

JAERI-M
87-150

舶用炉の燃料集合体平均少�数群核定数
計算コード：ASSEMBLY-SHIP

1987年9月

板垣 正文・内藤俊孝・飯島光一郎*・井上 英明*

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

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1987
編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 碓高野高速印刷

船用炉の燃料集合体平均少�数群核定数計算コード：
ASSEMBLY-SHIP

日本原子力研究所むつ事業所原子力船技術部
板垣 正文・内藤 俊孝⁺・飯島 光一郎^{*}・井上 英明^{*}

(1987年8月25日受理)

原子力船「むつ」炉心管理用の計算コードに必要な燃焼度に依存した少�数群核定数を提供する目的で、ASSEMBLY-SHIPコードが開発された。本報告書では、ASSEMBLY-SHIPコードに用いられている計算手法及び入力データ作成法について記述する。

本コードは、燃料棒、可燃性毒物棒等それぞれの格子セルに対して燃焼度依存の多群及び3群縮約核定数を計算する部分と燃料集合体に対して3群核定数を計算する2次元拡散部分とからなる。前者では、高速エネルギー領域に対してGAM型B1近似により、また熱中性子領域に対してはTHERMOSに修正を加えてスペクトルを求め、各々、高速群を2群、熱群を1群に縮約した微視的断面積を求める。集合体拡散計算では、燃料集合体内の3群中性子束分布を求め、集合体全体で平均化されたエネルギー3群の微視的及び巨視的断面積を求める。セル計算において中性子の漏れをより正確に考慮するために、集合体拡散計算で得られる着目セル領域の漏れ量とそれぞれのセル計算で得られる漏れ量が一致するように高速群のバックリングと熱群のアルベドを調整する、中性子漏洩繰返し計算がなされる。

本コードによって作成された核定数を用いて、「むつ」炉心陸上臨界試験及び「むつ」船上の温態零出力試験の実測データに対して検証計算がなされ、臨界固有値及び出力分布の計算値は実測値と良く一致した。

むつ事業所：〒105 港区虎ノ門一丁目15-16

+ 燃料安全工学部

* 日本情報サービス(株)

ASSEMBLY-SHIP: A Computer Code for Generating Few-Group Cross-Sections
for Heterogeneous Fuel Assemblies of a Marine Reactor

Masafumi ITAGAKI, Yoshitaka NAITOH⁺
Kouichirou IIJIMA* and Hideaki INOUE*

Department of Nuclear Ship Engineering
Mutsu Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Toranomon, Minato-ku, Tokyo

(Received August 25, 1987)

A FORTRAN code ASSEMBLY-SHIP has been developed to generate burnup-dependent three-group nuclear constants for use in the core management computations for the nuclear ship MUTSU reactor. This report provides a general description of this code and the input data formats.

The code consists of two parts, that is, a module for generating burnup dependent multi-energy group constants and three-group collapsed ones for a lattice-cell, and a two-dimensional diffusion module for producing three-group constants for fuel assembly. The former module is based both on a GAM-type slowing-down program and a newly-modified version of the thermalization transport theory program THERMOS. The diffusion module calculates the three-group neutron flux distribution within a fuel assembly, and produce three-group microscopic and macroscopic cross-sections averaged over the assembly. For the purpose of accurate evaluation of the neutron leakages from a lattice-cell, the fast-group bucklings and the thermal-group albedo introduced for the cell calculation are adjusted iteratively in such a way that the neutron leakages obtained from the cell calculation become consistent to the ones obtained for the cell from the diffusion calculation performed for a fuel assembly.

Several benchmark calculations using the nuclear constants produced by this code have been made for the data measured during the MUTSU

+ Department of Fuel Safety Research

* Japan Information Service, Ltd.

land-loaded core critical experiment and the data obtained during the hot-zero-power test for the actual MUTSU plant, and the calculated results of critical eigenvalue and power distribution agree well with the measured values.

Keywords: ASSEMBLY-SHIP, GAM, B1-approximation, THERMOS, Buckling, Albedo, Two-dimensional Diffusion Calculation, Leakage Iteration, Nuclear Ship MUTSU, Core Management Computation, Burnup

目 次

1. 序 言	1
2. ASSEMBLY-SHIP コードの概要	3
2.1 計算モードの種類	3
2.2 計算手法	3
2.3 プログラム構造	4
3. 高速群セル計算	9
3.1 基礎式	9
3.2 高速群ライブラリー	10
3.3 縮約群核定数	11
3.4 セル・バックリング反復	12
4. 热群セル計算	14
4.1 基礎式	14
4.2 衝突確率	16
4.3 热群ライブラリー	17
4.4 アルベド	17
4.5 中性子源	18
4.6 縮約群核定数	18
5. 集合体拡散計算	20
5.1 基礎式	20
5.2 境界条件	20
5.3 3群核定数	20
5.4 集合体平均3群核定数	21
5.5 臨界バックリングサーチ	21
6. セル燃焼計算	22
6.1 基礎式	22
6.2 セル内絶対中性子束分布	22
6.3 1群縮約の中性子束及び断面積	23
6.4 燃焼時間幅	23
7. 中性子漏洩繰返し計算	24
8. 入力形式	25
8.1 拡張自由形式入力	25
8.2 単位セル計算の入力	26
8.3 集合体連続燃焼計算の入力	30
8.4 集合体連続燃焼リスタート計算の入力	37
8.5 集合体非連続燃焼リスタート計算の入力	39

9. 検証計算	4 8
9.1 出力分布の検証	5 0
9.2 実効増倍率の検証	5 4
10. 結 言	5 5
謝 辞	5 5
参考文献	5 5
付録A 式(16)及び式(19)の導出	5 6
付録B サンプル入力リスト	5 9
付録C サンプル出力リスト	6 2

CONTENTS

1. Introduction	1
2. Code Outline of ASSEMBLY-SHIP	3
2.1 Four Types of Computations	3
2.2 Calculation Techniques	3
2.3 Description of Code Structure	4
3. Fast Spectrum Calculation for a Cell	9
3.1 Basic Equations	9
3.2 Nuclear Data Library for Fast Energy Range	10
3.3 Two-Group Collapsed Nuclear Constants for Fast Energy Range	11
3.4 Cell-Buckling Iteration	12
4. Thermal Spectrum Calculation for a Cell	14
4.1 Basic Equations	14
4.2 Collision Probability	16
4.3 Nuclear Data Library for Thermal Energy Range	17
4.4 Albedo	17
4.5 Source Term	18
4.6 One-Group Collapsed Nuclear Constants for Thermal Energy Range	18
5. Diffusion Calculation for a Fuel Assembly	20
5.1 Basic Equations	20
5.2 Boundary Conditions	20
5.3 Three-Group Nuclear Constants	20
5.4 Assembly-Averaged Nuclear Constants	21
5.5 Critical Buckling Search	21
6. Burnup Calculation for a Cell	22
6.1 Basic Equations	22
6.2 Absolute Neutron Flux within a Cell	22
6.3 One-Group Collapsed Flux and Cross-Sections	23
6.4 Time Increment for Burnup Calculations	23
7. Neutron Leakage Iteration	24
8. Input Description	25
8.1 Extended Free Format	25
8.2 Input Description for a Unit-Cell Calculation	26
8.3 Input Description for a Sequential Assembly Burnup Calculation	30
8.4 Input Description for a Sequential Assembly Re-Start Calculation	37
8.5 Input Description for a One-Batch Assembly Re-Start Calculation	39

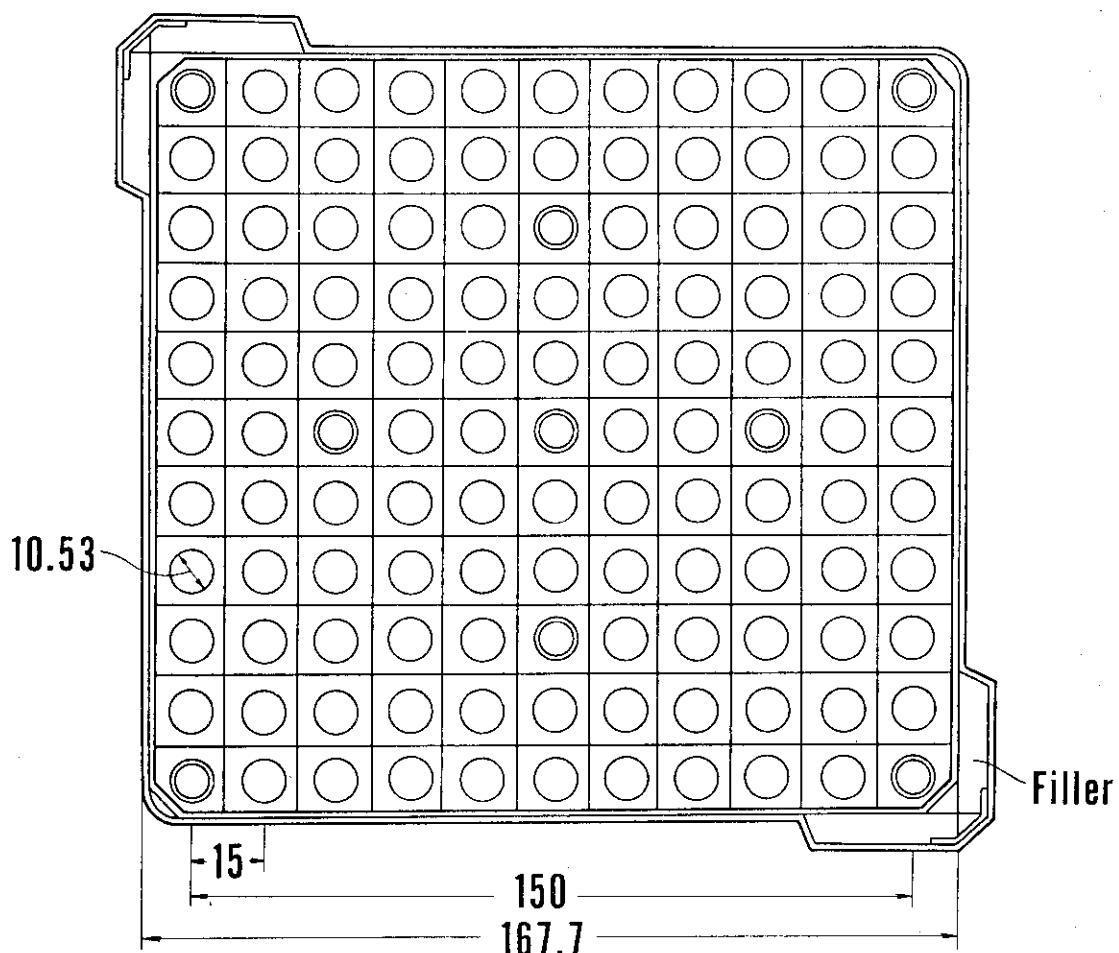
9.	Verification of the Code	4 8
9.1	Power Distribution	5 0
9.2	Effective Multiplication Factor	5 4
10.	Conclusion	5 5
	Acknowledgement	5 5
	References	5 5
Appendix A	Derivation of Eqs. (16) and (19)	5 6
Appendix B	Sample Input List	5 9
Appendix C	Sample Output List	6 2

1. 序 言

「むつ」原子炉は加圧水型炉（PWR）であるが、その炉心を構成する燃料集合体はFig. 1に断面図を示すように発電用PWRの燃料集合体とは異なる構造をしている。「むつ」燃料集合体は穴のある側板（Perforated Can-Box）で囲まれており、さらに2本の十字型制御棒で囲まれるためにFig. 1に示すような特徴的な輪郭をしている。左上隅と右下隅にはコーナーピーキングを抑制するためにジルカロイ製の充填材（Filler）が封入されている。これらは現在の発電用PWR燃料集合体には設けられていないものである。燃料集合体の格子配列は 11×11 であるが、そのうち9本は硼珪酸ガラスを吸収体とする可燃性毒物棒（Burnable Poison Rod；BPR）であり、残り112本が燃料棒である。燃料棒は二酸化ウランペレットをステンレス製の被覆管で被覆したものであり、また可燃性毒物棒は吸収体をステンレス製の内側及び外側被覆管で保護されている。さらに、燃料集合体の軸方向に4段のインコネル製支持格子板（Grid Spacer）が設けられている。このように「むつ」燃料集合体は複雑な幾何形状をしており、炉心計算のための核定数を作成する場合にはその非均質性を十分に考慮しなければならない。一方で、炉心計算を3次元中性子拡散コードによって実行する際には、個々のセル格子毎に独立の領域を設けることは計算機容量の制限から困難であり、領域区分を粗くせざるを得ない。この場合、粗い領域に対して適用する核定数はあらかじめ正しく均質化処理がされていなければならない。

このような観点から原子力船「むつ」炉心管理用の計算コード群に対して燃焼度に依存した燃料集合体平均の少数组核定数を提供することを目的としてASSEMBLY-SHIPコードが開発された。上述したような「むつ」燃料集合体内部の非均質性を考えると、個々の燃料棒セルの核定数は単一のセル計算から求めるべきではなく、燃料集合体中には他の燃料棒、BPR及び種々の構造材が存在することを考慮して集合体内の中性子漏洩分布を求め、これから着目セルのバックリングないしはアルベド条件を正しく扱って求めるべきである。これを考慮して、ASSEMBLY-SHIPコードでは、着目セルの中性子漏洩量が燃料集合体全体に対する少数组拡散計算とセル計算とで一致するように両者の計算を繰返している。

本報告書では、ASSEMBLY-SHIPコードの計算機能、計算手法、プログラム構造及び入力データ作成方法について説明する。第2章においてまずコードの概要を記述し、第3章で高速群セル計算、第4章で熱群セル計算、第5章で燃料集合体拡散計算、第6章でセル燃焼計算について記述する。本コードの特徴である中性子漏洩繰返し計算について第7章で記述する。第8章には入力データの作成法を4種類の計算モードの各々について与えてある。さらに、「むつ」炉心の陸上臨界試験及び出力上昇試験〔Phase-0〕における実測データに対して、本コードで作成される核定数の精度確認を行なった結果を、第9章に示す。



○ Fuel Rod

○ Burnable Poison Rod

Fig. 1 「むつ」燃料集合体断面図

2. ASSEMBLY-SHIP コードの概要

2.1 計算モードの種類

本コードは、燃焼度依存の燃料集合体平均3群核定数を計算するコードであり、次の4つの計算モードをもつ。

(1) 集合体連続燃焼計算

セルスペクトル計算、集合体拡散計算、セル燃焼計算を連続的に繰返し計算し、任意の燃焼度に対応する集合体平均核定数を求める。

(2) 集合体連続燃焼リスタート計算

集合体連続燃焼計算のときにリスタートファイルを保存しておくことにより、指定された燃焼度点から計算を再開し、燃焼を進めたセルスペクトル計算、集合体拡散計算、セル燃焼計算を連続的に繰返し、任意の燃焼度に対する集合体平均核定数を求める。

(3) 集合体非連続燃焼リスタート計算

集合体連続燃焼計算のときにリスタートファイルを保存しておくことにより、指定された燃焼度点において燃焼を進めずに、燃料温度、減速材温度、減速材密度などを変化させて、セルスペクトル計算、集合体拡散計算、セル燃焼計算を実行し、集合体平均核定数を求める。

(4) 単位セル計算

セルスペクトル計算のみを行ない、セル平均3群核定数を求める。

2.2 計算手法

本コードでは、集合体平均核定数の燃焼度依存性を正確に取り扱うために集合体内の燃料棒、可燃性毒物棒の全てのセルで燃焼計算を行ない、集合体内の原子個数密度変化を詳細に計算している。またセル計算では中性子の漏れが中性子スペクトルに与える影響を考慮するために、集合体拡散計算から求まる着目セル領域の漏れ量とセル計算から求まる漏れ量が一致するように高速群のバックリングと熱群のアルベドを調整している。本コードの計算方法の概略を以下に示す。

(1) セル計算

集合体内の全セルを燃料棒、可燃性毒物棒、その他の物質等、物質の違い、燃料棒等の位置によりグループ分けする。各グループよりひとつずつ代表セルを選んでセル計算を行なう。

高速エネルギー領域に対しては、GAM型B1近似¹⁾によりスペクトル計算を行ない、高速群を2群に縮約した微視的断面積を求める。この場合の核データライブラリは、ENDF/B-4²⁾に基づいたボンダレンコ型92群99核種ライブラリである。

熱中性子領域に対しては、積分型輸送方程式を衝突確率法によって解くTHERMOS³⁾コードに修正を加えたものを用い、熱群を1群に縮約した微視的断面積を計算する。ライブラリはENDF/B-4に基づいたTHERMOS型の35群、99核種ライブラリである。

(2) 集合体拡散計算

正方格子配列の燃料集合体内中性子束分布を2次元X Y体系の3群拡散計算より求め、集合体全体で平均化されたエネルギー3群の微視的及び巨視的断面積を求める。この拡散計算で用いる巨視的断面積は、集合体内各セルの原子数密度と代表セル計算より得られる3群微視的断面積より算出される。

(3) セル燃焼計算

集合体内の燃料棒、可燃性毒物棒を含む全てのセルに対して燃焼計算を行なう。燃焼計算に必要な絶対中性子束は集合体拡散計算より求め、またセル内中性子束分布と微視的断面積は代表セル計算から求める。燃焼方程式の解法にベーテマン法⁴⁾を用い、核分裂生成物(F.P.)に対しては飯島モデル⁵⁾(45 F.P. 核種、残り Lumped F.P. 1種類)を用いる。

(4) 中性子漏洩繰返し計算

セル計算において中性子の漏れをより正確に考慮するために、集合体拡散計算で得られる着目セル領域の漏れ量とセル計算で得られる漏れ量が一致するように高速群のバックリングと熱群のアルベドを調整する。さらに再び集合体拡散計算を行ない、着目セル領域の漏れ量がセル計算で求められた漏れ量と一致しているかどうかを調べる。両者が一致するまでセル計算と集合体拡散計算を交互に繰り返す。これを中性子漏洩繰返し計算(Leakage Iteration)と呼ぶ。

2.3 プログラム構造

ASSEMBLY-SHIP コードのプログラム構造は5個の部分に大別され、各部分での主要サブルーチンは以下に示す通りである。

(1) 入力処理

RDCARD, INPCRD

(2) セル計算用実効断面積計算

THRMXS, MAILIN, MAIL

(3) セル計算

FASTCL, THRMCL

(4) 集合体拡散計算

DIFFCL

(5) セル燃焼計算

BURNCL

計算オプションデータを除き、集合体形状データ、セル形状データ、個数密度、実効断面積その他のデータは原則としてファイルに書き出し、必要なときに読み込んで使用する。

Fig. 2 (a ~ d) に ASSEMBLY-SHIP コードの計算流れ図を示す。

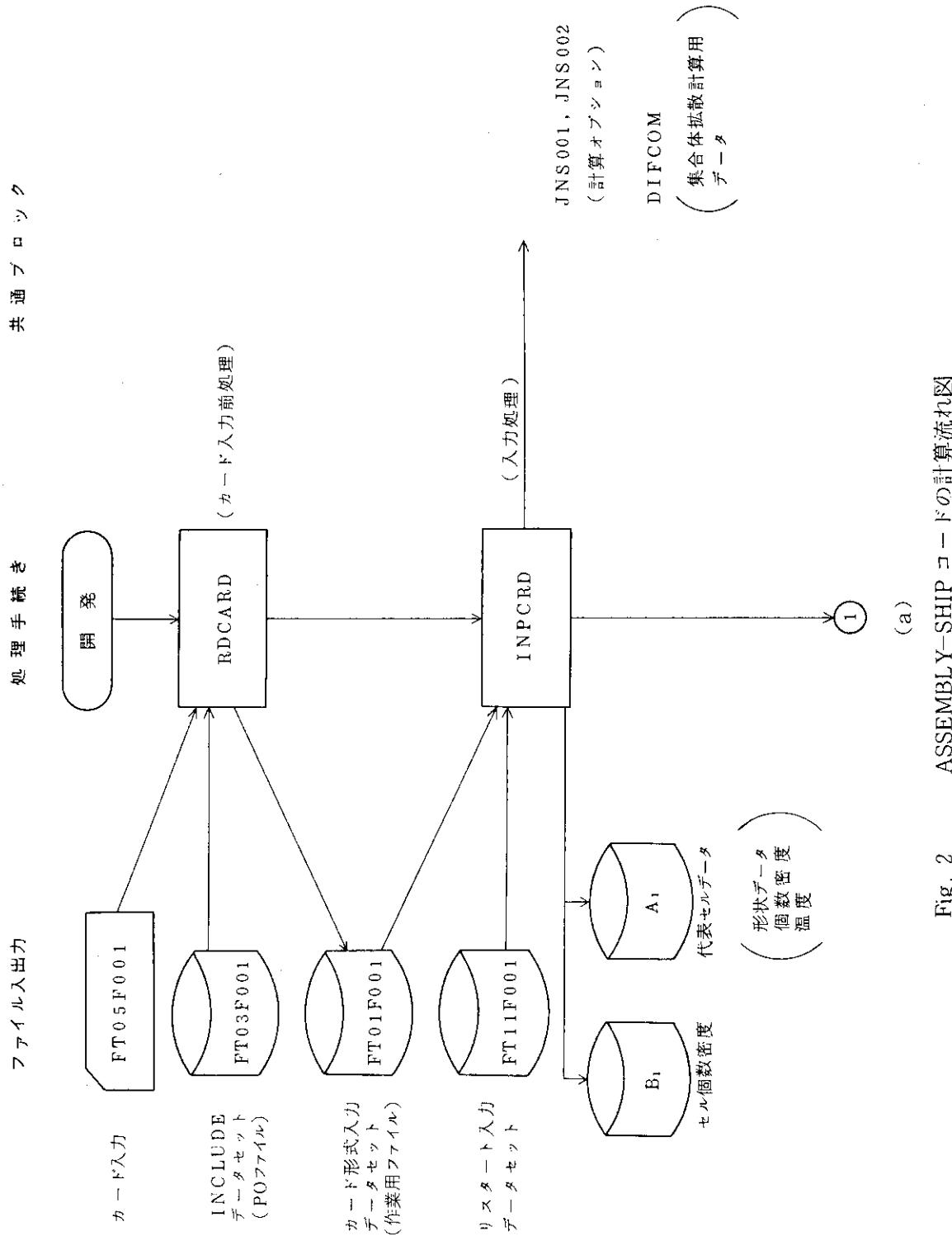


Fig. 2 ASSEMBLY-SHIP コードの計算流れ図

共通プロトコル手続き処理

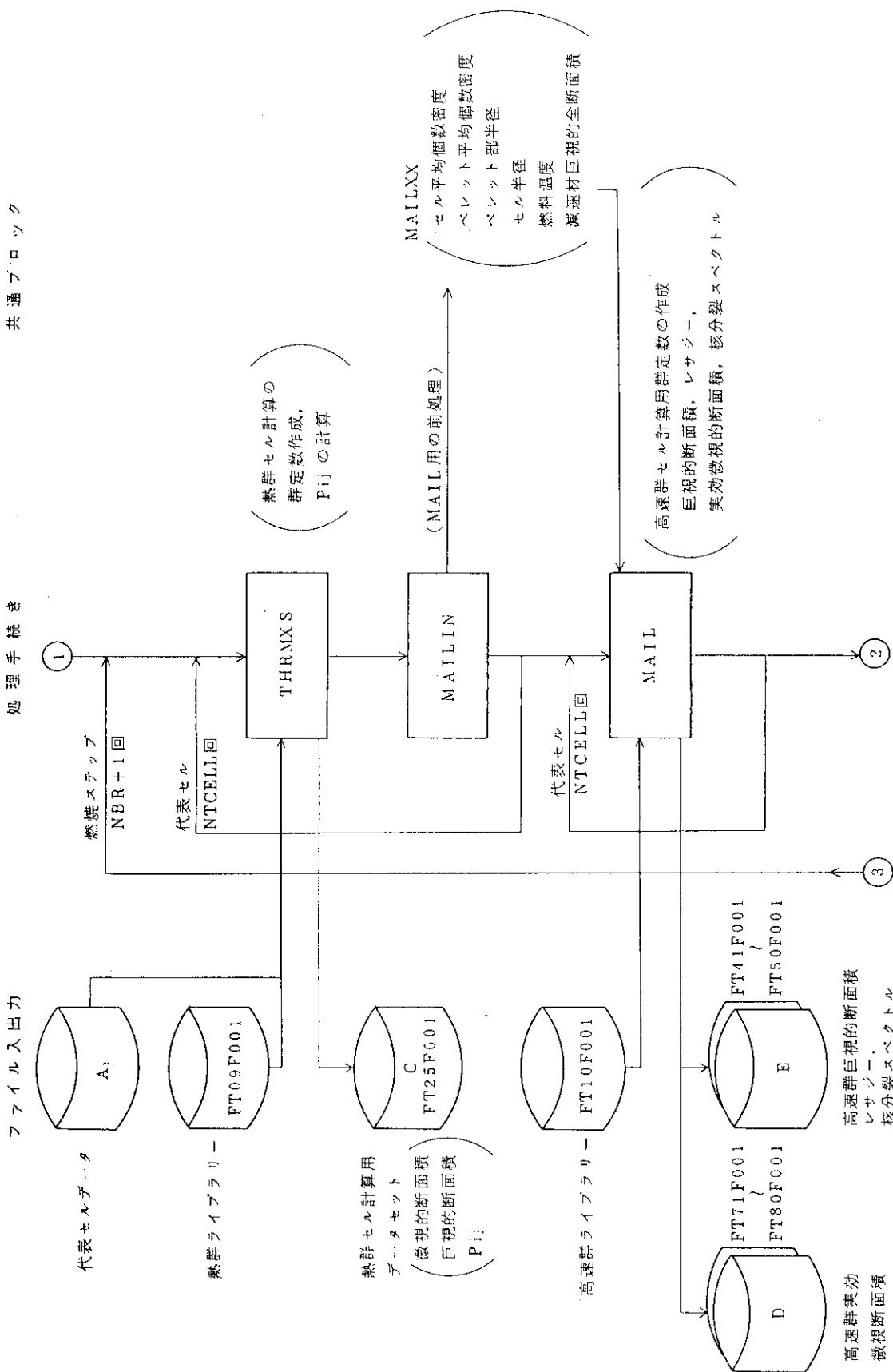
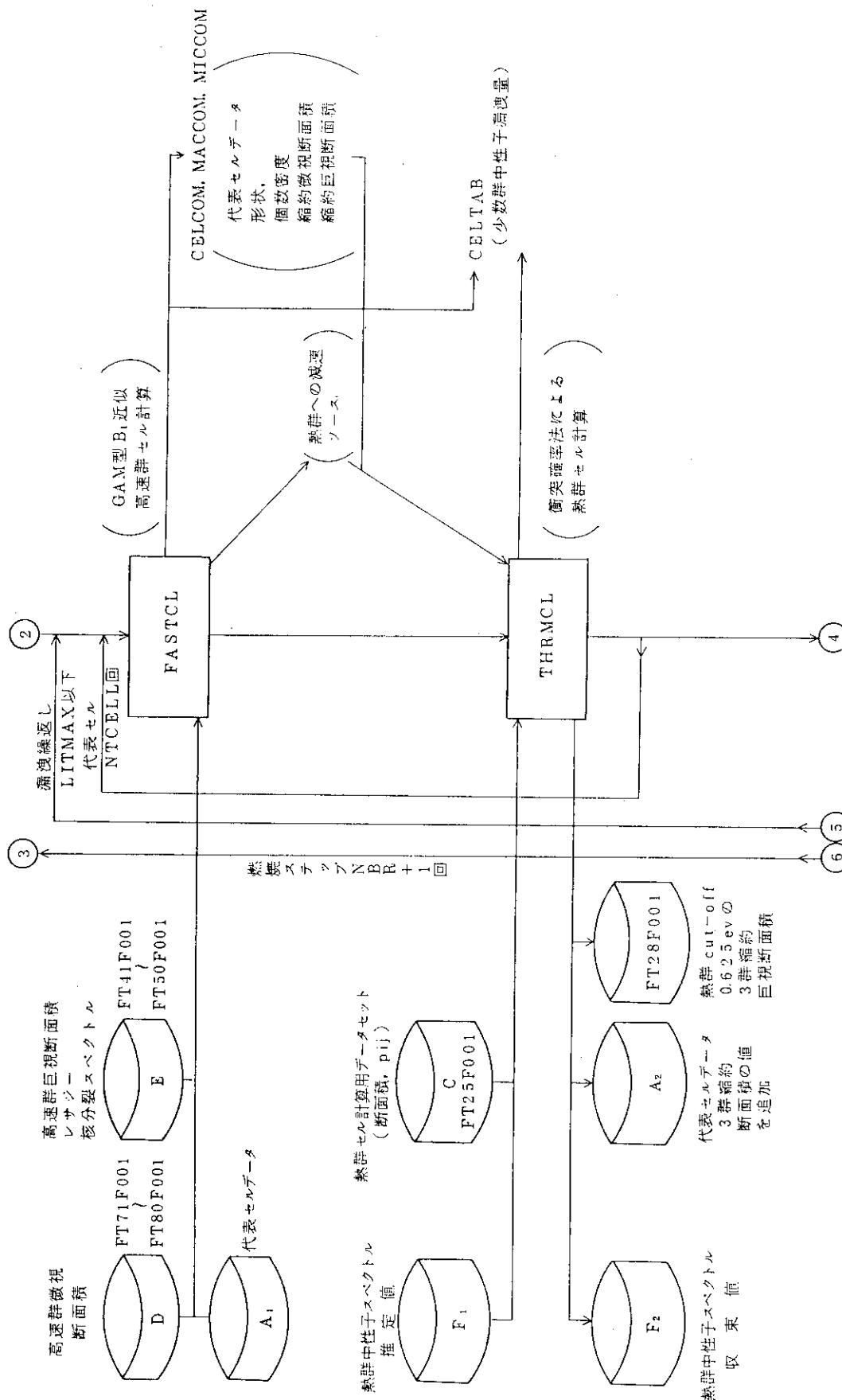


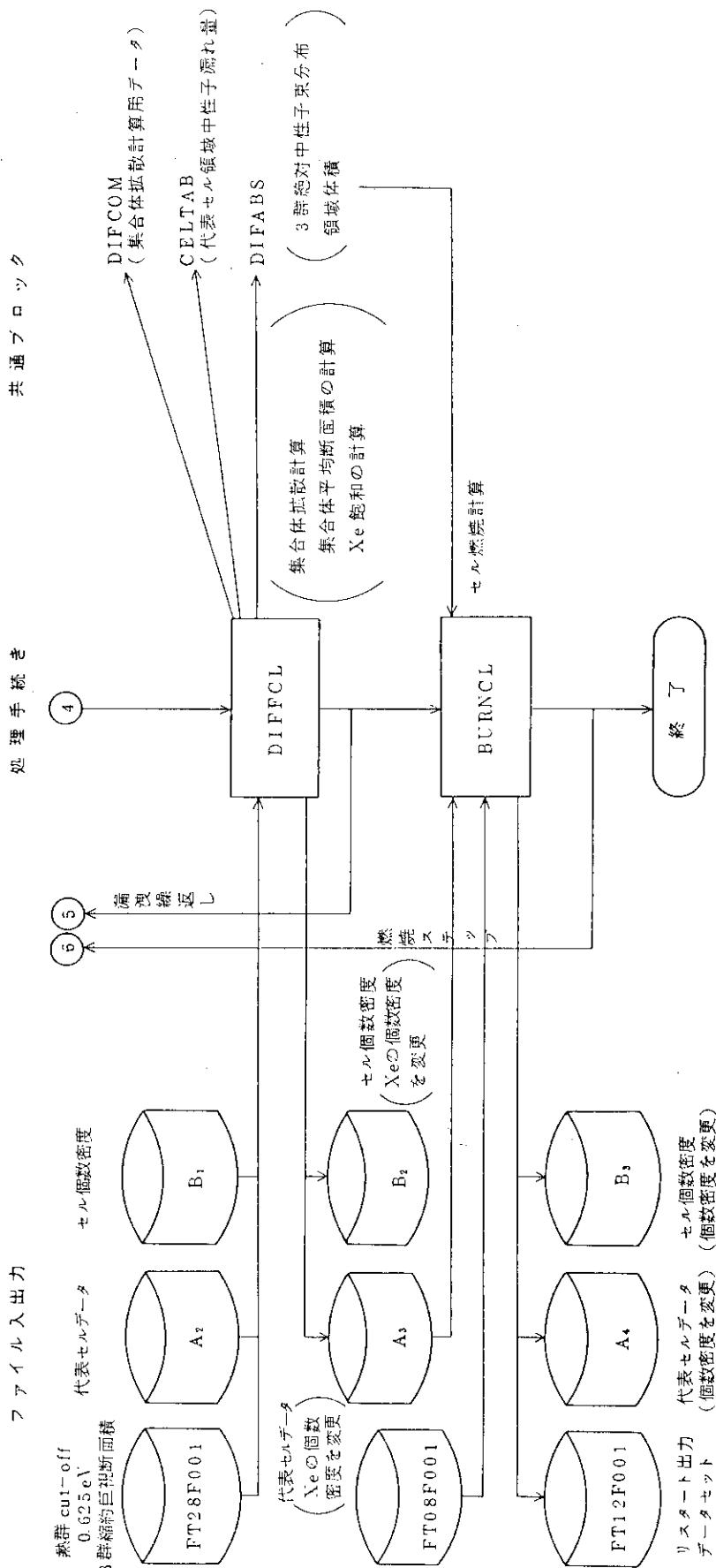
Fig.2 (つづき)

共通プロック

処理手続き

ファイル入出力

Fig. 2 (つづき)
(c)



注 意

- A_1, A_2, A_3, A_4 は $FT21F001 \sim FT22F001$ の 2つのファイルを使用し、交互に入力側、出力側となる。
- B_1, B_2, B_3 は $FT23F001 \sim FT24F001$ の 2つのファイルを使用し、交互に入力側、出力側となる。
- $F_1, F_2 \sim FT26F001 \sim FT27F001$ の 2つのファイルを使用し、交互に入力側、出力側となる。

(d)

Fig.2 (つづき)

3. 高速群セル計算

高速エネルギー領域に対しては、GAM型B1近似¹⁾によってスペクトル計算を行ない、10 MeV ~ 1.855 eV の間の断面積を 5.53 keV を切れ目とした 2 群の断面積に縮約する。スペクトル計算において中性子の漏れ量をより正確に考慮するために、集合体拡散計算で得られる着目セル領域の漏れ量とセル計算での漏れ量が一致するようにバックリングを調整している。使用する高速群ライブラリーはENDF/B-4²⁾に基づくボンダレンコ型 92 群ライブラリーであり、MGCL⁶⁾ 137 群定数ライブラリーより高速群のみを取り出して編集し直したものである。

3.1 基礎式

B1近似方程式は以下のようにかかれます。

$$\Sigma \phi_0 - i \alpha \Sigma \phi_1 = \int du' \phi_0(u') \Sigma_{s0}(u' \rightarrow u) + \chi, \quad (1a)$$

$$r \Sigma \phi_1 - i (\alpha / 3) \Sigma \phi_0 = \int du' \phi_1(u') \Sigma_{s1}(u' \rightarrow u), \quad (1b)$$

ここに

$$\alpha = \frac{B}{\Sigma}, \quad r = \frac{\alpha^2 \tan^{-1} \alpha}{3(\alpha - \tan^{-1} \alpha)},$$

Σ : 全断面積, Σ_{s0} : 散乱行列等方成分,

B : バックリングの平方根, Σ_{s1} : 散乱行列非等方成分,

ϕ_0 : 中性子束等方成分, χ : 中性子源,

$-i \phi_1$: 中性子束非等方成分, i : $\sqrt{-1}$,

である。ASSEMBLY-SHIP コードでは、(1a) (1b) 式を群表現して (2a) (2b) 式に示す GAM型B1近似を使用し、セル全体を单一領域としてスペクトル計算を行なう。

$$(\Sigma^g - \Sigma_{s0}^{g \rightarrow g}) \phi_0 + \epsilon B \phi_1^g = \sum_{g' < g} (\Sigma_{s0}^{g' \rightarrow g} \cdot \phi_0^{g'}) + \chi^g, \quad (2a)$$

$$(r \Sigma^g - \Sigma_{e1,0}^{g \rightarrow g}) \phi_1^g - (B / 3) \phi_0^g = \sum_{g' < g} (\Sigma_{e1,1}^{g' \rightarrow g} \cdot \phi_1^{g'}), \quad (2b)$$

ここで、 $-i \phi_1$ をあらためて ϕ_1 とおき、散乱の非等方成分として弾性散乱のみを考慮することにして Σ_{s1} を $\Sigma_{e1,1}$ とおいた。 ϵ は、

中性子がセルより流出するとき $\epsilon = +1.0$

中性子がセルへ流れ込むとき $\epsilon = -1.0$

と定める。

3.2 高速群ライブラリー

使用する高速群ライブラリーは、ENDF/B-4²⁾に基づくボンダレンコ型の92群、99核種ライブラリーである。ライブラリーには1次元の無限希釈断面積 σ_x^∞ 、自己遮蔽因子 $f_x(\sigma_0, T)$ 、等方散乱行列データ、 P_1 の非等方散乱行列データがはいっている。実効微視的断面積は温度Tと個数密度が与えられたとき、次のようにして計算される。

3.2.1 バックグラウド断面積 σ_0 の決定

まず、バックグラウド断面積 σ_0 （他の核種の巨視的全断面積の和を核種*i*の原子数密度で割ったもの）

$$\sigma_0^i = \frac{1}{N^i} \sum_{j \neq i} N^j \sigma_T^j , \quad (3)$$

または燃料領域中の燃料核種に対して

$$\sigma_0^i = \frac{1}{N^{F_i}} \sum_{j \neq i} N^{F_j} \sigma_T^j + (1 - C) \cdot \frac{a}{\bar{\ell}} \quad (4)$$

のように計算する。

ここで N : セル平均個数密度

N : 燃料領域平均個数密度

σ_T : 微視的全断面積

i, j : 核種を区別する添字

C : ダンコク因子

a : ベル因子

$\bar{\ell}$: 平均弦長

である。平均弦長は燃料の表面積Sと体積Vより(5)式で計算される。

$$\bar{\ell} = \frac{4V}{S} \quad (5)$$

ダンコフ因子は、燃料棒が格子状に配置されている効果を考慮するための係数で、減速材の巨視的断面積、燃料棒半径、格子間隔より深井の式^④を用いて計算される。

3.2.2 無限希釈断面積の温度による内挿

無限希釈面積ライブラリーにおいて $T_1 \leq T \leq T_2$ であるような温度点 T_1, T_2 をさがし、指定する温度Tにおいて反応xに関する無限希釈断面積 $\sigma_x^\infty(T)$ を

$$\sigma_x^\infty(T) = \frac{T - T_1}{T_2 - T_1} (\sigma_{x2}^\infty - \sigma_{x1}^\infty) + \sigma_{x1}^\infty \quad (6)$$

のように直線内挿する。但し、絶対温度Tが300K以下、又は2100K以上のときは、 $\sigma_x^\infty(T)$ として各々 $\sigma_x^\infty(300K)$ 及び $\sigma_x^\infty(2100K)$ の値で代用する。

3.2.3 共鳴自己遮蔽因子の決定

上記で求めたバックグラウンド断面積 σ_0 及び絶対温度Tの関数として共鳴自己遮蔽因子(f-table)を以下のように内挿して求める。 $T_1 \leq T \leq T_2$ であるような温度点 T_1, T_2 に対応する反応xに関わる自己遮蔽因子を各々、 $f_x(\sigma_0, T_1)$ 、 $f_x(\sigma_0, T_2)$ とする。この時、指定する温度Tに対する自己遮蔽因子は

$$f_x(\sigma_0, T) = f_x(\sigma_0, T_1) \cdot \exp \left[\ln \frac{f_x(\sigma_0, T_1)}{f_x(\sigma_0, T_2)} + \frac{\ln(T/T_1)}{\ln(T_2/T_1)} \right] \quad (7)$$

で与えられる。但し、絶対温度Tが300°K以下、又は2100°K以上のときは、 $f_x(\sigma_0, T)$ として各々、 $f_x(\sigma_0, 300^{\circ}\text{K})$ 及び $f_x(\sigma_0, 2100^{\circ}\text{K})$ の値で代用する。

3.2.4 実効断面積の計算

温度Tに対して反応xに関する無限希釈断面積 $\sigma_x^\infty(T)$ 及び自己遮蔽因子 $f_x(\sigma_0, T)$ が与えられると、実効微視的断面積 $\sigma_{x,\text{eff}}$ は

$$\sigma_{x,\text{eff}} = \sigma_x^\infty(T) \cdot f_x(\sigma_0, T), \quad (8)$$

のように計算される。

3.2.5 2次元データ

2次元データは中性子がg群からg'群へ落ちる確率 $P_x^{g \rightarrow g'}$ と実効微視的断面積の積で与えられる。即ち、

$$\sigma_{x,\text{eff}}^{g \rightarrow g'} = \sigma_{x,\text{eff}} \cdot P_x^{g \rightarrow g'}, \quad (9)$$

のように計算される。ここにxは弾性散乱、非弾性散乱並び(n, 2n)反応のP_n成分、及び弾性散乱のP₁成分を表わす。2次元データについては温度内挿を行なわず、ライブラリー上で最も近い温度点の値を使用する。

3.3 縮約群核定数

詳細群スペクトル ϕ_0^g 及び ϕ_1^g を用いて少数群縮約核定数を次のように計算する。ここでGは少数群番号、gは詳細群番号を表わしている。

1次元反応断面積：

$$\sigma_x^G = \frac{\sum_{g \in G} \phi_0^g \cdot \sigma_x^g}{\sum_{g \in G} \phi_0^g}, \quad (10)$$

ここに反応xはtotal, absorption, capture, fission及びν-fissionを表わす。

拡散係数：

$$D^G = \frac{\sum_{g \in G} \phi_1^g}{B^G (\sum_{g \in G} \phi_0^g)}, \quad (11)$$

ここにB^Gは少数群Gにおけるバックリングの平方根である。

散乱除去(Removal)断面積

$$\sigma_R^G = \frac{\sum_{g \in G} \sum_{g' \in G} \sigma_s^{g \rightarrow g'} \cdot \phi_0^g}{\sum_{g \in G} \phi_0^g}, \quad (12)$$

ここに g' は G 群より下の全ての群を表わす。

熱群への中性子源：

$$Q = \text{Sum } \sigma_s^{g \rightarrow g_{\text{th}}} \cdot \phi_0^g , \quad (13)$$

ここに g は高速群全て, g_{th} は熱群領域を表わす。

3.4 セル・バックリング反復

集合体拡散計算で得られる着目セル領域の中性子漏れ量にセル計算での中性子漏れ量が一致するようB 1近似におけるバックリングの平方根Bを変化させながら高速群スペクトル計算を繰り返す必要がある。この繰り返しを便宜上, ここではセル・バックリング反復 (Cell-Buckling Iteration)と名付けることにする。目標となる中性子漏れ量 L_{DIFF}^G は最新の集合体拡散計算で得られたものを使用する。集合体拡散計算がセル計算より以前に行なわれていない場合, 即ち, リスタート計算でなく最初のセル計算の場合は, セル・バックリング反復は実行せず, Bとしては入力値が使われる。またセル・バックリング反復を行なわないオプションを選んだ場合にも, Bとしては入力値が使われる。セル計算での漏れ量 L_{CELL}^G は,

$$L_{\text{CELL}}^G = \text{Sum}_{g \in G} (\chi_g \phi_g + \text{Sum}_{g' \in G} \Sigma_s^{g' \rightarrow g} \phi_{g'}) - \text{Sum}_{g' \in G} (\Sigma_a \phi_g + \text{Sum}_{g'' \in G''} \Sigma_s^{g'' \rightarrow g} \phi_{g''}) \quad (14)$$

によって計算される。ここに G' は G より上の全ての群, G'' は G より下の全ての群を表わす。セル・バックリング反復は少数组のエネルギー範囲毎に実行され, ϵ_{CBI} を収束判定値として,

$$| (L_{\text{CELL}}^G - L_{\text{DIFF}}^G) | \leq \epsilon_{\text{CBI}}$$

となった時に終了し, そのときの中性子スペクトルが断面積の縮約に使われる。Fig. 3 にセル・バックリング反復の手順を示す。

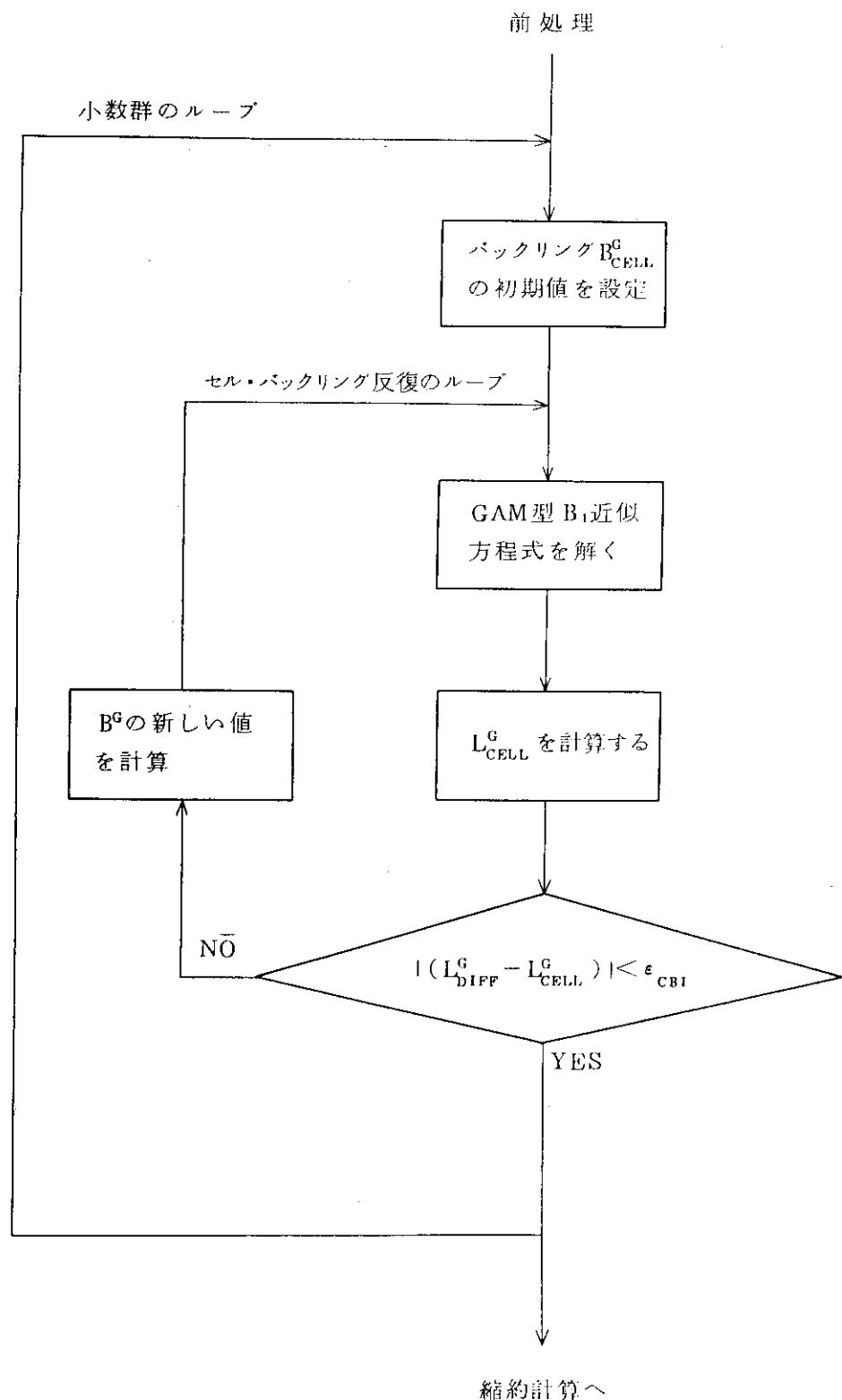


Fig. 3 セル・バックリング反復の手順

4. 热群セル計算

热中性子エネルギー領域に対しては、積分型輸送方程式を衝突確率法によって解いて中性子スペクトルを求め、 $1.855\text{ eV} \sim 0.000253\text{ eV}$ の間の断面積を1群に縮約する。衝突確率計算部分は、THERMOS³⁾ を原型とするが同心円筒形状のみを取り扱うこととし、アルベドを用いて中性子漏れを考慮できるように修正した。集合体拡散計算で得られる対応セル領域の漏れ量に本セル計算での漏れ量が一致するようにアルベドを調整する。

4.1 基礎式

積分型輸送方程式の一般形は r を位置ベクトルとして次のようにかける。

$$\Sigma(r, E) \Psi(r, E) = \int dr' P(r' \rightarrow r, E) \left[\int dE' \Psi(r', E') \Sigma_s(r', E' \rightarrow E) + Q(r', E) \right], \quad (15a)$$

$$P(r' \rightarrow r, E) = \frac{\Sigma(r, E)}{4\pi |r - r'|^2} \exp \left[- \int_0^{|r - r'|} dR' \Sigma \left(r - R', \frac{(r - r')}{|r - r'|} \right) \right]. \quad (15b)$$

ここで積分領域をセルの内側領域 (V) と外側領域に分け、(16)式のように外側領域では体積積分のかわりにセル表面 S 上での面積分で表示する。

$$\begin{aligned} \Sigma(r, E) \Psi(r, E) = & \int_V dr' P(r' \rightarrow r, E) \left[\int dE' \Psi(r', E') \Sigma_s(r', E' \rightarrow E) + Q(r', E) \right] \\ & + \int_S ds' P(s' \rightarrow r, E) J_-(s', E) \end{aligned} \quad (16)$$

ここに、 $P(s' \rightarrow r)$ はセルの外から入射した中性子がセル内で衝突する確率であり、 $J_-(s', E)$ はセル表面を外から内に通過する中性子流を表わす。(16)式の導出は「附録A」に示される。

ここでセル内を N 個の小領域に分け、各々の小領域内では断面積が一定と仮定する。小領域 j において(16)式を体積積分すると、次のようにかかれ。

$$\begin{aligned} \Sigma_j(E) \bar{\Psi}_j(E) V_j = & \sum_{i=1}^N V_i \left[P_{ij}(\bar{\Psi}, E) \int dE' \Sigma_{si}(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_i(E) + P_{ij}(\bar{Q}, E) \cdot \bar{Q}_i(E) \right] \\ & + P_{sj}(\bar{J}_-, E) S \bar{J}_-(E), \end{aligned} \quad (17)$$

ここに S はセル表面積であり、

$$\Psi_i(E) = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} dr' \Psi(r', E),$$

$$\bar{Q}_i(E) = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} dr' Q(r', E),$$

$$\bar{J}_-(E) = \frac{1}{S} \int_S ds' J_-(s', E),$$

$$P_{ij}(\bar{\Psi}, E) = \frac{\int_{V_j} dr_j \int_{V_i} dr_i \Psi(r_i, E) \cdot P(r_i \rightarrow r_j, E)}{V_i \bar{\Psi}_i(E)},$$

$$P_{ij}(\bar{Q}, E) = \frac{\int_{V_j} dr_j \int_{V_i} dr_i Q(r_i, E) \cdot P(r_i \rightarrow r_j, E)}{V_i \bar{Q}_i(E)},$$

$$P_{sj}(\bar{J}, E) = \frac{\int_{V_j} dr_j \int_s ds' J_-(s', E) \cdot P(s' \rightarrow r_j, E)}{S \bar{J}_-(E)}$$

である。いま、各小領域において中性子束及び中性子源が一定（平坦近似）、セル表面において中性子流が一定とすると $P_{ij}(\bar{\Psi}, E)$, $P_{ij}(\bar{Q}, E)$, $P_{sj}(\bar{J}_-, E)$ は $\bar{\Psi}$, \bar{Q} , \bar{J}_- に依存しない量となる。即ち、

$$P_{ij}(E) = P_{ij}(\bar{\Psi}, E) = P_{ij}(\bar{Q}, E),$$

$$P_{sj}(E) = P_{sj}(\bar{J}_-, E)$$

のように定義できる。したがって(17)式は

$$\begin{aligned} \Sigma_j(E) \bar{\Psi}_j(E) V_j &= \sum_{i=1}^N V_i P_{ij}(E) \left[\int dE' \Sigma_{si}(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_i(E') + \bar{Q}_i(E) \right] \\ &\quad + P_{sj}(E) S \bar{J}_-(E) \end{aligned} \quad (18)$$

のようになる。セル表面を外向きに通過する中性子流は、「附録A」に導出を示すように

$$\begin{aligned} J_+(s', E) &= \int_v dr' P(r' \rightarrow s', E) \left[\int dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \Psi(r', E') + Q(r', E') \right] \\ &\quad + \int_s ds'' P(s'' \rightarrow s', E) J_-(s'', E) \end{aligned} \quad (19)$$

とかかれ、これをセル表面で積分すると次のようになる。

$$\begin{aligned} S \bar{J}_+(s', E) &= \sum_{j=1}^N V_j \left[P_{js}(\bar{\Psi}, E) \int dE' \Sigma_{sj}(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_j(E') + P_{js}(\bar{Q}, E) \cdot \bar{Q}_j(E) \right] \\ &\quad + P_{ss}(\bar{J}_-, E) \cdot S \bar{J}_-(E), \end{aligned} \quad (20)$$

ここに

$$\bar{J}_+(E) = \frac{1}{S} \int_s ds' J_+(s', E),$$

$$\bar{\Psi}_j(E) = \frac{1}{V_j} \int_{V_j} dr' \Psi(r', E),$$

$$\bar{Q}_j(E) = \frac{1}{V_j} \int_{V_j} dr' Q(r', E),$$

$$P_{js}(\bar{\Psi}, E) = \frac{\int_s ds' \int_{v_j} dr_j \Psi(r_j, E) \cdot P(r_j \rightarrow s', E)}{V_j \bar{\Psi}_j(E)},$$

$$P_{js}(\bar{Q}, E) = \frac{\int_s ds' \int_{v_j} dr_j Q(r_j, E) \cdot P(r_j \rightarrow s', E)}{V_j \bar{Q}_j(E)},$$

$$P_{ss}(\bar{J}_-, E) = \frac{\int_s ds' \int_s ds'' J_-(s'', E) \cdot P(s'' \rightarrow s', E)}{S \bar{J}_-(E)},$$

ここで再び Ψ , Q , J_- に対して平坦近似を用いると $P_{js}(\bar{\Psi}, E)$, $P_{js}(\bar{Q}, E)$, $P_{ss}(\bar{J}_-, E)$ は $\bar{\Psi}$, \bar{Q} , \bar{J}_- に依存しない量となるので

$$P_{js}(E) = P_{js}(\bar{\Psi}, E) = P_{js}(\bar{Q}, E),$$

$$P_{ss}(E) = P_{ss}(\bar{J}_-, E)$$

のように定義できる。このとき、(20)式は次のようになる。

$$\begin{aligned} S J_+(E) &= \sum_{j=1}^N V_j P_{js}(E) \left[\int dE' \Sigma_{sj}(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_j(E') + \bar{Q}_j(E) \right] \\ &\quad + P_{ss}(E) \cdot S \bar{J}_-(E). \end{aligned} \quad (21)$$

ここでアルベド

$$\alpha(E) = \bar{J}_-(E) / \bar{J}_+(E) \quad (22)$$

を導入すると、(21)式より

$$S \bar{J}_-(E) = \frac{\alpha(E)}{1 - P_{ss}(E) \cdot \alpha(E)} \sum_{j=1}^N V_j P_{js}(E) \left[\int dE' \Sigma_{sj}(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_j(E') + \bar{Q}_j(E) \right] \quad (23)$$

が得られる。いま、

$$H_i(E) = \int dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_i(E') + \bar{Q}_i(E)$$

なる量を定義すると、(18)式と(23)式から結局、

$$\Sigma_j(E) \Psi_j(E) V_j = \sum_{i=1}^N V_i \cdot H_i(E) \cdot \left[P_{ij}(E) + \frac{\alpha(E) P_{is}(E) P_{sj}(E)}{1 - \alpha(E) P_{ss}(E)} \right] \quad (24)$$

が得られる。本コードでは(24)式を群表視して解いている。

4.2 衝突確率

衝突確率 $P_{ij}(E)$ は

$$P_{ij}(E) = \frac{\Sigma_j(E)}{4 \pi V_i} \int_{v_j} dr_j \int_{v_i} dr_i \frac{1}{|r_j - r_i|} \exp \left[- \int_0^{r_j - r_i} dR' \Sigma(R_j - R') \frac{(r_j - r_i)}{|r_j - r_i|} \right] \quad (25)$$

を計算して求められる。 $P_{is}(E)$, $P_{sj}(E)$, $P_{ss}(E)$ は、確率の規格化条件

$$\sum_{j=1}^N P_{ij}(E) + P_{is}(E) = 1 \quad (26)$$

と相反定理

$$V_i \Sigma_i(E) P_{is}(E) = \frac{S}{4} P_{si}(E) \quad (27)$$

より計算される。

4.3 热群ライブラリー

使用する热群ライブラリーはENDF/B-4²⁾に基づいたTHERMOS型³⁾ 35群99核種ライブラリーである。温度点の異なるデータが各核種に対して与えてあるが、本コードでは温度内挿機能はなく、どの温度点のデータを使用するかは使用者の入力指定による。

4.4 アルベド

本コードでは中性子漏れ量を考慮するために、集合体拡散計算で計算された対応セル領域の漏れ量 L_{DIFF}^{th} にセル計算での漏れ量 \bar{L}_{CELL}^{th} が一致するようにアルベドを調整している。セル計算での中性子漏れ量 $\bar{L}_{CELL}(E)$ は次で計算される。

$$\bar{L}_{CELL}(E) = S \bar{J}_+(E) - S \bar{J}_-(E) , \quad (28)$$

$$\bar{L}_{CELL}^{th} = \int_{E \in th} dE \bar{L}_{CELL}(E) . \quad (29)$$

なお、ここで添字thは热群領域を表わす。⁽²²⁾と⁽²³⁾式を用いると

$$\bar{L}_{CELL}(E) = \frac{1 - \alpha(E)}{1 - P_{ss}(E) \cdot \alpha(E)} \sum_{i=1}^N V_i P_{is}(E) \left[\int dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_i(E') + \bar{Q}_i(E) \right] \quad (30)$$

のようにかける。

これに対し、集合体拡散計算から直接得られる热群漏れ量は

$$\bar{L}_{DIFF}^{th} = \int_{E \in th} dE L_{DIFF}^{th}(E)$$

なる量であり、スペクトル構造を有しない。そこで、热群中性子漏れスペクトル $f(E)$ を導入して

$$L_{DIFF}^{th}(E) = f(E) \cdot \bar{L}_{DIFF}^{th}$$

のようにエネルギー依存性をもたせる。热群中性子漏れスペクトル $f(E)$ として、

- セル内吸収反応スペクトル
- セル内領域平均吸収断面積
- セル最外周の中性子密度
- 入力値

のいずれかを選択することができる。

以上のようにして集合体計算側からのセル漏れ量 $L_{\text{DIFF}}^{\text{th}}(E)$ が与えられた時,

$$Z(E) = \sum_{i=1}^N V_i P_{is}(E) \left[\int dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \bar{\Psi}_i(E') + \bar{Q}_i(E) \right]$$

とおけば,

$$\alpha(E) = \frac{Z(E) - L_{\text{DIFF}}^{\text{th}}(E)}{Z(E) - L_{\text{DIFF}}^{\text{th}}(E) \cdot P_{ss}(E)} \quad (31)$$

によりアルベドが計算できる。アルベドは、着目セル計算の前に集合体拡散計算が実行されている時、またはリスタート計算の時にコード内で計算される。それ以外の時は $\alpha(E) = 1$ 、即ち、中性子漏れが無いとしてセル計算が実行される。

4.5 中性子源

熱群中性子源は高速群より熱群に減速されておちてくる中性子である。核種 i の原子量を A_i とすると、エネルギー E' の中性子が核種 i で散乱されて dE の幅をもったエネルギー領域に減速される確率を $\alpha_i = (A_i - 1) / (A_i + 1)$ とするとき、

$$P_i(E' \rightarrow E) dE' = \begin{cases} \frac{dE}{(1 - \alpha_i^2) E'} & (\alpha_i^2 E' \leq E < E') \\ 0 & (E < \alpha_i^2 E') \end{cases}$$

なる量を使うと熱群中性子源は次のように計算される。

$$Q(r, E') = \sum_i \int dE' P_i(E' \rightarrow E) \cdot N_i \sigma_{si}(E) \phi(r, E'), \quad (32)$$

ここに、 N_i = 核種 i の原子数密度、 $\sigma_{si}(E)$ = 核種 i の散乱断面積である。 (32) 式を THERMOSでの群表現に書き直すと次のようになる。

$$Q_K^g = \sum_i \sum_{g' \in F} \frac{2V^g}{(1 - \alpha_i^2)(V^{g'})^2} N_i \sigma_{si}^{g'} \phi_K^{g'} \quad (33)$$

ここに、 K は領域番号、 V^g 、 $V^{g'}$ は各々 g 、 g' 群の速度、 F は高速エネルギー群領域を表わす。

4.6 縮約群核定数

TRHERMOS によって計算される中性子スペクトルは中性子密度 n_i^g で与えられる。ここで g は熱群の詳細群、 i はセル計算小領域を示す。セル計算小領域の集まりである任意の物質領域を K で表わす時、中性子束 Ψ_K^g は次のように与えられる。

$$\begin{aligned} \Psi_K^g &= \int_{r \in K} dr \int_{v \in g} dv \cdot v \cdot n(r, v) / \int_{r \in K} dr \\ &= \frac{\sum_{i \in K} n_i^g \cdot V_i}{\sum_{i \in K} V_i} \cdot v^g \Delta v^g \end{aligned} \quad (34)$$

熱中性子領域における一群縮約断面積は次のように計算される。

$$\text{微視的断面積: } \sigma_{\text{x}}^{j, \text{th}} = \frac{\sum_{K \in \text{CELL}} \sum_{g \in \text{th}} \sigma_{xK}^{j,g} \cdot N_k^j \cdot \psi_K^g V_K}{N_{\text{CELL}}^j \cdot \sum_{K \in \text{CELL}} \sum_{g \in \text{th}} \psi_K^g V_K} \quad (35)$$

ここで, j : 核種,

x : 反応 (total, absorption, fission, ν -fission, scattering, transport),

N^j : 核種 j のセル平均原子数密度

$$N^j = \frac{\sum_{K \in \text{CELL}} N_k^j \cdot V_K}{\sum_{K \in \text{CELL}} V_K}$$

$$\text{散乱除去断面積: } \sigma_R^{j, \text{th}} = 0$$

$$\text{巨視的断面積: } \Sigma_x^{\text{th}} = \sum_j N^j \cdot \sigma_x^{j, \text{th}}$$

$$\text{拡散係数: } D^{\text{th}} = \frac{1}{3 \Sigma_{TR}^{\text{th}}}$$

5. 集合体拡散計算

正方格子配列の燃料集合体内中性子束分布を2次元X Y体系の3群拡散計算より求め、集合体全体で平均化されたエネルギー3群の微視的及び巨視的断面積を求める。この拡散計算で用いる巨視的断面積は、集合体内各セルの原子数密度と代表セル計算より得られる3群微視的断面積より算出される。

5.1 基礎式

外部中性子源のない定常の拡散方程式を示す。

$$\begin{aligned} & -\nabla D(r, E) \cdot \nabla \phi(r, E) + \Sigma_a(r, E) \cdot \phi(r, E) + \int dE' \Sigma_s(r, E \rightarrow E') \phi(r, E') \\ & = \frac{1}{\lambda} \chi(E) \int dE' \nu \Sigma_f(r, E') \cdot \phi(r, E') + \int dE' \Sigma_s(r, E' \rightarrow E) \phi(r, E') \end{aligned} \quad (36)$$

本コードで扱う少数群拡散問題では、中性子はG群からG+1群へ減速するのみであり、また2次元xy体系であるので、(36)式は(37)式のようになる。

$$\begin{aligned} & -\nabla D^G(x, y) \cdot \nabla \phi^G(x, y) + (\Sigma_a^G(x, y) + D^G(x, y)B^2) \phi^G(x, y) + \Sigma_r^G(x, y) \phi^G(x, y) \\ & = \frac{1}{\lambda} \chi^G \sum_{G'=1}^3 \nu \Sigma_f^{G'}(x, y) \cdot \phi^{G'}(x, y) + \Sigma_r^{G-1}(x, y) \cdot \phi^{G-1}(x, y) \end{aligned} \quad (37)$$

ここで λ は固有値であり、 B^2 は軸方向バックリングである。本コードでは上記方程式を中心メッシュ差分法により差分化してできる5点階差式を反復解法（ポイントSOR法）によって解く。

5.2 境界条件

集合体の外部境界で中性子束が零、中性子流が零、及び対数微分値のいずれの入力が選択できる。通常は中性子流が零の境界条件を使用する。

5.3 3群核定数

集合体拡散計算に必要な核定数は以下のように算出して用いる。

$$\Sigma_x^G = \text{Sum } \sigma_{x,i}^G \cdot N_i \quad (38)$$

ここに

$\sigma_{x,i}^G$: 代表セル計算で得られる核種*i*, G群の微視的断面積

N_i : 核種*i*のセル平均原子数密度

x : 反応の種類 (absorption, fission, ν -fission)

拡散係数 D^G と散乱除去断面積 Σ_r^G は代表セル計算で得られた値を使う。

5.4 集合体平均3群核定数

中性子束 ϕ_K^G が計算されたとき集合体平均断面積は以下のように計算される。

$$\bar{\Sigma}_x^G = \frac{\sum_K V_K \phi_K^G \Sigma_{x,K}^G}{\sum_K V_K \phi_K^G},$$

$$\bar{D}^G = \frac{\sum_K V_K \phi_K^G D_K^G}{\sum_K V_K \phi_K^G},$$

$$\bar{\Sigma}_R^G = \frac{\sum_K V_K \phi_K^G \Sigma_{R,K}^G}{\sum_K V_K \phi_K^G},$$

$$\bar{\sigma}_{x,i}^G = \frac{\sum_K V_K \phi_K^G N_{i,K} \sigma_{x,K,i}^G}{\bar{N}_i \cdot \sum_K V_K \phi_K^G},$$

ここで i は核種, K は領域を表わし, 核種 i の集合体平均原子数密度は

$$\bar{N}_i = \frac{\sum_K N_{i,K} V_K}{\sum_K V_K}$$

で求められる。

5.5 臨界バックリングサーチ

原子炉が臨界状態にある場合, 炉内各部もまた臨界状態にある。したがって集合体拡散計算においても集合体部分が臨界となるようなバックリングを用いて計算された中性子束のほうがより現実に近い中性子束であるといえる。本コードでは, このような臨界バックリングを繰返し計算によって求めている。繰返しの第 i 回, 第 $i+1$ 回におけるバックリングと対応する固有値を各々 B_i^2 , B_{i+1}^2 及び λ_i , λ_{i+1} とすると, 第 $i+2$ 回目のバックリングは

$$B_{i+2}^2 = B_i^2 - \frac{(B_i^2 - B_{i+1}^2)}{(\lambda_i - \lambda_{i+1})} (\lambda_i - \lambda_0) \quad (39)$$

で与えられる。ここに, λ_0 は目標固有値であり入力で指定される。

6. セル燃焼計算

セル燃焼計算は、集合体内の燃料棒、可燃性毒物棒を含む全てのセルに対して行なわれる。燃焼計算に必要な絶対中性子束は集合体拡散計算より求め、またセル内中性子束分布と微視的断面積は代表セル計算から求める。燃焼計算手法にベーテマン法⁴⁾を用い、核分裂生成物（F.P.）に対しては飯島モデル⁵⁾（4.5 F.P. 核種、残り Lumped F.P. 1 種類）を使っている。

6.1 基礎式

燃焼方程式は次のようにかける。

$$\frac{d}{dt} N_i = r_i F(t) + \sum_j f_{j \rightarrow i} \lambda_j N_j(t) + \sum_j g_{j \rightarrow i} \sigma_j \phi(t) N_j(t) - (\lambda_i + \sigma_i \phi(t)) N_i(t), \quad (40)$$

ここで $F(t)$: 時核 t の核分裂反応率

r_i : 核種 i の核分裂収率

$f_{j \rightarrow i}$: 核種 j の単位崩壊当たりの核種 i の生成量

λ_j : 核種 j の崩壊定数

$g_{j \rightarrow i}$: 核種 j が中性子と反応するたびに生成される核種 i の量

$\sigma_j(t)$: 核種 j の微視的中性子反応断面積

$\phi(t)$: 時刻 t における絶対中性子束

である（燃焼計算では微視的断面積及び中性子束は 6.3 節に示すような 1 群縮約処理したものを用いる。）

いま、 $\lambda_i^* = \lambda_i + \sigma_i \phi$,

$$f_{j \rightarrow i}^* = (f_{j \rightarrow i} \lambda_i + g_{j \rightarrow i} \sigma_j \phi) / \lambda_i^*$$

なる量を定義すると、燃焼方程式(40)は

$$\frac{d}{dt} N_i = r_i F(t) + \sum_j f_{j \rightarrow i}^* \lambda_j^* N_j(t) - \lambda_i^* N_i(t), \quad (41)$$

のように簡単化される。本コードでは、これをベーテマン法⁴⁾によって解いている。

6.2 セル内絶対中性子束分布

集合体拡散計算で得られる、集合体内領域 K における第 G 群中性子束及び体積を ϕ_K^G 及び V_K 、集合体の線出力密度を P_{ASS} 、 κ を核分裂あたりの発熱量とする時、集合体絶対中性子束は

$$\phi_{K,ABS}^G = \phi_K^G \cdot \frac{P_{ASS}}{\sum_K \sum_G \kappa \sum_f^G \phi_K^G \cdot V_K}, \quad (42)$$

で与られる。また、セル計算で得られる、セル内小領域mの中性子束及び体積を Ψ_m^G 及び V_m とするとき、その絶対値は

$$\Psi_{m,ABS}^G = \phi_{K,ABS}^G \cdot \frac{\sum_m V_m}{\sum_m \Psi_m^G \cdot V_m} \quad (43)$$

で与えられる。

6.3 1群縮約の中性子束及び断面積

(40)式の中性子束 $\phi(t)$ として、(43)式で定義したセル内絶対中性子束のうち熱群のもの、即ち、 $\Psi_{m,ABS}^3$ を用いることとする。これに伴い、(40)式で使用する微視的中性子反応断面積 σ_j として、反応率を保存するように(44)式で定義する量を用いる。

$$\sigma_{x\ell,m}^G = \frac{\sum_{G=1}^3 \Psi_{m,ABS}^G \cdot \sigma_{x\ell}^G}{\Psi_{m,ABS}^3} \quad , \quad (44)$$

ここで、 x ：反応の種類、 ℓ ：個々の核種を表わす。

6.4 燃焼時間幅

集合体線出力密度 P_{ASS} 、集合体燃料装荷量 W_{FUEL} 、燃焼度幅 ΔB （いずれも入力）を用いて、燃焼時間幅は

$$\Delta t = \frac{\Delta B \cdot W_{FUEL}}{P_{ASS}} \quad (45)$$

のように計算される。

7. 中性子漏洩繰返し計算

セル計算において中性子の漏れをより正確に考慮するために、バックリング及びアルベドを調整する必要がある。本コードでは、集合体拡散計算で得られる着目セル領域の漏れ量とセル計算で得られる漏れ量が一致するように高速群のバックリング及び熱群のアルベドを調整する。さらに再び集合体拡散計算を行ない、着目セル領域の漏れ量がセル計算で求められた漏れ量と一致しているかどうかを調べる。両者が一致するまでセル計算と集合体拡散計算を交互に繰り返す。これを中性子漏洩繰返し計算（Leakage Iteration）と呼ぶ。これよりセル計算における中性子漏れの影響をより正確に取り扱うことができる。中性子漏洩繰返し計算の手順をFig. 4 に示す。

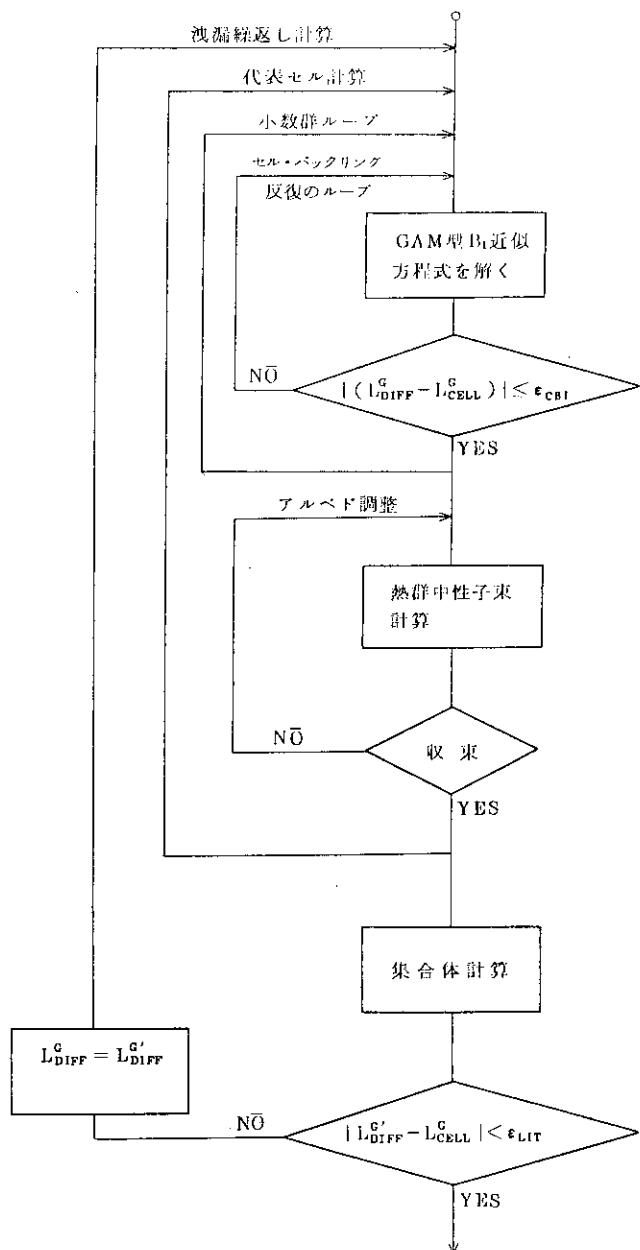


Fig. 4 中性子漏洩繰返し計算の手順

8. 入力形式

ASSEMBLY-SHIPの入力は特に指定しないかぎり拡張自由形式である。これは入力カードの前処理を行なうことにより、FORTRANの自由形式入力に拡張機能を付け加えたものである。8.1でこれについて説明する。

ASSEMBLY-SHIPの単位セル計算、集合体連続燃焼計算、集合体連続燃焼リストアート計算、集合体非連続リストアート計算の4つの計算機能を持っている。8.2～8.5でこれらの機能ごとに入力説明を行う。

入力説明において、#nには1つのRAED文が対応している。また

I = 1,N

#n

#n'

は#nから#n'までをN回繰返すことを意味している。

8.1 拡張自由形式入力

拡張自由形式入力は、入力をするときにカラム位置を意識することなくデータを記述できるようにしたものであり、入力の作成を容易にする。拡張自由形式入力では入力でN個のデータを'，'または1個以上の空白で区切りながら並べる。データの個数が多すぎて1枚のカードで入力ができない場合には次のカードに続けてデータを並べて行きN個になるまでカードを入力すればよい。この拡張自由形式入力は基本的にはFORTRANのリスト指示入力文

READ (in, *)

で実現される自由形式入力と同じであり、入力カードの前処理を行うことによって、73カラムから80カラムにあるsequence numberの影響を受けずにデータを扱える。またデータの中に註釈が記述できる等いくつかの拡張がなされている。この章ではこれらの拡張機能について説明を行う。FORTRANのリスト指示入力文を用いた場合の入力方法の詳細についてはFORTRANのマニュアル（リスト指示入力文の項）を参照されたい。

(1) sequence number の削除

カードデータは1カラムから72カラムまでが意味をもつ。（73カラムから80カラムにsequence numberがあるデータを扱うことができる）

(2) 註釈カード

第1カラムに'*'があるカードは註釈カードであり第2カラム以降に任意の文字を記述すること

ができる。このカードは前処理によって削除される。

(3) データ中の註釈

／＊………＊＼の形式で註釈を記述することができる。………は連接文字'＊＼'を含まない任意の文字を記述することができる。もし連接文字'＊＼'を含んでいる場合には註釈はそこで終わりとみなされる。この形式による註釈の記述は複数のカードにまたがって記述することができる。この場合連接文字'＊＼'が出てくるまで註釈が続いているものとみなされる。／＊………＊＼の部分は前処理によって空白に置き換えられる。(削除ではないことに注意されたい。)

(4) 入力データのリスト

50行毎に改ページしながら入力データを書き出すとともにすべてのカード枚数及び有効なカード枚数を計算して書き出す。

(5) 入力データのリストの制御

次の制御カードを入力カードの中に含めることにより入力データのリストの制御を行うことができる。入力データのリストが必要ない場合や一部分のみをリストしたい場合に有効である。制御命令@
x x x x xは第1カラムより記入する。制御カードそのものは入力カードより削除される。

@ LISTOFF

これ以後@ LISTON制御カードがでてくるまで入力データのリストを行わない。また@ LISTON制御カードができてくまで@ EJECT制御カードも無効である。

@ LISTON

これ以後入力データのリストを行う。

@ EJECT

強制的に改ページを行う。

(6) 入力データの複写

次の制御カードを入力カードの中に含めることにより入力データの中にDD名FT03F001に割り当られた区分データセットのメンバーのデータを組み込むことができる。ただしメンバーのデータの中にある@ INCLUDE制御カードはコメントとみなされる。制御カードそのものは入力カードより削除される。(この機能はFACOMのOS4/F4またはIBMのOS/MVS系の計算機の上で使用可能である。)

@ INCLUDE *, MEMBER (, P)

MEMBER メンバーの名前

P このまま記述する。組み込んだカードデータをリストする場合に記述する。

リストをしない場合には直前のカンマとともに省略する。

8.2 単位セル計算の入力

[タイトル及び計算オプション]

#1 (18A4) タイトル1 72文字のタイトル

#2 (18A4) タイトル2 "

#3 ICATEG, MODCAL, NBT, NTCELL, MAXTAB, MACROE

ICATEG 計算機能の選択。1を入力する。

MODCAL	入力チェックオプション
	1 セル計算を行う
	2 入力データの読み込みチェックのみを行う。
NBT	計算上使用しない。0を入力する。
NTCELL	セル計算を行うセルの数
MAXTAB	入力する個数密度テーブルの数
MACROE	計算上使用しない。0を入力する。
# 4 BORON, WATER	
BORON	水中のボロン濃度 (ppm)
WATER	水の密度 (g/cm ³)
〔セルの名前と温度〕	
NC=1, NTCELL	
# 5 ICTNMR (NC), DUPTR (NC), ITMUDR (NC), IFCLAR (NC), ITFUE (NC), ITYPCL (NC)	
ICTNMR (NC)	セルにつける名前 (8文字内で'……'の形式で入力する。)
DUPTR (NC)	燃料温度 °K
ITMODR (NC)	減速材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 1 を参照)
ITCLAR (NC)	被覆材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 2 を参照)
ITFUE (NC)	燃料の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 3 を参照)
ITYPCL (NC)	標準セルの番号, セルの形状を指定する。
〔標準セル形状〕	
# 6 NCLTAB	標準セル形状の数
N=1, NCLTAB	
# 7 (ICLOPT (I, N), I=1, 5)	
ICLOPT (1, N)	NFREG, セル内の燃料部の領域数
ICLOPT (2, N)	KMAX, セル内の領域数
ICLOPT (3, N)	LEAKDF 熱群スペクトル計算における中性子漏洩スペクトルの種類 -1 カードより入力した値 (# 11で入力される) 0 着目セル内の領域積分吸収反応率 1 着目セル領域平均吸収断面積 2 着目セル領域平均中性子束 3 着目セル最外周シェル中性子束 ただし, 単位セル計算機能の時は, 中性子漏洩無しの条件となる。
ICLOPT (4, N)	IDANC ダンコフ因子の計算 0 する 1 しない

ICLOPT (5, N)	MOE 熱群スペクトル計算時に使用される H_2O 又は D_2O の散乱積分核の種類 1. H_2O の Nelkin Kernel 2. H_2O の Free Gas Kernel 3. D_2O の Nelkin Kernel
K=1, KMAX	
# 8 IBURLX (K, N), NPPX (K, N), NDTAB (K, N), B10DNX (K, N), B11DNX (K, N), H2ODNX (K, N), RADX (K, N)	
IBURLX (K, N)	燃焼計算のオプション 0 しない 1 する
NPPX (K, N)	熱群スペクトル計算におけるメッシュ分割数
NDTAB (K, N)	個数密度テーブルの番号
B10DNX (K, N)	水中ボロン濃度が 1 ppm の場合の B^{10} の個数密度 ($10^{24} / \text{cm}^3$)
B11DNX (K, N)	水中ボロン濃度が 1 ppm の場合の B^{11} の個数密度 ($10^{24} / \text{cm}^3$)
H2ODNX (K, N)	水密度が 1 g / cm^3 の時の H_2O の時の H_2O の個数密度 ($10^{24} / \text{cm}^3$)
RADX (K, N)	領域の外半径 (cm)
# 9 (ITRCNC (I, N), I=1, 9)	
ITRCND (1, N)	セル・バックリング反復を行うかどうかを指定する。 (単位セル計算のみの場合このオプションは無効である)
ITRCND (2, N)	セル・バックリング反復の打切り回数
ITRCND (3, N)	熱群スペクトル計算の時の境界条件 -1 等方反射条件 0 集合体拡散計算で得られる中性子束よりアルベトを計算して使う。 1 孤立系
ITRCND (4, N)	熱群スペクトル計算の加速法で再規格化を行うかどうかを指定する。 ≥ 0 行わない < 0 行う
ITRCND (5, N)	熱群スペクトル計算の加速法で外挿を行うかどうか指定する。 ≥ 0 行わない < 0 行う
ITRCND (6, N)	熱群スペクトル計算のための繰返し計算の打切り回数

ITRCND (7, N)	熱群スペクトル計算のための繰返し計算で、最初の外挿が行われるまでの繰返し回数
ITRCND (8, N)	熱群スペクトル計算の外挿において、加速因子の変化率をチェックする回数
ITRCND (9, N)	熱群スペクトル計算において、1回の外挿までの繰返し計算の回数
#10 (RTRCND (I, N), I=1, 8)	
RTRCND (1, N)	高速群スペクトル計算に使用するセル・バックリングの第1群の値
RTRCND (2, N)	高速群スペクトル計算に使用するセル・バックリングの第2群の値
RTRCND (3, N)	セル・バックリング反復において中性子漏洩量の相対誤差に適用される収束判定値
RTRCND (4, N)	使用せず。
RTRCND (5, N)	熱群スペクトル計算における中性子密度についての収束判定値
RTRCND (6, N)	熱群スペクトル計算の外挿において加速因子の変化率に適用される収束判定値
RTRCND (7, N)	熱群スペクトル計算において外挿の行われた加速因子の最大値
RTRCND (8, N)	熱群スペクトル計算の繰返し計算に使われる加速因子。外挿が行われるときはその初期値
#11 (DFLEAK (I, N), I=1, 35)	
DFLEAK	熱群スペクトル計算での熱群中性子漏洩スペクトルの1群から35群までの値

〔個数密度テーブル〕

I = 1, MAXTAB	
#12 KTAB, NCTLEN	
KTAB	テーブル番号 (1 ~ 100 の数字) KTAB ≤ 0 にすると個数密度テーブル入力は終了する。
NCTLEN	KTAB の個数密度テーブルの中の核種の数
#13 (NCTAB (I, KTAB), FNTAB (I, KTAB), I=1, NCTLEN)	
KTAB > 0 の時必要である。 NCTAB (I, KTAB) 核種のコード番号 FNTAB (I, KTAB) コード番号に対応する核種の個数密度 核種のコード番号は Table 4 の通りである。	

単位セル計算の入力終了

8.3 集合体連続燃焼計算の入力

[タイトル及び計算オプション]

# 1 (18A4)	タイトル 1 72 文字のタイトル
# 2 (18A4)	タイトル 2 "
# 3 ICATEG, MODCAL, NBT, NTCELL, MAXTAB, MACROE	
ICATEG	計算機能の選択 2 を入力する
MODCAL	入力チェックオプション
	1 計算を行う
	2 入力データの読み込みチェックのみを行う
	3 入力データの読み込み及び中性子漏洩反復なしで 1 ステップのみの計算を行う。
NBT	燃焼ステップの数の入力
	NBT+1が計算されるステップ数である。
NTCELL	着目セルの数
MAXTAB	入力する個数密度テーブルの数
MACPOE	熱群 cut-off が 0.625 eV の巨視的断面積
	0 入力しない
	1 入力する

[プリントオプション]

# 4 (IPRTOP (I), I=1, 4)	
IPRTOP (1)	集合体拡散計算で使った領域ごとの巨視的断面積の印刷
	0 しない
	1 する
IPRTOP (2)	集合体の中性子束分布の印刷
	0 しない
	1 する
IPRTOP (3)	集合体平均の 3 群微視的断面積の印刷
	0 しない
	1 する
IPRTOP (4)	着目セルのセル平均 3 群微視的断面積の印刷
	0 しない
	1 する

[CMSFIT用データ]

# 5 TMOD, TFUEL, RPOW	
TMOD	減速材温度 (°K)
TFUEL	燃料温度 (°K)
RPOW	相対出力

以上の値は核定数フィッティング処理コード CMSFITのために使用される。

〔燃焼ステップデータ〕

N=1, NBT+1

6 ICTBUR (N), DFLB (N), BORON (N), WATER (N), IOPEBI (N), LITEND (N), IOPEND (N)

ICTBUR (N) 燃焼ステップの ID, 8 文字以内で '……' の形式で入力する。

DELB (N) 燃焼幅 (MWT / MTU)

BORON (N) ボロン濃度 (ppm)

WATER (N) 水密度 (g / cm³)

IOPEBI (N) セル・バッククリング反復のオプション

1 セル・バッククリング反復を行う

-1 セル・バッククリング反復を行わない

LITEND (N) 中性子漏洩反復 (Leakage Iteration) の打切り回数

IOPLKT (N) 漏洩条件の指定

0 漏洩ありとする。ある時間ステップで漏洩量の初期推定値にはひとつ前の時間ステップの漏洩量計算値を用いる。ただし、非リスタート計算の 0 ステップは漏洩量無しの条件となる。

-1 漏洩量無し条件として計算を始める。

〔着目セルの名前と温度及び物質領域との対応〕

NC=1, NTCELL

7 ICTNMNR (NC), POPTR (NC), ITMODR (NC), ITCLAR (NC), ITFUER (NC), ITYPCL (NC), NRTYPE (NC)

ITCNMR (NC) セルにつける名前, 8 文字以内で '……' の形式で入力する。

DOPTR (NC) 燃料温度

ITMODR (NC) 減速材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 1 を参照)

ITCLAR (NC) 被覆材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 2 を参照)

ITFUER (NC) 燃料の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 3 を参照)

ITYPCL (NC) 標準セルの番号, 着目セルの形状を標準セルの番号で指定する。

NRTYPE (NC) 着目セルと物質領域を対応づけるための入力である。

NRTYPE (K) が NRTYPE (K+1) より小さいとき

NRTYPE (K) ~ {NRTYPE (K+1) - 1} までの領域番号を持つ領域のセルが, NRTYPE (K) が NRTYPE (K+1)

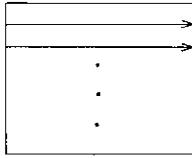
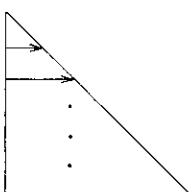
より大きいとき NRTYPE (K) ~ N までの領域のセルが,

K 番号の着目セルとその従属セルとなる。物質領域番号は昇順になっていなければならないが, N - 2, N - 1, N, 1,

2 ……のように並んでいるものと考える。

〔集合体拡散計算用データ〕

# 8	ASPOW, ASFUEL, BURINT	
	ASPOW	集合体線出力 (W/cm)
	ASFUEL	集合体単位長さ当たり装荷されているウラン (gU/cm)
	BURINT	集合体初期燃焼度 (MWD/MT)
# 9	AKR235, AKR238, AKR239, AKR241	
	AKR235	^{235}U に対する1核分裂当りの発熱量 (W/fission)
	AKR238	^{238}U に対する1核分裂当りの発熱量 (W/fission)
	AKR239	^{239}Pu に対する1核分裂当りの発熱量 (W/fission)
	AKR241	^{241}Pu に対する1核分裂当りの発熱量 (W/fission)
#10	(FKAI (I), I=1, 3)	
	FKAI	集合体拡散計算のときの核分裂中性子のスペクトル
#11	ITMAX1, ITMAX2, ITBMAX	
	ITMAX1	集合体拡散計算における中性子束収束計算の打切り回数 (inner iteration)
	ITMAX2	同中性子源収束計算の打切り回数 (outer iteration)
	ITBMAX	臨界バックリングサーチ繰返し計算の打切り回数
#12	EPSL1, EPSL2, EPS1, EPS2, EPSITB, EFFKO, BSQAST, OMG1, OMG2	
	EPSL1	中性子漏洩反復における中性子漏洩量に関する収束判定値
	EPSL2	中性子漏洩反復における吸収量及び中性子源に対する漏洩量の比率に関する収束判定値
	EPS1	集合体拡散計算における中性子束収束計算の収束判定値 (inner iteration)
	EPS2	同中性子源収束計算における収束判定値 (outer iteration)
	EPSITB	臨界バックリングサーチにおける固有値の収束判定値
	EFFKO	臨界バックリングサーチの目標固有値
	BSQAST	臨界バックリングサーチのときの初期推定値
	OMG1	集合体拡散計算における中性子束収束計算における加速因子
	OMG2	同中性子源収束計算における加速因子
#13	ISYM, NSTR, NCOMP, KPC, NZONE, NMZONE, IBCRIT	
	ISYM	体系の対称性のオプション 0 対角線対称モデル (物質領域番号、集合体出力分布の指定の入力のときは 下三角部分についてのみ入力する。) 1 非対称モデル

NSTR	集合体拡散計算で使われる少数组断面積をカード入力する物質領域の数（# 25 及び # 26 が必要である。）
NCOMP	セルの総数（少数组断面積をカード入力する部分を除く。着目セルと従属セルの和である。）
KPC	カード入力する部分を除く燃料セル以外のセル（着目セル及び従属セル）の総数
NZONE	集合体拡散計算モデルの x 方向メッシュ分割数 (y 方向についても同じ値となる。) 最大 64 である。
NMZONE	集合体出力分布図用行列の x 方向列数 (y 方向行数も同じ値となる。) 最大 64 である。
IBCRIT	臨界バックリングサーチを行うかどうかを指定する。 0 しない。BSQAST の値をバックリングとして計算が行われる。 1 する。
#14 (DR (N), N=1, NZONE)	
DR	メッシュ幅 (cm) 左側より入力する。
#15 (NREG (N), N=1, MAXREC)	
NREG	物質領域マップ
ISYM=0 のとき	$\text{MAXREC} = \frac{(NZONE) * (NZONE + 1)}{2}$
	左図の順序で入力する。
ISYM=1 のとき	$\text{MAXREC} = NZONE * NZONE$
	左図の順序で入力する。
#16 (MAPPOW (N), N=1, MAXREC)	
MAPPOW	出力分布図用物質領域マップ
ISYM=0 のとき	$\text{MAXREC} = \frac{NMZONE * (NMZONE + 1)}{2}$
ISYM=1 のとき	$\text{MAXREC} = NMZONE * NMZONE$
このマップは、セル（着目セル、従属セル）1つに1つの格子が対応するものである。	
#17 IOBVAL	
IOBVAL	外部境界条件の組を何組入力するかを指定する。 最大 64 である。 正の数を入力したとき #18, #19 が必要である。

- #18 ((IPTIOB (J, I), J=1, IOBVAL), I=1, 4)
 IPTIOB IPTIOB (J, 1), IPTIOB (J, 2), IPTIOB (J, 3)
 IPTIOB (J, 4)を1組として外部境界条件を与える境界
 を定義する。
 IOBVAL > 0 のときに必要である。
- #19 ((CS (J, I, N), J=1, IOBVAL), I=1, 4) (N=1, 3)
 CS 外部境界条件となる対数微分値を与える。
 # 1 8 の図に従って第N群の値を入力する。
 IOBVAL > 0 のとき必要である。
- #20 INBVAL
 INBVAL 内部境界条件の組を何組用意するかを指定する。
 最大 1 0 である。正の数を入力すると# 2 1 が必要である。
- #21 (CSINB (J, N), J=INBVAL) (N=1, 3)
 CSINB 内部境界条件として与える第N郡の対数微分値INBVAL > 0
 のとき必要である。
- #22 MAXEDT
 MAXEDT 集合体編集の数を指定する。最大 1 0 である。正の数を入力
 すると# 2 3, # 2 4 が必要である。
- #23 ((NREDR (I, J), I=1, 2), J=1, MAXEDT)
 NREDR NREDR (1, J), NREDR (2, J) で1つの物質領域グ
 ループを定義する。NREDR (1, J) からNREDR (2, J)
 までの物質領域番号を持つ領域を1つのグループとする。
 MAXEDT > 0 のとき必要である。
- #24 (2A4) ((IDEDR (I, N), I=1, 2), N=1, MAXEDT)
 IDEDR (1, N) IDEDR (1, N), IDEDR (2, N) を合わせて8文字の
 編集領域の名前
 IDEDR (2, N)

〔巨視的断面積〕

I=1, NSTR	
K=1, 3	
#25 JR, NG, DUGFUE (JR, NG), SSAFUE (JR, NG), SSRFUE (JR, NG), SSFFUE (JR, NG), SFNFUE (JR, NG)	
集合体拡散係数で使われる少数群断面積を入力する。	
NSTR > 0 のとき必要である。	
JR	物質領域番号
NG	少数群の群を指定
DUGFUE	J R 領域, N G 群の拡散係数 D
SSAFUE	J R 領域, N G 群の吸収断面積 Σa
SSRFUE	J R 領域, N G 群の散乱除去断面積 Σr

SSFFUE	J R 領域, NG群の核分裂断面積 Σ_f
SFNFUE	J R 領域, NG群の中性子生成断面積 $\nu \Sigma_f$
I=1, NSTR	
K=1, 3	
#26 J R, NG, PDUFUE (J R, NG), PSAFUE (J R, NG), PSRFUE (J R, NG)	
PSFFUE (J R, NG), PFNFUE (J R, NG)	
MACROE>0のときに thermal cut-off 0.625 eV の少数群断面積を入力する。1~3群の値を入力しなければならないが、1群の値は無視され、#25で入力したものが使われる。	
PDUFUE	J R 領域, NG群の拡散係数 D
PSAFUE	J R 領域, NG群の吸収断面積 Σ_a
PSRFUE	J R 領域, NG群の散乱除去断面積 Σ_r
PSFFUE	J R 領域, NG群の核分裂断面積 Σ_f
PFNFUE	J R 領域, NG群の中性子生成断面積 $\nu \Sigma_f$
(標準セル形状)	
#27 NCLTAB	標準セル形状の数
N=1, NCLTAB	
#28 (ICLOPT (I, N), I=1, 5)	
ICLOPT (1, N)	NFREG, セル内の燃料部の領域数
ICLOPT (2, N)	KMAX, セル内の領域数
ICLOPT (3, N)	LEAKDF 熱群スペクトル計算における中性子漏洩スペクトルの種類 -1 カードより入力した値 (#11で入力される) 0 着目セル内の領域積分吸収反応率 1 着目セル領域平均吸収断面積 2 着目セル領域平均中性子束 3 着目セル最外周シェルの中性子束 ただし、単位セル計算機能の時は、中性子漏洩は無しの条件となる。
ICLOPT (4, N)	IDANC ダンコフ因子の計算 0 する 1 しない
ICLOPT (5, N)	MOE 熱群スペクトル計算時に使用される H ₂ O又はD ₂ Oの散乱積分核の種類 1 H ₂ Oの Nelkin Kernel 2 H ₂ Oの Free Gas Kernel 3 D ₂ Oの Nelkin Kernel

	K=1, KMAX
#29	I BURLX (K, N), NPPX (K, N), NDTAB (K, N), B10DNX (K, N) B11DNX (K, N), H2ODNX (K, N), RADX (K, N)
	I BURLX (K, N) 燃焼計算のオプション 0 しない 1 する
	NPPX (K, N) 热群スペクトル計算におけるメッシュ分割数
	NDTAB (K, N) 個数密度テーブルの番号
	B10DNX (K, N) 水中ボロン濃度が 1 ppm の場合の B^{10} の個数密度 $(10^{24} / \text{cm}^3)$
	B11DXN (K, N) 水中ボロン濃度が 1 ppm の場合の B^{11} の個数密度 $(10^{24} / \text{cm}^3)$
	H2ODNX (K, N) 水密度が 1 g/cm ³ の時の H_2O の個数密度 $(10^{24} / \text{cm}^3)$
	RADX (K, N) 領域の外半径 (cm)
#30	ITRCNC (I, N), I=1, 9)
	ITRCND (1, N) セル・バックリング反復を行うかどうかを指定する。 0 以上 #6 の IOPEBI に従う。 負 セル・バックリング反復をしない。
	ITRCND (2, N) セル・バックリング反復の打切り回数
	ITRCND (3, N) 热群スペクトル計算の時の境界条件 -1 等方反射条件 0 集合体拡散計算で得られる中性子束よりアルベドを計算して使う。 1 孤立系
	ITRCND (4, N) 热群スペクトル計算の加速法で再規格化を行うかどうかを指定する。 ≥ 0 行わない > 0 行う
	ITRCND (5, N) 热群スペクトル計算の加速法で外挿を行うかどうか指定する。 ≥ 0 行わない > 0 行う
	ITRCND (6, N) 热群スペクトル計算のための繰返し計算の打切り回数
	ITRCND (7, N) 热群スペクトル計算のための繰返し計算で、最初の外挿が行われるまでの繰返し回数
	ITRCND (8, N) 热群スペクトル計算の外挿において、加速因子の変化率をチェックする回数
	ITRCND (9, N) 热群スペクトル計算において、1回の外挿までの繰返し計算の回数

#31 (RTRCND (I, N), I=1, 8)	
RTRCND (1, N)	高速群スペクトル計算に使用するセル・バックリングの第1群の値
RTRCND (2, N)	高速群スペクトル計算に使用するセル・バックリングの第2群の値
RTRCND (3, N)	セル・バックリング反復において中性子漏洩量の相対誤差に適用される収束判定値
RTRCND (4, N)	使用せず。
RTRCND (5, N)	熱群スペクトル計算における中性子密度についての収束判定値
RTRCND (6, N)	熱群スペクトル計算の外挿において加速因子の変化率に適用される収束判定値
RTRCND (7, N)	熱群スペクトル計算において外挿の行われた加速因子の最大値
RTRCND (8, N)	熱群スペクトル計算の繰返し計算に使われる加速因子。外挿が行われるときはその初期値
#32 (DFLEAK (I, N), I=1, 35)	
DFLEAK	熱群スペクトル計算での熱群中性子漏洩スペクトルの1群から35群までの値

〔個数密度テーブル〕

I=1, MAXTAB	
#33 KTAB, NCTLEN	
KTAB	テーブル番号 (1 ~ 100 の数字) KTAB ≤ 0 にすると個数密度テーブル入力は終了する。
NCTLEN	KTAB の個数密度テーブルの中の核種の数
#34 (NCTAB (I, KTAB), FNTAB (I, KTAB), I=1, NCTLEN)	
KTAB > 0 の時必要である。	
NCTAB (I, KTAB)	核種コード番号
FNTAB (I, KTAB)	コード番号に対応する核種の個数密度 核種のコード番号は Table 4 の通りである。

〔集合体連続燃焼計算の入力終了〕

8.4 集合体連続燃焼リスタート計算の入力

〔タイトル及び計算オプション〕

# 1 (18A4)	タイトル1 72文字のタイトル
# 2 (18A4)	タイトル2 "
# 3 ICATEG, MODCAL, NBT, NTCELL, MAXTAB, MACROE	
ICATEG	計算機能の選択 3 を入力する

MODCAL	入力チェックオプション 1 計算を行う 2 入力データの読み込みチェックのみを行う 3 入力データの読み込み及び中性子漏洩反復なしで1ステップのみの計算を行う。
NTB	燃焼ステップの数の入力 NBT+1が計算されるステップ数である。
NTCELL	燃料温度、熱群温度指標を変更する着目セルの数。 どのセルも変更しない場合は0でよい。
MAXTAB	入力する個数密度テーブルの数（使用しない）
MACPOE	熱群cut-offが0.625eVの巨視的断面積（使用しない） 0 入力しない 1 入力する

〔プリントオプション〕

# 4 (IPRTOP (I), I=1, 4)	
IPRTOP (1)	集合体拡散計算で使った領域ごとの巨視的断面積の印刷 0 しない 1 する
IPRTOP (2)	集合体の中性子束分布の印刷 0 しない 1 する
IPRTOP (3)	集合体平均の3群巨視的断面積の印刷 0 しない 1 する
IPRTOP (4)	着目セルのセル平均3群巨視的断面積の印刷 0 しない 1 する

〔CMSFIT用データ〕

# 5 TMOD, TFUEL, RPOW	
TMOD	減速材温度 (°K)
TFUEL	燃料温度 (°K)
RPOW	相対出力
以上の値は核定数フィッティング処理コードCMSFITのために使用される。	
〔燃焼ステップデータ〕	
N=1, NBT+1	
# 6 ICTBUR (N), DFLB (N), BORON (N), WATER (N), IOPEBI (N), LITEND (N), IOPEND (N)	
ICTBUR (N)	燃焼ステップのID, 8文字内で'.....'の形式で入力する。

DELB (N)	燃焼幅 (MWD / MTU)
BORON (N)	ボロン濃度 (ppm)
WATER (N)	水密度 (g / cm ³)
IOPEBI (N)	セル・バックリング反復のオプション 1 セル・バックリング反復を行う -1 セル・バックリング反復を行わない
LITEND (N)	中性子漏洩反復 (Leakage Iteration) の打切り回数
IOPLKT (N)	漏洩条件の指定 0 漏洩ありとする。ある時間ステップで漏洩量の初期推定値にはひとつ前の時間ステップの漏洩量計算値を用いる。ただし、非リスタート計算の0ステップは漏洩量無しの条件となる。 -1 漏洩量無し条件として計算を始める。

〔着目セルの名前と温度〕

NC=1, NTCELL	
# 7 ICTNMR (NC), POPTR (NC), ITMODR (NC), ITCLAR (NC), ITFUEER (NC)	NTCELL>0 のとき必要である。
ICTNMR (NC)	セルの名前、8文字以内で'.....'の形式で入力する。
DOPTR (NC)	燃料温度
ITMODR (NC)	減速材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 1 を参照)
ITCLAR (NC)	被覆材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 2 を参照)
ITFUEER (NC)	燃料の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 3 を参照)
# 8 IDRSIB	リスタート開始点の燃焼ステップID 8文字内で'.....'の形式で入力する。 リスタートファイルにすでにある名前でなければならない。 〔集合体連続燃焼リスタート計算の入力終了〕

8.5 集合体非連続燃焼リスタート計算の入力

〔タイトル及び計算オプション〕

# 1 (18A4)	タイトル1 72文字のタイトル
# 2 (18A4)	タイトル2 "
# 3 ICATEG, MODCAL, NBT, NTCELL, MAXTAB, MACROE	
ICATEG	計算機能の選択 4を入力する。
MODCAL	入力チェックオプション 1 計算を行う 2 入力データの読み込みチェックのみを行う。

3 入力データの読み込み及び中性子漏洩反復なしで 1 ステップのみの計算を行う。

NBT	リスタート計算のケース数 NBT + 1 が計算されるケース数である。
NTCELL	燃料温度, 热群温度指標を変更する着目セルの数。 どのセルも変更しない場合は 0 でよい。
MAXTAB	入力する個数密度テーブルの数 (使用しない)
MACPOE	热群 cut-off が 0.625 eV の巨視的断面積 (使用しない) 0 入力しない 1 入力する

〔プリントオプション〕

4 (IPRTOP (I), I=1, 4)

IPRTOP (1)	集合体拡散計算で使った領域ごとの巨視的断面積の印刷 0 しない 1 する
IPRTOP (2)	集合体の中性子束分布の印刷 0 しない 1 する
IPRTOP (3)	集合体平均の 3 群微視的断面積の印刷 0 しない 1 する
IPRTOP (4)	着目セルのセル平均 3 群微視的断面積の印刷 0 しない 1 する

〔CMSFIT用データ〕

5 TMOD, TFUEL, RPOW

TMOD	減速材温度 (°K)
TFUEL	燃料温度 (°K)
RPOW	相対出力

以上の値は核定数フィッティング処理コード CMSFIT のために使用される。

〔燃焼ステップデータ〕

N=1, NBT+1

6 ICTBUR (N), DFLB (N), BORON (N), WATER (N), IOPEBI (N), LITEND (N), IOPEND (N)

ICTBUR (N) リスタートケースの ID, 8 文字以内で '.....' の形式で入力する。

DELB (N) 燃焼幅 (MWD / MTU)

BORON (N) ボロン濃度 (ppm)

WATER (N) 水密度 (g / cm³)

IOPEBI (N)	セル・バックリング反復のオプション 1 セル・バックリング反復を行う -1 セル・バックリング反復を行わない
LITEND (N)	中性子漏洩反復 (Leakage Iteration) の打切り回数
IOPLKT (N)	漏洩条件の指定 0 漏洩ありとする。ある時間ステップで漏洩量の初期推定にはひとつ前の時間ステップの漏洩計算値を用いる。 ただし、非リスタート計算の0ステップは漏洩無しの条件となる。 -1 漏洩無し条件として計算を始める。

〔着目セルの名前と温度〕

NC=1, NTCELL	
# 7 ICTNMR (NC), POPTR (NC), ITMODR (NC), ITCLAR (NC), ITFUEU (NC)	
NTCELL>0 のとき必要である。	
ITCNMR (NC)	セルの名前、8文字以内で'.....'の形式で入力する。
DOPTR (NC)	燃料温度
ITMODR (NC)	減速材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 1 を参照)
ITCLAR (NC)	被覆材の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 2 を参照)
ITFUEU (NC)	燃料の熱群散乱積分核の温度指標 (Table 3 を参照)
# 8 (IDRSIB (I), I=1, NBT+1)	
	リスタート開始点の燃焼ステップ ID 8文字以内で'.....'の形式で入力する。
	リスタートファイルにすでにある名前でなければならない。

〔集合体非連続燃焼リスタート計算の入力終了〕

Table 1 热群スペクトル計算で使う减速材核種の散乱積分核の温度指標

指標	温度 (°C)	指標	温度 (°C)
1	20.0	6	276.7
2	23.9	7	282.2
3	261.7	8	287.8
4	267.8	9	298.9
5	272.8	10	304.4

Table 2 热群スペクトル計算で使う被覆材核種の散乱積分核の温度指標

指標	温度 (°C)
1	20.0
2	276.7
3	315.6

Table 3 热群スペクトル計算で使う燃料核種及びUO₂中の酸素の散乱積分核の温度指標

指標	温度 (°C)
1	20.0
2	276.7
3	648.9

Table 4 ASSEMBLY-SHIP 付属ライブライヤーで使用可能な核種とその ID

NO	核種	ID	MGCL(高速群)					THERMOS 温度点数
			300	560	900	1200	2100	
1	¹ H	10010	○	○	○	×	○	10
2	² H	10020	○	×	×	×	×	10
3	³ He	20030	○	×	×	×	×	1
4	⁴ He	20040	○	×	×	×	×	1
5	⁹ Be	40090	○	×	×	×	×	1
6	¹⁰ B	50100	○	○	○	○	○	3
7	¹¹ B	50110	○	○	○	○	○	1
8	¹² C	60120	○	○	○	○	○	1
9	¹⁴ N	70140	○	×	○	○	○	1
10	¹⁶ O	80160	○	○	○	○	○	3
11	F	90000	○	×	×	×	×	1
12	²³ Na	110230	○	×	×	×	×	1
13	Mg	120000	○	×	×	×	×	1
14	²⁷ Al	130270	○	○	○	○	○	3
15	Si	140000	○	×	×	×	×	1
16	Cl	170000	○	×	×	×	×	1
17	K	190000	○	×	×	×	×	1
18	Ca	200000	○	×	×	×	×	1
19	Ti	220000	○	×	×	×	×	1
20	Cr	240000	○	○	○	○	○	3

Table 4 (つづき)

NO	核種	ID	MGCL(高速群)					THERMOS
			300	560	900	1200	2100	温度点数
21	⁵⁵ Mn	250550	○	×	×	×	×	3
22	Fe	260000	○	○	○	○	○	3
23	⁵⁹ Co	270590	○	×	×	×	×	1
24	Ni	280000	○	○	○	○	○	3
25	Cu	290000	○	×	×	×	×	1
26	⁸⁰ Kr	360800	○	○	○	×	×	1
27	⁸³ Kr	360830	○	×	×	×	×	1
28	⁹⁰ Zr	400900	○	×	×	×	×	3
29	⁹³ Nb	410930	○	×	×	×	×	1
30	Mo	420000	○	○	○	×	×	1
31	⁹⁹ Mo	420990	○	×	○	×	×	1
32	⁹⁹ Tc	430990	○	×	×	×	×	1
33	¹⁰¹ Ru	441010	○	×	×	×	×	1
34	¹⁰² Ru	441020	○	×	×	×	×	1
35	¹⁰³ Ru	441030	○	×	×	×	×	1
36	¹⁰⁵ Ru	441050	○	×	×	×	×	1
37	¹⁰³ Rh	451030	○	×	×	×	×	1
38	¹⁰⁵ Rh	451050	○	×	×	×	×	1
39	¹⁰⁵ Pd	461050	○	×	×	×	×	1
40	¹⁰⁷ Pd	461070	○	×	×	×	×	1

Table 4 (つづき)

NO	核種	ID	MGCL(高速群)					THERMOS 温度点数
			300	560	900	1200	2100	
41	^{108}Pd	461080	○	×	×	×	×	1
42	^{107}Ag	471070	○	○	○	×	○	1
43	^{109}Ag	471090	○	○	○	○	○	1
44	Cd	480000	○	○	○	○	○	1
45	^{113}Cd	481130	○	○	○	○	○	1
46	^{113}In	491130	○	○	○	○	○	1
47	^{115}In	491150	○	○	○	×	○	1
48	^{131}I	531310	○	×	×	×	×	1
49	^{135}I	531350	○	×	×	×	×	1
50	^{131}Xe	541310	○	×	×	×	×	1
51	^{133}Xe	541330	○	×	×	×	×	1
52	^{135}Xe	541350	○	×	○	×	×	3
53	^{133}Cs	551330	○	×	×	×	×	1
54	^{134}Cs	551340	○	×	×	×	×	1
55	^{135}Cs	551350	○	×	×	×	×	1
56	^{143}Pr	591430	○	×	×	×	×	1
57	^{143}Nd	601430	○	×	×	×	×	1
58	^{145}Nd	601450	○	×	×	×	×	1
59	^{147}Nd	601470	○	×	×	×	×	1
60	^{147}Pm	611470	○	×	×	×	×	1

Table 4 (つづき)

NO	核種	ID	MGCL(高速群)					THERMOS 温度点数
			300	560	900	1200	2100	
61	^{148}Pm	611480	○	×	×	×	×	1
62	^{148}Pr	611481	○	×	×	×	×	1
63	^{149}Pm	611490	○	×	×	×	×	1
64	^{151}Pm	611510	○	×	×	×	×	1
65	^{147}Sm	621470	○	×	×	×	×	1
66	^{148}Sm	621480	○	×	×	×	×	1
67	^{149}Sm	621490	○	○	○	×	×	3
68	^{150}Sm	621500	○	×	×	×	×	1
69	^{151}Sm	621510	○	×	○	×	×	1
70	^{152}Sm	621520	○	×	×	×	×	1
71	^{153}Eu	631530	○	×	×	×	×	1
72	^{154}Eu	631540	○	×	×	×	×	1
73	^{155}Eu	631550	○	×	×	×	×	1
74	^{156}Eu	631560	○	×	×	×	×	1
75	^{154}Gd	641540	○	○	○	○	○	1
76	^{155}Gd	641550	○	○	○	○	○	3
77	^{156}Gd	641560	○	○	○	○	○	1
78	^{157}Gd	641570	○	○	○	○	○	3
79	^{158}Gd	641480	○	○	○	○	○	1
80	^{181}Ta	731810	○	×	×	×	×	1

Table 4 (つづき)

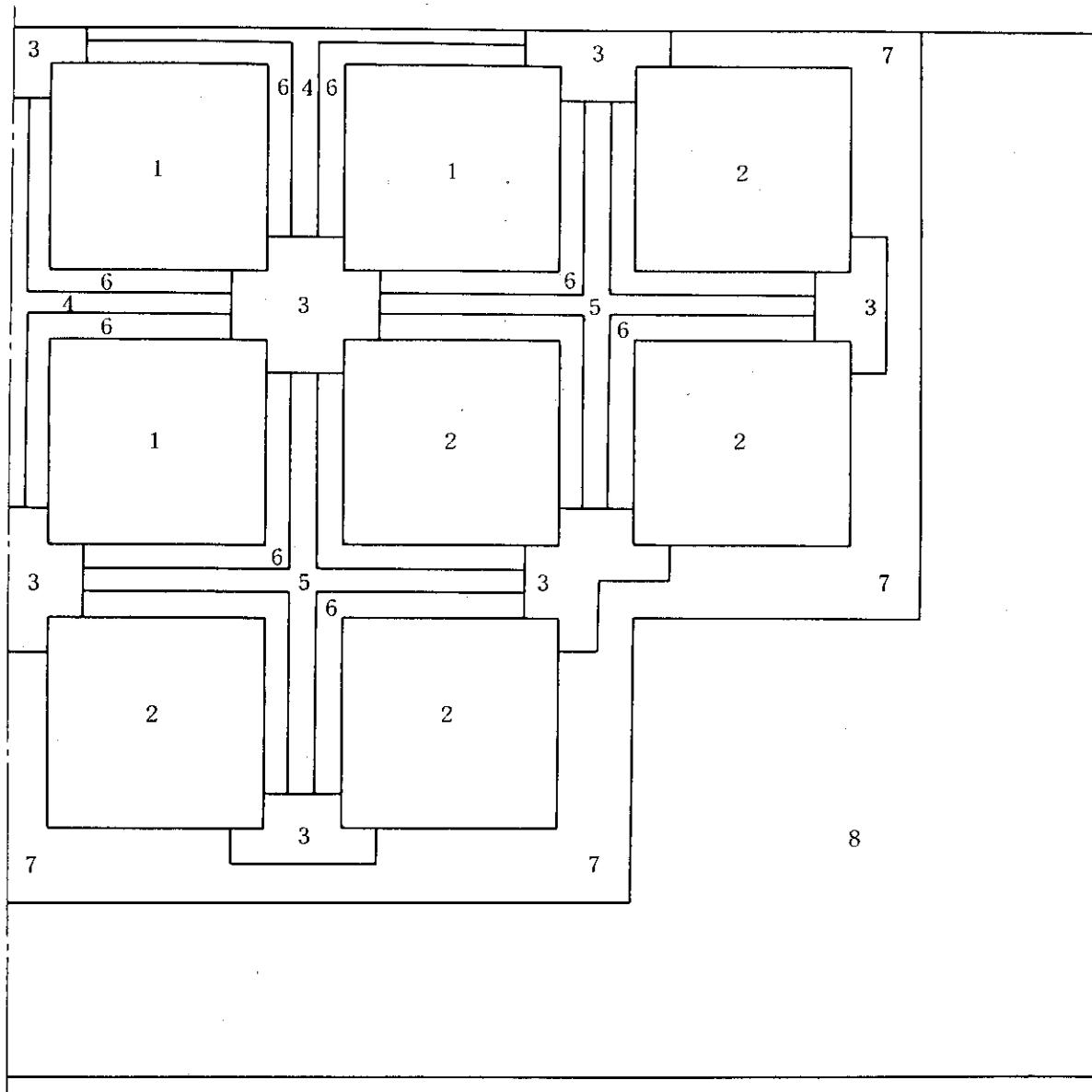
NO	核種	ID	MGCL(高速群)					THERMOS 温度点数
			300	560	900	1200	2100	
81	^{197}Au	791970	○	×	×	×	×	1
82	^{232}Th	902320	○	○	○	×	×	1
83	^{233}Pa	912330	○	○	○	×	×	1
84	^{233}U	922330	○	○	○	×	×	3
85	^{234}U	922340	○	○	○	×	×	3
86	^{235}U	922350	○	○	○	○	○	3
87	^{236}U	922360	○	○	○	○	○	3
88	^{238}U	922380	○	○	○	○	○	3
89	^{237}NP	932370	○	○	○	×	×	1
90	^{238}Pu	942380	○	○	○	×	×	1
91	^{239}Pu	942390	○	○	○	○	○	3
92	^{240}Pu	942400	○	○	○	○	○	3
93	^{241}Pu	942410	○	○	○	○	○	3
94	^{242}Pu	942420	○	○	○	○	○	3
95	^{241}Am	952410	○	×	○	×	×	1
96	^{243}Am	952430	○	×	○	×	×	1
97	^{244}Cm	962440	○	○	○	×	×	1
98	LUMPPP	2000000	○	×	×	×	×	1
99	ZR-2	2030000	○	○	○	○	○	1

9. 検 証 計 算

ASSEMBLY-SHIP コードで計算される核定数の精度を確認するため、「むつ」炉心陸上臨界試験⁹⁾及び出力上昇試験 [Phase-0]¹⁰⁾で得られた実測データに対して検証計算を行なった。ここで陸上臨界試験とは、昭和 46 年に三菱原子力工業(株)大宮研究所の臨界実験装置 (MCF) に原子力船「むつ」実プラント搭載用の実燃料集合体及び実制御棒を装荷して行なった臨界実験である。常温軽水状態で実プラント出力運転状態の制御棒引抜きパターンを模擬するために、軽水減速材中にはう酸を混入して超過反応度を抑制したことが特徴である。また、出力上昇試験 [Phase-0] は昭和 49 年、原子力船「むつ」実プラントにおいて実施された温態零出力試験である。「むつ」実プラントでは炉内中性子束モニターがないため出力分布は測定できないが、温態零出力状態で臨界となる種々の制御棒引き抜きパターンが調べられている。

ここで臨界計算、出力分布計算用に使用したのは 3 次元中性拡散コード STEADY-SHIP⁸⁾である。STEADY-SHIP コードによる計算では、「むつ」炉心の水平断面を Fig.5 のように領域分割した。

また軸方向に対しては可燃性毒物棒の有無、支持格子板の有無、制御棒フォロワーの存在等を考慮して 19 ~ 20 領域に分割した。なお、十字型制御棒の効果を 1 次元輸送コード ANISN¹¹⁾により求めた対数微分境界条件を取り扱った。



1. 3.24 w/o fuel rod, BPR and water
2. 4.44 w/o fuel rod, BPR and water
3. Zr-2 filler, can-box and water
4. Control-rod(G1 & G2), or Zr-2 follower
5. Control-rod(G3 & G4), or Zr-2 follower
6. Can-box, water and control-rod cladding
7. SUS baffle-plate
8. Reflector

Fig. 5 「むつ」炉心水平断面モデル図

9.1 出力分布の検証

ここで出力分布の検証のために選んだ実測データは、陸上臨界試験Run No.4 5 2～4 5 4⁹に対するものであり、その実験条件をTable 5に示す。出力分布はガンマスキャニング法によって測定された。

Table 5 「むつ」炉心陸上臨界試験・Run No.4 5 2～4 5 4 の実験条件

制御棒引抜き位置	
G 1 :	462.5 mm
G 2 :	460.0 mm
G 3 :	全引抜き
G 4 :	全引抜き
ボロン濃度:	544 ppm
減速材温度:	11.0～12.0 °C

出力分布の実測値と計算値の比較をFig.6～7に示す。各々の図において、実測及び計算ともプロットされた出力分布の平均値を1.0に規格化している。いずれにおいても両者の一致は良好である。このときの実効増倍率の計算値は $K_{eff} = 1.00111$ であり、実測値 ($K_{eff} = 1.0000$) との誤差は、0.12%未満である。

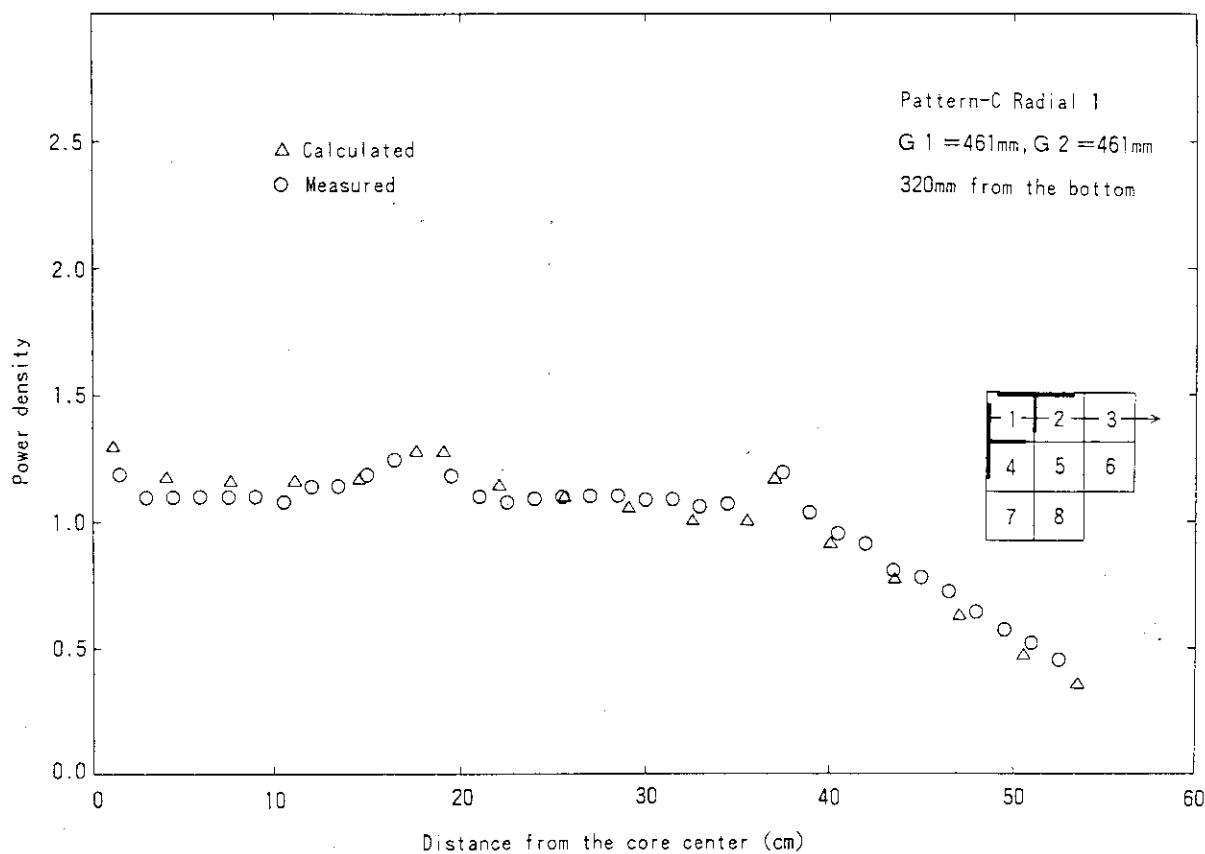


Fig. 6 「むつ」陸上臨界試験における水平方向出力分布の実測値と計算値の比較(1)
(炉心下端から320mmの水平断面)

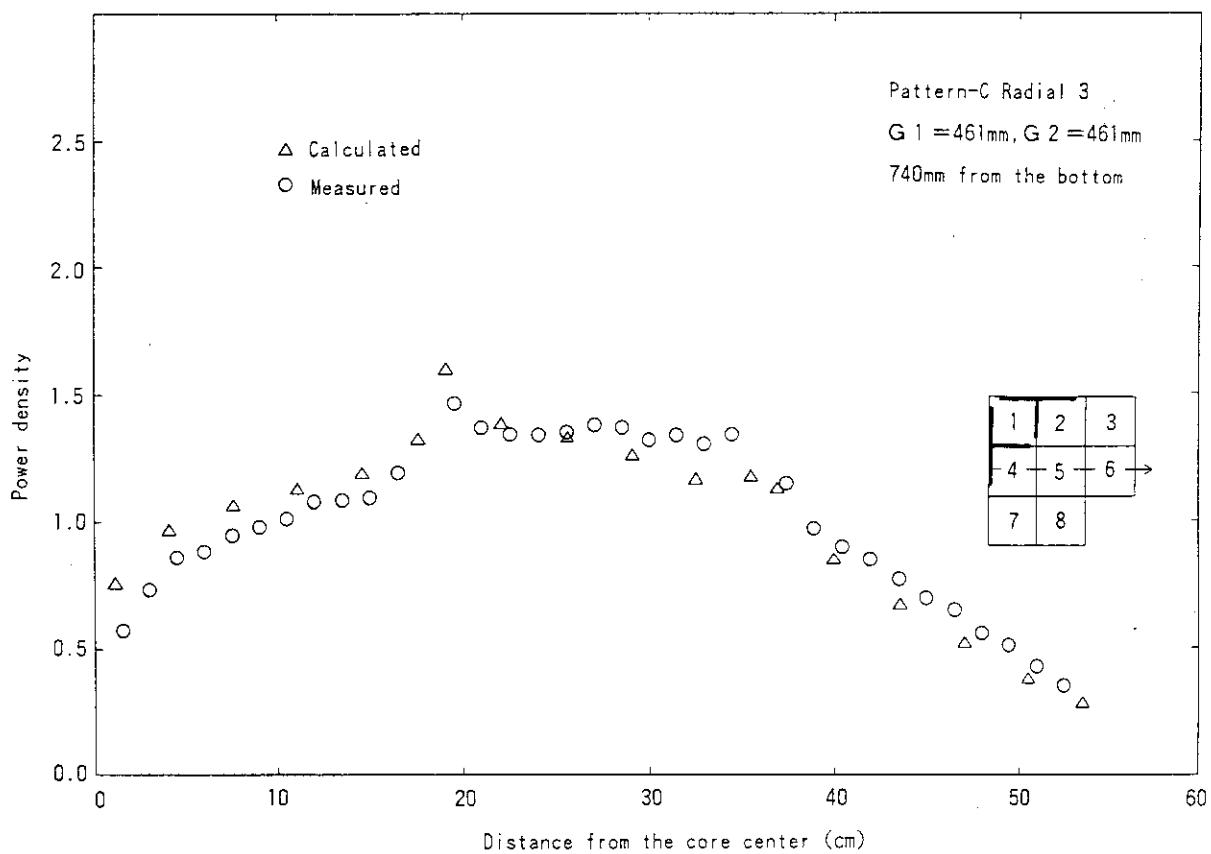


Fig. 7 「むつ」陸上臨界試験における水平方向出力分布の実測値と計算値の比較(2)
(炉心下端から740mmの水平断面)

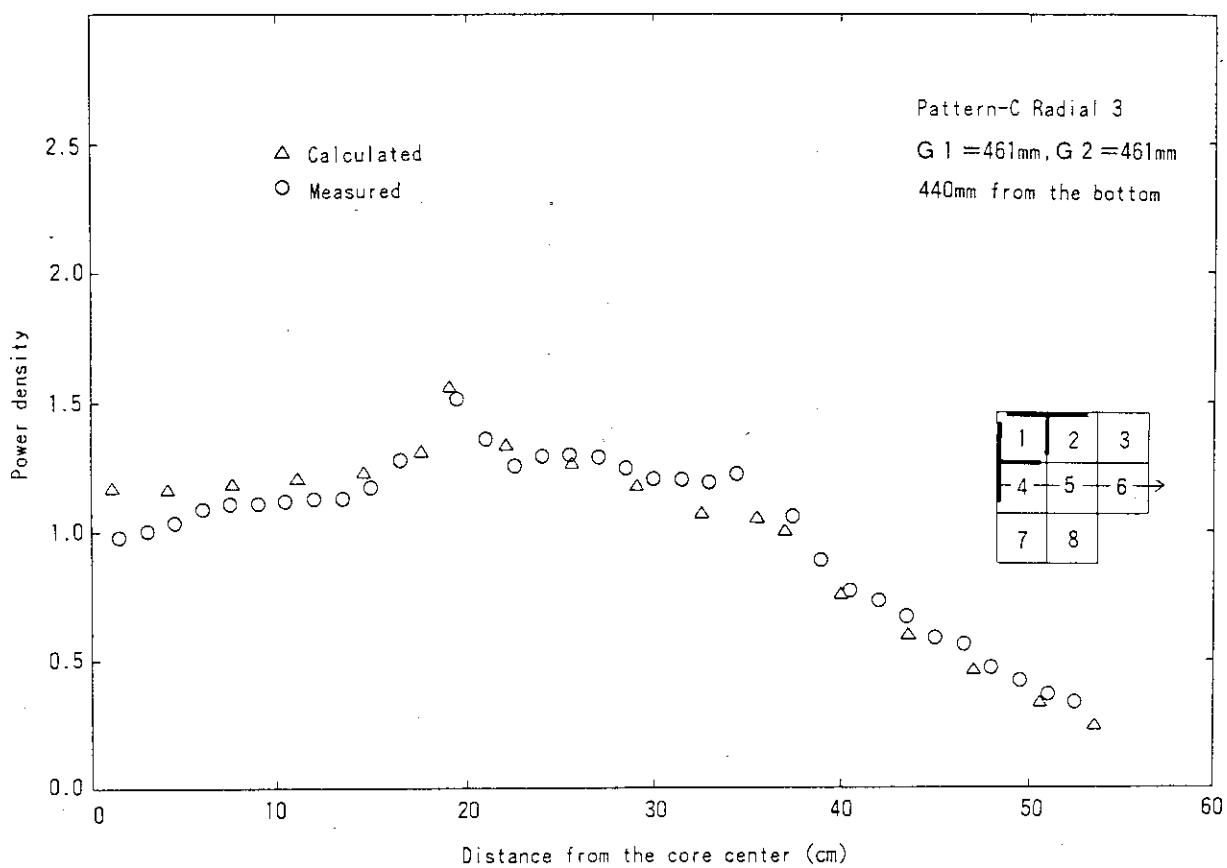


Fig. 8 「むつ」陸上臨界試験における水平方向出力分布の実測値と計算値の比較(3)
(炉心下端から440mmの水平断面)

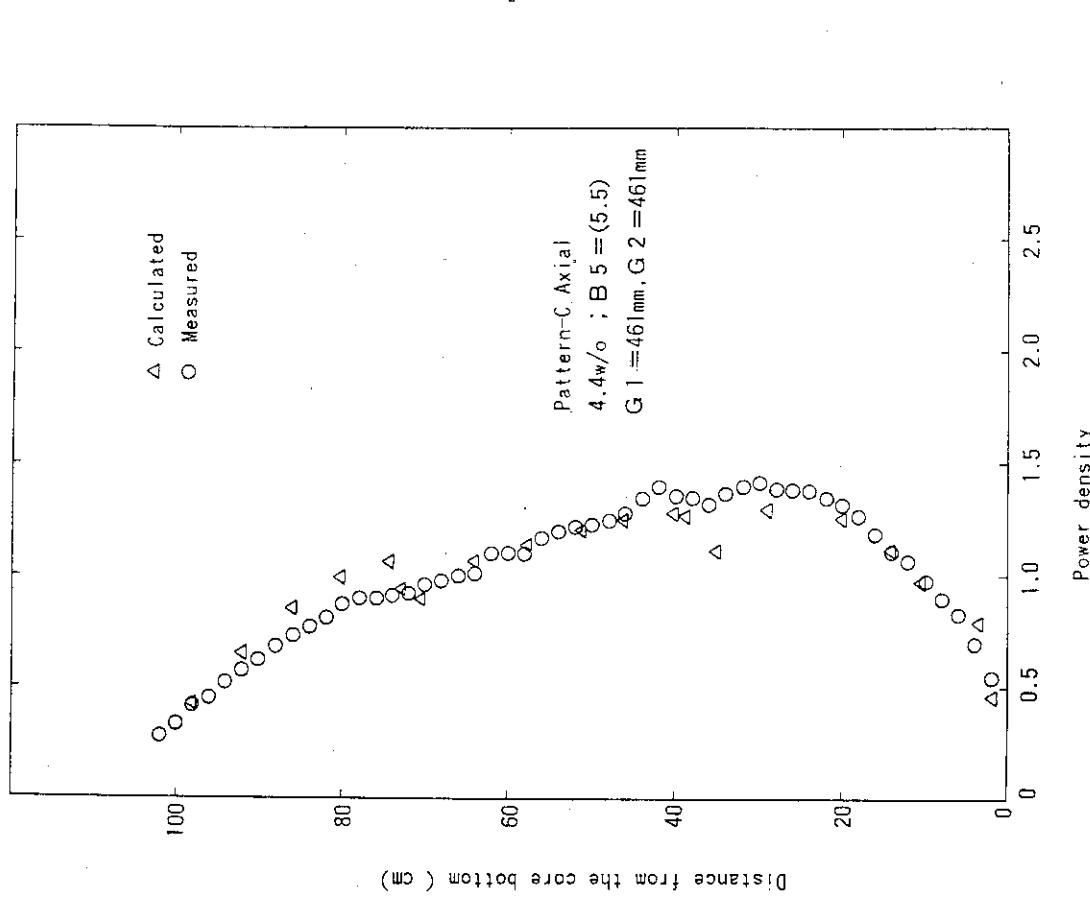


Fig. 10 「むつ」陸上臨界試験における軸方向出力分布の実測値と計算値の比較(2) (第5番燃料集合体)

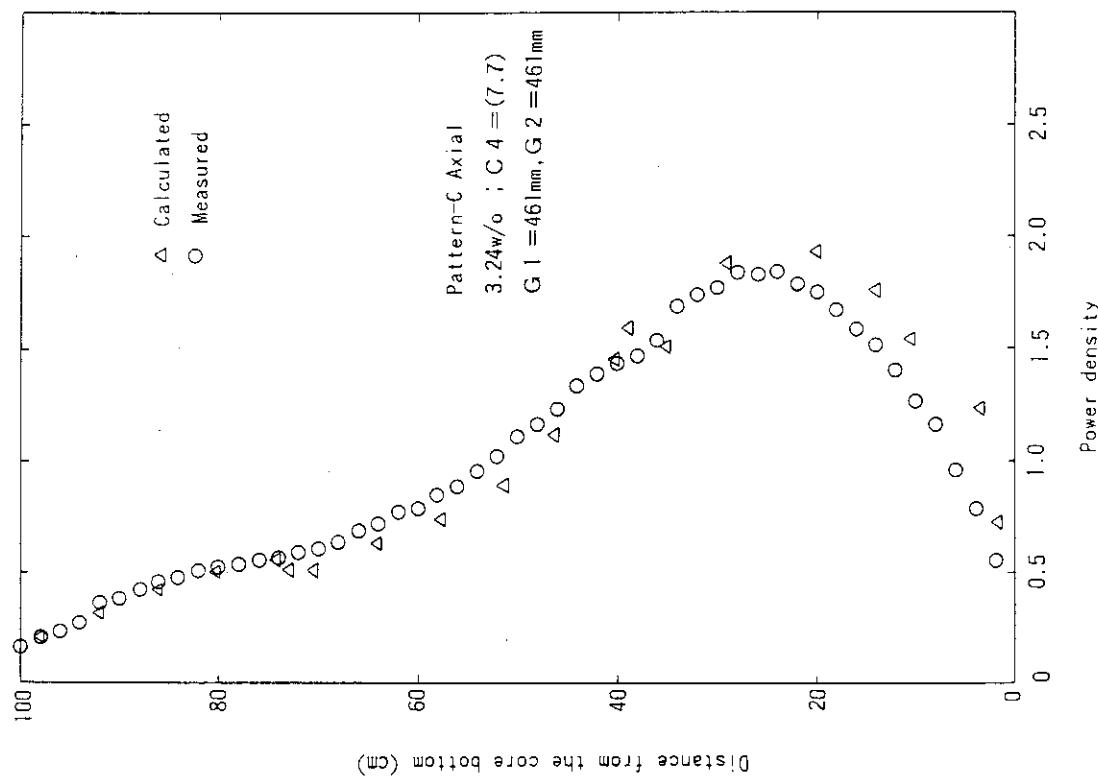


Fig. 9 「むつ」陸上臨界試験における軸方向出力分布の実測値と計算値の比較(1) (第1番燃料集合体)

9.2 実効増倍率の検証

「むつ」陸上臨界試験で測定された種々の臨界制御棒パターンのうち、Table 6 に示すパターンについてASSEMBLY-SHIP コードで作成された核定数を用い、STEADY-SHIP コードによって実行増倍率を求めた。その結果をTable 6 に併記する。

Table 6 「むつ」炉心陸上臨界試験における臨界制御棒パターンに対する実効増倍率計算結果

ケース	Run No.	制御棒引抜き位置(mm)		ボロン濃度 (ppm)	減速材温度	実効増倍率計算値 (k_{eff})
		G 1	G 2			
A	452~454	462.5	460.0	544	11.0~12.0	1.00111
B	430~432	200.0	0.0	371	14.0~15.0	1.00071
C	442~444	440.0	290.0	464	12.0	1.00071
D	—	全引抜	全引抜	881	12.8	1.00522

(註) G3, G4制御棒グループは何れのケースにおいても全引抜き状態。

ケース D のボロン濃度 881ppm は Run No. 471 (G1=950~1015mm, G2=全引抜き: ボロン濃度 866ppm) のデータより外挿した値。

Table 6 に示されるように、制御棒の全く挿入されていない炉心（ケース D）を含め、種々の制御棒パターンについて実行増倍率の計算精度に大きなばらつきがなく、いずれも充分な精度が得られている。

「むつ」出力上昇試験 [Phase-0] における温態零出力状態で、種々の臨界制御棒引き抜き位置が Table 7 のように調べられている。各々の制御棒パターンに対し、ASSEMBLY-SHIP コードによって作成された核定数を用い、STEADY-SHIP コードによって実行増倍率を求めた。その結果を Table 7 に併記する。全ケースを通じて実行増倍率の誤差は 0.4 %△の範囲内にあり、「むつ」炉心の冷態、温態の何れに対しても充分な精度が示されている。

Table 7 「むつ」出力上昇試験 [Phase - 0] における臨界制御棒パターンに対する実効増倍率計算結果

ケース	制御棒引抜き位置(mm)		実効増倍率計算値 (k_{eff})
	G 1	G 2	
1	4	606	0.99738
2	153	576	0.99685
3	199	551	0.99813
4	230	527	0.99849
5	252	499	0.99831
6	277	477	0.99896
7	296	451	0.99901
8	314	429	0.99908
9	332	407	0.99936
10	351	385	0.99973
11	368	368	0.99914

(註) G3, G4制御棒グループは何れのケースにおいても全引抜き状態。

10. 結 言

「むつ」燃料集合体内の非均質性を正確に取扱い、燃料集合体平均の少数组縮約核定数を燃焼度に依存させて作成する計算コードASSEMBLY-SHIP が開発された。

「むつ」炉心陸上臨界試験及び出力上昇試験[Phase-0]における実測値に基づいた検証計算の結果から、本コードの供給する核定数は十分な精度を有していると判断される。

謝 辞

ASSEMBLY-SHIPコード開発整備の過程で日本情報サービス株式会社の酒井友宏氏並びに大崎浩氏に多くの手助けを戴きました。また、本研究の実施にあたり、終始激励戴いた日本原子力研究所原子力船技術部の石塚信部長、同落合政昭試験課長に感謝致します。動力試験炉部の江連秀夫氏には、本稿の懇切なる閲読をしていただきました。

参 考 文 献

- (1) Dudek J. S., Joanou G. D. and Leshan E. J., "GAM-I : A Consistent Pl Multigroup Code for the Calculation of Fast Neutron Spectra and Multigroup Constants," GA - 1850 (1961).
- (2) ENDF/B Summary Document BNL - NCS - 17541 2nd edi. (1975).
- (3) Honeck H. C., "THERMOS : A Thermalization Transport Theory Code for Reactor Lattice Calculations," BNL - 5826 (1961).
- (4) Bateman H., Proc. Cambridge Phil. Soc. 15, 423 (1910).
- (5) Iijima S. and Yoshida T., "Fission Product Model for BWR Lattice Calculation Code," J. of Nucl. Sci. Eng. 19 [2], 96 (1982).
- (6) Naitoh Y. et al., "MGCL - PROCESSOR : A Computer Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL," JAERI-M 9396 (1981).
- (7) Fukai Y., "New Analytical Formula for Dancoff Correction for Cylindrical Fuel Lattices," Nucl. Sci. Eng. 9 (1961).
- (8) Naitoh Y., "Developement of a Three-Dimensional Neutron Diffusion Code Series by Leakage Iteration Method," JAERI-M 8238 (1979).
- (9) 日本原子力船開発事業団, "原子力船「むつ」炉心陸上臨界試験報告書" JNS-10 (1973).
- (10) 日本原子力船開発事業団, "原子力船「むつ」出力上昇試験報告書" JNS-13-2 (1974).
- (11) Ward W. Engle, Jr., "A User's Manual for ANISN: A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scatting," K-1693 (1967).

10. 結 言

「むつ」燃料集合体内の非均質性を正確に取扱い、燃料集合体平均の少数组縮約核定数を燃焼度に依存させて作成する計算コードASSEMBLY-SHIPが開発された。

「むつ」炉心陸上臨界試験及び出力上昇試験[Phase-0]における実測値に基づいた検証計算の結果から、本コードの供給する核定数は十分な精度を有していると判断される。

謝 辞

ASSEMBLY-SHIPコード開発整備の過程で日本情報サービス株式会社の酒井友宏氏並びに大崎浩氏に多くの手助けを戴きました。また、本研究の実施にあたり、終始激励戴いた日本原子力研究所原子力船技術部の石塚信部長、同落合政昭試験課長に感謝致します。動力試験炉部の江連秀夫氏には、本稿の懇切なる閲読をしていただきました。

参 考 文 献

- (1) Dudek J. S., Joanou G. D. and Leshan E. J., "GAM-I: A Consistent Pl Multigroup Code for the Calculation of Fast Neutron Spectra and Multigroup Constants," GA - 1850 (1961).
- (2) ENDF/B Summary Document BNL - NCS - 17541 2nd edi. (1975).
- (3) Honeck H. C., "THERMOS: A Thermalization Transport Theory Code for Reactor Lattice Calculations," BNL - 5826 (1961).
- (4) Bateman H., Proc. Cambridge Phil. Soc. 15, 423 (1910).
- (5) Iijima S. and Yoshida T., "Fission Product Model for BWR Lattice Calculation Code," J. of Nucl. Sci. Eng. 19 [2], 96 (1982).
- (6) Naitoh Y. et al., "MGCL - PROCESSOR: A Computer Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL," JAERI - M 9396 (1981).
- (7) Fukai Y., "New Analytical Formula for Dancoff Correction for Cylindrical Fuel Lattices," Nucl. Sci. Eng. 9 (1961).
- (8) Naitoh Y., "Developement of a Three-Dimensional Neutron Diffusion Code Series by Leakage Iteration Method," JAERI - M 8238 (1979).
- (9) 日本原子力船開発事業団, "原子力船「むつ」炉心陸上臨界試験報告書" JNS - 10 (1973).
- (10) 日本原子力船開発事業団, "原子力船「むつ」出力上昇試験報告書" JNS - 13 - 2 (1974).
- (11) Ward W. Engle, Jr., "A User's Manual for ANISN: A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering," K-1693 (1967).

10. 結 言

「むつ」燃料集合体内の非均質性を正確に取扱い、燃料集合体平均の少数组群縮約核定数を燃焼度に依存させて作成する計算コードASSEMBLY-SHIPが開発された。

「むつ」炉心陸上臨界試験及び出力上昇試験[Phase-0]における実測値に基づいた検証計算の結果から、本コードの供給する核定数は十分な精度を有していると判断される。

謝 辞

ASSEMBLY-SHIPコード開発整備の過程で日本情報サービス株式会社の酒井友宏氏並びに大崎浩氏に多くの手助けを戴きました。また、本研究の実施にあたり、終始激励戴いた日本原子力研究所原子力船技術部の石塚信部長、同落合政昭試験課長に感謝致します。動力試験炉部の江連秀夫氏には、本稿の懇切なる閲読をしていただきました。

参 考 文 献

- (1) Dudek J. S., Joanou G. D. and Leshan E. J., "GAM-I: A Consistent Pl Multigroup Code for the Calculation of Fast Neutron Spectra and Multigroup Constants," GA-1850 (1961).
- (2) ENDF/B Summary Document BNL-NCS-17541 2nd edi. (1975).
- (3) Honeck H. C., "THERMOS: A Thermalization Transport Theory Code for Reactor Lattice Calculations," BNL-5826 (1961).
- (4) Bateman H., Proc. Cambridge Phil. Soc. 15, 423 (1910).
- (5) Iijima S. and Yoshida T., "Fission Product Model for BWR Lattice Calculation Code," J. of Nucl. Sci. Eng. 19 [2], 96 (1982).
- (6) Naitoh Y. et al., "MGCL-PROCESSOR: A Computer Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL," JAERI-M 9396 (1981).
- (7) Fukai Y., "New Analytical Formula for Dancoff Correction for Cylindrical Fuel Lattices," Nucl. Sci. Eng. 9 (1961).
- (8) Naitoh Y., "Developement of a Three-Dimensional Neutron Diffusion Code Series by Leakage Iteration Method," JAERI-M 8238 (1979).
- (9) 日本原子力船開発事業団, "原子力船「むつ」炉心陸上臨界試験報告書" JNS-10 (1973).
- (10) 日本原子力船開発事業団, "原子力船「むつ」出力上昇試験報告書" JNS-13-2 (1974).
- (11) Ward W. Engle, Jr., "A User's Manual for ANISN: A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering," K-1693 (1967).

付録A 式(16)及び式(19)の導出

微積分型の輸送方程式は通常の記法を用いて

$$\left[\frac{1}{V} \frac{\partial}{\partial t} + \boldsymbol{\varrho} \cdot \nabla + \Sigma \right] \Psi(r, v, \boldsymbol{\varrho}, t) = q(r, v, \boldsymbol{\varrho}, t), \quad (\text{A } 1)$$

$$q = \int dv' d\boldsymbol{\varrho}' \Psi(r, v', \boldsymbol{\varrho}', t) \left[\Sigma_s(v', \boldsymbol{\varrho}' \rightarrow v, \boldsymbol{\varrho}) + \nu \Sigma f(v') \chi(v) / 4\pi \right] \\ + Q(r, v, \boldsymbol{\varrho}, t) \quad (\text{A } 2)$$

のようにかける。単位ベクトル $\boldsymbol{\varrho}$ に沿った座標を s とするとき、積分型輸送方程式

$$\Psi(r, v, \boldsymbol{\varrho}, t) = \int_0^\infty ds \exp(-\Sigma s) q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \quad (\text{A } 3)$$

が (A 1) 式を満足することは、(A 1) 式の右辺の演算子を

$$- \left[\frac{1}{V} \frac{\partial}{\partial t} + \boldsymbol{\varrho} \cdot \nabla \right] = \frac{d}{ds}$$

であらわし、これを (A 2) 式に作用させることで証明できる。即ち、

$$\begin{aligned} & \left[\frac{1}{V} \frac{\partial}{\partial t} + \boldsymbol{\varrho} \cdot \nabla \right] \int_0^\infty ds \exp(-\Sigma s) q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \\ &= \int_0^\infty ds \exp(-\Sigma s) \left[-\frac{d}{ds} q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \right] \\ & - \int_0^\infty ds \Sigma \exp(-\Sigma s) q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \\ &= \left[-\exp(-\Sigma s) q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \right]_{s=0}^{s=\infty} \\ & - \int_0^\infty ds \Sigma \exp(-\Sigma s) q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \\ &= q(r, v, \boldsymbol{\varrho}, t) - \Sigma \Psi(r, v, \boldsymbol{\varrho}, t). \end{aligned}$$

(A 3) 式で、全断面積 Σ が場所に依存する場合は $\exp(-\Sigma s)$ を

$$\exp \left[- \int_0^s ds' \Sigma(r - s'\boldsymbol{\varrho}) ds' \right]$$

で置き換えればよい。

いま、(A 3) 式の積分領域を閉曲面 S で囲まれた領域とその外側の無限に広がる領域に分割する。 S で囲まれた領域の内部の点 r から単位ベクトル $\boldsymbol{\varrho}$ の逆方向にのばした直線が曲面 S と交差するまでの距離を R とするとき (A 3) 式は

$$\begin{aligned} \Psi(r, v, \boldsymbol{\varrho}, t) &= \int_0^R ds \exp(-\Sigma s) q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \\ &+ \int_R^\infty ds \exp(-\Sigma s) q(r - s\boldsymbol{\varrho}, v, \boldsymbol{\varrho}, t - s/v) \quad (\text{A } 4) \end{aligned}$$

のよう書き換えられる。(A 4) 式右辺第2項は (A 1) 式より

$$\begin{aligned}
& \int_R^\infty ds \exp(-\Sigma s) \left(-\frac{d}{ds} + \Sigma \right) \Psi(r-s\varrho, v, \varrho, t-s/v) \\
&= \int_R^\infty ds \exp(-\Sigma s) \Sigma \Psi(r-s\varrho, v, \varrho, t-s/v) \\
&+ \left[\exp(-\Sigma s) \Psi(r-s\varrho, v, \varrho, t-s/v) \right]_R^\infty \\
&- \int_R^\infty ds \exp(-\Sigma s) (-\Sigma) \Psi(r-s\varrho, v, \varrho, t-s/v) \\
&= \exp(-\Sigma R) \Psi(r-R\varrho, v, \varrho, t-R/v)
\end{aligned}$$

のように変形されることから、結局、

$$\begin{aligned}
\Psi(r, v, \varrho, t) &= \int_0^R ds \exp(-\Sigma s) q(r-s\varrho, v, \varrho, t-s/v) \\
&+ \exp(-\Sigma R) \Psi(r-R\varrho, v, \varrho, t-R/v) \tag{A 5}
\end{aligned}$$

が得られる。

曲面 S 上の点 s' において領域の外向き (n を表面外向き法線方向の単位ベクトルとするとき, $(\varrho \cdot n) > 0$) の角中性子束は (A 5) 式と同様の形式

$$\begin{aligned}
\Psi(s', v, \varrho, t) &= \int_0^R ds \exp(-\Sigma s) q(s'-s\varrho, v, \varrho, t-s/v) \\
&+ \exp(-\Sigma R) \Psi(s'-R\varrho, v, \varrho, t-R/v) \tag{A 6}
\end{aligned}$$

のようにかける。

いま、表面 S 上で外向き及び内向きの角中性子束 Ψ_+, Ψ_- 、また外向き及び内向きの中性子流 J_+, J_- (スカラーラー量) を以下のように定義する。

$$\Psi_+(s', v, \varrho, t) = \begin{cases} \Psi(s', v, \varrho, t) & ; (\varrho \cdot n \geq 0) \\ 0 & ; (\varrho \cdot n < 0) \end{cases},$$

$$\Psi_-(s', v, \varrho, t) = \begin{cases} 0 & ; (\varrho \cdot n \geq 0) \\ \Psi(s', v, \varrho, t) & ; (\varrho \cdot n < 0) \end{cases},$$

$$J_+(s', v, t) = \int_{\varrho \cdot n \geq 0} d\varrho (\varrho \cdot n) \Psi_+,$$

$$J_-(s', v, t) = - \int_{\varrho \cdot n \leq 0} d\varrho (\varrho \cdot n) \Psi_-$$

また中性子束 $\phi(r, v, t)$ は角中性子束 $\Psi(r, v, \varrho, t)$ より

$$\phi(r, v, t) = \int_{\varrho} d\varrho \Psi(r, v, \varrho, t)$$

で与えられる。

ここで中性子散乱及び中性子源は実験室系で等方と仮定する。即ち、

$$\begin{aligned}
\Sigma s(v', \varrho' \rightarrow v, \varrho) &= (1/4\pi) \Sigma s(v' \rightarrow v), \\
Q(r, v, \varrho, t) &= (1/4\pi) Q_0(r, v, t).
\end{aligned}$$

これらの関係を (A 2) 式に代入すると

$$4\pi q = \int dv' d\Omega' \Psi(r', v', \Omega', t) \left[\Sigma s(v' \rightarrow v) + \nu \Sigma f(v') \chi(v) \right] + Q_0(r', v', t) \quad (A 7)$$

が得られる。さらに、領域表面で内向きの角中性子束 Ψ_- も等方であると仮定する。このとき内向き中性子流 J_- は、 $\Omega \cdot n = \cos \theta$, $d\Omega = d\omega \sin \theta d\theta$, $\pi/2 < \theta < \pi$ に注意すると、

$$\begin{aligned} J_- &= - \int_{\Omega \cdot n < 0} d\Omega (\Omega \cdot n) \Psi_- \\ &= - \int_0^{2\pi} d\omega \int_{\pi/2}^{\pi} d\theta \sin \theta (\cos \theta) \Psi_- = \pi \Psi_- \end{aligned}$$

のように Ψ_- の π 倍になっていることがわかる。さらに、 dr' , ds' を各々体積要素及び表面要素とするとき、

$$ds d\Omega = \frac{dr'}{|r' - r|^2}, \quad d\Omega = ds' \left(\frac{s' - r}{|s' - r|} \cdot n \right) \cdot \frac{1}{|s' - r|^2}$$

である。

以上により、(A 5) 式を全立体角にわたって積分すると

$$\begin{aligned} \phi(r, v, t) &= \int_v dr' \frac{\exp(-\Sigma|r' - r|)}{4\pi|r' - r|^2} q(r', v, t - |r' - r|/v) \\ &\quad + \int_s ds' \left(\frac{s' - r}{|s' - r|} \cdot n \right) \cdot \frac{\exp(-\Sigma|s' - r|)}{\pi|s' - r|^2} J_-(s', v, t - |s' - r|/v) \end{aligned} \quad (A 8)$$

が得られる。また、(A 6) 式に $\Omega \cdot n$ をかけて $\Omega \cdot n \geq 0$ の範囲で Ω について積分すると

$$\begin{aligned} J_+(s', v, t) &= \int_v dr' \left(\frac{s' - r'}{|s' - r'|} \cdot n \right) \cdot \frac{\exp(-\Sigma|r' - s'|)}{4\pi|r' - s'|^2} q(r', v, t - |r' - s'|/v) \\ &\quad + \int_s ds'' \left(\frac{s'' - s'}{|s'' - s'|} \cdot n' \right) \cdot \left(\frac{s' - s''}{|s' - s''|} \cdot n \right) \cdot \frac{\exp(-\Sigma|s'' - s'|)}{\pi|s'' - s'|^2} J_-(s'', v, t - |s'' - s'|/v) \end{aligned} \quad (A 9)$$

が得られる。

時刻 t に関する変数を省略し、(A 8) 式で

$$\begin{aligned} \frac{\exp(-\Sigma|r' - r|)}{4\pi|r' - r|^2} &\rightarrow p(r' \rightarrow r, E) \\ \left(\frac{s' - r}{|s' - r|} \cdot n \right) \cdot \frac{\exp(-\Sigma|s' - r|)}{\pi|s' - r|^2} &\rightarrow p(s' \rightarrow r, E) \end{aligned}$$

と置き換えるれば、(A 8) 式は本文の (1 6) 式と一致することがわかる。

同様に (A 9) 式で

$$\begin{aligned} \left(\frac{s' - r}{|s' - r'|} \cdot n \right) \cdot \frac{\exp(-\Sigma|r' - s'|)}{4\pi|r' - s'|^2} &\rightarrow p(r' \rightarrow s', E) \\ \left(\frac{s'' - s'}{|s'' - s'|} \cdot n' \right) \cdot \left(\frac{s' - s''}{|s' - s''|} \cdot n \right) \cdot \frac{\exp(-\Sigma|s'' - s'|)}{\pi|s'' - s'|^2} &\rightarrow p(s'' \rightarrow s', E) \end{aligned}$$

と置き換えるれば、(A 9) 式は本文の (1 9) 式と一致することがわかる。

付録B サンプル入力リスト

@INCLUDE .*, /MAP001, P

「物質領域マップ」及び「出力分布用物質領域マップ」

@ INCLUDE *, /MAC001, P

「巨視的断面積」

@ INCLUDE *, /C32U02C, P

「標準セル形状(燃料棒)」

```

* REGION NO GRID_SPACER BPR REGION
* *** ( FOLLOWER ) ***
*   1 1.6221E+00 6.9255E-04 3.8087E-04 0.0 NU-FISSION
*   1 2.1.0794E+00 4.4378E-03 5.5993E-04 0.0 NU-FISSION
*   1 3 1.2660E+00 4.2841E-03 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( FOLLOWER ) ***
*   2 1 1.6221E+00 6.9255E-04 3.8087E-04 0.0 NU-FISSION
*   2 2 1.0794E+00 4.4378E-03 5.5993E-04 0.0 NU-FISSION
*   2 3 1.2660E+00 4.2841E-03 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( CAN&BOX ) ***
*   2 1 1.7636E+00 2.9502E-04 5.2332E-02 0.0 NU-FISSION
*   3 2 6.5325E-01 1.6448E-03 9.7872E-02 0.0 NU-FISSION
*   3 3 2.8661E-01 2.1400E-02 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( CAN&BOX ) ***
*   3 1 1.7636E+00 2.9502E-04 5.2332E-02 0.0 NU-FISSION
*   4 2 6.5325E-01 1.6448E-03 9.7872E-02 0.0 NU-FISSION
*   4 3 2.8661E-01 2.1400E-02 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( FILLER ) ***
*   4 1 1.5530E+00 5.8477E-04 2.3605E-02 0.0 NU-FISSION
*   5 2 7.6045E-01 3.9099E-03 4.7730E-02 0.0 NU-FISSION
*   5 3 4.7558E-01 1.6242E-02 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( FILLER ) ***
*   5 1 1.6221E+00 6.9255E-04 3.8087E-04 0.0 NU-FISSION
*   6 2 1.5530E+00 5.8477E-04 2.3605E-02 0.0 NU-FISSION
*   6 3 7.0454E-01 3.0698E-03 4.7730E-02 0.0 NU-FISSION
*   6 4 4.7558E-01 1.4242E-02 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** 0.625 BY THERMAL CUT ***
* *** ( FOLLOWER ) ***
*   6 1 1.6221E+00 6.9255E-04 3.8087E-04 0.0 NU-FISSION
*   1 2 1.1008E+00 4.0563E-03 7.1722E-04 0.0 NU-FISSION
*   1 3 1.2633E+00 4.8483E-03 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( FOLLOWER ) ***
*   2 1 1.6221E+00 6.9255E-04 3.8087E-04 0.0 NU-FISSION
*   2 2 1.1008E+00 4.0563E-03 7.1722E-04 0.0 NU-FISSION
*   2 3 1.2633E+00 4.8483E-03 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( CAN&BOX ) ***
*   2 1 1.7636E+00 2.9502E-04 5.2332E-02 0.0 NU-FISSION
*   3 2 6.0724E-01 2.2855E-03 8.1590E-02 0.0 NU-FISSION
*   3 3 2.7135E-01 2.4215E-02 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( CAN&BOX ) ***
*   3 1 1.7636E+00 2.9502E-04 5.2332E-02 0.0 NU-FISSION
*   4 2 6.0724E-01 2.2855E-03 8.1590E-02 0.0 NU-FISSION
*   4 3 2.7135E-01 2.4215E-02 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( FILLER ) ***
*   4 1 1.5530E+00 5.8477E-04 2.3605E-02 0.0 NU-FISSION
*   5 2 7.3852E-01 3.9822E-03 3.7477E-02 0.0 NU-FISSION
*   5 3 4.7629E-01 1.6075E-02 0.0 0.0 NU-FISSION
* *** ( FILLER ) ***
*   5 1 1.5530E+00 5.8477E-04 2.3605E-02 0.0 NU-FISSION
*   5 2 7.3852E-01 3.9822E-03 3.7477E-02 0.0 NU-FISSION
*   5 3 4.7629E-01 1.6075E-02 0.0 0.0 NU-FISSION

```

@ INCLUDE *, /NDENSITY, P

「個数密度テーブル」

----- NUMBER DENSITY TABLE SPECIFICATION OF EACH TYPICAL CELL -----

* TABLE-01 ---- 3.24 W% U02. *

01 3 922350 7.30773E-4 922380 2.15621E-2

02 3 * TABLE-02 ---- 4.44 W% U02. *

02 3 922350 1.00062E-3 922380 2.12714E-2

* TABLE-03 ---- CLAD *

03 7 260000 5.86484E-2 240000 1.72110E-2

280000 8.31913E-3 270590 2.32889E-5

250550 1.33283E-3

* TABLE-04 ---- INNER CLAD-3.24 W/0 *

04 7 260000 6.56212E-03 220000 1.92573E-3

280000 9.30821E-04 270590 2.60578E-6

250550 1.49129E-02

* TABLE-05 ---- INNER CLAD-4.44 W/0 *

05 7 260000 7.11918E-05 220000 2.08920E-3

280000 1.00984E-03 270590 2.82638E-6

250550 1.61781E-04

* TABLE-06 ---- OUTER CLAD *

06 7 260000 5.53551E-02 220000 1.62387E-2

280000 7.84914E-03 270590 2.19732E-5

250550 1.25753E-03

* TABLE-07 ---- BP *

07 8 110230 1.59862E-03 140000 1.68632E-2

50100 8.85122E-04 50110 3.58510E-3

190000 1.85910E-05 80160 4.21420E-2

* TABLE-08 ---- 3.24 W% U02 & B.P

8 15 0922350 6.76618E-4 0922380 1.99583E-2

0260000 3.88945E-4 0240000 1.33990E-4

0280000 5.50981E-5 0270590 1.36244E-7

0250550 8.82744E-6 0110230 2.30566E-5

0050100 1.22767E-5 0050110 5.17153E-5

* TABLE-09 ---- 4.44 W% U02 & B.P

9 15 0922350 9.26194E-4 0922380 1.96892E-2

0260000 3.56383E-4 0240000 1.04524E-4

0280000 5.05230E-5 0270590 1.41436E-7

0250550 8.09442E-6 0110230 3.83778E-5

0050100 2.12520E-5 0050110 8.80817E-5

* TABLE-10 ---- 3.24 W% U02 & SPACER

10 4 0922350 6.76618E-4 0922380 1.99583E-2

2030000 1.90550E-3

* TABLE-11 ---- 4.44 W% U02 & SPACER

11 4

付録C サンプル出力リスト

```

++ ASSEMBLY-SHIPP ++
++ CALCULATIONAL CONDITION      BURN-UP STEP-0 BURN-UP 0.0      (MW/MTU)      DATE 87-07-30
++                                     ++
++ INPUT OPTION >
      CALCULATION OPTION = 2
      << ASSEMBLY ITERATION CONDITION >>
      LEAKAGE (LEAK)          LIMIT    EPS      OMEGA
      (ABSORPTION)           0.005000
      INNER (DIFFUSION)      0.001000
      OUTER (DIFFUSION)      0.000100  1.4000
      BUCKL (CRITICAL)       500     0.000100  1.2000
      40     0.000100
      << INPUT PARAMETER FOR BURN-UP CALCULATION >>
      ASSEMBLY LINEAR HEAT RATING (W/CM) : 1.15900E+04
      ASSEMBLY URAN MASS (G/CM) : 7.86402E+02
      ENERGY RELEASE PER FISSION (W/FISSION)
      U-235 : 3.09062E-11 PU-239 : 3.18035E-11
      U-238 : 3.10665E-11 PU-241 : 3.20919E-11
      << FEW GROUP STRUCTURE >>
      ENERGY : 10MEV-5.53KEV 5.53KEV-0.625EV 0.625EV-0EV
      X(E) : 1.00000E+00 0.0 0.0
      << NUMBER OF ENERGY GROUPS >>
      FAST ----- 92 GROUPS
      THERMAL --- 35 GROUPS
      MACRO OF INPUT REGION 1 TO 6
      << CELL INPUT OPTION DATA >>
      NO. CEL-ID : FUEL PELLLET : UNIT CELL : LEAKAGE-SPC : DANCOFF : H-KERNEL : MOD : CLAD : FUEL : DOPPLER
            : REGIONS : : OPTION : : OPTION : : TEMP : TEMP : TEMP : TEMP : TEMP : TEMP
      1 4.4%UO2A1: 1   : 3   : 0   : 0   : 1   : 5   : 2   : 2   : 2   : 547.4 K
      2 4.4%UO2B1: 1   : 3   : 0   : 0   : 1   : 5   : 2   : 2   : 2   : 547.4 K
      3 4.4%UO2C1: 1   : 3   : 0   : 0   : 1   : 5   : 2   : 2   : 2   : 547.4 K
      4 4.4%UO2D1: 1   : 3   : 0   : 0   : 1   : 5   : 2   : 2   : 2   : 547.4 K
      5 BPR-1 CL1: 3   : 5   : 0   : 0   : 1   : 5   : 2   : 2   : 2   : 547.4 K
      6 BPR-2 CL2: 3   : 5   : 0   : 0   : 1   : 5   : 2   : 2   : 2   : 547.4 K
      << INPUT BURN-UP DATA >>
      STEP NO. : 0
      B.U. LABEL : BOL
      INCREMENT : 0.0
      BORON PPM : 0.0
      WATER DEN. : 7.67995E-01
      IOPEBI : 1
      LIT MAX : 5
      LEAK OPTION : 0
  
```

** ASSEMBLY-SHIP **
** MESH MAP
++ BURN-UP STEP- 0 BURN-UP 0.0 (MM/D/MTU)
++ DATE 87-07-22

ASSEMBLY-SHIP ++
CELL GEOMETRYCAL DATA

BURN-UP STEP- 0 BURN-UP 0.0 (MWD/MTU) DATE 87-07-22

* INITIAL LOADING) (INITIAL CELL TYPICAL EACH IN DENSITIES NUMBER NUCLIDE *

NUCLIDE	D-2	B-10	0-16	AL-27	FE-NAT	ZR-90	XE-135	L.F.P.	SM-149	U-235
U-236	U-238	PU-239	PU-240	PU-241	PU-242	GD-155	GD-157	CR-NAT	MN-55	NI-NAT
U-233	HE-3	HE-4	BE-9	B-11	C-12	N-14	F-NAT	NA-23	MG-NAT	SI-NAT
CL-NAT	K-NAT	CA-NAT	TI-NAT	CO-59	CU-NAT	KR-80	KR-83	NB-93	MO-99	MO-99
TC-99	RU-101	RU-102	RU-105	RU-105	RH-103	RH-105	RH-105	PD-107	PD-108	AG-107
AG-109	CD-113	CD-113	IN-113	IN-113	IN-115	I-131	I-135	XE-133	CS-133	CS-134
CS-355	PR-143	ND-143	ND-145	ND-145	ND-147	PM-147	PM-148	PM-149	PM-151	SM-147
SM-148	SM-150	SM-151	SM-152	EU-152	EU-153	EU-154	EU-156	GD-154	GD-156	GD-158
TA-181	AU-197	TH-232	PA-233	U-234	NP-237	PU-238	AM-241	AM-243	AM-244	ZR-2

** TYPICAL CELL 1 **

++ ASSEMBLY-SHIP ++
++ NEUTRON BALANCE AND MACROSCOPIC EDIT.

BURN-UP STEP- 0 BURN-UP 0.0 (MW/MTU) DATE 87-07-22

EDIT CASE- 1 : 7 TO 72

NEUTRON BALANCE IN THE EDITTED REGION. : VOLUME = 1.36125E+02

GAIN :	GROUP	FLUX*VOLUME	NU*FISSION	SLOWING DOWN	TOTAL GAIN
1	1.90899E+01	8.81370E-02	0.0	9.99905E-01	
2	7.32408E+00	1.17948E-01	6.99647E-01	6.99637E-01	
3	5.40334E+00	7.93918E-01	4.96031E-01	4.96031E-01	
TOTAL					

LOSS :	GROUP	FLUX*VOLUME	ABSORPTION	REMOVAL	AXIAL LEAKAGE	RADIAL LEAKAGE	TOTAL LOSS
1	1.90899E+01	5.96552E-02	6.99647E-01	1.34138E-01	1.06481E-01	1.00001E+00	
2	7.32408E+00	1.94007E-01	4.96031E-01	2.14173E-02	-1.17444E-02	6.99710E-01	
3	5.40334E+00	5.41224E-01	0.0	0.0	-4.51949E-02	4.96029E-01	
TOTAL				1.55655E-01	4.95420E-02	2.19575E+00	

AVERAGED MACROSCOPIC CROSS SECTIONS.

GROUP	DIFFUSION	ABSORPTION	REMOVAL	AXIAL BUCKLING	4.35646E-03
1	1.59748E+00	3.12205E-03	3.66500E-02	1.64882E-03	4.61693E-03
2	6.99232E-01	2.64389E-02	6.77259E-02	6.65587E-03	1.61041E-02
3	3.29925E-01	1.00165E-01	0.0	6.07454E-02	1.46931E-01
TOTAL					1.16070E-01

AVERAGED MACROSCOPIC CROSS SECTIONS WHEN THERMAL CUT IS 0.625 EV.

GROUP	DIFFUSION	ABSORPTION	REMOVAL	FISSION	NU*FISSION	K-INF	AGE
1	1.59748E+00	3.12205E-03	3.66500E-02	1.64882E-03	4.61693E-03	1.16070E-01	
2	6.37501E-01	2.68550E-02	5.58801E-02	7.62319E-03	1.84436E-02	2.06196E-01	
3	3.05996E-01	1.18382E-01	0.0	7.26918E-02	1.75828E-01	2.20570E-01	
TOTAL						1.24284E+00	

++ ASSEMBLY-SHIP ++
++ GEOMETRICAL DATA.

BURN-UP STEP- 0 BURN-UP 0.0 (MW/MTU) DATE 87-07-22

* TYPICAL CELL GEOMETRY FOR THERMAL SPECTRUM CALCULATION *

++ TYPICAL CELL 1 ++

THICK (CM)	POINT	VOLUME (CC)	R-INNER (CM)	R-OUTER (CM)	PAGE
REGION 1	4.86500E-01	TOTAL 9.17974E-03	0.0	5.40555E-02	
	1	7.34379E-02	1.08111E-01	1.62167E-01	
	2	1.46876E-02	2.16222E-01	2.70228E-01	
	3	2.20314E-01	3.24333E-01	3.78399E-01	
	4	2.03752E-01	4.32444E-01	4.86500E-01	
REGION 2	4.00000E-02	TOTAL 6.23919E-01	1.37297E-01	5.06500E-01	
	6	6.49052E-02	4.96500E-01	5.26500E-01	
REGION 3	3.19784E-01	TOTAL 1.37914E-00	5.16500E-01		
	8	2.84548E-01	5.66473E-01	6.06446E-01	
	9	3.24706E-01	6.46419E-01	6.86332E-01	
	10	3.64864E-01	7.26361E-01	7.66338E-01	
	11	4.05022E-01	8.06311E-01	8.46284E-01	
CELL TOTAL				2.25000E+00	

++ ASSEMBLY-SHIP ++
 ++ TYPICAL CELL SUMMARY DATA.

	BURN-UP STEP-	0	BURN-UP	0.0	(MW/MTU)	DATE
* TYPICAL CELL 1 (4.4ZU02A) : MAT NO. 13 IN ASSEMBLY. LIT-COUNT 5						PAGE 1
GROUP 1 D ABSORPTION REMOVAL NU-FISSION K-INF SOURCE AXL-LEAK EQ-BUCKL CELL-FLX	1.5737E+00	3.3406E-03	3.7221E-02	4.9884E-03	1.12249 1.6777E-02 2.1971E-03 1.6450E-03 7.7363E-03 1.4173E-01	
GROUP 2 D ABSORPTION REMOVAL NU-FISSION K-INF SOURCE AXL-LEAK EQ-BUCKL CELL-FLX	6.5578E-01	2.7630E-02	6.7766E-02	1.7332E-02	0.16869 1.1890E-02 3.4826E-04 3.6329E-05 4.7668E-03 5.4082E-02	
GROUP 3 D ABSORPTION REMOVAL NU-FISSION K-INF SOURCE AXL-LEAK EQ-BUCKL CELL-FLX	3.3184E-01	9.5271E-02	0.0	1.5600E-01	1.06277 8.1245E-03 0.0 1.0055E-03 5.0000E-03 3.3210E-02	
TOTAL					1.35394	
*** CELL AVERAGE ***						
GROUP 1 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	1.5737E+00	3.3406E-03	3.7221E-02	4.9884E-03	1.7711E-03 4.9684E-03	
GROUP 2 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	6.5578E-01	2.7630E-02	6.7766E-02	1.7332E-02	7.1739E-03 1.7352E-02	
GROUP 3 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	3.3184E-01	9.5271E-02	0.0	6.4495E-02	1.5600E-01	
*** 0.625 EV THERMAL CUT ***						
GROUP 1 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	6.2666E-01	2.7540E-02	5.4866E-02	8.2590E-03	1.9856E-02	
GROUP 2 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	3.0724E-01	1.1402E-01	0.0	7.7775E-02	1.8812E-01	
*** FUEL REGION ***						
GROUP 1 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	1.2899E+00	9.4863E-03	1.3519E-03	5.3684E-03	1.5034E-02	
GROUP 2 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	6.5865E-01	7.9932E-02	2.1777E-03	2.1708E-02	5.2508E-02	
GROUP 3 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	5.0330E-01	2.7720E-01	0.0	2.1444E-01	5.1870E-01	
*** 0.625 EV THERMAL CUT ***						
GROUP 1 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	6.6755E-01	7.8659E-02	1.9433E-03	2.4855E-02	6.0119E-02	
GROUP 2 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	4.5775E-01	3.4125E-01	0.0	2.6539E-01	6.4194E-01	
*** CLAD + MODERATOR ***						
GROUP 1 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	1.7748E+00	3.0712E-04	5.4925E-02	1.5887E-16	4.7190E-16	
GROUP 2 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	6.5438E-01	1.8146E-03	9.8646E-02	1.5855E-15	4.3158E-15	
GROUP 3 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	2.8943E-01	1.7022E-02	0.0	2.0929E-14	5.7132E-14	
*** 0.625 EV THERMAL CUT ***						
GROUP 1 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	6.0829E-01	2.3303E-03	8.0965E-02	1.5792E-15	4.2926E-15	
GROUP 2 D ABSORPTION REMOVAL FISSION NU-FISSION	2.7039E-01	1.9831E-02	0.0	2.5973E-14	7.0927E-14	
++ ASSEMBLY-SHIP ++ ++ DETAIL ITERATION DATA.				BURN-UP STEP- 0 BURN-UP	0.0	(MW/MTU)
						DATE 37-07-22
* AXIAL BUCKLING ITERATION *				LIT-COUNT 5		
GUESS VALUE FOR AXIAL BUCKLING = 4.35646E-03						
TARGET EIGENVALUE = 1.00000E+00						
MAXIMUM NUMBER OF TRIALS = 40						
CRITERION = 1.00000E-04						
ACCOUNTING OF 1-TH TRIAL BSQ= 4.35646E-03 OUTER 1 RESID 1.00010E+00 K-EFF 1.00010E+00 INNER ITERATION : 29 TRIALS OUTER 2 RESID 9.9999E-01 K-EFF 1.00010E+00 INNER ITERATION : 1 TRIALS						
* AXIAL BUCKLING ITERATION CONVERGED AFTER 1 TRIALS. BSQ= 4.35646E-03 K-EFF= 1.00010E+00						