

JAERI-M

9781

熱中性子炉体系標準核設計コードシステム：
S R A C によるベンチマーク計算

1981年11月

土橋敬一郎・秋濃藤義・永岡芳春・石黒幸雄

JAERI-M9781正誤表

頁-ジ	行 (上から)	誤	正
3	4	熱中性領域	熱中性子領域
26	6	$\sigma_0 = \frac{1}{N} \sum_{j \in \text{fuel}} k_j N_j \sigma_{0j}$	$\sigma_0 = \frac{1}{N} \sum_{j \notin \text{fuel}} k_j N_j \sigma_{0j}$
49	7	Be rens	Behrens
60	2	制御盤	制御板
・	24	引き抜いた	引き抜いた
76	15	JENEI-2	JENDL-2
・	・	熱中性炉	熱中性子炉

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M 報告として、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）まで、お申しこしく下さい。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research work 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.

熱中性子炉体系標準核設計コードシステム：SRAC による
ベンチマーク計算

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部
土橋敬一郎・秋濃 藤義・永岡 芳春⁺・石黒 幸雄

(1981年10月15日受理)

東海研究所に昭和53年6月に設置された熱中性子炉体系標準コードシステム検討会の下原子炉核設計ワーキング・グループで開発してきた熱中性子炉体系標準核設計コードシステムSRACの現状がまとめられている。

まず、これまでのSRACシステムの開発経過及びその概要が記述され、次いで、SRACシステムを使って行われたベンチマーク計算結果の検討がなされている。TCA, JMTRC, DCA及びSHEの熱中性子炉体系に対するベンチマーク計算結果は、本システムがこれらの k_{eff} を精度良く予測することを示している。また、研究炉の低濃縮化に関するIAEAベンチマーク問題の計算結果は、ANLの結果と良い一致がみられる。さらに速中性子領域群定数評価のための高速炉系ベンチマーク計算結果も示されている。

⁺ 大洗研究所材料試験炉部

Benchmark Calculations by the Thermal Reactor
Standard Nuclear Design Code System SRAC

Keiichiro TSUCHIHASHI, Fujiyoshi AKINO,
Yoshiharu NAGAOKA⁺ and Yukio ISHIGURO

Division of Reactor Engineering ,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received October 15, 1981)

This report summarizes the present status of the thermal reactor standard nuclear design code system SRAC developed by the nuclear design working group of the JAERI thermal reactor standard code committee which was started on July 1978.

Descriptions are given at first on the brief introduction and the process of development of the code system SRAC, and then, the several benchmark tests performed to evaluate the performance of the code system.

The results show the good predictions of the experimental keff values of the critical facilities; TCA for LWR, JMTRC for JAERI MTR, DCA for the Japanese Advanced Thermal Reactor and SHE for VHTR. A trial to the IAEA benchmark calculations on the Reduction of uranium Enrichment of Research and Test Reactors yields satisfactory agreements with the results of ANL. Another test to evaluate the fast group constants was also attempted by tracing the fast reactor benchmark problems which have been used to evaluate nuclear data file in the FBR reactor physics field.

Keywords : Thermal Reactor, Nuclear Design Code System, **Benchmark** Calculation, LWR, MTR, Advanced Thermal Reactor, VHTR, Fast Group Constants.

+ Division of JMTR Project, Oarai Research Establishment, JAERI

目 次

1. 序 論	1
2. SRACシステムの概要	3
2.1 PDSファイルによる群定数ライブラリーの収容	4
2.2 熱中性子領域群定数ライブラリー	4
2.3 速中性子領域群定数ライブラリー	5
2.4 共鳴パラメータ及びMCROSSライブラリー	5
2.5 手法の開発及びサブプログラムの整備・改良	5
2.6 システム・フロー	6
2.7 SRACシステムの改良	6
3. 核設計コード(SRAC)システムの評価	25
3.1 TCA(軽水系)のベンチマーク計算	25
3.2 JMTRCのベンチマーク計算	32
3.3 DCA初期炉心の臨界計算	46
3.4 SHE体系(黒鉛減速炉)のベンチマーク計算	52
3.5 研究炉の低濃縮化に関するIAEAベンチマーク計算	59
3.6 速中性子領域群定数評価のための高速炉系ベンチマーク計算	73
4. 結 言	76
謝 辞	76
参考文献	78

Contents

1	Introduction	1
2	Outline of SRAC Code System	3
	2.1 Use of PDS Files for Group Constant Libraries	4
	2.2 Thermal Neutron Group Constant Library.....	4
	2.3 Fast Neutron Group Constant Library	5
	2.4 Resonance Parameters and MCROSS Library.....	5
	2.5 Development of Method and Modification of Subprograms.....	5
	2.6 Data Flow.....	6
	2.7 Recent Modification of SRAC Code System.....	6
3	Evaluation of SRAC Code System	25
	3.1 Prediction of TCA Experiments.....	25
	3.2 Prediction of JMTRC Experiments	32
	3.3 Prediction of DCA Initial Criticality	46
	3.4 Prediction of SHE Experiments.....	52
	3.5 IAEA Benchmark Calculations on RERTR Program.....	59
	3.6 FBR Benchmark Calculations for Evaluation of Fast Neutron Group Constants	73
4	Conclusion	76
	Acknowledgements.....	76
	References.....	78

1. 序 論

最近、ハードの面ばかりでなく、ソフトの分野でも“標準化”が必要だとされている。原研内でも、核設計や炉物理計算で使っている“データ及び手法”が、各研究室でそれぞれ異なり、安全審査等の時点で厄介な問題が提起される場合があると言われてきた。このため、熱中性子炉体系の設計計算コードシステムの標準化を目指して、“熱中性子炉体系標準設計コードシステム検討会”が昭和53年6月に東海研究所に設置された。以来、原子炉の安全審査、多目的高温ガス炉の詳細設計、研究炉の改造計画及び核エネルギー戦略の確立等の作業のためには、種々のタイプの熱中性子炉に共通して使用できる信頼度の高い“データと手法”の標準化が不可欠であるとして、3つのワーキング・グループを設置して作業を進めてきた。ここで、標準化作業を進めるとは、“今日の技術水準に照らした見直しを行いその開発を一層進めるには、これを一元的に管理することにより、開発効率を高めかつ汎用化すること”であるとされている。

本報では、まず熱中性子炉体系標準コードシステム検討会の下に設けられた原子炉核設計ワーキング・グループが、これまで開発してきた熱中性子炉体系標準核設計コード(Standard Reactor Analysis Code ; SRAC)システムの概要について述べる。なお、このSRAC システム開発の作業経過は、Table 1 に簡単に示されている。また、このSRAC システムを用いて55年度後半に行われたベンチマーク計算結果についても報告する。今回のベンチマーク・テストの目的は、本来の意義から多少はずれるが、多数の利用者の使用から期待される、1)虫取り、2)入出力の使い易さ・見易さ及び出力量の過不足の検討、3)システム機能の充実度の検討、4)種々の計算モデルの精度の相互比較、及び5)本来の意味のベンチマーク・テストで多種・多様の実験値との比較においてシステムの精度及び機能を明確に把握することであった。

Table 1 Development process of the SRAC

昭和53年度			昭和54年度				昭和55年度				昭和56年度			
10	12	2	4	6	8	10	12	2	4	6	8	10	12	2
熱中性子多群定数コードの作成 (一次元データ)			◎燃焼計算部分の結合											
散乱核コードの改良			◎システム機能の充実・改良 ◎ベンチマーク・テスト (核設計グループ) ◎テスト結果のまとめ ◎コードシステムの入出力の改良・修正 ◎燃料燃焼チェーン・データの作成 ◎詳細計算のためのPEACOおよびMCROSSの組み込み ◎ファイナル使用の最適化 ◎熱中性子領域・ライブラリー作成コード群の整理 ◎IAEA研究炉低濃縮化ベンチマーク											
速中性子領域群定数コードの改良			◎ハブリック・ライブラリーの作成 ◎速中性子領域・群定数のライブラリー化 ◎衝突確率計算サブプログラムパッケージの作成 ◎中性子スペクトル計算および群定数平均コードの作成 ◎共鳴遮蔽因子内挿コードの作成											
共鳴領域群定数コードの改良			◎SNおよび拡散コードの整備 ◎コード群のシステム化											
			◎JRR-3改造計画のための核設計 ◎詳細設計											

2. SRAC システムの概要

このSRACシステムの開発に際しては、次のような基本的な姿勢でシステム化に取り組んできた。

I. 原研で開発され精度が評価された手法を積極的に組み込んで特色を持たせた。即ち、

i) 種々の幾何形状に対する衝突確率計算コード群(14個)¹⁾を組み込み、速中性子及び熱中性領域のセル計算、超詳細群共鳴領域スペクトル或はDancoff係数計算に適用した。

ii) 高速炉特性解析法の研究で開発された共鳴領域遮蔽因子計算法($f(\sigma_0, T)$)テーブル法によるJAERI-Fast Setの作成^{2),3)}を取り入れ、速中性子領域の実効断面積計算の簡便法として採用した。

iii) 非均質系での共鳴吸収を扱う簡便法としてIR法⁴⁾を取り入れ、 σ_0 の評価及び二重非均質性の考慮⁵⁾に用いると共に、高精度の共鳴領域超詳細スペクトル・コード⁶⁾も組み込んだ。

II. 多様な使い方に耐えるように汎用性を持たせ、精度検証のための高精度の手法及び短い計算時間を目標とした簡便法が共に使えるように設計した。即ち、システム内で適当にエネルギー群数、空間領域数、計算モデル等を選択することによって、目的に適応した計算が容易に可能であるように設計された。

i) 汎用性 あらゆる型の動力炉、研究炉の格子の幾何形状を最も少ない近似で取り扱うことができる。熱中性子のオプションをスキップするだけで高速炉の格子計算もできる。

ii) 高精度 十分なエネルギー群数をもつとともに、共鳴積分については、異なる共鳴核種が混在する場合や、制御棒や可燃性毒物のような強い吸収体によって中性子場が乱される場合にも精度を落さずに計算できる。また使用される衝突確率は数値積分によるもので、利用者は常にその精度をコントロールできる。

iii) 合理性 中性子エネルギーを4領域に分け、それぞれの領域で重要な反応は精度よく計算する反面、不必要な計算はスキップすることができる。また、炉型や必要とされる精度に応じて、エネルギー・メッシュや空間分割を粗くして、計算時間の短縮を図ることができる。

iv) 短い計算時間 PDSファイルの採用により、ライブラリからのデータの検索が容易であり、予め散乱マトリックスが用意されていること、計算に先立ってライブラリの群構造を縮約できること、共鳴積分の簡便計算には精度のよいIR法を採用することにより、短い時間で一連の計算を行うことが可能である。

v) 二重非均質性の取扱い 軽水炉の制御棒チャンネル、HTGRの被覆粒子燃料、MTR型燃料体の燃料板とチャンネル・ボックス等のように幾何形状が複雑で解析できないか、あるいは計算時間が膨大にかかる問題に対しては、まず微視的非均質性について格子計算を行い、その領域に対する均質化断面積を用意し、これを用いて巨視的非均質性を解くという手段が、格子計算の入出力の巨視的断面積のエネルギー群構造と型式を共通にすることにより容易に達成される。

2.1 PDSファイルによる群定数ライブラリーの収容

53年度には、群構造の決定、核設計に必要な重要核種の選択、共鳴領域の多群定数取扱い方の決定等を行って、熱中性子炉標準体系コードSRACシステムの群定数ライブラリーの作成法の検討及び作成に必要なコードの改良が行われた。決定された群定数のライブラリーの概念に従って、54年度前半には、作成作業が完了し所定の形式に従ってテーブル化が行われた。採用された群構造は、Table 2 に示されている。

核データ・ライブラリーについては、JENDL-1, 2は元来高速炉用に評価・収集されたもので、熱中性子炉システム用の群定数ライブラリーを作成するには収納されている核種数が充分ではなく、JENDLのみで閉じた群定数セットの作成は不可能であった。定められた3年計画のスケジュールに従ってSRACシステムを完成させるためには、ENDF/B-III（熱中性子散乱法則）及びENDF/B-IV⁸⁾を使用せざるを得なかった。

当初の計画では、群定数ライブラリーは、データの検索を容易にするためにDATA POOL⁹⁾を使用する予定であった。しかし、DATA POOLは、標準コードシステムの計画以前に計算センターで独自に設計されプログラム化されたものであるため、SRACシステムの目的のためには充分の機能を有しているとは言えなかった。それゆえ、DATA POOLの完成を待つ間にSRACシステムの作業を円滑に進めるため、PDSファイル⁷⁾を一時的に用いることになった。

DATA POOLにおける樹枝構造のノードの代りに、英数字(0~9, A~Z; 計36文字)を8字まで使ってMember名を形成するように決められた。8文字の内訳は、Table 3 に示してある。このTableで、3文字から成る(ZA)のうちZが1文字で表わされるものは、0(ゼロ)を埋めることになっている。Natural abundanceを表わす場合は、Aとして(N)を埋める。

群定数ライブラリーには2種類あり、1つはPublic(P)ライブラリーで、他方はUser(U)ライブラリーである。Pライブラリーは、SRACシステムもとのライブラリーであり、Uライブラリーは、Pライブラリーから必要な核種の選択及び適当な群数へ縮約後、当システム利用者の固有のライブラリーとして使用するものである。

2.2 熱中性子領域群定数ライブラリー

熱中性子ライブラリーは、4.0 eV以下のエネルギー48群に対する固定長のマトリックスからなる。減速材については、種々の温度について与えられた $S(\alpha, \beta)$ に対応して散乱マトリックスが用意される。また、Graphite, Metallic Be, BeOのような結晶構造をもつ減速材については、HEXSCATによって計算されたCoherent 弾性散乱断面積が加えられる。Table 4 には化学結合状態を表わすシンボルの物理的な説明が与えられている。熱中性子エネルギー範囲に共鳴をもつ核種については、吸収及び核分裂断面積に対してSelf-shielding factor のテーブルが用意される。このような核種については、散乱マトリックスは温度依存性のない値が代表として与えられる場合もある。それぞれの収容核種に関するPDS Member名(8文字)とMATRIX, CAPTURE, FISSION, F-TABLEの有無及び温度がTable 5 に示されている。このTableにおいて、T = 1~10に相等する温度は300, 350, 400, 450, 500, 550, 600, 900, 1200, 1600 °Kとした。縮約のための重みは、一括して核種に関係なく、上記の温度に対す

るMaxwell分布+1/Eスペクトルが使用される。なおENDF/B-IVに収容されていないHfの捕獲断面積については、最新の測定値を利用した評価作業が進められており、近くAEEWの評価値との比較検討の後、ライブラリーに収容される予定である。

2.3 速中性子領域群定数ライブラリー

Table 3 に示されている構造に従って56核種について、速中性子領域のライブラリーがPDSファイルに収容された。収容核種等については、Table 6 を参照されたい。

2.4 共鳴パラメータ及びMCROSSライブラリー

SRACシステムでは、通常共鳴領域の実効断面積の計算は中間的取扱⁵⁾法に基づいて共鳴遮蔽因子からTable-look-up法で計算される。このために必要な共鳴パラメータは、Table 3 の約束に従って、速中性子領域のライブラリーに収容されている。Table 6 でIRES=1と指定された核種は、共鳴パラメータが与えられているものである。以下で述べるように、共鳴パラメータは一般には多準位公式¹⁰⁾が用いられる形で与えられている。

SRACシステムには、20,000点から成る超詳細エネルギー群を用い衝突確率法で厳密に共鳴領域を取扱うことができるようなoptionも用意されている。このために必要な超詳細エネルギー群の共鳴断面積ライブラリーは、MCROSSコード¹¹⁾を用いて問題の温度ごとにテーブル化される。Table 7 は共鳴領域の超詳細群構造を示す。この際の共鳴断面積の表示には、一般には多準位公式¹⁰⁾が用いられ、必要なエネルギー範囲($E \leq 130.07 \text{ eV}$)にわたって共鳴パラメータが用意されている。 $E \geq 130.07 \text{ eV}$ では、高速炉の解析で通常用いられるNR近似に基づく手法が使われる。

2.5 手法の開発及びサブプログラムの整備・改良

SRACシステムの通常の簡便法を用いるフローでは、各組成の多群マクロ断面積は共鳴遮蔽因子を使って求められる。まず、この遮蔽因子の内挿に対して、高速炉解析の分野で開発されたSpline fitting¹²⁾に基づく新しい手法¹²⁾が取り入れられた。この手法を用いて、速及び熱中性子領域マクロ断面積を計算するコードMACROF及びMACROTが作成された。また、Publicライブラリーの多群定数と荷重スペクトルを用いて、縮約された小数群のUserライブラリーを作るコードUSERFL及びUSERTLも作成された。更に、熱中性子炉で重要共鳴領域において、HTGRの被覆粒子燃料可燃性毒物棒の粒子効果や軽水炉の制御棒チャンネル等を扱う際の二重非均質性に対して、中間的取り扱い法⁵⁾(IR法)に基づく手法⁵⁾が開発され、サブプログラムIRAとしてコード化された。一方、共鳴領域を衝突確率法を用いて厳密に解くプログラムPEACO⁶⁾とその超詳細ライブラリーを作成するプログラムMCROSS¹⁰⁾もSRACシステム用に改良された。

上記共鳴領域における実効断面積の計算及び多群スペクトル計算のために、これまで作成された14個の衝突確率計算サブプログラムを、システム化する上で使いやすい形にまとめ、1つのサブプログラム・パッケージが作られた。この中には、54年度に新しく同心多重立方格子に対して開発されたものが含まれている。このパッケージを用いて、多領域系でスペクトル計算を行うPIJ3も作

成された。

原子炉体系全体や燃料格子内で拡散あるいは輸送計算を行うために、拡散及び S_N コードのシステムへの組み込み作業も行われた。すなわち、 S_N コードではANISN(1次元)とTWOTRAN(2次元)、拡散コードにおいてはTUD(1次元)とCITATION(2,3次元)を繰り込むための作業が終了した。

2.6 システム・フロー

多数の多体コードをシステム内に組み込む作業が進行する間に、システムの計算フロー自身に修正・改良が重ねられ、かつ詳細化されてきた。55年度末の時点の計算フローがFig. 1に示されている。さらに、フローをたどる上で必要なブランチに関するオプションはTable 8のようにまとめられた。このフローは、今後大幅に変更されることはないと考えられている。

2.7 SRACシステムの改良

I. 群定数ライブラリーの整備

SRACシステムの群定数ライブラリーの第一版は、54年度中に一応完成し、後述するコード・システムの評価のためのベンチマークの計算に使用された。その結果を反省し、将来、拡大するユーザーの利用を考慮して第二版とも云うべき、群定数ライブラリーが作成された。主な改良点を次に列挙する。

A. 高速中性子群定数ライブラリー

A.1 核種によっては、熱中性子炉体系の解析には影響ないと考えられる遮蔽因子のうちで、その値が1に近いものを表から切りつめたが、高速炉系にも応用されることを考慮して、JFS-IIセットと同じ範囲まで採用した。

A.2 重い核種の共鳴遮蔽因子を、IR法が正確に用いられるように、減速材核種にNR近似を施した減速方程式で計算し直した。

A.3 銀、インジウム、ハフニウム等の中重核種の共鳴パラメータを追加して、これらを用いて制御棒の共鳴積分を正確に計算できるようにした。

B. 熱中性子群定数ライブラリー

B.1 減速材として用いられる核種については、散乱断面積の P_1 成分を用意して、 S_N コードによる非等方散乱の計算を可能にした。

B.2 カットオフ・エネルギーを4.0 eVまで上げて計算できるように、全核種の散乱マトリックスを再計算した。

さらに、高速及び熱中性子ライブラリーを通じてLumped FP, ^{113}In , ^{115}In 等いくつかの核種が追加され、56年度に予定されている燃焼計算に備えた。

II. コードの整備及び機能の追加

1) 3次元コードの組み込み

拡散一次元コード、 S_N 一次元コードに加えて、本年度は3次元拡散コードCITATION及び2

次元 S_N コード TWOTRAN が組み込まれ、一貫したセル計算や炉心計算が可能になり、開発当初より予定された機能がほぼ充足されることになった。

2) 動特性パラメータの計算

動特性パラメータのうち、温度係数、ボイド係数や制御棒効果等は、入力条件を変えた複数ケースの計算結果の差から求められる。中性子寿命や実効遅発中性子分率の計算は、中性子束や随伴中性子束を重みにして、核分裂断面積や静的パラメータの計算には要求されなかった遅発中性子についての群定数を処理する必要がある。このためのプログラムが作成され、後述の国際ベンチマーク計算に利用された。

3) B_1 及び P_1 近似による組成別の拡散パラメータの計算

等方散乱を仮定する格子計算や炉心計算のために必要な輸送断面積や拡散係数は、従来は全断面積から P_1 成分を差し引くプロセスで求められていた。新たに軽い核種に対して有効な P_1 近似に基づく

$$\sigma_{tr}(E) = \sigma_0(E) - \frac{\int \sigma_1(E' \rightarrow E) J(E') dE'}{J(E)}$$

の公式で求めるオプションが追加された。ここで $J(E)$ は均質に混合されたと仮定して B_1 或は P_1 近似で求められた中性子束分布の P_1 成分である。高速中性子領域での拡散パラメータの改善が期待できる。

4) ライブラリー作成プログラムの確立

SRACのライブラリーはこれまで、ad-hoc なプログラムにより段階的に計算したものを収集するという方法で作成してきたが、本節の I に述べた整備を行うのをきっかけとして Fig. 2 に示すようなライブラリー作成コードシステムを完成させた。このシステムは高速中性子ライブラリー作成と熱中性子ライブラリー作成とに別れている。

SRAC-MASTER file には高速炉用の断面積処理コード PROF-GROUCH-GII 及び TIMS-1 の出力である群定数が収容される。これは JFR-set³⁾ に対するものと共通の format で書かれており、これを作成するコードも共通である。FASTMAKE は上記 file と ENDF/B Format からの追加データを含めて SRAC で定義するライブラリーを作成する。

PARAOUT は非分離領域の共鳴に対して TIMS-1 コードで作成される共鳴パラメータ file を処理してライブラリーを修正する機能をもつ。

熱中性子ライブラリーを作成するコードシステム SRACTLIB には吸収断面積、核分裂断面積のような一次元データを処理する THERMOLIB、散乱マトリックスを処理する PIXSE、結晶性媒質における弾性散乱断面積を処理する HEXSCAT がこのシステムに収容されている。

上記システムの完成により新しい評価済データ file を処理してライブラリーを作成する作業がほぼ自動的に行うことが可能になった。

Table 2 Energy group structure

GROUP	ENERGY RANGE (EV)	VELOCITY RANGE (CM/SEC)	LETHARGY RANGE
1	1.0000E+07	4.3740E+09	0.0
2	7.7880E+06	3.8600E+09	0.2500
3	6.0653E+06	3.4065E+09	0.5000
4	4.7237E+06	3.0062E+09	0.7500
5	3.6788E+06	2.6529E+09	1.0000
6	2.8650E+06	2.3412E+09	1.2500
7	2.2313E+06	2.0661E+09	1.5000
8	1.7377E+06	1.8233E+09	1.7500
9	1.3534E+06	1.6091E+09	2.0000
10	1.0540E+06	1.4200E+09	2.2500
11	8.2085E+05	1.2532E+09	2.5000
12	6.3928E+05	1.1059E+09	2.7500
13	4.9787E+05	9.7596E+08	3.0000
14	3.8774E+05	8.6129E+08	3.2500
15	3.0197E+05	7.6008E+08	3.5000
16	2.3518E+05	6.7077E+08	3.7500
17	1.8316E+05	5.9195E+08	4.0000
18	1.4264E+05	5.2240E+08	4.2500
19	1.1109E+05	4.6101E+08	4.5000
20	8.6517E+04	4.0684E+08	4.7500
21	6.7379E+04	3.5904E+08	5.0000
22	5.2475E+04	3.1685E+08	5.2500
23	4.0868E+04	2.7962E+08	5.5000
24	3.1828E+04	2.4676E+08	5.7500
25	2.4788E+04	2.1777E+08	6.0000
26	1.9305E+04	1.9218E+08	6.2500
27	1.5034E+04	1.6960E+08	6.5000
28	1.1709E+04	1.4967E+08	6.7500
29	9.1188E+03	1.3208E+08	7.0000
30	7.1017E+03	1.1656E+08	7.2500
31	5.5308E+03	1.0287E+08	7.5000
32	4.3074E+03	9.0779E+07	7.7500
33	3.3546E+03	8.0112E+07	8.0000
34	2.6126E+03	7.0699E+07	8.2500
	2.0347E+03	6.2391E+07	8.5000

35	2.0347E+03	1.5846E+03	6.2391E+07	5.5060E+07	8.5000	8.7500
36	1.5846E+03	1.2341E+03	5.5060E+07	4.8590E+07	8.7500	9.0000
37	1.2341E+03	9.6112E+02	4.8590E+07	4.2881E+07	9.0000	9.2500
38	9.6112E+02	7.4852E+02	4.2881E+07	3.7842E+07	9.2500	9.5000
39	7.4852E+02	5.8295E+02	3.7842E+07	3.3396E+07	9.5000	9.7500
40	5.8295E+02	4.5400E+02	3.3396E+07	2.9472E+07	9.7500	10.0000
41	4.5400E+02	3.5358E+02	2.9472E+07	2.6009E+07	10.0000	10.2500
42	3.5358E+02	2.7536E+02	2.6009E+07	2.2952E+07	10.2500	10.5000
43	2.7536E+02	2.1445E+02	2.2952E+07	2.0255E+07	10.5000	10.7500
44	2.1445E+02	1.6702E+02	2.0255E+07	1.7875E+07	10.7500	11.0000
45	1.6702E+02	1.3007E+02	1.7875E+07	1.5775E+07	11.0000	11.2500
46	1.3007E+02	1.0130E+02	1.5775E+07	1.3921E+07	11.2500	11.5000
47	1.0130E+02	7.8893E+01	1.3921E+07	1.2286E+07	11.5000	11.7500
48	7.8893E+01	6.1442E+01	1.2286E+07	1.0842E+07	11.7500	12.0000
49	6.1442E+01	4.7851E+01	1.0842E+07	9.5680E+06	12.0000	12.2500
50	4.7851E+01	3.7267E+01	9.5680E+06	8.4437E+06	12.2500	12.5000
51	3.7267E+01	2.9023E+01	8.4437E+06	7.4516E+06	12.5000	12.7500
52	2.9023E+01	2.2603E+01	7.4516E+06	6.5760E+06	12.7500	13.0000
53	2.2603E+01	1.7603E+01	6.5760E+06	5.8033E+06	13.0000	13.2500
54	1.7603E+01	1.3710E+01	5.8033E+06	5.1214E+06	13.2500	13.5000
55	1.3710E+01	1.0677E+01	5.1214E+06	4.5196E+06	13.5000	13.7500
56	1.0677E+01	8.3153E+00	4.5196E+06	3.9885E+06	13.7500	14.0000
57	8.3153E+00	6.4760E+00	3.9885E+06	3.5199E+06	14.0000	14.2500
58	6.4760E+00	5.0435E+00	3.5199E+06	3.1063E+06	14.2500	14.5000
59	5.0435E+00	3.9279E+00	3.1063E+06	2.7413E+06	14.5000	14.7500
60	3.9279E+00	3.0590E+00	2.7413E+06	2.4192E+06	14.7500	15.0000
61	3.0590E+00	2.3824E+00	2.4192E+06	2.1349E+06	15.0000	15.2500
62	2.3824E+00	1.8554E+00	2.1349E+06	1.8841E+06	15.2500	15.5000
63	1.8554E+00	1.6374E+00	1.8841E+06	1.7699E+06	15.5000	15.6250
64	1.6374E+00	1.4450E+00	1.7699E+06	1.6627E+06	15.6250	15.7500
65	1.4450E+00	1.2752E+00	1.6627E+06	1.5619E+06	15.7500	15.8750
66	1.2752E+00	1.1254E+00	1.5619E+06	1.4673E+06	15.8750	16.0000
67	1.1254E+00	9.9312E-01	1.4673E+06	1.3784E+06	16.0000	16.1250
68	9.9312E-01	8.7642E-01	1.3784E+06	1.2949E+06	16.1250	16.2500
69	8.7642E-01	7.7344E-01	1.2949E+06	1.2164E+06	16.2500	16.3750

70	7.7344E-01	6.8256E-01	1.2164E+06	1.1427E+06	16.3750	16.5000
71	6.8256E-01	6.0236E-01	1.1427E+06	1.0735E+06	16.5000	16.6250
72	6.0236E-01	5.3158E-01	1.0735E+06	1.0085E+06	16.6250	16.7500
73	5.3158E-01	4.6912E-01	1.0085E+06	9.4736E+05	16.7500	16.8750
74	4.6912E-01	4.1399E-01	9.4736E+05	8.8996E+05	16.8750	17.0000
75	4.1399E-01	3.8926E-01	8.8996E+05	8.6296E+05	17.0000	17.0616
76	3.8926E-01	3.6528E-01	8.6296E+05	8.3596E+05	17.0616	17.1252
77	3.6528E-01	3.4206E-01	8.3596E+05	8.0896E+05	17.1252	17.1909
78	3.4206E-01	3.1961E-01	8.0896E+05	7.8196E+05	17.1909	17.2587
79	3.1961E-01	2.9792E-01	7.8196E+05	7.5496E+05	17.2587	17.3290
80	2.9792E-01	2.7699E-01	7.5496E+05	7.2796E+05	17.3290	17.4019
81	2.7699E-01	2.5683E-01	7.2796E+05	7.0096E+05	17.4019	17.4774
82	2.5683E-01	2.3742E-01	7.0096E+05	6.7396E+05	17.4774	17.5560
83	2.3742E-01	2.1878E-01	6.7396E+05	6.4696E+05	17.5560	17.6378
84	2.1878E-01	2.0090E-01	6.4696E+05	6.1996E+05	17.6378	17.7230
85	2.0090E-01	1.8378E-01	6.1996E+05	5.9296E+05	17.7230	17.8121
86	1.8378E-01	1.6743E-01	5.9296E+05	5.6596E+05	17.8121	17.9053
87	1.6743E-01	1.5183E-01	5.6596E+05	5.3896E+05	17.9053	18.0031
88	1.5183E-01	1.3700E-01	5.3896E+05	5.1196E+05	18.0031	18.1059
89	1.3700E-01	1.2293E-01	5.1196E+05	4.8496E+05	18.1059	18.2142
90	1.2293E-01	1.0963E-01	4.8496E+05	4.5796E+05	18.2142	18.3288
91	1.0963E-01	9.7080E-02	4.5796E+05	4.3096E+05	18.3288	18.4503
92	9.7080E-02	8.5297E-02	4.3096E+05	4.0396E+05	18.4503	18.5797
93	8.5297E-02	7.4276E-02	4.0396E+05	3.7696E+05	18.5797	18.7181
94	7.4276E-02	6.4017E-02	3.7696E+05	3.4996E+05	18.7181	18.8667
95	6.4017E-02	5.4520E-02	3.4996E+05	3.2296E+05	18.8667	19.0273
96	5.4520E-02	4.5785E-02	3.2296E+05	2.9596E+05	19.0273	19.2019
97	4.5785E-02	3.7813E-02	2.9596E+05	2.6896E+05	19.2019	19.3932
98	3.7813E-02	3.0602E-02	2.6896E+05	2.4196E+05	19.3932	19.6048
99	3.0602E-02	2.4154E-02	2.4196E+05	2.1496E+05	19.6048	19.8414
100	2.4154E-02	1.8467E-02	2.1496E+05	1.8796E+05	19.8414	20.1099
101	1.8467E-02	1.3543E-02	1.8796E+05	1.6096E+05	20.1099	20.4200
102	1.3543E-02	9.3805E-03	1.6096E+05	1.3396E+05	20.4200	20.7872
103	9.3805E-03	5.9804E-03	1.3396E+05	1.0696E+05	20.7872	21.2374
104	5.9804E-03	3.3423E-03	1.0696E+05	7.9964E+04	21.2374	21.8192
105	3.3423E-03	1.4663E-03	7.9964E+04	5.2964E+04	21.8192	22.6431
106	1.4663E-03	3.5238E-04	5.2964E+04	2.5964E+04	22.6431	24.0689
107	3.5238E-04	1.0000E-05	2.5964E+04	4.3738E+03	24.0689	27.6510

Table 3 Structure of member name for SRAO

DD NAME	1	2	3	4	5	6	7	8
THERMAL	P.Q.	Z	A		CH	MAT. ID		T
FAST	P.Q.	Z	A		--	MAT. ID		L
MCROSS	P.Q.	Z	A		Block No			T
MACRO	_____				E.R. (F.T.A)	MAT. ID		P ₀ P ₁ C.F.
FLUX	CASE ID				E.R.	_____		C.F.

P.Q. : physical quantity

CH : chemical condition

T : the numbering of temperatures(1,2...9,A)

L : S wave or P wave(0,1)

P₀P₁ : isotropic or P₁

C.F. : coarse or fine

ZA : element symbol(2 characters) and last digit of mass number

E.R. : the index of energy ranges (fast, thermal or all)

Table 4 Compound symbol

Compound	Key code	Chemical symbol
Beryllium metal	B	Be
Beryllium oxide	E	BeO
Benzene	Q	C ₆ H ₆
Graphite	C	C
Polyethylene	P	(C ₂ H ₄) _n
Uranium metal	U	U
Uranium carbide	V	UC
Uranium oxide	W	UO ₂
Water light	H	H ₂ O
Water heavy	D	D ₂ O
Zirconium hydrate	Z	ZrH
Simple	0	Free atom

Table 5 Nuclides in SRAC-THEMALLIB

MAT NAME	MAT NO. ENDF/B	(M=M,F,C,D) PDS NAME	MATRIX	CAPTURE	FISSION	F-TABLE	Remarks
U-233	1260	MU03000T	T=1~9	T=1~9	T=1~9	T=1~9	
U-234	1043	MU04000T	↓	T=1	NONE	NONE	
U-235	1261	MU05000T	↓	T=1~9	T=1~9	T=1~9	
U-236	1163	MU06000T	↓	T=1	NONE	NONE	
U-238	1262	MU08000T	↓	T=1	NONE	NONE	
PU239	1264	MPU9000T	↓	T=1~9	T=1~9	T=1~9	
PU240	1265	MPU0000T	↓	T=1~9	NONE	T=1~9	
PU241	1266	MPU1000T	↓	T=1~9	T=1~9	T=1~9	
PU242	1161	MPU2000T	↓	T=1	NONE	NONE	
TH232	1296	MTH2000T	↓	↓	↓	↓	
PA233	1297	MPA3000T	↓	↓	↓	↓	
H-001	1269	MH01000T	↓	↓	↓	↓	
H-002	1120	MD02000T	↓	↓	↓	↓	
BE009	1289	MBE9000T	↓	↓	↓	↓	
B-010	1273	MB00000T	↓	↓	↓	↓	
B-011	1160	MB01000T	↓	↓	↓	↓	
C-012	1274	MC02000T	↓	↓	↓	↓	
N-014	1275	MN04000T	↓	↓	↓	↓	
O-016	1276	MO06000T	↓	↓	↓	↓	
NA023	1156	MNA3000T	↓	↓	↓	↓	
AL027	1193	MAL7000T	↓	↓	↓	↓	
CR000	1191	MCRN000T	↓	↓	↓	↓	
FE000	1192	MFEN000T	↓	↓	↓	↓	
NI000	1190	MNIN000T	↓	↓	↓	↓	
ZR000	1284	MZRN000T	↓	↓	↓	↓	
CD000	1281	MCDN000T	↓	↓	↓	↓	
GD000	1030	MGDN000T	↓	↓	↓	↓	
PB000	1288	MPBN000T	T=1~9	↓	↓	↓	
XE135	1294	MXE5000T	NONE	↓	↓	↓	
SM149	1027	MSM9000T	NONE	↓	↓	↓	
MG000	1280	MMGN000T	T=1~9	↓	↓	↓	
SI000	1194	MSIN000T	NONE	↓	↓	↓	
CA000	1195	MCAN000T	↓	↓	↓	↓	
CU029	1295	MCU9000T	↓	↓	↓	↓	
MN055	1197	MMN5000T	NONE	↓	↓	↓	
MO000	1287	MMON000T	T=1~9	T=1	NONE	NONE	

Table 5 (Cont'd)

MAT NAME	MAT # ENDF/B	(M,M,F,C,D) PDS NAME	MATRIX	CAPTURE	FISSION	F-TABLE	Remarks
AG107	1138	MAG7000T	NONE	T=1	NONE	NONE	
AG109	1139	MAG9000T	T=1~9				
AU197	1283	MAU7000T	T=1~9				
LI006	1271	MLI6000T	T=1~9				
LI007	1272	MLI7000T	T=1~9				
HE003	1146	MHE3000T	T=1~9				
H-003	1169	MT03000T	T=1~9				
DY164	1031	MDY4000T	NONE	T=1		NONE	
LU175	1032	MLU5000T		T=1~9		T=1~9	
LU176	1033	MLU6000T		T=1~9		T=1~9	
W-182	1128	MW02000T		T=1		NONE	
W-183	1129	MW03000T					
W-184	1131	MW04000T					
W-180	1130	MW00000T	NONE				ENDF/B III
H-001H	1002	MH01H00T	T=1~9				ENDF/B III
O-016H	1002	MHO06H00T	T=1~9				ENDF/B III
D-002D	1004	MD02D00T	T=1~9				ENDF/B III
O-016D	1004	MO06D00T	T=1~9				ENDF/B III
C-012C	1065	MC02C00T	T=1~9				ENDF/B III
BE009E	1099	MBE9E00T	T=1~9				ENDF/B III
O-016E	1099	MO06E00T	T=1~9				ENDF/B III
H-001P	1114	MH01P00T	T=1~2				
C-012P	1114	MC02P00T	T=1~2				
U-238W	1167	MU08W00T	T=1~9				
O-016W	1167	MO06W00T	T=1~9				
BE009B	1064	MBE9B00T	T=1~9				
H-001Q	1095	MH01Q00T	T=1~8				
C-012Q	1095	MC02Q00T	T=1~8				
ZR000Z	1096	MZRNZ00T	T=1~9				
H-001Z	1097	MH01Z00T	T=1~9				ENDF/B III
U-233RFP	1042	MF3R000T	NONE				ENDF/B II
U-235RFP	1045	MF5R000T					
PU239RFP	1052	MF9R000T					
U-233SFP	1066	MF3S000T					
U-235SFP	1068	MF5S000T					
PU239SFP	1070	MF9S000T					
U-233NFP	1067	MF9S000T					
U-235NFP	1069	MF5N000T					
PU239NFP	1071	MF9N000T	NONE	T=1	NONE	NONE	ENDF/B II

Table 6 Nuclides in SRAC-FASTLIB

(DSN:J0752.PDSFASTL.DATA)

No.	IDENT	MATNO	AMASS	SIGP	SIGCO	IRES	IFS
1	W-182 4	1128	181.953	8.00011	205452+1	0	0
2	W-183 4	1129	182.952	8.00011	100067+1	0	0
3	W-184 4	1130	183.950	8.00011	1.74949	0	0
4	W-186 4	1131	185.957	8.00011	3.74531+1	0	0
5	T-003 4	1169	301605	1.30002	0.0	0	0
6	CA000 4	1195	400803	2.99261	4.325 -1	0	0
7	DY164 4	1031	163.928	8.14332	2.520 +3	0	0
8	LU175 4	1032	174.941	6.69662	2.5879 +1	0	0
9	LU176 4	1033	175.941	6.69662	1.9518 +3	0	0
10	D-002 4	1120	201430	3.34717	5.2 -4	0	0
11	HE003 4	1146	301601	1.00004	5.327 +3	0	0
12	SMI49 4	1027	148.917	3.25955	4.1191 +4	0	0
13	GD000 4	1030	157.251	7.86254	4.87598+4	0	1 (39 to 63)
14	AG107 4	1138	106.905	6.40001	3.68475+1	0	0
15	AG109 4	1139	108.905	4.98759	9.18129+1	0	0
16	NA023 4	1156	229.898	3.52989	5.34 -1	0	1 (7 to 35)
17	B-01144	1160	110.096	5.03521	5.00 -3	0	1 (1 to 25)
18	U-234 4	1043	234.040	10.0210	9.58622+1	1	1 (38 to 74)
19	AM241 4	1056	241.021	9.51148	5.815 +2	0	1 (54 to 73)
20	PU242 4	1161	242.226	10.6941	1.8485 +1	1	1 (29 to 74)
21	U-236 4	1163	236.045	10.9952	5.17448	1	1 (38 to 74)
22	H-001 4	1269	1.00783	20.4490	3.32 -1	0	0
23	LI006 4	1271	6.01507	0.722255	9.40038+2	0	1 (13 to 17)
24	LI007 4	1272	7.01597	1.04999	3.6 -2	0	1 (14 to 17)
25	B-010 4	1273	100.129	2.10592	3.8365 +3	0	0
26	BE009 4	1289	90.1222	5.99994	9.5 -3	0	1 (5 to 12)
27	XE135 4	1294	134.907	6.99339	2.6363 +6	0	0
28	TH232 4	1296	232.033	10.1503	7.40	1	1 (23 to 74)
29	AL027 4	1193	26.9818	1.34799	2.32 -1	0	1 (6 to 30)
30	ST000 4	1194	28.0853	2.14998	1.60 -1	0	0

Table 6 (Cont'd)

No.	IDENT	MATNO	AMASS	SIGP	SIGCO	IRES	IFS
31	MG000 4	1280	243051	337186	63 -2	0	1 (2 to 26)
32	NI000 4	1190	586868	653305	45476	0	1 (9 to 34)
33	CR000 4	1191	519957	443878	310003	0	1 (6 to 35)
34	FE000 4	1192	558447	265904	256	0	1 (6 to 37)
35	U-235 4	1261	235.044	11.5	977 +1	1	1 (26 to 74)
36	PU239 4	1264	239.053	10.2	2702 +2	1	1 (26 to 74)
37	PU240 4	1265	240.054	10.5992	29 +2	1	1 (26 to 74)
38	PU241 4	1266	241.049	10.9389	3664 +2	1	1 (23 to 74)
39	PA233 4	1297	233.040	9.99502	444728+1	0	1 (50 to 70)
40	C-012 4	1274	120000	4.72976	336 -3	0	1 (1 to 7)
41	N-014 4	1275	140033	9.95740	189400	0	1 (3 to 13)
42	O-016 4	1276	15.9954	3.74816	178 -4	0	1 (1 to 13)
43	PB000 4	1288	207.210	10.9623	178 -1	0	1 (10 to 35)
44	MN055 4	1197	54.9381	2.59013	1.32995+1	0	0
45	U-233 4	1260	233.045	12.7999	4.59 +1	1	1 (51 to 74)
46	U-238 4	1262	238.051	10.5992	270	1	1 (23 to 74)
47	MO000 4	1287	95.9402	4.80077	2.65	0	1 (35 to 55)
48	CU000 4	1295	63.5398	6.70029	3.7894	0	0
49	CD000 4	1281	112.426	6.99339	2.44607+3	0	0
50	AU197 4	1283	196.966	11.5812	9.89187+1	0	1 (35 to 61)
51	ZR000 4	1284	91.2196	6.21619	208 -1	0	1 (20 to 44)
52	IN113 4	445	112.904	4.27308	----	0	1 (49 to 65)
53	IN115 4	449	114.904	4.32364	----	0	1 (39 to 69)
54	SB121 4	511	120.904	4.47292	----	0	0
55	SB123 4	514	122.904	4.52193	----	0	0
56	ER167 4	824	166.932	5.54597	----	0	1 (45 to 45)

Table 7 Intermediate and fine group structure for neutron resonance cross section representation

Group number	Upper energy E_n (eV)	Lower energy E_{n+1} (eV)	Lethargy width	Number of intermediate groups	Number of fine groups in an intermediate	Mesh width of intermediate groups (ΔU_M)	Mesh width of fine groups	Mesh width $E_n \times \Delta U_M$ (eV)				
46	130.07	101.30	0.25	50	10	0.0005	0.0005	0.65				
47	101.30	78.893	→	→	→	→	→	0.51				
48	78.893	61.442										
49	61.442	47.851										
50	47.851	37.267										
51	37.267	29.023										
52	29.023	22.603										
53	22.603	17.603										
54	17.603	13.710										
55	13.710	10.677										
56	10.677	8.3153										
57	8.3153	6.4760	→	→	→	→	0.11					
58	6.4760	5.043										
59	5.0435	3.9279										
60	3.9279	3.0590										
61	3.0590	2.3824										
62	2.3824	1.8554										
63	1.8554	1.6374						50	10	0.0005	0.0005	0.032
64	1.6374	1.4450						25	10	0.0005	0.0005	0.005
65	1.4450	1.2752						→	→	→	→	→
66	1.2752	1.1254										
67	1.1254	0.99312										
68	0.99312	0.87642										
69	0.87642	0.77344										
70	0.77344	0.68256										
71	0.68256	0.60236										
72	0.60236	0.53158										
73	0.53158	0.46912										
74	0.46912	0.41399										
Total			5.75	1150	11500	5.75	5.75	0.0024				

Table 8 Input items for the specification of options

IC 1	Indicator to call PIJIN to read the input for the collision probability routines = 0 skip = 1 call
IC 2	Selection of the routine for the fixed source problem in the fast and thermal range = 0 ϕ ig from the spectrum in the library = 1 collision probability method = 2 one dimensional SN = 3 two dimensional SN = 4 one dimensional diffusion = 5 two dimensional diffusion
IC 3	Indicator for the process to get the Dancoff correction factor for the lattice cell = 0 Dancoff correction factor read in the mixture section = 1 Dancoff correction factor by the collision probabilities = 2 Dancoff correction factor by the empirical formula
IC 4	Indicator for the calculation of the thermal range = 0 the thermal range is excluded = 1 the thermal range is included in the calculation
IC 5	Indicator to the process of the resonance \bar{II} range = 0 table look up = 1 call IRA (Intermediate Resonance Approximation) routine to replace the capture and fission cross section = 2 call PEACO (ultra fine group calculation by collision probability method) to replace the capture and fission cross section and the neutron flux
IC 6	Indicator to get the flux-volume weighted cross sections by energy range = 0 fluxes by energy range are not required = 1 fluxes by energy range are required
IC 7	Indicator of the transport calculation for the neutron flux by energy range

IC 7	Fast Fission	Smooth	Resonance I	Resonance II
0	ViWg	ViWg	ViWg	ViWg
1	Transport	ViWg	ViWg	ViWg
2	Transport	Transport	ViWg	ViWg
3	Transport	Transport	Transport	ViWg
4	Transport	Transport	Transport	Transport

The indication for the resonance II range is inefficient if
 IC 5=2

- IC 8 =1 call MCROSS to create or to update the resonance library file
 =0 skip
- IC 9 Indicator to call HOMOSP to calculate the one point (bare reactor) neutron spectrum; significant if the number of X-region is 1.
 =0 skip
 =1 Pl approximation
 =2 Bl approximation
- IC 10 =1 call CONDENSE to collapse the energy group structure of the macroscopic cross section before the eigenvalue calculation
 =0 skip
- IC 11 Indicator to read the geometry of the case
 =0 read in the new geometry
 =1 skip reading; the same as the previous case is supposed
- IC 12 Selection of the routine for the eigenvalue calculation
 =0 end of the case
 =1 collision probability routine
 =2 1-D SN (ANISN)
 =3 2-D SN (TWOTRAN)
 =4 one dimensional diffusion (TUD)
 =5 two or three dimensional diffusion (CITATION)
- IC 13 =1 call CONDENSE to collapse the energy group structure of the macroscopic cross sections after the eigenvalue calculation
 =0 skip
- IC 14 =1 prepare the macroscopic cross sections for CITATION
 =0 skip
- IC 15 Indicator to compose (define) the microscopic total cross

sections

=1 interpolation of the self shielding factor table for the total reaction. The self scatter cross sections are adjusted to meet the neutron balance.

=2 summation of all partial reactions

IC16

Indicator to form the macroscopic transport (collision) cross sections which is required in the isotropic routine.

=0 the extended transport approximation (NSE, 28, 376 (1976))

$$\sigma_{tr, g} = \sigma_{0, g} - \sum_{g'}^G \sigma_{1, g \rightarrow g'}$$

however, in the resonance calculation

$$\sigma_{tr, g} = \sigma_{0, g}$$

is assumed

=1 the P_1 approximation of the multigroup calculation of the homogeneous media (GA-1850)

=2 the B_1 approximation of the multigroup calculation of the homogeneous media (GA-1850)

=3 average by the current component of SN calculation

$$\Sigma_{tr}(x, E) = \Sigma_{0}(x, E) - \frac{\int dE' \Sigma_1(E' \rightarrow E) J(x, E')}{J(x, E)}$$

IC17

Indicator of the cell averaged diffusion coefficient

=1 inverse of the spatially averaged transport cross section

$$D_g = \frac{1}{3 \Sigma_{trg}}$$

=2 the isotropic component of the Behrens term of the Benoist model.

$$D_g = \frac{\sum_i \phi_{ig} \sum_j P_{ijg} / \Sigma_{trjg}}{3 \sum_i \phi_{ig}}$$

=3 the anisotropic component of the Behrens term of the Benoist model

$$D_{kg} = \frac{\sum_i \phi_{ig} \sum_j P_{kijg} / \Sigma_{trjg}}{3 \sum_i \phi_{ig}}$$

- IC18 Spare item for the plotting specification
- IC19 Indicator to require detailed print in the routines to form
the macroscopic cross sections
= 0 skip
= 1 print
- IC20 Indicator to call BURN-UP routine
= 0 skip
= 1 call

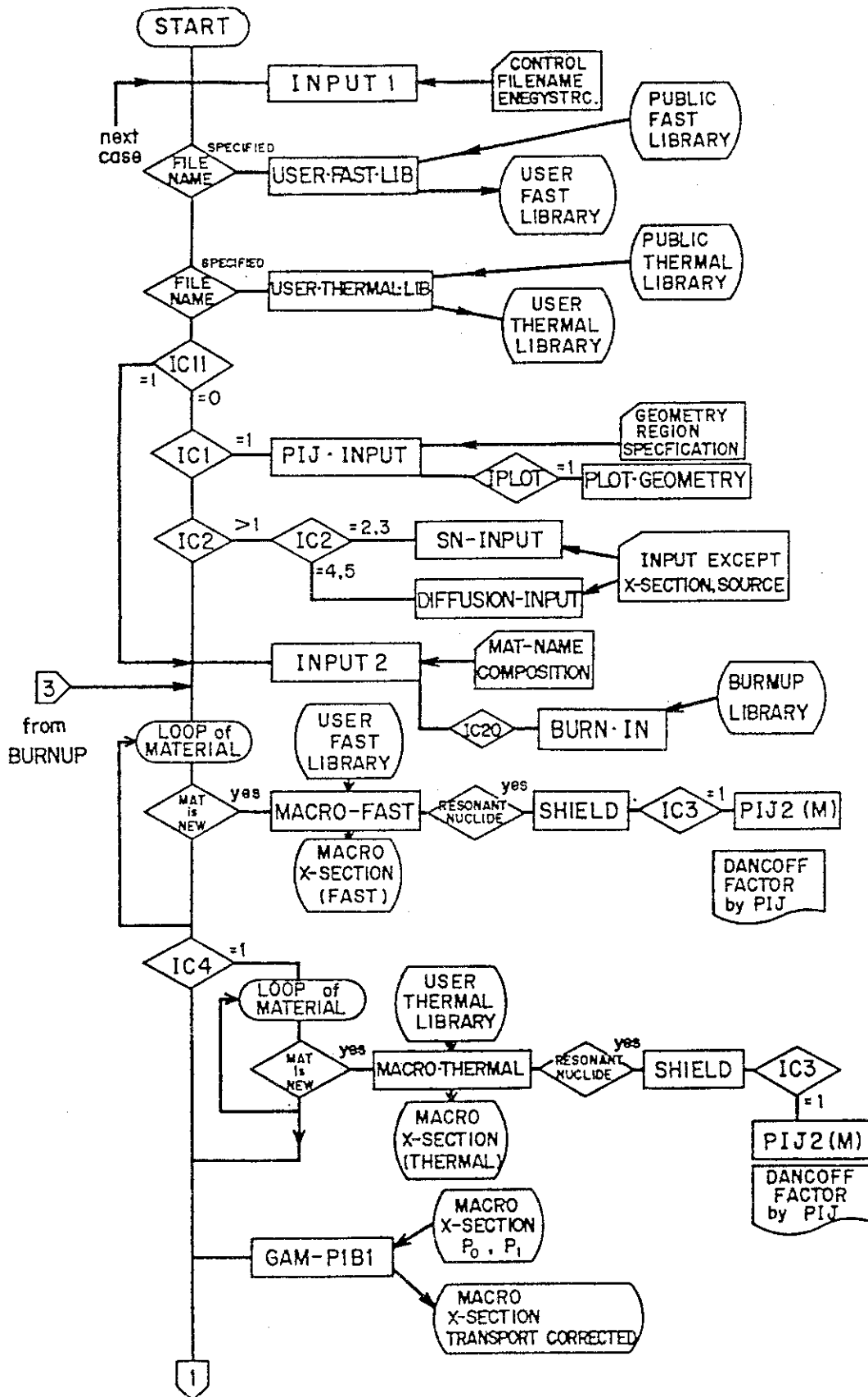


Fig.1 Flow diagram of SRAC System

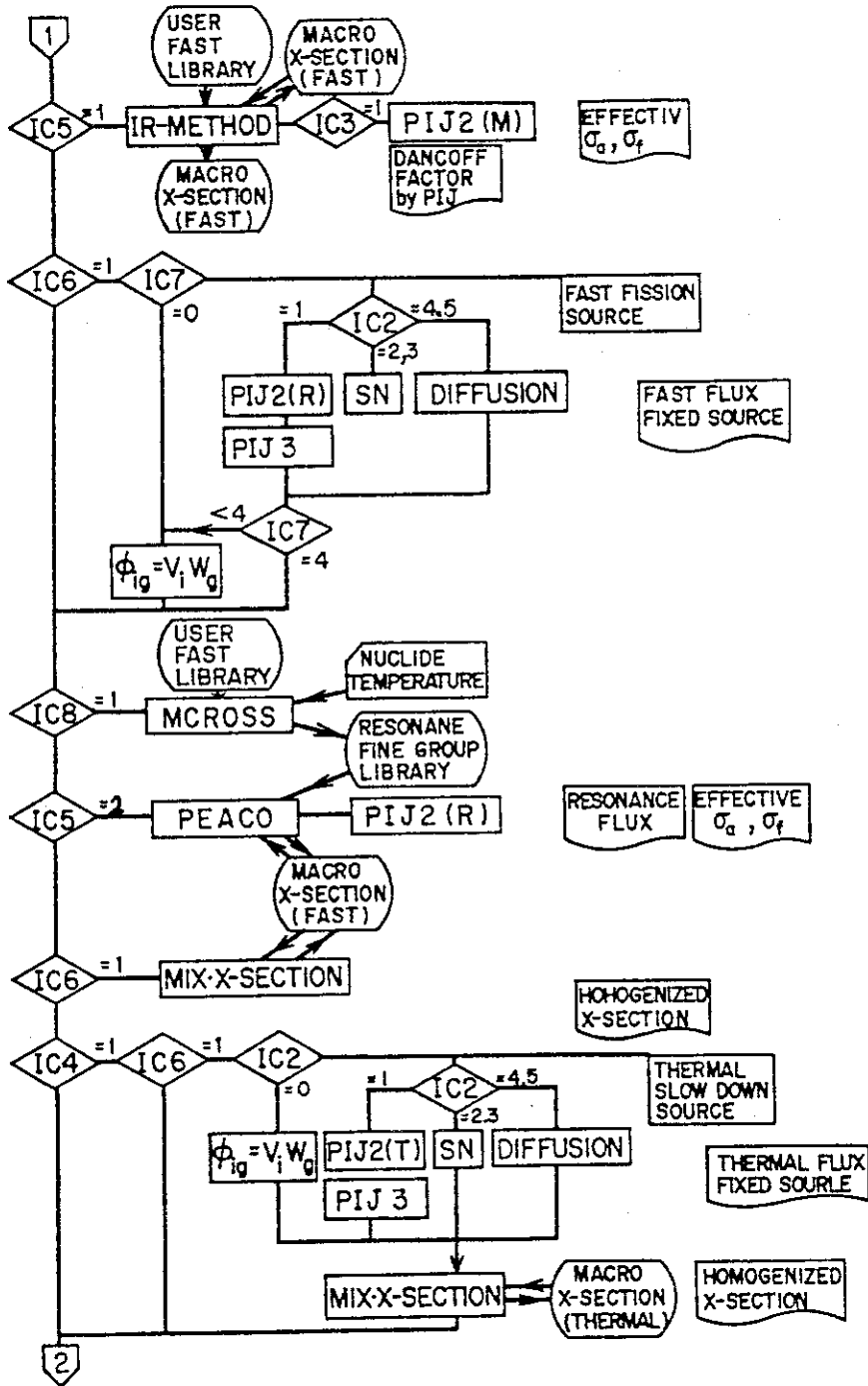


Fig.1 (Continued)

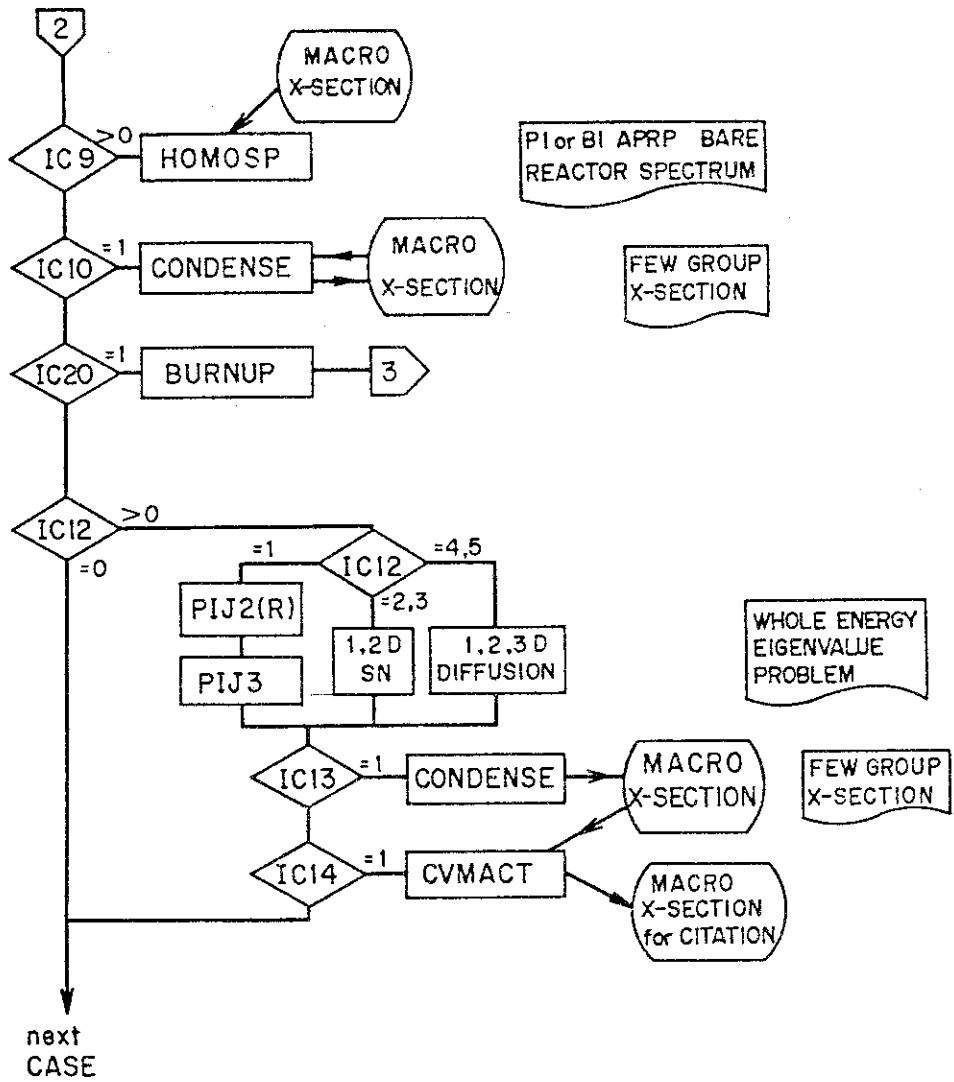


Fig.1(Continued)

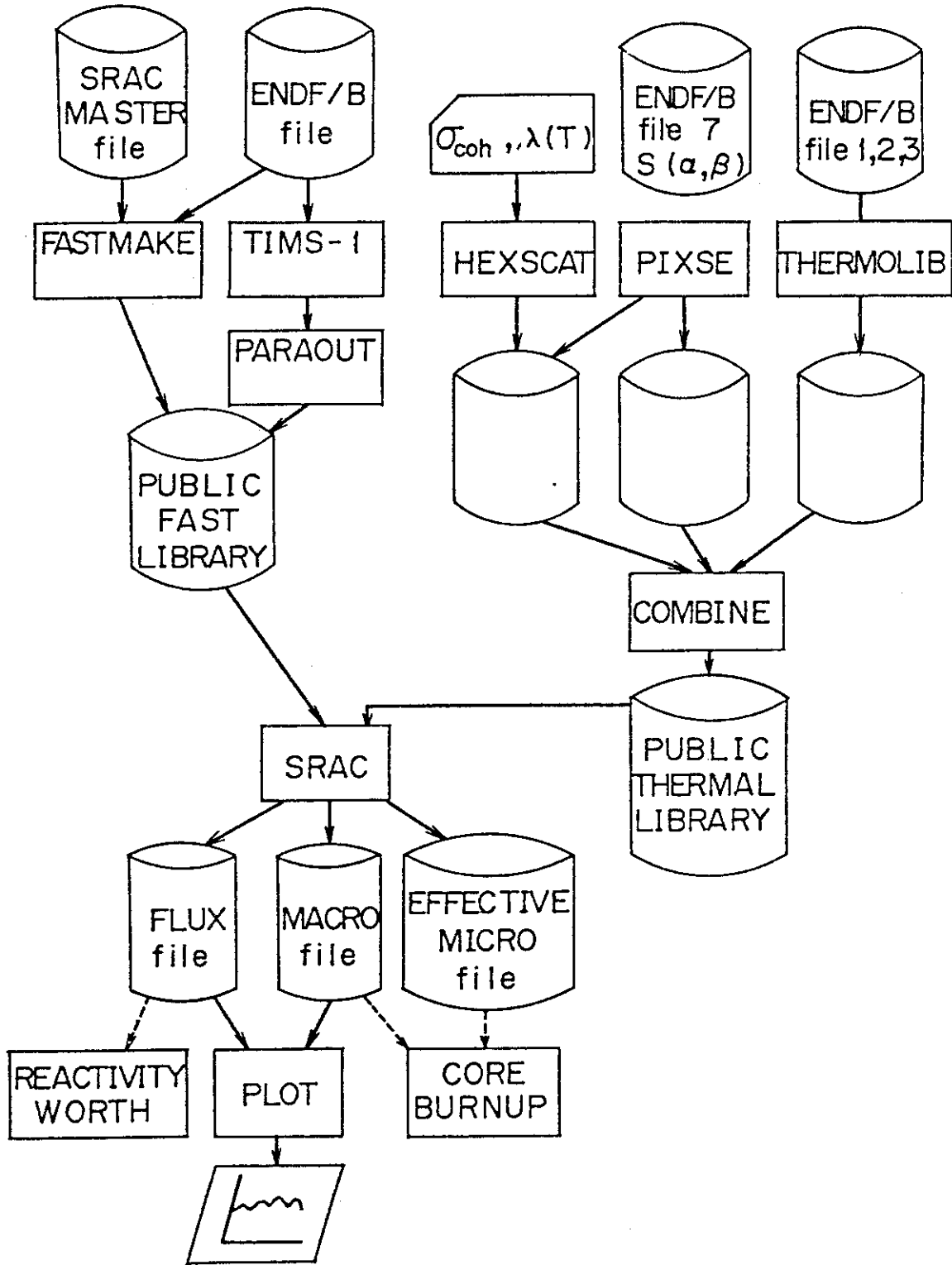


Fig.2 Auxiliary programs of SRAC system

3. 核設計コード (SRAC) システムの評価

3.1 TCA (軽水系) のベンチマーク計算

TCAで行われた軽水減速系格子における一連の臨界実験の Benchmark Test を、実験結果をまとめた文献¹³⁾に基づいて行った。当初PU系も扱う計画であったが、 ^{239}Pu に対する核分裂スペクトルの拡散コード内での取り扱いが未だ充分でないので、今回の作業では取り上げないことになった。

U系の燃料は2.6 w/o の UO_2 で、燃料棒表面はFig. 3に示したように0.76mmのAl claddingが施してある。実験体系においては、格子 pattern が全て正方格子になるように燃料棒が配置されており (Fig. 4)、臨界性は水位によって調整されている。 UO_2 格子に関連した諸量はTable 9 にまとめられている。詳細については文献13)を参照されたい。

1) 計算モデル及びSRACシステムの評価

計算に用いた群構造及び基本的な計算モデルは、それぞれTable 10及びFig. 5に示されている。まず、セル計算モデルについての検討を行った。前章に示したように、SRACシステムではセル非均質構造を熱領域と共鳴領域で独立な空間メッシュによって細分することができる (T-region及びR-region)。セル・モデル、空間メッシュ数、共鳴領域の計算法の差異の実効増倍率への影響が、Table 11に比較されている。ここで、記号T-5、R-3は、T-領域を5、R-領域を3に分割したことを示す。但し、IR法以外では、減速材領域は常に2分割された。即ち、(記入された数-2)が燃料領域分割数である。

セル・モデル及び領域分割数には、計算結果がほとんど依存しないことが解る。しかし、超詳細スペクトル・コードPEACOとIR近似による共鳴領域の取り扱いの相違がもたらす結果の差異は可成り大きく1.7%もある。これは以下に示すように、JAERI-Fast Set流のSRACシステムのライブラリの作成法に問題があったことに帰因する。即ち、このベンチマーク・テストを行った当時の自己遮蔽因子は次の減速方程式で計算されていた。

$$\begin{aligned}
 (\sigma(u) + \sigma_0) \phi(u) &= \frac{1}{1-\alpha} \int_{u-\xi}^u \sigma_s(u') \phi(u') e^{-(u-u')} du' \\
 &+ \frac{\sigma_0}{1-\alpha_M} \int_{u-\xi_M}^u \phi(u') e^{-(u-u')} du' \quad (1)
 \end{aligned}$$

ここで、第1及び第2項は、それぞれ、共鳴核種及び減速材に対応しており、減速材質量Mとして $M=1$ が仮定された。熱中性子炉体系では、重要な低エネルギー領域での共鳴吸収は主減速材の質量に大きく依存し、高速炉系のように上式第2項に適当な質量を仮定して遮蔽因子を求めると大きな誤差が生ずる。一方、共鳴吸収の取り扱いのための簡便法であるIR法では、式(1)に対応して次の式で断面平均の荷重関数が与えられる。

$$\phi(u) \cong \frac{\lambda\sigma_p + \kappa\sigma_0}{\sigma_a + \lambda\sigma_s + \kappa\sigma_0} \quad (2)$$

上式は、式(1)の第2項をNR近似した式

$$(\sigma + \sigma_0)\phi(u) = \frac{1}{1-\alpha} \int_{u-\xi}^u \sigma_s \phi du + \sigma_0 \quad (3)$$

において、 $\sigma_0 \rightarrow \kappa\sigma_0$ とした上でIR近似した式と考えることができる。それ故、一般にIR法に基づく table-look-up 法においては、式(3)によって計算した遮蔽因子から

$$\sigma_0 = \frac{1}{N} \sum_{j \in \text{fuel}} \kappa_j N_j \sigma_{0j}$$

によって table を内挿すべきである。

上記の議論から、式(1)に基づくライブラリーを用いると、減速の効果を二重に勘案するという間違いを犯すことになり、特に σ_0 の値が一般に小さくしかも共鳴を逃れる確率も小さい軽水減速系では、その影響は著しいと考えられる。一般に $\kappa < 1$ であるから、二重勘案により $\kappa' \equiv \kappa^2$ とすることにより、常に共鳴断面積が過少評価され、逆に k_{eff} は過大評価されることになる。一方、 σ_0 が大きくしかも共鳴領域の k_{eff} への影響の少ないSHEのような体系では、ほとんど上記の影響がなかった。現在、式(3)に基づく共鳴遮蔽因子作成作業が完了しライブラリーも修正されたが、ベンチマーク・テストはまだ行っていない。

Table 9 に与えられている実験から得られた Critical Bucklingを用いた B_1 近似スペクトル計算による k_{eff} は、約2%過少評価されている。これは炉心パターンと水位の関係で、Bucklingが約4%程度不確定であることに帰因していると考えられる。逆に、1次元円柱化近似による k_{eff} 値は、約2%程度過大評価されている。一方、3次元拡散計算は良好な結果を与えることから、ここで扱っているような単純な系でも幾何学形状を正確に表わした臨界計算が必要であることを示している。

Table 12 は、炉心部で燃料が水面より露出している部分を均質な組成で置換えた近似計算による補正値を示す。この単純なモデルが実験値を良く再現していることが分る。1.50U格子系に対して、モンテカルロ法によって無限格子モデルで燃料露出部分を忠実に表現して k_{eff} の計算が行われたが、全く同様の補正値が得られた。¹⁴⁾以後全ての計算は、この燃料露出部分均質化モデルで行われた。

2) 結 論

セル計算は正方格子(T-5, R-5)、共鳴領域はPEACOコード、拡散計算は3次元X-Y-Zで行ったベンチマーク計算の結果がTable 13 にまとめられている。SRACシステムは、軽水減速-UO₂格子系に対して、極めて良好な結果を与える結論することができる。燃料露出部分は均質化モデルで取り扱われたが、結果は多少過大評価されていると思われる。一方、 $V_m/V_f = 3.0$ の格子に対する計算結果が、 $V_m/V_f = 150$ 及び1.83の場合に比較して、多少定性的傾向が異なるのが多少気掛りである。今後詰めるべき問題として残されていると思われる。さらに今回行わなかつ

たPu系でのベンチマーク・テストも、 ^{239}Pu 及び ^{235}U の混合燃料に対しても分裂スペクトルを正確に考慮できるようシステムを改良した後に実施する予定である。

Table 9 Specification of TCA-2.6w/o- UO_2 lattices

Lattice Name	V_m/V_f	Lattice Pitch (cm)	Equivalent Radius (cm)	Critical Buckling ($\times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$)	k_∞ (SRAC)
1.50U	1.50	1.849	1.0432	8.0~8.33 [*])	1.3501
1.83U	1.83	1.956	1.1036	~9.43	1.3616
3.00U	3.00	2.293	1.2937	~9.38	1.3560

*) lattice 配置の pattern 及び対応する臨界水位により多少変化する。

なお、これ等の値は実験から得られたものである (Ref.13)。

Table 10 Energy group structure

Public Lib. Group No	Number of Lib. Group in Each User's Group (User's Group No)	Few Group No (User's Group No)	Remarks
1~ 12	2 (1~ 6)	1 (1~17)	Fast Region (10MeV~ 0.414eV)
13~ 45	3 (7~20)	2 (18~27)	
46~ 52	2 (21~24)		
53~ 74	4 (25~27)		
75~107	1 (28~60)	3 (28~60)	Thermal Region

Table 11 Calculated k_{eff} for TCA-1.50U system.
 Pattern No20 (20×20); $B_c^2 = 8.33 \times 10^{-3}$,
 $B_z^2 = 1.33 \times 10^{-3}$

Case No	計算法	セル・モデル形状及び共鳴領域計算法			
		正方格子-PEACO		正方格子-IR法	円柱化近似-PEACO
		T-5, R-5	T-5, R-3	T-5, R-2	T-5, R-5
1	基本モード法 (B_1 近似)	0.9780	0.9768	0.9938 ↑ (1.7%)	0.9772
2	1次元拡散 (TUD;円柱)	1.0211	1.0200	1.0364 ↑ (1.6%)	1.0203
3	3次元拡散 (CITATION) ↓	0.9924	0.9912 ↑ (0.1%)	1.0076 ↑ (1.6%)	
4	燃料棒露出部分 補正	0.9960			

Table 12 Correction to k_{eff} due to the effect of exposed fuel rods by 3-D diffusion calculations for Lattice Name 1.50U in the homogeneous model

Core Pattern	臨界水位 (cm)	k_{eff}	
		露出部分無し	露出部分有り
$\begin{matrix} 20 \\ (20 \times 20) \end{matrix}$	73.49	0.9924	0.9960
$\begin{matrix} 24 \\ (22 \times 22) \end{matrix}$	53.12	0.9915	0.9976
$\begin{matrix} 28 \\ (24 \times 24) \end{matrix}$	43.98	0.9883	0.9985

たPu系でのベンチマーク・テストも、 ^{239}Pu 及び ^{235}U の混合燃料に対しても分裂スペクトルを正確に考慮できるようシステムを改良した後に実施する予定である。

Table 9 Specification of TCA-2.6w/o- UO_2 lattices

Lattice Name	V_m/V_f	Lattice Pitch (cm)	Equivalent Radius (cm)	Critical Buckling ($\times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$)	k_∞ (SRAC)
1.50U	1.50	1.849	1.0432	8.0~8.33 [*])	1.3501
1.83U	1.83	1.956	1.1036	~9.43	1.3616
3.00U	3.00	2.293	1.2937	~9.38	1.3560

*) lattice 配置の pattern 及び対応する臨界水位により多少変化する。

なお、これ等の値は実験から得られたものである (Ref. 13)。

Table 10 Energy group structure

Public Lib. Group No	Number of Lib. Group in Each User's Group (User's Group No)	Few Group No (User's Group No)	Remarks
1~12	2 (1~6)	1 (1~17)	Fast Region (10MeV~ 0.414eV)
13~45	3 (7~20)	2 (18~27)	
46~52	2 (21~24)		
53~74	4 (25~27)		
75~107	1 (28~60)	3 (28~60)	Thermal Region

Table 11 Calculated k_{eff} for TCA-1.50U system.
 Pattern No.20 (20×20); $B_c^2 = 8.33 \times 10^{-3}$,
 $B_z^2 = 1.33 \times 10^{-3}$

Case No	計算法	セル・モデル形状及び共鳴領域計算法			
		正方格子-PEACO		正方格子-IR法	円柱化近似-PEACO
		T-5, R-5	T-5, R-3	T-5, R-2	T-5, R-5
1	基本モード法 (B_1 近似)	0.9780	0.9768	0.9938	0.9772
2	1次元拡散 (TUD;円柱)	1.0211	1.0200	1.0364 (1.7%)	1.0203
3	3次元拡散 (CITATION)	0.9924	0.9912	1.0076 (1.6%)	
4	燃料棒露出部分 補正	0.9960	(0.1%)	(1.6%)	

Table 12 Correction to k_{eff} due to the effect of exposed fuel rods by 3-D diffusion calculations for Lattice Name 1.50U in the homogeneous model

Core Pattern	臨界水位 (cm)	k_{eff}	
		露出部分無し	露出部分有り
(20 ²⁰ ×20)	73.49	0.9924	0.9960
(22 ²⁴ ×22)	53.12	0.9915	0.9976
(24 ²⁸ ×24)	43.98	0.9883	0.9985

Table 13 Calculated k_{eff} for TCA systems

Core pattern (V_{H_2O}/V_U)	臨界水位 (cm)	計算結果 (k_{eff})	
		一次元拡散円筒炉心 61群	三次元拡散直方体炉心 3群
20 (20×20) (1.50)	73.49	1.0200 (1.0364)*	0.9960 (1.0076)*
24 (22×22) (1.50)	53.12		0.9976
28 (24×24) (1.50)	43.89		0.9985
1 (12×29) (1.83)	131.94		0.9975
2 (14×27) (1.83)	69.01		0.9998
15 (18×18) (1.83)	75.32		0.9983
20 (20×20) (1.83)	51.65		0.9992
5 (15×15) (3.00)	90.75		1.0044
18 (19×19) (3.00)	41.54		1.0078

*共鳴領域の計算 IR法

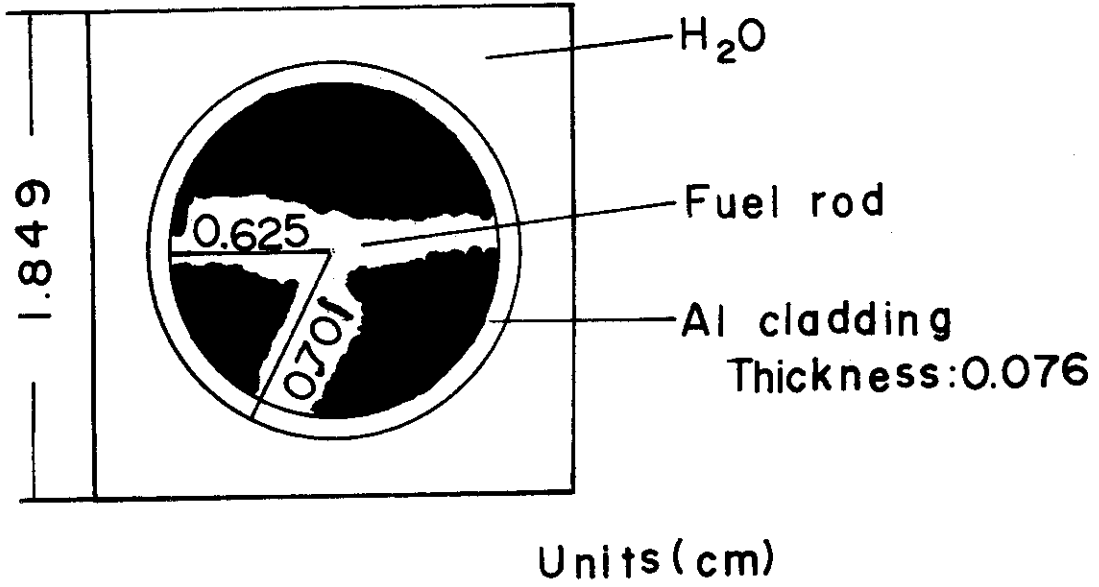


Fig.3 Unit cell of TCA core (1.50U)

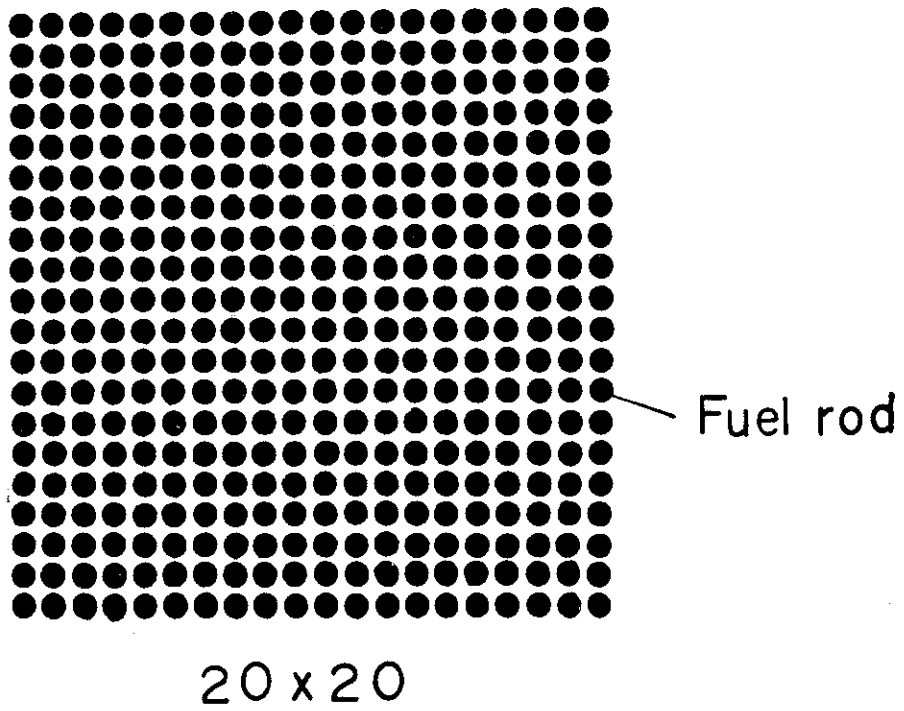


Fig.4 pattern of lattice configuration

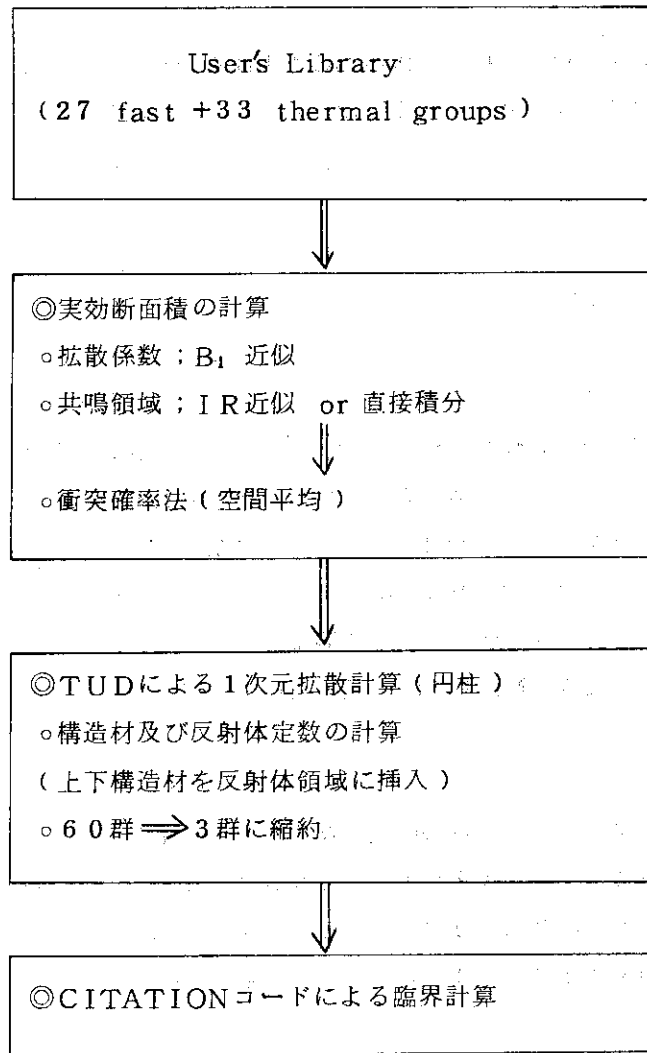


Fig. 5 Calculation flow diagram for analyzing TCA

3.2 JMTRCのベンチマーク計算

SRACのテスト使用および板状燃料炉心体系への適用性を調べるため、JMTR臨界実験装置（JMTRC）炉心についてベンチマーク計算を行った。炉心は、昭和55年に実験したベンチマーク炉心（CF-BM1炉心）を対象とした。SRACによる炉心計算の結果と、現在JMTRで採用している計算方式の結果との比較も行った。

1) ベンチマーク炉心および実験

ベンチマーク炉心は、過剰反応度の算定誤差を最小限にすることと、計算との対応（主に二次元炉心計算）を考え、制御棒がほぼ全引抜状態で、臨界となる炉中心で対称性のある体系になっている。

炉心は、Fig. 6に示すように、軽水プール中で ^{235}U 量195gの燃料要素12本と燃料フォロワ5本およびベリリウム反射体、アルミニウム反射体から構成されている。実験では、燃料領域の模擬照射物（32S）の配置変更によって制御棒ができるだけ全引抜に近い状態を実現させる方式を採り、最終的な制御棒SH-1, 2位置794.5mmまで4ケースの炉心反応度測定を行い、各ケースの k_{eff} が算定されている。Fig. 7に各ケースの実験値を示す。熱中性子束分布は、最終炉心（ケース4）のほぼ炉心全体についてAu箔およびDy箔を用いて測定した。

2) 核断面積

Userライブラリーは、従来の炉心計算の巨視的縮約群定数（4群）のエネルギー区分との一致を念頭において、熱中性子群カットオフエネルギーを0.68256eVとし、Fast 24群、Thermal 37群の計61群で作成した。温度は300°Kである。Table 14にセル計算の61群、炉心計算の4群のPublic library（107群）に対するエネルギー群構造を示す。

3) セル計算

非均質モデルのflux計算は、全エネルギー範囲について衝突確率法で行った。燃料要素は、二重非均質計算、いわゆるミート部の計算後、側板方向の計算を行う2ステップで、燃料フォロワは、ミート部の計算後ガイドチューブ方向の計算、その後、側板方向への計算の3ステップでPATH（slab）によるセル計算を行った。このときの共鳴領域は、PEACOで処理した。Fig. 8, 9に燃料要素および燃料フォロワの計算モデルと個数密度を示す。

模擬照射物32Sや反射体要素のセル計算は、PATH（cylinder, slab(Al plate)）で行った。32Sの計算体系と個数密度をFig. 10に示す。

4) エネルギー群の縮約

JMTRでは、炉心から離れるにつれfluxの場所依存性が生ずる。したがって反射体領域の各セルは、セル計算後TUDで板状炉心モデルの炉心計算を行って縮約することを基本とした。燃料領域の燃料要素と燃料フォロワは、セル計算終了時点で縮約した。

燃料領域中の照射物や反射体は、燃料から直接中性子スペクトルの影響を受けるため、その計算法に従来行われている燃料媒質2cm厚のExtra領域を考慮する2ステップ計算およびセル周辺の体系を模擬するためFig. 11に示すモデルをCLUPを用いた2ステップ計算後、縮約する2方法を試

みた。Table 15 に32Sの各計算法による群定数を例として示す。

5) 炉心計算と結果

炉心計算は、拡散コードCITATIONでFig. 12に示すX-Y 2次元モデルで計算した。 k_{eff} の計算は、Fig. 7に示した4ケースの炉心について、炉心領域依存性を考慮した4群セル定数の組合せで行った。その組合せと計算結果を従来のTHERMOS-JMTR（熱中性子群）、GGC-4（高速群）によるセル定数でCITATIONによって計算した値と共にTable 16に示す。これらをグラフで示したのがFig. 13である。SRACによる結果は、いずれも Δk_{eff} 0.34%以内で実験値と一致する。さらに燃料領域の照射物のセル定数計算に領域依存性を考慮した場合④は、 Δk_{eff} 0.12%、③では Δk_{eff} 0.04%と一致はよくなる。これに対し従来のデーター及び方法では、 Δk_{eff} で $\sim 0.9\%$ の差がある。

熱中性子束分布は、Fig. 14に炉心方向についてプロットした。ここで実験値の分布は、SRAC③の炉心計算値のベリリウム反射体領域で規格化してある。SRAC③は、実験値と良く一致している。しかしSRAC①はアルミ反射体領域で差が現われ、TUDによる炉心場所依存セル定数計算の有効性が見られる。TUDにより計算された炉心各領域の中性子スペクトルの一例をFig. 15に示す。

従来の計算方式による k_{eff} の値は、SRACの値より低く評価している。その要因としては高速群と熱中性子群のスペクトル計算が不連続のため、熱中性子群への中性子減速の扱い方に難点があったと推測される。Fig. 16に燃料要素セル中心部の熱中性子スペクトルを従来方式のTHERMOS-JMTRとSRACで計算した結果をあわせて示す。

6) まとめ

今回行ったJMTRCベンチマーク計算では、SRACは良い結果を示した。

JMTRでは、各運転サイクル毎（これまで54サイクル運転した）に炉心の安全性および特性を調べるためセル定数の作成、炉心計算を行っている。 k_{eff} の精度の良い推定は、照射試料の装荷に対する過剰反応度確保や燃料節約の点から重要である。また中性子束の推定も照射データの精度良い提供という点で重要である。

これらの点から、従来方式の計算法はこれまで種々の改善がなされてきたがまだ問題が残されている。SRACではセル定数計算で、高速群と熱群の連続的取扱い、高精度での共鳴領域の扱い、多数本燃料試料の計算、炉心場所依存性の考慮などが一貫したシステムで取扱えることからJMTR炉心計算への採用が期待されている。今後JMTRの炉心のような複雑な照射物配置への適用性の検討を進める予定である。

SRACへの要望としては、次の項目がある。

1. 任意温度に対する断面積の呼出し（JMTRでは照射条件によって照射試料の温度が異なる）
2. 体系に対する中性子束分布の作図（照射データの整理、提供）
3. フルエンス モニタ（Fe, Co……）、Au, In箔などの実効断面積および放射化量（測定値へのデータ提供）
4. Burn up 評価（燃料および燃料試料の燃焼度、FP評価）
5. MACROファイルへの書込み選択（長期間使用を考慮して重要データのみファイルへ書込む）

Table 1 4 Energy group structure

107G Library		61G	4G	107G Library		61G	4G				
Group	Upper energy(eV)	Cell	Core	Group	Upper energy(eV)	Cell	Core				
1	1.000×10^7	1	1	56	1.0677×10^1	20					
2	7.7880×10^6			57	8.3153						
3	6.0653			58	6.4760						
4	4.7237			59	5.0435						
5	3.6788	2	1	60	3.9279	21					
6	2.8650			61	3.0590						
7	2.2313	3		62	2.3824	22					
8	1.7377			63	1.8554						
9	1.3534			64	1.6374						
10	1.0540	4		65	1.4450	23					
11	8.2085×10^5			66	1.2752						
12	6.3928			67	1.1254						
13	4.9787			5	2			68	9.9312×10^{-1}	24	
14	3.8774							69	8.7642		
15	3.0197			6				70	7.7344	25	1
16	2.3518	71	6.8256								
17	1.8316	72	6.0236								
18	1.4264	7		73	5.3158	26	2				
19	1.1109			74	4.6912	27	3				
20	8.6517×10^4	8		75	4.1399	28	4				
21	6.7379			76	3.8926	29	5				
22	5.2475			77	3.6528	30	6				
23	4.0868			78	3.4206	31	7				
24	3.1828	9		79	3.1961	32	8				
25	2.4788			80	2.9792	33	9				
26	1.9305			81	2.7699	34	10				
27	1.5034	10		82	2.5683	35	11				
28	1.1709			83	2.3742	36	12				
29	9.1188×10^3	11		84	2.1878	37	13				
30	7.1017			85	2.0090	38	14				
31	5.5308			86	1.8378	39	15				
32	4.3074			87	1.6743	40	16				
33	3.3546	12		88	1.5183	41	17				
34	2.6126			89	1.3700	42	18				
35	2.0347	13	3	90	1.2293	43	19				
36	1.5846			91	1.0963	44	20				
37	1.2341			92	9.7080×10^{-2}	45	21				
38	9.6112×10^2	14		93	8.5397	46	22				
39	7.4852			94	7.4276	47	23				
40	5.8295			95	6.4017	48	24				
41	4.5400			96	5.4520	49	25				
42	3.5358	15		97	4.5785	50	26				
43	2.7536			98	3.7813	51	27				
44	2.1445	16		99	3.0602	52	28				
45	1.6702			100	2.4154	53	29				
46	1.3007			101	1.8467	54	30				
47	1.0130	17		102	1.3543	55	31				
48	7.8893×10^1			103	9.3805×10^{-3}	56	32				
49	6.1442			104	5.9804	57	33				
50	4.7851			105	3.3423	58	34				
51	3.7267	18		106	1.4663	59	35				
52	2.9023			107	3.5238×10^{-4}	60	36				
53	2.2603	19				61	37				
54	1.7603										
55	1.3710										

FAST
↑
THERMAL

4

Table 15 Four-group constants of 32S

	G	No Extra	Fuel 2 cm Extra	CLUP*
D	1	2372	2415	2395
	2	1.643	1.645	1.643
	3	1.029	1.030	1.029
	4	4.685-1	4.503-1	4.570-1
Σ_r	1→2	4.169-2	3.899-2	4.024-2
	1→3	5.762-3	5.472-3	5.607-3
	2→3	5.409-2	5.383-2	5.427-2
	3→4	2.261-2	2.282-2	2.286-2
Σ_a	1	4.943-4	6.046-4	5.500-4
	2	1.187-4	1.186-4	1.187-4
	3	2.010-3	2.015-3	2.022-3
	4	4.241-2	4.485-2	4.392-2

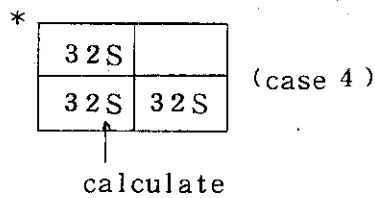


Table 16 Calculated keff for JMTRC systems

Core case	Experiment		SRAC				THERMOS--JMTR.GGC-4	
			①	②	③	④	⑤	⑥
1	1.01654		1.01974	1.01921	1.01656	1.01598	1.00896	1.00839
2	1.01059		1.01400	1.01347	1.01047	1.00986	1.00286	1.00223
3	1.00343		1.00772	1.00717	1.00383	1.00315	0.99620	0.99551
4	1.00127		1.00484	1.00428	1.00086	1.00011	0.99309	0.99229
4群縮約法	Fuel Region	Fuel Follower	NoExtra	NoExtra	No Extra	NoExtra	No Extra	No Extra
		32S 4F ALFR	"	"	Extra CLUP	Extra Fuel 2cm PATH	"	Extra Fuel 2cm (Thermal)
	Reflector Region		"	TUD	TUD	TUD	"	No Extra

JMTRC

		B	C	D	E	F G H I J K L M						N	O	P	Q		
		WATER															
1		C	C	C	C	M	M	M	MA	M	M	M	M	C	C	MA	
2		C	C	M	M	M	M	M	MA	M	M	M	M	M	CA	C	
3		C	C	M	M	BC	BC	B'	B'	B'	BC	BC	J'	CA	C	C	
4		C	C	M	J'							M	C	C			
5		C	C	M	Z	D	D	D	B'	D	D	D	Z	M	C	C	
6		C	C	M	B	E	AL FR				AL FR	E	B	M	C	C	
7	WATER	C	C	M	B	E		4F 32S 32S 32S		32S 4F 32S 32S		E	B	M	C	C	WATER
8	W	CA	CA	MA	E	A''					A''	E	MA	CA	CA		E
9		C	C	M	B	E		32S 32S 4F 32S		32S 32S 32S 4F		E	B	M	C	C	
10		C	C	M	B	E	AL FR				AL FR	E	B	M	CA	C	
11		C	C	M	A'	E	E	E	E	E	E	E	A'	M	C	C	
12		C	C	M	A'	J	J	J	A'	J	J	J	A'	M	CA	C	
13		C	C	C	CA'	CA'	CA'	CA'	CA'	CA'	CA'	CA'	CA'	CA	C	C	
14		MA	C	C	C	C	C	C	CA'	C	C	C	C	C	CA	C	
		S WATER															

反射体要素

4F		74.5 □ 32φ, 30φ Al
AL FR		74.5 □ 42φ, 40φ Al
D		76.2 □ 38.4φ, 36φ Be
B'		76.2 □ 34.4φ, 30φ 7.3φ Be
B		76.2 □ 34.4φ, 30φ 6.5φ Be
E		76.2 □ 32.4φ, 30φ Be

J		74.5 □ 42φ, 40φ Be
A'		76.2 □ 42φ, 40φ 7.3φ Be
A''		76.2 □ 42φ, 40φ Be
BC		76.2 □ Be
Z		76.2 □ 42φ, 38φ Be
J'		74.5 □ 42φ, 40φ Al, Be

CA		76.2 □ 42φ, 40φ Al
MA		75.5 □ 42φ, 40φ Al
C		76.2 □ Al
M		75.5 □ Al
CA'		76.2 □ 42φ, 40φ 7.3φ Al
AL PLATE		30 Al



燃料要素

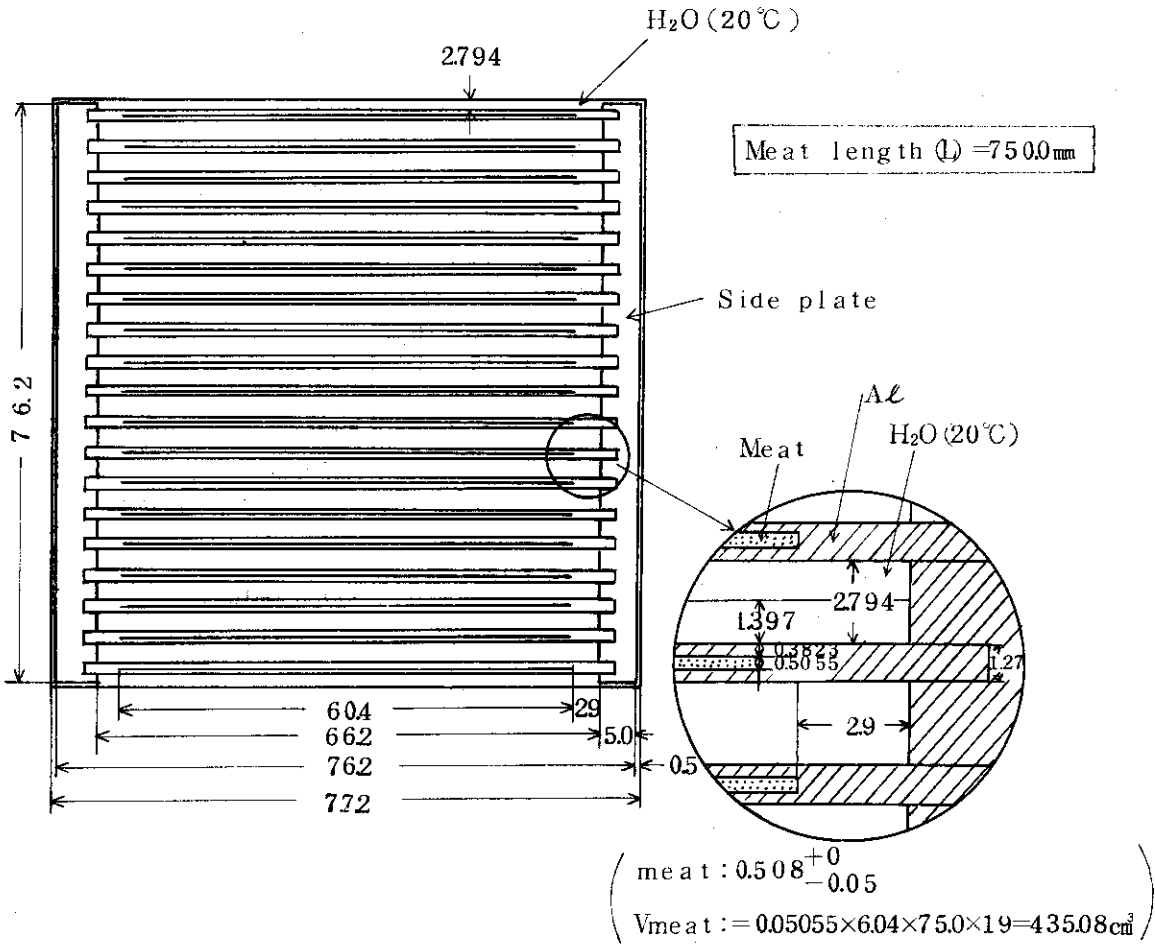


燃料フォロー

Fig. 6 JMTRC benchmark core

case	炉 心 配 置	臨界点	反 応 度
1		SH-1.2 638.1 (mm)	$638.1 \rightarrow 1.5 \times 10^{-2}$ $\% \Delta K / K / \text{mm}$ $\rho_{ex} =$ $\frac{(855 - 638.1) \times 0.015}{2}$ $= 1.627\%$ K_{eff} 1.01654
2		681.1	$681.1 \rightarrow 0.01205$ $\% \Delta K / K \text{mm}$ $\rho_{ex} =$ $1.048\% \Delta k / k$ $K_{eff} =$ 1.01059
3		755.5	$755.5 \rightarrow 0.00687$ $\% \Delta K / K \text{mm}$ $\rho_{ex} =$ $0.342\% \Delta k / k$ $K_{eff} =$ 1.00343
4		794.5	$794.5 \rightarrow 0.0042$ $\% \Delta K / K / \text{mm}$ $\rho_{ex} =$ $0.127\% \Delta K / K$ $K_{eff} =$ 1.00127

Fig. 7 Measured results for various core configuration



Nuclide	Region Name		
	Meat	Al	H ₂ O (20°C)
²³⁵ U	1.1488×10^{-3}		
²³⁸ U	1.2603×10^{-4}		
Al	5.7852×10^{-2}	6.0299×10^{-2}	
H			6.6747×10^{-2}
O			3.3373×10^{-2}
V. Fraction	0.09734	0.29855	0.60412

$C = 1.2081 - \frac{3.2344}{\rho} \dots \dots (0.16 < C < 0.24, E = 0.90)$ C: Weight Fraction (Uranium)

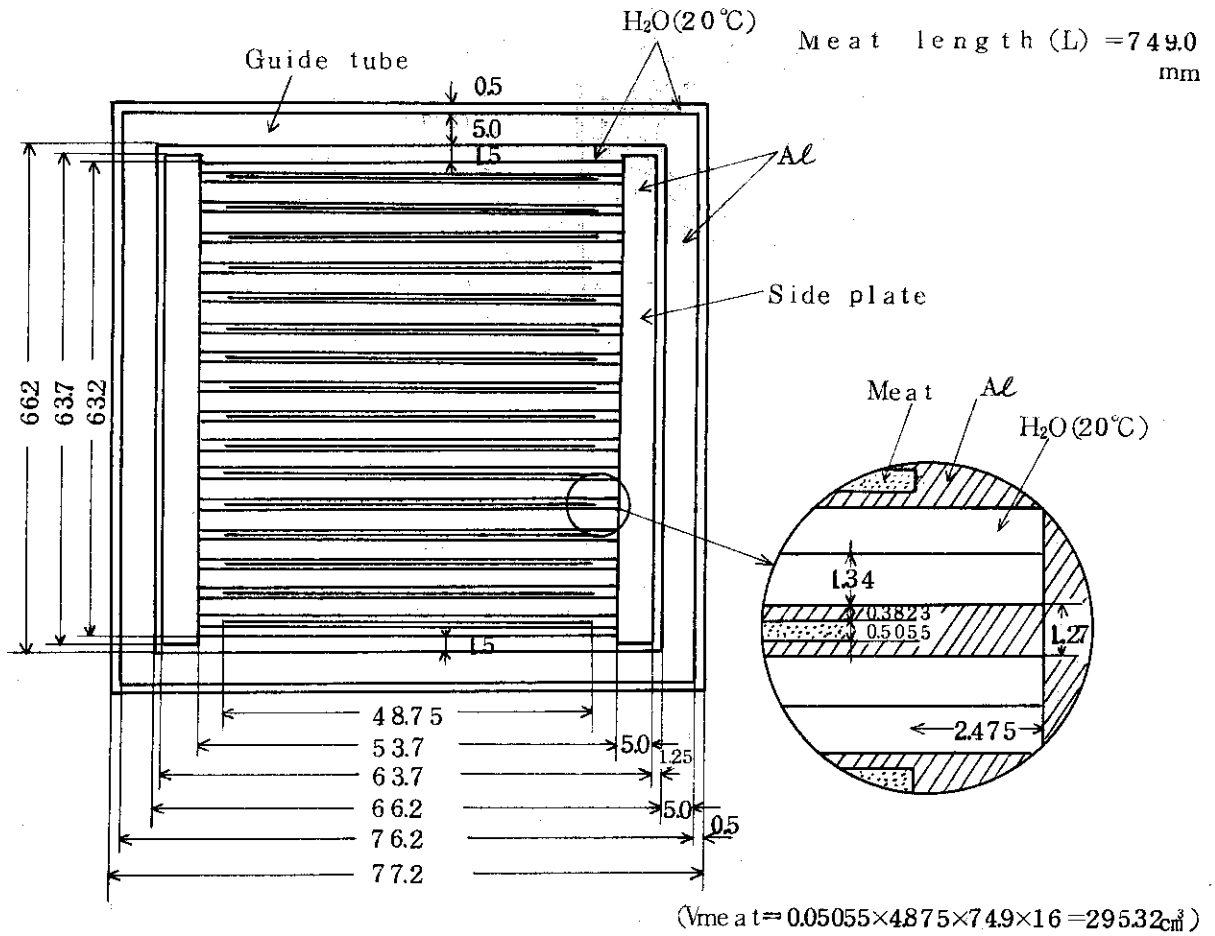
$^{235}W = V \times \rho \times C \times E$ ²³⁵W: Weight (²³⁵U)

$\rho = 3.0895$ V: Meat Volume

$C = 0.1612$ ρ : Density

E: Enrichment Fraction (=0.90)

Fig. 8 Unit cell of JMTRC fuel (195g ²³⁵U)



Nuclide	Region Name		
	Meat	Al	H ₂ O (20 °C)
²³⁵ U	1.6926×10^{-3}		
²³⁸ U	1.8570×10^{-4}		
Al	5.6944×10^{-2}	6.0299×10^{-2}	
H			6.6747×10^{-2}
O			3.3373×10^{-2}
V. Fraction	0.06616	0.45626	0.47758

$$C = 12081 - \frac{32344}{\rho} \dots (0.16 < C < 0.24, E = 0.90)$$

C: Weight Fraction (Uranium)

$${}^{235}\text{W} = V \times \rho \times C \times E$$

²³⁵W: Weight (²³⁵U)

$\rho = 3.2846$

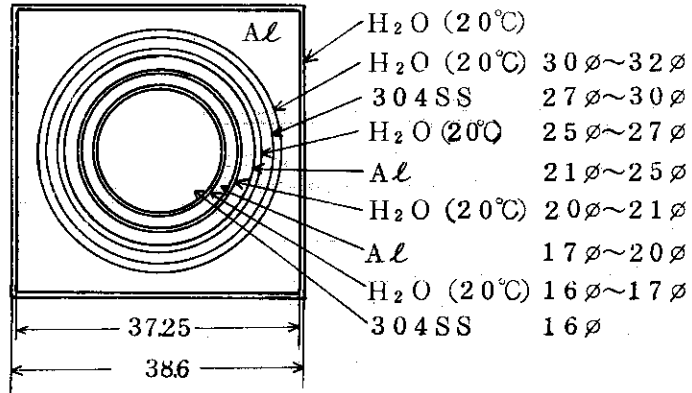
V: Meat Volume

C = 0.2234

ρ : Density

E: Enrichment Fraction (=0.90)

Fig. 9 Unit cell of JMTRC fuel follower (195g ²³⁵U)



Nuclide	Region Name		
	304 SS	Al	H ₂ O (20 °C)
Fe	5.8901×10^{-2}		
Ni	7.7997×10^{-3}		
Cr	1.7603×10^{-2}		
Al		6.0299×10^{-2}	
H			6.6747×10^{-2}
O			3.3374×10^{-2}
V. Fraction	0.2251	0.5470	0.2279

Fig.10 Unit cell of JMTRC 32S (AL 4F)

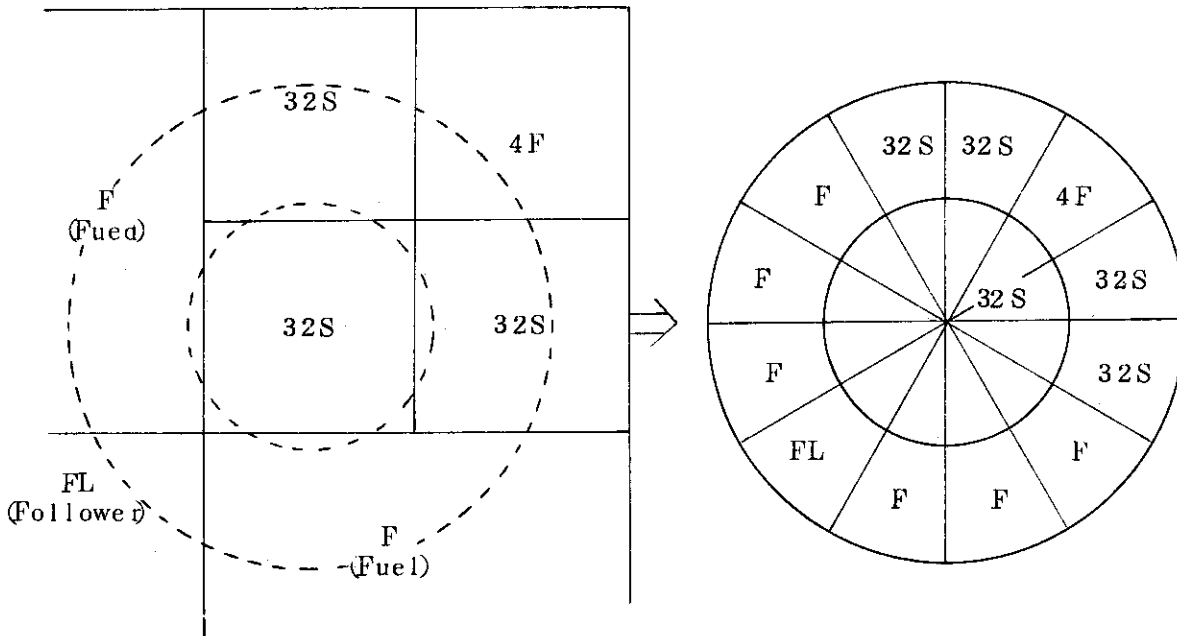


Fig.11 Calculation model of 32S for CLUP

		mesh												
		1	3	5	7	11	15	19	23	27	31	41	Width	
mesh													20.0	(cm)
		WATER												
11									C	C	MA		4.52	
13													3.2	
15		MA	M	M	M	M							4.52	
17								M	CA	C			3.2	
19		MA	M	M	M	M							4.52	
21								CA	C	C			3.2	
23		B'	B'	BC	BC	J'							4.52	
25				AL	PLATE			M	C	C			3.2	
27		B'	D	D	D	Z		M	C	C			7.72	
31				AL	FR	E	B	M	C	C	WATER		7.72	
35			3S	4F									3.86	
37			3S	3S		E	B	M	C	C			3.86	
39						A''	E	MA	CA	CA			7.72	
43			32S	32S									3.86	
45			32S	4F		E	B	M	C	C			3.86	
47				AL	FR	E	B	M	CA	C			7.72	
51		E	E	E	E	A'		M	C	C			7.72	
55		A'	J	J	J	A'		M	CA	C			7.72	
59		CA	CA'	CA'	CA'	CA'		CA	C	C			7.72	
63		CA	C	C	C	C		C	CA	C			7.72	
67		WATER												
71												20.0		
		3.86	3.86	3.86	7.72	7.72	7.72	7.72	7.72	7.72	20.0	width (cm)		

Fig.12 X-Y calculation model of JMTRC core

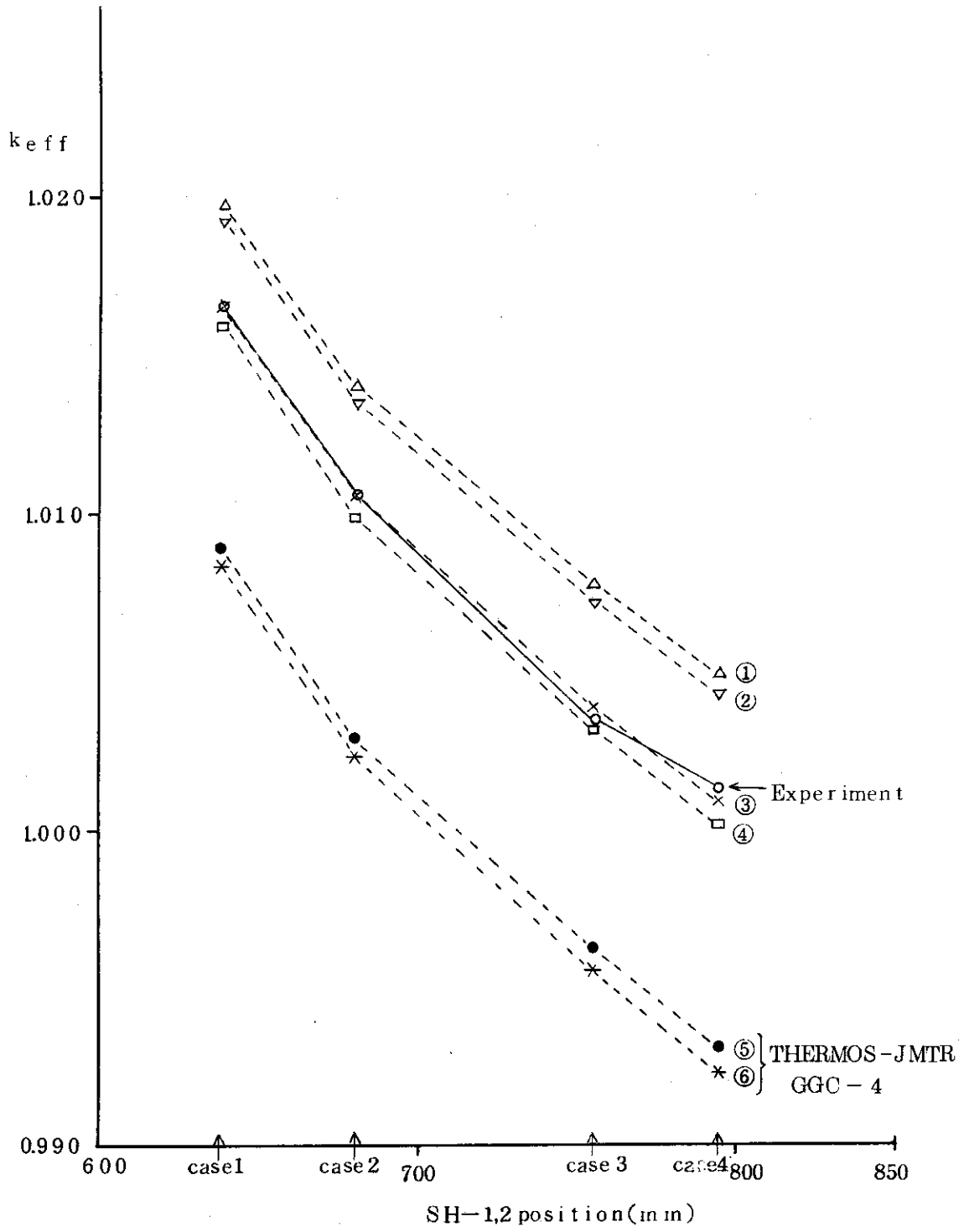


Fig.13 k_{eff} values for JMTRC benchmark cores

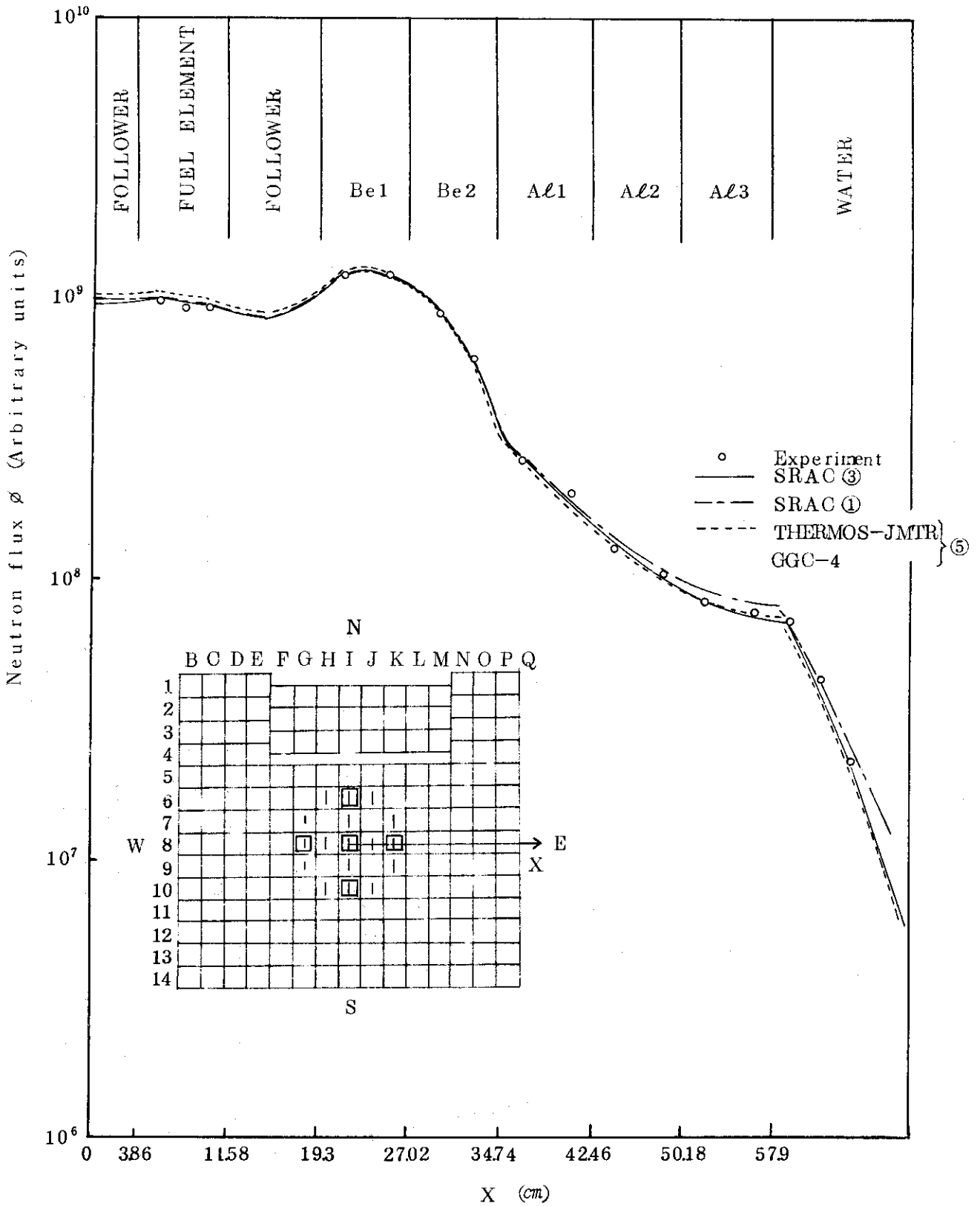


Fig. 14 Comparison of thermal fluxes in JMTRC

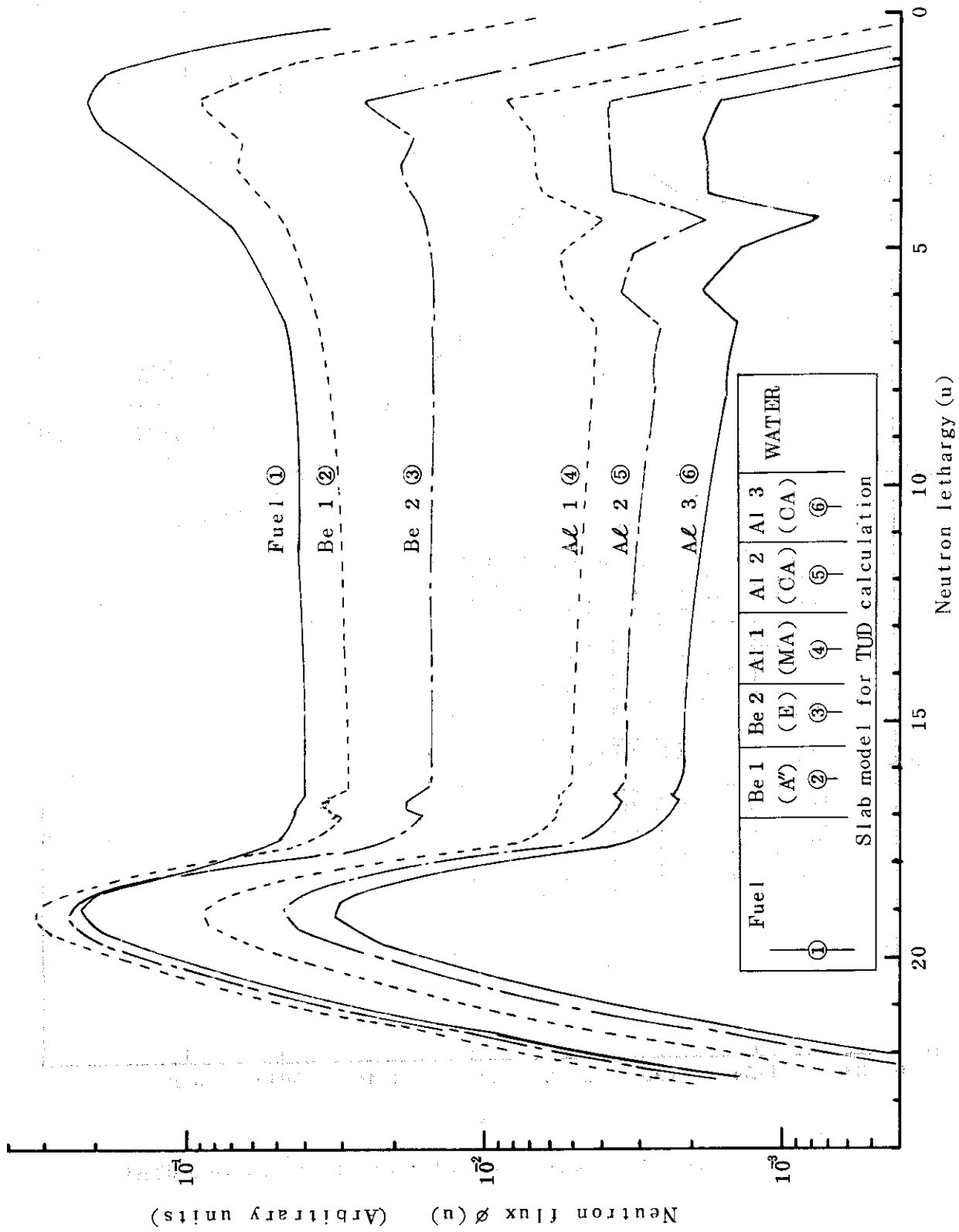


Fig.15 Neutron spectrum in JMTRC

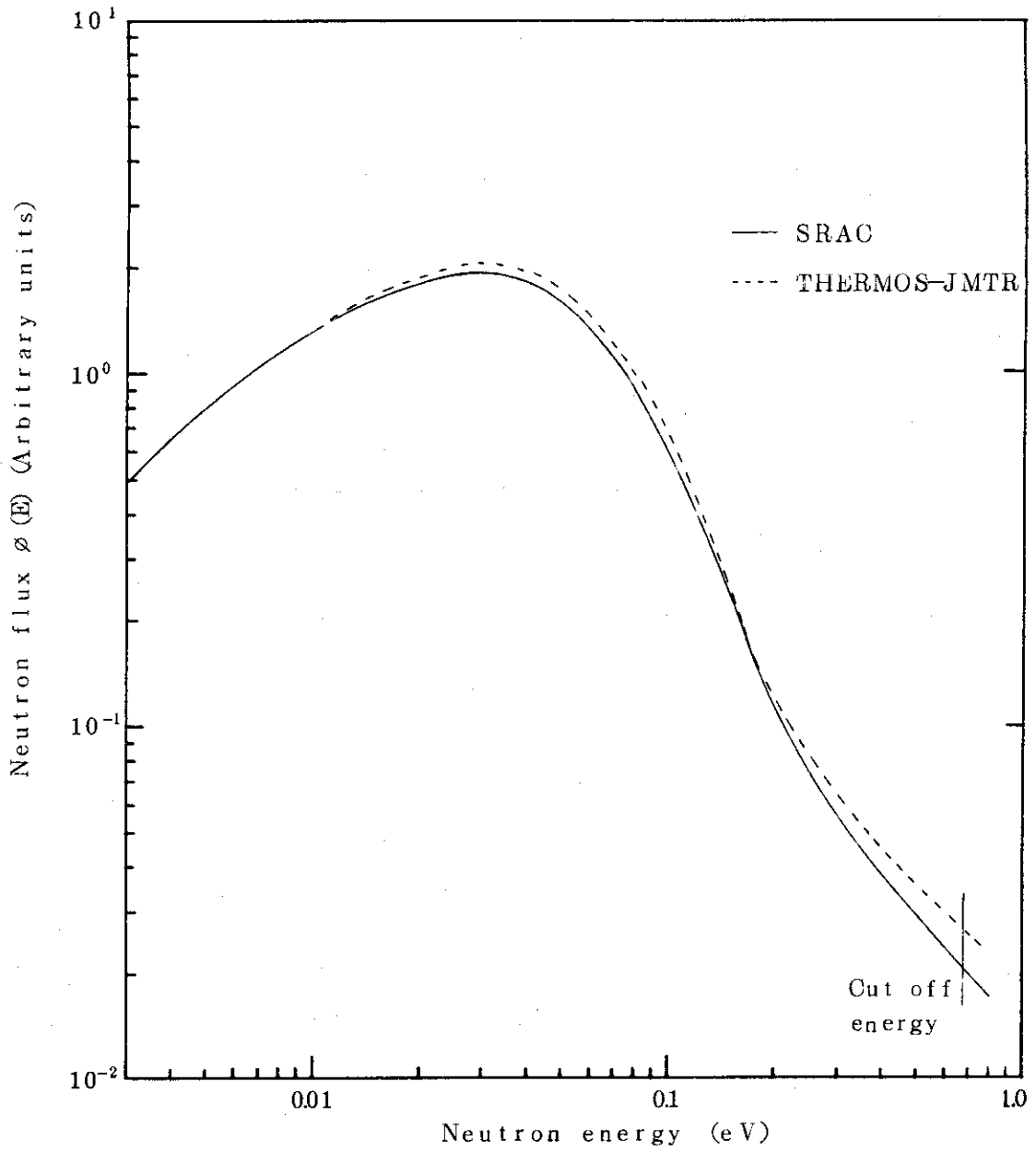


Fig. 16 Thermal neutron spectrum in fuel element

3.3 DCA初期炉心の臨界計算

DCAはATRの臨界実験装置として1969年末に初期臨界に達した。当時LAMP-Bコード¹⁾のオリジナル版のLAMP-Aを用いて初期臨界炉心の予測計算が行われたが、軸方向の外挿距離のあいまいさの範囲内で、実験結果と一致した臨界量の予測値を得た。

SRACシステムの検証の一つとして、LAMP-Aで行ったものと同じ条件でDCAの初期炉心の計算を行った。

1) 核断面積

SRACシステムではLAMP-Aに由来する断面積のオリジナル・ファイルがすべてENDF/B-IVに基づく新しいライブラリーに置き換えられた。これをTable 17に示す。個々の置換の影響は究明していないが、後述するように、解析法において大きな相異はなく、また相異があってもその影響は小さいと証明されるので、SRACとLAMP-Aによる臨界量の相異は由来するオリジナルの核データ・ファイルによるものと考えられる。

群定数のエネルギー群構造はTable 18に示すようにできるだけ条件を揃えた。唯一の相異は熱中性子エネルギー領域の分割法にあるが、30群という分割が十分の精度を保証することが確かめられているので、この相異は結果に影響を与えないと思われる。

2) 格子計算

DCAの標準格子はFig. 17に示すように、28本の燃料棒を同心円状に配列した圧力管型軽水冷却重水減速格子で、これが22.5cmのピッチで正方格子を形成する。格子計算ではCLUPと名付けた衝突確率ルーチンによって、Fig. 18に示すように、外部境界で等方反射円柱化近似を行って正確に模擬される。

共鳴積分については、LAMP-AはRICM¹⁶⁾によって隔離されたシングルレベル公式による計算を行ったが、SRACではPEACO⁶⁾により断面積を連続的に扱った正確な方法で行った。この方法の相異による計算値の差は、このようなクリーンな体系では生じないと考えられる。IR法による簡便な計算も試みた。

SRACで拡散パラメータの導き方について、次のa), b), c)の3つのカテゴリーでのオプションがあり、比較を試みた。

a) 微視的全断面積は、①弾性散乱、非弾性散乱断面積を含む全反応の和を用いるオプションと、②調和平均で求められた全断面積を用いるオプションがある。後者が標準的であるが、滑らかな断面積を持つ大量の減速材を含む熱中性子炉体系では、結果に差はないと考えられる。

b) 巨視的輸送断面積は、①各群毎に輸送補正を行うオプションと②B₁近似で輸送補正を行うオプションとがある。軽水減速系では一般に、後者は前者に比べると、0.5 MeV以上で拡散係数が小さくなり、1 MeV以下ではやゝ大きくなる。

c) 非均質系に対する拡散係数は、Benoist-Behrens termの等方成分と均質近似の双方が比べられた。

3) 炉心計算

DCAの炉心はFig. 19に断面図を示すように重水を収めた直径3mの円形のタンクに121チャンネルのカランドリア管が正方格子を組むように配置してある。底面には熱中性子に対しては黒色境界となるような吸収板が設けられているが、水面からは燃料棒をはじめ、圧力管、カランドリア管がとび出ている。この複雑さを除けば、炉心は円柱1次元の幾何学的形状で取り扱うことが可能で、その形状の簡単さのために、格子計算の結果得られた多群定数をそのまま使い、高速群、熱群あわせて70群の拡散1次元の炉心計算を行った。

4) 計算結果及び考察

Table 19 に、いろいろ条件を変えて、対象とするDCAの初期炉心に対して実効増倍係数 k_{eff} の計算を行い、その結果を示した。標準のケースとして、同じTable の備考に条件を列挙した。問題となるのは、1次元拡散計算の高さ方向の外挿距離の推定値であり、こゝでは上下合わせて9cmを外挿距離として、バックリングの値を算出した。炉心計算の項で述べたように、水面上及び底面下の幾何学的形状の複雑さを考えると、たとえR-Z2次元の拡散計算を行ったとしても外挿距離のあいまいさは解明できない。こゝで外挿距離で1cmの差は k_{eff} で0.2%の差を与えることに留意したい。

拡散パラメータの計算に関係する微視的全断面積の計算の方法の相異は結果に影響を与えない。同様に巨視的輸送断面積の計算モデルの相異は群毎には大きな差を与えるが、臨界量に対しては相殺して影響は小さい。

非均質系の拡散係数に対しての第一次近似を与える Behrens-Benoist を採用すると約1.1%の低い推定値を与えるが、これは非等方性を考慮すると軽減され、更に Benoist¹⁷⁾ によれば干渉項を考えるとより均質近似の $1/(3\Sigma_{tr})$ の値に近づくとされる。

共鳴積分の近似によって k_{eff} の計算値はいくらか変動するが、影響は小さいことがわかる。

対応するLAMP-Aの計算は約1%大きな k_{eff} を与えるが、これは由来する断面積ファイルが原因であると考えられる。

以上の考察からSRACの結果は外挿距離の推定のあいまいさの範囲内で、DCAの炉心の臨界性を十分に予測できることが結論される。

Table 17 Comparison between libraries of SRAC and LAMP-A code

	Neutron original file	
	SRAC	LAMP-A
高速中性子断面積	ENDF-B/4	GAM-II (一部 UK1)
共鳴パラメータ	ENDF-B/4 (fissile のマルチレベル パラメータは JFS-II)	ENDF-B/2
熱中性子散乱則 $S(\alpha, \beta)$	ENDF-B/3	Effective width model
熱中性子吸収核分裂断面積	ENDF-B/4	文献 (15)

Table 18 Energy group structure

	SRAC	LAMP-A
高速中性子群数	33	33
高速中性子レサジー巾	0.5	0.5
サーマルカットオフ	0.6825eV	0.6825eV
熱中性子群数	37	30
熱中性子分割則	等速	等レサジー

Table 19 k_{eff} for DCA initial core

Conditions	k_{eff}	Δk_{eff} (%)
SRAC Standard*	1.0007	—
σ_t by summation	1.0008	0.01
Σ_{tr} by consistent transport correction	0.9997	-0.10
D by Isotropic Benoist	0.9896	-1.11
Resonance Integral by I. R. A	1.0020	0.13
Resonance Integral by Table Look Up	0.9980	-0.27
LAMP-A	1.0113	1.04

*) Standard Specifications

Lattice Pitch	22.5 cm	square
Critical Radius	139.2 cm	
Critical Height	96.2 cm	(heavy water)
Critical Height	105.0 cm	($B_z^2 = 0.00895 \text{ cm}^{-2}$)
Core Radius	150.0 cm	
σ_{tr} by Harmonic Average		
Σ_{tr} by B_1 Approximation		
D by $1 / (3 \Sigma_{tr})$		

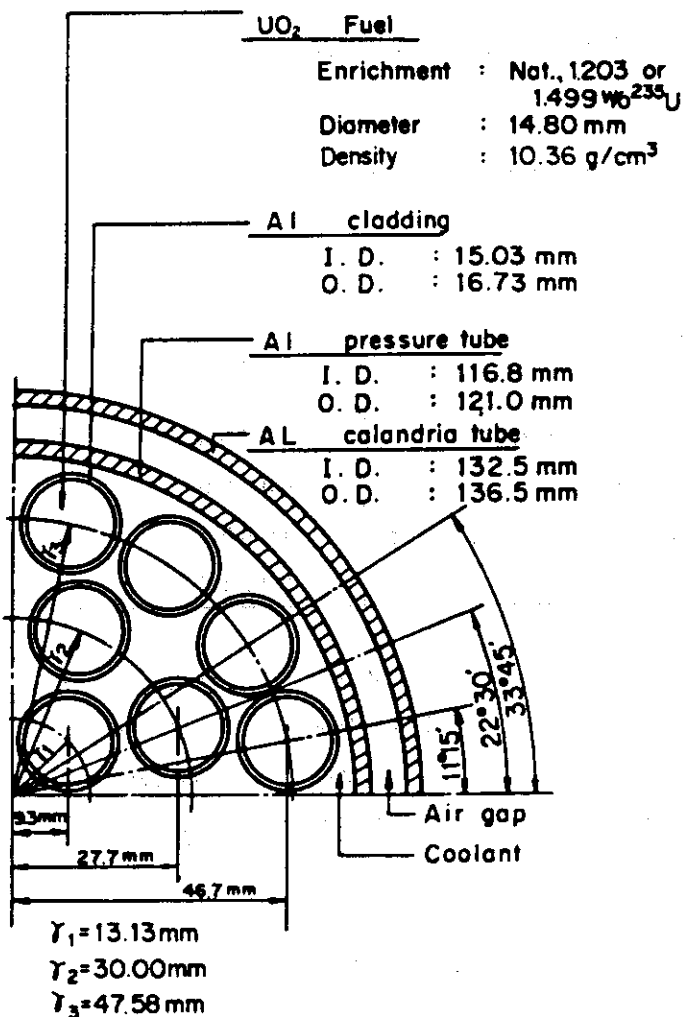


Fig. 17 One-quarter cross section of fuel cluster

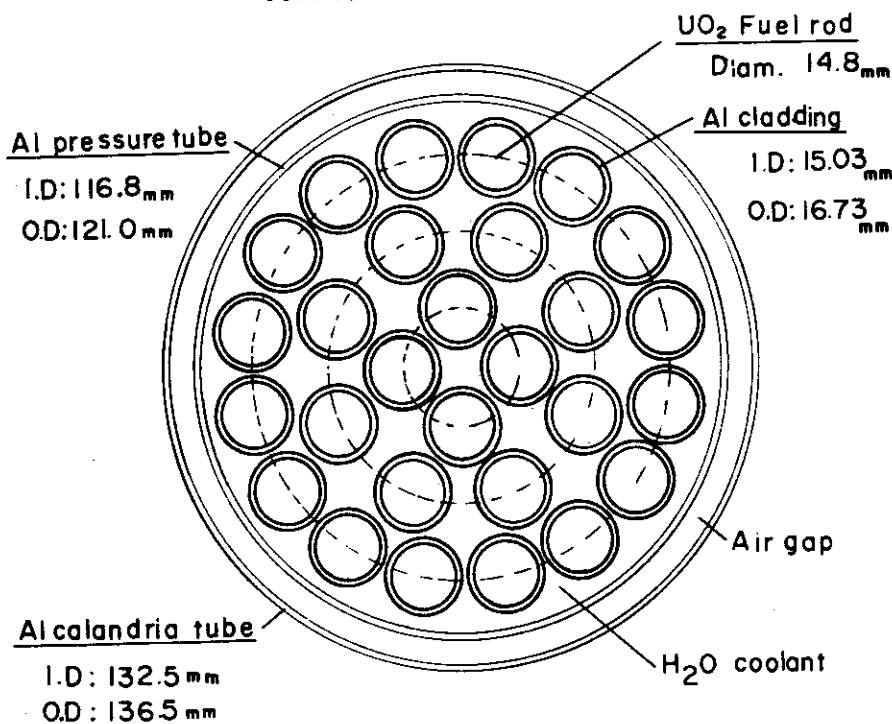


Fig. 18 Calculation model of DCA lattice cell

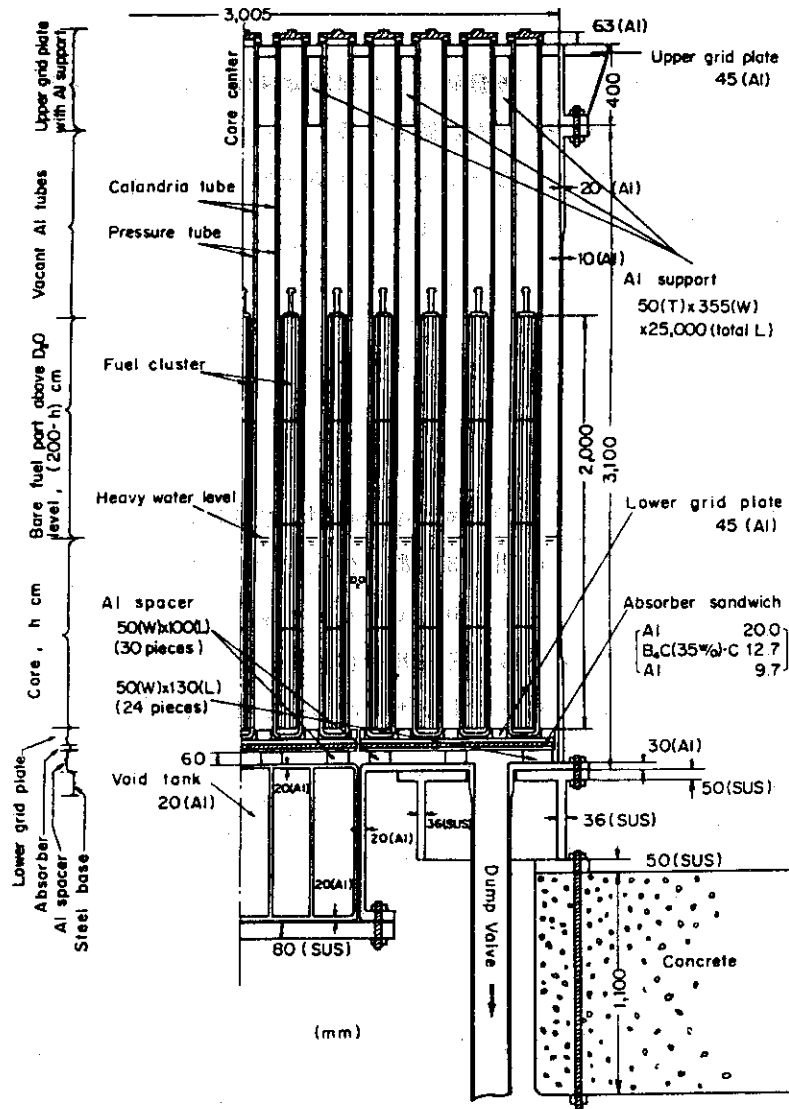


Fig. 19 DCA core configuration (schematic)

3.4 SHE体系（黒鉛減速炉）のベンチマーク計算

SRACコードシステムを用い、20%濃縮ウラン黒鉛減速側面反射体付きのSHE臨界実験装置の臨界量についてベンチマーク計算を行った。臨界計算を行った炉心は、

- 1) 炉心領域の原子個数 $C / {}^{235}\text{U}$ が5383~2316と異なる均質装荷炉心SHE-5~8炉心
- 2) 非均質装荷炉心のSHE-12, SHE-13炉心
- 3) 多目的高温ガス実験炉の模擬炉心のSHE-14炉心の7炉心について行った。

各炉心の燃料棒装荷配置図をFig. 20に示した。

3.4.1 臨界実験の解析

1) 群定数の作成

群定数は10MeV~1.1254eVのエネルギー範囲を22群に分割した速中性子群と、1.1254eV~0eVのエネルギー範囲を39群に分割した熱中性子群で炉心の格子計算を行い、格子平均の群定数を作成した。ここで、130eV~0.4eVのエネルギー範囲における ${}^{238}\text{U}$ の共鳴吸収の計算は主にIR法近似で行い、SHE-8炉心についてはIR法と超詳細計算コードPEACOの2方法について計算を行った。この両者による比較については3.4.2の3)において述べる。

2) 臨界計算

SHE炉心は軸方向に反射体はなく、炉心領域は円柱炉心に近く燃料棒が装荷された炉心であるので、臨界計算は、炉心を円筒炉心側面反射体付き炉心とし、1次元拡散で主に行った。軸方向の中性子漏洩は DB^2 (B^2 :軸方向バックリング)として取り扱った。Table 20に1次元拡散、IR法による臨界計算結果を示した。これから均質装荷炉心SHE-5~SHE-8炉心においては実験値と計算値とは k_{eff} で0.7%以内で一致することがわかった。一方、非均質装荷炉心SHE-12, SHE-13およびSHE-14炉心では計算値が約1.2~1.8%大きく見積る傾向がある。これらの炉心は単位格子セル(Fig. 21参照)計算においてSHEを構成するマトリックス管相互の間に見える空気ギャップによる中性子漏洩効果を考慮していないことに原因していることが、3.4.2の5)の計算モデルから明確に出来た。

3.4.2 臨界計算モデルの検討

1) 熱中性子群カットオフエネルギーの相異による臨界計算結果への影響

熱中性子群のthermal cut off energyを0.683eV, 1.1254eVおよび1.8554eVと変化させた場合、0.683eVから1.1254eVにすると、 k_{eff} に約1%の相異があった。さらに1.1254eVから1.8554eVにthermal cut off energyをあげた場合には、 k_{eff} の相異は無視出来るほど小さかった。thermal cut off energyの相異による k_{eff} が変化するのthermal cut off energy以上のneutron up-scatterに原因している。したがって3.4.1の臨界実験の解析には1.1254eVのthermal cut off energyを用いた。

2) 1次元拡散と1次元輸送による臨界計算結果への影響

SHE-8炉心について臨界計算をSRACコードシステム内の1次元拡散理論TUDおよび1次元輸送理論ANISNで行ったが、両者間での k_{eff} の相異は約0.1%以内であった。

3) 共鳴吸収計算法のIR法と超詳細計算コードPEACOによる臨界計算結果への影響

SHE-8炉心において、 ^{238}U の共鳴吸収の計算をIR法近似または超詳細計算コードPEACOを用い臨界計算を行った。 ^{238}U の13.71 eV~6.476 eVのエネルギー範囲の共鳴吸収断面積の値は、IR法で60.630 barn, PEACOコードで59.424 barnとほとんど相異はなく、 k_{eff} に対して0.02%の相異にしかならない。

4) 1次元拡散理論と2次元拡散理論による臨界計算結果への影響

六角柱状のSHE炉心体系を円筒炉心の1次元体系に近似した体系の臨界計算と六角柱状の体系とした2次元triangular geometryの臨界計算をCITATIONコードでそれぞれ行った。この臨界計算を行った炉心はSHE-14炉心で、速中性子群(10MeV~1.1254 eV)11群、熱中性子群(1.1254 eV~0 eV)13群の合計24群で行った。この結果、1次元臨界計算結果と2次元臨界計算結果との相異は k_{eff} で0.02%程度であり、六角柱状の形状効果はSHE-14炉心に対して無視出来ると考えられる。これらはSHE-14炉心は炉心領域の半径約38 cm, 反射体厚さ約91 cmと炉心領域が小さく反射体が厚いために、形状効果は小さいと思われる。

5) 炉心内の空気ギャップによる中性子漏洩効果を考慮した臨界計算結果への影響

SHEの炉心は直径6.5 cmの黒鉛製のマトリックス管および直径6.5 cmの黒鉛棒で構成されているため、三角形の空気ギャップが出来る。この空気ギャップ効果による軸方向の中性子漏洩効果をSHE-8炉心について計算を行った。計算方法はFig. 21のSHE-8炉心の単位格子について径方向の拡散係数 D_r および軸方向の拡散係数 D_z をBeniost modelから計算し、1次元拡散理論の臨界計算において、軸方向のGeometrical Buckling B^2 を D_z/D_r 倍した値を入力し、軸方向の中性子漏洩を $B^2 \cdot \frac{D_z}{D_r}$ として取り扱った。 $D_z/D_r \approx 1.04$ 程度であった。この方法による臨界計算結果は、拡散係数を $1/(3\sigma_{\text{tr}})$ の中性子スペクトル平均から求めた臨界計算結果と比較して k_{eff} で0.567%小さくなる。この結果、空気ギャップによる中性子漏洩効果を評価することが出来た。なお、空気ギャップの大きさは、SHEを構成する直径6.5 cmの黒鉛棒の大きさの約10%をしめている。

以上の臨界計算結果からSHE炉心の臨界計算の方法として、

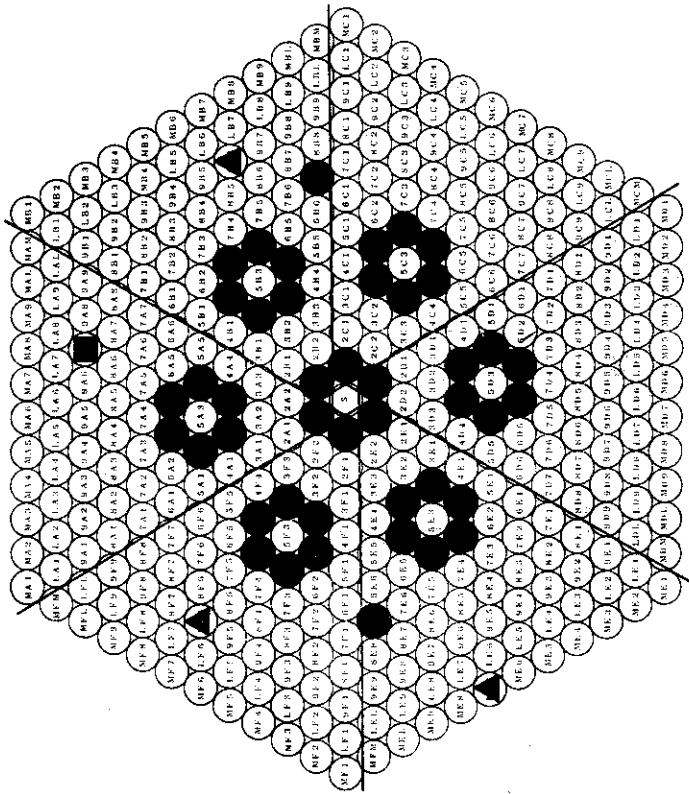
- i) 格子計算を正確に取り扱うこと。
- ii) 熱中性子群のthermal cut off energyを1.1254 eVとすること。
- iii) 炉心を1次元円筒炉心体系に近似してもよいこと。
- iv) 61群等の多群拡散理論で臨界計算を行うこと。
- v) ^{238}U の共鳴吸収の計算はIR法近似でよいこと。

が結論された。また、Table 20において、非均質装荷炉心SHE-12, SHE-13およびSHE-14炉心の k_{eff} の値に、5)において述べた空気ギャップによる中性子漏洩効果、および可動反射体の端部の黒鉛製のエンドギャップの有無による効果の合計 $\Delta k_{\text{eff}} = 0.867\%$ の補正を行うと、非均質装荷炉心に対しても、実験値と計算値とは k_{eff} で1%以内で一致することが明確に出来た。SRACコードシステムの開発によりC/ ^{235}U の原子比の大きい非均質装荷炉心において、これまでの計算値と実験値との不一致の原因が解明され、黒鉛減速炉心への本コードシステムの有効性を明らかに出来た。そこで、現在、多目的高温ガス実験炉のモックアップ炉心をSHEに構成するため、SHE改造炉心の核計算に本コードシステムを用い核計算を進めている。

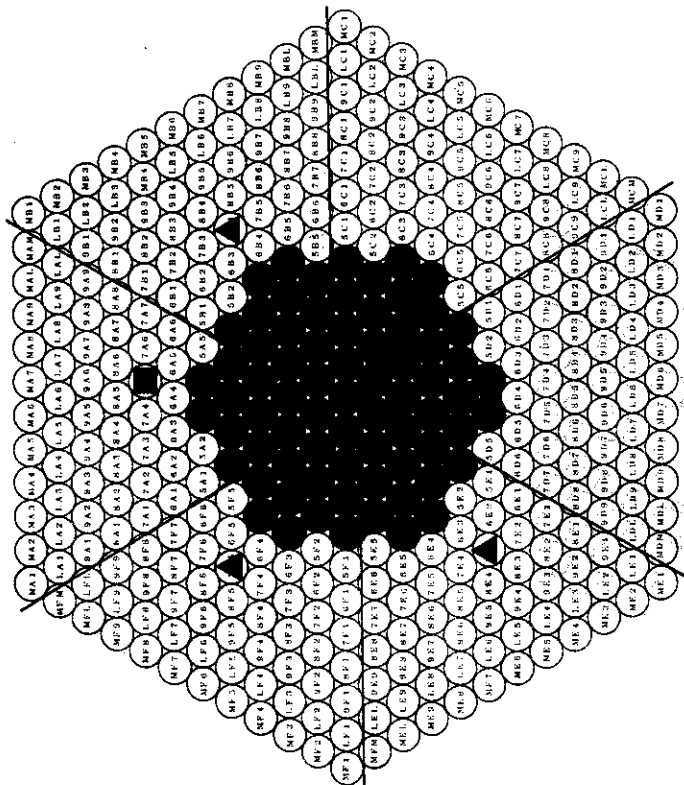
Table 20 Calculated k_{eff} for SHE systems

Core configuration	C/ ^{235}U	Core radius (cm)	Calculated values of k_{eff} *
SHE-5	5483	35.10	1.00145
SHE-6	4395	33.17	1.00503
SHE-7	3359	31.04	1.00719
SHE-8	2316	28.71	1.00748
SHE-12	6785	37.28	1.01399(1.00532)*
SHE-13	15724	55.76	1.01835(1.00968)*
SHE-14	7158	39.54	1.01270(1.00403)*

*:Corrected values of neutron streaming and end cap effect



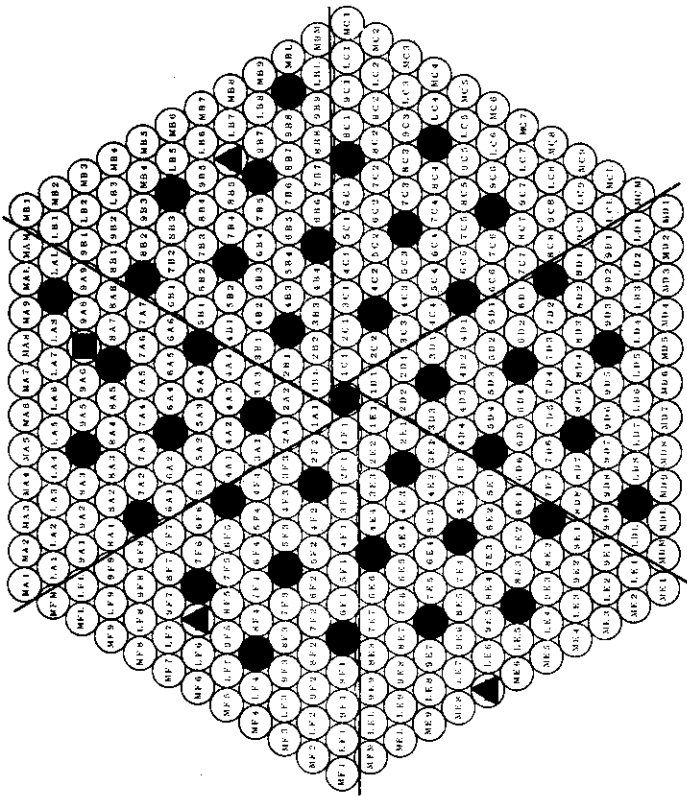
SHE - 14



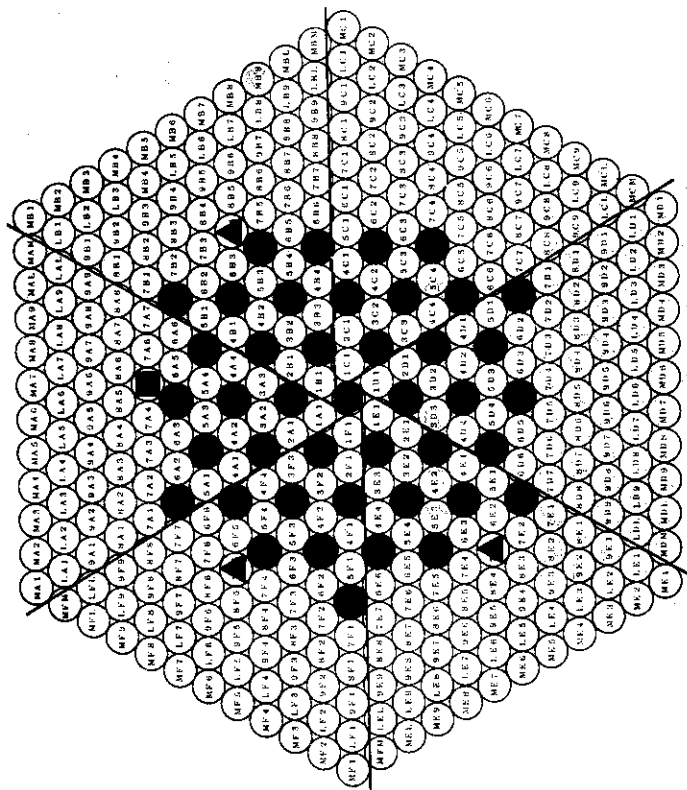
SHE - 8

- : Fuel rod
- : Graphite rod
- : Control rod
- ▲ : Safety rod

Fig. 20 (a) Fuel rods loading pattern of SHE cores

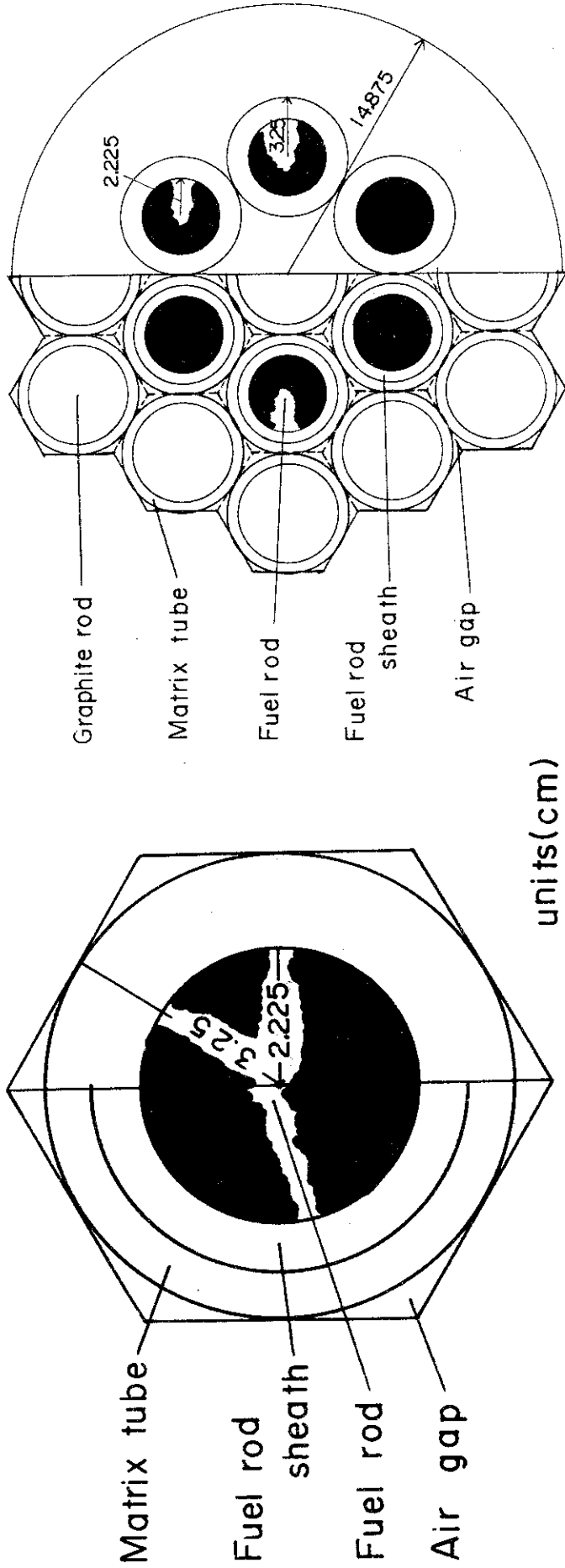


S H E - 13



S H E - 12

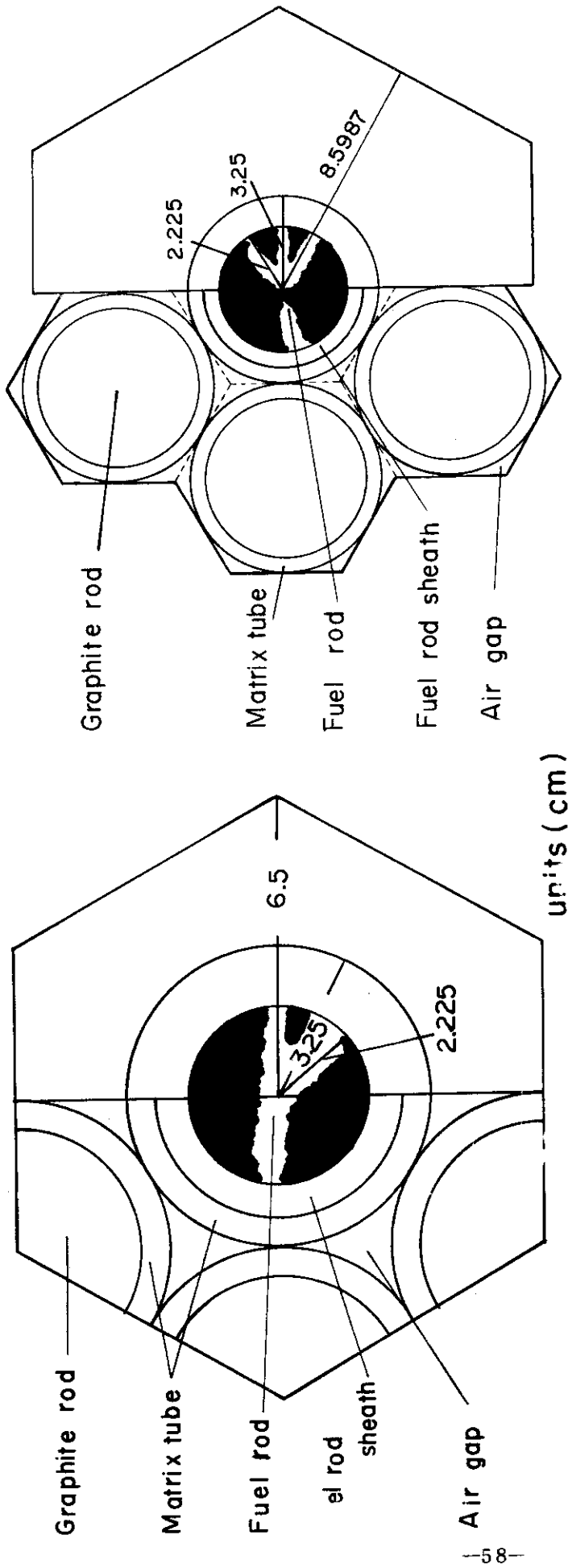
Fig. 20 (b)



units(cm)

Unit cell of SHE-5,6,7,8 core Unit cell of SHE-14 core

Fig. 21 (a) Simplification of unit cells of SHE cores for calculations



Unit cell of SHE-12 core

Unit cell of SHE-13 core

Fig. 21 (b)

3.5 研究炉の低濃縮化に関する IAEA ベンチマーク計算

研究炉の核燃料の低濃縮化については IAEA のもとに国際協力が行われており、後進国のための技術的問題についてのガイドブック (IAEA-TECDOC-233) が既に刊行されている。そこでは Generic core を対象とした国際ベンチマーク計算が行われ、原研からも炉心燃焼計算コード・システムを用いて参加した。現在 IAEA では、第二段階として、安全解析上の問題のためのガイドブック作成が進行しておりそこで、同じ Generic core を対象としての安全解析用のパラメータについての国際ベンチマーク計算が行われた。原研からも SRAC システムを用いた計算結果を提出した。

1) ベンチマーク問題

問題の対象となったのは 10 MW の MTR 型研究炉において 93% 濃縮ウラン燃料を同じ幾何学的形状で 20% 濃縮ウランに変更したときの核的特性、動特性パラメータ及び事故解析結果に対する影響を各国のコード・システムで計算して比較検討しようとする試みであった。SRAC システムを用いた結果は 1981 年 3 月 9～11 日にウィーンで開かれた IAEA 主催「研究炉の炉心転換に関連する安全性及び許認可上の問題についてのガイドブック準備委員会会合」において発表した。SRAC による計算以外には、米国 ANL による発表があったのみで、次回 9 月の会合までに西独、仏、豪、等の諸国による計算結果が出揃う見込みである。

問題の諸元及び計算の条件を Table 2.1 に、燃焼ステップ毎の燃料中の原子数密度を Table 2.2 (a) 及び (b) に示す。

2) 標準燃料 エレメントの格子計算

格子計算のためのエネルギー群構造は Table 2.3 に示すように 10 MeV から 1.12 eV までを 22 群に、1.12 eV 以下の熱中性子領域を 39 群に分割して計算した。制御棒価値の計算に必要な ^{115}In の第 1 共鳴レベルはエピサーマル領域にあるとして計算した。

格子計算には全エネルギー領域を通じて衝突確率法を使用した。MTR 型板状燃料要素とそのサポート板の 2 次元的な幾何学的形状を考慮して 2 段階の格子計算を行った。第一段階では Fig. 2.2 (a) に示すような燃料ミート、クラッド及び冷却材である軽水の 1 次元形状を扱った。ここで 130 eV 以上の実効共鳴積分は Bondarenko 型のテーブルの内挿を用いているが、130 eV - 1.125 eV のエネルギー区間では幾何学的形状を考慮した厳密な方法 (PEACO) を用いた。この区間では、Table 2.4 に示すように断面積を連続的に取り扱うために、約 5 千点のエネルギー点で断面積や中性子束を計算している。ここで上述のテーブルの内挿によって共鳴積分を行うことができるが、Table 2.6 に示すように 20% 濃縮燃料を用いた BOL 炉心では k_{eff} において約 1.3% の誤差をもたらす。^{*}

第二段階の格子計算では均質化された燃料部とサポートプレート及び各在するアルミ、軽水から成るギャップを Fig. 2.2 (b) のような幾何学的形状で取り扱った。この結果の中性子束分布を重みにして、Table 2.5 に示す炉心計算のための 24 群 (高速 11 群、熱 13 群) のエネルギー構造の少数群定数を計算した。

*) IR 法と PEACO コードとの比較については、3.1 節参照のこと。

3) コントロールエレメントの格子計算

強い吸収体を含む制御盤近傍での拡散コードの貧弱な振舞いを緩和するために、コントロール・エレメントについては特殊な格子計算を行った。コントロール・エレメントは、真中に17枚の燃料板をはさんで両端に各一枚の吸収板が挿入される。さらに問題では、燃焼度の異なる標準燃料エレメントが隣接するけれども、ここでは3枚の燃料板、吸収板、更に同じ組成の3枚の燃料板という Fig. 2.3 に示すような対称なスーパーセルを想定して、格子計算を行った。この結果から、隣のエレメントに属すると考えられる3枚の燃料板の部分を除いた場所で均質化を行い、コントロール・エレメントの両端部の断面積として採用した。コントロール・エレメントの中央の11枚の燃料板に対応する断面積には標準燃料エレメントのものを採用した。

Fig. 2.4(a)には標準燃料エレメントの燃料板における詳細な中性子スペクトルを、同図(b)には AgInCd を吸収体として含む制御板中の中性子スペクトルを示す。Ag と In は夫々顕著な共鳴レベルを有するが特にオーバーラップなしに中性子を吸収している様子を知ることができる。Table 2.7 に制御板の共鳴吸収にテーブル内挿法を採用したときとの比較を行ったが、レベルが独立していると考えられるために正確な計算と良好な一致を示している。

4) 炉心計算

炉心計算は1象限を Fig. 2.5 に示すような2次元形状に対して拡散計算を行った。24群という通常の少数群より多い群数で行ったのは、中性子寿命や実効遅発中性子発生率の計算のために多群構造を必要としたためであり、 k_{eff} の計算のみが要求される時はもっと少ない群数で同じ結果が得られるはずである。

5) 計算結果及びANLの結果との比較

Table 2.8 に各燃焼度の標準燃料エレメントの k_{∞} の計算値をANLのそれと対比して示す。SRACの結果はFPの影響が含まれていないので、燃焼しない格子では一致はよいが、燃焼が進むにつれてANLの値と離れていくのは当然である。FPの影響は k_{eff} に対して2~3%と云われる。Table 2.9 には制御棒値の計算結果を示すが、その表中において、制御棒を引き抜いた平均燃焼度2.4% ^{235}U の BOL 炉心に対するSRACの k_{eff} とANLの k_{eff} の差は高濃縮、低濃縮炉心双方共に4.6%であり、燃焼度が0%の炉心で、既に1%前後SRACが k_{eff} に低い値を示していることから、FPの影響は2.5%前後あるものと推察される。56年度前半に予定されているSRAC自身による燃焼計算の結果によりこのあいまいさは無くなるものと考えられる。

同じ表で制御棒値の比較が示されているが、SRACの結果が大巾にANLのそれを下回っていることがわかる。ANLは断面積をエネルギー的に連続的に取り扱ったモンテカルロコードVIMに裏付けられた計算であるのに、SRACの扱いは黒色制御板の代わりに領域を拡げた灰色の領域を想定した拡散計算であり、どの範囲まで灰色の領域に入れるかについては経験が必要であると思われる。今回のベンチマークの参加については時間的に余裕がなかったため前述のように制御板1枚につき内側の3枚の燃料板を含む領域を一意的に灰色領域と定めて計算を行った。結果から判断すると、組成が異なるので、入力は増加するものの制御板の外側の燃料板を数枚含む領域を灰色領域に設定すべきであった。B、Cを吸収体とした制御棒値は、全エネルギー範囲で、B、Cの吸収断面積が、AgInCdのそれを下回っていることから当然より小さい値を示すべきであり、ANLの結果には承服でき

ないことを付け加えたい。

Table 30 には反応度温度係数をANLの結果と対比して示す。冷却水温度効果については完全な一致を示している。冷却水密度効果については、SRACの計算値は冷却水のみならず反射体中の水の密度まで均一に変化させたので、ANL値より幾分大きな値を示している。ドップラー係数と呼ばれる燃料温度係数は相対的には異なるが、全反応度からみた絶対値としての差は小さい。これは低濃縮とはいっても20%の濃縮度では、 ^{238}U の共鳴吸収率は軽水動力炉のそれよりもはるかに小さい。Table 31 及び32 は密度係数、燃料温度係数のリニアリティを確かめるためのものである。

Table 33 には、即発中性子生成時間と遅発中性子分率の計算値を示す。AについてはSRACの値はANLの値と良い一致を示したが、 β_{eff} のSRACの値はANLの値よりかなり高い。これは異常に高い値を算出すると云われているENDF-B/4の β_{abs} から出発した計算値であり、かなり硬いスペクトルを与えるENDF-B/5の値を使用するならば、ANLの値と良い一致をみる事が予想される。

以上の計算の他に、peaking factor の計算も行ったが、2次元拡散のメッシュ巾が十分でなかったこともあり、ANLの値との一致は良くなかったことを付け加えておきたい。

6) 考 察

SRACコードには燃焼計算が未だ備っていないので止むを得ずANLが計算した組成を用い、しかもFPの内容が不明のため考慮しなかったが、幸いFPの反応度が2~3%と小さいため、ANLの計算結果と比較して一致は良好であった。ただし、制御棒価値の計算のための灰色領域の範囲の決め方、ピーキングを計算するための拡散コードの入力であるメッシュ巾の選定、遅発中性子分率に最新値を採用すべきである等、反省するところも多い。

Table 2 1 Specifications for the benchmark problem

Reactor Description

Active core height 600mm
 Extrapolation length 80mm X-Y calculations
 Space at the grid plate per fuel element 77mm×81mm
 Fuel element cross section 76mm×80.5mm including support plate
 76mm×80.0mm without
 Meat dimensions 63mm×0.51mm×600mm
 Aluminum-canning with $\rho_{Al} = 2.7 \text{ g cm}^{-3}$
 Thickness of support plate 4.75mm; $\rho_{Al} = 2.7 \text{ g cm}^{-3}$
 Number of fuel plates per fuel element: 23 identical plate,
 each 1.27mm thick
 Number of fuel plates per control element: 17 identical plates,
 each 1.27mm thick
 Identification of the remaining plate positions of the control element:
 4 plates of pure aluminum $\rho_{Al} = 2.7 \text{ g cm}^{-3}$, each 1.27mm thick in
 of the position of the first, the third, the 21st, and the 23rd standard
 plate position; water gaps between the two sets of aluminum plates. Control
 blades of Ag/In/Cd absorber or B₄C absorber are inserted into these
 gaps in case of calculating the control rod worths.

Atom Number densities of material

As the SRAC is not yet capable of burn-up calculations, the EPRI
 results shown in Table 2 2 (a)&(b) which were taken from PP454, 455
 volume 1 TEC. DOC 233 were used.

Uniform temperature 27°C instead of 20°C as the standard

The core state (first quadrant) by % ²³⁵U burned per element (BOL)

G		G	W
25		5	W
45		25	5
(largest power)		CONTROL	
AL		45*	25*
W*	45		

*Half size

Table 22 (a) Atom densities in 93% enriched fuel meat vs ^{235}U burnup

Burnup (%)	Atom Densities ($\text{cm}^{-3} \times 10^{24}$)					
	Al	^{135}Xe	^{149}Sm	^{235}U	^{236}U	^{238}U
0	5.70110-2	0.0	0.0	1.61790-3	0.0	1.20200-4
5	5.70110-2	1.70943-8	1.33929-7	1.53701-3	1.34683-5	1.19729-4
10	5.70110-2	1.64155-8	1.28239-7	1.45612-3	2.68848-5	1.19231-4
25	5.70110-2	1.40338-8	1.07554-7	1.21342-3	6.62984-5	1.17682-4
30	5.70110-2	1.32194-8	1.00692-7	1.13254-3	7.91391-5	1.17146-4
45	5.70110-2	1.07091-8	8.01311-8	8.89845-4	1.16718-4	1.15456-4
50	5.70110-2	9.84972-9	7.32815-8	8.08949-4	1.28901-4	1.14857-4

Burnup (%)	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	F.P.E.*	F.P.T.*
	0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	4.37692-7	8.56897-9	3.77796-10	3.00945-12	1.05229-5	4.93857-3
10	8.47746-7	3.32473-8	2.99548-9	4.97504-10	2.29663-3	8.88099-3
25	1.80022-6	1.78887-7	3.99137-8	1.96792-9	6.22039-3	1.90982-2
30	2.03037-6	2.43571-7	6.46856-8	4.07045-9	7.51802-3	2.21936-2
45	2.47988-6	4.59669-7	1.76152-7	2.04908-8	1.12869-2	3.10182-2
50	2.55349-6	5.33805-7	2.23117-7	3.12422-8	1.24867-2	3.38111-2

Table 22 (b) Atom densities in 20% enriched fuel meat vs ^{235}U burnup

Burnup (%)	Atom Densities ($\text{cm}^{-3} \times 10^{24}$)					
	Al	^{135}Xe	^{149}Sm	^{235}U	^{236}U	^{238}U
0	3.81710-2	0.0	0.0	2.25360-3	0.0	8.90050-3
5	3.81710-2	2.30226-8	1.91678-7	2.14092-3	1.94582-5	8.88775-3
10	3.81710-2	2.24095-8	1.86339-7	2.02823-3	3.88442-5	8.87411-3
25	3.81710-2	1.98787-8	1.61934-7	1.69020-3	9.56508-5	8.83036-3
30	3.81710-2	1.89700-8	1.53457-7	1.57752-3	1.14100-4	8.81469-3
45	3.81710-2	1.60514-8	1.27167-7	1.23952-3	1.67779-4	8.76349-3
50	3.81710-2	1.50123-8	1.18131-7	1.12691-3	1.85044-4	8.74467-3

Burnup (%)	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	F.P.E.*	F.P.T.*
	0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	1.13740-5	2.42263-7	1.32772-8	1.07946-10	1.49776-5	7.01035-3
10	2.20424-5	9.29571-7	1.04740-7	1.77419-9	3.27912-3	1.30600-2
25	4.74782-5	4.87965-6	1.35957-6	6.84154-8	8.90476-3	2.88592-2
30	5.39063-5	6.61161-6	2.18113-6	1.40153-7	1.07938-2	3.37596-2
45	6.75486-5	1.24109-5	5.76350-6	6.83703-7	1.64013-2	4.81703-2
50	7.03139-5	1.44336-5	7.23640-6	1.03141-6	1.82397-2	5.29133-2

* Not included in the SRAC calculations

Table 23 Energy group structure (61G) for primary and secondary cell calculation

Group	upper energy(eV)	Δu	Group	upper energy(eV)	Δu
1	1.0×10^7	0.75	50	0.054520	0.1746
2	4.7237×10^6	0.75	51	0.045785	0.1913
3	2.2313×10^6	0.75	52	0.037813	0.2116
4	1.0540×10^6	0.75	53	0.030602	0.2366
5	4.9787×10^5	0.75	54	0.024154	0.2685
6	2.3518×10^5	0.75	55	0.019467	0.3101
7	1.1109×10^5	0.75	56	0.013543	0.3672
8	5.2475×10^4	0.75	57	0.0093803	0.4502
9	2.4788×10^4	0.75	58	0.0059804	0.5818
10	1.1709×10^4	0.75	59	0.0033423	0.8239
11	5.5308×10^3	0.75	60	0.0014663	1.4258
12	2.6126×10^3	0.75	61	0.00035238	3.5821
13	1.2341×10^3	0.75			
14	5.8295×10^2	0.75			
15	2.7536×10^2	0.75			
16	1.3007×10^2	0.75			
17	6.1442×10^1	0.75			
18	2.9023×10^1	0.75			
19	1.3710×10^1	0.75			
20	6.4760	0.75			
21	3.0590	0.625			
22	1.6374	0.375			
23	1.1254	0.250			
24	0.87642	0.250			
25	0.68256	0.125			
26	0.60236	0.125			
27	0.53158	0.125			
28	0.46912	0.125			
29	0.41399	0.0616			
30	0.38926	0.0636			
31	0.36528	0.0657			
32	0.34206	0.0678			
33	0.31961	0.0703			
34	0.29792	0.0729			
35	0.27699	0.0755			
36	0.25683	0.0786			
37	0.23742	0.0818			
38	0.21878	0.0852			
39	0.20090	0.0891			
40	0.18378	0.0932			
41	0.16743	0.0978			
42	0.14183	0.1028			
43	0.13700	0.1083			
44	0.12293	0.1146			
45	0.10963	0.1215			
46	0.097080	0.1294			
47	0.085397	0.1384			
48	0.074276	0.1486			
49	0.064017	0.1606			

F
A
S
T
↑
T
H
E
R
M
A
L
↓

Table 24 Intermediate and fine group structure for neutron resonance cross section representation

Group number	Upper energy E_n (eV)	Lower energy E_{n+1} (eV)	Lethargy width	Number of intermediate groups	Number of fine groups in an intermediate group	Mesh width of intermediate groups (Δu_M)	Mesh width of fine groups	Mesh width $E_n \times \Delta u_M$ (eV)	Group No. Cell Calc						
46	130.07	101.30	0.25	50	10	0.005	0.0005	0.65	16						
47	101.30	78.893						0.51							
48	78.893	61.442	0.25	50	10	0.005	0.0005	0.11	17						
49	61.442	47.851													
50	47.851	37.267													
51	37.267	29.023													
52	29.023	22.603													
53	22.603	17.603													
54	17.603	13.710													
55	13.710	10.677													
56	10.677	8.3153													
57	8.3153	6.4760													
58	6.4760	5.0435	0.125	25	50	0.005	0.032	20							
59	5.0435	3.9279													
60	3.9279	3.0590													
61	3.0590	2.3824													
62	2.3824	1.8554													
63	1.8554	1.6374													
64	1.6374	1.4450													
65	1.4450	1.2752													
66	1.2752	1.1254													
67	1.1254	0.99312													
68	0.99312	0.87642	0.125	25	50	0.005	0.005	21							
69	0.87642	0.77344													
70	0.77344	0.68256													
71	0.68256	0.60236													
72	0.60236	0.53158													
73	0.53158	0.46912													
74	0.46912	0.41399													
Total									5.75	1150	11500	5.75	5.75	0.0024	22
									5.75	1150	11500	5.75	5.75		↑ T H E R M A L

Table 25 Energy group structure (24) for core calculation

FAST			THERMAL		
	upper energy(eV)	Δu		upper energy(eV)	Δu
1	1.0×10^7	1.5	12	1.1254	0.625
2	2.2313×10^6	1.5	13	0.60236	0.375
3	4.9787×10^6	1.5	14	0.41399	0.1909
4	1.1109×10^5	1.5	15	0.34206	0.211
5	2.4788×10^4	1.5	16	0.27699	0.2359
6	5.5308×10^3	1.5	17	0.21878	0.2675
7	1.2341×10^3	1.5	18	0.16743	0.3089
8	2.7536×10^2	1.5	19	0.12293	0.3655
9	6.1442×10^1	1.5	20	0.085397	0.4476
10	1.3710×10^1	1.5	21	0.054520	0.5775
11	3.0590	1.0	22	0.030602	0.8152
			23	0.013543	1.3992
			24	0.0033423	5.8318

Table 26 Comparison between k_{eff} values obtained by different calculation methods of resonance cross sections in LEU BOL core

	k_{eff}
Rigorous	1.0404
Table look up	1.0536

Table 27 Comparison between control rod worths obtained by different calculation methods of resonance cross sections Ag/In/Cd in LEU BOL core

	$\Delta \rho, \%$
Rigorous	9.55
Table look up*	9.46

* applied only in the primary cell calculation of control element

Table 28 Comparison of SRAC-CELL k_{∞}
with ANL results (T=300 °K)

Burnup (%)	Enrichment			
	93%		20%	
	ANL	JAERI*	ANL	JAERI*
0	1.73698	1.7451	1.65475	1.6473
5	1.63697	1.6531	1.56410	1.5725
10	1.61653	1.6415	1.54447	1.5621
25	1.54853	1.6009	1.47972	1.5255
30	1.52227	1.5846	1.45544	1.5109
45	1.42692	1.5217	1.37191	1.4574
50	1.38761	1.5024	1.33935	1.4362

* The lumped fission products were not included.

Table 29 Calculated control rod worths

Core	Fuel	Control Rod	Control Rods Withdrawn	Control Rods Fully Inserted	$\Delta\rho$ (%)
HEU	BOL	Ag/In/Cd B ₄ C	1.0496(1.0333)*	0.9360(0.8787)	1083 (17.03)
				0.9582(0.8438)	870 (21.74)
HEU	Fresh	Ag/In/Cd B ₄ C	1.1855(1.1937)	1.0727(1.0337)	951 (12.97)
				1.0826(0.9924)	868 (17.00)
LEU	BOL	Ag/In/Cd B ₄ C	1.0403(1.02353)	0.9410(0.8915)	955 (14.47)
				0.9502(0.8575)	867 (18.91)
LEU	Fresh	Ag/In/Cd B ₄ C	1.1531(1.1695)	1.0557(1.0305)	844 (11.53)
				1.0568(0.9911)	835 (15.39)

* The parentheses show ANL results.

Table 30 Initial slopes of feedback components

Effect	$\delta P / \delta T \times 10^{-3} / ^\circ\text{C}$	
	(HEU)	(LEU)
Water Temp. (27°C-77°C)	0.1104(0.1188)*	0.0818(0.0807)
Water Density (27°C-77°C)	0.1352(0.1038)	0.1558(0.1229)
Doppler (27°C-127°C)	0.0023(0.0006)	0.0299(0.0259)
	0.1389	0.1660

* The parentheses show ANL results

Table 31 Isothermal temperature coefficients (water density)

Density	$\Delta \rho, \%$	
	(HEU)	(LEU)
0.9771	0.68(29.7)*	0.78(34.5)*
0.9000	3.14(31.4)*	3.44(34.4)*

*) The parentheses show $\Delta \rho / \Delta N (\%)$.

Table 32 Isothermal temperature coefficients (fuel temperature)

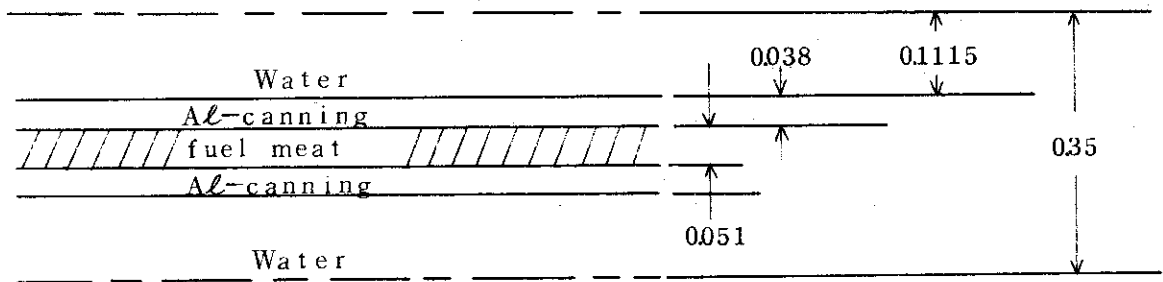
Temperature	$\Delta \rho, \%$	
	(HEU)	(LEU)
(27°C-127°C)	0.023(0.0023)*	0.299(0.0299)*
(27°C-327°C)	0.069(0.0023)*	0.756(0.0252)*

*) The parentheses show $\delta \rho / \delta T \times 10^{-3} / ^\circ\text{C}$.

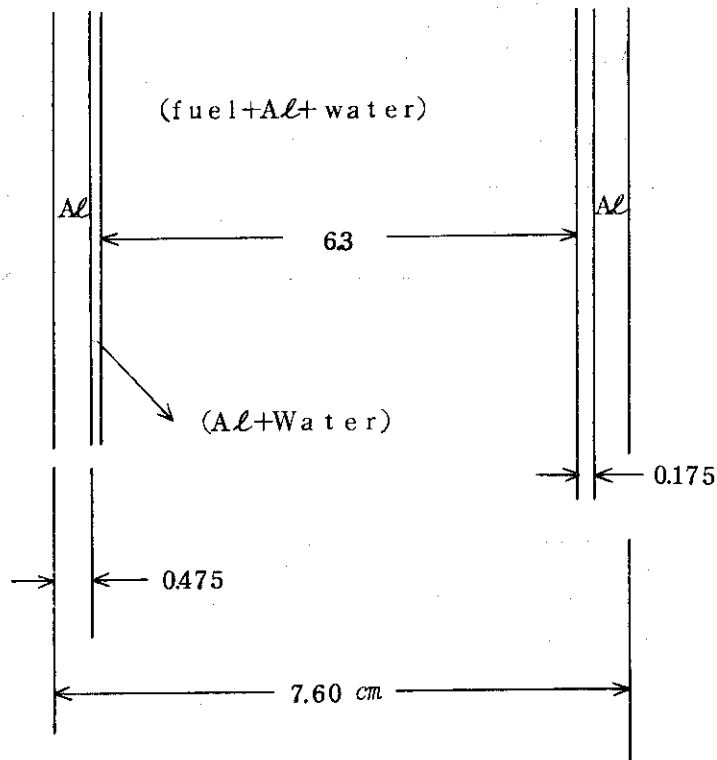
Table 33 Prompt neutron generation time and delayed neutron fraction

Core	$\Lambda, \mu\text{s}$	β_{eff}
HEU	53.7(55.96)*	0.00802(0.007607)*
LEU	42.1(43.74)	0.00761(0.007275)

* The values in parenthesis show ANL results



(a) Primary cell for fuel plate homogenization



(b) Secondary cell for fuel element homogenization

Fig. 22 Geometry of unit cell for SRAC-cell calculations of standard fuel elements (all dimension in cm).

Three ((fuel+Al) + water) regions
are symmetrically added.

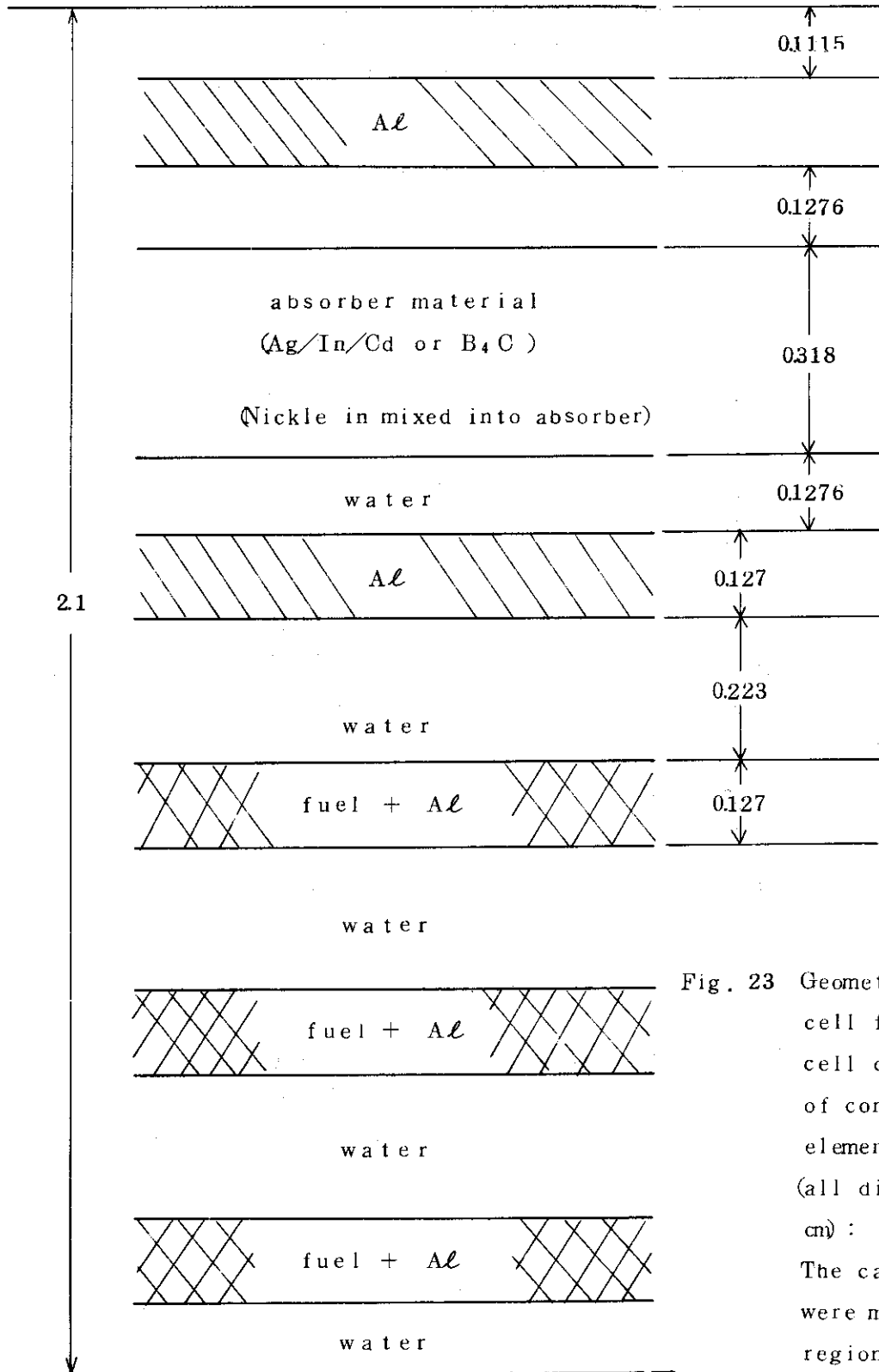


Fig. 23 Geometry of unit cell for SRAC-cell calculation of control fuel elements (all dimensions in cm) :
The calculations were made by a 20-region model.

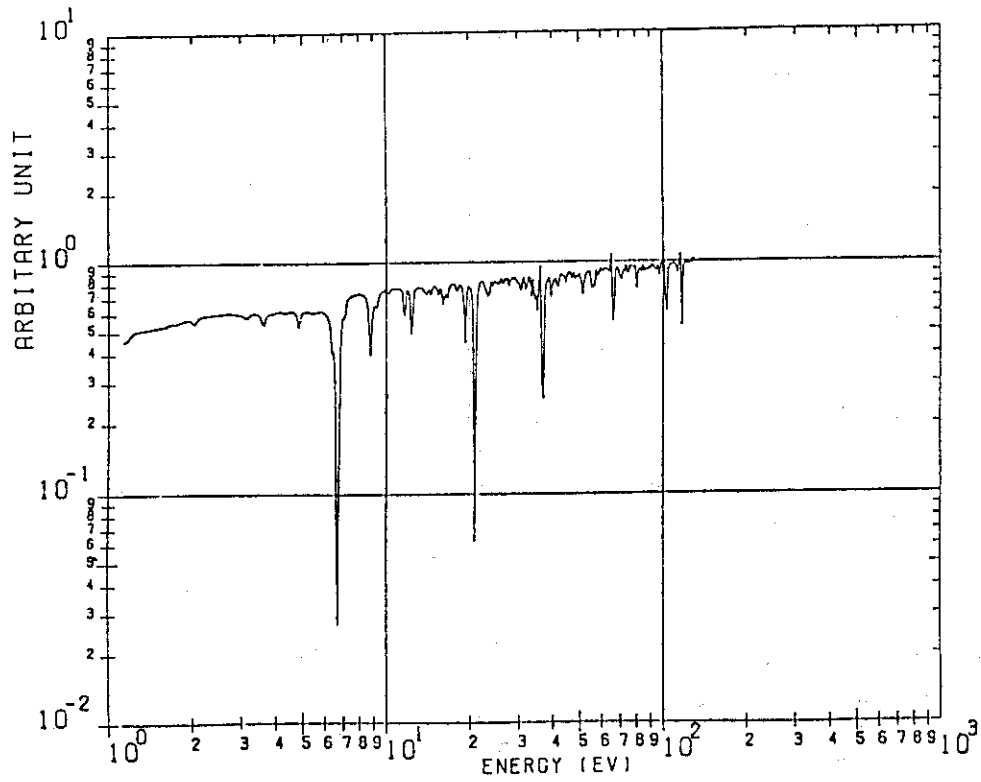


Fig. 24 (a) Neutron spectrum in fuel-plate region of fresh LEU control element

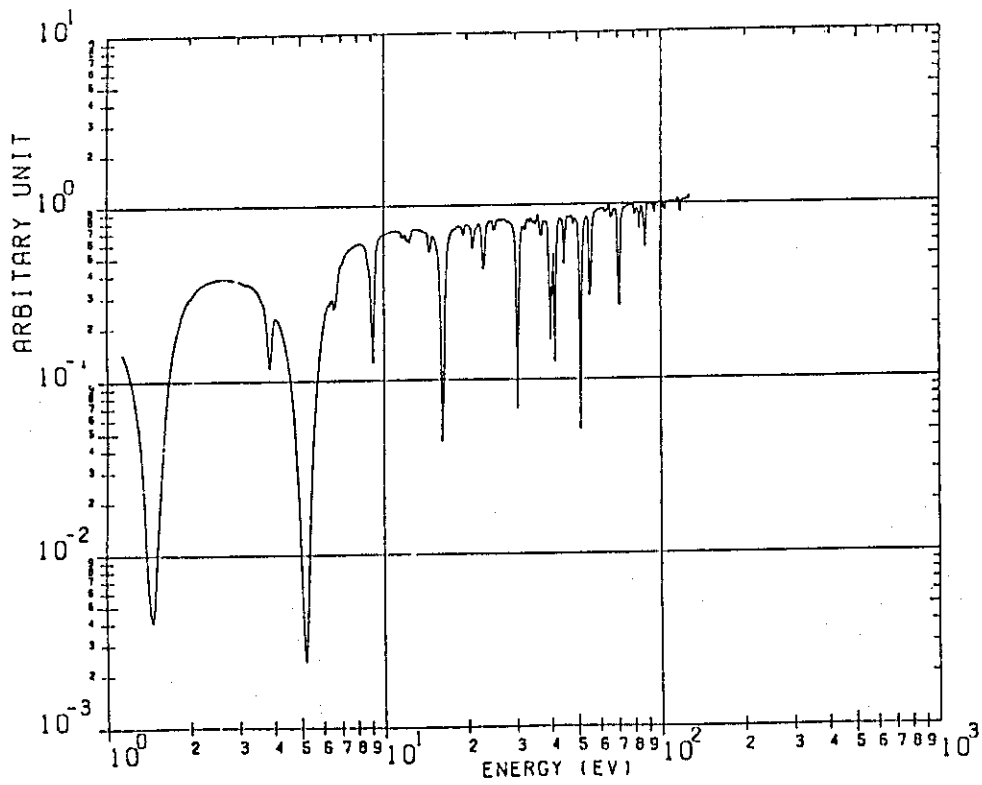


Fig. 24 (b) Neutron spectrum in absorber (Ag/In/Cd) region of fresh of LEU control element.

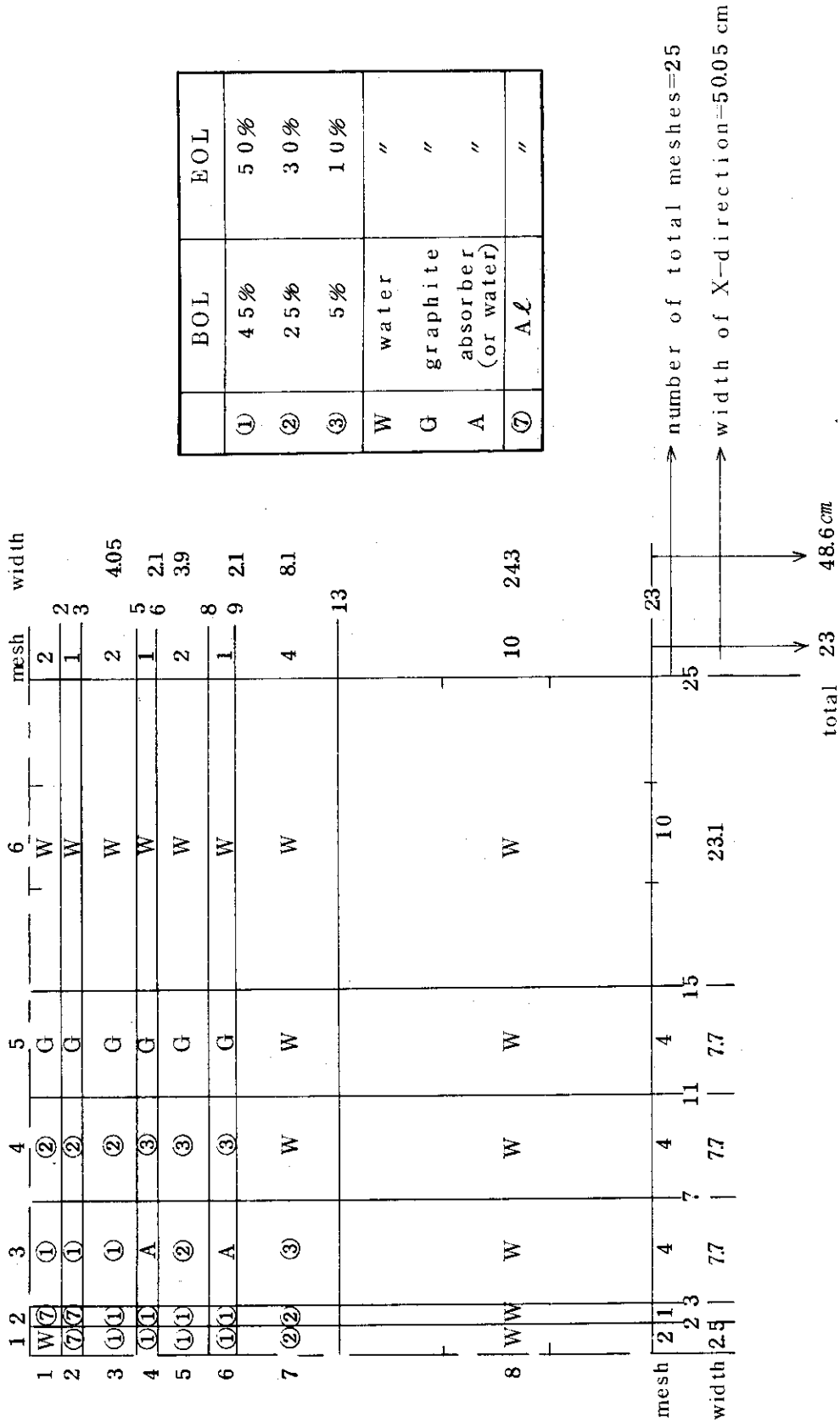


Fig. 25 X-Y Calculation model for 10MW reactor

3.6 速中性子領域群定数評価のための高速炉系ベンチマーク計算

これまで高速炉系解析のための炉定数を評価するために臨界実験結果を整理して作成された21体系に対するベンチマーク問題について、SRACの速中性子領域のライブラリーを用いてベンチマーク計算を行った。このベンチマーク問題の詳細については、参考文献(3)の58ページを参照されたい。この問題は、6ケースのU系と15ケースのPu系に対する問題から成立っており、全てのケースが1次元拡散計算で扱えるように設定されている。これまで長い間JAERI-Fast Setの作成とその評価のために使われてきた問題である。

1) 計算モデルとSRAC速中性子ライブラリーの検討

ベンチマーク問題で指定された形状に従い全て1次元拡散計算コードTUDを用いて、SRACの74群速中性子領域のライブラリーを縮約しないで計算を行った。但し、核分裂スペクトルは ^{235}U に対するもののみを用いた。

結果は、他の高速炉解析用炉定数セットによる結果との比較において、Table 3.4 に示されている。ここで、JFS-II及びJFS-II Bは、それぞれ、JAERI-Fast Set, Version II³⁾及びJENDL-2に基づいて作成されたJAERI-Fast Set型の炉定数を用いて得られた結果である。また、ENDF/B-4と記してあるのは、ENDF/B-4核データ・ファイルを用いて、SRAC LIBと全く同じ群構造で作成した高速炉用ライブラリーである¹⁸⁾。両者の相違点は、i) SRAC用では、核種核種の共鳴遮蔽因子は減速材質量MとしてM=1を仮定して計算されており、一方ではM=3.0が仮定された。ii) SRAC LIBは、熱中性子炉に用意されたため、中重核の自己遮蔽因子でその値が1に近いものは、1と仮定され自己遮蔽のない取り扱いがなされていた。iii) SRAC LIBの構造材核種の吸収に対す遮蔽因子では、温度依存性が無視された。iv) JAERI-Fast Set型ライブラリーに用意されている除去断面積の遮蔽因子は、SRAC LIBでは用いず、弾性散乱断面積に対するもので代用した。現時点で使用している第二版のSRAC LIBでは、上記i), ii)は修正されている(iについては、3.1節を参照のこと)。

JFS-II及びII Bは、使用している核データが異なるので今回の議論から除外して、同じENDF/B-4核データ・ファイルから作られたSRAC LIBとFBR LIB(以後この記号を用いる)から得られた結果を中心に検討することにする。なお、SRAC LIBを用いる計算以外の3つの結果は、1次元拡散コードEXPANDAで得られたものである。

Table 3.4の左方の N_u は、ほぼfertile to fissile ratioの順に並べられており、この順番は概ね炉心の大きさに対応している。このTableから、このratioが増すに従って k_{eff} が下がるというENDF/B-4の一般的傾向がSRAC LIBにもあり、両ライブラリーは定性的に同じ振舞いをする事が知られる。しかし、定量的には可成りの相違が見られ、No.18の大型炉心ZPPR-2では、その差違は1%近い。現在のところ、この差違の原因は明確にされていないが、先述の2つのライブラリーの4つの相違点の総合的な結果と見なすこともできる。なお、2つの計算に用いた1次元拡散コードが異なるので、CITATIONコードの1次元部分を基準とした相互比較を行ったが、これ等のコード間には差違は見られなかった。

2) 結 論

SRACシステムの速中性子領域ライブラリーを使った高速炉体系に対するベンチマーク・テスト及びその結果と既存のライブラリーからの結果との比較から、次の結論を下すことができる。

i) SRACシステム及びそのライブラリーは、既存の高速炉用ライブラリーと矛盾のない結果を与える。

ii) 熱中性子炉解析のためには、現在のSRAC LIBの速中性子領域のライブラリーでも充分の精度が得られると予測されるが、JENDL-2等の新しい核データ・ファイルを用いて、速中性子領域のライブラリーを作り換える方が望ましい。

iii) SRACシステム及びEXPANDAコード用ライブラリー共に、拡散係数計算のための輸送断面積の定義を再検討する方が望ましい。

一方、ここで取り上げたどのライブラリーを用いても、Nu8のZPR-3-54体系での実験値と不一致が著しく大きい。この系は、Fe主体の反射体に取り付けられていることが特徴であり、JFS-IIを用いたこの系に対するSN計算では、 $k_{eff} = 1$ に近い値が得られている。それ故、拡散係数を求めるための実効輸送断面積の計算法に問題があると考えられる。特に、単一組成に近い($\sigma_0 \cong 0$)媒質において、JAERI-Fast Set型の多群全断面積の作成法を検討する必要があると思われる。

Table 3 4 Calculated k_{eff} for fast reactor benchmark problems

No	Assembly	Fuel	Corrected k_{eff}			
			JFS-II	JFS-II B	SRAC-LIB	ENDF/B-4
1	VERA-11A	Pu	0.99240	0.99236	0.9861	0.9855
2	VERA-1B	U	1.00360	0.99537	0.9953	0.9954
3	ZPR-3-6F	U	1.01660	1.01225	1.0095	1.0095
4*	ZEBRA-3	Pu	0.99797	0.99825	0.9850	0.9917
5	ZPR-3-12	U	1.00697	1.00114	0.9985	0.9987
6	SNEAK-7A	Pu	1.00508	1.00135	0.9892	0.9915
7	ZPR-3-11	U	1.00800	1.00211	1.0041	1.0050
8	ZPR-3-54	Pu	0.95435	0.95443	0.9347	0.9338
9	ZPR-3-53	Pu	0.99650	0.99116	0.9747	0.9777
10*	SNEAK-7B	Pu	1.00436	0.99852	0.9842	0.9896
11*	ZPR-3-50	Pu	0.99848	0.99709	0.9747	0.9817
12	ZPR-3-48	Pu	1.00306	1.00049	0.9852	0.9891
13	ZEBRA-2	U	0.98523	0.98314	0.9751	0.9781
14	ZPR-3-49	Pu	1.00416	1.00546	0.9882	0.9924
15	ZPR-3-56B	Pu	0.99668	0.98885	0.9750	0.9775
16*	ZPR-6-7	Pu	1.00332	0.99368	0.9736	0.9816
17	ZPR-6-6A	U	1.00191	0.99884	0.9857	0.9895
18*	ZPPR-2	Pu	1.00874	1.00037	0.9789	0.9887
19*	MZA	Pu	1.00119	0.99446	0.9904	0.9842
20	MZB	Pu	1.00129	0.99114	0.9784	0.9809
21	FCA-V-2	Pu	1.00910	1.00567	0.9797	0.9787

* 差は0.5~1%の間にある。

4. 結 言

これまでの実験データとの比較やベンチマーク計算の結果を通じて、SRACシステムは当初予定された機能をほぼ満足していることが云える。しかし、今後、燃焼、熱水力、遮蔽等のワーキンググループの成果を総合する段階に備えて、なお開発すべき機能をいくつか残している。

1) 積分測定実験の予測計算

放射化箔、サンプルワースの反応率の計算のためには、通常の格子計算、炉心計算の結果を外部境界中性子源として再入力して、更に格子計算や炉心計算を行うプロセスを準備する必要がある。56年度後半には対称な境界条件の場合を、57年度には非対称な境界条件をもった場合の上述の機能を追加する予定である。

2) 出力機能の充実

出力分布、中性子束分布、反応率分布等のプリンター出力のみならず空間分布のプロットへの要求が強いので、これを反映して、出力機能を充実する予定である。

3) JENDLデータの導入

現在の群定数ライブラリーはENDF-B/4のデータを処理したものであるが、今後、コード整備が一段落した時点でJENEL-2のデータを群定数ライブラリーに導入し、熱中性炉の立場から断面積セットの比較検討を行う予定である。

4) 燃焼計算との連絡

現段階のSRACシステムは燃焼計算を伴わないので、56年度は格子燃焼計算の機能を追加するように準備中である。第1四半期にこの作業を終了させ、研究炉の低濃縮化をテーマとするIAEAの国際ベンチマーク計算にはSRACシステム独自の結果を示すことができる予定である。この格子燃焼計算の結果をテーブル化することにより、別に軽水炉のために用意された炉心燃焼計算コードを活用し、熱中性子炉の総合核設計コード・システムに発展させる予定である。

謝 辞

SRACコードシステムの開発は東海研究所熱中性子炉体系標準コードシステム検討会原子炉核設計ワーキンググループの作業として行われたものである。システムの開発と本報告書の作成は朝岡卓見主査をはじめワーキンググループの専門委員である以下の方々の検討と助言に負うところが大きい。

4. 結 言

これまでの実験データとの比較やベンチマーク計算の結果を通じて、SRACシステムは当初予定された機能をほぼ満足していることが云える。しかし、今後、燃焼、熱水力、遮蔽等のワーキンググループの成果を総合する段階に備えて、なお開発すべき機能をいくつか残している。

1) 積分測定実験の予測計算

放射化箔、サンプルワースの反応率の計算のためには、通常の格子計算、炉心計算の結果を外部境界中性子源として再入力して、更に格子計算や炉心計算を行うプロセスを準備する必要がある。56年度後半には対称な境界条件の場合を、57年度には非対称な境界条件をもった場合の上述の機能を追加する予定である。

2) 出力機能の充実

出力分布、中性子束分布、反応率分布等のプリンター出力のみならず空間分布のプロットへの要求が強いので、これを反映して、出力機能を充実する予定である。

3) JENDLデータの導入

現在の群定数ライブラリーはENDF-B/4のデータを処理したものであるが、今後、コード整備が一段落した時点でJENEL-2のデータを群定数ライブラリーに導入し、熱中性炉の立場から断面積セットの比較検討を行う予定である。

4) 燃焼計算との連絡

現段階のSRACシステムは燃焼計算を伴わないので、56年度は格子燃焼計算の機能を追加するように準備中である。第1四半期にこの作業を終了させ、研究炉の低濃縮化をテーマとするIAEAの国際ベンチマーク計算にはSRACシステム独自の結果を示すことができる予定である。この格子燃焼計算の結果をテーブル化することにより、別に軽水炉のために用意された炉心燃焼計算コードを活用し、熱中性子炉の総合核設計コード・システムに発展させる予定である。

謝 辞

SRACコードシステムの開発は東海研究所熱中性子炉体系標準コードシステム検討会原子炉核設計ワーキンググループの作業として行われたものである。システムの開発と本報告書の作成は朝岡卓見主査をはじめワーキンググループの専門委員である以下の方々の検討と助言に負うところが大きい。

氏名	所属
朝岡卓見	原子炉工学部
石黒幸雄	“ 原子炉システム研
後藤頼男	“
浅井清	計算センター
秋濃藤義	原子炉工学部炉物理実験研
土橋敬一郎	“ “
菊池康之	物理部核データセンター
青柳長紀	研究炉管理部研究炉技術課
黒沢正義	“ JRR-2管理課
島敬二郎	“ “
内藤俣孝	安全解析部原子炉データ解析室
新藤隆一	動力炉開発安全性研究管理部多目的炉設計研
永岡芳春	材料試験炉部計画課

また本報告書の編集と校正には朝岡卓見主査に負うところが多い。以上の方々に深く感謝する。

参 考 文 献

- 1) Tsuchihashi, K. : "LAMP-B : A Fortran Program Set for the Lattice Cell Analysis by Collision Probability Method", JAERI 1259 (1979).
- 2) Katsuragi, S. et al. : "JAERI Fast Group Constants System Part II-1", JAERI 1199 (1970).
- 3) Takano, H. et al. : "JAERI Fast Group Constants Set, Version II", JAERI 1255 (1978).
- 4) Ishiguro, Y. and Takano, H. : J. Nucl. Sci. Technol., 6, 380 (1969).
- 5) Tsuchihashi, K. and Ishiguro, Y. : Nucl. Sci. Eng., 73, 164 (1980).
- 6) Ishiguro, Y. : "PEACO-II : A Code for Calculation of Effective Cross Sections in Heterogeneous Systems", JAERI-M 5527 (1974).
- 7) 浅井 清 : 私信
- 8) "ENDF/B Summary Documentation, BNL-NCS-17541 (ENDF-201) (1979).
- 9) 富山峯秀, 他 : "データプールの概念と機能", JAERI-M 8715 (1980).
- 10) Takano, H. and Ishiguro, Y. : Nucl. Sci. Technol., 14, 627 (1977).
- 11) 高野秀機 : "微視断面積及び実効断面積計算コード MCROSS-2", JAERI-M 4721 (1972).
- 12) Takano, H. and Matsut, Y. : "Accuracy of Interpolation Methods for Resonance Self-Shielding Factors", 18, 152 (1981).
- 13) Tsuruta, H. et al., "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO_2 and PuO_2-UO_2 Lattices", JAERI 1254 (1977).
- 14) 内藤淑孝, 私信 (核設計コード・システム・ワーキング・グループ資料) (1981).
- 15) Japanese Nuclear Data Committee, "Production of Group Constant for Reactor Analysis", JAERI 1176 (1969).
- 16) Mizuta, H. et al., "RICM, An IBM-7090 Code of Resonance-Integral Calculation for Multi-Region Lattice", JAERI 1134 (1967).
- 17) Benoist, P. "Theorie du Coefficients des Diffusion des Neutrons dans un Reseau Comportant des Cavites", CEA-R 2278 (1964).
- 18) 高野秀機, 私信
- 19) Takano, H. and Kaneko, K. J. Nucl. Sci. Technol., 18, 236 (1981).