

JAERI-M
92-103

低濃縮ウラン・シリサイド燃料を用いた
JRR-4炉心の燃料ウラン密度を
パラメータとした核特性解析

1992年7月

中野 佳洋

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。
入手の問合わせは、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、お申しこしてください。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, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1992

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

低濃縮ウラン・シリサイド燃料を用いた JRR - 4 炉心の
燃料ウラン密度をパラメータとした核特性解析

日本原子力研究所東海研究所研究炉部

中野 佳洋

(1992年6月11日受理)

現在研究炉部で進められている JRR - 4 燃料ウラン濃縮度低減化計画において、低濃縮燃料としてウラン・シリサイド燃料を用いた場合の炉心核特性解析を行った。解析には SRAC コードシステムを用い、燃料ミート中のウラン密度をパラメータとした計算を行い、ウラン装荷量の変化に伴う炉心性能の変化を評価した。同時に、現在 JRR - 4 で使用している B 型燃料を用いた場合の計算を行い、低濃縮シリサイド化に伴う炉心性能の変化についても検討を行った。その結果、ウラン密度としては $3.8\text{gU}/\text{cm}^3$ (内側燃料板) 程度が適当であることが分かった。

更に、より詳細な計算手法の検討として、中性子断面積ライブラリの違いが計算結果に与える影響を評価した。また、連続エネルギーモンテカルロコード・VIM による計算との比較も行い、SRAC の結果と良く一致することを確認した。

Neutronic Analysis on JRR-4 Core by the Use of Low Enriched
Uranium Silicide Fuels with Several Uranium Densities

Yoshihiro NAKANO

Department of Research Reactor
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 11, 1992)

The reduced enrichment program for JRR-4 has been going on in the Department of Research Reactor. Neutronic calculations using SRAC code system have been carried out in order to evaluate the neutronic characteristics of the core with low enriched uranium silicide fuel. In the calculations, changes of some neutronic characteristics were evaluated by changing the uranium density in the fuel meat. Analysis on the core with high enriched fuel was also performed to compare its characteristics with the silicide core. From these results obtained, it has been found that the uranium density of about 3.8gU/cm^3 (for the inner plates) is adequate for JRR-4.

Some calculations have been done to evaluate the effect of the change of neutron cross section libraries on the calculated results by using the continuous energy Monte Carlo code VIM. Results by VIM code were compared and showed very good agreements with ones by SRAC code.

Keywords : JRR-4, Reduced Enrichment Program, Low Enriched Uranium Silicide Fuel, Neutronic Characteristics, SRAC, Neutron Cross Section Library, Monte Carlo, VIM

目 次

1. 緒 言	1
2. JRR-4の概要	1
3. 計算手法の妥当性の確認	5
3.1 計算炉心	5
3.2 計算手法	5
3.3 計算値と実験値との比較	7
3.4 第3章のまとめ	10
4. シリサイド燃料と高濃縮燃料の計算	31
4.1 シリサイド燃料	31
4.2 計算炉心	31
4.3 計算手法	31
4.4 計算結果	32
5. 中性子断面積ライブラリの影響	59
5.1 格子計算	59
5.2 全体系計算	59
5.3 今後の中性子断面積ライブラリ	59
6. 連続エネルギーモンテカルロコードとの比較	63
6.1 計算体系	63
6.2 計算条件	63
6.3 計算結果	63
6.4 SRACとVIM	63
7. 結 言	66
謝 辞	67
参考文献	67

Contents

1. Introduction	1
2. Description of JRR-4	1
3. Confirmation of the Adequacy of the Calculation Method	5
3.1 Benchmark Cores	5
3.2 Calculation Method	5
3.3 Comparison of Calculation and Experiment	7
3.4 Summary of Chapter 3	10
4. Calculations on Low Enriched Uranium Silicide Fueled and High Enriched Uranium Fueled Cores	31
4.1 Low Enriched Uranium Silicide Fuel	31
4.2 Calculation Core	31
4.3 Calculation Method	31
4.4 Calculated Results	32
5. Effect of Neutron Cross Section Library	59
5.1 Cell Calculation	59
5.2 Whole Core Calculation	59
5.3 Neutron Cross Section Library to Use	59
6. Calculation by Continuous Energy Monte Carlo Code VIM	63
6.1 Calculation Core	63
6.2 Calculation Method	63
6.3 Comparison of VIM and SRAC	63
6.4 SRAC and VIM	63
7. Summary	66
Acknowledgments	67
References	67

1. 緒言

JRR-4は現在、高濃縮ウラン燃料(濃縮度約93wt%)で運転を行っているが、この濃縮度を20wt%未満にまで低減する計画⁽¹⁾が進行中である。現在、低濃縮燃料の候補として挙げられているのが板状ウラン・シリサイド燃料(以下、シリサイド燃料)と棒状TRIGA-LEU燃料である。本報告書では、前者の燃料をJRR-4に適用した場合の核特性についての予備的検討を、SRACコードシステム⁽²⁾を用いて行った結果を示す。

シリサイド燃料の計算を行うに当り、まず燃料要素及びその他の炉心構成要素の形状には一切変更を加えないこととした。ウラン濃縮度は19.75wt%とし、燃料ミート中のウラン密度をパラメータとした計算を行い、炉心性能がどの様に変化するかを調べた。また、現在使用している高濃縮燃料についての計算も行い、低濃縮化による炉心性能の変化についての検討を行った。計算コード及び手法の妥当性の確認は、過去に行われた特性試験データ^(3,4)を解析することにより行った。

本報告書ではまず、第2章でJRR-4の概要、第3章で計算手法の妥当性確認、第4章でシリサイド燃料と現在の高濃縮燃料についての計算結果を示す。更に、より詳細な計算手法の検討として、第5章で中性子断面積ライブラリの違いが計算結果に与える影響を評価し、第6章では連続エネルギーモンテカルロコード・VIM⁽⁵⁾による計算を行い、SRACとの比較を行った。

2. JRR-4の概要

JRR-4は、最大熱出力3500kW、軽水減速冷却のスイミングプール型の研究用原子炉である。燃料には、93%濃縮のウラン・アルミニウム合金を用いており、その型式は、改良MTR型と呼ばれる板状燃料である。Fig.2-1に現在の炉心配置図を示す。

燃料には、最大熱出力2500kW当時に使用していたA型燃料と、3500kWに上昇した後現在まで使用されているB型燃料の2種類がある。両者は、要素内ウラン量も同一、濃縮度も共に93wt%である。形状的にも、燃料板枚数も共に要素当り15枚である。両者の違いは、15枚の各燃料板へのウランの配分で、A型燃料では全て均等であるのに対し、B型燃料は外側の2枚(以下、外側燃料板)が内側13枚(以下、内側燃料板)の約1/2になっている点にある。Fig.2-2にB型燃料の構造図、Figs.2-3~4に内側燃料板、外側燃料板を示す。

炉心は、20体の燃料要素及び黒鉛反射体、制御棒、照射筒、中性子源等により構成される。各炉心構成要素は、8.1cmの正方格子ピッチで8行8列の孔が開いた、アルミニウム製の格子板上に配置される。

1. 緒言

JRR-4は現在、高濃縮ウラン燃料(濃縮度約93wt%)で運転を行っているが、この濃縮度を20wt%未満にまで低減する計画⁽¹⁾が進行中である。現在、低濃縮燃料の候補として挙げられているのが板状ウラン・シリサイド燃料(以下、シリサイド燃料)と棒状TRIGA-LEU燃料である。本報告書では、前者の燃料をJRR-4に適用した場合の核特性についての予備的検討を、SRACコードシステム⁽²⁾を用いて行った結果を示す。

シリサイド燃料の計算を行うに当り、まず燃料要素及びその他の炉心構成要素の形状には一切変更を加えないこととした。ウラン濃縮度は19.75wt%とし、燃料ミート中のウラン密度をパラメータとした計算を行い、炉心性能がどの様に変化するかを調べた。また、現在使用している高濃縮燃料についての計算も行い、低濃縮化による炉心性能の変化についての検討を行った。計算コード及び手法の妥当性の確認は、過去に行われた特性試験データ^(3,4)を解析することにより行った。

本報告書ではまず、第2章でJRR-4の概要、第3章で計算手法の妥当性確認、第4章でシリサイド燃料と現在の高濃縮燃料についての計算結果を示す。更に、より詳細な計算手法の検討として、第5章で中性子断面積ライブラリの違いが計算結果に与える影響を評価し、第6章では連続エネルギーモンテカルロコード・VIM⁽⁵⁾による計算を行い、SRACとの比較を行った。

2. JRR-4の概要

JRR-4は、最大熱出力3500kW、軽水減速冷却のスィミングプール型の研究用原子炉である。燃料には、93%濃縮のウラン・アルミニウム合金を用いており、その型式は、改良MTR型と呼ばれる板状燃料である。Fig.2-1に現在の炉心配置図を示す。

燃料には、最大熱出力2500kW当時に使用していたA型燃料と、3500kWに上昇した後現在まで使用されているB型燃料の2種類がある。両者は、要素内ウラン量も同一、濃縮度も共に93wt%である。形状的にも、燃料板枚数も共に要素当り15枚である。両者の違いは、15枚の各燃料板へのウランの配分で、A型燃料では全て均等であるのに対し、B型燃料は外側の2枚(以下、外側燃料板)が内側13枚(以下、内側燃料板)の約1/2になっている点にある。Fig.2-2にB型燃料の構造図、Figs.2-3~4に内側燃料板、外側燃料板を示す。

炉心は、20体の燃料要素及び黒鉛反射体、制御棒、照射筒、中性子源等により構成される。各炉心構成要素は、8.1cmの正方格子ピッチで8行8列の孔が開いた、アルミニウム製の格子板上に配置される。

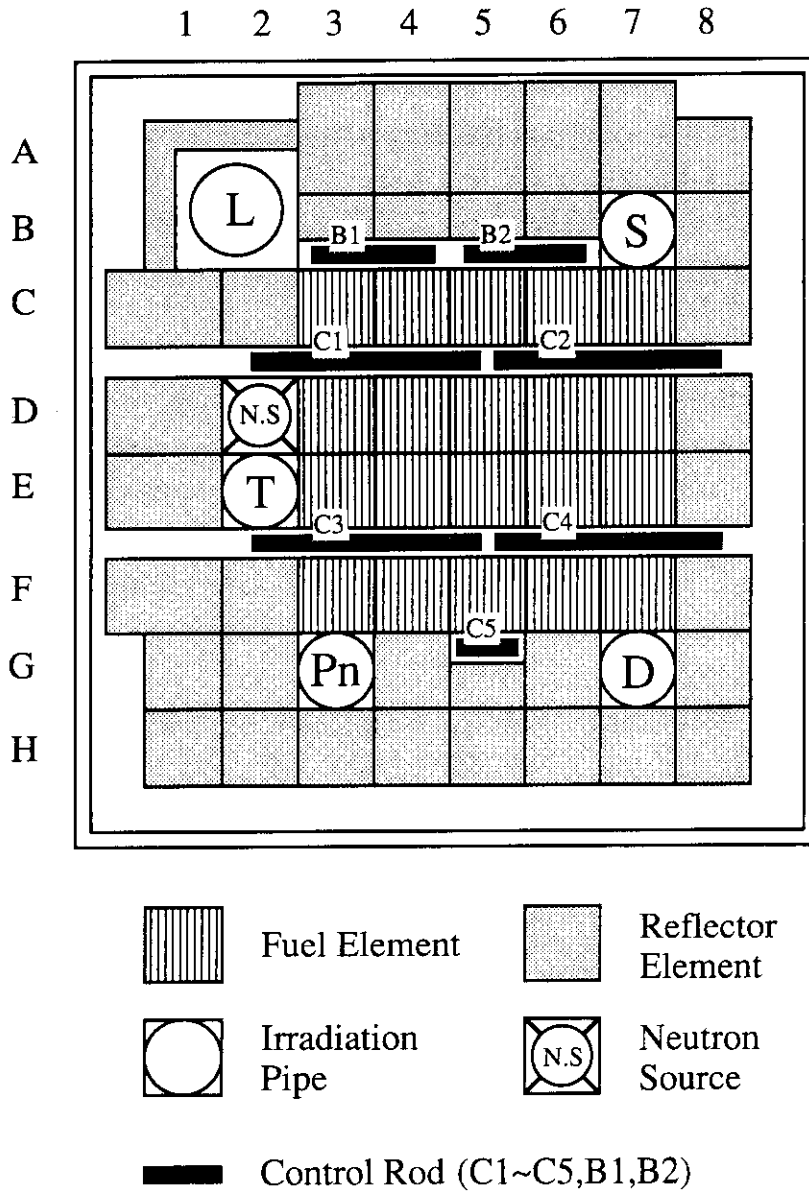


Fig. 2-1 JRR-4 core configuration

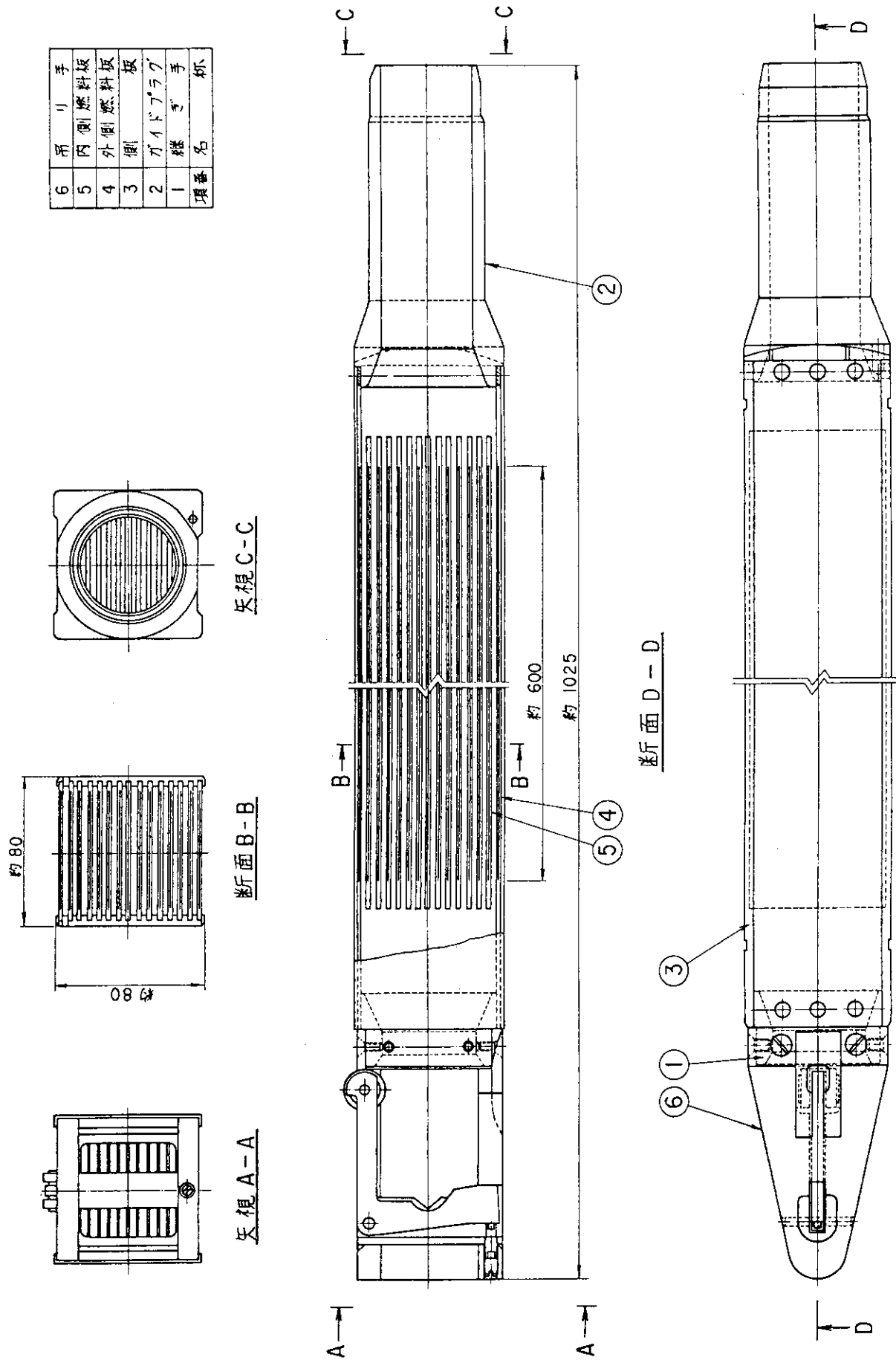


Fig. 2-2 JRR-4 fuel element

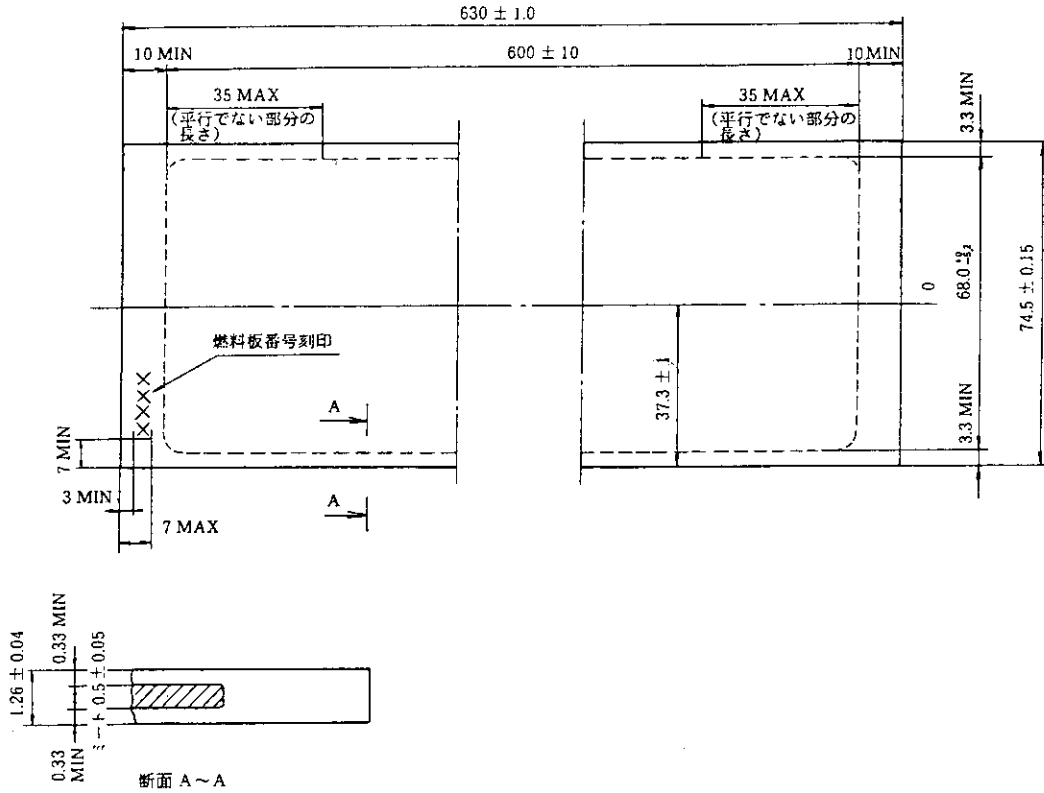


Fig. 2-3 Inner fuel plate

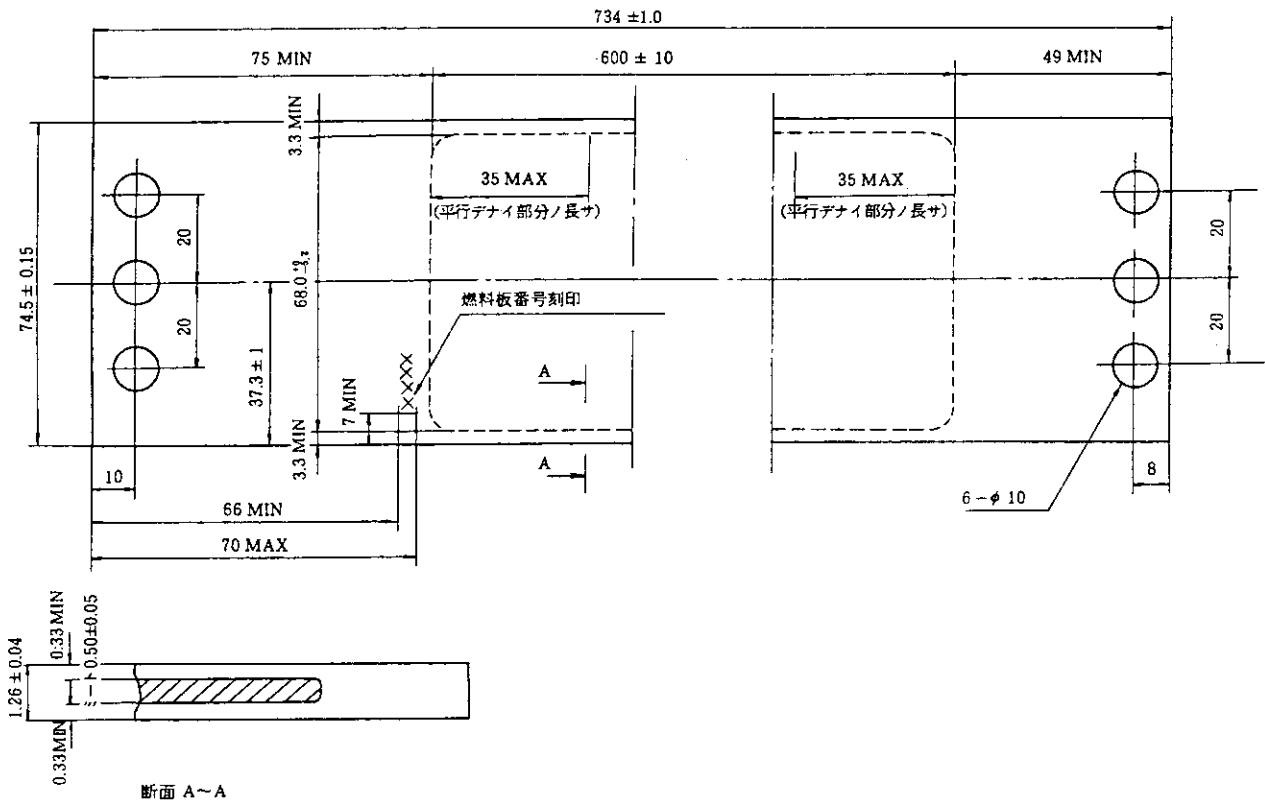


Fig. 2-4 Outer fuel plate

3. 計算手法の妥当性の確認

シリサイド燃料の計算に先立ち、その手法の確立、精度の確認を行うために、過去に構成された二つの炉心について計算を行い、その計算値と実験値との比較を行った。この二炉心の特性試験結果の解析は、有金⁽⁴⁾がやはりSRACコードシステムを用いて行い、非常に良く計算値と実験値が一致した。しかしながら、今回使用するSRACシステムはそのバージョンが新しく、計算手法についても若干変更を加えている。更に、断面積ライブラリについても違う種類のものを用いている。以上のようなことから、今回新たに計算コード、手法の妥当性確認を行うことは必要と考える。そこで、本章では、計算を行った炉心、計算手法及びその結果について示す。

3.1 計算炉心

(1) A型16体燃料炉心

炉心配置図をFig.3-1(1)に示す。JRR-4の初期臨界炉心はA型燃料要素が12体の炉心であったが、特性試験のため4体の燃料が追加されて構成されたのがA型16本燃料炉心である。この炉心で計算と比較を行う実験データは、過剰反応度、制御棒価値、熱中性子束分布である。

(2) A型4体B型12体混合燃料炉心

炉心配置図をFig.3-1(2)に示す。この炉心は、B型燃料12体とA型燃料4体で構成される炉心である。4体のA型燃料のうち、3体は若干燃焼しており、3体の平均燃焼度は2.656%である。この炉心では、過剰反応度、制御棒価値について計算値と実験値の比較を行う。

3.2 計算手法

3.2.1 計算コード及び中性子断面積ライブラリ

計算には、原研で開発されたSRACコードシステムを使用した。バージョンは、格子計算には第6版の改良版を、全体系計算には第4版を使用した。

中性子断面積ライブラリは、JENDL-2を主とし、ENDF/B-IV、ENDF/B-V等を組み合わせたものを使用した。

燃焼チェーンには、アクチナイド核種が14核種、核分裂性核種は1つの疑似核種を含む66核種で構成されるものを使用した。

3.2.2 中性子エネルギー群構造

中性子エネルギー群構造は、格子計算は107群、全体系計算は8群とした。thermal cut-off energyは、1.8554eVである。また、全体系計算で得られる8群の中性子束は、さらに4群に編集してその結果の整理を行った。各エネルギー群の群構造をTable 3-1に示す。

3.2.3 少数群定数の作成

少数群定数は、Fig.3-2に示す各炉心構成要素の各垂直方向領域毎に作成した。以下に、それぞれの炉心構成要素についての作成法を述べる。

(1) 燃料要素(未燃焼)

燃料要素には、燃料芯材、被覆材、減速材からなる燃料板単位格子の非均質性と、複数の燃料板単位格子とアルミニウム側板、減速材からなる燃料要素単位格子の非均質性という二重の非均質性がある。そこで、これを考慮するために、以下の手順で燃料要素の格子計算を行い、少数群定数を作成した。

ステップ1 燃料板単位格子の格子計算

燃料板単位格子計算モデルをFig.3-3に示す。この1次元無限平板体系を、衝突確率法に基づく格子計算ルーチン・PIJを用いて計算を行った。エネルギーは107群である。また、共鳴吸収計算についてはPEACOルーチンを使用し、超詳細エネルギー群による直接計算を行った。

以上の計算により、燃料板単位格子の均質化断面積を作成した。ただし、B型燃料要素については、内側燃料板と外側燃料板でウラン量が異なるので、それぞれ独立に以上の計算を行った。

ステップ2 燃料要素単位格子の格子計算

ステップ1で作成した燃料板単位格子の107群均質化断面積を用い、PIJにより2次元X-Y計算を行う。これにより燃料要素の均質化断面積を得る。A型及びB型燃料要素の計算体系をそれぞれ、Figs.3-4～5に示す。

更に、この計算により得られた107群断面積を用いB1計算を行う。この時バックリングには、この計算で得られる実効増倍率が1.0になるような値を用いる。そして、このB1計算で得られた107群中性子エネルギースペクトルを重みとして、燃料要素均質化断面積を少数群に縮約する。

以上2ステップの計算から得られた燃料要素の無限増倍率及び臨界バックリングをTable 3-2に示す。

(2) 燃料要素(燃焼燃料要素)

A型4体B型12体混合燃料炉心では、A型燃料の内3体が燃焼燃料である(要素位置D-3の燃料が2.808%、E-3が1.887%、E-7が3.273%)。この3体はそれぞれ燃焼度が異なっているが、今回の計算では3本の燃焼度を平均し、それぞれ等しい燃焼度(=2.656%)を持つものとして取り扱った。

まず、SRACの格子燃焼計算オプションを用いて燃料板単位格子の燃焼計算を行い、燃焼度2.656%での燃料組成を求めた。そして、この組成を用いて上記(1)で示したのと同様な計算を

行い、燃焼燃料要素の均質化少数群断面積を作成した。ただし、Xe-135についてのみその組成から除いて計算を行った。これは、特性測定がXe-135が十分減衰した状態で行われているからである。

(3) 制御棒

制御棒の少数群断面積は、PIJによる格子計算を行い作成した。Fig.3-6に示す1次元平板体系で計算を行った。ただし、燃料要素の107群断面積は、上記(1)の手法で作成したもの(少数群への縮約のみ行っていない)を使用した。

制御棒を上限に設定した体系での全体系計算ではこの少数群断面積をそのまま使用するが、ある程度制御棒が炉心に挿入された状態での全体系計算を行う場合には、制御棒表面において対数微分定数を設定して計算を行う。この設定法については"3.3.2"で述べる。

(4) その他の炉心構成要素

燃料要素の燃料有効領域及び制御棒以外の炉心構成要素については、格子計算を行わず、NR近似によるテーブル内挿により微視断面積を求め107群巨視断面積を作成した。ただし、輸送断面積作成には、軽水を含む炉心構成要素にはB1近似を、含まないものには拡張輸送近似を適用した。また、断面積の縮約には、SRAC内蔵の標準スペクトルを使用した。

3.2.4 全体系計算

上記"3.2.3"で述べた手法により作成した、各炉心構成要素の少数群定数を用いて全体系計算を行う。使用ルーチンはSRAC内蔵のCITATIONで、エネルギー8群の3次元拡散計算を行う。Fig.3-7に水平方向の計算体系図(空間メッシュ図)を示す。垂直方向の計算体系図はFigs.3-8～9に示す。

この全体系計算により過剰反応度と臨界性、制御棒価値、熱中性子束分布を算出する。これらの項目についての具体的な計算方法及び結果、実験値との比較について次節から述べる。

3.3 計算値と実験値との比較

3.3.1 過剰反応度と臨界性

A型16体燃料炉心とA型4体B型12体混合燃料炉心の過剰反応度と両炉心について、制御棒を臨界位置に設定した場合の実効増倍率・ k_{eff} (以下、臨界性)の計算を行った。なお、実験値は全て計算時の体系温度300Kでの値に温度係数の実験値により換算して比較を行った。

(1) 計算方法

過剰反応度は、全制御棒を上限に設定し、3次元拡散による全体系計算を行って求めた。この時、制御棒境界への対数微分定数の設定は行ってない。臨界性については、各制御棒を特性

試験での臨界位置に設定して計算を行った。この場合には制御棒境界に対数微分定数を設定している(設定法は"3.3.2"参照)。

(2) 計算値と実験値との比較

過剰反応度の計算結果及び実験値をTable 3-3に、臨界性はTable 3-4に示す。過剰反応度の計算値と実験値の差は、A型16体燃料炉心で $0.371\% \Delta k/k$ 、A型4体B型12体混合燃料炉で $0.504\% \Delta k/k$ (共に過大評価)で、非常に良く一致した。A型16体燃料炉心の臨界性はC/Eが1.0023であり非常に良く一致している。これは、制御棒に関する計算も精度良く行われていることを示すものである。

3.3.2 制御棒価値

A型16体燃料炉心とA型4体B型12体混合燃料炉心についての制御棒価値を計算した。計算は後述の2種類の方法により行った。また、対数微分定数の設定方法についてここで示す。

(1) 対数微分定数の設定

制御棒の様に非常に強い中性子吸収体の計算を精度良く行うためには、本来輸送計算を用いるべきである。これは、このような場合には拡散近似が成立しなくなるためであるが、対数微分定数と呼ばれる境界条件を制御棒境界に設定することにより、拡散計算でも十分精度良く制御棒価値を求めることができる。以下にその設定法を述べる。

Fig.3-10にA型16体燃料炉心の対数微分設定計算用の体系図を示す。この1/4対称炉心に対し、全制御棒上限及び下限の2ケースについての2次元輸送計算をTWOTRANで行い、制御棒価値を算出する。次に、同様の計算をCITATIONによる2次元拡散で行うが、ここで得られる制御棒価値が、TWOTRANでの値と等しくなるように対数微分定数を設定する。ただし、設定は、6~8群(熟群)についてのみ行い、また、各群とも同一値とした。

また、以上の2次元計算に必要となる垂直方向のバックリングは、次の様にして求めた。まず、拡散計算については、3次元計算と等しい実効増倍率を与えるようにバックリングを設定した。輸送計算に関しては、TWOTRANでは、バックリングではなく炉心高さがその入力データとなる。そこで、垂直方向の中性子の漏れが、拡散計算と等しくなるような炉心高さHを使用した。

以上の計算による対数微分定数の設定値をTable 3-5に、バックリングをTable 3-6に示す。

(2) 制御棒価値の計算

制御棒価値の計算は、以下に述べる二つの方法により行った。

ケース 1

まず、全制御棒を上限に設定し3次元拡散計算を行う。次に、着目する制御棒のみを下限に設定して計算を行い、両計算の実効増倍率の差から制御棒値を算出する。

ケース 2

まず、全制御棒を臨界位置に設定し、そこから、着目する制御棒のみを上限及び下限に設定した計算を行い、その実効増倍率の差から制御棒値を算出する。炉内中性子束分布は制御棒の挿入状態により大きく変化し、制御棒値も他の制御棒位置に大きく影響を受ける(制御棒の干渉効果)。そこで、実際に測定が行われた制御棒パターンに近い状態で計算を行い、制御棒の干渉効果を考慮したのがこの算出方法である。ただしこの算出方法は、ケース 1 の算出法で粗調整棒の内最もC/Eの悪かったA型16体燃料炉心のC1制御棒についてのみ適用した。

(3) 計算結果と実験値との比較

ケース 1 による計算結果と実験値をTable 3-7(1)及びTable 3-8に示す。

粗調整棒のC/Eは、A型16体燃料炉心では0.8350~0.8730、A型4体B型12体混合燃料炉心では0.8805~0.9071であり、最大16.5%の過小評価である。また、全ての粗調整棒について過小評価している。

微調整棒のC/Eは、A型16体燃料炉心では1.2291、A型4体B型12体混合燃料炉心では1.0908であり、どちらも過大評価であった。

後備安全棒についてのC/Eは、A型16体燃料炉心で0.5599~0.6742、A型4体B型12体混合燃料炉心で0.9062~1.0836であり、計算と実験の差が大きかった。これは、制御棒の干渉効果が考慮されていないためもあるが、対数微分定数を粗調整棒の場合と同じ値を使用していることが最も大きな原因と考えられる。

これらの計算値と実験値との不一致は、計算に制御棒の干渉効果が考慮されていないためと考えられる。なぜなら、"3.3.1"の臨界性については計算値と実験値が良く一致しており、制御棒の計算は正しく行われていると考えられるからである。言い換えれば、実験時の干渉効果を考慮しなければ実験で得られる制御棒値は計算できないということである。

ケース 2 の手法による計算はA型16体燃料炉心のC1制御棒についてのみ行ったが、C/Eが1.0337と、ケース 1 の場合の0.835に較べて格段に改善された(Table 3-7(2))。ケース 2 の手法でもまだ完全に実験時の制御棒位置を再現した計算を行っている訳では無いが、この程度の干渉効果の考慮で、数パーセント程度の誤差で実験値を再現できることが分かった。

3.3.3 熱中性子束分布

A型16体燃料炉心について、熱中性子束の実験値と計算値の比較を行った。

(1) 計算方法

3次元エネルギー8群の全体系拡散計算を行い熱中性子束の計算値を得た。制御棒位置は、実験値測定時の位置に設定して計算した。

(2) 実験値と計算値の比較

Table 3-9に各燃料要素位置での平均及び最大熱中性子束を示す。ただし、出力1Wで規格化を行っている。また、熱中性子束ピーキング係数としてTFr、TFzを併せて示す。通常ピーキング係数は出力密度に対して定義されるものであるが、ここでは、熱中性子束についても出力密度の場合と同様の計算により定義される量を熱中性子束ピーキング係数とし、これをTFr及びTFzで表すものとする。実験値と計算値の差は、熱中性子束で最大11%、平均7.5%であり、熱中性子束ピーキング係数の場合は約4.2%であった。なお、通常の出力量ピーキング係数の計算式は"4.4.4"で示す。

炉心内水平方向及び垂直方向の分布は、相対値での比較を行った。規格化は、実験値が最大となる点で行った。結果をFigs.3-11~13に示す。X方向及び垂直方向については実験値と計算値は良く一致している。Y方向については実験値が低めの値をとっているが、これは、規格化のデータ点の一つまたは二つ左に移動することにより解消するものと思われる。

以上の結果、熱中性子束の実験値と計算値は良く一致しており、今回の計算手法が妥当であったことが確認された。特に、制御棒の挿入による中性子束の歪みも良く再現されており、このことから対数微分定数の有効性が確認された。

3.4 第3章のまとめ

計算手法の妥当性確認のため、過去に特性試験の行われたA型16体燃料炉心とA型4体B型12体混合燃料炉心の解析を行った。比較した項目は、過剰反応度、臨界性、制御棒価値、熱中性子束分布である。

過剰反応度は、両炉心とも1% $\Delta k/k$ 以下の精度で実験と計算が一致した。また、臨界性についても非常に良いC/Eが得られた。

制御棒価値は、干渉効果を考慮しない方法ではC/Eが非常に悪かった。しかしながら、干渉効果を考慮した計算を行うことにより、0.835から1.0337にまでC/Eが改善され(A型16体燃料炉心、C1制御棒)、この手法により制御棒価値の評価が可能であることが確認された。

熱中性子束分布は、A型16体燃料炉心についてのみ実験との比較を行った。各燃料要素位置での熱中性子束の平均値及び最大値のC/Eは、最大1.011、平均1.0075であった。また、垂直方向及び水平方向の分布についても細部まで良く一致していた。

以上の結果により、今回の計算手法の信頼性は十分であり、低濃縮燃料計算の用に耐えるものと判断し、今後この手法を用いて計算を進めていくこととする。

Table 3-1 Neutron energy group structures

107G	8G	4G	Upper Energy (eV)	107G	8G	4G	Upper Energy (eV)
1			1.0000×10^7	55			1.3710×10^1
2	1		7.7880×10^6	56	5	3	1.0677×10^1
3			6.0653×10^6	57			8.3153×10^0
4			4.7237×10^6	58			6.4760×10^0
5			3.6788×10^6	59			5.0435×10^0
6			2.8651×10^6	60			3.9279×10^0
7	2		2.2313×10^6	61			3.0590×10^0
8			1.7377×10^6	62			2.3824×10^0
9			1.3534×10^6	63			1.8554×10^0
10		1	1.0540×10^6	64			1.6374×10^0
11			8.2085×10^5	65			1.4450×10^0
12			6.3928×10^5	66			1.2752×10^0
13			4.9787×10^5	67			1.1254×10^0
14			3.8774×10^5	68			9.9312×10^{-1}
15	3		3.0197×10^5	69			8.7642×10^{-1}
16			2.3518×10^5	70			7.7344×10^{-1}
17			1.8316×10^5	71			6.8256×10^{-1}
18			1.4264×10^5	72			6.0236×10^{-1}
19			1.1109×10^5	73			5.3158×10^{-1}
20			8.6517×10^4	74			4.6912×10^{-1}
21			6.7380×10^4	75	6		4.1399×10^{-1}
22			5.2475×10^4	76			3.8926×10^{-1}
23			4.0868×10^4	77			3.6528×10^{-1}
24			3.1828×10^4	78			3.4206×10^{-1}
25			2.4788×10^4	79			3.1961×10^{-1}
26			1.9305×10^4	80			2.9792×10^{-1}
27			1.5034×10^4	81			2.7699×10^{-1}
28			1.1709×10^4	82			2.5683×10^{-1}
29			9.1188×10^3	83			2.3742×10^{-1}
30			7.1017×10^3	84			2.1878×10^{-1}
31			5.5308×10^3	85		4	2.0090×10^{-1}
32			4.3074×10^3	86			1.8378×10^{-1}
33	4	2	3.3546×10^3	87			1.6743×10^{-1}
34			2.6126×10^3	88			1.5183×10^{-1}
35			2.0347×10^3	89			1.3700×10^{-1}
36			1.5846×10^3	90			1.2293×10^{-1}
37			1.2341×10^3	91			1.0963×10^{-1}
38			9.6112×10^2	92			9.7080×10^{-2}
39			7.4852×10^2	93			8.5397×10^{-2}
40			5.8295×10^2	94	7		7.4276×10^{-2}
41			4.5400×10^2	95			6.4017×10^{-2}
42			3.5357×10^2	96			5.4520×10^{-2}
43			2.7536×10^2	97			4.5785×10^{-2}
44			2.1445×10^2	98			3.7813×10^{-2}
45			1.6702×10^2	99			3.0602×10^{-2}
46			1.3007×10^2	100			2.4154×10^{-2}
47			1.0130×10^2	101			1.8467×10^{-2}
48			7.8893×10^1	102			1.3543×10^{-2}
49			6.1442×10^1	103			9.3805×10^{-3}
50			4.7851×10^1	104	8		5.9804×10^{-3}
51			3.7266×10^1	105			3.3423×10^{-3}
52			2.9023×10^1	106			1.4663×10^{-3}
53			2.2603×10^1	107			3.5238×10^{-4}
54			1.7604×10^1	107L			1.0000×10^{-5}

Table 3-2 Critical bucklings and infinite multiplication factors

(1) Critical buckling

	A 1st-type Fuel	A 2nd-type Fuel	B-type Fuel
Inner Plate	1.64811	1.69516	1.71893
Outer Plate	-----	-----	1.07711
Fuel Element	1.20167	1.24401	1.21510

(Unit : $\times 10^{-2} \text{ cm}^{-2}$)

(2) Infinite multiplication factor

	A 1st-type Fuel	A 2nd-type Fuel	B-type Fuel
Inner Plate	1.63245	1.64806	1.65686
Outer Plate	-----	-----	1.42210
Fuel Element	1.55663	1.57426	1.56201

Table 3-3 Excess reactivities

	Experiment	Calculation	C-E
A-16 Core	6.358	6.729	0.371
A-4 & B-12 Core	6.475	6.979	0.504

(Unit : $\% \Delta k/k$)

Table 3-4 Criticality of A-16 core

	Experiment	Calculation	C/E
k_{eff}	0.9975	0.99974	1.0023

Table 3-5 Logarithmic derivatives for control rod

Core	CITATION			TWOTRAN
	Logarithmic Derivative	Control Rod Worth		Control Rod Worth
		with L.D.*	without L.D.*	
A-16 Core	0.365091	22.806	19.429	22.807
A-4 & B-12 Core	0.375156	22.960	19.415	22.959

Unit of Control Rod Worth : $\% \Delta k/k$

* L.D. : Logarithmic Derivative

Table 3-6 Vertical bucklings for 2-D calculations

	Buckling
A-16 Core	1.72083
A-4 & B-12 Core	1.77190

(Unit : $\times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$)

Table 3-7 Control rod worth of A-16 core

(1) Case 1

(Unit : $\% \Delta k/K$)

Control Rod	Experiment	Calculation	C/E
C1	4.213	3.518	0.835
C2	4.375	3.812	0.871
C3	4.274	3.731	0.873
C4	4.504	3.930	0.872
C5	0.498	0.612	1.229
B1	1.38	0.773	0.560
B2	1.78	1.090	0.597
B1+B2	2.42	1.632	0.674

(2) Case 2

(Unit : $\% \Delta k/K$)

Control Rod	Experiment	Calculation	C/E
C1	4.213	4.355	1.034

Table 3-8 Control rod worth of A-4 & B-12 cores

Control Rod	Experiment	Calculation	C/E
C1	4.202	3.700	0.881
C2	4.260	3.838	0.901
C3	4.051	3.653	0.902
C4	4.343	3.867	0.891
C5	0.522	0.569	1.091
B1	0.74	0.776	1.048
B2	1.19	1.078	0.906
B1+B2	1.48	1.604	1.084

(Unit : $\% \Delta k/K$)

Table 3-9 Comparison of thermal neutron flux between calculation and experiment

Upper : Calculation
 Middle : Experiment
 Lower : (C/E-1)x100%

Fuel Element Position	Radial Distribution		Axial Distribution		TFr x TFz
	Average	TFr	Maximum	TFz	
C-4	1.12	0.86	1.79	1.61	1.39
	1.01	0.84	1.67	1.66	1.39
	10.89	2.38	7.19	-3.01	0.00
C-5	1.27	0.98	2.04	1.61	1.58
	1.17	0.98	1.91	1.63	1.60
	8.55	0.00	6.81	-1.23	-1.25
C-6	1.12	0.87	1.80	1.60	1.39
	1.02	0.85	1.65	1.63	1.39
	9.80	2.35	9.09	-1.84	0.00
D-3	1.06	0.82	1.66	1.56	1.28
	0.99	0.83	1.56	1.58	1.31
	7.07	-1.20	6.41	-1.27	-2.29
D-4	1.50	1.16	2.34	1.56	1.81
	1.41	1.18	2.28	1.62	1.91
	6.38	-1.69	2.63	-3.70	-5.24
D-5	1.70	1.32	2.68	1.57	2.07
	1.55	1.29	2.46	1.59	2.05
	9.68	2.33	8.94	-1.26	0.98
D-6	1.51	1.17	2.36	1.56	1.82
	1.40	1.17	2.21	1.58	1.85
	7.86	0.00	6.79	-1.27	-1.62
D-7	1.07	0.83	1.67	1.55	1.29
	0.99	0.83	1.53	1.54	1.28
	8.08	0.00	9.15	0.65	0.78
E-3	1.07	0.83	1.67	1.56	1.29
	1.00	0.83	1.58	1.59	1.32
	7.00	0.00	5.70	-1.89	-2.27
E-4	1.51	1.16	2.35	1.56	1.82
	1.44	1.20	2.27	1.58	1.90
	4.86	-3.33	3.52	-1.27	-4.21
E-5	1.71	1.32	2.69	1.57	2.08
	1.62	1.35	2.57	1.59	2.15
	5.56	-2.22	4.67	-1.26	-3.26
E-6	1.52	1.17	2.36	1.56	1.83
	1.39	1.16	2.23	1.60	1.86
	9.35	0.86	5.83	-2.50	-1.61
E-7	1.08	0.83	1.67	1.55	1.29
	0.98	0.82	1.56	1.58	1.30
	10.20	1.22	7.05	-1.90	-0.77
F-4	1.10	0.85	1.76	1.59	1.36
	1.02	0.85	1.70	1.66	1.41
	7.84	0.00	3.53	-4.22	-3.55
F-5	1.25	0.97	2.00	1.60	1.55
	1.17	0.98	1.88	1.61	1.58
	6.84	-1.02	6.38	-0.62	-1.90
F-6	1.11	0.86	1.77	1.60	1.37
	1.03	0.86	1.66	1.61	1.38
	7.77	0.00	6.63	-0.62	-0.72
Core Average	1.29	1.00	-----	-----	-----
	12.0	1.00	-----	-----	-----
	7.50	1.00	-----	-----	-----

(Power : 1W , Unit : $\times 10^7 n/cm^2s$)

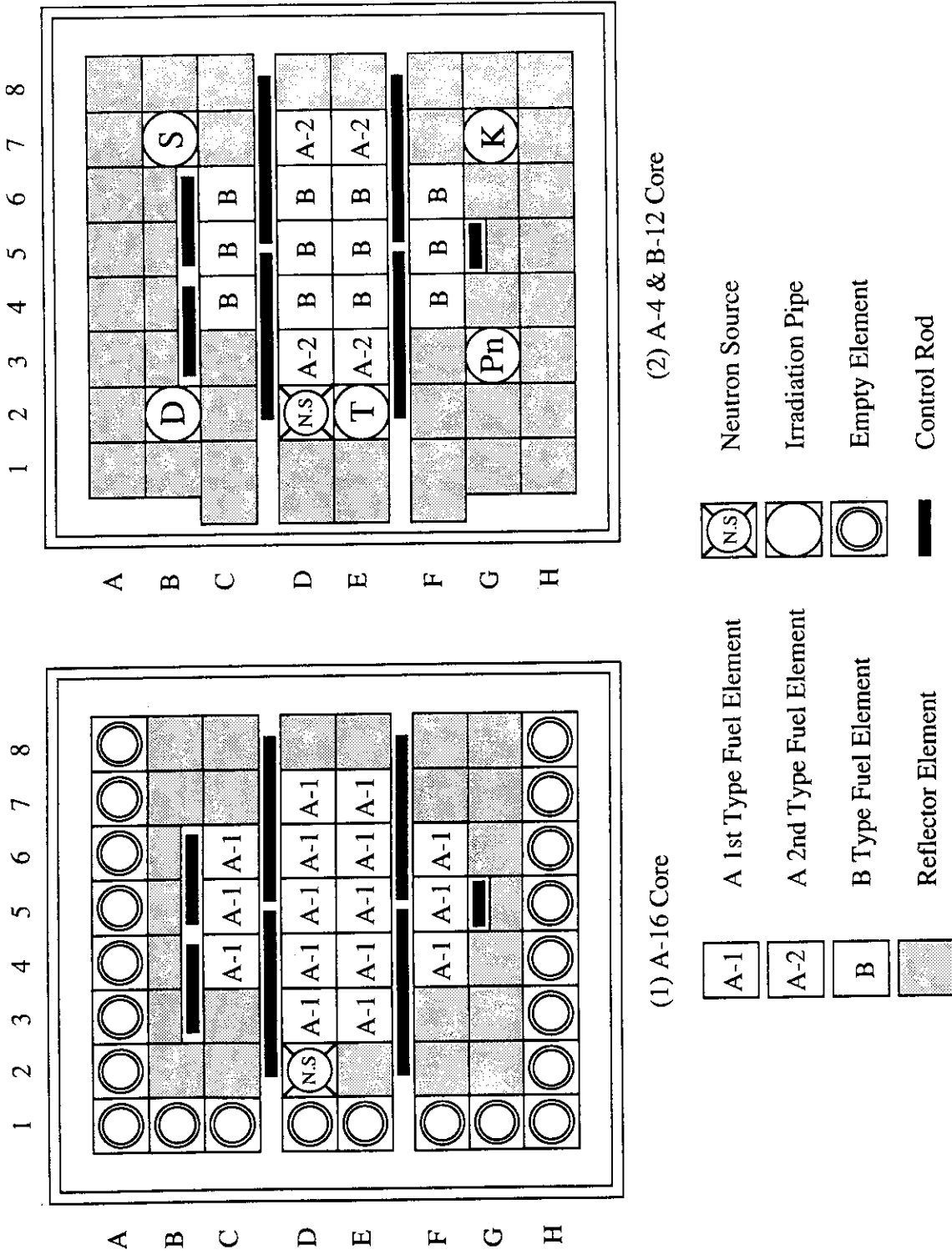
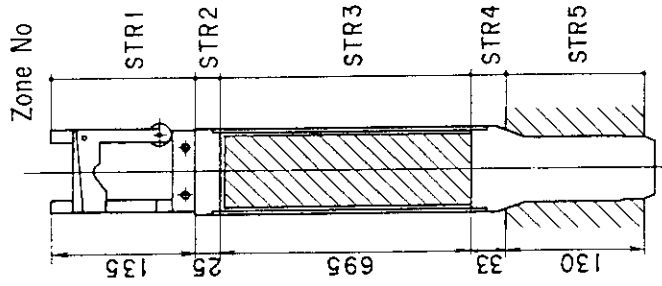
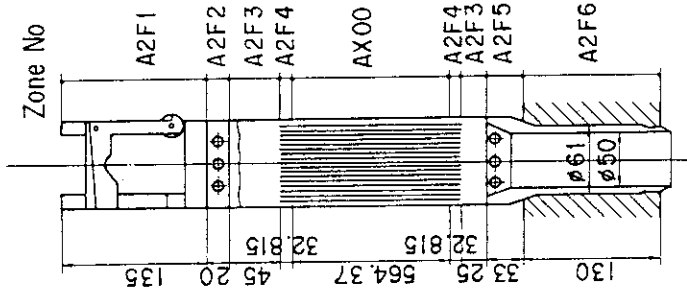


Fig. 3-1 Core configurations of benchmark cores

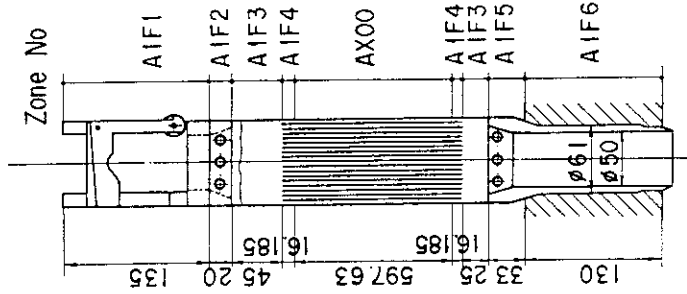
Standard Reflector



HEU A-2nd Type Fuel Element



HEU A-1st Type Fuel Element



HEU B-Type Fuel Element

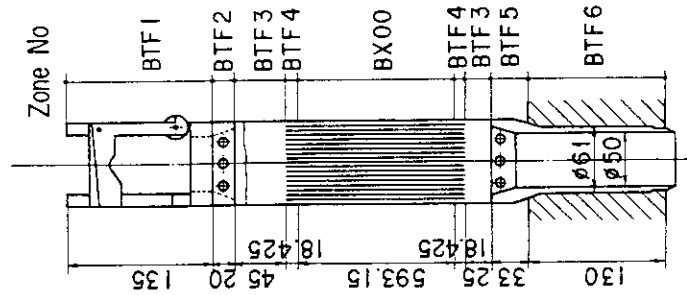
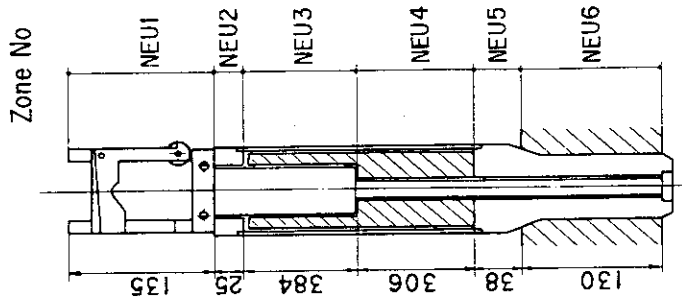
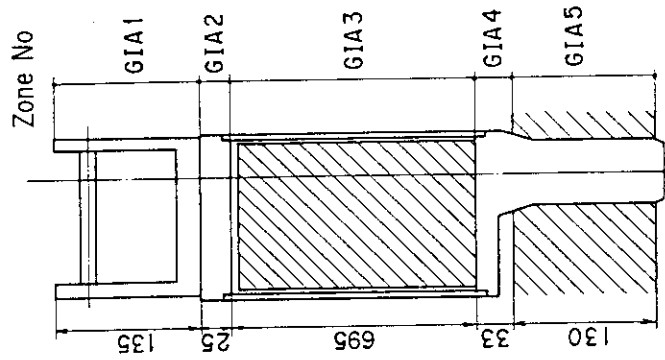


Fig. 3-2 Divided zones and ID names for macroscopic cross section calculation

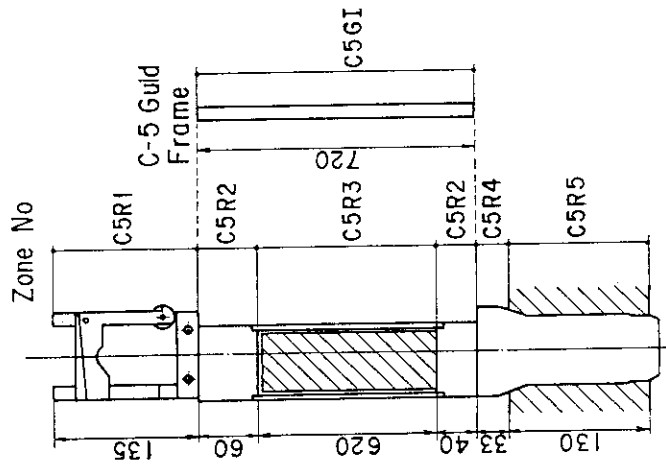
Neutron Source Reflector



Giant Reflector



C-5 Rod Reflector



Buck-Up Rod Reflector

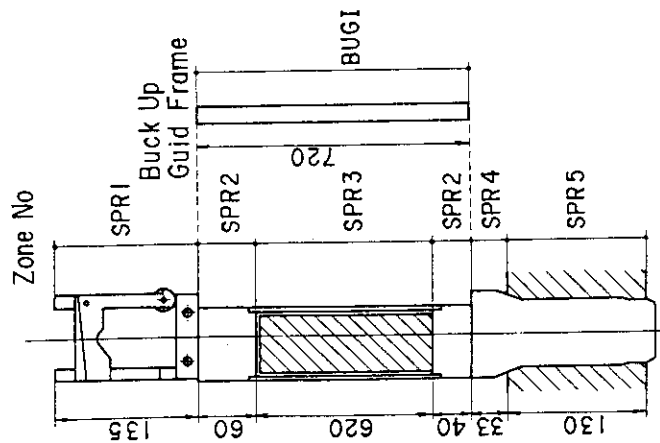


Fig. 3-2 (Continued)

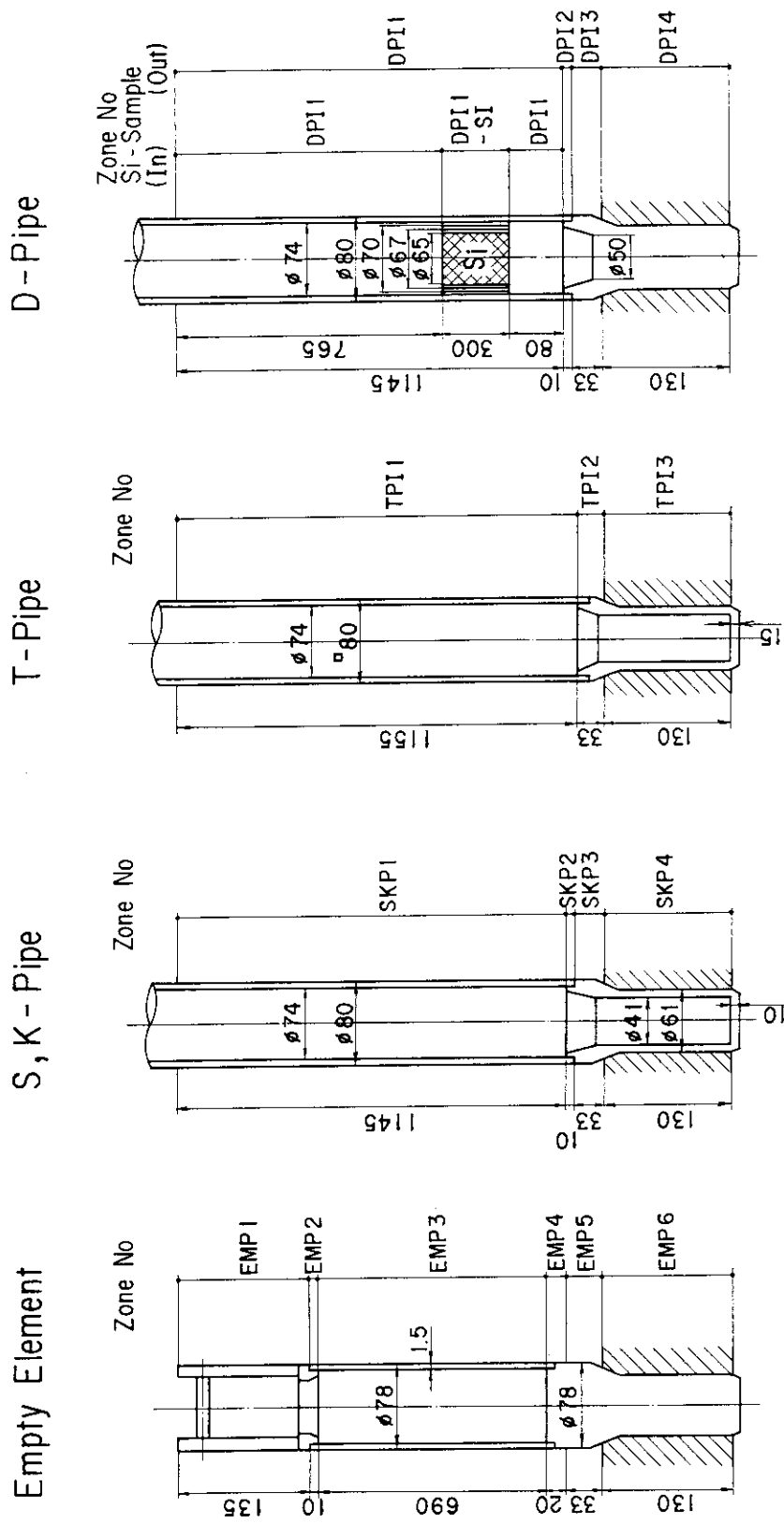


Fig. 3-2 (Continued)

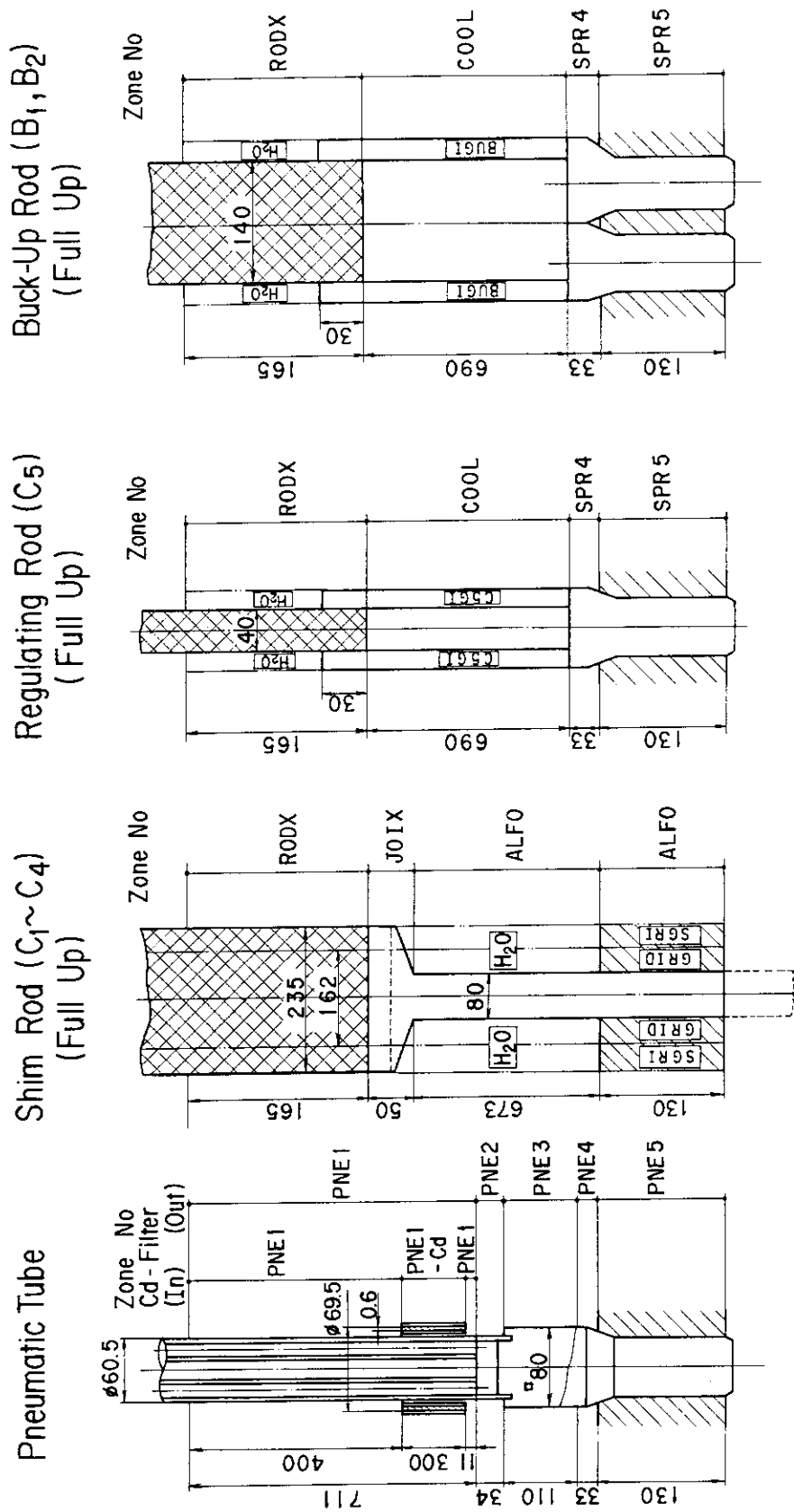


Fig. 3-2 (Continued)

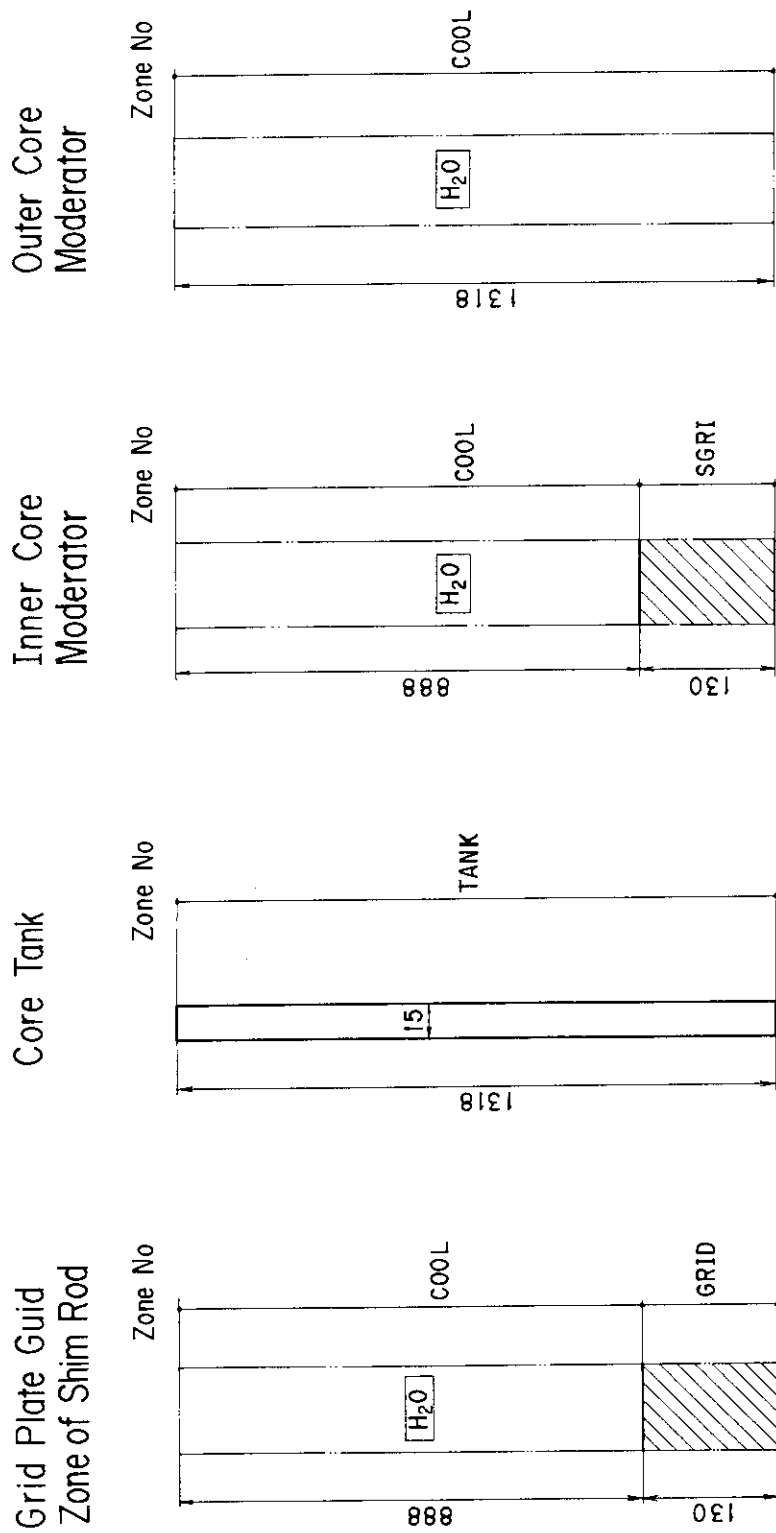
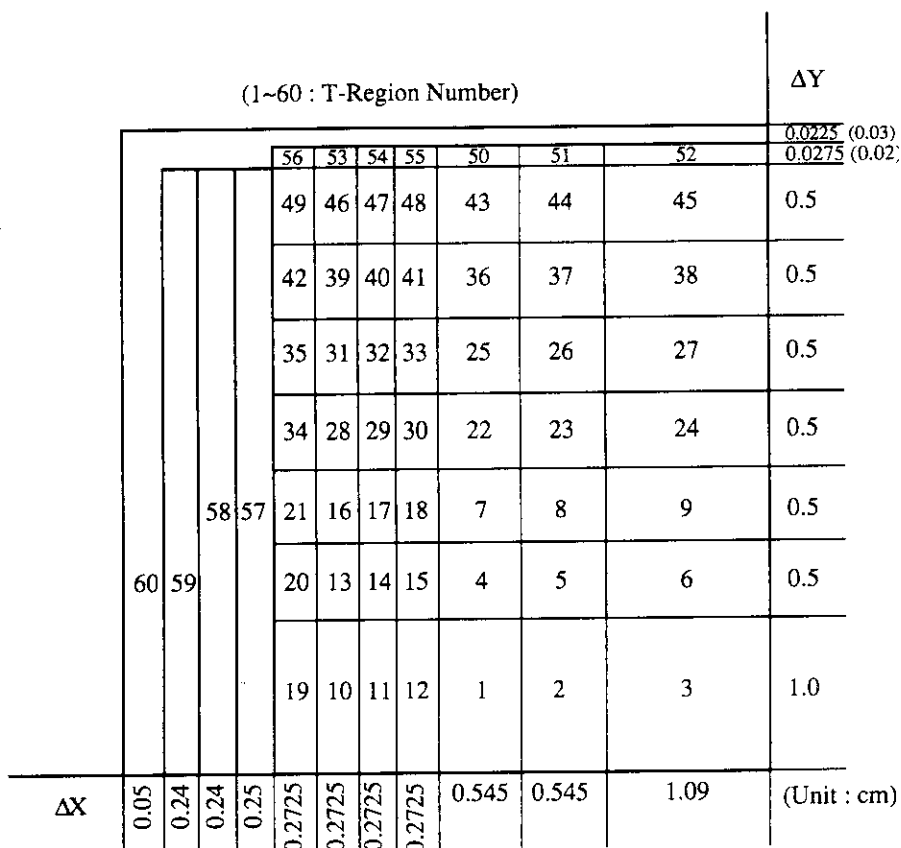


Fig. 3-2 (Continued)

	Moderator H ₂ O	Cladding Al	Fuel Meet U-Al	Cladding Al	Moderator H ₂ O
M-Region	3	2	1	2	3
S-Region	1	2	3	4	5
T-Region	3	2	1	2	3
R-Region	3	2	1	2	3
X-Region	1	1	1	1	1
ΔX (cm)	0.205	X _c	0.05	X _c	0.205

For the A-1st type fuel , X_c=0.0385cm
 For the A-2nd type and B-type fuels , X_c=0.038cm

Fig. 3-3 Unit cell model for plate cell calculations



(ΔY) : for the A 2nd Type Fuel Element

T-Region	R-Region	M-Region	Mixture
1~9	1	1	Fuel Plate Zone
10~18	2	1	
19~21	3	1	
22~27	4	1	
28~33	5	1	
34~35	6	1	
36~38	7	1	
39~41	8	1	
42	9	1	
43~45	10	1	
46~48	11	1	
49	12	1	
50~52	13	1	
53~55	14	1	
56	15	1	
57	16	2	Al+H ₂ O
58~59	17	3	Side Plate
60	18	4	H ₂ O

Fig. 3-4 Unit cell model of A type fuel for element cell calculation

(1~67 : T-Region Number)

								ΔY				
								0.03				
								0.02				
								0.258				
								0.258				
								0.2903333				
								0.2903333				
								0.5806667				
								0.5806667				
								0.5806667				
								1.161333				
ΔX	0.05	0.24	0.24	0.25	0.2725	0.2725	0.2725	0.2725	0.545	0.545	1.09	(Unit : cm)

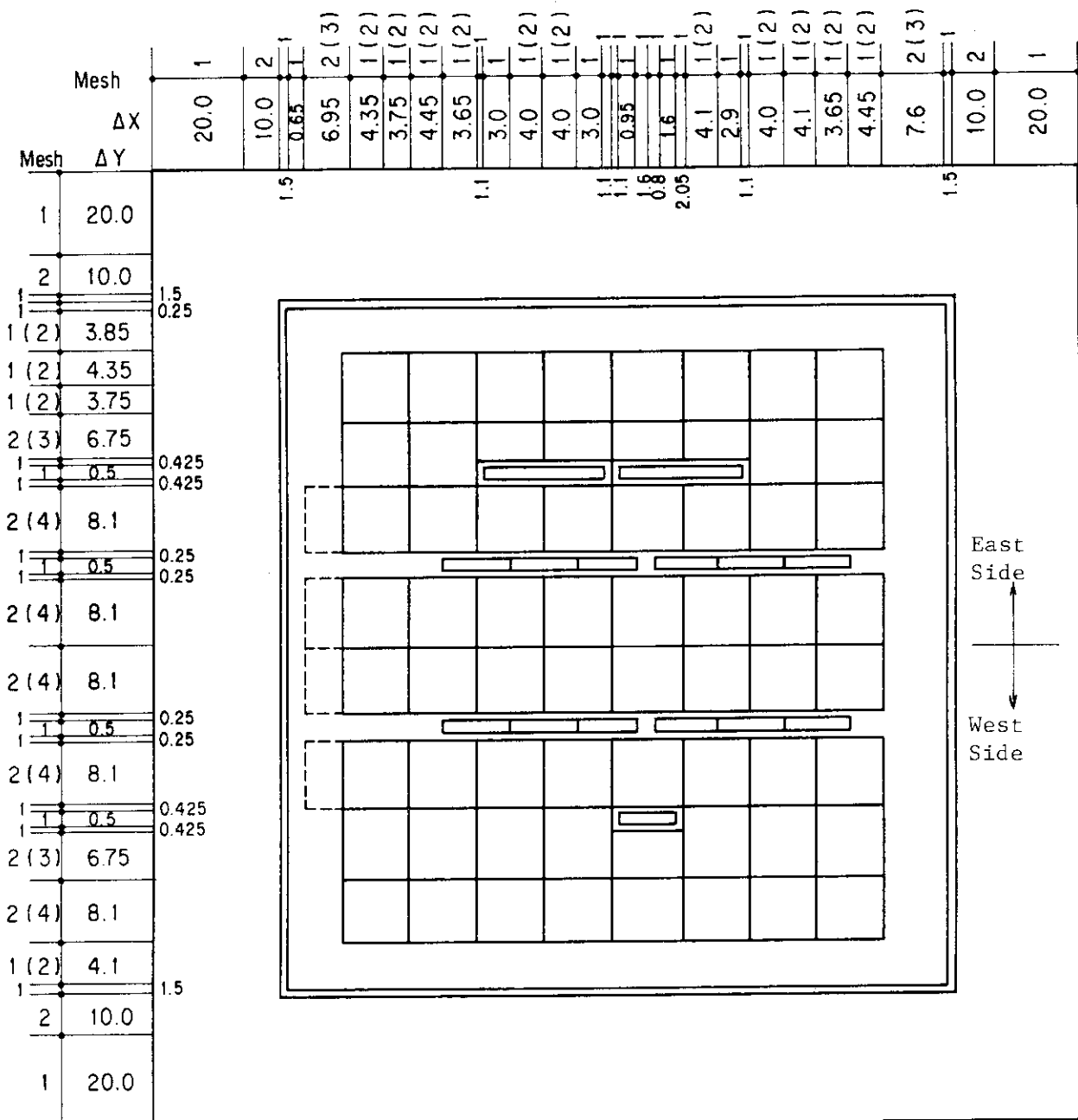
T-Region	R-Region	M-Region	Mixture
1~9	1	1	Fuel Inner Plate Zone
10~18	2	1	
19~21	3	1	
22~27	4	1	
28~33	5	1	
34~35	6	1	
36~38	7	1	
39~41	8	1	
42	9	1	
43~45	10	2	Fuel Outer Plate Zone
46~48	11	2	
49	12	2	
50~52	13	2	
53~55	14	2	
56	15	2	
57~59	16	2	
60~62	17	2	
63	18	2	
64	19	3	Al+H ₂ O
65~66	20	4	Side Plate
67	21	5	H ₂ O

Fig. 3-5 Unit cell model of B type fuel for element cell calculation

	smeared fuel element	water	control rod	water	smeared fuel element
M-Region	1	2	3	2	1
S-Region	1~10	11,12	13~16	17,18	19~28
T-Region	1~10	11,12	13,14 14,13	12,11	10~1
R-Region	1	2	3	2	1
X-Region	3	2	1	2	3
ΔX (cm)	1.1, 5*1.0, 4*0.5	2*0.125	4*0.125	2*0.125	4*0.5, 5*1.0, 1.1

note: 5*1.0 => 1.0,1.0,1.0,1.0,1.0

Fig. 3-6 Calculation model for control rod



Note: () --- for 2-D Calculation

(Unit : cm)

Fig. 3-7 Horizontal geometry for whole core calculation

Mesh Division for the Excess Reactivity Calculation

ΔZ and (Number of Mesh Points)

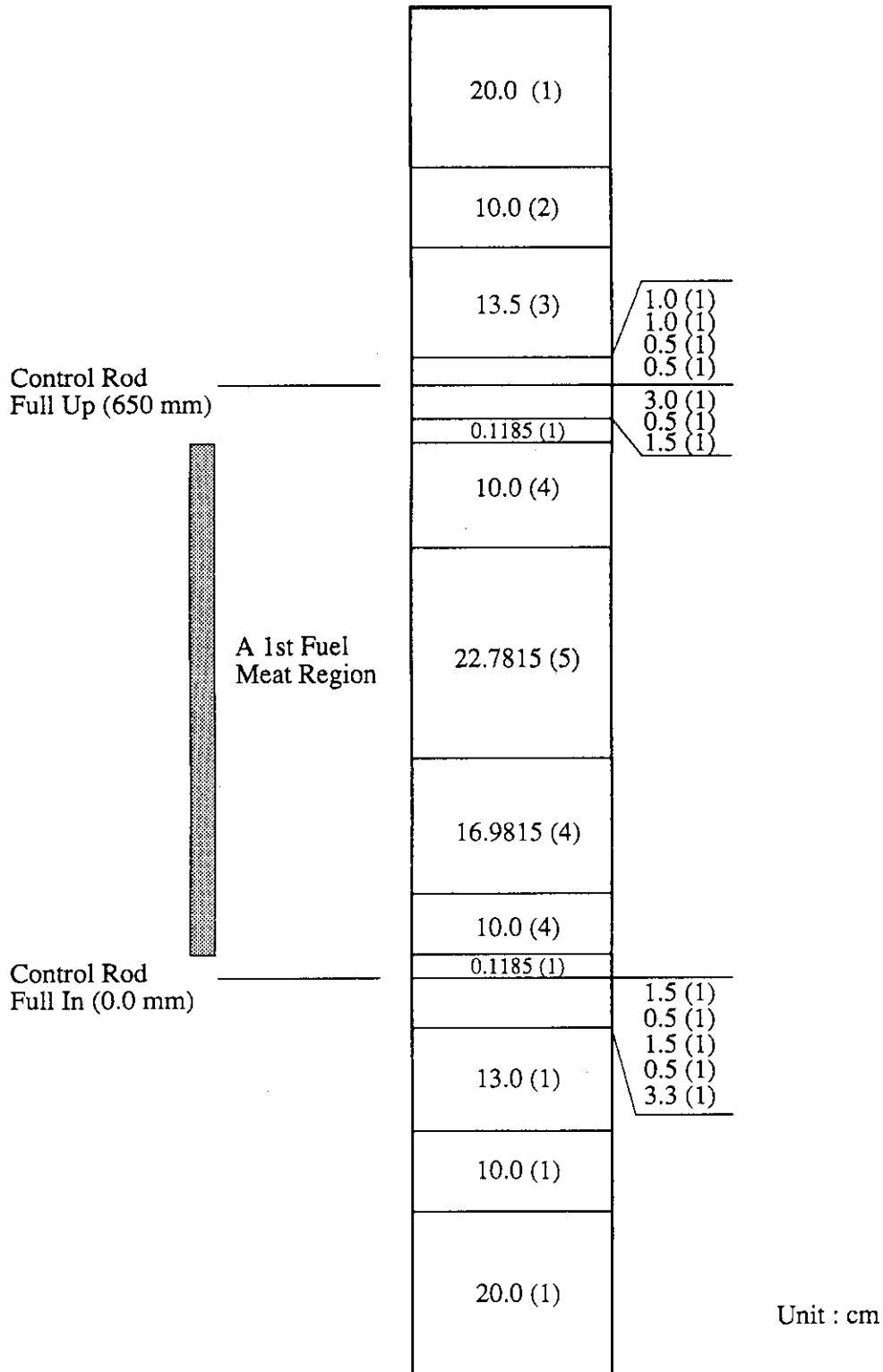


Fig. 3-8 Vertical geometry for whole core calculation of A-16 core

Mesh Division for the Excess Reactivity Calculation

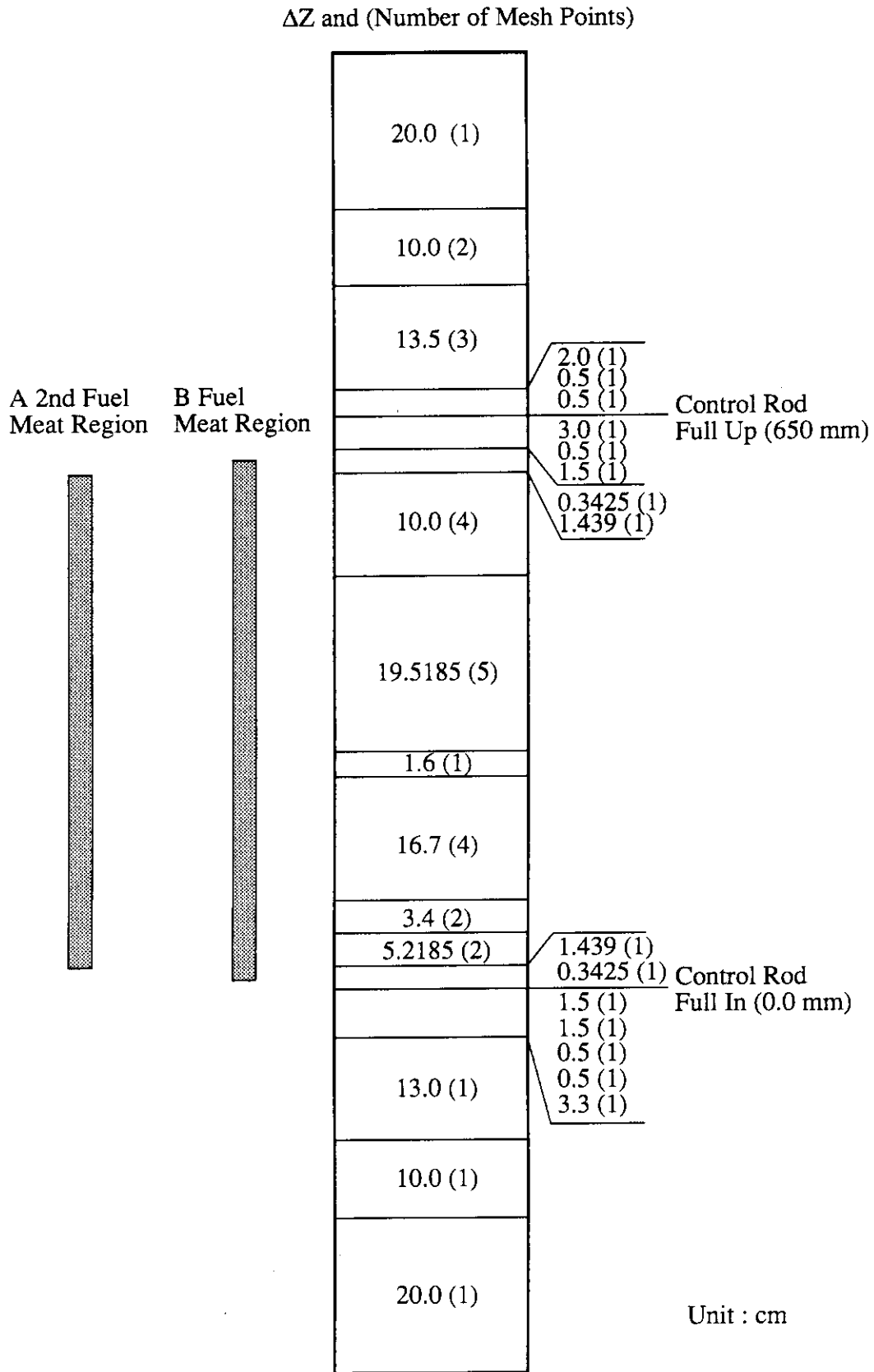


Fig. 3-9 Vertical geometry for whole core calculation of A-4 & B-12 cores

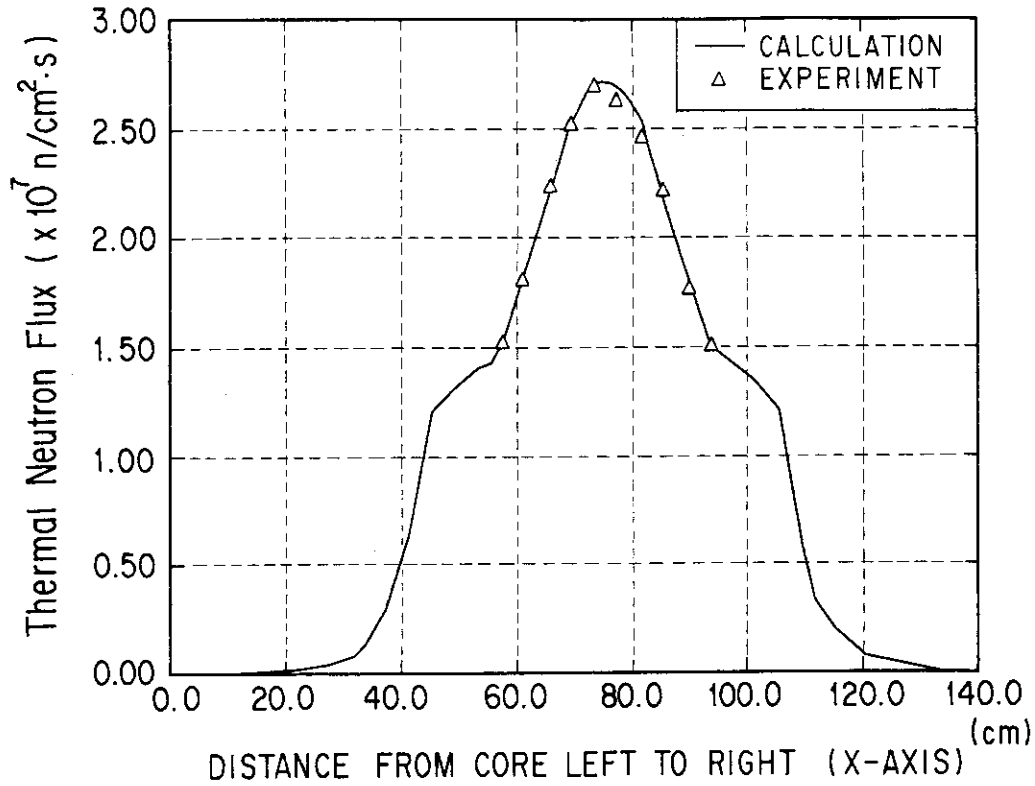


Fig. 3.11 Thermal neutron flux distribution through the E-Row

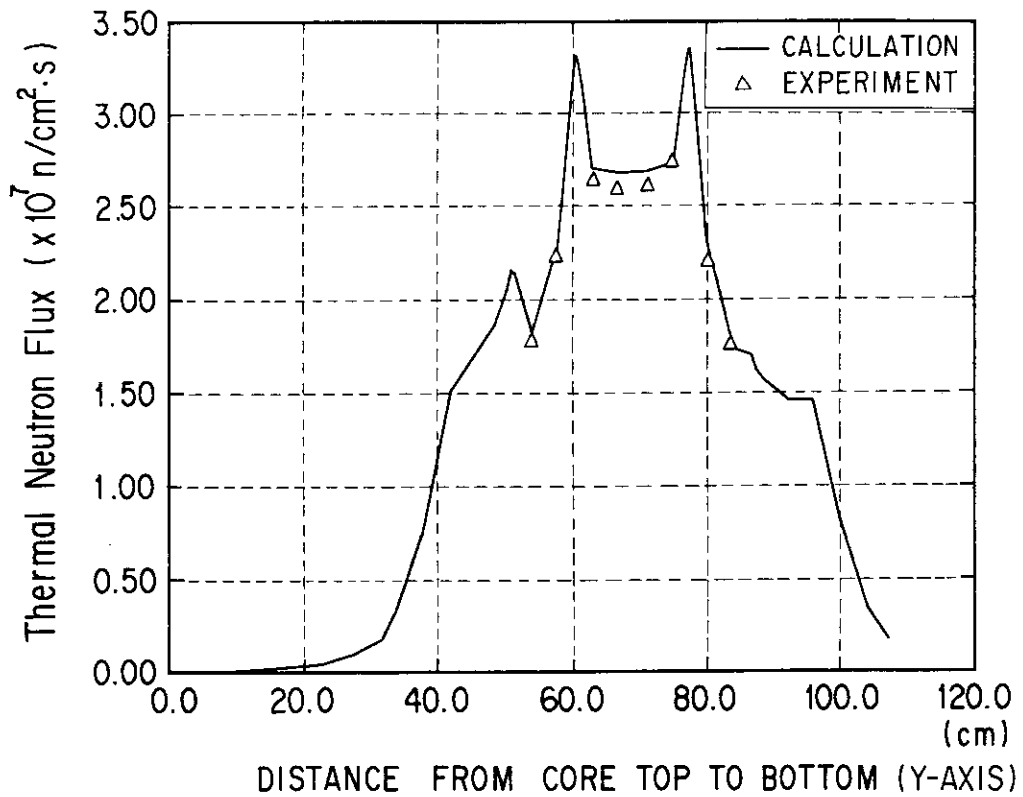


Fig. 3-12 Thermal neutron flux distribution through the 5-Row

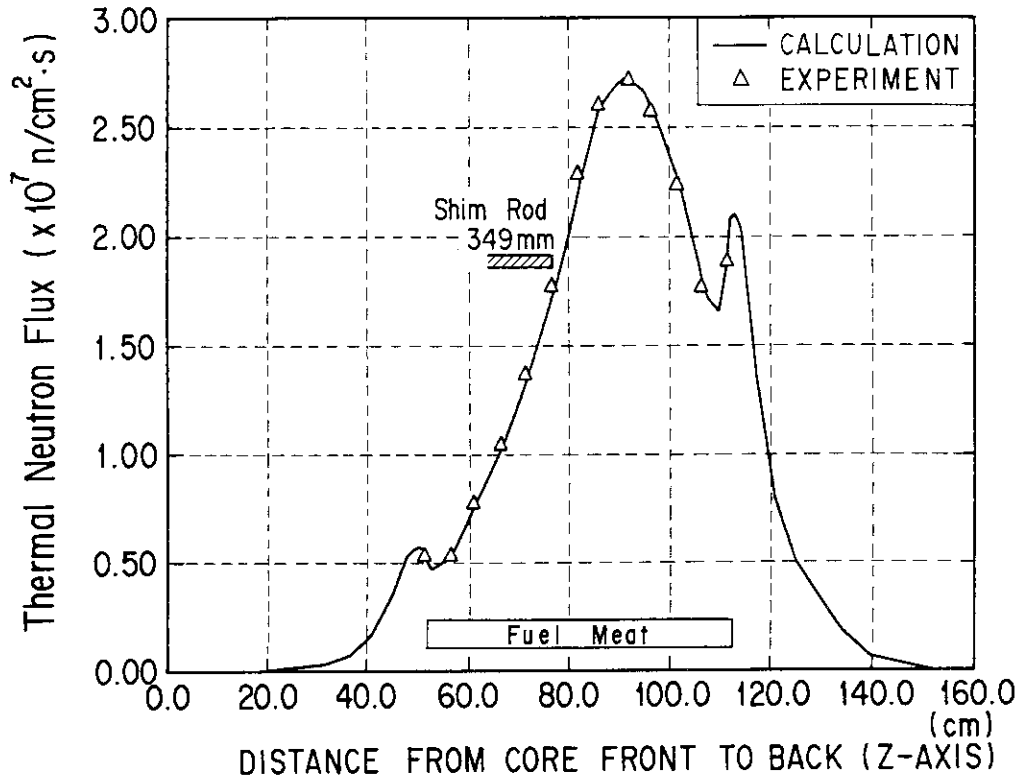


Fig. 3-13 Thermal neutron flux vertical distribution in the E-5 fuel element

4. シリサイド燃料と高濃縮燃料の計算

第3章において、過去に特性試験の行われた炉心の解析を行い、計算手法の妥当性を確認した。本章では、この手法を用いてシリサイド燃料の計算を行う。同時に現在使用しているB型燃料についての計算も行い、シリサイド燃料を用いた場合の炉心性能評価の指標とする。

4.1 シリサイド燃料

シリサイド燃料は、形状はB型燃料要素と同一とした。燃料板枚数は15枚、両端の燃料板のウラン密度は内側の1/2である。ただし、燃料有効長のみ若干短くした。燃料ウラン密度は、2.0、3.0、4.0、4.8 gU/cm³(ただし、内側燃料板の密度)の四種類について計算を行った。

4.2 計算炉心

計算は、シリサイド燃料、B型燃料共に現在のJRR-4の炉心体系で行った(Fig.2-1)。この体系は第3章で計算を行った体系に対し、燃料要素数、照射筒の配置、一部反射体要素の形状変更等、若干の変更がなされている。これら要素の垂直方向領域図をFig.4-1に示す。

4.3 計算手法

計算手法には、基本的には第3章で述べたものをそのまま用いた。ここでは、シリサイド燃料の計算で、変更または新たに行ったものについてのみ示す。

4.3.1 燃焼燃料要素の少数群定数作成

B型燃料及びシリサイド燃料の場合は、要素内に二種類の燃料板が存在する。そこで、格子燃焼計算を行うに当たっては、15枚の燃料板を一つの単位格子として取り扱った。計算モデルをFig.4-2に示す。この計算により内側及び外側燃料板の各燃焼度での組成を求め、これを用いて新燃料要素の場合と同様の計算を行い各燃焼ステップでの少数群定数を算出した。ただし、この場合にもXe-135は計算から除外してある。また、各燃焼ステップに対応する格子計算に用いたバックリングは全て、未燃焼状態での臨界バックリングである。

シリサイド及びB型燃料炉心では炉心燃焼計算を行う。SRACシステムで炉心燃焼計算を行うには、燃焼度をパラメータとした断面積テーブルが必要となる。このテーブルは、SRACで格子燃焼計算を行うと自動的に作成される。しかしながら、今回は一要素内に二種類の燃料板が存在し、かつXe-135を除いた状態での炉心燃焼計算を行う。このため、このテーブル内の各燃焼ステップでの少数群定数を、上でXe-135を除いて計算したものに置き換え、これを炉心燃焼計算に使用した。

4.3.2 全体系計算

計算手法は第3章で述べた方法と全く同一であるが、計算体系が変更となっている。水平方向

の体系図をFig.4-3に、垂直方向をFig.4-4に示す。

4.3.3 炉心燃焼計算

炉心燃焼計算は、SRACコードシステム内のCOREBNを使用した。また、燃焼履歴管理編集にHIST2を用いた。エネルギー8群、3次元で計算を行った。また、制御棒は常に上限に設定した。計算体系は、水平方向については全体系計算と同一で、垂直方向についてはFig.4-5に示す。

4.4 計算結果

4.4.1 格子計算

燃料要素の格子計算で得られた各燃料要素の無限増倍率、臨界バックリングをTables 4-1～2に示す。B型炉心と同一の無限増倍率を与えるシリサイド燃料のウラン密度は4.0と4.8gU/cm³の間に存在し、臨界バックリングについては3.0と4.0gU/cm³の間にある。

面積が1となるように規格化した燃料要素の中性子エネルギースペクトルをFig.4-6に示す。B型燃料炉心とほぼ同一のH/U-235(原子数比)を持つ3.0gU/cm³のシリサイド燃料は、スペクトルについてもB型燃料炉心とほとんど同じであった。

4.4.2 最小臨界体数

各燃料炉心について、燃料体数をパラメータとした全体系計算を行い、最小臨界体数を求めた。燃料装荷はFig.4-7に示す順序で行った。C-3からF-7までの20箇所の格子位置の内、燃料要素未装荷位置には反射体を挿入した。結果をTable 4-3に示す。2.0gU/cm³の場合には20体でも臨界にならなかった。

4.4.3 過剰反応度

20体燃料炉心(標準炉心)の過剰反応度を全体系計算により求めた。結果をTable 4-4に示す。B型燃料炉心に最も近かったのは、ウラン密度4.0gU/cm³のシリサイドであった。

4.4.4 中性子束と出力分布

過剰反応度の計算で得られた8群の中性子束を、4群に編集し比較検討を行った。出力は3.5MWとした。4群の群構造についてはTable 3-1を参照のこと。

各々の燃料炉心の各エネルギー群、各要素位置での中性子束をTables 4-5～9に示す。Table中の"AVERAGE"は、要素内平均中性子束(ただし、垂直方向については、燃料有効長の範囲でのみ平均している)を示している。また、3次元計算では、垂直方向の各々の空間メッシュによりそれらに対応した水平面(水平プレーン)が作られるので、着目する炉心構成要素の水平面内でのみ中性子束の平均化を行ったものを各プレーンでの平均値とする。そして、垂直方向に分布するこのプレーン平均中性子束の最大値を、"MAXIMUM"としてTableに含めた。ち

なみに、"AVERAGE" は、プレーン平均中性子束の平均値に他ならない。

L照射筒(L-PIPE)における熱群(第4群)要素平均中性子束は、B型燃料炉心で $1.70 \times 10^{13} (\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 、過剰反応度がこれに最も近かったウラン密度 4.0g/cm^3 のシリサイド燃料炉心では $1.63 \times 10^{13} (\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ であり、約4%減となる。T照射筒(T-PIPE)はJRR-4で最も熱中性子束が高くなる照射筒であるが、そこでの最大のプレーン平均熱中性子束はB型燃料炉心で $5.12 \times 10^{13} (\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 、 4.0gU/cm^3 シリサイドで $4.82 \times 10^{13} (\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ で、約6%の減となる。

水平方向及び垂直方向の空間分布はFigs.4-8~10に示す。これらは全て、炉心中心に最も近いメッシュ点(X=21,Y=21,Z=24)を通る分布である。この結果からは、どの方向、どのエネルギー群についても、ウラン密度が大きくなるにつれて中性子束が低下している。また、Y方向の4群の分布からは、燃料要素間の二箇所の水ギャップ(制御棒の抜けた領域)によるサーマライズで、熱中性子束が大きく盛り上がっているのが良く分かる。ピーク間の燃料領域とピーク値の差は、ウラン密度が大きい、つまりスペクトルの硬い燃料ほど顕著である。

各炉心、各燃料要素の出力分布をTables 4-10~14に示す。Table中の、Frは径方向ピーキング係数、Fzは軸方向ピーキング係数で、次式で計算した。

$$Fr = (\text{燃料要素平均の出力密度}) / (\text{炉心平均の出力密度})$$

$$Fz = (\text{燃料要素の最大出力密度}) / (\text{燃料要素平均の出力密度})$$

どの炉心のFr×Fzも2.0以下で非常に小さいが、これは、燃料要素内の分布が考慮されていないためと、制御棒が全て上限で計算されているからである。

4.4.5 制御棒価値

B型燃料炉心、ウラン密度 3.0 及び 4.0gU/cm^3 のシリサイド炉心の制御棒価値を、干渉効果を考慮しない方法("3.3.2"のケース1)で求めた。また、 4.0gU/cm^3 シリサイド炉心のC1~C5については、干渉効果を考慮した方法("3.3.2"のケース2)での計算も行った。

制御棒価値をTables 4-15~16に示す。また、制御棒境界に設定した対数微分定数をTables 4-17~18に示す。求め方は第3章で示した通りである。

各炉心での制御棒価値を比較すると、スペクトルの最も硬いシリサイド 4.0gU/cm^3 の炉心が最も小さい。これは、制御棒に天然ボロン入りのステンレス鋼を使用しているためである。また、Table 4-15とTable 4-16を比較すると、干渉効果を無視して計算を行った場合には、考慮した場合に較べかなり制御棒価値を過小評価してしまった。

参考までに、最も価値の高いC1制御棒を上限にして、他の制御棒(B1,B2を除く)を全挿入した場合の炉停止余裕(ワンロードスタックマージン)を計算したところ、 $-0.557\% \Delta k/k$ であった(Table 4-16)。この結果では一応負の値にはなっているが、制御棒価値の計算精度等を考えると、なんらかの手段によりもう少し深い未臨界となるようにする必要があるものと思われる。

4.4.6 動特性パラメータ

動特性パラメータの計算は、全体系計算時に摂動計算のオプションを設定することにより行

った。結果をTable 4-19に示す。

4.4.7 炉心燃焼計算

制御棒価値と同様に、B型燃料炉心、3.0及び4.0gU/cm³シリサイド炉心について、炉心燃焼計算を行った。格子燃焼計算によって得られた各燃焼ステップの少数群断面積を用い、COREBNにより3次元拡散の炉心燃焼計算を行った。制御棒は常に上限に設定した。燃焼ステップは燃焼度5%刻みとし、炉心平均燃焼度が30%になるまで連続して燃焼させた。

炉心燃焼計算によって得られた燃焼に伴う過剰反応度の変化をTable 4-20、Fig.4-11に示す。この結果から、過剰反応度が5%となる運転日数はB型燃料炉心で約90日、シリサイド4.0gU/cm³炉心は約160日となり、炉内U-235装荷量の多い後者は、かなり取り出し燃焼度を高くできることが分かる。また、低濃縮燃料は、燃焼に伴う実効増倍率の減少の傾きが小さいのが良く分かる。

Table 4-1 Infinite multiplication factors

Fuel	HEU-B Fuel	Silicide Fuel			
U Density	0.6571	2.0	3.0	4.0	4.8
Inner Plate	1.65686	1.45299	1.55974	1.61410	1.63968
Outer Plate	1.42210	1.19193	1.35565	1.45299	1.50548
Fuel Element	1.56201	1.34970	1.47842	1.54879	1.58426

(Unit of U Density : gU/cm^3)

Table 4-2 Critical bucklings

Fuel	HEU-B Fuel	Silicide Fuel			
U Density	0.6571	2.0	3.0	4.0	4.8
Inner Plate	1.71893	1.19741	1.51545	1.69433	1.78859
Outer Plate	1.07711	0.49205	0.92696	1.19741	1.34982
Fuel Element	1.21510	0.76636	1.06669	1.24220	1.33732

(Unit of U Density : gU/cm^3 , Buckling : 10^{-2}cm^{-2})

Table 4-3 Minimum critical fuel loading (number of fuel elements)

Fuel	U Density	No. of Fuel	k_{eff}	$\rho_{ex.}$
HEU-B	0.6571	12	1.01359	1.341
		11	0.99360	-0.644
Silicide	2.0	-----	-----	-----
		-----	-----	-----
	3.0	15	1.00891	0.883
		14	0.99522	-0.480
	4.0	11	1.01454	1.433
		10	0.99607	-0.395
	4.8	9	1.00873	0.865
		8	0.97728	-2.325

(Unit of U Density : gU/cm^3 , $\rho_{ex.}$: $\% \Delta k/k$)

Table 4-4 Excess reactivities of standard (20 fuels) cores

Fuel	U Density	k_{eff}	$\rho_{ex.}$
HEU-B	0.6571	1.11055	9.955
Silicide	2.0	0.93240	-7.250
	3.0	1.05714	5.405
	4.0	1.12662	11.239
	4.8	1.16260	13.986

(Unit of U Density : gU/cm^3 , $\rho_{ex.}$: $\% \Delta k/k$)

Table 4-5 Neutron flux at each element of the HEU B type fueled core

ENERGY GROUP ELEMENT	1st			2nd			3rd			4th		
	AVERAGE	MAXIMUM		AVERAGE	MAXIMUM		AVERAGE	MAXIMUM		AVERAGE	MAXIMUM	
C-3	2.3821E+13	3.1333E+13		1.0653E+13	1.4036E+13		6.4376E+12	8.4722E+12		2.6622E+13	3.4439E+13	
C-4	3.3189E+13	4.3788E+13		1.4723E+13	1.9453E+13		8.8707E+12	1.1708E+13		3.4761E+13	4.5182E+13	
C-5	3.6276E+13	4.7924E+13		1.6065E+13	2.1254E+13		9.7027E+12	1.2824E+13		3.8658E+13	5.0366E+13	
C-6	3.3011E+13	4.3574E+13		1.4582E+13	1.9275E+13		8.7763E+12	1.1589E+13		3.4689E+13	4.5110E+13	
C-7	2.3582E+13	3.1055E+13		1.0443E+13	1.3774E+13		6.2939E+12	8.2923E+12		2.6448E+13	3.4279E+13	
D-3	3.2195E+13	4.2322E+13		1.4244E+13	1.8744E+13		8.4803E+12	1.1145E+13		3.2238E+13	4.1673E+13	
D-4	4.5737E+13	6.0401E+13		2.0102E+13	2.6586E+13		1.1925E+13	1.5752E+13		4.3174E+13	5.6147E+13	
D-5	5.0436E+13	6.6683E+13		2.2158E+13	2.9338E+13		1.3174E+13	1.7422E+13		4.8388E+13	6.3056E+13	
D-6	4.6094E+13	6.0889E+13		2.0269E+13	2.6814E+13		1.2026E+13	1.5890E+13		4.3553E+13	5.6659E+13	
D-7	3.3108E+13	4.3631E+13		1.4747E+13	1.9465E+13		8.7674E+12	1.1558E+13		3.2674E+13	4.2358E+13	
E-3	3.1856E+13	4.1969E+13		1.3993E+13	1.8461E+13		8.3725E+12	1.1032E+13		3.3075E+13	4.2894E+13	
E-4	4.5665E+13	6.0294E+13		2.0074E+13	2.6542E+13		1.1908E+13	1.5726E+13		4.3111E+13	5.6050E+13	
E-5	5.0465E+13	6.6697E+13		2.2188E+13	2.9367E+13		1.3194E+13	1.7443E+13		4.8457E+13	6.3118E+13	
E-6	4.6191E+13	6.0994E+13		2.0328E+13	2.6882E+13		1.2064E+13	1.5933E+13		4.3684E+13	5.6805E+13	
E-7	3.3194E+13	4.3732E+13		1.4792E+13	1.9519E+13		8.7957E+12	1.1592E+13		3.2781E+13	4.2483E+13	
F-3	2.3326E+13	3.0641E+13		1.0387E+13	1.3657E+13		6.2565E+12	8.2215E+12		2.5945E+13	3.3685E+13	
F-4	3.3261E+13	4.3813E+13		1.4841E+13	1.9570E+13		8.8620E+12	1.1672E+13		3.3535E+13	4.3515E+13	
F-5	3.6510E+13	4.8138E+13		1.6340E+13	2.1574E+13		9.8099E+12	1.2937E+13		3.7665E+13	4.8929E+13	
F-6	3.3578E+13	4.4235E+13		1.4970E+13	1.9750E+13		8.9398E+12	1.1780E+13		3.3985E+13	4.4048E+13	
F-7	2.3866E+13	3.1390E+13		1.0619E+13	1.3990E+13		6.3997E+12	8.4213E+12		2.6680E+13	3.4529E+13	
L-PIPE	2.1909E+12	2.8551E+12		1.4555E+12	1.8973E+12		1.0966E+12	1.4282E+12		1.7018E+13	2.1777E+13	
S-PIPE	7.0565E+12	9.2706E+12		4.2627E+12	5.6045E+12		3.0230E+12	3.9715E+12		3.3532E+13	4.3409E+13	
T-PIPE	9.0482E+12	1.1903E+13		5.3348E+12	7.0205E+12		3.7591E+12	4.9408E+12		3.9492E+13	5.1163E+13	
Pn	8.7715E+12	1.1206E+13		5.3943E+12	6.9397E+12		3.6774E+12	4.7769E+12		2.9432E+13	3.9156E+13	
D-PIPE	7.3343E+12	9.6187E+12		4.4526E+12	5.8429E+12		3.1350E+12	4.1098E+12		3.3455E+13	4.3188E+13	

Table 4-6 Neutron flux at each element of the silicide 2.0gU/cm³ fueled core

ENERGY GROUP ELEMENT	1st		2nd		3rd		4th	
	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM
C-3	2.7122E+13	3.5798E+13	1.2182E+13	1.6095E+13	7.2938E+12	9.6240E+12	3.5785E+13	4.6511E+13
C-4	3.8823E+13	5.1401E+13	1.7190E+13	2.2785E+13	1.0246E+13	1.3564E+13	4.8646E+13	6.3502E+13
C-5	4.2940E+13	5.6922E+13	1.9007E+13	2.5224E+13	1.1354E+13	1.5050E+13	5.4480E+13	7.1273E+13
C-6	3.9304E+13	5.2055E+13	1.7342E+13	2.2994E+13	1.0331E+13	1.3680E+13	4.9469E+13	6.4600E+13
C-7	2.7896E+13	3.6853E+13	1.2420E+13	1.6426E+13	7.4325E+12	9.8168E+12	3.7269E+13	4.8499E+13
D-3	3.7530E+13	4.9602E+13	1.6430E+13	2.1757E+13	9.6739E+12	1.2791E+13	4.3992E+13	5.7361E+13
D-4	5.5238E+13	7.3179E+13	2.4193E+13	3.2086E+13	1.4222E+13	1.8836E+13	6.3369E+13	8.2718E+13
D-5	6.1630E+13	8.1728E+13	2.7008E+13	3.5856E+13	1.5908E+13	2.1092E+13	7.1563E+13	9.3580E+13
D-6	5.6512E+13	7.4872E+13	2.4767E+13	3.2851E+13	1.4565E+13	1.9292E+13	6.4946E+13	8.4786E+13
D-7	4.0155E+13	5.3067E+13	1.7910E+13	2.3697E+13	1.0569E+13	1.3964E+13	4.7699E+13	6.2045E+13
E-3	3.8023E+13	5.0251E+13	1.6687E+13	2.2075E+13	9.9029E+12	1.3082E+13	4.7647E+13	6.2042E+13
E-4	5.5789E+13	7.3878E+13	2.4441E+13	3.2399E+13	1.4370E+13	1.9024E+13	6.4086E+13	8.3610E+13
E-5	6.2177E+13	8.2409E+13	2.7274E+13	3.6188E+13	1.6071E+13	2.1295E+13	7.2303E+13	9.4487E+13
E-6	5.7037E+13	7.5527E+13	2.5021E+13	3.3169E+13	1.4719E+13	1.9485E+13	6.5636E+13	8.5633E+13
E-7	4.0537E+13	5.3547E+13	1.8090E+13	2.3923E+13	1.0677E+13	1.4100E+13	4.8210E+13	6.2678E+13
F-3	2.7906E+13	3.6755E+13	1.2487E+13	1.6454E+13	7.4771E+12	9.8443E+12	3.7180E+13	4.8444E+13
F-4	4.0410E+13	5.3368E+13	1.8055E+13	2.3862E+13	1.0700E+13	1.4122E+13	4.9103E+13	6.3917E+13
F-5	4.4625E+13	5.8984E+13	2.0031E+13	2.6504E+13	1.1924E+13	1.5755E+13	5.5015E+13	7.1667E+13
F-6	4.1109E+13	5.4290E+13	1.8355E+13	2.4267E+13	1.0879E+13	1.4363E+13	5.0152E+13	6.5192E+13
F-7	2.9010E+13	3.8244E+13	1.2979E+13	1.7131E+13	7.7727E+12	1.0245E+13	3.8845E+13	5.0411E+13
L-PIPE	2.3767E+12	3.1034E+12	1.5419E+12	2.0133E+12	1.1553E+12	1.5069E+12	1.7732E+13	2.2830E+13
S-PIPE	7.9508E+12	1.0483E+13	4.6484E+12	6.1358E+12	3.2630E+12	4.3041E+12	3.8244E+13	4.9871E+13
T-PIPE	1.0677E+13	1.4021E+13	6.4181E+12	8.4172E+12	4.5170E+12	5.9193E+12	4.6023E+13	5.9904E+13
Pn	1.0587E+13	1.3552E+13	6.5302E+12	8.4152E+12	4.4446E+12	5.7823E+12	3.6585E+13	4.8772E+13
D-PIPE	8.9892E+12	1.1805E+13	5.4711E+12	7.1878E+12	3.8461E+12	5.0473E+12	4.1751E+13	5.3999E+13

Table 4-7 Neutron flux at each element of the silicide 3.0gU/cm³ fueled core

ENERGY GROUP	1st		2nd		3rd		4th	
	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM
C-3	2.4156E+13	3.1786E+13	1.0749E+13	1.4171E+13	6.3523E+12	8.3642E+12	2.6563E+13	3.4344E+13
C-4	3.4393E+13	4.5369E+13	1.5236E+13	2.0130E+13	8.9834E+12	1.1855E+13	3.5424E+13	4.6022E+13
C-5	3.8011E+13	5.0202E+13	1.6815E+13	2.2241E+13	9.9413E+12	1.3135E+13	3.9862E+13	5.1903E+13
C-6	3.4787E+13	4.5902E+13	1.5352E+13	2.0288E+13	9.0429E+12	1.1937E+13	3.5966E+13	4.6741E+13
C-7	2.4912E+13	3.2794E+13	1.1020E+13	1.4531E+13	6.5015E+12	8.5623E+12	2.7514E+13	3.5637E+13
D-3	3.2369E+13	4.2559E+13	1.4154E+13	1.8588E+13	8.2505E+12	1.0804E+13	3.2179E+13	4.1702E+13
D-4	4.7348E+13	6.2521E+13	2.0799E+13	2.7506E+13	1.2063E+13	1.5931E+13	4.3841E+13	5.6988E+13
D-5	5.2800E+13	6.9795E+13	2.3195E+13	3.0707E+13	1.3487E+13	1.7832E+13	4.9741E+13	6.4788E+13
D-6	4.8514E+13	6.4068E+13	2.1334E+13	2.8217E+13	1.2378E+13	1.6350E+13	4.5004E+13	5.8511E+13
D-7	3.4910E+13	4.5990E+13	1.5546E+13	2.0515E+13	9.0397E+12	1.1913E+13	3.3857E+13	4.3862E+13
E-3	3.2513E+13	4.2839E+13	1.4239E+13	1.8791E+13	8.3278E+12	1.0974E+13	3.3139E+13	4.2921E+13
E-4	4.7406E+13	6.2585E+13	2.0835E+13	2.7548E+13	1.2086E+13	1.5958E+13	4.3925E+13	5.7084E+13
E-5	5.2866E+13	6.9855E+13	2.3242E+13	3.0758E+13	1.3517E+13	1.7865E+13	4.9850E+13	6.4900E+13
E-6	4.8614E+13	6.4176E+13	2.1396E+13	2.8288E+13	1.2416E+13	1.6394E+13	4.5138E+13	5.8661E+13
E-7	3.4994E+13	4.6087E+13	1.5591E+13	2.0568E+13	9.0671E+12	1.1946E+13	3.3959E+13	4.3982E+13
F-3	2.4077E+13	3.1625E+13	1.0713E+13	1.4086E+13	6.3167E+12	8.2998E+12	2.6319E+13	3.4161E+13
F-4	3.4649E+13	4.5633E+13	1.5454E+13	2.0376E+13	9.0297E+12	1.1891E+13	3.4336E+13	4.4534E+13
F-5	3.8282E+13	5.0463E+13	1.7125E+13	2.2607E+13	1.0064E+13	1.3269E+13	3.8831E+13	5.0417E+13
F-6	3.5348E+13	4.6553E+13	1.5752E+13	2.0778E+13	9.2046E+12	1.2125E+13	3.5165E+13	4.5551E+13
F-7	2.5185E+13	3.3113E+13	1.1197E+13	1.4747E+13	6.6057E+12	8.6890E+12	2.7715E+13	3.5847E+13
L-PIPE	2.1855E+12	2.8512E+12	1.4370E+12	1.8759E+12	1.0791E+12	1.4075E+12	1.6956E+13	2.1708E+13
S-PIPE	7.4458E+12	9.7773E+12	4.4853E+12	5.8949E+12	3.1664E+12	4.1582E+12	3.5295E+13	4.5655E+13
T-PIPE	8.7580E+12	1.1655E+13	5.1054E+12	6.8364E+12	3.5935E+12	4.7985E+12	3.9000E+13	5.0292E+13
Pn	9.0897E+12	1.1611E+13	5.5852E+12	7.1861E+12	3.7837E+12	4.9170E+12	3.0158E+13	4.0115E+13
D-PIPE	7.7391E+12	1.0146E+13	4.6934E+12	6.1568E+12	3.2878E+12	4.3085E+12	3.4962E+13	4.5116E+13

Table 4-8 Neutron flux at each element of the silicide 4.0gU/cm^3 fueled core

ENERGY GROUP ELEMENT	1st		2nd		3rd		4th	
	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM
C-3	2.3599E+13	3.0961E+13	1.0542E+13	1.3858E+13	6.1549E+12	8.0813E+12	2.1967E+13	2.8321E+13
C-4	3.2635E+13	4.2946E+13	1.4492E+13	1.9105E+13	8.4375E+12	1.1110E+13	2.8305E+13	3.6663E+13
C-5	3.5615E+13	4.6928E+13	1.5786E+13	2.0836E+13	9.2161E+12	1.2152E+13	3.1445E+13	4.0825E+13
C-6	3.2404E+13	4.2660E+13	1.4327E+13	1.8896E+13	8.3326E+12	1.0977E+13	2.8193E+13	3.6535E+13
C-7	2.3259E+13	3.0552E+13	1.0291E+13	1.3544E+13	5.9923E+12	7.8764E+12	2.1681E+13	2.8005E+13
D-3	3.1587E+13	4.1410E+13	1.3994E+13	1.8370E+13	8.0416E+12	1.0543E+13	2.6230E+13	3.3785E+13
D-4	4.4509E+13	5.8615E+13	1.9631E+13	2.5898E+13	1.1240E+13	1.4809E+13	3.4613E+13	4.4843E+13
D-5	4.8991E+13	6.4594E+13	2.1595E+13	2.8523E+13	1.2395E+13	1.6351E+13	3.8745E+13	5.0299E+13
D-6	4.4781E+13	5.8990E+13	1.9760E+13	2.6077E+13	1.1316E+13	1.4913E+13	3.4857E+13	4.5174E+13
D-7	3.2335E+13	4.2497E+13	1.4428E+13	1.9000E+13	8.2783E+12	1.0887E+13	2.6395E+13	3.4090E+13
E-3	3.1222E+13	4.1021E+13	1.3735E+13	1.8077E+13	7.9344E+12	1.0428E+13	2.6855E+13	3.4699E+13
E-4	4.4418E+13	5.8482E+13	1.9594E+13	2.5844E+13	1.1219E+13	1.4777E+13	3.4546E+13	4.4742E+13
E-5	4.9004E+13	6.4585E+13	2.1617E+13	2.8541E+13	1.2410E+13	1.6364E+13	3.8789E+13	5.0333E+13
E-6	4.4863E+13	5.9075E+13	1.9812E+13	2.6135E+13	1.1348E+13	1.4949E+13	3.4954E+13	4.5279E+13
E-7	3.2412E+13	4.2586E+13	1.4469E+13	1.9048E+13	8.3030E+12	1.0916E+13	2.6474E+13	3.4183E+13
F-3	2.3081E+13	3.0239E+13	1.0266E+13	1.3466E+13	5.9730E+12	7.8301E+12	2.1393E+13	2.7677E+13
F-4	3.2650E+13	4.2892E+13	1.4585E+13	1.9188E+13	8.4099E+12	1.1050E+13	2.7247E+13	3.5225E+13
F-5	3.5784E+13	4.7055E+13	1.6031E+13	2.1116E+13	9.2994E+12	1.2234E+13	3.0576E+13	3.9576E+13
F-6	3.2911E+13	4.3240E+13	1.4689E+13	1.9335E+13	8.4704E+12	1.1134E+13	2.7568E+13	3.5601E+13
F-7	2.3515E+13	3.0848E+13	1.0455E+13	1.3742E+13	6.0864E+12	7.9899E+12	2.1849E+13	2.8180E+13
L-PIPE	2.1715E+12	2.8249E+12	1.4427E+12	1.8775E+12	1.0830E+12	1.4081E+12	1.6320E+13	2.0852E+13
S-PIPE	6.9512E+12	9.1127E+12	4.2002E+12	5.5114E+12	2.9586E+12	3.8793E+12	3.1719E+13	4.0985E+13
T-PIPE	8.9345E+12	1.1727E+13	5.2673E+12	6.9169E+12	3.6848E+12	4.8325E+12	3.7260E+13	4.8165E+13
Pn	8.6618E+12	1.1039E+13	5.3261E+12	6.8386E+12	3.5956E+12	4.6645E+12	2.7474E+13	3.6528E+13
D-PIPE	7.2135E+12	9.4394E+12	4.3807E+12	5.7369E+12	3.0613E+12	4.0050E+12	3.1488E+13	4.0568E+13

Table 4-9 Neutron flux at each element of the silicide 4.8gU/cm^3 fueled core

ENERGY GROUP ELEMENT	1st		2nd		3rd		4th	
	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM	AVERAGE	MAXIMUM
C-3	2.2991E+13	3.0123E+13	1.0263E+13	1.3476E+13	5.9347E+12	7.7828E+12	1.9175E+13	2.4680E+13
C-4	3.1640E+13	4.1578E+13	1.4057E+13	1.8508E+13	8.1072E+12	1.0662E+13	2.4520E+13	3.1704E+13
C-5	3.4488E+13	4.5380E+13	1.5293E+13	2.0161E+13	8.8454E+12	1.1648E+13	2.7212E+13	3.5267E+13
C-6	3.1380E+13	4.1255E+13	1.3881E+13	1.8285E+13	7.9974E+12	1.0522E+13	2.4393E+13	3.1554E+13
C-7	2.2597E+13	2.9642E+13	9.9941E+12	1.3137E+13	5.7634E+12	7.5663E+12	1.8847E+13	2.4305E+13
D-3	3.0620E+13	4.0085E+13	1.3571E+13	1.7793E+13	7.7228E+12	1.0111E+13	2.2745E+13	2.9245E+13
D-4	4.2919E+13	5.6436E+13	1.8959E+13	2.4979E+13	1.0751E+13	1.4145E+13	2.9763E+13	3.8484E+13
D-5	4.7184E+13	6.2117E+13	2.0831E+13	2.7476E+13	1.1842E+13	1.5600E+13	3.3281E+13	4.3122E+13
D-6	4.3143E+13	5.6748E+13	1.9067E+13	2.5129E+13	1.0814E+13	1.4233E+13	2.9946E+13	3.8734E+13
D-7	3.1269E+13	4.1037E+13	1.3962E+13	1.8363E+13	7.9329E+12	1.0419E+13	2.2799E+13	2.9395E+13
E-3	3.0243E+13	3.9675E+13	1.3313E+13	1.7498E+13	7.6165E+12	9.9973E+12	2.3249E+13	2.9985E+13
E-4	4.2827E+13	5.6303E+13	1.8922E+13	2.4924E+13	1.0730E+13	1.4114E+13	2.9703E+13	3.8394E+13
E-5	4.7200E+13	6.2113E+13	2.0853E+13	2.7495E+13	1.1857E+13	1.5613E+13	3.3322E+13	4.3155E+13
E-6	4.3228E+13	5.6836E+13	1.9120E+13	2.5188E+13	1.0846E+13	1.4269E+13	3.0033E+13	3.8830E+13
E-7	3.1346E+13	4.1126E+13	1.4003E+13	1.8411E+13	7.9572E+12	1.0448E+13	2.2871E+13	2.9477E+13
F-3	2.2481E+13	2.9412E+13	9.9912E+12	1.3090E+13	5.7569E+12	7.5374E+12	1.8675E+13	2.4115E+13
F-4	3.1652E+13	4.1520E+13	1.4146E+13	1.8586E+13	8.0779E+12	1.0600E+13	2.3600E+13	3.0452E+13
F-5	3.4657E+13	4.5507E+13	1.5533E+13	2.0434E+13	8.9250E+12	1.1726E+13	2.6464E+13	3.4191E+13
F-6	3.1878E+13	4.1824E+13	1.4235E+13	1.8714E+13	8.1294E+12	1.0672E+13	2.3857E+13	3.0752E+13
F-7	2.2850E+13	2.9934E+13	1.0154E+13	1.3331E+13	5.8546E+12	7.6762E+12	1.8998E+13	2.4461E+13
L-PIPE	2.1100E+12	2.7427E+12	1.4037E+12	1.8254E+12	1.0529E+12	1.3678E+12	1.5626E+13	1.9951E+13
S-PIPE	6.7439E+12	8.8315E+12	4.0769E+12	5.3443E+12	2.8668E+12	3.7553E+12	3.0172E+13	3.8952E+13
T-PIPE	8.6886E+12	1.1391E+13	5.1237E+12	6.7208E+12	3.5774E+12	4.6866E+12	3.5411E+13	4.5726E+13
Pn	8.4250E+12	1.0724E+13	5.1816E+12	6.6458E+12	3.4890E+12	4.5223E+12	2.5972E+13	3.4525E+13
D-PIPE	6.9988E+12	9.1484E+12	4.2524E+12	5.5632E+12	2.9658E+12	3.8762E+12	2.9899E+13	3.8485E+13

Table 4-10 Power density at each element of the HEU B type fueled core

ELEMENT	AVERAGE	Fr	MAXIMUM	Fz	Fr×Fz
C-3	3.3349E+01	0.7416	4.3106E+01	1.2926	0.9586
C-4	4.3448E+01	0.9662	5.6432E+01	1.2988	1.2549
C-5	4.8358E+01	1.0754	6.2961E+01	1.3020	1.4001
C-6	4.3382E+01	0.9647	5.6374E+01	1.2995	1.2536
C-7	3.3168E+01	0.7376	4.2957E+01	1.2951	0.9553
D-3	4.0259E+01	0.8953	5.1998E+01	1.2916	1.1563
D-4	5.3815E+01	1.1967	6.9932E+01	1.2995	1.5551
D-5	6.0357E+01	1.3422	7.8597E+01	1.3022	1.7478
D-6	5.4288E+01	1.2072	7.0569E+01	1.2999	1.5693
D-7	4.0765E+01	0.9065	5.2803E+01	1.2953	1.1742
E-3	4.1396E+01	0.9205	5.3646E+01	1.2959	1.1929
E-4	5.3736E+01	1.1949	6.9810E+01	1.2991	1.5524
E-5	6.0422E+01	1.3441	7.8673E+01	1.3016	1.7495
E-6	5.4450E+01	1.2108	7.0750E+01	1.2994	1.5733
E-7	4.0898E+01	0.9095	5.2959E+01	1.2949	1.1777
F-3	3.2506E+01	0.7229	4.2182E+01	1.2976	0.9380
F-4	4.1846E+01	0.9306	5.4260E+01	1.2966	1.2066
F-5	4.7028E+01	1.0458	6.1048E+01	1.2981	1.3575
F-6	4.2418E+01	0.9433	5.4933E+01	1.2950	1.2216
F-7	3.3446E+01	0.7438	4.3252E+01	1.2932	0.9618

Table 4-11 Power density at each element of the silicide 2.0gU/cm³ fueled core

ELEMENT	AVERAGE	Fr	MAXIMUM	Fz	Fr×Fz
C-3	3.0805E+01	0.6852	4.0018E+01	1.2991	0.8901
C-4	4.1868E+01	0.9312	5.4628E+01	1.3048	1.2150
C-5	4.6905E+01	1.0432	6.1337E+01	1.3077	1.3642
C-6	4.2594E+01	0.9474	5.5597E+01	1.3053	1.2366
C-7	3.2123E+01	0.7145	4.1783E+01	1.3007	0.9293
D-3	3.7800E+01	0.8407	4.9272E+01	1.3035	1.0959
D-4	5.4476E+01	1.2116	7.1075E+01	1.3047	1.5808
D-5	6.1538E+01	1.3687	8.0435E+01	1.3071	1.7809
D-6	5.5832E+01	1.2418	7.2853E+01	1.3049	1.6204
D-7	4.0985E+01	0.9116	5.3284E+01	1.3001	1.1851
E-3	4.1058E+01	0.9132	5.3438E+01	1.3015	1.1885
E-4	5.5094E+01	1.2254	7.1843E+01	1.3040	1.5979
E-5	6.2174E+01	1.3829	8.1213E+01	1.3062	1.8063
E-6	5.6424E+01	1.2550	7.3579E+01	1.3040	1.6365
E-7	4.1424E+01	0.9214	5.3827E+01	1.2994	1.1972
F-3	3.2018E+01	0.7121	4.1707E+01	1.3026	0.9276
F-4	4.2197E+01	0.9385	5.4903E+01	1.3011	1.2211
F-5	4.7279E+01	1.0516	6.1561E+01	1.3021	1.3692
F-6	4.3107E+01	0.9588	5.6004E+01	1.2992	1.2456
F-7	3.3473E+01	0.7445	4.3418E+01	1.2971	0.9657

Table 4-12 Power density at each element of the silicide 3.0gU/cm³ fueled core

ELEMENT	AVERAGE	Fr	MAXIMUM	Fz	Fr×Fz
C-3	3.2446E+01	0.7217	4.1916E+01	1.2919	0.9323
C-4	4.3171E+01	0.9602	5.6047E+01	1.2983	1.2466
C-5	4.8615E+01	1.0813	6.3259E+01	1.3012	1.4070
C-6	4.3855E+01	0.9754	5.6953E+01	1.2987	1.2667
C-7	3.3634E+01	0.7481	4.3534E+01	1.2943	0.9683
D-3	3.9231E+01	0.8726	5.0834E+01	1.2958	1.1306
D-4	5.3296E+01	1.1854	6.9230E+01	1.2900	1.5398
D-5	6.0509E+01	1.3458	7.8760E+01	1.3016	1.7518
D-6	5.4710E+01	1.2168	7.1080E+01	1.2992	1.5809
D-7	4.1191E+01	0.9162	5.3321E+01	1.2945	1.1860
E-3	4.0445E+01	0.8996	5.2345E+01	1.2942	1.1642
E-4	5.3398E+01	1.1877	6.9346E+01	1.2986	1.5424
E-5	6.0639E+01	1.3487	7.8894E+01	1.3010	1.7547
E-6	5.4872E+01	1.2204	7.1260E+01	1.2987	1.5849
E-7	4.1315E+01	0.9189	5.3466E+01	1.2941	1.1892
F-3	3.2140E+01	0.7148	4.1696E+01	1.2973	0.9274
F-4	4.1777E+01	0.9292	5.4148E+01	1.2961	1.2043
F-5	4.7270E+01	1.0514	6.1333E+01	1.2975	1.3642
F-6	4.2795E+01	0.9518	5.5392E+01	1.2944	1.2320
F-7	3.3866E+01	0.7532	4.3770E+01	1.2924	0.9735

Table 4-13 Power density at each element of the silicide 4.0gU/cm³ fueled core

ELEMENT	AVERAGE	Fr	MAXIMUM	Fz	Fr×Fz
C-3	3.4029E+01	0.7569	4.3830E+01	1.2880	0.9749
C-4	4.3715E+01	0.9723	5.6573E+01	1.2941	1.2583
C-5	4.8606E+01	1.0811	6.3055E+01	1.2973	1.4024
C-6	4.3569E+01	0.9691	5.6412E+01	1.2948	1.2547
C-7	3.3620E+01	0.7478	4.3389E+01	1.2906	0.9651
D-3	4.0489E+01	0.9005	5.2101E+01	1.2868	1.1588
D-4	5.3286E+01	1.1852	6.8970E+01	1.2943	1.5340
D-5	5.9692E+01	1.3277	7.7427E+01	1.2971	1.7221
D-6	5.3661E+01	1.1935	6.9480E+01	1.2948	1.5453
D-7	4.0688E+01	0.9050	5.2502E+01	1.2904	1.1677
E-3	4.1542E+01	0.9240	5.3629E+01	1.2910	1.1928
E-4	5.3182E+01	1.1829	6.8815E+01	1.2939	1.5306
E-5	5.9759E+01	1.3291	7.7476E+01	1.2965	1.7232
E-6	5.3810E+01	1.1968	6.9640E+01	1.2942	1.5489
E-7	4.0811E+01	0.9077	5.2644E+01	1.2899	1.1709
F-3	3.3150E+01	0.7373	4.2859E+01	1.2929	0.9533
F-4	4.2011E+01	0.9344	5.4265E+01	1.2917	1.2069
F-5	4.7171E+01	1.0492	6.1004E+01	1.2933	1.3568
F-6	4.2517E+01	0.9457	5.4853E+01	1.2901	1.2200
F-7	3.3866E+01	0.7533	4.3640E+01	1.2886	0.9706

Table 4-14 Power density at each element of the silicide 4.8gU/cm^3 fueled core

ELEMENT	AVERAGE	Fr	MAXIMUM	Fz	Fr×Fz
C-3	3.4406E+01	0.7653	4.4235E+01	1.2857	0.9839
C-4	4.3831E+01	0.9749	5.6616E+01	1.2917	1.2592
C-5	4.8688E+01	1.0829	6.3041E+01	1.2948	1.4021
C-6	4.3632E+01	0.9705	5.6386E+01	1.2923	1.2541
C-7	3.3848E+01	0.7528	4.3604E+01	1.2883	0.9698
D-3	4.0645E+01	0.9040	5.2204E+01	1.2844	1.1611
D-4	5.3006E+01	1.1789	6.8466E+01	1.2917	1.5228
D-5	5.9321E+01	1.3194	7.6786E+01	1.2944	1.7079
D-6	5.3331E+01	1.1862	6.8910E+01	1.2921	1.5327
D-7	4.0677E+01	0.9047	5.2386E+01	1.2878	1.1652
E-3	4.1633E+01	0.9260	5.3641E+01	1.2884	1.1931
E-4	5.2898E+01	1.1766	6.8304E+01	1.2912	1.5192
E-5	5.9394E+01	1.3210	7.6843E+01	1.2938	1.7091
E-6	5.3486E+01	1.1896	6.9079E+01	1.2915	1.5364
E-7	4.0804E+01	0.9076	5.2533E+01	1.2874	1.1684
F-3	3.3519E+01	0.7455	4.3253E+01	1.2904	0.9620
F-4	4.2114E+01	0.9367	5.4288E+01	1.2891	1.2075
F-5	4.7524E+01	1.0510	6.0992E+01	1.2907	1.3566
F-6	4.2584E+01	0.9471	5.4832E+01	1.2876	1.2196
F-7	3.4103E+01	0.7585	4.3865E+01	1.2862	0.9756

Table 4-15 Control rod worth by the case 1 method

Fuel	U Density (gU/cm ³)	Control Rod	Control Rod Worth (%Δk/k)	HEU / Silicide
HEU-B	0.6571	C1	3.456	-----
		C2	3.509	-----
		C3	3.407	-----
		C4	3.537	-----
		C5	0.506	-----
		B1	0.715	-----
		B2	1.212	-----
Silicide	3.0	C1	3.522	1.019
		C2	3.755	1.070
		C3	3.533	1.042
		C4	3.786	1.070
		C5	0.538	1.064
		B1	0.748	1.046
		B2	1.060	0.874
	4.0	C1	3.190	0.923
		C2	3.222	0.918
		C3	3.138	0.921
		C4	3.244	0.917
		C5	0.471	0.931
		B1	0.694	0.970
		B2	0.944	0.779

Table 4-16 Control rod worth by the case 2 method

Fuel	U Density (gU/cm ³)	Control Rod	Control Rod Worth (%Δk/k)	Case 1 / Case 2
Silicide	4.0	C1	4.950	1.552
		C2	4.920	1.527
		C3	4.620	1.472
		C4	4.657	1.436
		C5	0.532	1.131
		One Rod Stuck Margin = -0.557 %Δk/k		

Table 4-17 Logarithmic derivatives for control rod

Core	CITATION			TWOTRAN
	Logarithmic Derivative	Control Rod Worth		Control Rod Worth
		with L.D.*	without L.D.*	
HEU-B	0.395219	22.249	21.957	22.249
Silicide 3.0 gU/cm ³	0.396662	23.360	19.433	23.360
Silicide 4.0 gU/cm ³	0.393684	20.132	16.752	20.132

Unit of Control Rod Worth : %Δk/k

* L.D. : Logarithmic Derivative

Table 4-18 Vertical bucklings for 2-D calculations

Fuel	Buckling
HEU-B	1.77149
Silicide 3.0 gU/cm ³	1.78133
Silicide 4.0 gU/cm ³	1.77559

(Unit : x 10⁻³ cm⁻²)

Table 4-19 Kinetic parameters

Fuel	U Density (gU/cm ³)	Prompt Neutron Life Time (s)	Prompt Neutron Generation Time (s)	Effective Delayed Neutron Fraction
HEU-B	0.6571	7.04757x10 ⁻⁵	6.34600x10 ⁻⁵	7.61367x10 ⁻³
Silicide	2.0	8.48609x10 ⁻⁵	9.10133x10 ⁻⁵	7.67054x10 ⁻³
	3.0	7.07932x10 ⁻⁵	6.69666x10 ⁻⁵	7.63357x10 ⁻³
	4.0	6.08730x10 ⁻⁵	5.40315x10 ⁻⁵	7.62152x10 ⁻³
	4.8	5.51082x10 ⁻⁵	4.74006x10 ⁻⁵	7.61717x10 ⁻³

Table 4-20 Change of core reactivity with the burnup

Burnup (%U-235)	HEU-B			Silicide 3.0 gU/cm ³			Silicide 4.0 gU/cm ³		
	Operation Time (day)	k _{eff}	Excess Reactivity (%Δk/k)	Operation Time (day)	k _{eff}	Excess Reactivity (%Δk/k)	Operation Time (day)	k _{eff}	Excess Reactivity (%Δk/k)
0	0.0	1.11060	9.96	0.0	1.05719	5.41	0.0	1.12666	11.24
5	38.446	1.08051	7.45	37.471	1.02986	2.90	49.811	1.09956	9.05
10	77.142	1.05637	5.34	75.412	1.00832	0.83	100.284	1.07914	7.33
15	115.894	1.03118	3.02	113.672	0.98584	-1.44	151.227	1.05797	5.48
20	154.705	1.00403	0.40	152.264	0.96171	-3.98	202.659	1.03520	3.40
25	194.011	0.97427	-2.64	191.744	0.93532	-6.92	255.334	1.01025	1.01
30	233.316	0.94191	-6.17	231.223	0.90710	-10.24	308.008	0.98350	-1.68

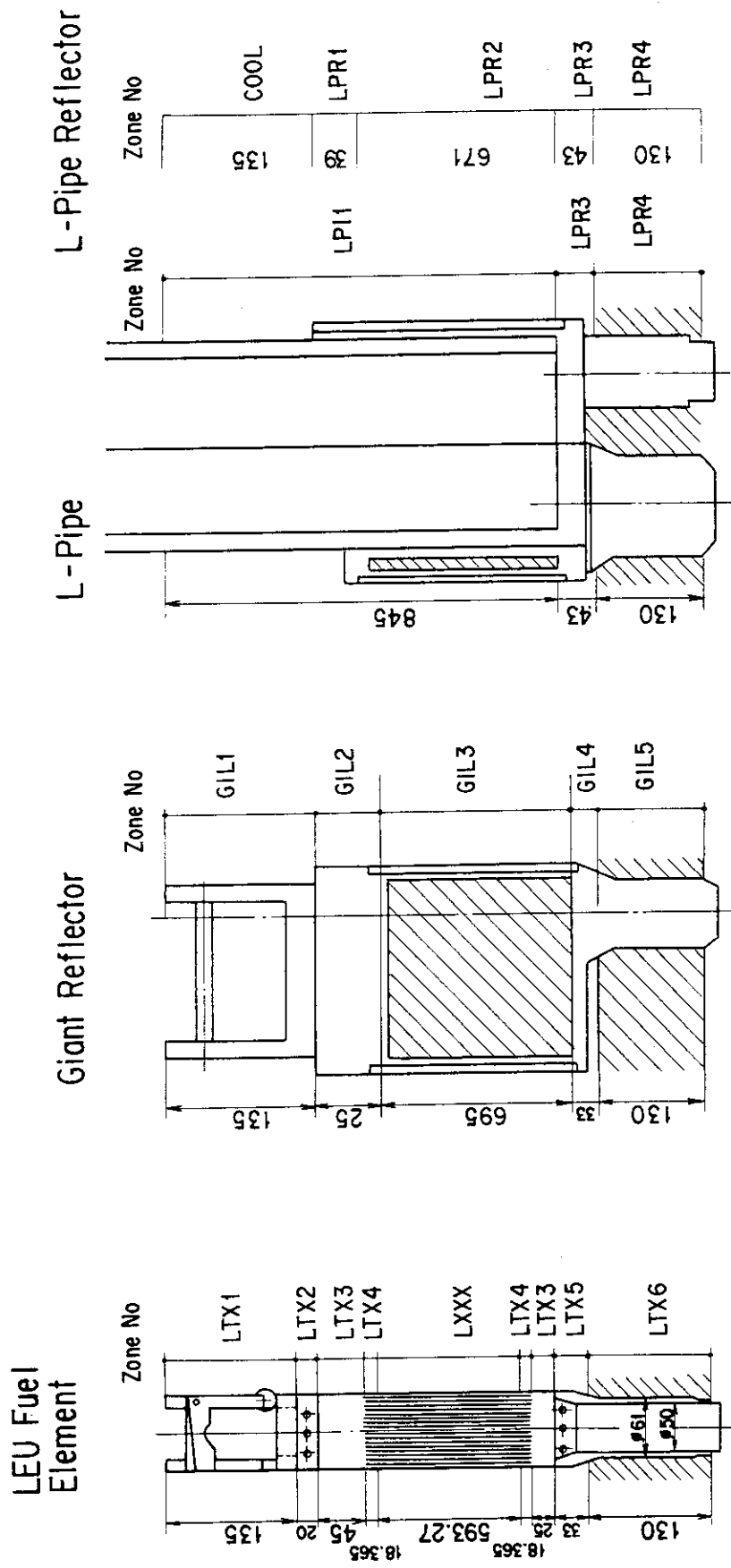
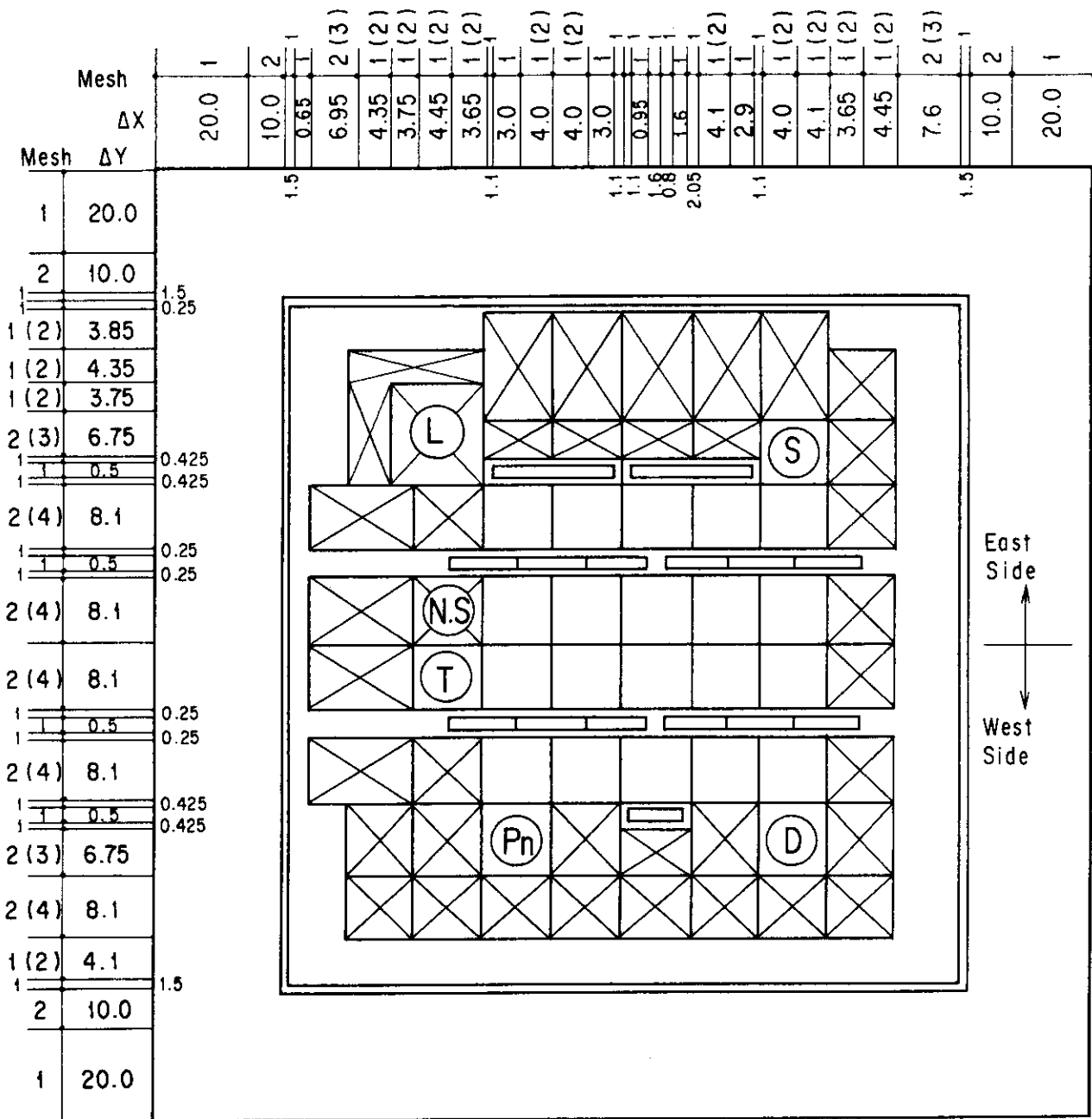


Fig. 4-1 Core elements for silicide and HEU B type fueled cores



Note : ()---for 2-D Calculation

(Unit : cm)

Fig. 4-3 Horizontal geometry for whole core calculation

Mesh Division for the Excess Reactivity Calculation

ΔZ and (Number of Mesh Points)

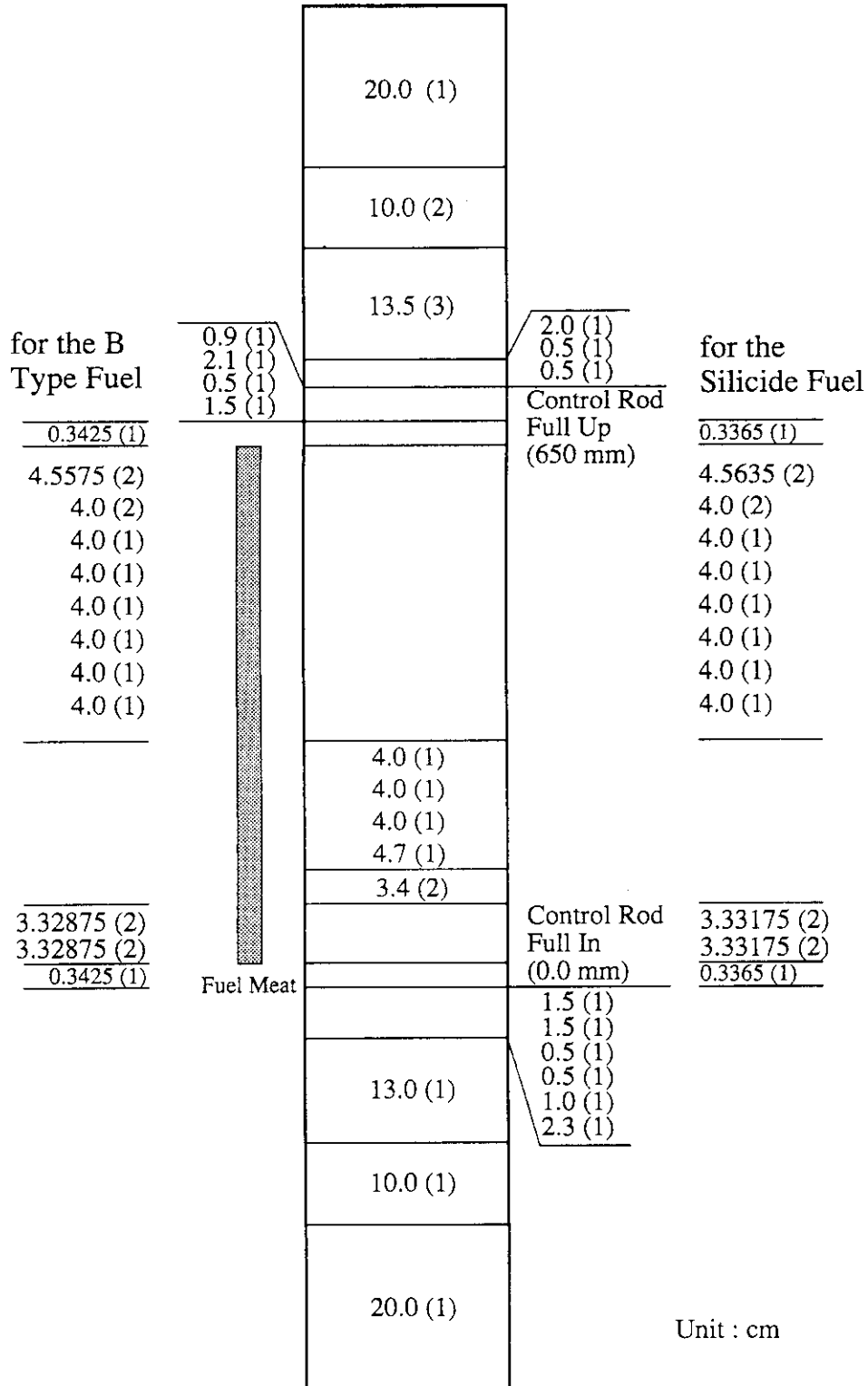


Fig. 4-5 Vertical geometry for whole core burnup calculation

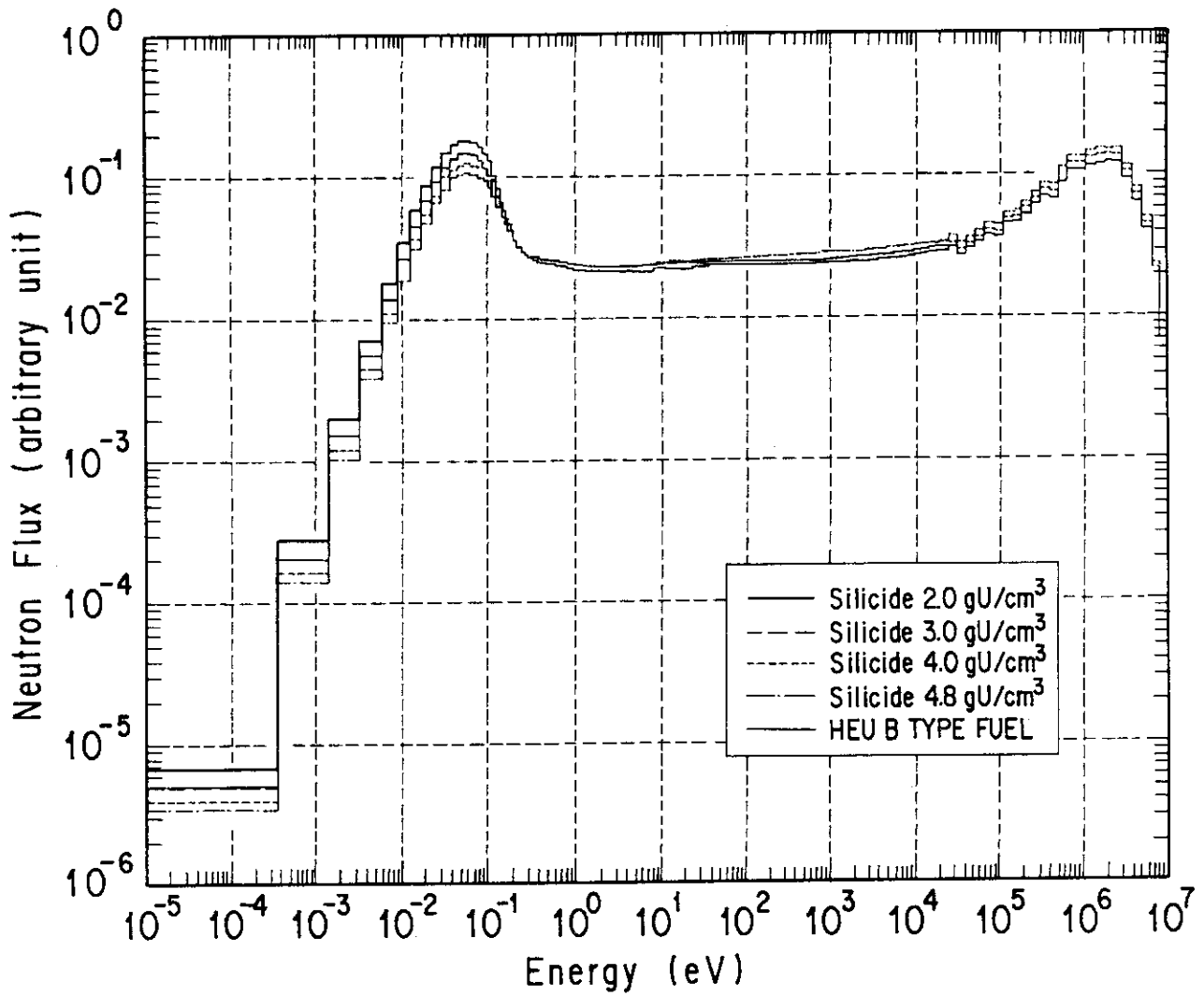


Fig. 4-6 Neutron spectra of silicide and HEU B type fuel elements

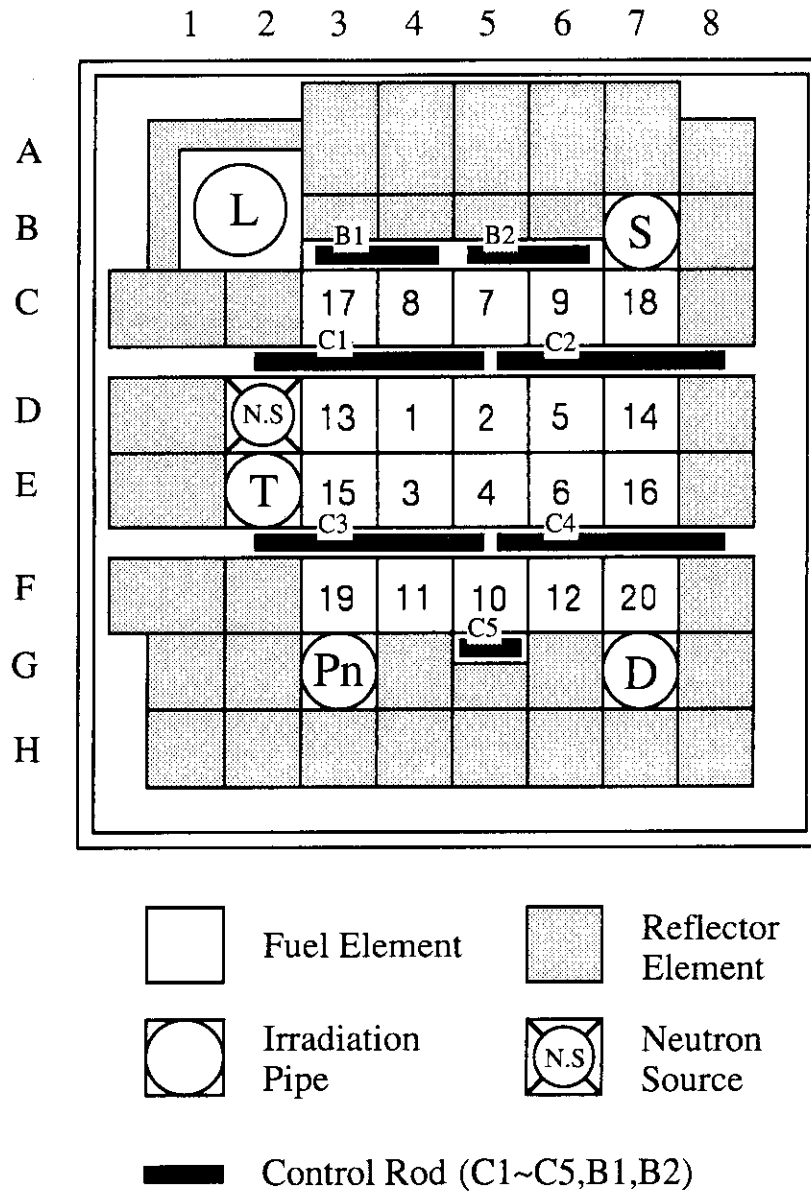
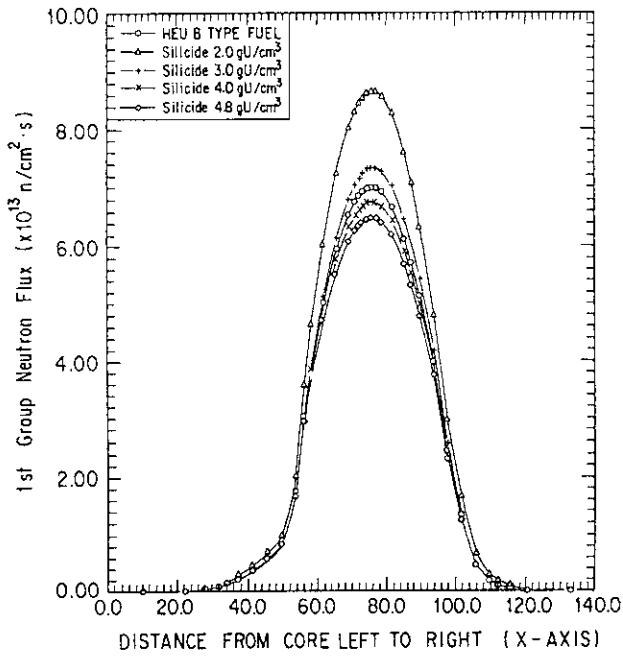
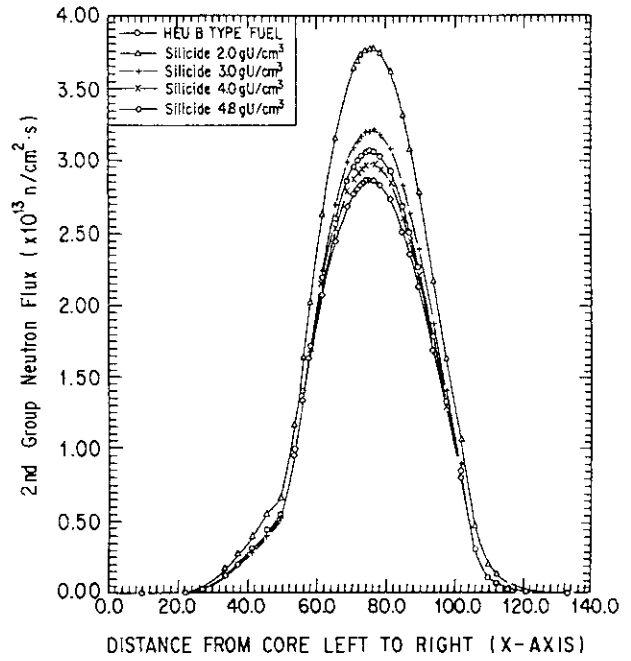


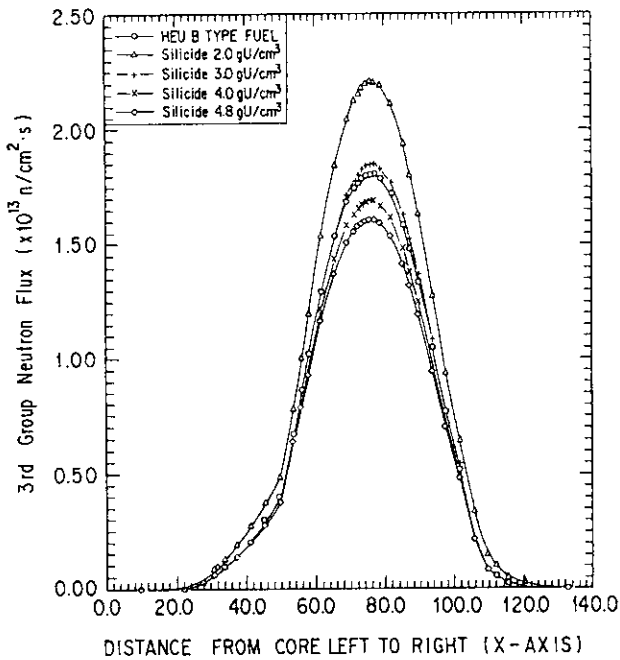
Fig. 4-7 Order of fuel loading



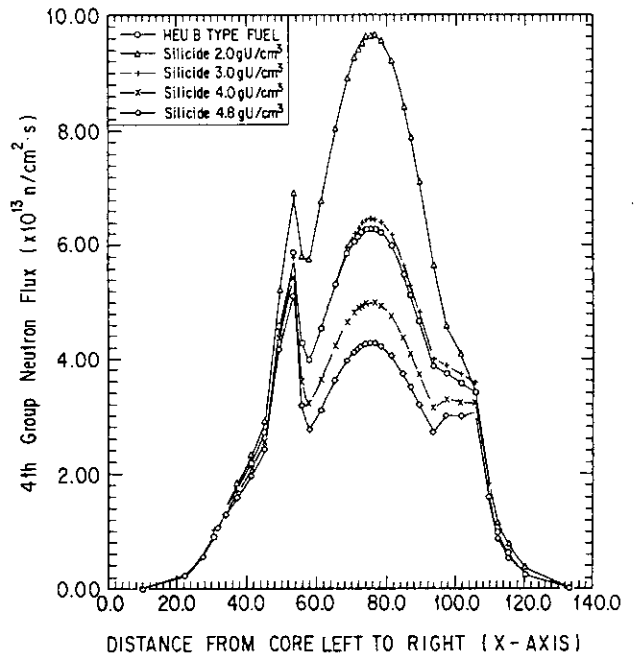
(1) The 1st Group Neutron Flux Distribution



(2) The 2nd Group Neutron Flux Distribution

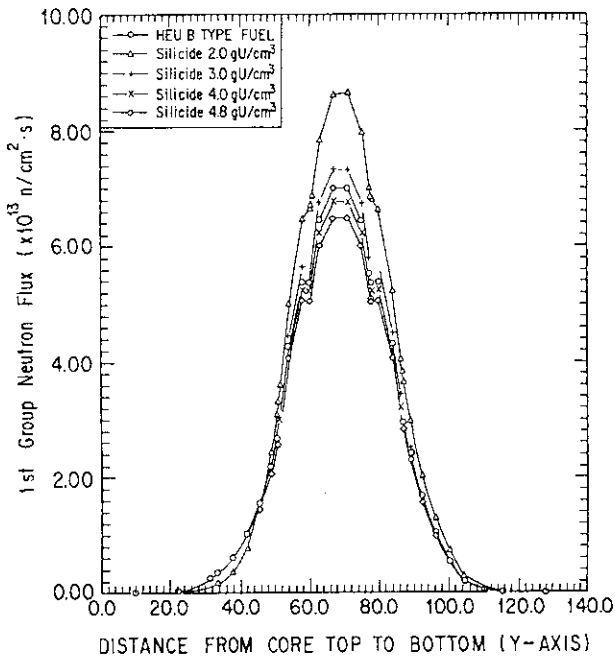


(3) The 3rd Group Neutron Flux Distribution

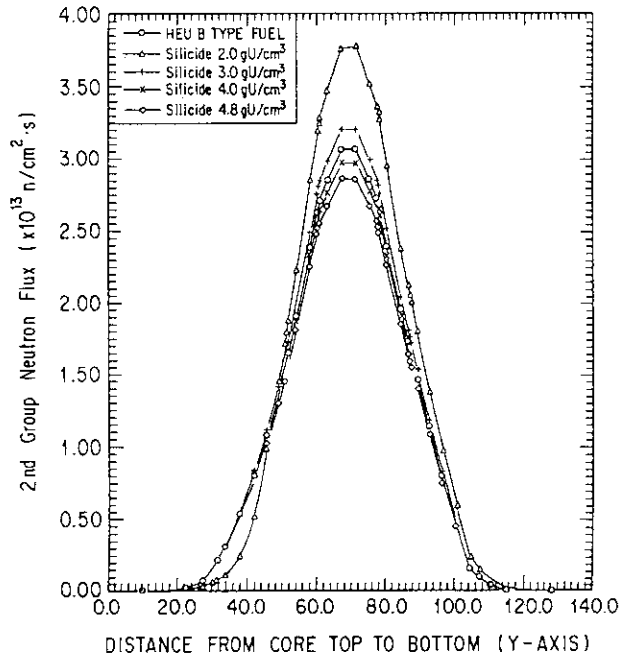


(4) The 4th Group Neutron Flux Distribution

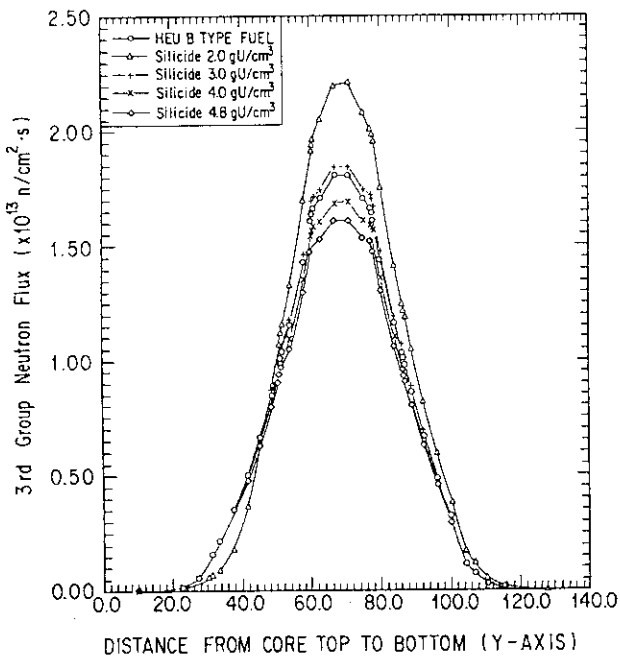
Fig. 4-8 Neutron flux distributions (X-direction)



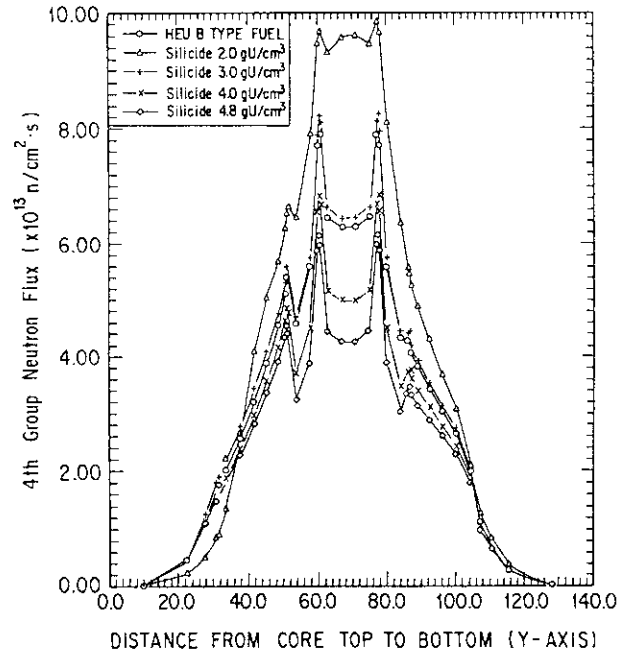
(1) The 1st Group Neutron Flux Distribution



(2) The 2nd Group Neutron Flux Distribution

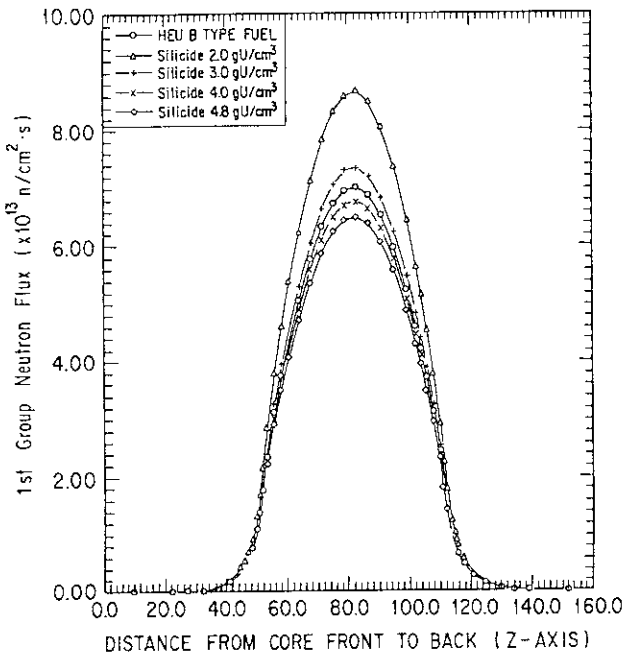


(3) The 3rd Group Neutron Flux Distribution

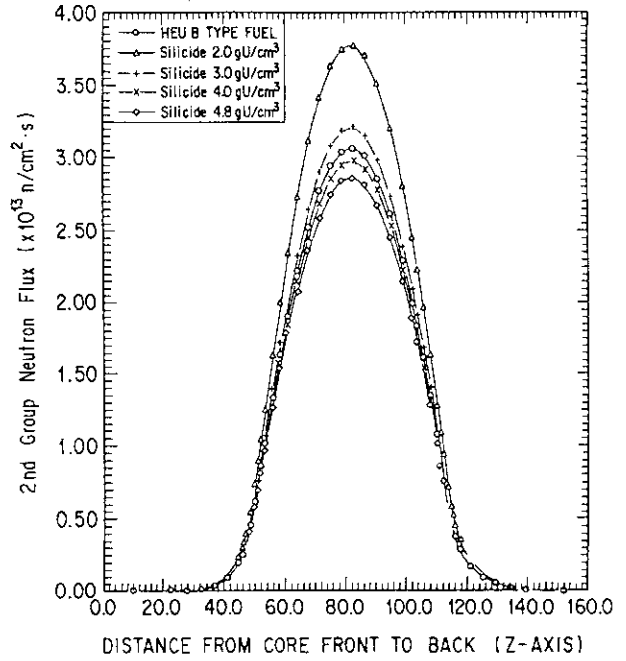


(4) The 4th Group Neutron Flux Distribution

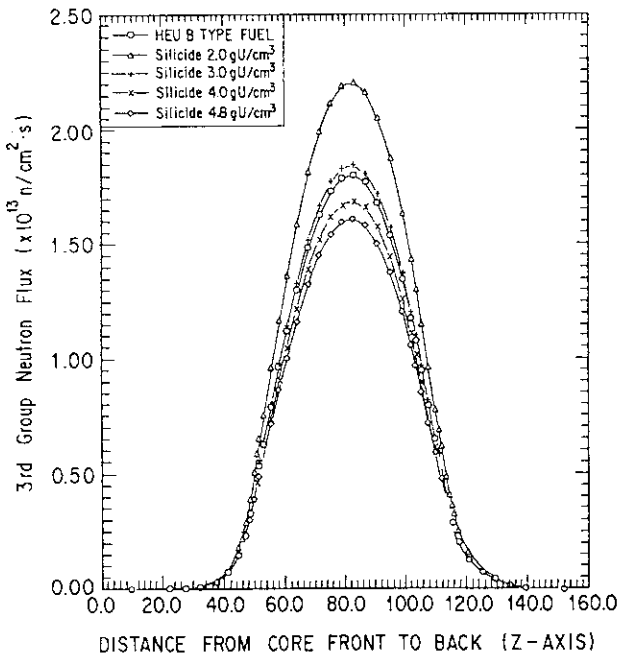
Fig. 4-9 Neutron flux distributions (Y-direction)



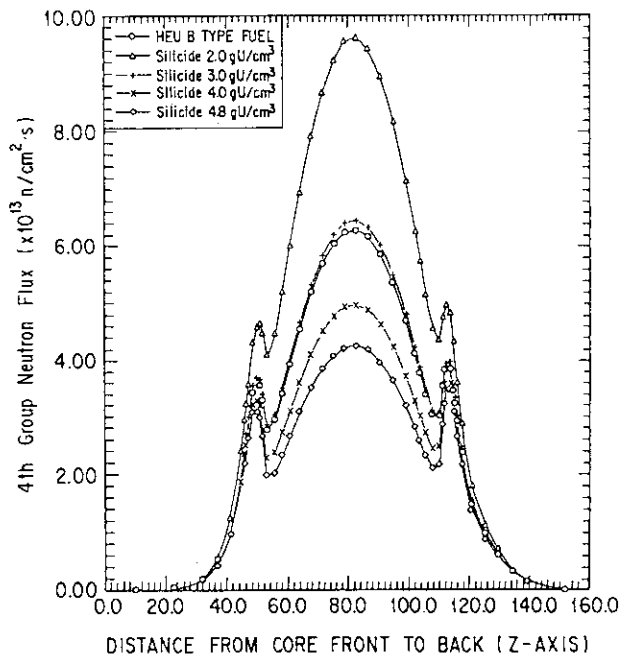
(1) The 1st Group Neutron Flux Distribution



(2) The 2nd Group Neutron Flux Distribution



(3) The 3rd Group Neutron Flux Distribution



(4) The 4th Group Neutron Flux Distribution

Fig. 4-10 Neutron flux distributions (Z-direction)

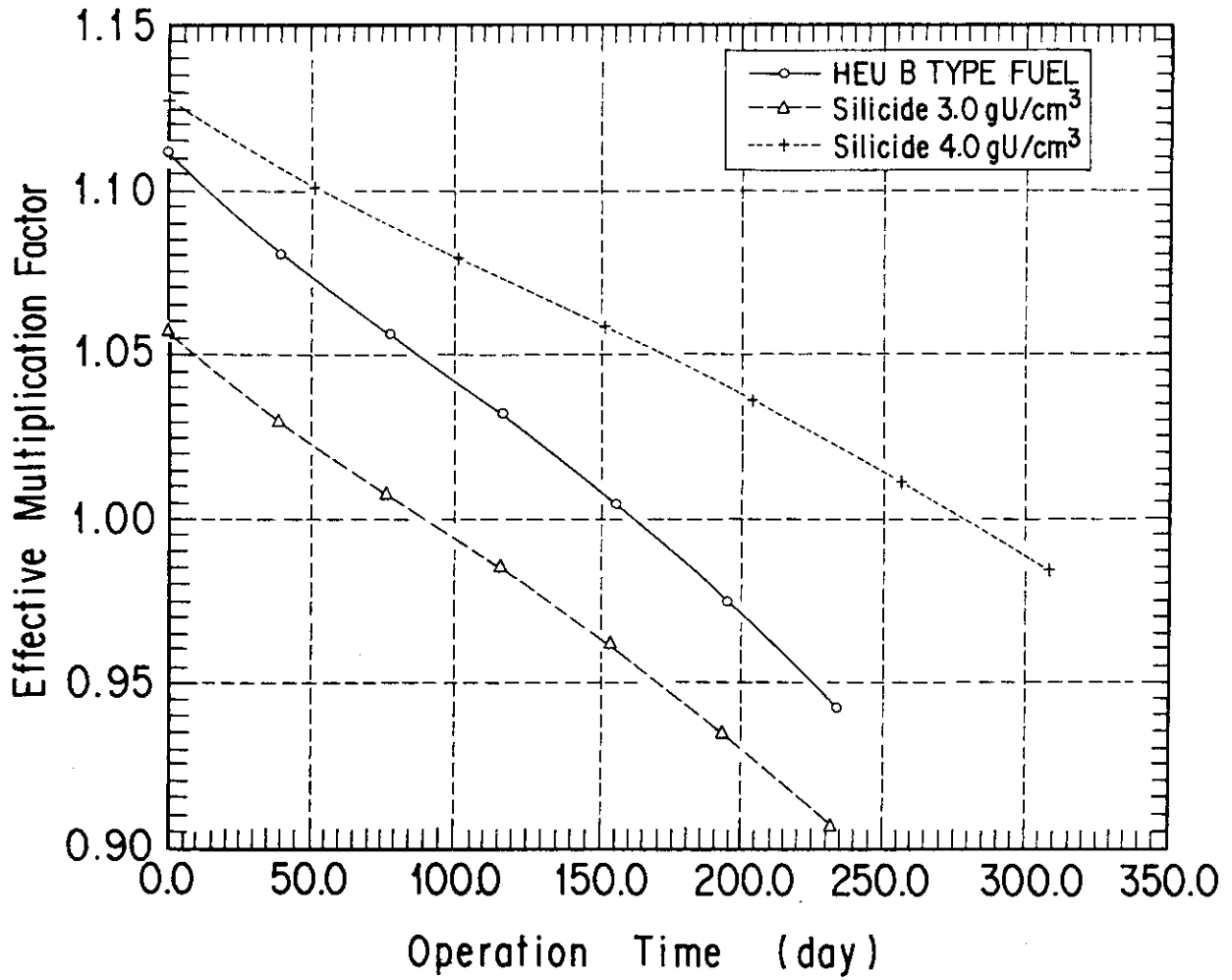


Fig. 4-11 Effective multiplication factor vs. operation time by the whole core burnup calculation

5. 中性子断面積ライブラリの影響

本章では、中性子断面積ライブラリ(以下、ライブラリ)の違いがどれだけ計算結果に影響を与えるかを評価する。本章では、新たなライブラリとして、JENDL-3及びENDF/B-IVを用いて計算を行い、前章までで使用していたJENDL-2による結果と比較検討する。また、計算体系はシリサイド4.0gU/cm³炉心とした。

5.1 格子計算

格子計算で得られた無限増倍率・ k_{∞} をTable 5-1に、臨界バックリング・ B^2 をTable 5-2に示す。 k_{∞} は、JENDL-2に較べてJENDL-3は高め、ENDF/B-IVはほとんど変わらないが若干低めとなった。

5.2 全体系計算

全体系計算で得られる各計算値を以下に示す。

5.2.1 過剰反応度

標準炉心(燃料要素20体炉心)の過剰反応度を、それぞれのライブラリを用いた場合について計算した。結果をTable 5-3に示す。

その結果、JENDL-3とENDF/B-IVは、ほとんど同一の過剰反応度を与えた。また、JENDL-2に対してはやや低め(0.6% $\Delta k/k$)の値となった。

5.2.2 制御棒価値

計算結果をTable 5-4に示す。これは、制御棒の干渉効果を考慮しない手法による値である。JENDL-3、ENDF/B-IV共に、JENDL-2に対し高めの値となった(JENDL-2での計算値を1.00とすると1.01~1.03程度)。併せて、対数微分定数の計算結果をTables 4-5~6に示す。

5.3 今後の中性子断面積ライブラリ

以上の計算から、過剰反応度に関しては三つのライブラリの差は1% $\Delta k/k$ 以下であり、どれを採用しても大きな問題は無いものと考えられる。しかしながら、ENDF/B-IVは比較的古いライブラリであり、JENDL-3は十分なベンチマーク計算が行われているとは言い難い状況にある。そこで、できるだけ新しいデータを取り込んだ、かつ実績のあるライブラリとして、今回の計算と同様に、今後もJENDL-2を用いていくことが適当と考えられる。

Table 5-1 Infinite multiplication factors of the silicide 4.0gU/cm³ fuel with each cross section library

	JENDL-2	JENDL-3		ENDF/B-IV	
	k _∞	k _∞	1/(J-3)-1/(J-2)	k _∞	1/(B-IV)-1/(J-2)
Inner Plate	1.61410	1.62210	-0.306	1.61269	0.054
Outer Plate	1.45299	1.46001	-0.331	1.45033	0.126
Fuel Element	1.54879	1.55674	-0.330	1.54669	0.088

Unit of 1/(J-3)-1/(J-2), 1/(B-IV)-1/(J-2) : %Δk/k

Table 5-2 Critical bucklings of the silicide 4.0gU/cm³ fuel with each cross section library

	JENDL-2	JENDL-3		ENDF/B-IV	
	B ²	B ²	(J-3)/(J-2)-1	B ²	(B-IV)/(J-2)-1
Inner Plate	1.69433	1.63152	-3.707	1.66444	-1.764
Outer Plate	1.19741	1.15572	-3.481	1.17132	-2.179
Fuel Element	1.24220	1.19220	-4.025	1.20810	-2.745

Unit of B² : x 10⁻²/cm²

Unit of (J-3)/(J-2)-1, (B-IV)/(J-2)-1 : %

Table 5-3 Effective multiplication factors and reactivities of the Silicide 4.0gU/cm³ fueled core with each cross section library

JENDL-2	JENDL-3		ENDF/B-IV	
k _{eff}	k _{eff}		k _{eff}	
1.12662	1.11838		1.11906	
Reactivity	Reactivity	(J-3)-(J-2)	Reactivity	(B-IV)-(J-2)
11.239	10.585	-0.654	10.639	-0.600

Unit of Reactivity : %Δk/k

Table 5-4 Control rod worth of the silicide 4.0gU/cm^3 fueled core with each cross section library

Control Rod	JENDL-2		JENDL-3		ENDF/B-IV	
	Control Rod Worth	(J-3)/(J-2)	Control Rod Worth	(B-IV)/(J-2)	Control Rod Worth	(B-IV)/(J-2)
C1	3.190	1.016	3.241	1.016	3.222	1.010
C2	3.222	1.014	3.268	1.014	3.254	1.010
C3	3.138	1.014	3.183	1.014	3.165	1.009
C4	3.244	1.013	3.286	1.013	3.272	1.009
C5	0.471	1.032	0.486	1.032	0.480	1.020
B1	0.694	1.035	0.718	1.035	0.707	1.018
B2	0.944	1.030	0.973	1.030	0.960	1.016

Unit of Control Rod Worth : $\% \Delta k/k$

Table 5-5 Logarithmic derivatives for control rod of the silicide
4.0gU/cm³ fueled core with each cross section library

Library	CITATION			TWOTRAN
	Logarithmic Derivative	Control Rod Worth		Control Rod Worth
		with L.D.*	without L.D.*	
JENDL-2	0.393684	20.132	16.752	20.132
JENDL-3	0.393282	20.237	16.832	20.237
ENDF/B-IV	0.392499	20.254	16.883	20.254

Unit of Control Rod Worth : $\% \Delta k/k$

* L.D. : Logarithmic Derivative

Table 5-6 Vertical bucklings for 2-D calculations of the silicide
4.0gU/cm³ fueled core with each cross section library

Library	Buckling
JENDL-2	1.77559
JENDL-3	1.76150
ENDF/B-IV	1.76981

(Unit : $\times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$)

6. 連続エネルギーモンテカルロコードとの比較

4.0gU/cm³のシリサイド燃料炉心について、連続エネルギーモンテカルロコード・VIMによる計算を行い、SRACによる計算結果と比較した。

6.1 計算体系

計算は、VIMの入力データ作成の省力化のため、標準燃料炉心を若干簡略化した体系で行った。体系図をFig.6-1に示す。SRACについてもこの体系で新たに計算を行った。変更点は、(1)大型反射体を全て標準反射体に置き換えた、(2)炉心タンクを取り除いた、(3)実際には炉心下部にしか無い格子板を、水平方向について計算体系境界まで存在するものとした、等である。

6.2 計算条件

断面積ライブラリは、SRAC、VIM共にENDF/B-IVを主として使用した。SRACでの計算手法はこれまでと同様であるので、以下VIMについて述べる。

ヒストリー数は400,000とした(バッチ当中性子発生数2,000、バッチ数200)。計算は連続エネルギーで行い、計算結果の編集エネルギー群は107群とした。中性子の編集領域は、内側燃料板、外側燃料板および燃料以外の炉心構成要素の燃料有効長領域に相当する部分、制御棒、その他の計5領域とした。

6.3 計算結果

過剰反応度の両コードによる計算結果の差は約0.37% $\Delta k/k$ であり、良く一致している(Table 6-1)。また、C1制御棒の制御棒値は、VIMによる計算値が3.14% $\Delta k/k$ 、SRACでは3.20% $\Delta k/k$ と、約0.06% $\Delta k/k$ の差でありやはり良い一致を見せている(Table 6-2)。

6.4 SRACとVIM

SRACによる計算は、過剰反応度、制御棒値共にVIMの計算と良く一致した。第3章で行った実験値との比較計算とも併せて、今回のSRACによる計算結果はかなり信頼性が高いことが明らかになった。これを受けて、今後のより詳細な設計計算にもSRAC及び今回の計算手法を使用していくこととする。

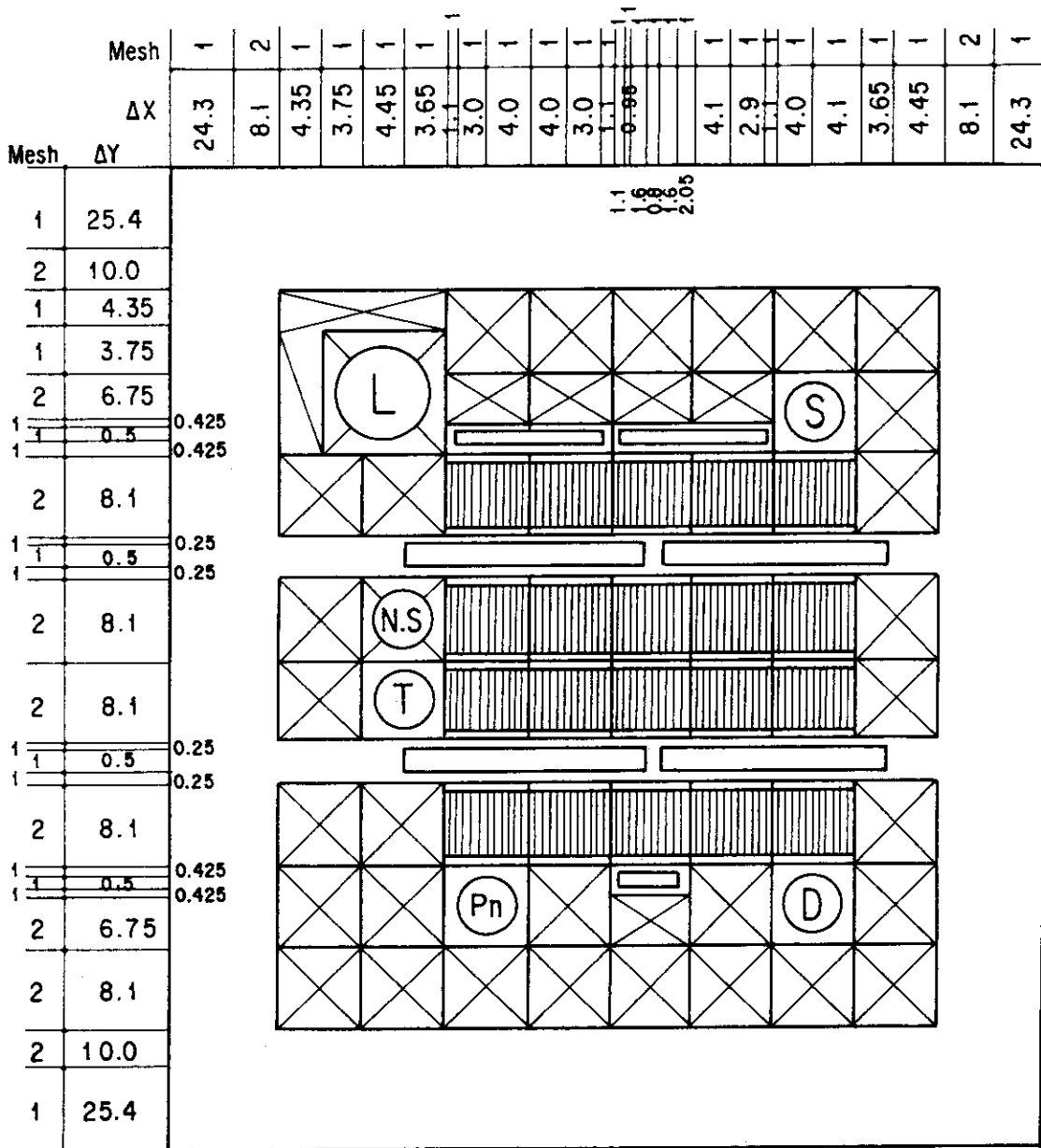
VIMに関しては、非常に信頼性の高い計算結果を与えるものと評価を受けているが、かなり長い計算時間を要する。ちなみに、過剰反応度計算にCITATIONが要したcpu時間は約10分であるのに対し、VIMの場合は約120分と12倍も要している。このことは、VIMは、他の計算コード、手法等の検証に用いるには非常に有効であるが、それ自体を設計に使用するには計算時間的に困難があると考えられる。

Table 6-1 Excess reactivities calculated by VIM and SRAC

Code	k_{eff}	Excess Reactivity ($\% \Delta k/k$)
VIM	1.12390 ± 0.00153	11.0241
SRAC	1.11928	10.6568
(SRAC)/(VIM)	0.99589	-----
(SRAC)-(VIM)	-----	-0.3673

Table 6-2 C1 control rod worth calculated by VIM and SRAC

Code	Control Rod Worth ($\% \Delta k/k$)
VIM	3.1357
SRAC	3.1989
(SRAC)-(VIM)	0.0632



(Unit : cm)



Fuel Element



Reflector Element

Fig. 6-1 Core configuration for the comparison between VIM and SRAC calculations

7. 結言

JRR-4燃料ウラン濃縮度低減化計画の一環として、板状ウランシリサイド燃料を使用した場合の炉心核特性の検討を行った。

シリサイド燃料の計算に先立って、過去に特性試験の行われたJRR-4炉心の解析を行い、計算手法の妥当性の検討を行った。その結果、過剰反応度、熱中性子束等の計算値が実験値と良く一致し、計算手法の妥当性が確認された。

シリサイド燃料の解析は、燃料ミート中のウラン密度をパラメータとして行った。同時に、現在JRR-4で使用している高濃縮燃料であるB型燃料での解析も行い、シリサイド燃料の性能評価のリファレンスとした。

過剰反応度の計算では、新燃料要素20体の標準炉心で、B型燃料炉心が約10% $\Delta k/k$ であった。これに最も近かったのは、内側燃料板のウラン密度が 4.0gU/cm^3 のシリサイド燃料で、約11% $\Delta k/k$ であった。

照射筒位置での熱中性子束(出力3.5MW時)は、L照射筒平均でB型燃料炉心の場合は $1.70 \times 10^{13}(\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$ であり、 4.0gU/cm^3 のシリサイド燃料炉心では $1.63 \times 10^{13}(\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$ で、約4%の減となった。T照射筒プレーン平均の最大値ではB型燃料炉心が $5.12 \times 10^{13}(\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$ であり、これが 4.0gU/cm^3 のシリサイドでは $4.82 \times 10^{13}(\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$ となり、約6%の減となった。

制御棒価値の計算はB型燃料炉心、 4.0 及び 3.0gU/cm^3 のシリサイド燃料について計算を行った。計算は、制御棒の干渉効果を考慮しない方法で行った。ただし、 4.0gU/cm^3 のシリサイド燃料については干渉効果を考慮した方法でも計算を行った。その結果、干渉効果を考慮しない場合は、考慮した場合に較べ低めに制御棒価値を見積ることが分かった。また、ワンロッドスタックマージンを計算したところ、この値が若干不足しており、なんらかの方法で過剰反応度を抑さえるか、制御棒価値を高めることが必要であることが分かった。

炉心燃焼計算をB型燃料炉心、 3.0 及び 4.0gU/cm^3 のシリサイド燃料について行った。その結果、炉内ウラン装荷量の多くなる 4.0gU/cm^3 のシリサイド燃料は、B型燃料炉心に較べて二倍近く取り出し燃焼度が高くなることが分かった。

計算手法の検証の一環として、中性子断面積ライブラリの違いが計算結果に与える影響を評価した。ライブラリとしては、JENDL-2に加えてJENDL-3、ENDF/B-IVについて計算を行った。その結果、過剰反応度は、JENDL-3、ENDF/B-IV共にJENDL-2より低めの値、制御棒価値については共に高めの値であったが、その差は小さく、いずれのライブラリも十分良い計算値を与えることが分かった。しかしながら、データの新鮮さ及びベンチマーク計算等の十分な実績等を勘案して今後の計算にもJENDL-2を使用していくこととした。

連続エネルギーモンテカルロコード・VIMによる計算を行い、SRACでの計算結果と比較検討した。その結果、過剰反応度、制御棒価値共に両者の計算結果は良く一致し、第3章での過去の実験値との比較計算の結果と併せてSRAC及び今回の計算手法の有効性が確認された。

VIMは非常に高精度の計算コードではあるが、計算機のcpu時間等の問題から、数多くの計

算ケースを必要とする設計計算には余り向かないことが分かった。今後のより詳細な設計計算には、計算精度が確認され、計算時間的にも妥当であるSRACシステムを用いることが適当であると判断された。

以上の計算結果から、JRR-4低濃縮燃料としてシリサイド燃料を採用した場合には、内側燃料板のウラン密度が 4.0gU/cm^3 より若干小さい 3.8gU/cm^3 程度の燃料が適当であると思われる。ウラン密度を下げることにより、 4.0gU/cm^3 の場合には不足気味であったワンロードスタックマージンも十分になり、中性子束の現在のB型燃料炉心からの減少も、より小さく抑さえられると考えられる。今後はこの燃料を用いた炉心に対して、科学技術庁の許可取得に必要な様々な核特性値の計算をSRACシステムを用いて行っていくこととする。

謝 辞

本計算を行うに当り、JRR-4管理課員各位には計算に必要なさまざまな情報を頂いた。高柳政二前JRR-4管理課長及び中島照夫JRR-4管理課長代理からは、計算結果の評価に際し多くのコメントを頂戴した。古平恒夫研究炉技術開発室長及び同室市川博喜開発研究グループリーダーからは、査読を通じて多くの有益な助言を得た。研究炉利用課有金賢次氏には同氏が整備された特性試験データ、炉心構成要素の原子数密度を使用させて頂いた。ここに記し、深甚なる謝意を表します。

SRACコードシステムの使用にあたっては、土橋敬一郎原子炉システム研究室長、同室奥村啓介研究員に、VIMの使用に際しては同室森貴正副主任研究員に多くの便宜を計って頂いた。また(株)I.S.L.井戸勝氏には計算の実行、データ整理等の協力を頂いた。以上の方々の他にも多くの方から様々なご助力を賜っており、ここに深く感謝致します。

参考文献

- (1) M.Takayanagi, "The Reduced Enrichment Program for JRR-4", Proceedings of the Third Asian Symposium on Research Reactor, JAERI-M 92-028(1992).
- (2) K.Tsuchihashi et al., "Revised SRAC Code System", JAERI 1302(1986).
- (3) JRR-4管理課, "JRR-4の臨界試験ならびに特性試験の概要", JAERI 1139(1967).
- (4) 有金賢次, "SRACコードシステムによるJRR-4高濃縮ウラン燃料炉心の核特性に関するベンチマーク計算", JAERI-M 87-063(1987).
- (5) R.E.Prael, L.J.Milton, "A user's manual for the Monte Carlo Code VIM", FRA-TM-84(1976).

算ケースを必要とする設計計算には余り向かないことが分かった。今後のより詳細な設計計算には、計算精度が確認され、計算時間的にも妥当であるSRACシステムを用いることが適当であると判断された。

以上の計算結果から、JRR-4低濃縮燃料としてシリサイド燃料を採用した場合には、内側燃料板のウラン密度が 4.0gU/cm^3 より若干小さい 3.8gU/cm^3 程度の燃料が適当であると思われる。ウラン密度を下げることにより、 4.0gU/cm^3 の場合には不足気味であったワンロードスタックマージンも十分になり、中性子束の現在のB型燃料炉心からの減少も、より小さく抑さえられると考えられる。今後はこの燃料を用いた炉心に対して、科学技術庁の許可取得に必要な様々な核特性値の計算をSRACシステムを用いて行っていくこととする。

謝 辞

本計算を行うに当り、JRR-4管理課員各位には計算に必要なさまざまな情報を頂いた。高柳政二前JRR-4管理課長及び中島照夫JRR-4管理課長代理からは、計算結果の評価に際し多くのコメントを頂戴した。古平恒夫研究炉技術開発室長及び同室市川博喜開発研究グループリーダーからは、査読を通じて多くの有益な助言を得た。研究炉利用課有金賢次氏には同氏が整備された特性試験データ、炉心構成要素の原子数密度を使用させて頂いた。ここに記し、深甚なる謝意を表します。

SRACコードシステムの使用にあたっては、土橋敬一郎原子炉システム研究室長、同室奥村啓介研究員に、VIMの使用に際しては同室森貴正副主任研究員に多くの便宜を計って頂いた。また(株)I.S.L.井戸勝氏には計算の実行、データ整理等の協力を頂いた。以上の方々の他にも多くの方から様々なご助力を賜っており、ここに深く感謝致します。

参考文献

- (1) M.Takayanagi, "The Reduced Enrichment Program for JRR-4", Proceedings of the Third Asian Symposium on Research Reactor, JAERI-M 92-028(1992).
- (2) K.Tsuchihashi et al., "Revised SRAC Code System", JAERI 1302(1986).
- (3) JRR-4管理課, "JRR-4の臨界試験ならびに特性試験の概要", JAERI 1139(1967).
- (4) 有金賢次, "SRACコードシステムによるJRR-4高濃縮ウラン燃料炉心の核特性に関するベンチマーク計算", JAERI-M 87-063(1987).
- (5) R.E.Prael, L.J.Milton, "A user's manual for the Monte Carlo Code VIM", FRA-TM-84(1976).

算ケースを必要とする設計計算には余り向かないことが分かった。今後のより詳細な設計計算には、計算精度が確認され、計算時間的にも妥当であるSRACシステムを用いることが適当であると判断された。

以上の計算結果から、JRR-4低濃縮燃料としてシリサイド燃料を採用した場合には、内側燃料板のウラン密度が 4.0gU/cm^3 より若干小さい 3.8gU/cm^3 程度の燃料が適当であると思われる。ウラン密度を下げることにより、 4.0gU/cm^3 の場合には不足気味であったワンロードスタックマージンも十分になり、中性子束の現在のB型燃料炉心からの減少も、より小さく抑さえられると考えられる。今後はこの燃料を用いた炉心に対して、科学技術庁の許可取得に必要な様々な核特性値の計算をSRACシステムを用いて行っていくこととする。

謝 辞

本計算を行うに当り、JRR-4管理課員各位には計算に必要なさまざまな情報を頂いた。高柳政二前JRR-4管理課長及び中島照夫JRR-4管理課長代理からは、計算結果の評価に際し多くのコメントを頂戴した。古平恒夫研究炉技術開発室長及び同室市川博喜開発研究グループリーダーからは、査読を通じて多くの有益な助言を得た。研究炉利用課有金賢次氏には同氏が整備された特性試験データ、炉心構成要素の原子数密度を使用させて頂いた。ここに記し、深甚なる謝意を表します。

SRACコードシステムの使用にあたっては、土橋敬一郎原子炉システム研究室長、同室奥村啓介研究員に、VIMの使用に際しては同室森貴正副主任研究員に多くの便宜を計って頂いた。また(株)I.S.L.井戸勝氏には計算の実行、データ整理等の協力を頂いた。以上の方々の他にも多くの方から様々なご助力を賜っており、ここに深く感謝致します。

参考文献

- (1) M.Takayanagi, "The Reduced Enrichment Program for JRR-4", Proceedings of the Third Asian Symposium on Research Reactor, JAERI-M 92-028(1992).
- (2) K.Tsuchihashi et al., "Revised SRAC Code System", JAERI 1302(1986).
- (3) JRR-4管理課, "JRR-4の臨界試験ならびに特性試験の概要", JAERI 1139(1967).
- (4) 有金賢次, "SRACコードシステムによるJRR-4高濃縮ウラン燃料炉心の核特性に関するベンチマーク計算", JAERI-M 87-063(1987).
- (5) R.E.Prael, L.J.Milton, "A user's manual for the Monte Carlo Code VIM", FRA-TM-84(1976).