を入力する。

columns

1 ~ 6 NUMAX2 (≤ 10) : reactivity change の計算を行う核種の数

7 ~ 66 (NUCL2(N), $N = 1, NUMAX2$)

: 摂動計算を行う核種のコード名

◦ Card 6 (12I6 / 6E12.5)

計算体系に存在する核分裂を起す全ての核種の fission distribution function $\chi_{m, g}$ を指定する。

(i) 核種ごとの値を入力する場合と、

(ii) 全核種に共通の値 (card 4 で入力した値) を適用する場合

を選択することができる。

I_p 計算をマイクロ断面積を用いて行う場合は全核種の $\chi_{m, g}$ を入力する。

また exact perturbation の計算では、摂動体系の $\chi_{m, g}$ の値を入力する。

(i)

columns

1 ~ 6 NUCLB(N) : 核分裂を起す核種のコード名

1 ~ 72 ($\chi_{m, g}$, $g = 1, KMAX$)

(注1) 以上のカードを1組として核分裂を起す核種の数だけ繰り返し、最後に
[blank card] 1 枚を入れる。

(ii)

columns

1 ~ 72 (NUCLB(N), $N = 1, NFISS$)

NUCLB(N) : 核分裂を起す核種のコード名

NFISS : 核分裂を起す核種の数

(注2) [blank card] は入れなくて良い。

◦ Card 7 (3I3 / (I6, 2E12.5))

摂動計算を行う zone の摂動前と摂動後の material number 及び核種ごとの原子数密度を入力する。(解説1)

columns		
1 ~ 3	MATN1(1)	摂動計算を行う1番目の zone の 非摂動体系の material number
	MATP1(1)	摂動体系の material number
	NPMAX(1) (\leq NUMAX2)	; 摂動計算を行う核種の数
1 ~ 6	NUCLP (1, 1)	: 1番目の核種のコード名
	DENN (1, 1)	: 摂動前の原子数密度
	DENP (1, 1)	: 摂動後の原子数密度
19 ~ 30	NUCLP (2, 1)	: 2番目の核種のコード名
	DENN (2, 1)	:
	DENP (2, 1)	: (繰り返し)
1 ~ 3	MATN1(2)	: 2番目の zone の material number
	MATP1(2)	
	NPMAX(2)	: (繰り返し)
1 ~ 6	NUCLP (1, 2)	
	DENN (1, 2)	
	DENP (1, 2)	

◦ Card 8 (12 (2I3))

IMCAL = 1 のときこのカードを入力する。

columns	
1 ~	(MATN2(I), MATP2(I), I = 1, IRMAX)
	MATN2(I) : zone I の非摂動体系の material number
	MATP2(I) : 摂動後の material number

(解説1) Material number と原子数密度の入力方法

この入力データは摂動計算に必要な断面積の変化 $\delta \Sigma_x$ を計算するために必要である。マイクロ断面積を入力した核種ごとの reactivity change の計算では $\delta \Sigma_x$ はマイクロ断面積の変化量と原子数密度の変化量の両方から計算される。マイクロ断面積の変化は MATN1, MATP1 を入力することにより指定される。

原子数密度の変化は摂動前と摂動後の値を入力する。Section 2 でマイクロ断面積を入力するとき原子数密度も入力した。摂動前と摂動後の両方の原子数密度に Section 2 で入力した値を使用する場合は、原子数密度の入力の部分に 0.0 を2つ入力する。(コード内で自動的にセットされる。)

MATN1 と MATP1 に同じ material number を入力し、原子数密度のみを変化させる計算も可能である。

3. コード内容の説明

3.1 データファイルの説明

PERKYでは、data file を使用し、計算機の容量と計算時間の節約を行っている。これらの data file には必ず必要な file と計算条件により省略されるものがある。以下に各 data file の役割を示す。

Logical Type of
number the device

1	Tape/Disk	この file から計算体系の情報と中性子束、随伴中性子束を入力する。この file は CITATION の計算結果として得られる。(常に必要) Data fileの内容は補項1, 参照。
2	Disk	Scratch unit, 入力した中性子束の再編集を行う。(常に必要)
3	Disk	Scratch unit, 入力した随伴中性子束の再編集を行う。(常に必要)
4	Disk	Scratch unit, 入力した計算体系を、再編集する。(常に必要)
8	Tape/Disk	マクロ断面積 - Data file 1
9	Tape/Disk	マクロ断面積 - Data file 2
10	Disk	Scratch unit, 入力したマクロ断面積を編集する。
11	Tape/Disk	ミクロ断面積 - Data file 1
12	Tape/Disk	ミクロ断面積 - Data file 2
13	Disk	Scratch unit, ミクロ断面積を編集する。
14	Disk	Scratch unit (常に必要)
15	Disk	Scratch unit (常に必要)
16	Disk	Scratch unit (常に必要)
17	Tape/Disk	随伴中性子束 ϕ^* 入力用の file。1% logical device 1 から ϕ^* を入力しない場合に、この file から入力する。そのデータ配列を以下に示す。

```

◦ Record 1      DO 2 K = 1, KMAX
                  READ (17) (( $\phi$  (J, I, KB), J = 1, JMAX),
                  I = 1, IMAX), KB = 1, KBMAX)
                  2 CONTINUE
◦ Record 2      DO 3 K = 1, KMAX
                  READ (17) (( $\phi^*$  (J, I, KB), J = 1, JMAX),

```

I = 1, IMAX), KB = 1, KBMAX)

3 CONTINUE

(注1) $\phi(J, I, KB)$ は device 1 から読み込んだ値が使用され、ここで入力した値は無視される。

18	Disk	Scratch unit (常に必要)
19	Disk	Scratch unit (常に必要)
20	Tape/Disk	マクロ断面積-FORMAT 付き data file
21	Tape/Disk	Delayed neutron-Data file Data file の内容については補項4を参照のこと。
22	Disk	Scratch unit (常に必要)
23	Tape/Disk	Exact perturbation theory による reactivity change の計算に必要。Logical number 1 の file と同じ形式で摂 動体系の情報を入力する。

3.2 オーバーレイ構造とプログラムの構成

PERKY の Overlay 構造を Fig. 3.1に示す。また、PERKYの計算の流れ図を Fig. 3.2に示す。

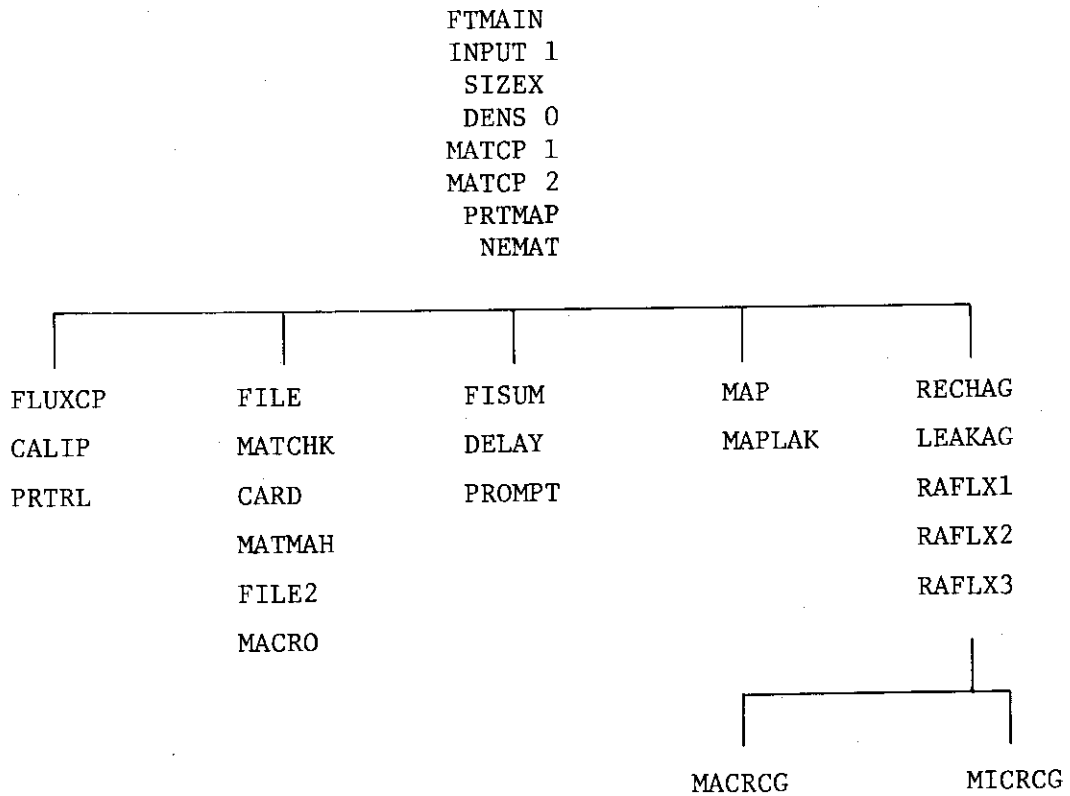


Fig. 3.1 Recommended Overlay Structure for PERKY

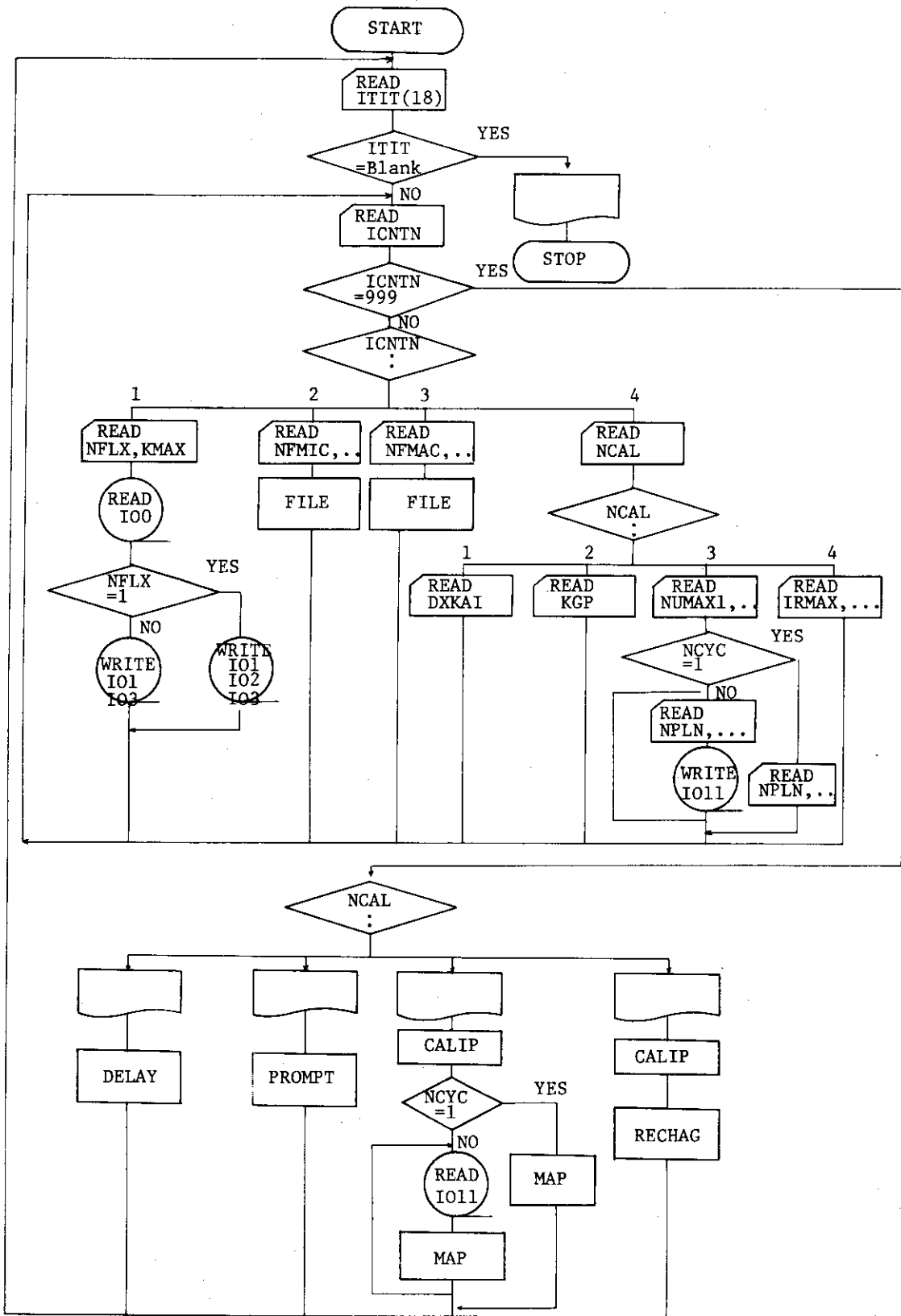


Fig. 3.2 General Flow Diagram of PERKY

各サブルーチンの役割について、その概略を説明する。

サブルーチン名

MAIN	Core storageを確保する。
INPUT 1	データの読み込みとプログラム全体の流れをコントロールする。
SIZE X	Core storage の使用量のチェック
DENS 0	原子数密度に 10^{-7} 以下の値が入力されるとその原子数密度を 0.0 にセットし直す。
MATCP 1	計算体系の読み込み
MATCP 2	Material number と cross section number の対応をつける。
PRTMAP	Material number の出力
NEMAT	メッシュ点の material number と断面積 material numberの対応のチェック。
FLUXCP	Flux 及び adjoint flux の入力
CALIP	I_p 計算(I) ----- reactivity worth , reactivity change
PRTRL	プリント出力
FILE	マイクロ断面積のfileのコントロール
MATCHK	マイクロ断面積の cross section number のチェック
CARD	マイクロ断面積のカードによる入力
MATMAH	マイクロ断面積のfileからの入力
FILE 2	マクロ断面積のfileのコントロール
MACRO	マクロ断面積の入力
FISUM	I_p 計算(III)----- Delayed neutron , Prompt neutron lifetime
DELAY	Delayed neutron の計算
PROMPT	Prompt neutron lifetime の計算
MAP	Reactivity worth mapping の計算
MAPLAK	Reactivity worth mapping の leakage 項の計算
RECHAG	Reactivity change の計算のコントロール
LEAKAG	Leakage 項の計算
RAFLX 1	Flux や adjoint fluxなどデータの整理
RAFLX 2	
RAFLX 3	
MACRCG	マクロ断面積による reactivity change の計算
MICRCG	マイクロ断面積による reactivity change の計算

4. 計算式の概要と出力項目

4.1 実効遅発中性子割合

$$\beta_{j,i}^m = \frac{V_i \sum_g \chi_{D,j,g}^m \phi_{i,g}^* N_i^m \nu_{D,j}^m \sigma_{f,g',i}^m \phi_{i,g'}}{\frac{1}{k_{eff,i}} \sum_g V_i \sum_g \chi_{g,i}^m \phi_{i,g}^* \sum_g \nu_{f,g'}^m \phi_{i,g'}} \quad (1)$$

$\beta_{j,i}^m$; the fraction of delayed neutrons (which are generated by fission of isotope m) of delayed family j at location i.

V_i ; the volume at location i.

$\chi_{D,j,g}^m$; the distribution function of family j delayed neutrons which are emitted at an energy group g when isotope m fissions.

$\phi_{i,g}^*$; adjoint flux.

$\nu_{D,j}^m$; the number of delayed neutrons which are emitted into delayed family j when isotope m fissions.

N_i^m ; the atomic number density of isotope m.

$\sigma_{f,g,i}^m$; fission cross section

$\phi_{i,g}$; neutron flux

[出力項目]

$$(i) \quad \beta_j^m = \sum_i \beta_{j,i}^m$$

$$(ii) \quad \beta_j = \sum_m \sum_i \beta_{j,i}^m$$

$$(iii) \quad \beta_{eff} = \sum_j \sum_m \sum_i \beta_{j,i}^m$$

4.2 即発中性子寿命

$$\lambda_g = \frac{\sum_i V_i \frac{1}{v_g} \phi_{i,g}^* \phi_{i,g}}{K_{eff} \sum_i V_i \sum_g \chi_{g,i,g}^* \sum_{g'} v \Sigma_{f,g'} \phi_{i,g'}} \quad (2)$$

λ_g ; prompt neutron lifetime in energy group g

$$v_g = 2.2409 \times 10^9 \left\{ e^{-\frac{U_{g-1}}{2}} + e^{-\frac{U_g}{2}} \right\} \quad (3)$$

$$U_g = \sum_{g'=1}^g \Delta u_{g'} \quad (4)$$

v_g ; average neutron velocity in energy group g

U_g ; lethargy for low energy in energy group g

4.3 核種の反応度価値空間分布

$$\left(\frac{\Delta k}{k}\right)_{i,m,g} = C_{i,m,g} + F_{i,m,g} + S_{i,m,g} + L_{i,m,g} \quad (5)$$

; reactivity worth per unit volume per 10^{24} atoms of nuclide m at location i in energy group g

$$C_{i,m,g} = - (\sigma_{c,i,m,g} \phi_{i,g} \phi_{i,g}^*) / I_p \quad (6)$$

σ_c ; capture cross section

$\phi_{i,g}$; neutron flux

$\phi_{i,g}^*$; adjoint flux

I_p ; the perturbation denominator given by eq. (18) or eq. (19)

$$F_{i,m,g} = \left(\frac{1}{K} v_{m,g} \sigma_{f,i,m,g} \phi_{i,g} \sum_g \chi_{m,g'} \phi_{i,g'}^* - \sigma_{f,i,m,g} \phi_{i,g} \phi_{i,g}^* \right) / I_p$$

σ_f ; fission cross section

v ; the number of neutrons released per fission

χ ; the distribution function of neutrons which are generated by fission of nuclide m

$$S_{i,m,g} = \left(\sum_{g'=1}^{g-1} \sigma_{s,i,m}^{g' \rightarrow g} \phi_{i,g'} - \sum_{g'=g+1}^N \sigma_{s,i,m}^{g \rightarrow g'} \phi_{i,g} \right) \phi_{i,g}^* / I_p \quad (8)$$

$\sigma_s^{g \rightarrow g'}$; scattering cross section from energy group g to energy group g'

$$L_{i,m,g} = -3D_{i,g}^2 \sigma_{tr,i,m,g} \int \nabla \phi \nabla \phi^* dV \quad (9)$$

D ; diffusion coefficient

σ_{tr} ; transport cross section

$\nabla = \frac{\partial}{\partial x} + \frac{\partial}{\partial y} + \frac{\partial}{\partial z}$ in three dimensional slab geometry

$\int dV$; the volume integration in unit volume

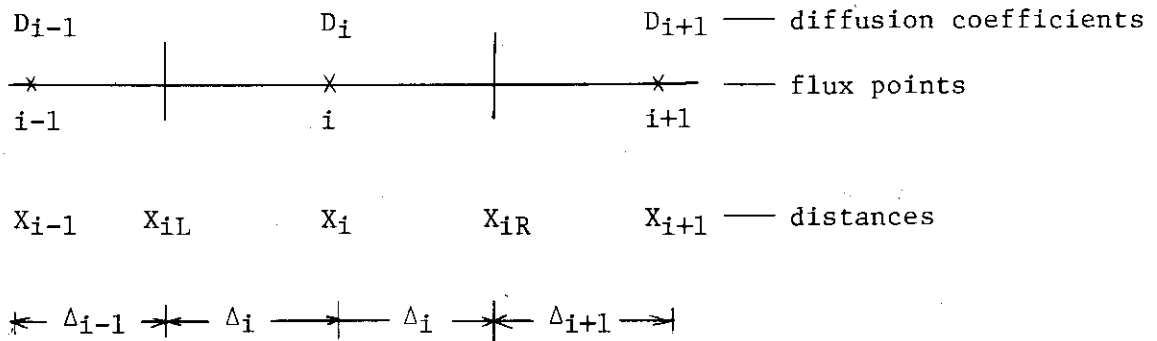
$\psi = \int \nabla \phi \nabla \phi^* dV$ for the unit volume at location i

Slab geometry

$$\psi = \left[\int \left(\frac{\partial \phi}{\partial x} \frac{\partial \phi^*}{\partial x} + \frac{\partial \phi}{\partial y} \frac{\partial \phi^*}{\partial y} + \frac{\partial \phi}{\partial z} \frac{\partial \phi^*}{\partial z} \right) dx dy dz \right] / \int dx dy dz \quad (10)$$

• x-direction

$$\int \frac{\partial \phi}{\partial x} \frac{\partial \phi^*}{\partial x} dx dy dz = \int dy dz \left[\int_{x_{iL}}^{x_i} \frac{\partial \phi}{\partial x} \frac{\partial \phi^*}{\partial x} dx + \int_{x_i}^{x_{iR}} \frac{\partial \phi}{\partial x} \frac{\partial \phi^*}{\partial x} dx \right] \quad (11)$$



$$\begin{aligned}
 & \int \frac{\partial \phi}{\partial x} \frac{\partial \phi^*}{\partial x} dx dy dz \\
 &= \Delta y \Delta z \left[\frac{1}{\Delta_i} \frac{1}{\left(1 + \frac{D_{i-1} \Delta_i}{D_i \Delta_{i-1}}\right)^2} (\phi_i - \phi_{i-1}) (\phi_i^* - \phi_{i-1}^*) \right. \\
 & \quad \left. + \frac{1}{\Delta_i} \frac{1}{\left(1 + \frac{D_{i+1} \Delta_i}{D_i \Delta_{i+1}}\right)^2} (\phi_i - \phi_{i+1}) (\phi_i^* - \phi_{i+1}^*) \right] \tag{12}
 \end{aligned}$$

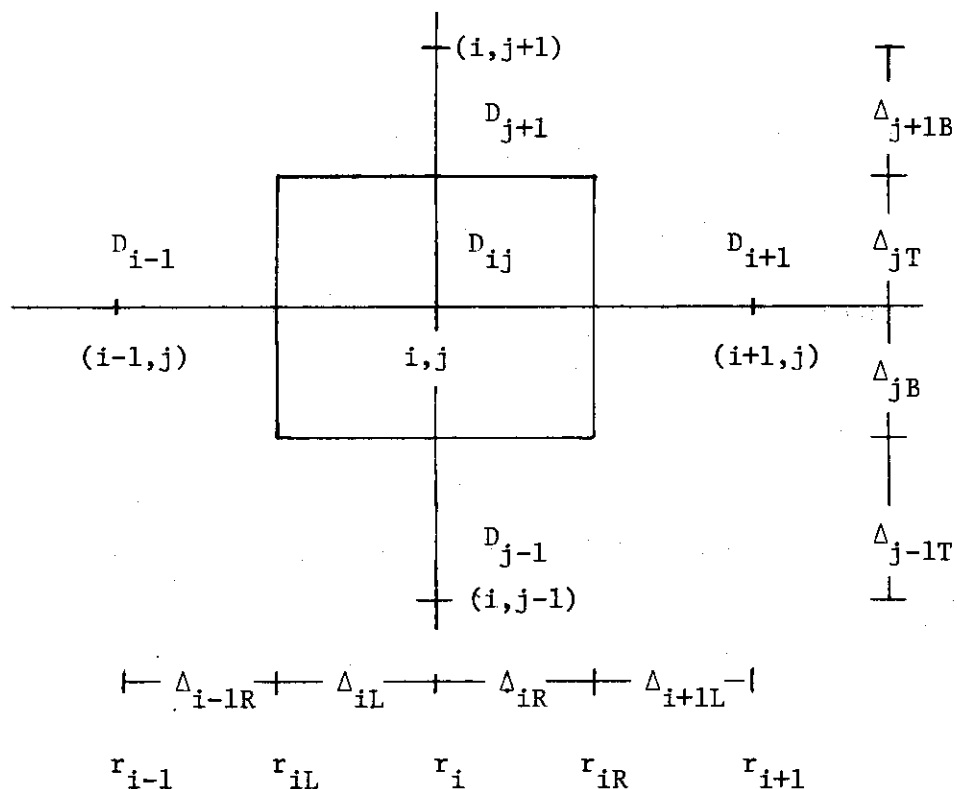
$$\Delta y = \int_y dy$$

$$\Delta z = \int_z dz$$

* Similarly in y- and z- direction

Cylindrical geometly

$$\begin{aligned}
 \psi &= \left[\int \left(\frac{\partial \phi}{\partial r} \frac{\partial \phi^*}{\partial r} + \frac{1}{r} \frac{\partial \phi}{\partial \rho} \frac{\partial \phi^*}{\partial \rho} + \frac{\partial \phi}{\partial z} \frac{\partial \phi^*}{\partial z} \right) r dr d\rho dz \right] / \int r dr d\rho dz \\
 &= \left[\int \left(\frac{\partial \phi}{\partial r} \frac{\partial \phi^*}{\partial r} + \frac{\partial \phi}{\partial z} \frac{\partial \phi^*}{\partial z} \right) r dr dz \right] / \int r dr dz \tag{13}
 \end{aligned}$$



• r-direction

$$\int \frac{\partial \phi}{\partial r} \frac{\partial \phi^*}{\partial r} r dr dz$$

$$= \Delta_z \left[\frac{1}{\Delta_{iL}} \frac{1}{\left(1 + \frac{D_{ij} \Delta_{i-1R}}{D_{i-1} \Delta_{iL}}\right)^2} (\phi_{ij} - \phi_{i-1j}) (\phi_{ij}^* - \phi_{i-1j}^*) \times \frac{1}{2} (r_i + r_{iL}) \right.$$

$$\left. + \frac{1}{\Delta_{iR}} \frac{1}{\left(1 + \frac{D_{ij} \Delta_{i+1L}}{D_{i+1} \Delta_{iR}}\right)^2} (\phi_{ij} - \phi_{i+1j}) (\phi_{ij}^* - \phi_{i+1j}^*) \times \frac{1}{2} (r_{iR} + r_i) \right] \quad (14)$$

$$\Delta_z = \Delta_{jT} + \Delta_{jB}$$

• z-direction

$$\int \frac{\partial \phi}{\partial z} \frac{\partial \phi^*}{\partial z} r dr dz$$

$$= \frac{1}{2} (r_{iR}^2 - r_{iL}^2) \left[\frac{1}{\Delta_{jB} \left(1 + \frac{D_{ij} \Delta_{j-1T}}{D_{j-1} \Delta_{jB}}\right)^2} (\phi_{ij} - \phi_{ij-1}) (\phi_{ij}^* - \phi_{ij-1}^*) \right.$$

$$\left. + \frac{1}{\Delta_{jT} \left(1 + \frac{D_{ij} \Delta_{j+1B}}{D_{j+1} \Delta_{jT}}\right)^2} (\phi_{ij} - \phi_{ij+1}) (\phi_{ij}^* - \phi_{ij+1}^*) \right] \quad (15)$$

• Denominator

$$\int r dr dz = \frac{1}{2} (r_{iR}^2 - r_{iL}^2) \Delta z \quad (16)$$

◦ Black boundary condition (in slab geometry)

$$\int \frac{\partial \phi}{\partial x} \frac{\partial \phi^*}{\partial x} dx dy dz = \Delta y \Delta z \frac{1}{\Delta_i \left(1 + \frac{D_i}{\Delta_i C_s}\right)} \phi_{ig} \phi_{ig}^* \quad (17)$$

C_s ; external boundary constant (=0.4692 built-in)

$$I_p = \frac{1}{k} \sum_{m,i} v_i N_{i,m} \sum_{g'} \nu \sigma_{f,i,m,g} \phi_{i,g} \sum_{g'} \chi_{m,g'} \phi_{i,g'} \quad (18)$$

used microscopic cross sections

$$I_p = \frac{1}{k} \sum_i v_i \sum_g \Sigma_{f,i,g} \phi_{i,g} \sum_{g'} \chi_{g'} \phi_{i,g'} \quad (19)$$

used macroscopic cross sections

[出力]

$$RW_{i,m} = \sum_g \left(\frac{\Delta k}{k} \right)_{i,m,g}$$

各核種のメッシュ点ごとの $RW_{i,m}$ が入力で指定した範囲の領域で出力される。

4.4 反応度変化

$$\left(\frac{\Delta k}{k_{eff}} \right)_{i,m,g} = T_{i,m,g} + S_{i,m,g} + Y_{i,m,g} + L_{i,m,g}$$

; reactivity change for nuclide m at location i in energy group g

IMCAL = 1 の計算では計算式から m を省略する。

$$T_{i,m,g} = \frac{-\Delta \Sigma_{t,i,m}^g V_i \phi_{i,g}^* \phi_{i,g}}{I_p}, \text{ or} \quad (20)$$

$$= \frac{-\{\Delta \Sigma_{f,i,m}^g + \Delta \Sigma_{c,i,m}^g + \Delta \Sigma_{s,i,m}^g\} V_i \phi_{i,g}^* \phi_{i,g}}{I_p} \quad (21)$$

$$\Delta \Sigma_{x,i,m}^g = N_{i,m}^p \sigma_{x,i,m}^{gp} - N_{i,m} \sigma_{x,i,m}^g \quad (22)$$

N ; atomic number density

σ_x ; microscopic cross section

$\Sigma_{t,f,c,s}^g$; total removal, fission, capture and scattering macroscopic cross section respectively

$$S_{i,m,g} = \frac{\sum_{g'=1}^{g-1} \Delta \Sigma_{s,i,m}^{g' \rightarrow g} V_i \phi_{i,g}^* \phi_{i,g'}}{I_p} \quad (23)$$

$$Y_{i,m,g} = \frac{1}{K_{eff}} \frac{\Delta v \Sigma_{f,i,m}^g V_i \phi_{i,g} \sum_g \chi_{g',m}^p \phi_{i,g}^*}{I_p} \quad (24)$$

$$L_{i,m,g} = \sum_n \frac{\Delta D_{i,m}^g V_i \nabla \phi_{i,g}^* \nabla \phi_{i,g}}{I_p} \quad (25)$$

(注1) Exact perturbation theory による計算では flux $\phi_{i,g}$ として摂動後の体系の値が使用される。

5. 補 項

補項1 マクロ断面積のデータ配列

マクロ断面積はPIGEON で準備される CITATION用のマクロ断面積 (binary mode) をそのまま入力とする。マクロ断面積は拡散係数に異方性拡散係数を使用する場合と、等方性拡散係数を使用する場合のどちらかを選択することができる。

(i) 等方性拡散係数を使用する場合

```
DO 1 M = 1, MMAX
DO 1 K = 1, KMAX
1 READ (I0) MM, KK, D,  $\Sigma_a$ ,  $\nu\Sigma_f$ , ( $\Sigma_s^{KK \rightarrow J}$ , J=1, KMAX)
      MMAX ; data file上の組成の数
      KMAX ; エネルギー-群数
      I0 ; logical number 8 or 9
       $\Sigma_T = \Sigma_a + \sum_J \Sigma_s^{KK \rightarrow J}$  により計算される。
```

(ii) 異方性拡散係数を使用する場合

```
DO 1 M = 1, MMAX
DO 1 K = 1, KMAX
1 READ (I0) MM, KK, D1,  $\Sigma_a$ ,  $\nu\Sigma_f$ , D2, D3, ( $\Sigma_s^{KK \rightarrow J}$ , J=1, KMAX)
      D1, D2, D3 と3つの拡散係数を入力し, section 3の card 5で Dx,
      Dy, Dz あるいは DR, DZ にどの値を使用するかを入力する。
```

補項2 ミクロ断面積の配列

ミクロ断面積のデータ配列はPIGEON の出力と同じである。以下にその配列を示す。複雑さをさけるために、PERKY で使用する断面積及びデータのみ値を入力し、使用しない部分は DUMMY の値で表示した。

```
◦ Record 1 WRITE(i) (MATN(I), I=1, 51)
◦ Record 2 DO 20 M=1, MATN 1
      WRITE(i) DUMMY (1, 1)
      WRITE(i) KMAX, IDS1, NCW,
      (MCC(N), N=1, NCW), (ANN(N), N=1, NCW)
      DO 10 K=1, KMAX
10 WRITE(i) (SD(N), N=1, NCW), (ST(N), N=1, NCW),
      ((DUMMY (N, I), N=1, NCW), I=1, 3),
      (SFN(N), N=1, NCW),
      ((DUMMY (N, I), N=1, NCW), I=1, 5)
      (SF(N), N=1, NCW), (SC(N), N=1, NCW),
```

(DUMMY (N, 1), N = 1, NCW),
 ((SIJ (J, N), J = 1, IDS1), N = 1, NCW)

20 CONTINUE

- MATN(1) ; 物質の数
 MATN(2)~ ; 物質番号
 KMAX ; エネルギー群数
 IDS1 ; g → g の散乱を含む減速散乱のエネルギー群数
 NCW ; 各断面積ブロックに含まれる核種の数
 MCC(N) ; 核種のコード名
 ANN(N) ; 核種の原子数密度
 SD(N) ; $\bar{\sigma}_D^m = \{ f_t^m \sigma_t^m - (\bar{\sigma}_t^m - f_e^m \sigma_e^m) \} (1 - \bar{\mu}_e^m)$
 $+ (\sigma_t^m - f_e^m \sigma_e^m)$
 $\bar{\sigma}_t^m = f_c^m \sigma_c^m + f_f^m \sigma_f^m + f_e^m \sigma_e^m + \sigma_{in}^m$
 (f ; selfshielding factor)
 ST(N) ; $\bar{\sigma}_{tr}^m = f_c^m \sigma_c^m + f_f^m \sigma_f^m + f_e^m \sigma_e^m + \sigma_{in}^m - \sigma_{in}^{mg \rightarrow g}$
 SFN(N) ; $\nu \bar{\sigma}_f^m$
 SF(N) ; $\bar{\sigma}_f^m$
 SC(N) ; $\bar{\sigma}_c^m$
 SIJ (J, N) ; $\sigma_s^{K \rightarrow K+J-1}$

補項3 CITATION出力ファイルのデータ配列

この data file は CITATION の計算結果を PERKY で使用し易くするため新しく編集したものである。

- Record 1 READ(1) (T(L), L = 1, 36), DUX, JMAX, IMAX, KBMAX,
DUX, DUX, KMAX
- Record 2 READ(1) (DJ(J), J = 1, JMAX),
(DI(I), I = 1, IMAX), (DKB (KB), KB = 1, KBMAX)
- Record 3 READ(1) (DFJ (J), J = 1, JMAX), (DFI(I), I = 1, IMAX),
(DFKB (KB), KB = 1, KBMAX)
- Record 4 READ(1) DUX, DUX, K_{eff} , (IBOUN(L), L = 1, 6)
- Record 5 DO 1 KB = 1, KBMAX
DO 1 I = 1, IMAX
1 READ(1) (NXTR 1(J), J = 1, JMAX)
- Record 6 DO 2 K = 1, KMAX
DO 2 KB = 1, KBMAX
2 READ(1) ((ϕ (J, I, KB)), J = 1, JMAX), I = 1, IMAX)
- Record 7 DO 3 NZ = 1, IRNMAX
3 READ(1) NZONE, ($\bar{\phi}$ (K, NZ)), K = 1, KMAX)

◦ Record 8 DO 4 K = 1, KMAX
 DO 4 KB = 1, KBMAX
 4 READ(1) ((ϕ^* (J, I, KB), J = 1, JMAX), I = 1, IMAX)

使用されている記号の意味を3次元 X-Y-Z 体系について説明する。(2次元体系の場合は KBMAX = 1 となる)

T(L) ; タイトル (任意の英数字)

DUX ; = 1.0

JMAX ; X方向のメッシュ数

IMAX ; Y方向のメッシュ数

KBMAX ; Z方向のメッシュ数

KMAX ; エネルギー群数

DJ(J), DI(I), DKB(KB) ; 中心から X, Y, Z 方向各メッシュ点までの距離
(cm)

DFJ(J), DFI(I), DFKB(KB) ; 中心から X, Y, Z 方向の中性子束計算点までの距離
(cm)

K_{eff} ; 実効増倍率

IBOUN(L) ; 計算体系の境界条件 = 0 Extrapolated
 = 1 Reflected

NXTR1(J) ; 各メッシュ点の material number

ϕ (J, I, KB) ; 中性子束 (2次元計算では倍精度, 3次元計算では単精度)

IRNMAX ; 計算体系の zone の数

$\bar{\phi}$ (K, NZ) ; zone 平均中性子束

ϕ^* ; 随伴中性子束 (2次元計算では倍精度, 3次元計算では単精度)

(注1) ϕ^* は logical number 17 から入力することも可能。(その選択は, 入力で行なう)

補項4 Delayed neutron の data file

◦ Record 1 READ (21) KMAX
 ◦ Record 2 DO 1 N = 1, NUNC
 READ (21) MNCC(N), NUDF
 READ (21) ((DNUF (K, JD, N), K = 1, KMAX),
 JD = 1, NUDF)
 READ (21) ((DXKAI (K, JD, N), K = 1, KMAX),
 JD = 1, NUDF)
 1 CONTINUE

MNCC(N) ; delayed neutronを出す核分裂核種のコード名

DNUF (K, JD, N) ; $\nu_{D,j}^m$

DXKAI (K, JD, N) ; $\chi_{D,j,g}^m$

6. 参考計算

参考計算は2次元R-Z体系で炉心中心部分の物質が交換された場合の reactivity change を exact perturbation theory により計算したものである。エネルギー群数を25群とし、核種ごとに reactivity change の計算を行う。

体系は (i) 炉心 (material number 1) の中心部に (ii) 別の燃料体 (material number 4) が入っており、その周囲に (iii) axial blanket (material number 2) と (iv) radial blanket (material number 3) が有る。摂動体系では material number 4 を material number 10 に置き換える。14核種の reactivity change の計算を2ケースに分けて計算する。入力データを Table 6.1 に、計算結果を Table 6.2 に示す。

謝 辞

本コード作成にあたり、PIGEON の使用に関し多くの助言をいただいた高速炉設計研究室大杉俊隆氏に感謝します。

参考文献

- (1) T. B. Fowler, D.R. Vondy, G. W. Cunningham
 "Nuclear Reactor Core Analysis Code : CITATION"
 ORNL-TM-2496, Rev. 2 (1969)
- (2) 大杉俊隆, 吉田弘幸, 井原均 "衝突確立法を用いたセル計算コード PIGEON"
 JAERI-M 6038 (1975)

6. 参考計算

参考計算は2次元R-Z体系で炉心中心部分の物質が交換された場合の reactivity change を exact perturbation theory により計算したものである。エネルギー群数を25群とし、核種ごとに reactivity change の計算を行う。

体系は (i) 炉心 (material number 1) の中心部に (ii) 別の燃料体 (material number 4) が入っており、その周囲に (iii) axial blanket (material number 2) と (iv) radial blanket (material number 3) が有る。摂動体系では material number 4 を material number 10 に置き換える。14 核種の reactivity change の計算を2ケースに分けて計算する。入力データを Table 6.1 に、計算結果を Table 6.2 に示す。

謝 辞

本コード作成にあたり、PIGEON の使用に関し多くの助言をいただいた高速炉設計研究室大杉俊隆氏に感謝します。

参考文献

- (1) T. B. Fowler, D.R. Vondy, G. W. Cunningham
 "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION"
 ORNL-TM-2496, Rev. 2 (1969)
- (2) 大杉俊隆, 吉田弘幸, 井原均 "衝突確立法を用いたセル計算コード PIGEON"
 JAERI-M 6038 (1975)

6. 参考計算

参考計算は2次元R-Z体系で炉心中心部分の物質が交換された場合の reactivity change を exact perturbation theory により計算したものである。エネルギー群数を25群とし、核種ごとに reactivity change の計算を行う。

体系は (i) 炉心 (material number 1) の中心部に (ii) 別の燃料体 (material number 4) が入っており、その周囲に (iii) axial blanket (material number 2) と (iv) radial blanket (material number 3) が有る。摂動体系では material number 4 を material number 10 に置き換える。14 核種の reactivity change の計算を2ケースに分けて計算する。入力データを Table 6.1 に、計算結果を Table 6.2 に示す。

謝 辞

本コード作成にあたり、PIGEON の使用に関し多くの助言をいただいた高速炉設計研究室大杉俊隆氏に感謝します。

参考文献

- (1) T. B. Fowler, D.R. Vondy, G. W. Cunningham
 "Nuclear Reactor Core Analysis Code : CITATION"
 ORNL-TM-2496, Rev. 2 (1969)
- (2) 大杉俊隆, 吉田弘幸, 井原均 "衝突確立法を用いたセル計算コード PIGEON"
 JAERI-M 6038 (1975)

Table 6.1 Input Data for PERKY Sample Problem

SAMPLE PROBLEM *EXACT PERTURBATION CALCULATION * 2-CASES												CARD	
001												1	
1	25	5	1	1	0	0						2	
002												CARD 1	
1	0	0										2	
2	2	0	0	12	32							2	
1	0	2	0	3	0	4	12	10	32			4	
003												CARD 1	
1	0	0										2	
10	10	0	0	1	2	3	4	0	0	0	0	10	3
0,0234		0,0996		0,1847		0,2615		0,1955		0,1373			4
0,0603		0,0238		0,0094		0,0031		0,0010		0,0003			4
0,0001		0,0		0,0		0,0		0,0		0,0			4
0,0		0,0		0,0		0,0		0,0		0,0			4
0,0													4
25	24	0	2	0	0	1	2						5
004												CARD 1	
5												2	
008												CARD 1	
0	1	1	1	4								2	
0,0234		0,0996		0,1847		0,2615		0,1955		0,1373			3
0,0603		0,0238		0,0094		0,0031		0,0010		0,0003			3
0,0001		0,0		0,0		0,0		0,0		0,0			3
0,0		0,0		0,0		0,0		0,0		0,0			3
0,0													3
10	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25			4
949	940	941	942	925	928							5	
4	10	10										6	
949	0,0		0,0									6	
940	0,0		0,0									6	
941	0,0		0,0									6	
942	0,0		0,0									6	
925	0,0		0,0									6	
928	0,0		0,0									6	
26	0,0		0,0									6	
28	0,0		0,0									6	
24	0,0		0,0									6	
25	0,0		0,0									6	
999													
2ND CASE													
004												CARD 1	
5												2	
008												CARD 1	
0	1	1	1	4								2	
0,0234		0,0996		0,1847		0,2615		0,1955		0,1373			3
0,0603		0,0238		0,0094		0,0031		0,0010		0,0003			3
0,0001		0,0		0,0		0,0		0,0		0,0			3
0,0		0,0		0,0		0,0		0,0		0,0			3
0,0													3
4	8	42	1	2								4	
949	940	941	942	925	928							5	
4	10	4										6	
8	0,0		0,0									6	
42	0,0		0,0									6	
1	0,0		0,0									6	
2	0,0		0,0									6	
999													
* BLANK CARD *													

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

Table 6.2 Selected Results of Sample Problem

```

*****      THREE DIMENSION PERTURBATION CODE      *****
SAMPLE PROBLEM *EXACT PERTURBATION CALCULATION * 2-CASES

CONTROL CARD NUMBER 1
THE NUMBER OF FILES FOR MESH INFORMATIONS AND REAL FLUX AND ADJOINT FLUX , THE NUMBER OF ENERGY GROUPS 1 , 25
NUMBER OF COMPOSITIONS 5
GEOMETRY (O=X*Y OR X*Y*Z, I=R*Z) 1
PERTURBED FLUX OPTION (O=NOT READ , I=READ PERTURBED FLUX) 1
BOUNDARY CONDITION (X=L,R Y=T,B Z=F,B #I REF. , #O ZERO) 1 0 1 0 0 0
X-DIR. POINTS 35 Y-DIR. POINTS 24 Z-DIR. POINTS 1
DISTANCES TO MESH INTERVAL INTERFACES
J  DIST.
1  6.968  2  9.854  3  12.068  4  13.935  5  15.580  6  20.736  7  24.843  8  28.362  9  31.491  10  34.335
11 38.818  12 42.834  13 46.505  14 49.906  15 53.090  16 57.334  17 61.285  18 64.996  19 68.506  20 71.845
21 75.967  22 79.877  23 83.604  24 87.172  25 90.600  26 92.686  27 94.727  28 96.724  29 98.681  30 100.600
31 103.776 32 106.857 33 109.852 34 112.768 35 115.610

I  DIST.
1  3.615  2  7.630  3  11.445  4  15.260  5  19.075  6  22.890  7  26.705  8  30.520  9  34.335  10  38.150
11 41.965  12 45.780  13 49.595  14 53.410  15 57.225  16 61.040  17 64.855  18 68.670  19 72.485  20 76.300
21 80.115  22 83.930  23 87.745  24 91.560

KB  DIST.
1  1.000

DISTANCES TO FLUX POINTS
J  DIST.
1  4.927  2  8.534  3  11.017  4  13.035  5  14.780  6  18.340  7  22.882  8  26.661  9  29.967  10  32.944
11 36.645  12 40.875  13 44.707  14 48.235  15 51.523  16 55.253  17 59.342  18 63.167  19 66.774  20 70.195
21 73.935  22 77.947  23 81.762  24 85.407  25 88.903  26 91.649  27 93.712  28 95.731  29 97.708  30 99.645
31 102.200 32 105.328 33 108.365 34 111.320 35 114.198

I  DIST.
1  1.907  2  5.722  3  9.537  4  13.352  5  17.168  6  20.983  7  24.798  8  28.613  9  32.427  10  36.243
11 40.057  12 43.873  13 47.687  14 51.502  15 55.318  16 59.132  17 62.948  18 66.763  19 70.577  20 74.392
21 78.208  22 82.022  23 85.837  24 89.653

KB  DIST.
1  0.500

EFFECTIVE MULTIPLICATION FACTOR = 9.973959E-01
ZONE NUMBER AT EACH MESH INTERVAL

```


CONTROL CARD NUMBER 3

THE NUMBER OF FILES FOR MACROSCOPIC CROSS SECTION, THE NUMBER OF CARD DATA SET, PRINT INDICATOR OF CARD DATA 1, 0, 0
 NUMBER OF GRO. SEC. (TOTAL, FILE1, FILE2, CARD INPUT) --- 10 10 0 0 0 10 0 0 0

CHO. SEC. NUMBER 1 2 3 4 0 0 0 0 0 10
 FISSION DISTRIBUTION FUNCTION BY ENERGY GROUP
 2.340000E-02 9.760000E-02 1.847000E-01 2.615000E-01 1.955000E-01 1.373000E-01 6.030000E-02
 2.380000E-02 9.400000E-03 3.110000E-03 1.000000E-03 3.000000E-04 1.000000E-04 0.0
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0

CONTROL CARD NUMBER 4

CALCULATION (1-DELAYED NEUTRON FRACTION, 2-PROMPT NEUTRON LIFETIME, 3-REACTIVITY WORTH MAPPING)
 (4-REACTIVITY CHANGE WITH FIRST ORDER, 5-REACTIVITY CHANGE WITH EXACT PERTURBATION) 5

CALCULATION DATA

THE NUMBER OF REGION 1 REGION NUMBER 4

CROSS SECTION INDICATOR (0-USE OF MICROSCOPIC CROSS SECTION, 1-USE OF MACROSCOPIC CROSS SECTION) 0

SEPARATION INDICATOR (0-USE OF TOTAL CROSS SECTION, 1-USE OF SEPARATE CROSS SECTION) 1

IP CALCULATION INDICATOR (0-USE OF MICROSCOPIC CROSS SECTION, 1-USE OF MACROSCOPIC CROSS SECTION) 1

THE NUMBER OF NUCLIDE FOR CALCULATION --- 10
 NUCLIDE CODE 949 940 941 942 925 928 26 28 24 25

PERTURBATION FISSION DISTRIBUTION FUNCTION BY ENERGY GROUP OF EACH NUCLIDE

NUCLIDE	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25
949	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01
	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
940	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01
	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
941	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01
	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
942	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01
	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
925	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01
	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
928	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01	1.847000E-01
	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03	3.100000E-03
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

CONVERSION OF MATERIAL NUMBER BY PERTURBATION
 MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY
 4 10 949 0.0 0.0 4 10 940 0.0 0.0

CONVERSION OF MATERIAL NUMBER BY PERTURBATION
 MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY
 4 10 941 0.0 0.0 4 10 942 0.0 0.0

CONVERSION OF MATERIAL NUMBER BY PERTURBATION
 MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY
 4 10 925 0.0 0.0 4 10 928 0.0 0.0

CONVERSION OF MATERIAL NUMBER BY PERTURBATION
 MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY
 4 10 26 0.0 0.0 4 10 28 0.0 0.0

CONVERSION OF MATERIAL NUMBER BY PERTURBATION
 MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY MAT.NO. PER.NO. NUC.NO. DENSITY PER.DENSITY
 4 10 24 0.0 0.0 4 10 25 0.0 0.0

PERTURBATION FISSION DISTRIBUTION FUNCTION BY ENERGY GROUP
 2.340000E-02 9.960000E-02 1.847000E-01 2.615000E-01 1.955000E-01 1.373000E-01 6.030000E-02
 2.380000E-02 9.400000E-03 3.100000E-03 1.000000E-03 3.000000E-04 1.000000E-04 0.0
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0

IP = 3.01240E-07

WORKING AREA SIZES RESERVED ----- 135000
 WORKING AREA SIZES USED ----- 87000
 WORKING AREA SIZES NOT USED ----- 48000

REACTIVITY CHANGE CALCULATION (BY MICROSCOPIC CROSS SECTION)

SUMMATION BY REGION AND ENERGY GROUP AND NUCLIDE

***** REGION NUMBER 4

GROUP	NUCLIDE CODE																								
	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25															
1	-2.66026E-10	-4.97804E-10	-1.05655E-10	-2.02579E-12	-3.21103E-12	-5.72800E-09	-3.46409E-08	-6.08222E-09	-1.50692E-09	-5.37970E-11															
2	-1.53541E-09	-3.00592E-09	-6.86211E-10	-1.46678E-11	-2.93468E-11	-3.58390E-08	-5.17963E-08	-1.91091E-08	-1.33413E-09	-7.31640E-11															
3	-8.20814E-09	-1.16563E-08	-2.78925E-09	-1.07024E-10	-1.64626E-10	-1.41109E-07	-5.27136E-08	-2.99185E-08	-1.98587E-09	-5.17857E-11															
4	-6.66099E-08	-6.86904E-08	-9.07698E-09	-4.79470E-10	-1.42659E-09	-8.87217E-07	-4.20935E-08	-2.95573E-08	-7.13919E-09	-2.66619E-10															
5	-3.64329E-07	-2.63166E-07	-1.58228E-06	-1.00773E-09	-5.51921E-09	-3.45894E-06	-7.45926E-08	-1.82277E-08	-2.08558E-08	-6.81582E-10															
6	-1.37407E-06	-4.36971E-07	-2.19221E-08	-3.05460E-09	-1.46602E-08	-5.64621E-06	-2.13529E-07	-2.26636E-08	-2.46918E-08	-2.00246E-09															
7	-2.92444E-06	-5.46717E-07	-4.09322E-05	-4.15294E-09	-3.14329E-08	-8.45709E-06	-4.46335E-07	-4.17400E-08	-6.65624E-08	-5.95998E-09															
8	-2.32155E-06	-4.66423E-07	-5.03431E-08	-2.96869E-09	-3.37372E-08	-6.65535E-06	-3.21799E-07	-5.53061E-08	-1.19058E-07	-8.20775E-09															
9	-1.46798E-06	-2.82108E-07	-3.95167E-08	-2.19446E-08	-1.75847E-08	-5.54920E-06	-5.36899E-07	-8.73591E-08	-1.30953E-07	-9.75663E-09															
10	-1.13330E-06	-1.19305E-07	-2.29446E-08	-1.98285E-09	-1.05276E-05	-1.05276E-05	-3.08417E-06	-2.09242E-07	-1.95542E-07	-1.09149E-08															
11	1.73712E-06	1.50371E-07	2.75224E-08	2.57875E-09	2.41033E-08	-2.31148E-06	-2.17177E-07	-3.08910E-07	3.74308E-08	7.40802E-09															
12	3.28313E-06	3.13608E-07	7.06204E-08	5.09822E-09	4.74432E-08	2.03727E-06	-3.19404E-07	3.30529E-08	1.15152E-07	5.90925E-09															
13	4.56866E-06	3.50064E-07	8.48867E-08	7.13504E-09	5.90144E-08	-1.94240E-06	-6.30909E-06	2.63372E-08	6.40741E-08	5.95276E-08															
14	2.46892E-06	4.15466E-07	1.00637E-07	9.72323E-09	6.12573E-08	-1.40240E-05	-6.30909E-06	2.63372E-08	4.56937E-07	-5.23532E-07															
15	7.51856E-06	8.37093E-07	1.98647E-07	2.14148E-08	1.20663E-07	-2.16578E-05	2.14233E-07	3.62594E-08	4.16348E-08	3.64876E-08															
16	1.57387E-06	1.19343E-06	3.35084E-07	3.14292E-08	1.68479E-07	-2.08395E-05	3.14645E-07	5.13691E-08	5.77709E-08	-1.21167E-06															
17	5.80732E-06	1.73273E-06	2.86366E-07	4.59448E-08	2.83596E-07	-2.17161E-05	5.25029E-07	6.93831E-08	7.32885E-08	1.00854E-07															
18	4.93949E-06	1.93192E-06	5.00293E-07	1.60456E-07	3.61479E-07	-2.18432E-06	7.44411E-07	9.79184E-08	1.00213E-07	7.18214E-08															
19	3.54440E-06	1.31262E-06	8.60311E-08	4.32012E-09	1.29848E-07	3.41748E-06	3.14226E-07	4.14302E-08	4.21968E-08	2.45197E-08															
20	9.4207E-06	1.04031E-06	4.55140E-07	1.09517E-10	2.68736E-07	1.23078E-05	6.10735E-07	8.26227E-08	8.28971E-08	4.49317E-08															
21	8.79994E-07	1.30909E-05	1.09101E-07	3.04821E-10	9.51070E-08	-4.95032E-07	3.19399E-07	4.32822E-08	4.35354E-08	2.26762E-08															
22	9.72722E-08	1.31247E-07	1.31050E-07	3.79491E-07	1.28684E-08	4.78014E-07	2.71034E-07	3.57912E-08	3.66460E-08	1.84026E-08															
23	2.05140E-07	-8.46757E-07	3.58419E-09	2.36497E-09	1.06684E-09	1.95239E-07	2.73396E-07	2.86663E-08	2.93648E-08	1.46343E-08															
24	9.47054E-07	4.49899E-06	6.71655E-09	3.61132E-10	4.74224E-09	1.50450E-07	2.52146E-07	3.39808E-08	3.27565E-08	1.73514E-08															
25	9.28993E-06	2.52085E-07	7.79945E-08	1.67814E-10	4.13057E-08	5.39012E-07	1.18834E-06	1.64154E-07	1.51022E-07	8.139271E-06															
	4.67913E-05	1.11082E-05	2.26754E-06	6.34630E-07	1.55554E-06	-1.13406E-04	-6.53789E-06	-3.23714E-08	-1.20482E-07	-1.38377E-06															

FIMG (FISSION) GROUP	NUCLIDE CODE										24	25
	949	940	941	942	925	928	928	26	28	24		
1	-4.84537E-07	-5.92334E-08	-7.49245E-09	-8.87719E-10	-2.23338E-09	-5.83794E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	-1.72282E-06	-1.88432E-07	-2.31743E-08	-3.37543E-09	-6.38308E-09	-1.51154E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	-8.89350E-06	-4.96214E-07	-6.50551E-08	-8.38441E-09	-1.89640E-08	-3.89405E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4	-1.10503E-05	-1.20265E-06	-1.68242E-07	-1.68242E-07	-1.68242E-08	-7.84453E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	-1.50015E-05	-1.55655E-06	-2.32158E-07	-2.38366E-08	-7.17540E-08	-9.62408E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
6	-2.17605E-05	-1.19270E-06	-3.49055E-07	-1.12418E-08	-1.15831E-07	-5.26027E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	-2.60958E-05	-3.56261E-07	-5.09775E-07	-2.41425E-09	-1.81812E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
8	-1.55977E-05	-1.37199E-07	-3.53620E-07	-6.72820E-10	-1.31913E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9	-8.154175E-06	-7.40955E-08	-2.07161E-07	-3.61394E-10	-8.51736E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
10	-3.66149E-06	-4.33253E-08	-1.03571E-07	-2.07621E-10	-4.55008E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
11	2.93970E-06	3.21111E-08	1.22924E-07	2.70315E-10	6.63386E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
12	5.32520E-06	5.77765E-08	1.92689E-07	0.0	1.05420E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
13	6.09940E-06	2.25263E-08	2.57158E-07	0.0	1.25539E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
14	3.26272E-06	1.40713E-08	2.79279E-07	0.0	1.28169E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
15	5.63392E-06	3.76770E-08	4.28306E-07	0.0	2.34702E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
16	1.06569E-05	0.0	7.26305E-07	0.0	3.44367E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
17	1.73233E-05	0.0	9.63329E-07	0.0	4.10118E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
18	3.96876E-05	0.0	9.62409E-07	0.0	5.44469E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
19	9.05276E-07	0.0	5.24833E-07	0.0	2.12057E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
20	1.79600E-05	7.50599E-13	1.28687E-06	0.0	3.22622E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
21	1.54321E-06	6.21933E-13	7.76316E-07	0.0	1.69197E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
22	1.55167E-06	2.09238E-11	2.58600E-07	0.0	2.46288E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
23	1.92047E-06	-1.36573E-10	3.19218E-08	0.0	3.50024E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
24	1.61703E-06	7.25552E-10	2.35205E-08	0.0	3.52420E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
25	1.65609E-05	4.86006E-11	1.71604E-07	0.0	2.10614E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
26	2.41776E-05	-5.11206E-06	4.99064E-06	-6.68093E-08	2.25612E-06	-1.48489E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

SCIMG (SCATTERING) GROUP	NUCLIDE CODE										24	25
	949	940	941	942	925	928	928	26	28	24		
1	-3.94421E-07	-4.79012E-08	-8.20923E-09	-4.54344E-10	-2.27286E-09	-1.77163E-06	-6.43200E-07	-1.05889E-08	-5.24073E-08	-2.96425E-09	0.0	0.0
2	-1.44672E-06	-2.18944E-07	-3.37427E-08	-2.10018E-09	-1.06720E-08	-6.40512E-06	-2.84605E-06	-6.76750E-08	-2.41176E-07	-1.33617E-08	0.0	0.0
3	-3.37445E-06	-5.50914E-07	-7.34133E-08	-3.53116E-09	-2.77969E-08	-1.63441E-05	-6.29346E-06	-2.31933E-07	-6.04644E-07	-3.8109E-08	0.0	0.0
4	-5.12244E-06	-8.59752E-07	-8.49692E-08	-1.13496E-08	-5.73099E-08	-3.67306E-05	-1.24498E-05	-4.82152E-07	-1.32783E-06	-9.25673E-08	0.0	0.0
5	-4.10794E-06	-3.20086E-07	-1.13789E-07	-1.05344E-08	-6.43599E-08	-3.89891E-05	-1.53277E-05	-2.47754E-07	-8.30703E-07	-1.01506E-07	0.0	0.0
6	-4.32383E-06	-2.55285E-07	-2.45875E-07	-9.12181E-09	-6.38888E-08	-2.90078E-05	-2.84423E-05	-3.41036E-07	-1.44844E-06	-2.02990E-07	0.0	0.0
7	-5.22954E-06	-4.33327E-07	-2.67987E-07	-1.27460E-08	-7.55632E-08	-2.98993E-05	-4.35920E-05	-1.77799E-06	-2.80458E-06	-5.99332E-07	0.0	0.0
8	-2.66289E-06	-1.85441E-07	-9.21609E-08	-9.02293E-09	-3.54067E-08	-2.01177E-05	-3.53569E-05	-8.27969E-07	-1.12546E-05	-2.93175E-07	0.0	0.0
9	-1.20909E-06	-1.04662E-07	-2.64549E-08	-3.82448E-09	-1.19265E-08	-6.81325E-06	-2.55244E-05	-1.14582E-06	-2.89940E-06	-1.35610E-07	0.0	0.0
10	-6.19570E-07	-4.39307E-08	-5.03750E-09	-7.15297E-10	-3.85533E-09	-3.39508E-06	-9.59272E-06	-2.81862E-06	-2.81862E-06	-3.77929E-07	0.0	0.0
11	-2.03679E-07	-1.25260E-07	4.66572E-09	8.20556E-10	3.48007E-09	1.77072E-07	-1.46004E-07	1.31657E-06	4.53672E-07	-1.61239E-07	0.0	0.0
12	-1.73709E-07	1.56960E-08	5.57667E-09	1.26070E-09	2.30076E-09	7.71788E-07	-7.71788E-07	1.31657E-06	2.15212E-06	2.32027E-08	0.0	0.0
13	-3.19627E-07	1.39933E-08	4.71498E-09	1.26070E-09	1.68036E-09	3.82164E-06	6.61855E-06	9.46249E-07	5.24535E-07	-3.15946E-06	0.0	0.0
14	-2.99857E-07	-2.96600E-05	3.04930E-08	1.29521E-09	9.99634E-10	-6.03495E-07	6.07191E-06	8.64323E-07	4.38287E-07	-4.59089E-07	0.0	0.0
15	-1.57264E-07	2.13507E-09	6.25821E-09	1.93541E-09	1.94808E-09	4.07380E-07	8.37578E-06	9.44254E-07	4.32856E-07	3.49465E-07	0.0	0.0
16	-1.46298E-07	2.36233E-08	5.24290E-09	7.82979E-10	1.74155E-09	9.38808E-07	8.71862E-06	9.46270E-07	4.12224E-07	-1.39221E-07	0.0	0.0
17	9.98979E-08	1.52189E-08	6.12850E-08	4.52351E-10	3.08215E-09	2.25372E-09	8.25151E-06	9.00424E-07	3.80524E-07	4.01972E-08	0.0	0.0
18	7.66895E-08	2.44415E-08	2.30152E-09	2.08762E-10	1.266430E-09	8.20792E-07	7.97064E-06	8.67597E-07	3.58001E-07	2.32181E-08	0.0	0.0
19	3.93168E-09	2.97166E-09	7.28044E-10	9.85331E-11	1.26655E-10	8.8907E-08	2.70281E-06	2.49169E-07	1.82366E-07	5.44202E-09	0.0	0.0
20	2.62019E-08	6.84884E-09	8.55336E-10	1.32926E-10	5.17519E-10	3.69028E-06	3.03467E-06	3.41778E-07	1.38362E-07	6.74270E-09	0.0	0.0
21	2.47189E-08	1.37307E-09	4.22360E-10	6.21465E-11	1.96479E-10	7.46981E-09	1.04812E-06	1.22099E-07	4.96054E-08	2.31116E-09	0.0	0.0
22	4.81415E-09	3.27655E-09	1.65876E-10	5.27554E-12	1.38476E-10	3.13566E-08	6.20944E-07	6.82467E-08	2.81839E-08	1.26727E-09	0.0	0.0
23	5.99199E-09	-1.53800E-10	1.02500E-10	1.18608E-11	9.64229E-11	2.73552E-08	3.51151E-07	3.75578E-08	1.53471E-08	6.90951E-10	0.0	0.0
24	9.37267E-10	9.30632E-13	3.22803E-11	4.69647E-12	5.88229E-11	1.32517E-08	2.70196E-07	3.03471E-08	1.81115E-08	5.57861E-10	0.0	0.0
25	2.76176E-10	0.0	0.0	2.23890E-12	7.41653E-11	1.75938E-08	8.60636E-07	9.90803E-08	3.68165E-08	1.82339E-09	0.0	0.0
26	-3.06117E-05	-2.79424E-06	-9.13924E-07	-3.167144E-08	-3.55959E-07	-1.91660E-04	-1.26628E-04	-2.41118E-07	-1.61828E-05	-7.50278E-06	0.0	0.0

SIMG (SCATTERING MATRIX)		NUCLIDE CODE									
GROUP	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25	
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
2	1.17675E-08	1.20570E-09	8.92269E-11	1.97356E-11	2.37516E-10	3.94818E-08	9.78761E-08	2.12525E-09	1.76004E-08	4.50613E-10	
3	1.72666E-07	1.25311E-08	9.16667E-10	1.56312E-10	1.58982E-09	5.15419E-07	8.15215E-07	2.16334E-08	1.00791E-07	5.64623E-09	
4	6.50395E-07	7.79202E-08	2.49140E-08	1.96202E-09	8.67006E-09	5.89077E-06	4.30983E-06	9.91369E-08	3.51290E-07	2.42515E-08	
5	3.3711E-06	5.13182E-07	5.82654E-08	3.8184E-09	2.58168E-08	1.67374E-05	9.0909E-06	2.35783E-07	7.44428E-07	5.82631E-08	
6	6.21176E-06	5.91164E-07	1.40808E-07	4.2014E-09	6.11985E-08	3.29175E-05	1.27717E-05	3.93178E-07	1.06921E-06	8.84413E-08	
7	5.35922E-06	4.53871E-07	2.49473E-07	1.35990E-08	7.96122E-08	3.71862E-05	3.23533E-05	4.30230E-07	1.67558E-06	2.19665E-07	
8	6.00157E-06	4.99301E-07	2.33197E-07	1.53232E-08	8.55971E-08	3.76284E-05	4.62841E-05	1.77846E-06	2.85479E-06	5.25813E-07	
9	3.03016E-06	2.01892E-07	1.39346E-07	1.03966E-08	4.75201E-08	2.5128E-05	3.86372E-05	8.21605E-07	1.09554E-05	2.87996E-07	
10	1.27578E-06	1.05161E-07	4.23349E-08	4.28932E-09	1.50810E-08	7.44609E-06	2.86393E-05	1.10500E-06	1.79546E-06	1.70282E-07	
11	6.52551E-07	4.33031E-08	1.25551E-08	1.55089E-09	6.54573E-09	4.52944E-06	9.40157E-06	1.23589E-06	2.78089E-07	3.83577E-07	
12	3.67073E-07	1.30014E-07	2.61732E-09	1.8270E-10	2.90167E-09	9.16500E-06	2.25413E-07	1.61433E-06	4.65458E-07	1.7248E-07	
13	9.68631E-08	1.64847E-08	1.64847E-08	1.30438E-09	2.30336E-09	2.30336E-09	2.30336E-09	1.58237E-06	-2.25986E-06	-2.18233E-08	
14	2.75934E-07	1.47667E-08	4.92280E-09	1.41127E-09	1.76933E-09	4.06017E-06	-6.98185E-06	-9.98477E-07	-5.82643E-07	5.42449E-06	
15	3.36241E-07	3.39593E-08	3.47907E-09	1.48243E-09	-1.51798E-10	6.94344E-07	-6.95116E-06	-9.89604E-07	-5.01503E-07	5.26021E-07	
16	1.66590E-07	-2.25843E-09	-6.51513E-09	-2.04722E-09	-2.04349E-09	-4.30112E-07	-8.85971E-06	-9.98699E-07	-4.57865E-07	-3.69554E-07	
17	1.60633E-07	-2.59378E-08	-5.75658E-09	-5.9690E-10	-1.91216E-09	-1.02623E-06	-9.57393E-06	-1.03898E-06	-4.52612E-07	-1.52889E-07	
18	-1.20244E-07	-1.83178E-08	-7.37669E-09	-5.4481E-10	-3.70989E-09	-2.67714E-09	-9.93210E-06	-1.08381E-06	-4.5803E-07	-4.83802E-08	
19	-2.92393E-09	-1.07303E-08	-9.94139E-10	-9.01742E-11	-5.4611E-10	-3.54539E-07	-3.44292E-06	-3.74757E-07	-1.54638E-07	-1.00290E-08	
20	-7.48431E-09	-5.85684E-09	-1.38597E-09	-1.87562E-10	-2.41099E-10	-1.68259E-07	-4.19323E-06	-4.74314E-07	-1.94863E-07	-1.03594E-08	
21	-1.58032E-08	-4.09664E-09	-5.11621E-10	-7.95101E-11	-3.41855E-10	-1.41703E-07	-1.81519E-06	-2.04435E-07	-8.27614E-08	-4.03314E-09	
22	-3.85154E-08	-2.13943E-09	-6.58094E-10	-9.68326E-11	-3.0614E-10	-1.16399E-08	-1.63311E-06	-1.90248E-07	-7.72920E-08	-3.60110E-09	
23	-0.7369E-09	-2.09196E-09	-1.05778E-10	-3.36825E-12	-8.94144E-11	-2.00201E-08	-3.96452E-07	-4.35732E-08	-1.79945E-08	-8.09109E-10	
24	-6.56720E-09	1.70756E-10	-1.12340E-10	-1.29994E-11	-0.87871E-10	-2.99812E-08	-3.84860E-07	-4.11632E-08	-1.70254E-08	-7.56731E-10	
25	-2.02340E-09	-2.00948E-12	-6.97015E-11	-1.05726E-11	-9.90730E-11	-2.86135E-08	-5.83423E-07	-6.55274E-08	-2.5502E-08	-1.20457E-09	
26	2.79698E-05	2.56114E-06	8.58309E-07	5.16637E-08	3.12562E-07	1.79611E-04	1.18908E-04	-1.48699E-07	1.50938E-05	7.57971E-06	

YMG (YIELD)		NUCLIDE CODE									
GROUP	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25	
1	1.47284E-06	1.76059E-07	2.35340E-08	2.72045E-09	6.07661E-09	1.59439E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	
2	5.54158E-06	6.08301E-07	7.81136E-08	1.09514E-08	1.78959E-08	4.27185E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	
3	1.45991E-05	1.48883E-06	2.01494E-07	2.50040E-08	4.81598E-08	9.96255E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	
4	3.31115E-05	3.62673E-06	5.05052E-07	4.65656E-08	1.21311E-07	1.98603E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	
5	4.90495E-05	5.12487E-06	7.80336E-07	7.68359E-08	1.98660E-07	2.63066E-06	0.0	0.0	0.0	0.0	
6	7.13892E-05	3.85759E-06	1.17569E-06	3.64308E-08	3.22009E-07	1.26399E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	
7	8.68765E-05	1.81865E-06	1.7422E-06	7.82367E-09	5.09513E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
8	5.31317E-05	4.66064E-07	1.21961E-06	2.22046E-09	3.76772E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
9	2.99741E-05	2.59060E-07	7.37534E-07	1.22796E-09	2.50583E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
10	1.33922E-05	1.58232E-07	3.84207E-07	7.36670E-10	1.40012E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
11	-1.10932E-05	-1.21103E-07	-4.70539E-07	-9.89654E-10	-2.10774E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
12	-1.94645E-05	-2.11617E-07	-7.30168E-07	0.0	-3.25548E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
13	-2.11936E-05	-7.86256E-06	-9.10640E-07	0.0	-3.69047E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
14	-1.07150E-05	-4.65336E-08	-9.37093E-07	0.0	-5.70794E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
15	-1.61416E-05	-1.08828E-07	-2.01210E-06	0.0	-7.91593E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
16	-2.88649E-05	0.0	-2.43057E-06	0.0	-8.58444E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
17	-4.27346E-05	0.0	-2.07138E-06	0.0	-9.46603E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
18	-8.13385E-05	0.0	-2.54596E-06	0.0	-8.53358E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
19	-4.29527E-06	0.0	-2.54596E-06	0.0	-6.81897E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
20	-4.47635E-05	-1.88544E-12	-3.26065E-06	0.0	-5.97765E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
21	-6.43057E-06	-2.61165E-12	-3.30867E-06	0.0	-5.8282E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
22	-4.15024E-06	-5.63865E-11	-7.10089E-07	0.0	-1.06497E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
23	-8.04431E-06	5.76408E-10	-1.36760E-07	0.0	-1.06497E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
24	-6.18001E-06	2.79391E-09	-9.19399E-08	0.0	-1.14118E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
25	-2.93123E-05	-7.23995E-11	-3.10659E-07	0.0	-3.15781E-07	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
26	2.37971E-05	1.63630E-05	-1.43027E-05	2.09527E-07	-5.16402E-06	3.84464E-05	0.0	0.0	0.0	0.0	

LING (LEAKAGE) GROUP	NUCLIDE CODE									
	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25
1	4.25372E-09	5.67856E-10	7.70958E-11	8.76245E-12	2.42210E-11	1.11639E-08	4.30932E-09	1.04336E-10	3.49664E-10	1.85253E-11
2	1.57772E-08	2.08628E-09	2.78453E-10	3.31437E-11	8.77083E-11	9.10859E-08	1.77116E-08	4.91355E-10	1.49290E-09	8.44123E-11
3	3.56349E-08	4.60104E-09	6.47344E-10	7.36049E-11	2.09412E-10	4.61913E-08	4.61913E-08	1.48446E-09	4.16322E-09	2.58494E-10
4	7.42059E-08	9.31747E-09	1.30865E-09	1.31511E-10	4.58748E-10	2.16265E-07	1.78508E-07	4.68035E-09	1.27884E-08	9.27011E-10
5	6.90665E-08	6.63331E-09	1.31670E-09	1.29289E-10	4.53658E-10	2.22386E-07	2.28954E-07	6.54232E-09	1.51704E-08	1.11559E-09
6	9.12524E-08	1.16963E-08	1.79067E-09	1.63059E-10	6.12953E-10	3.10398E-07	4.47926E-07	1.04530E-08	2.52982E-08	1.61176E-09
7	5.67134E-08	7.45020E-09	1.06580E-09	9.57342E-11	4.40693E-10	2.05419E-07	3.76249E-07	1.30223E-08	2.07089E-08	1.38900E-09
8	2.25674E-08	3.02764E-09	3.34083E-10	3.97400E-11	1.86627E-10	8.45351E-08	2.05772E-07	7.91862E-09	2.62635E-08	1.19744E-09
9	9.96133E-09	1.27478E-09	1.78464E-10	1.91046E-11	8.94033E-11	3.96521E-08	1.25735E-07	8.08692E-09	2.18403E-08	9.93534E-10
10	5.27726E-09	6.93095E-10	9.32379E-11	1.11869E-11	5.06887E-11	5.19262E-08	7.06137E-07	5.02946E-09	1.44723E-09	1.81076E-09
11	1.83098E-08	2.67456E-09	3.50680E-10	4.62256E-11	2.27163E-10	2.39164E-08	2.93781E-08	1.68191E-07	2.27857E-09	3.66978E-09
12	2.02397E-08	2.90835E-09	3.80530E-10	5.69231E-11	2.58781E-10	2.05386E-08	8.47327E-08	3.43111E-09	1.27556E-08	1.72117E-09
13	2.50170E-08	3.28252E-09	5.20428E-10	8.12070E-11	3.47959E-10	2.66529E-09	8.32054E-08	1.65445E-08	8.72643E-09	6.42029E-08
14	1.77064E-08	4.23258E-09	6.05018E-10	9.73351E-11	3.59789E-10	4.21526E-09	9.57302E-08	1.56380E-08	7.56476E-09	2.55303E-08
15	2.29592E-08	4.19896E-09	1.00123E-09	1.72329E-10	6.31338E-10	4.52907E-08	1.58040E-07	1.97636E-08	8.45553E-09	3.85979E-09
16	1.62577E-08	2.85974E-09	1.09734E-09	1.43245E-10	6.14739E-10	7.10103E-08	1.41626E-07	1.64152E-08	6.46686E-09	5.86468E-08
17	2.81295E-08	3.52395E-09	1.68185E-09	1.38119E-10	1.00623E-09	7.56405E-08	1.81533E-07	2.08545E-08	7.92173E-09	1.84331E-09
18	4.75322E-08	2.86366E-09	2.02152E-09	4.69138E-10	1.32550E-09	8.35250E-08	1.99489E-07	2.27998E-08	8.43977E-09	7.86352E-10
19	5.79346E-09	7.44707E-10	8.57436E-10	1.61651E-11	5.15787E-10	3.50370E-08	5.98645E-08	7.11685E-09	2.62901E-09	1.87919E-10
20	2.15037E-08	1.04556E-09	1.45566E-09	1.63752E-11	9.04993E-10	2.86188E-08	9.2651E-08	1.06938E-08	3.91249E-09	2.66598E-10
21	4.59992E-09	4.23204E-10	1.28951E-09	7.54260E-12	3.69875E-10	1.60938E-08	3.20381E-08	3.9294E-09	1.45458E-09	1.01935E-10
22	4.25619E-09	5.96216E-10	5.71355E-10	6.13844E-10	7.84101E-11	7.29052E-09	2.01066E-08	2.32879E-09	8.87146E-10	6.71948E-11
23	3.90463E-09	3.38622E-10	6.11872E-11	4.41000E-12	6.87440E-11	3.96866E-09	1.05141E-08	1.18664E-09	4.60724E-10	3.99051E-11
24	3.06513E-09	5.14029E-09	3.72437E-11	8.7082E-13	5.10280E-11	2.03803E-09	6.56379E-09	7.79398E-10	2.91889E-10	3.13393E-11
25	2.74680E-08	2.84697E-10	2.83332E-10	4.18600E-13	3.03898E-10	5.28015E-09	2.17276E-09	2.65582E-09	9.81318E-10	1.37081E-10
	1.17944E-07	1.44752E-08	6.15198E-09	1.15901E-09	4.43332E-09	9.02352E-07	1.36840E-06	8.18738E-08	5.62763E-08	1.55655E-07

BING (D. B2) GROUP	NUCLIDE CODE									
	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
13	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
14	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
15	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
16	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
17	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
19	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
25	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(DEL K/K)JM GROUP	NUCLIDE CODE											
	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25	24	25
1	5.97859E-07	6.89242E-08	8.20379E-09	1.38508E-09	1.59134E-09	-7.55590E-07	-6.73532E-07	-1.65566E-08	-5.35645E-08	-2.99953E-09	-2.99953E-09	-2.99953E-09
2	4.18068E-06	2.01215E-07	2.08750E-08	5.15195E-09	1.14047E-09	-3.60007E-06	-2.78276E-06	-8.41675E-08	-2.23417E-07	-1.28998E-08	-1.28998E-08	-1.28998E-08
3	6.53128E-06	4.47231E-07	6.17981E-08	2.12113E-08	3.03550E-09	-9.80650E-06	-5.48476E-06	-2.38772E-07	-5.01676E-07	-3.28579E-08	-3.28579E-08	-3.28579E-08
4	1.71968E-05	1.85227E-06	2.82937E-07	2.11507E-08	2.41113E-08	-1.94948E-05	-8.60359E-06	-4.03892E-07	-9.70891E-07	-6.80354E-08	-6.80354E-08	-6.80354E-08
5	3.50219E-05	3.50688E-06	4.78149E-07	4.59688E-08	8.32976E-08	-2.38199E-05	-6.07623E-06	-1.96555E-08	-9.19370E-08	-4.28088E-08	-4.28088E-08	-4.28088E-08
6	5.02170E-05	2.60345E-06	6.99402E-07	2.12075E-08	1.69457E-07	6.74778E-06	-1.54052E-05	3.99307E-08	-3.78604E-07	-1.04939E-07	-1.04939E-07	-1.04939E-07
7	5.80129E-05	3.11533E-07	1.15606E-06	2.43516E-09	3.00758E-07	-9.64480E-07	-1.13087E-05	9.02903E-07	-8.49255E-06	-3.84438E-07	-3.84438E-07	-3.84438E-07
8	3.85737E-05	1.59329E-07	9.57022E-07	4.92810E-09	2.59462E-07	1.09398E-05	8.81150E-06	9.02903E-07	7.94693E-06	1.43623E-07	1.43623E-07	1.43623E-07
9	2.77954E-05	1.35877E-09	6.00941E-07	4.80237E-09	1.71554E-07	1.28053E-05	8.83676E-06	4.03481E-07	7.94693E-06	2.25628E-07	2.25628E-07	2.25628E-07
10	9.26193E-06	5.76241E-08	2.93984E-07	2.23141E-09	8.82028E-08	-6.42479E-06	1.26685E-05	3.72823E-07	2.31856E-06	-2.16751E-07	-2.16751E-07	-2.16751E-07
11	5.92606E-06	2.42525E-08	-3.03532E-07	4.18464E-09	-1.10533E-07	-6.37431E-06	9.06776E-06	-4.73344E-07	7.66913E-07	2.33216E-07	2.33216E-07	2.33216E-07
12	-1.07031E-05	3.02570E-07	-4.160680E-07	5.186672E-09	-1.73545E-07	1.13988E-05	-7.41048E-07	2.96053E-06	1.78906E-06	2.03315E-07	2.03315E-07	2.03315E-07
13	-1.07133E-05	2.87896E-07	-5.69944E-07	7.09076E-09	-1.85492E-07	-1.18458E-05	7.46506E-06	-4.09676E-07	-1.65206E-06	-3.15659E-06	-3.15659E-06	-3.15659E-06
14	-5.02501E-06	3.34339E-07	-5.59655E-07	9.50964E-09	-1.68969E-07	-1.05676E-05	-7.31475E-06	-1.23256E-07	-6.08858E-07	4.46739E-06	4.46739E-06	4.46739E-06
15	-2.83312E-06	7.97837E-07	-6.26402E-07	2.16959E-08	-2.34864E-07	-2.06013E-05	1.52931E-06	-2.88558E-08	-3.52671E-08	9.08114E-07	9.08114E-07	9.08114E-07
16	-1.65304E-05	1.21193E-06	-1.100190E-06	3.00218E-08	-2.79664E-07	-2.04058E-05	1.04737E-07	-1.75849E-08	3.64331E-09	-1.66180E-06	-1.66180E-06	-1.66180E-06
17	-1.93716E-05	1.71849E-06	-1.13347E-06	4.53993E-08	-1.64566E-07	-2.28158E-05	9.78924E-07	-8.95296E-08	-6.72162E-09	2.92037E-07	2.92037E-07	2.92037E-07
18	-3.68529E-05	1.93558E-06	-5.61777E-07	1.39653E-07	4.42626E-08	-1.44973E-06	-1.41679E-06	-1.41092E-07	-8.25144E-09	4.58729E-08	4.58729E-08	4.58729E-08
19	1.83620E-07	1.30411E-06	-1.93642E-06	4.31231E-08	-5.12388E-07	3.11628E-06	9.95721E-07	-9.12750E-08	-1.27040E-08	1.97448E-08	1.97448E-08	1.97448E-08
20	1.73859E-05	1.04065E-06	-1.54185E-06	3.85054E-11	-9.11109E-08	1.23478E-03	-6.38095E-07	-6.06073E-08	2.24838E-08	4.10485E-08	4.10485E-08	4.10485E-08
21	-4.00306E-06	9.94210E-09	-2.42463E-06	2.79913E-10	-3.33976E-07	-6.45359E-07	4.89719E-07	-4.28627E-08	8.92490E-09	2.08532E-08	2.08532E-08	2.08532E-08
22	-2.53905E-06	1.31752E-07	-3.20494E-07	3.78783E-07	-1.85778E-08	4.90386E-07	-7.61238E-07	-8.85386E-08	-1.33793E-08	1.60016E-08	1.60016E-08	1.60016E-08
23	-5.91966E-06	-8.44958E-07	-1.01318E-07	2.36905E-09	-6.58846E-08	1.98634E-07	1.67582E-07	2.14643E-08	2.64437E-08	1.44758E-08	1.44758E-08	1.44758E-08
24	-3.62399E-06	4.49195E-06	-6.18180E-08	3.52158E-10	-7.42468E-08	1.31723E-07	1.30918E-07	2.39953E-08	2.72799E-08	1.71207E-08	1.71207E-08	1.71207E-08
25	-3.49365E-06	2.51767E-07	-6.14153E-08	1.59061E-10	-6.44894E-08	5.22402E-07	1.44382E-06	1.95054E-07	1.63353E-07	8.44099E-08	8.44099E-08	8.44099E-08
9.28360E-05		2.21585E-05	-7.10630E-06	7.71138E-07	-1.37982E-06	-1.00953E-04	-1.28890E-05	-3.40313E-07	-1.15315E-06	-9.51185E-07	-9.51185E-07	-9.51185E-07

SUMMATION OF ENERGY GROUP BY REGION AND NUCLIDE

(DEL K/K)IM REGION	NUCLIDE CODE											
	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25	24	25
4	9.28360E-05	2.21585E-05	-7.10630E-06	7.71138E-07	-1.37982E-06	-1.00953E-04	-1.28890E-05	-3.40313E-07	-1.15315E-06	-9.51185E-07	-9.51185E-07	-9.51185E-07

TOTAL(SUMMATION OF REGION BY NUCLIDE)

(DEL K/K)M	NUCLIDE CODE											
	949	940	941	942	925	928	26	28	24	25	24	25
9.28360E-05		2.21585E-05	-7.10630E-06	7.71138E-07	-1.37982E-06	-1.00953E-04	-1.28890E-05	-3.40313E-07	-1.15315E-06	-9.51185E-07	-9.51185E-07	-9.51185E-07

***** THREE DIMENSION PERTURBATION CODE *****

2ND CASE

CONTROL CARD NUMBER 4

CALCULATION (1-DELAYED NEUTRON FRACTION, 2-PROMPT NEUTRON LIFETIME, 3-REACTIVITY WORTH MAPPING)
(4-REACTIVITY CHANGE WITH FIRST ORDER, 5-REACTIVITY CHANGE WITH EXACT PERTURBATION) 5

CALCULATION DATA

THE NUMBER OF REGION 1 REGION NUMBER 4

CROSS SECTION INDICATOR (0-USE OF MICROSCOPIC CROSS SECTION, 1-USE OF MACROSCOPIC CROSS SECTION) 0

SEPARATION INDICATOR (0-USE OF TOTAL CROSS SECTION, 1-USE OF SEPARATE CROSS SECTION) 1

IP CALCULATION INDICATOR (0-USE OF MICROSCOPIC CROSS SECTION, 1-USE OF MACROSCOPIC CROSS SECTION) 1

THE NUMBER OF NUCLIDE FOR CALCULATION --* 4
NUCLIDE CODE 8 42 1 2

PERTURBATION FISSION DISTRIBUTION FUNCTION BY ENERGY GROUP OF EACH NUCLIDE																									
NUCLIDE	PERTURBATION																								
949	<table border="1"> <tr><td>2.340000E-02</td><td>9.960000E-02</td><td>1.847000E-01</td><td>1.955000E-01</td><td>1.373000E-01</td><td>6.030000E-02</td></tr> <tr><td>2.380000E-02</td><td>9.400000E-03</td><td>3.100000E-03</td><td>3.000000E-04</td><td>1.000000E-04</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> </table>	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02																				
2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
940	<table border="1"> <tr><td>2.340000E-02</td><td>9.960000E-02</td><td>1.847000E-01</td><td>1.955000E-01</td><td>1.373000E-01</td><td>6.030000E-02</td></tr> <tr><td>2.380000E-02</td><td>9.400000E-03</td><td>3.100000E-03</td><td>3.000000E-04</td><td>1.000000E-04</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> </table>	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02																				
2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
941	<table border="1"> <tr><td>2.340000E-02</td><td>9.960000E-02</td><td>1.847000E-01</td><td>1.955000E-01</td><td>1.373000E-01</td><td>6.030000E-02</td></tr> <tr><td>2.380000E-02</td><td>9.400000E-03</td><td>3.100000E-03</td><td>3.000000E-04</td><td>1.000000E-04</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> </table>	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02																				
2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
942	<table border="1"> <tr><td>2.340000E-02</td><td>9.960000E-02</td><td>1.847000E-01</td><td>1.955000E-01</td><td>1.373000E-01</td><td>6.030000E-02</td></tr> <tr><td>2.380000E-02</td><td>9.400000E-03</td><td>3.100000E-03</td><td>3.000000E-04</td><td>1.000000E-04</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> </table>	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02																				
2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
925	<table border="1"> <tr><td>2.340000E-02</td><td>9.960000E-02</td><td>1.847000E-01</td><td>1.955000E-01</td><td>1.373000E-01</td><td>6.030000E-02</td></tr> <tr><td>2.380000E-02</td><td>9.400000E-03</td><td>3.100000E-03</td><td>3.000000E-04</td><td>1.000000E-04</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> </table>	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02																				
2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
928	<table border="1"> <tr><td>2.340000E-02</td><td>9.960000E-02</td><td>1.847000E-01</td><td>1.955000E-01</td><td>1.373000E-01</td><td>6.030000E-02</td></tr> <tr><td>2.380000E-02</td><td>9.400000E-03</td><td>3.100000E-03</td><td>3.000000E-04</td><td>1.000000E-04</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td><td>0.0</td></tr> </table>	2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02	2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2.340000E-02	9.960000E-02	1.847000E-01	1.955000E-01	1.373000E-01	6.030000E-02																				
2.380000E-02	9.400000E-03	3.100000E-03	3.000000E-04	1.000000E-04	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				
0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0																				

CONVERSION OF MATERIAL NUMBER BY PERTURBATION	
MAT. NO.	PER. NO.
4	4
10	10
8	42
0.0	0.0

CONVERSION OF MATERIAL NUMBER BY PERTURBATION	
MAT. NO.	PER. NO.
4	4
10	10
1	2
0.0	0.0

PERTURBATION FISSION DISTRIBUTION FUNCTION BY ENERGY GROUP	
NUCLIDE	PERTURBATION
2.340000E-02	9.960000E-02
2.380000E-02	9.400000E-03
0.0	0.0
0.0	0.0

IP = 3.01240E-07

WORKING AREA SIZES RESERVED ----- 135000
 WORKING AREA SIZES USED ----- 86750
 WORKING AREA SIZES NOT USED ----- 48250

REACTIVITY CHANGE CALCULATION (BY MICROSCOPIC CROSS SECTION)

SUMMATION BY REGION AND ENERGY GROUP AND NUCLIDE

GROUP	CING (CAPTURE)	8	42	1	2	NUCLIDE CODE
1	-1.8698E-06	-2.10838E-10	0.0	0.0	0.0	0.0
2	-5.32124E-06	-1.47943E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
3	-4.40681E-07	-6.20962E-09	0.0	0.0	0.0	0.0
4	-7.56794E-12	-2.33901E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
5	-1.33522E-11	-6.22455E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
6	-2.43687E-11	-1.54714E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
7	-4.83380E-11	-2.40118E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
8	-5.53931E-11	-1.78303E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
9	-6.72473E-11	-1.21947E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
10	-7.80857E-11	-9.21621E-08	0.0	0.0	0.0	0.0
11	-6.01762E-11	1.65715E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
12	-5.97588E-11	3.47194E-07	0.0	0.0	0.0	0.0
13	-6.52418E-11	4.46678E-07	-3.09241E-07	0.0	0.0	0.0
14	-7.83369E-11	4.76074E-07	-2.46957E-07	0.0	0.0	0.0
15	-7.75579E-11	4.99662E-07	-3.76538E-07	0.0	0.0	0.0
16	-6.70761E-11	7.64566E-07	-3.86474E-07	0.0	0.0	0.0
17	-5.0132E-11	9.79373E-07	-3.33731E-07	0.0	0.0	0.0
18	-2.14815E-11	5.99034E-07	-3.12750E-07	0.0	0.0	0.0
19	-6.62915E-12	6.70243E-07	-1.21484E-07	0.0	0.0	0.0
20	1.18340E-11	1.65732E-07	-1.69347E-07	0.0	0.0	0.0
21	4.07758E-12	8.79287E-09	-8.73747E-08	0.0	0.0	0.0
22	-2.31927E-11	8.41884E-09	-1.81789E-07	0.0	0.0	0.0
23	4.53260E-13	6.82490E-09	-7.94854E-08	0.0	0.0	0.0
24	1.07522E-11	3.68421E-09	-5.77672E-08	0.0	0.0	0.0
25	7.80068E-11	2.41003E-09	-1.94722E-07	0.0	0.0	0.0
	-7.63270E-06	4.46360E-06	-2.85766E-06	0.0	0.0	0.0

FUNG (FISSION)		NUCLIDE CODE	
GROUP	8	1	2
1	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.0	0.0
6	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0
8	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0
13	0.0	0.0	0.0
14	0.0	0.0	0.0
15	0.0	0.0	0.0
16	0.0	0.0	0.0
17	0.0	0.0	0.0
18	0.0	0.0	0.0
19	0.0	0.0	0.0
20	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.0	0.0
23	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0
25	0.0	0.0	0.0

SCING (SCATTERING)		NUCLIDE CODE	
GROUP	8	1	2
1	-9.71192E-06	-1.12384E-07	-3.84155E-05
2	-2.83124E-05	-4.27633E-07	-1.96883E-04
3	-4.95314E-05	-1.16134E-06	-6.27442E-04
4	-1.60721E-04	-2.09332E-08	-1.59610E-03
5	-3.66612E-04	-1.71206E-06	-2.84908E-03
6	-7.51125E-04	-1.19583E-06	-4.92829E-03
7	-6.23562E-04	-1.10413E-06	-9.34017E-03
8	-4.50374E-04	-6.72536E-07	-1.06101E-02
9	-3.66306E-04	-3.11421E-07	-1.13217E-02
10	-2.87651E-04	-1.25176E-07	-1.08817E-02
11	-1.51817E-04	1.27272E-07	-7.3041E-03
12	-1.02320E-04	1.79726E-07	-5.52988E-03
13	-7.56072E-05	1.60411E-07	-4.25285E-03
14	-6.23465E-05	1.69646E-07	-3.44791E-03
15	-4.20930E-05	6.40056E-07	-2.64164E-03
16	-2.46088E-05	7.04423E-08	-1.81670E-03
17	-1.25937E-05	4.01365E-08	-1.17658E-03
18	-3.66764E-06	2.13108E-07	-7.38611E-04
19	9.42364E-07	6.99898E-09	-1.91244E-04
20	2.21354E-07	7.15225E-09	-6.19094E-05
21	1.4138E-08	4.75362E-09	-8.58712E-05
22	1.84577E-07	9.78129E-10	-1.27909E-05
23	9.05082E-07	4.32445E-10	0.0
24	-3.57037E-03	-7.05314E-06	-7.99235E-02
25			

SIMG (SCATTERING MATRIX)		NUCLIDE CODE	
GROUP	g	1	2
1	0.0	0.0	0.0
2	5.71301E-06	1.25932E-05	-2.87891E-06
3	2.69124E-05	8.42650E-05	-1.96338E-05
4	4.76544E-05	3.19237E-04	-7.34404E-05
5	1.43250E-04	7.61219E-04	-1.88560E-04
6	3.57601E-04	1.86264E-03	-5.21570E-04
7	7.37634E-04	3.34396E-03	-3.60760E-04
8	6.07362E-04	6.19763E-03	-1.98220E-04
9	4.35699E-04	8.76591E-03	-1.35209E-04
10	3.52044E-04	9.67626E-03	-9.01356E-05
11	2.78549E-04	9.98790E-03	-6.66729E-05
12	1.56164E-04	8.81000E-03	-4.07260E-05
13	1.07461E-04	7.40770E-03	-2.93826E-05
14	7.97861E-05	6.03202E-03	-2.19365E-05
15	7.13860E-05	5.32174E-03	-1.91138E-05
16	4.45249E-05	4.11052E-03	-1.35579E-05
17	2.70199E-05	3.16329E-03	-9.48623E-06
18	1.51566E-05	2.52640E-03	-6.79540E-06
19	1.59289E-06	6.77451E-04	-1.52481E-06
20	1.46419E-06	7.95676E-04	-1.69073E-06
21	-5.63676E-07	2.75352E-04	-4.81116E-07
22	-3.44901E-07	2.50334E-04	-4.43411E-07
23	5.43301E-07	1.05693E-04	-2.51375E-07
24	-1.25094E-08	6.77940E-05	-1.33511E-07
25	-3.98550E-07	1.54389E-04	-1.28664E-07
	3.49844E-03	8.06679E-02	-1.80273E-03

YIMG (YIELD)		NUCLIDE CODE	
GROUP	g	1	2
1	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.0	0.0
6	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0
8	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0
13	0.0	0.0	0.0
14	0.0	0.0	0.0
15	0.0	0.0	0.0
16	0.0	0.0	0.0
17	0.0	0.0	0.0
18	0.0	0.0	0.0
19	0.0	0.0	0.0
20	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.0	0.0
23	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0
25	0.0	0.0	0.0

LIMG (LEAKAGE)		NUCLIDE CODE	
GROUP	B	1	2
1	9.66521E-08	7.67676E-08	-2.53732E-08
2	3.18556E-07	3.30143E-07	-1.13218E-07
3	7.97417E-07	8.58942E-07	-3.02265E-07
4	1.41166E-06	1.83343E-06	-8.63304E-07
5	2.60800E-06	1.94913E-06	-1.38440E-06
6	2.24004E-06	2.39606E-06	-5.28187E-07
7	1.35206E-06	1.69894E-06	-1.18284E-07
8	5.75627E-07	1.03223E-06	-4.00730E-08
9	3.42092E-07	8.26273E-07	-2.20561E-08
10	3.12817E-07	9.23358E-07	-1.90636E-08
11	5.81818E-07	2.20993E-06	-3.78365E-08
12	3.16190E-07	1.34423E-06	-2.17798E-08
13	3.12360E-07	1.37292E-06	-2.17621E-08
14	3.14559E-07	1.36949E-06	-2.13994E-08
15	2.43543E-07	1.20290E-06	-1.86084E-08
16	1.16415E-07	6.74292E-07	-1.03171E-08
17	7.94399E-08	5.84390E-07	-8.87203E-09
18	2.62904E-08	4.14661E-07	-6.17739E-09
19	5.94150E-09	1.15545E-07	-1.71448E-09
20	-7.44354E-09	1.13948E-07	-1.65100E-09
21	-1.90912E-09	4.21309E-08	-6.11454E-10
22	7.72463E-09	6.11444E-08	-9.19096E-10
23	-9.49177E-11	1.68631E-08	-2.46386E-10
24	-1.22872E-09	6.76208E-09	-9.59623E-11
25	-5.91868E-09	1.61671E-08	-2.22299E-10
	1.22415E-05	2.14706E-05	-3.56844E-06

BIMG (D * B2)		NUCLIDE CODE	
GROUP	B	1	2
1	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.0	0.0
6	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0
8	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0
13	0.0	0.0	0.0
14	0.0	0.0	0.0
15	0.0	0.0	0.0
16	0.0	0.0	0.0
17	0.0	0.0	0.0
18	0.0	0.0	0.0
19	0.0	0.0	0.0
20	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.0	0.0
23	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0
25	0.0	0.0	0.0

(DEL K/K) IMG	GROUP	42	1	2	NUCLIDE CODE
-1.14852E-05	1	-1.11878E-07	-3.83387E-05	4.36757E-06	
-2.76020E-05	2	-4.11359E-07	-1.83960E-04	2.12375E-05	
3 -2.02625E-05	3	-1.02897E-06	-5.44318E-04	6.46545E-05	
4 -1.11655E-04	4	-1.50362E-06	-1.27501E-03	1.88340E-04	
5 -2.20753E-04	5	-5.38013E-07	-2.08591E-03	3.90905E-04	
6 -3.91284E-04	6	-3.38327E-07	-3.04385E-03	-2.22531E-04	
7 1.15822E-04	7	2.73247E-07	-6.03452E-03	-1.65692E-04	
8 1.57593E-04	8	5.67011E-07	-4.41142E-03	-7.14654E-05	
9 6.77355E-05	9	3.79881E-07	-2.62093E-03	-4.37170E-05	
10 6.46594E-05	10	1.7142E-07	-1.20454E-03	-2.23300E-05	
11 1.27313E-04	11	4.96885E-07	2.65970E-03	-2.86264E-05	
12 5.41596E-05	12	3.92645E-07	3.28147E-03	-1.34410E-05	
13 3.21664E-05	13	4.33858E-07	3.15591E-03	-8.96106E-06	
14 1.77520E-05	14	4.50255E-07	2.58523E-03	-5.53440E-06	
15 2.95365E-05	15	1.14221E-06	2.68072E-03	-6.67327E-06	
16 2.00330E-05	16	-5.67573E-08	2.29412E-03	-5.13646E-06	
17 1.45056E-05	17	9.39012E-07	1.98696E-03	-4.04792E-06	
18 1.14972E-05	18	7.60031E-07	1.78789E-03	-3.44463E-06	
19 8.29670E-07	19	7.83753E-07	4.86162E-04	-6.64739E-07	
20 2.39858E-06	20	1.70149E-07	6.22205E-04	-9.33625E-07	
21 -3.44227E-07	21	4.24852E-09	2.13397E-04	-2.07062E-07	
22 -1.18815E-06	22	1.75216E-09	1.64842E-04	-5.11993E-08	
23 5.54621E-07	23	6.30566E-09	7.80306E-05	-1.36876E-07	
24 1.70850E-07	24	1.70615E-09	5.49521E-05	-7.77578E-08	
25 5.00691E-07	25	7.10008E-10	1.54211E-04	-3.47559E-09	
-6.73199E-05		3.86279E-06	7.62998E-04	6.56304E-05	

SUMMATION OF ENERGY GROUP BY REGION AND NUCLIDE

(DEL K/K) IM	REGION	42	1	2	NUCLIDE CODE
-6.73199E-05	4	3.86279E-06	7.62998E-04	6.56304E-05	

TOTAL(SUMMATION OF REGION BY NUCLIDE)

(DEL K/K) M	GROUP	42	1	2	NUCLIDE CODE
-6.73199E-05	8	3.86279E-06	7.62998E-04	6.56304E-05	

***** NORMAL CALCULATION END *****