

JAERI-M
92-117

NEANS Cベンチマーク問題
「Power Distribution within Assemblies」
に対するSRAC及びGMVPによる計算解

1992年8月

久語 輝彦・中川 正幸・土橋敬一郎

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。

入手の間合わせは、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

NEANSC ベンチマーク問題
「Power Distribution within Assemblies」に対する
SRAC 及び GMVP による計算解

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部
久語 輝彦・中川 正幸・土橋敬一郎

(1992年7月10日受理)

MOX 燃料，可燃性毒物等の導入による PWR 炉心及び燃料の高度化・多様化の影響により，炉心内および集合体内非均質性が增大する。燃料棒毎の出力分布を評価するために，現行 PWR 炉心の非均質詳細メッシュ 2 次元 XY 拡散炉心計算と 1 次元軸方向拡散炉心計算を組み合わせる方法に代わり，詳細メッシュ集合体計算と 3 次元粗メッシュ炉心計算を組み合わせ，燃料棒毎の出力分布の再合成を行うことが要求されるようになってきた。NEANSC の “Power Distribution within Assemblies” と題するベンチマーク問題の主要な目的は，粗メッシュ炉心計算に基づき詳細メッシュ（1 メッシュ／燃料棒）出力分布の再合成計算方法の計算精度を検証することにある。本報告では熱中性子炉系の核計算コード SRAC 及び多群モンテカルロコード GMVP による計算解により，単位集合体計算手法，粗メッシュ炉心計算手法及びスプライン関数を利用した粗メッシュ炉心計算に基づく中性子束分布の再合成手法の計算精度について検証した。

Solutions to NEANSC Benchmark Problems on
"Power Distribution within Assemblies (PDWA)"
using the SRAC and GMVP

Teruhiko KUGO, Masayuki NAKAGAWA and Keichiro TSUCHIHASHI

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

(Received July 10, 1992)

An advancement or variety of PWR cores by introducing MOX fuel, burnable poison and so on, increases a heterogeneity in a core or an assembly. For the evaluation of the pin power distribution, the fine mesh flux reconstruction is required with the combination of an assembly calculation and a three dimensional core calculation with coarse mesh, instead of the combination of a two dimensional X-Y core calculation with fine mesh and a one dimensional axial core calculation for the conventional PWR core. The main purpose of the NEANSC benchmark problems entitled "Power Distribution within Assemblies" is to compare the technique of the fine mesh flux reconstruction based on coarse mesh core calculation. In this report, we examine the validity of the reconstruction technique based on the coarse mesh core calculation using the Spline function, assembly calculation and heterogeneous fine mesh core calculation by built-in programs in the SRAC code using the groupwise Monte Carlo calculation with the GMVP code as reference.

Keywords : MOX Fuel, Power Distribution, Benchmark Problem, Coarse Mesh, Fine Mesh, Flux Reconstruction, Spline Function, Core Calculation, Assembly Calculation

目 次

1. はじめに	1
2. ベンチマーク問題	3
3. 単位集合体計算	4
3.1 計算条件	4
3.2 計算結果	4
4. 非均質詳細メッシュ炉心計算	6
4.1 計算条件	6
4.2 計算結果	6
5. 詳細メッシュ中性子束分布の再合成	9
5.1 詳細メッシュ中性子束再合成手法	9
5.2 粗メッシュ計算による実効増倍率の誤差	9
5.3 詳細メッシュ中性子束分布の再合成結果	9
6. まとめ	13
参考文献	14
付録 Specification of Benchmark Problem	56

Contents

1. Introduction	1
2. Specifications of Benchmark Problem	3
3. Unit Assembly Calculations	4
3.1 Calculational Conditions	4
3.2 Numerical Results	4
4. Heterogeneous Fine Mesh Core Calculation	6
4.1 Calculational Conditions	6
4.2 Numerical Results	6
5. Fine Mesh Flux Reconstruction	9
5.1 Fine Mesh Flux Reconstruction Method	9
5.2 Error on the Multiplication Factor by Coarse Mesh Core Calculation	9
5.3 Reconstruction Results	9
6. Conclusion	13
References	14
Appendix Specification of Benchmark Problem	56

1. はじめに

現行 PWR 炉心の特徴として、集合体内の燃料の濃縮度が一様であり、集合体間の水ギャップもわずかであることから、炉心計算と集合体計算を分離しにくいので、現行 PWR 炉心設計において、最近では集合体単位の計算を行わず詳細メッシュ（1メッシュ／燃料棒セル）に基づいた全炉心計算を行っている。また現行 PWR 炉心では、運転中は制御棒はほぼ全引き抜き状態でありボイドの発生もないことから、炉心内中性子束分布は径方向と軸方向で分離性が良い。そのため現行 PWR の炉心計算では、径方向 2 次元計算と軸方向 1 次元計算に分離して行われる。そこで、現行 PWR 炉心の各燃料棒毎の出力分布は、一般的には以下のようにして評価される。まず、単位燃料棒セルにおける中性子スペクトル計算により燃料棒セル平均核定数を計算する。次に、各セルの平均核定数を用いたエネルギー群 2 群の 2 次元 X Y 体系の詳細メッシュ（1メッシュ／燃料棒セル）による差分拡散炉心計算と軸方向 1 次元拡散炉心計算を組み合わせで行われる。

ところで、最近の PWR 炉心及び燃料の高度化・多様化の影響、つまり、軸方向非均質集合体、部分長可燃性毒物の採用、炉心内非均質性の増大（MOX 燃料集合体等）や集合体内非均質性の増大（MOX 燃料棒、Gd 入り燃料棒等）により、集合体単位の中性子スペクトル計算および 3 次元炉心計算の必要性が生じてきた。そのため現行 PWR のように 1メッシュ／燃料棒セルの詳細メッシュ炉心計算により各燃料棒毎の出力分布を評価することは、計算時間・記憶容量が膨大となるため、不可能となってきた。そこで、詳細メッシュ集合体計算（集合体平均核定数）と 3 次元粗メッシュ炉心計算を組み合わせ、それらの計算結果を利用して燃料棒毎の出力分布の再合成（reconstruction）を行うことにより、燃料棒毎の出力分布を評価することが要求されるようになってきた。

1990年10月にパリで開かれた第33回NEACRP会合では、“Benchmark Calculation of Power Distribution Within Assemblies (PDWA)”と題するベンチマーク問題¹⁾が採択された。このベンチマーク問題を Appendix に示した。この問題の主要な目的は、粗メッシュ炉心計算に基づき詳細メッシュの出力分布の再合成計算方法の計算精度を比較することにある。ここでは、詳細メッシュによる単位集合体計算による集合体均質化手法、粗メッシュ炉心計算手法、さらにそれらを組み合わせ燃料棒毎の出力分布を再合成する手法が検証される。

本報告書は、このベンチマーク問題に対して、SRAC²⁾及びGMVP³⁾を使用して得られた計算結果についてまとめたものである。SRACは種々の単体計算コードが組み込まれた熱中性子炉系の核計算コードシステムであり、実効断面積を計算するのみならず、有限差分拡散計算コード CITATION⁴⁾ や 2 次元 S_N 輸送計算コード TWOTRAN-II⁵⁾ 等の炉心計算コードが含まれている。また GMVP は、ベクトル化多群モンテカルロコードである。単位集合体計算では、集合体の均質化を行うとともに、詳細メッシュ中性子束分布の計算にも利用される。ここでは参照計算としてこのモンテカルロ計算を採用し種々の計算手法の計算精度の検証を行う。検証の対象となる計算手法として、拡散計算、 S_N 輸送計算及び衝突確率に基づく輸送計算を選んだ。使用する計算コードは、拡散計算として CITATION

を、 S_N 輸送計算コードとして TWOTRAN-II を、衝突確率の基づく輸送計算として S R A C 内蔵のものを使用する。さらに、モンテカルロ計算の参照解を得るための計算条件等を検証する。詳細メッシュ中性子束分布の再合成方法としては、粗メッシュ炉心計算により得られる粗メッシュ中性子束分布をスプライン関数を用いてフィッティングにより行う。再合成された中性子束分布を、非均質詳細メッシュ炉心計算で得られる中性子束分布と比較する。粗メッシュ及び非均質詳細メッシュ炉心計算は共に拡散計算により行い、再合成手法の検証を行う。同時に、粗メッシュ炉心計算の計算精度について検証する。さらに、拡散計算による非均質詳細メッシュ炉心計算がどの程度の精度を有しているのか、参照計算のモンテカルロ計算と比較して調べる。なお、衝突確率法に基づく輸送計算および S_N 輸送計算も行い、輸送効果についても調べる。計算コードは集合体計算で用いたものと同様である。最後に検証結果についてまとめる。

2. ベンチマーク問題

ベンチマーク問題には、8種類のセル（燃料棒セルは4種類）を含み、それぞれのセルに対し、均質化2群定数が与えられている。群定数セットは Appendix 内の2章及び Appendix 1 に示されている。集合体は3種類あり、その幾何形状並びに燃料棒セルの配置が与えられており、それらは Appendix 内の3章に示されている。セルピッチ 2.16 cm で、いわゆる 17 x 17 の集合体である。集合体 U X は、U O₂ 燃料の集合体であり、24本の制御棒案内管と中央に核分裂検出器用チャンネルがある。集合体 U A は、集合体 U X 内の案内管に制御棒が挿入されたものである。集合体 P X は、M O X 燃料の集合体であり、3種の富化度を持つ M O X 燃料棒が集合体内に装荷されている。炉心は2次元 X Y 形状で与えられており、炉心計算は2次元で行うことになっている。5つの炉心構成が考えられており、それらは Appendix 内の4章に示されている。C 1 炉心は集合体 U X と U A がチェッカーボード状に配置されている炉心である。C 2 及び C 3 炉心は集合体 U X と P X がチェッカーボード状に配置されている炉心である。C 4 及び C 5 炉心は集合体 U X と P X がチェッカーボード状に配置されている炉心で、かつ炉心端を模擬するように境界条件にゼロ中性子束条件が付与されている。C 5 の反射体厚さは単位集合体分の 1.7 ピッチ長さとした。求める物理量は、実効増倍率、中性子束分布及び出力分布である。なお、中性子束分布の規格化の方法は、Appendix 内の5章 a 節に示されている。表 2.1 にこのベンチマーク問題に付与されている集合体及び炉心の特徴についてまとめる。

表 2.1 ベンチマーク問題に付与されている集合体・炉心の特徴

U X	17 x 17 の U O ₂ 燃料集合体
U A	U X 集合体に制御棒が挿入された集合体
P X	M O X 燃料集合体
C 1	U X と U A が 1 体ずつチェッカーボード状に配置された無限炉心体系
C 2	U X と P X が 1 体ずつチェッカーボード状に配置された無限炉心体系
C 3	U X と P X が 4 体ずつチェッカーボード状に配置された無限炉心体系
C 4	U X と P X が 1 体ずつチェッカーボード状に配置された反射体が見つからない炉心端を持つ炉心体系
C 5	U X と P X が 1 体ずつチェッカーボード状に配置された反射体の炉心端を持つ炉心体系

3. 単位集合体計算

3.1 計算条件

単位集合体計算では、非均質体系で中性子束分布を求め、その中性子束分布を重みとして集合体の均質化定数を計算する。この均質化定数は、次の粗メッシュ炉心計算で用いる。また、得られた中性子束分布は粗メッシュ炉心計算に基づく詳細メッシュ中性子束分布の再合成の際に利用する。

単位集合体の外部境界は完全反射条件とした。モンテカルロ計算では、1万粒子/世代を100世代とり100万ヒストリーの計算を行い、計算精度を検証するための基準解とする。他の計算手法では、1メッシュ/燃料棒セルの詳細メッシュの計算を行う。なお、 S_N 輸送計算及び拡散計算では、 2×2 メッシュ/燃料棒セルと倍のメッシュ数の計算も行い、メッシュ幅依存性について調べた。 S_N 輸送計算では S_N 次数を4または8とし、 S_N 次数依存性について調べる。種々の計算手法による中性子束分布の比較を図3.1に示したように対角線上で行った。

3.2 計算結果

3.2.1 実効増倍率

種々の計算手法により得られた実効増倍率を表3.1に示した。参照値となるモンテカルロ計算(GMVP)の実効増倍率に対する 1σ は100万ヒストリーで $\pm 0.04\%$ 以内と極めて小さく、参照値として十分な精度を有している。他の手法の結果と比較すると、集合体UXおよびPXに対しては、GMVPと約0.1%の誤差内で一致し、実効増倍率に関しては、どの手法も互いに良く一致している。また、メッシュ幅依存性もほとんどない。

制御棒を含む集合体UAに対しては、どの計算手法もGMVPの結果に比べ0.5%以上の誤差が生じた。 S_N 輸送計算および拡散計算において、 2×2 メッシュ/燃料棒セルとメッシュ数を4倍にした場合、実効増倍率の変動は1.5%以上となり、実効増倍率のメッシュ幅依存性が大きいことが判明した。 S_N 輸送計算ではモンテカルロ計算の結果にほぼ一致しており、制御棒を含む集合体に対しては、 2×2 メッシュ/燃料棒セルの輸送計算が望ましい。なお、 S_N 次数を8にあげた計算結果は S_4 計算結果とほぼ一致し、 S_N 次数依存性はほとんどみられない。

3.2.2 中性子束分布

1メッシュ/セルの集合体計算で得られた中性子束分布の比較を図3.2~3.7に示した。モンテカルロ計算の中性子束に対する 1σ は、各燃料セルに対し0.5%以内に収まっており、かなり良い精度で中性子束が得られた。中性子束の規格化は、集合体1体当たりの核分裂源が1になるように行った。次に各集合体の結果について述べる。

(集合体UX)

集合体 U X における高速群及び熱群の中性子束分布の比較をそれぞれ図 3.2 及び 3.3 に示した。図 3.2 から各計算結果とモンテカルロ計算結果との差は約 1% 以内に収まっており、高速群では各計算法に大きな差は生じないことがわかる。しかしながら、最もよくモンテカルロ計算結果と一致しているのは、衝突確率法に基づく輸送計算であることがわかる。図 3.3 より熱群では、特に水ロッドでの計算結果の差異が大きく、モンテカルロ計算結果に比べ拡散計算では約 2% の過大評価、 S_N 輸送計算では約 2% の過小評価となっている。燃料セルにおける拡散計算値の誤差は、1% 以下であり拡散計算の精度は良いといえる。衝突確率法に基づく輸送計算の結果は、水ロッドにおいてもモンテカルロ計算の結果とかなり良い一致を示していることがわかる。

(集合体 U A)

集合体 U A における高速群及び熱群の中性子束分布の比較をそれぞれ図 3.4 及び 3.5 に示した。図 3.4 より、高速群においては拡散及び S_N 計算値はモンテカルロ計算値に比べ、水ロッド以外の燃料セルにおいても 3% 程度の差が見られるが、衝突確率法の計算値は全ての点において 1% 以内の差で収まっている。また熱群においても衝突確率法の計算値は 2% 程度の差はみられるが、他手法に比べモンテカルロ計算値と最も良い一致を示している。

(集合体 P X)

集合体 P X における高速群及び熱群の中性子束分布の比較をそれぞれ図 3.6 及び 3.7 に示した。これらの図から分かるように、集合体 U X に関する結果の傾向を示している。

以上より、1 メッシュ/燃料セルの単位集合体計算では、衝突確率法に基づく輸送計算を使用するのが最も精度が良い。また拡散計算は、制御棒を含む集合体に対しては、熱群中性子の誤差に注意を要する。

4. 非均質詳細メッシュ炉心計算

4.1 計算条件

本章では拡散計算による非均質詳細メッシュ炉心計算の計算精度をモンテカルロ計算を参照解として調べる。詳細メッシュ炉心計算手法として、他に衝突確率法に基づく輸送計算および S_N 輸送計算を用いて比較した。計算コードは単位集合体で用いたものと同様である。モンテカルロ計算でのヒストリー数は、実効増倍率に対する 1σ が0.05%以内となるように、C1で130万、C2で100万、C3で248万、C4で300万、C5で100万をとった。中性子束分布の比較を図4.1に示したように両対角線上で行った。なお、衝突確率法に基づく輸送計算はC1及びC2に対してのみ行った。 S_N 輸送計算における S_N 次数は4または8とし、 S_N 次数依存性について調べた。また、メッシュ間隔依存性についても調べた。なおC4及びC5炉心は、外部境界として炉心端を含む。炉心端の境界条件として輸送計算では真空条件を適用した。拡散計算では真空条件および炉心端で中性子束がゼロとなる条件の2通りの境界条件を適用しそれらの計算値の差を調べた。

4.2 計算結果

4.2.1 実効増倍率

実効増倍率を表4.1に示した。C4炉心に関して、拡散計算における炉心端境界条件の違いによる実効増倍率の差は、1%以上ある。これはC4炉心が小さい炉心であり中性子漏れが大きく、その影響が顕著に現れているためである。真空条件の場合、モンテカルロ計算値とその 1σ で一致しており、本条件を使用すべきである。なお、C5炉心に関しては、炉心端が反射体で構成されているため炉心からの中性子漏れは極端に小さく境界条件による差はない。

1メッシュ/燃料セルの拡散計算による計算値は、C4炉心の炉心端境界に対して真空条件を用いると、全炉心に対してモンテカルロ計算値と 1σ 以内で一致した。実効増倍率のメッシュ幅依存性はC1炉心を除くとほとんど見られないが、C1炉心に対しては1メッシュ/燃料セルと2X2メッシュ/燃料セルの計算の差は1%弱の差とかなり大きく、メッシュ数の増加に伴いモンテカルロ計算値との不一致が大きくなる。このように実効増倍率に関しては、制御棒が挿入された集合体を含む炉心を除くと拡散計算による非均質詳細メッシュ計算の精度はかなり良い。

S_N 輸送計算値もC2からC5炉心に関しては、メッシュ幅依存性はほとんどなく、輸送計算値はモンテカルロ計算値とほぼ一致している。 S_N 輸送計算値と拡散計算値との差である輸送効果は0.1~0.2% δk 程度である。C1炉心に関しては、メッシュ幅依存性はかなりあるが、メッシュ数を増やせば、モンテカルロ計算値と一致するようになる。なお、 S_N 次数依存性はほとんど見られない。このようにC1炉心のように制御棒が挿入された集合体を含む炉心の場合は、2X2メッシュ/セル以上の輸送計算が必要である。

4.2.2 中性子束分布

計算モデルとして小さい体系を対象とすることから、200万程度のヒストリー数をとればモンテカルロ計算の燃料セル毎の中性子束分布に対する 1σ は、C4またはC5炉心の炉心端を除き、0.5%以内とかなり良い精度で中性子束分布は得られている。以下に各炉心について、非均質詳細メッシュ拡散計算値とモンテカルロ計算値との差を調べる。

(C1炉心)

本炉心は、制御棒が挿入された UO_2 燃料集合体と水ロッドを含む通常の UO_2 燃料集合体が1体ずつチェッカーボード状に配置された無限炉心体系である。中性子束分布の比較を図4.2(a)~(d)に示した。これらの図から拡散計算値とモンテカルロ計算値の差が2%以上となるところはなく、拡散計算の精度は良い。

(C2炉心)

本炉心は、通常の UO_2 燃料集合体と MOX 燃料集合体が1体ずつチェッカーボード状に配置された無限炉心体系である。中性子束分布の比較を図4.3(a)~(d)に示した。拡散計算値とモンテカルロ計算値の差は、水ロッドや核分裂検出器チャンネルにおいては、高速群で2%、熱群で5%程度の差が生じているが、それ以外の燃料セルにおいては1%程度の差に収まっており、拡散計算の精度は良い。

(C3炉心)

本炉心は、通常の UO_2 燃料集合体と MOX 燃料集合体が4体ずつチェッカーボード状に配置された無限炉心体系である。中性子束分布の比較を図4.4(a)~(d)に示した。C2炉心と同様、水ロッドや核分裂検出器チャンネルにおける拡散計算値とモンテカルロ計算値の差は、最大5%程度の差が生じている。ところで、図4.4(b)に示したように、対角線上のピン位置にして10~25の UO_2 燃料集合体と MOX 燃料集合体が隣接している近辺では、拡散計算値はモンテカルロ計算値に比べ過大評価、逆に対角線上のピン位置にして1~10や25~34の UO_2 燃料集合体4体の中央部分では、拡散計算値はモンテカルロ計算値に比べ過小評価となっている。 MOX 燃料集合体の熱群吸収断面積は UO_2 燃料のそれに比べ2~3倍大きいため、逆に熱群中性子束は MOX 燃料で小さく UO_2 燃料では大きくなる。モンテカルロ計算による熱群中性子束は、 MOX 燃料に近い方では小さく中央近辺では大きくなっており、上記の影響の様子がうかがえる。これに対し、拡散計算によるそれは、 MOX 燃料に近いところと中央近辺ではほぼ同じ大きさである。このため、4体の UO_2 燃料集合体の中央部分の水ロッドに挟まれた燃料セルにおいて7%の過小評価となっている。このように MOX と UO_2 燃料集合体が装荷される非均質性の高い炉心においては、拡散計算による非均質詳細メッシュ計算は、中性子の流れを精度良く評価できず熱群中性子束に5%以上の誤差が生じる場合があることが判明した。

(C4炉心)

本炉心は、通常の UO_2 燃料集合体と MOX 燃料集合体が1体ずつチェッカーボード状に配置された反射体がない炉心端を持つ裸の炉心体系である。中性子束分布の比較を図4.5(a)~(f)に示した。この炉心は、反射体を持たずしかも小さい炉心であるため、炉心端境界条件の違いで、中性子束分布の差も大きく現れている。真空条件と炉心端で中性子

束がゼロである条件の差は、炉心中央部において高速群で4%、熱群で10%程度の差が生じている。真空条件において、拡散計算値とモンテカルロ計算値の差は、水ロッドや核分裂検出器チャンネルを除き、1%程度以内に収まっており、拡散計算の精度は良い。

(C5 炉心)

本炉心は、通常のUO₂燃料集合体とMOX燃料集合体が1体ずつチェッカーボード状に配置された反射体の炉心端を持つ炉心体系である。中性子束分布の比較を図4.6(a)~(d)に示した。この炉心は反射体を持つため、炉心端境界条件の違いによる中性子束分布の差はほとんどない。C4炉心と同様、拡散計算値とモンテカルロ計算値の差は、水ロッドや核分裂検出器チャンネルを除き、1%程度以内に収まっており、拡散計算の精度は良い。

以上のように拡散計算値は概ね精度の良い結果を与えるが、C3炉心のように熱群中性子束が5%以上の誤差を含む場合もあり注意を要する。

5. 詳細メッシュ中性子束分布の再合成

5. 1 詳細メッシュ中性子束再合成手法

粗メッシュ炉心計算と詳細メッシュ集合体計算の組み合わせによる詳細メッシュ中性子束分布の再合成手法について以下に述べる。まず、粗メッシュ炉心計算に使用する単位集合体を均質化する必要がある。第2章で検討したように単位集合体計算は、衝突確率法に基づく輸送計算により行い、均質化定数並びに集合体内中性子束分布を求めた。ここで、単位集合体の外部境界条件は完全反射条件として扱った。粗メッシュ計算は CITATION コードを用いて行い、実効増倍率及び粗メッシュ中性子束分布を得た。ここで得られた粗メッシュ中性子束分布は、スプライン関数を用いてそれぞれの燃料棒セル中心位置に対応する 17×17 メッシュ点に内挿した。内挿には3次のB-スプラインによる2次元補間式⁶⁾を用いた。内挿して得られた詳細メッシュ中性子束分布に、単位集合体計算で得た中性子束分布を乗じた。こうして得られた中性子束分布は、粗メッシュ計算で得た、各エネルギー群毎の各集合体で積分された核分裂源が保存されるように規格化した。なお、C4及びC5炉心に含まれる炉心端の境界条件としては、炉心端において中性子束がゼロになる条件を適用した。

5. 2 粗メッシュ計算による実効増倍率の誤差

粗メッシュとして単位集合体当たり 1×1 、 2×2 および 4×4 のメッシュ数を取り粗メッシュ計算を行い、非均質詳細メッシュ計算との比較を行った。単位集合体当たり 8×8 のメッシュ数をとると、もはや粗メッシュ計算といえなくなるため、ここでは粗メッシュ計算としては最大 4×4 メッシュ数をとることとした。なお、集合体の均質化の誤差を調べるために、集合体均質化定数を用いた詳細メッシュ (17×17 メッシュ/集合体) 計算を行い、非均質詳細メッシュ計算との比較を行った。

実効増倍率を表 5.1 に示した。実効増倍率の均質化による誤差、つまり 17×17 メッシュ非均質計算と均質計算の差は、C1を除くと約 $0.1\% \delta k/k'$ 以内に収まっているが、C1に関しては $1\% \delta k/k'$ 以上の誤差が生じる。C1炉心は UO_2 燃料集合体と制御棒が挿入された UO_2 燃料集合体がチェッカーボード状に装荷された炉心である。このように制御棒が挿入された集合体が存在する炉心では、集合体の均質化には隣接する集合体の影響を考慮する必要がある。C2からC5の炉心は、 MOX 燃料集合体と UO_2 燃料集合体がチェッカーボード状に装荷された炉心であるが、実効増倍率に現れる均質化の誤差は小さい。粗メッシュ計算による誤差、ここでは 4×4 メッシュと 17×17 メッシュ均質計算の差は、 $0.3 \sim 0.5\% \delta k/k'$ 生じており、小さいとはいえない。

5. 3 詳細メッシュ中性子束分布の再合成結果

1 x 1、2 x 2、4 x 4 メッシュ／単位集合体のメッシュをとり、粗メッシュ炉心計算により得られる中性子束分布をスプライン関数を用いて、17 x 17 メッシュ／単位集合体のセル毎の中心位置に対応する点に内挿を行い、均質詳細メッシュ炉心計算で得られる中性子束分布との比較を行った。C1～C5 炉心に対するスプラインの内挿に関する結果をそれぞれ図 5.1～5.5 に示した。また、4 x 4 メッシュ／単位集合体の粗メッシュ炉心計算に基づき再合成した中性子束分布と非均質詳細メッシュ炉心計算で得た中性子束分布との比較を行った。C1～C5 炉心に対する再合成に関する結果をそれぞれ図 5.6～5.10 に示す。なお、中性子束分布の比較を図 4.1 に示されている両対角線上で行った。以下、各炉心について述べる。

(C1 炉心)

スプライン関数により内挿された中性子束分布は、4 x 4 メッシュ／単位集合体のメッシュ数をとった場合、図 5.1(a) 及び (c) より分かるように、高速群では 17 x 17 メッシュ／単位集合体の均質炉心計算による中性子束分布と 1% 以内で一致している。熱群では図 5.1(b) 及び (d) より、集合体 U X では 5% の過大評価、集合体 U A では 8% の過小評価と精度が良くない。2 x 2 メッシュ／単位集合体のメッシュ数の場合、図 5.1(d) から分かるように 30% 以上の差が生じる。

再合成した中性子束分布と非均質詳細メッシュ計算による中性子束分布の差は、図 5.6 (a) 及び (c) より高速群では 1% 程度と小さく、スプライン関数による内挿の時点での差と変化していない。再合成した熱群中性子束分布に関しては、図 5.6(b) 及び (d) より集合体 U X の集合体 U A 近辺、ピン位置にして 17 及び 18 で 14% の過小評価、集合体 U A の集合体 U X 近辺、同じくピン位置にして 17 及び 18 で 15% の過大評価となっている。図 5.1(b) 及び (d) よりわかるように、スプラインによる内挿の時点で最大誤差が生じる位置とは異なっており、スプライン関数による内挿の時点では異種集合体の接しているコーナーでの差はほとんどなく、上記の再合成に関する誤差はスプライン関数の内挿によるものではない。これは、粗メッシュ計算に用いた集合体均質化定数及び再合成に用いる集合体内詳細メッシュ中性子束分布を求める際に、無限集合体を仮定したことにより生じている。

(C2 炉心)

スプライン関数により内挿された中性子束分布は、4 x 4 メッシュ／単位集合体のメッシュ数をとった場合、図 5.2(a) 及び (c) より分かるように、高速群では 17 x 17 メッシュ／単位集合体の均質炉心計算による中性子束分布と数% 以内で一致している。熱群では図 5.2(b) 及び (d) より集合体 U X では 13% の過大評価、集合体 P X では集合体 U X との近辺で 8% の過大評価、内部、すなわちピン位置にして 5、13、22 及び 30 近辺で、28% の過小評価となっている。2 x 2 メッシュ／単位集合体のメッシュ数の場合、図 5.2(d) から分かるように 50% を大きく越える差が生じている。

再合成した中性子束分布と非均質詳細メッシュ計算による中性子束分布の差は、図 5.7 (a) 及び (c) より高速群では 1% 程度であり、スプライン関数による内挿の時点での差から変化していない。再合成した熱群中性子束に関しては、図 5.7(b) 及び (d) より集合体

U Xでは13%の過大評価、集合体P Xでは集合体U Xとの近辺で12%の過大評価、内部で30%の過小評価となっている。熱群に関するこの差は、スプライン関数による内挿の時点での差がそのまま表れている。

(C3 炉心)

スプライン関数により内挿された中性子束分布は、4 x 4メッシュ/単位集合体のメッシュ数をとった場合、図 5.3(a) 及び (c) より分かるように、C2 炉心同様、高速群では17 x 17メッシュ/単位集合体の均質炉心計算による中性子束分布と2%以内で一致している。熱群では図 5.3(b) 及び (d) より集合体U Xでは8%の過大評価、集合体P Xでは集合体U Xとの近辺で15%の過大評価、内部、すなわちピン位置にして13及び22近辺で28%の過小評価となっている。2 x 2メッシュ/単位集合体のメッシュ数の場合、4 x 4メッシュ/単位集合体での誤差の概ね 1.5 倍程度の差が生じている。

再合成した中性子束分布と非均質詳細メッシュ計算による中性子束分布の差は、C2 炉心同様図 5.8(a) 及び (c) より高速群では1%程度であり小さい。再合成した熱群中性子束分布に関しては、図 5.8(b) 及び (d) より集合体U Xでは10%の過大評価、集合体P Xでは集合体U Xとの近辺で16%の過大評価、内部で25%の過小評価となっている。熱群に関するこの差も、スプライン関数による内挿の時点での差がそのまま表れている。

(C4 炉心)

スプライン関数により内挿された中性子束分布は、4 x 4メッシュ/単位集合体のメッシュ数をとった場合、図 5.4(a) 及び (c) より分かるように、高速群では17 x 17メッシュ/単位集合体の均質炉心計算による中性子束分布と数%以内で一致している。熱群では図 5.4(b) 及び (d) より集合体U Xでは8%の過大評価、集合体P Xでは集合体U Xとの近辺で15%の過大評価、内部、すなわちピン位置にして13及び22近辺で27%の過小評価となっている。2 x 2メッシュ/単位集合体のメッシュ数の場合、C3 炉心同様、4 x 4メッシュ/単位集合体での誤差の概ね 1.5 倍程度の差が生じている。

再合成した中性子束分布と非均質詳細メッシュ計算による中性子束分布の差は、図 5.9(a) 及び (c) より高速群では2%程度と小さい。再合成した熱群中性子束分布に関しては、図 5.9(b) 及び (d) より集合体U Xでは10%の過大評価、集合体P Xでは集合体U Xとの近辺で18%の過大評価、内部で30%の過小評価となっている。熱群に関するこの差も、スプライン関数による内挿の時点での差がそのまま表れている。

(C5 炉心)

スプライン関数により内挿された中性子束分布は、4 x 4メッシュ/単位集合体のメッシュ数をとった場合、図 5.5(a) 及び (c) より分かるように、高速群では17 x 17メッシュ/単位集合体の均質炉心計算による中性子束分布と2%以内で一致している。熱群では図 5.5(b) 及び (d) より集合体U Xでは8%の過大評価、集合体P Xでは集合体U Xとの近辺で16%の過大評価、内部、すなわちピン位置にして13及び22近辺で27%の過小評価、反射体付近、ピン位置にして1及び34で27%の過大評価となっている。2 x 2メッシュ/単位集合体のメッシュ数の場合、4 x 4メッシュ/単位集合体での誤差の1.5 倍以上の差が生じている。

再合成した中性子束分布と非均質詳細メッシュ計算による中性子束分布の差は図 5.10 (a) 及び (c) より高速群では 2%程度と小さい。再合成した熱群中性子束分布に関しては、図 5.10 (b) 及び (d) より集合体 U X では 10%の過大評価、集合体 P X では集合体 U X との近辺で 14%の過大評価、内部で 30%の過小評価、反射体付近で 30%の過大評価となっている。熱群に関するこの差も、スプライン関数による内挿の時点での差がそのまま表れている。

C 2 から C 5 炉心に関して、4 x 4 メッシュ/集合体の粗メッシュの中性子束分布からスプライン関数により内挿された中性子束分布は、特に熱群において大きく波打った形をとり、なめらかな変化がみられなかった。代表的に C 4 炉心に対する非均質詳細メッシュ計算による熱群中性子束分布の鳥瞰図を図 5.11 に示す。この図に示されているように、MOX 燃料と UO₂ 燃料が隣接している近辺では、前章に述べたようにそれらの熱群吸収断面積の大きさの違いにより、熱群中性子束分布は馬の鞍状のようになめらかな形をとる。このようになめらかな形を持つ中性子束分布を、スプライン関数による内挿により再現することは困難であり、異種集合体の近接する集合体のコーナー近辺において大きな誤差が生じる。

6. まとめ

第33回NEACRP会合で採択されたベンチマーク問題、“Benchmark Calculation of Power Distribution Within Assemblies (PDWA)”に対し、SRAC及びGMVPにより計算解を求め、単位集合体の均質化手法、非均質詳細メッシュ計算法及びスプライン関数を用いた粗メッシュ炉心計算に基づく詳細メッシュ中性子束分布の再合成手法の計算精度の検証を行った。

(i) 単位集合体の均質化手法

有限差分近似による拡散計算(CITATIONコード)、 S_N 輸送計算(TWOTRAN-IIコード)及び衝突確率に基づく輸送計算(SRACコード内)の3種の計算手法を、参照計算として多群モンテカルロ計算(GMVPコード)を用いて検証した。モンテカルロ計算は、100万粒子をとれば実効増倍率に関する 1σ は0.04%程度、中性子束に関しては、0.5%程度の精度良い結果が得られた。上記3種の内、モンテカルロ計算結果と最も良く一致したのは衝突確率法に基づく計算であり、最大の誤差は制御棒を含む UO_2 燃料集合体で実効増倍率に関しては0.5%、中性子束分布に関しては熱群で2%程度であった。

(ii) 詳細メッシュ炉心計算

拡散計算による非均質詳細メッシュ計算の検証を参照計算としてGMVPコードを用いて行った。中性子束分布に関して、拡散計算値は水ロッドや検出器チャンネルを除き、モンテカルロ計算値に比べ約2%の誤差内で一致しており、概ね良好であったが、 MOX 燃料集合体と UO_2 燃料集合体が4体ずつでチェッカーボード状に装荷されているC3炉心に関しては、熱群中性子束で7%の差が生じた燃料セルが存在した。このように非均質性の高い炉心においては、非均質詳細メッシュ計算を用いても、拡散計算では熱群中性子束に5%以上の差が生じる場合があることが判明した。

(iii) 詳細メッシュ中性子束分布の再合成

集合体当たり 4×4 メッシュをとった粗メッシュ計算に基づき、スプライン関数を利用して詳細メッシュ中性子束分布の再合成を行った。再合成した中性子束分布と非均質詳細メッシュ計算によるそれと比較した。制御棒を含む集合体が炉心に含まれる場合、粗メッシュ計算に用いる集合体均質化群定数を無限集合体体系を仮定して得る際の誤差が起因して、異種集合体の近接する集合体のコーナーにおいて約15%の誤差が生じた。また、 MOX 燃料集合体と UO_2 燃料集合体が配置する炉心に関しては、熱群中性子束において異種集合体の近接する集合体のコーナーで最大30%の誤差が生じた。 MOX 燃料の熱群吸収断面積は UO_2 燃料のその2~3倍あるため、逆に熱群中性子束は MOX 燃料で小さくなる。このことにより異種集合体が接している集合体コーナー近辺では、熱群中性子束分布は馬の鞍のように大ききうねった形をとる。このようにうねった形をスプライン関数による内挿で再現するのは困難であり、結果的にこの誤差がそのまま上に示したような30%

の誤差となった。

以上のように、高度化・多様化した軽水炉に対し、燃料棒毎の出力分布を精度良く評価するために、粗メッシュ計算手法並びに詳細メッシュ再合成手法の開発整備が望まれる。

参考文献

- 1) Lefebvre J.C., et al. : 'Benchmark Calculation of Power Distributions within Asemblies', NEACRP-L-336 (1991).
- 2) Tsuchihashi K., et al. : 'Revised SRAC Code System', JAERI 1302 (1986).
- 3) Nakagawa M., et al. : Nucl. Sci. Eng. 107, 58-66 (1991).
- 4) Fowler T.B., et al. : 'Nuclear Reactor Core Analysis Code, CITATION', ORNL-TM-2496 (1969).
- 5) Lathrop K.D. and Brinkley F.W. : 'TWOTRAN II' LA-4848-MS (1973).
- 6) 富士通 : 'SSL II 使用手引書(99SP-4020-1)' (1987).

の誤差となった。

以上のように、高度化・多様化した軽水炉に対し、燃料棒毎の出力分布を精度良く評価するために、粗メッシュ計算手法並びに詳細メッシュ再合成手法の開発整備が望まれる。

参考文献

- 1) Lefebvre J.C., et al. : 'Benchmark Calculation of Power Distributions within Asemblies', NEACRP-L-336 (1991).
- 2) Tsuchihashi K., et al. : 'Revised SRAC Code System', JAERI 1302 (1986).
- 3) Nakagawa M., et al. : Nucl. Sci. Eng. 107, 58-66 (1991).
- 4) Fowler T.B., et al. : 'Nuclear Reactor Core Analysis Code, CITATION', ORNL-TM-2496 (1969).
- 5) Lathrop K.D. and Brinkley F.W. : 'TWOTRAN II' LA-4848-MS (1973).
- 6) 富士通 : 'SSL II 使用手引書(99SP-4020-1)' (1987).

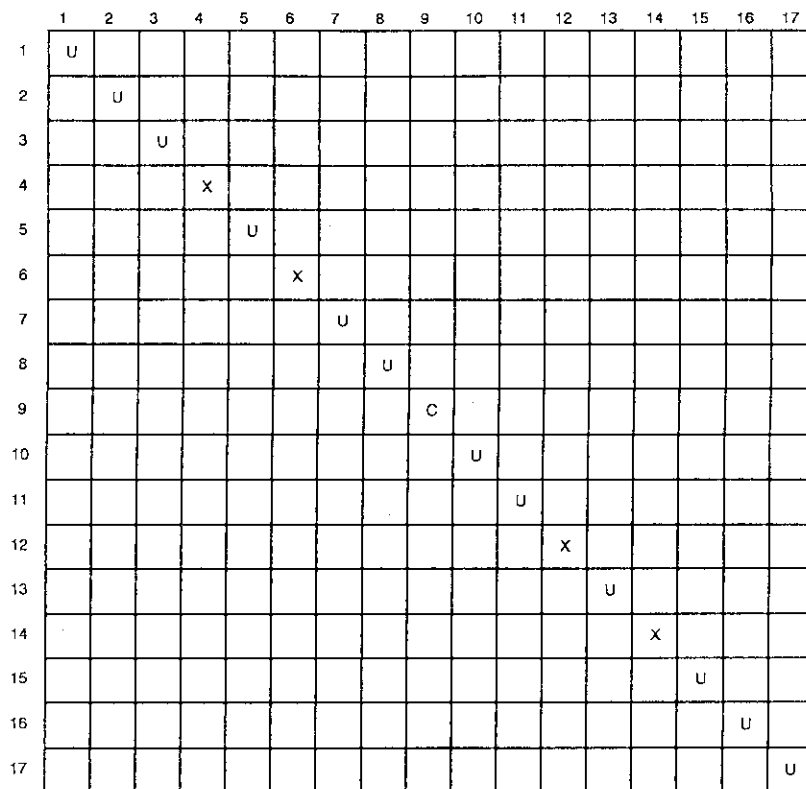
表3.1 各单位集合体の実効増倍率の各計算結果

	Collision Probability (SRAC)	S ₄ (TWOTRAN)	S ₈ (TWOTRAN)	Diffusion (CITATION)	Monte Carlo (GMVP)
UX	0.99753 (0.02)	0.99789 (0.06) 0.99746* (0.02)		0.99730 (0.00) 0.99794* (0.06)	0.99731 ±0.016*
UA	0.68402 (-0.64)	0.67376 (-1.66) 0.69008* (-0.03)*	0.67496 (-1.54)	0.69620 (0.58) 0.67197* (-1.84)*	0.69037 ±0.038*
PX	1.02556 (0.07)	1.02614 (0.12) 1.02552* (0.07)*		1.02533 (0.04) 1.02629* (0.14)*	1.02487 ±0.027*

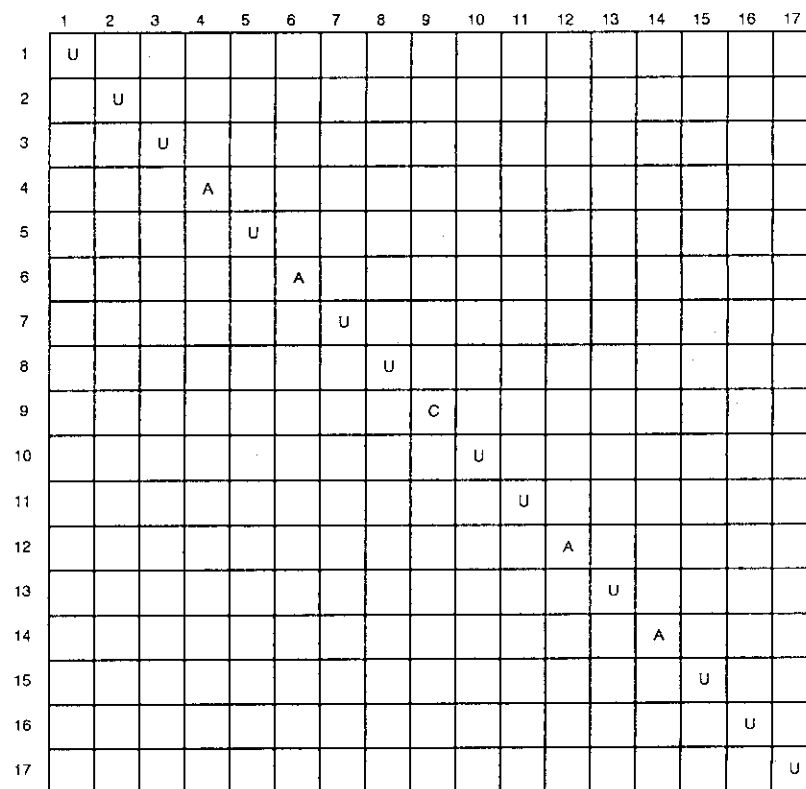
(): difference from the Monte Carlo solution, unit in %Δk

* : results of 2 x 2 meshes per cell

+ : standard deviation, unit in %



(A) UX assembly



(B) UA assembly

図3.1 単位集合体内中性子束分布の比較位置

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
1	P1																
2		P2															
3			P2														
4				X													
5					P3												
6						X											
7							P3										
8								P3									
9									C								
10										P3							
11											P3						
12												X					
13													P3				
14														X			
15															P2		
16																P2	
17																	P1

(C) PX assembly

where

U : UO₂ Fuel

P1 : Peripheral MOX Fuel

P2 : Intermediate MOX Fuel

P3 : Central MOX Fuel

X : Guide Tube

C : Movable Fission Chamber

A : Absorber

図3.1 の続き

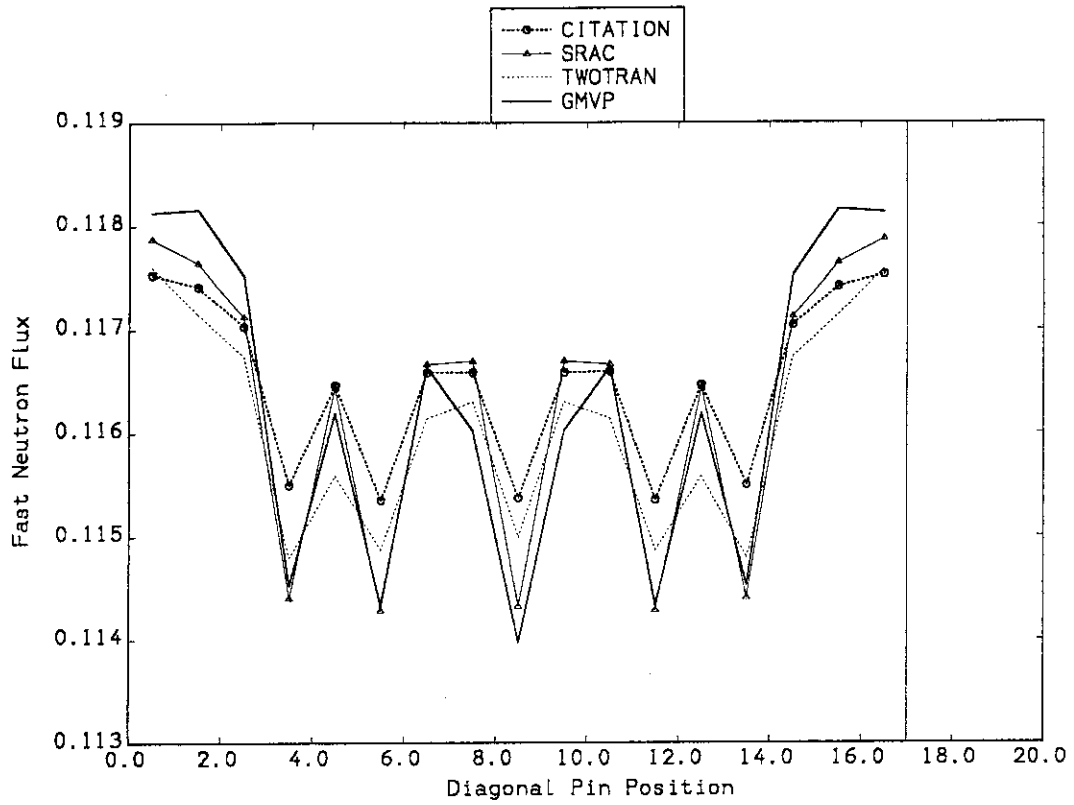


図3.2 集合体U X内高速中性子束分布の比較

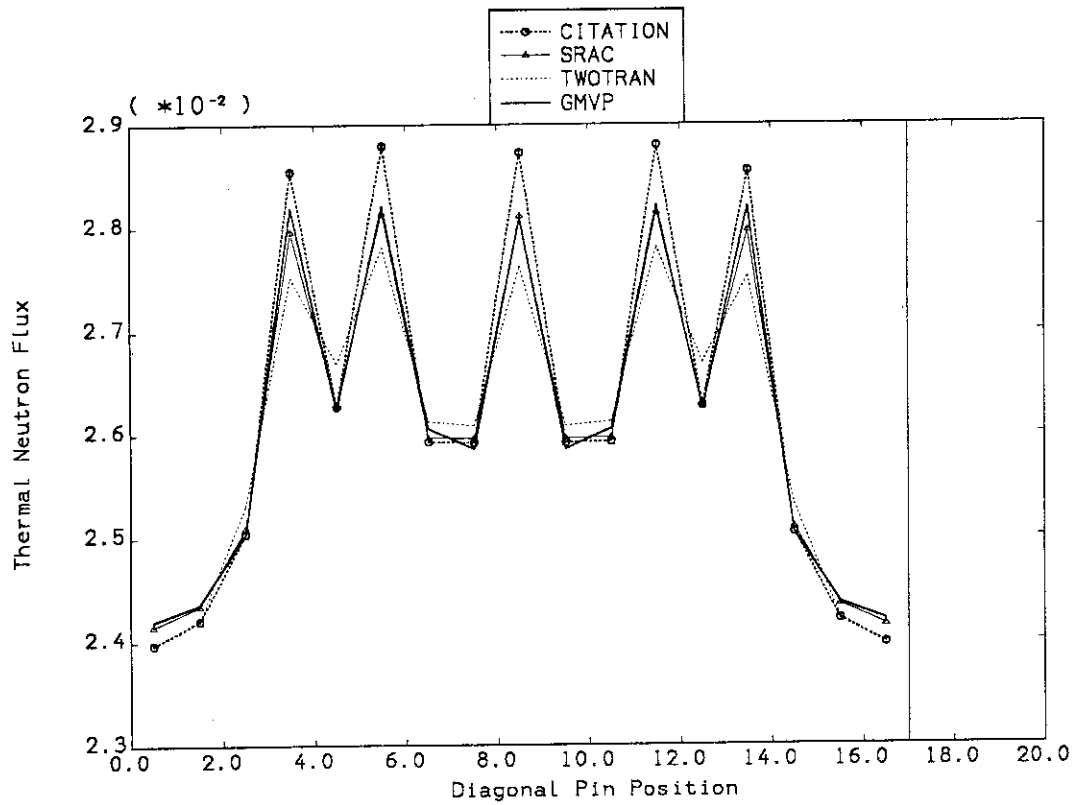


図3.3 集合体U X内熱中性子束分布の比較

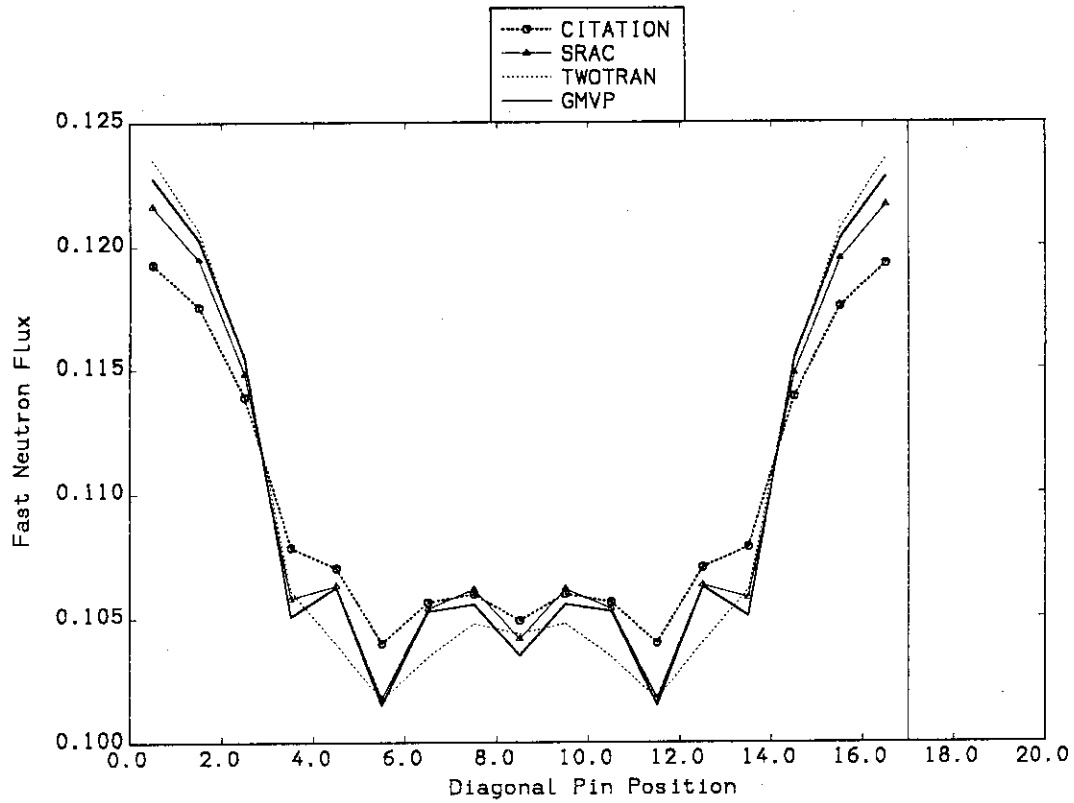


図3.4 集合体U A内高速中性子束分布の比較

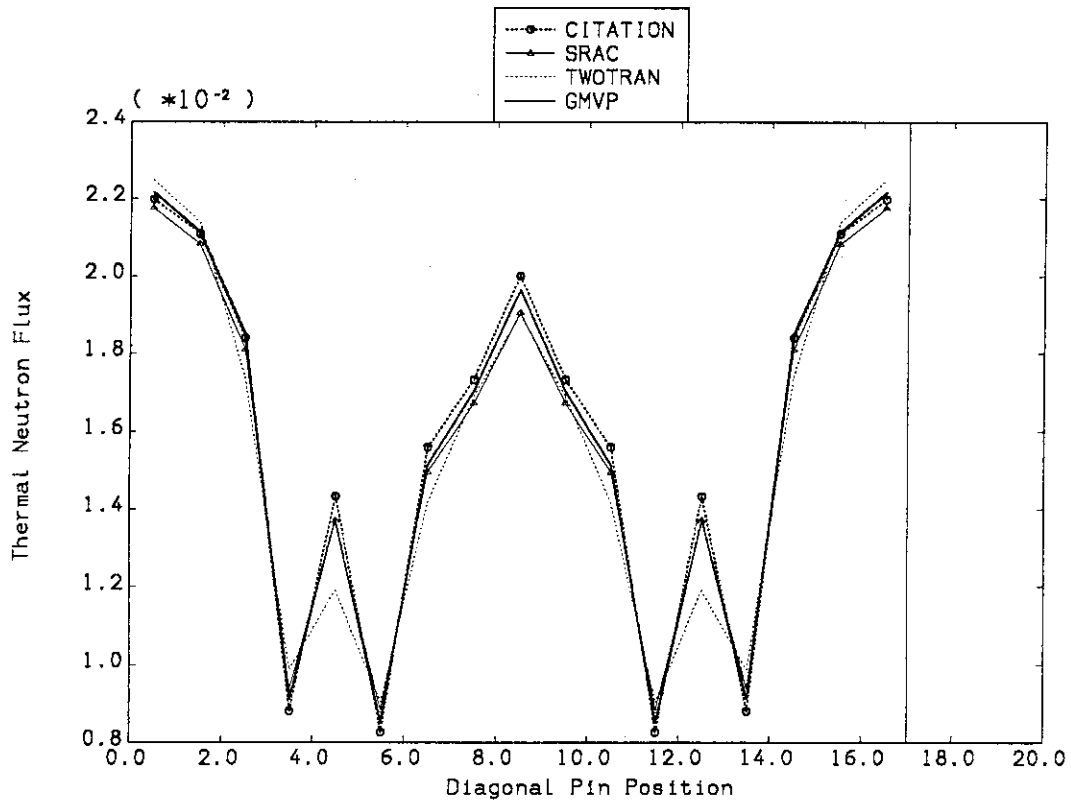


図3.5 集合体U A内熱中性子束分布の比較

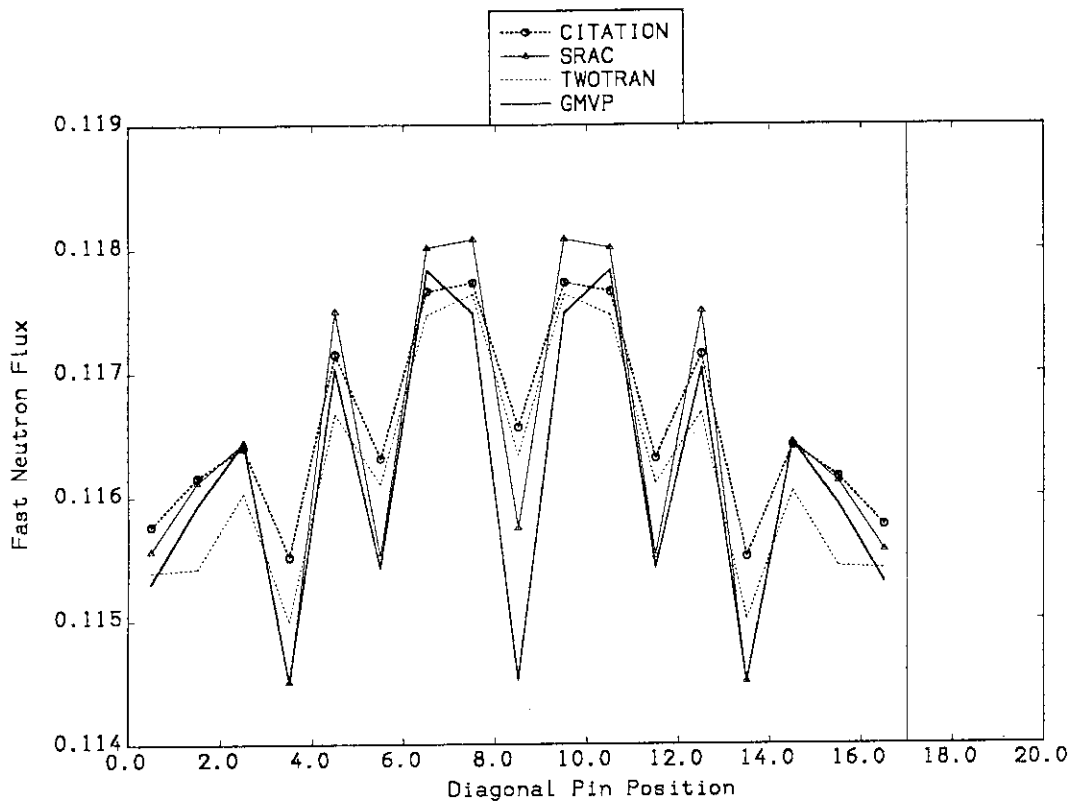


図3.6 集合体 P X 内高速中性子束分布の比較

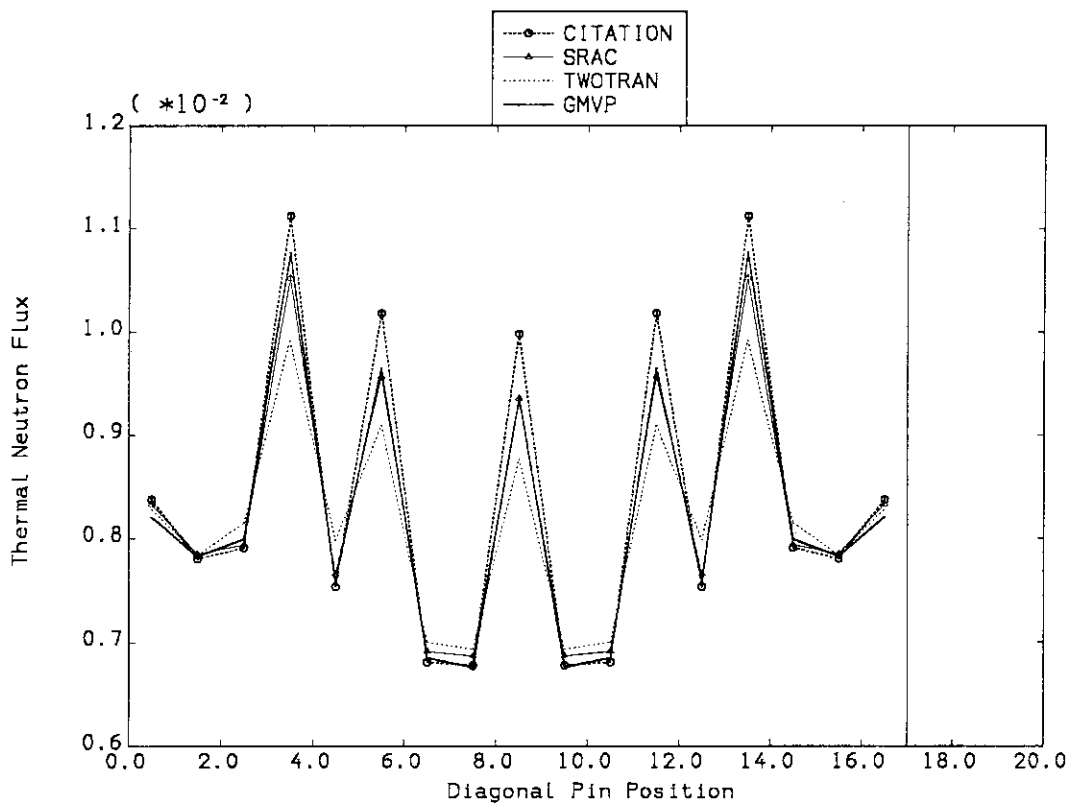


図3.7 集合体 P X 内熱中性子束分布の比較

表4.1 非均質詳細メッシュ計算による各炉心実効増倍率

	Collision Probability (SRAC)	S ₄ (TWOTRAN)	S ₈ (TWOTRAN)	Diffusion (CITATION)	Diffusion (CITATION: vacuum boundary)	Monte Carlo (GMVP)
C1	0.84619 (-0.40)	0.84428 (-0.59) 0.85016* (-0.04)	0.84473 (-0.54)	0.85087 (0.07) 0.84108* (-0.90)		0.85012 ±0.024*
C2	1.02342 (0.09)	1.02320 (0.07) 1.02282* (0.03)		1.02252 (0.00) 1.02378* (0.12)		1.02255 ±0.022*
C3		1.01848 (0.05) 1.01797* (0.00)	1.01844 (0.05)	1.01763 (-0.04) 1.01872* (0.17)		1.01798 ±0.014*
C4		0.91821 (0.07) 0.91778* (0.03)	0.91793 (0.05)	0.90551** (-1.20)** 0.90648* (-1.10)	0.91690 (-0.06) 0.91769* (0.04)	0.91751 ±0.027*
C5		0.93858 (0.12) 0.93812* (0.07)		0.93615** (-0.13)** 0.93725* (-0.02)	0.93616 (-0.13) 0.93754* (0.01)	0.93743 ±0.043*

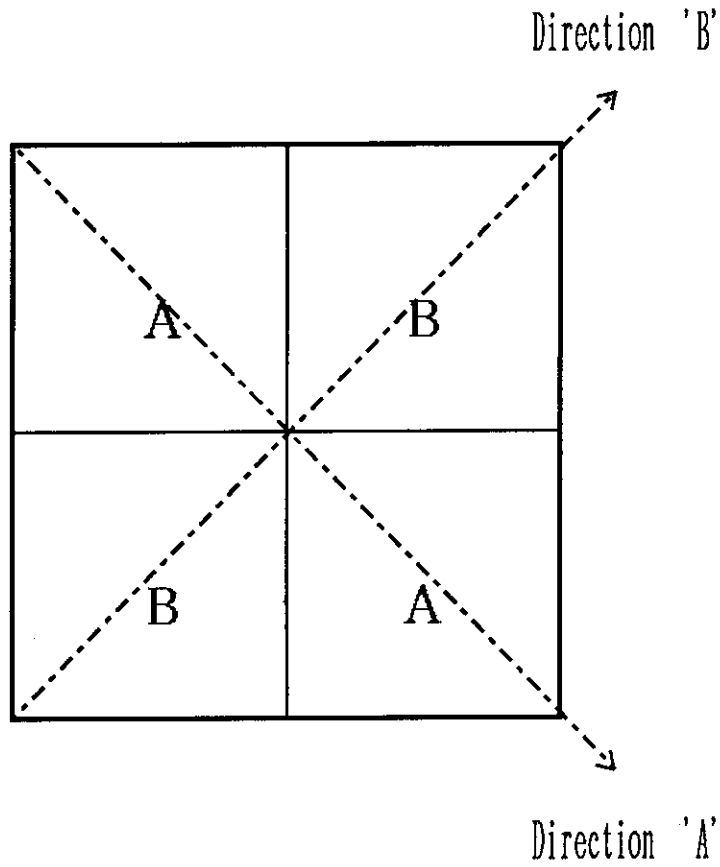
() : difference from the Monte Carlo solution, unit in %Δk

* : results of 2 x 2 meshes per cell

+ : standard deviation, unit in %

** : Zero flux boundary condition is used at the core edge

Note, vacuum boundary condition is used in the transport calculations

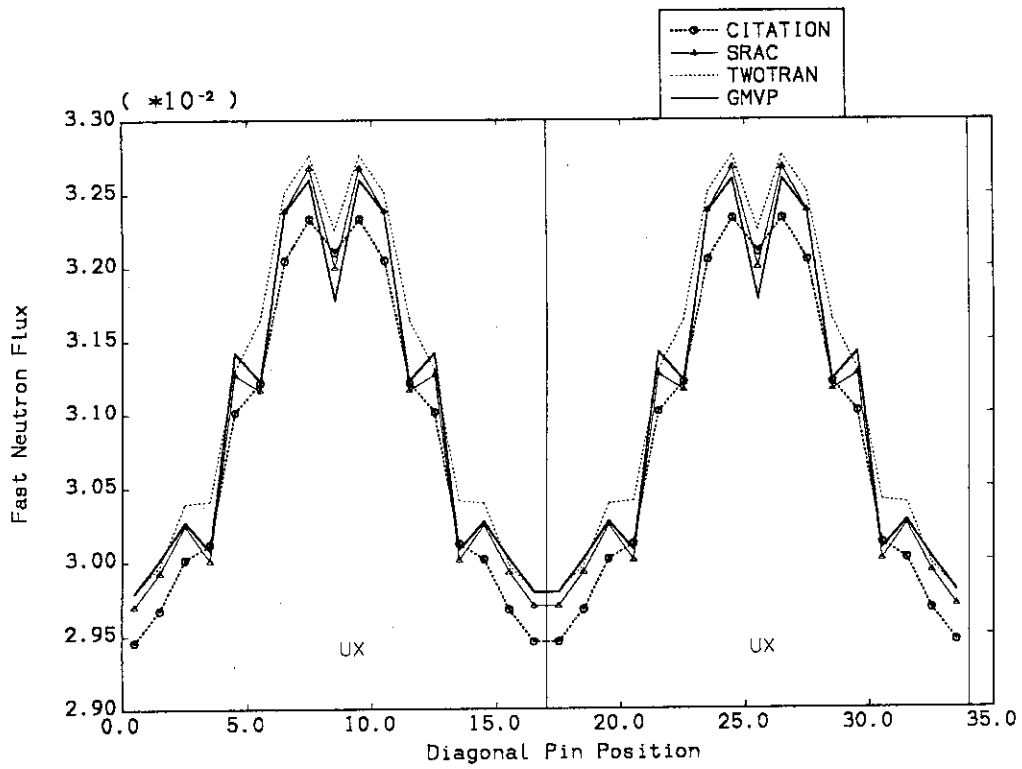


Where A / B assembly stand successively for:

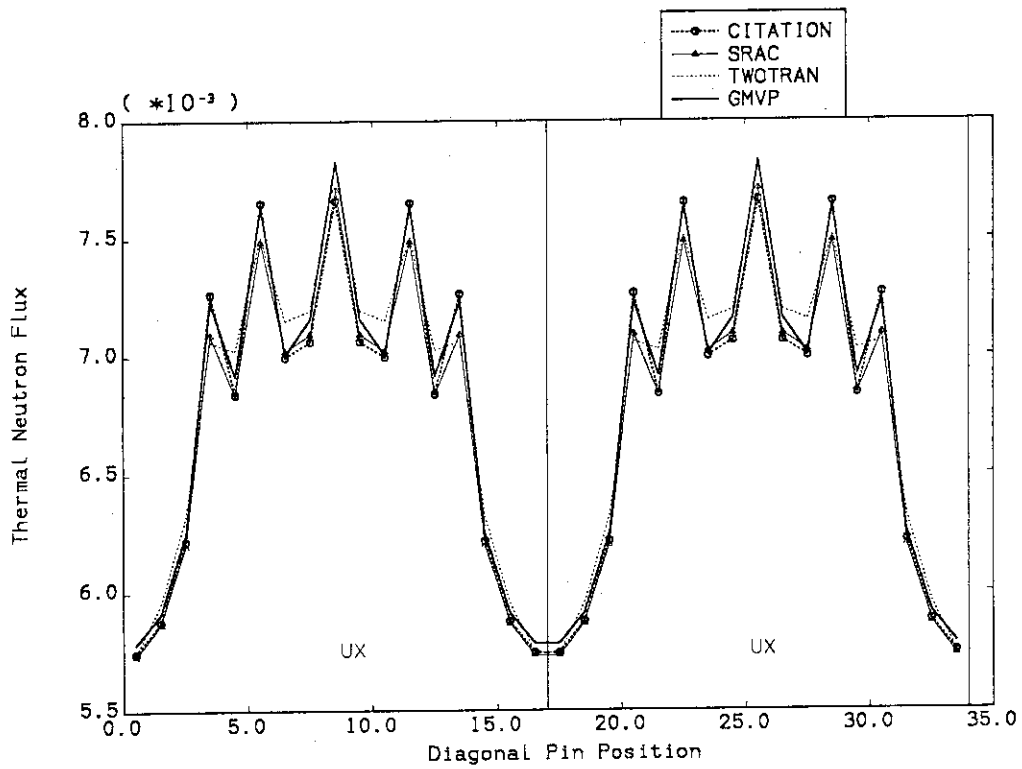
UX / UA assembly for C1 ,

UX / PX assembly for C2 - C5

図4.1 各炉心内中性子束分布の比較方向

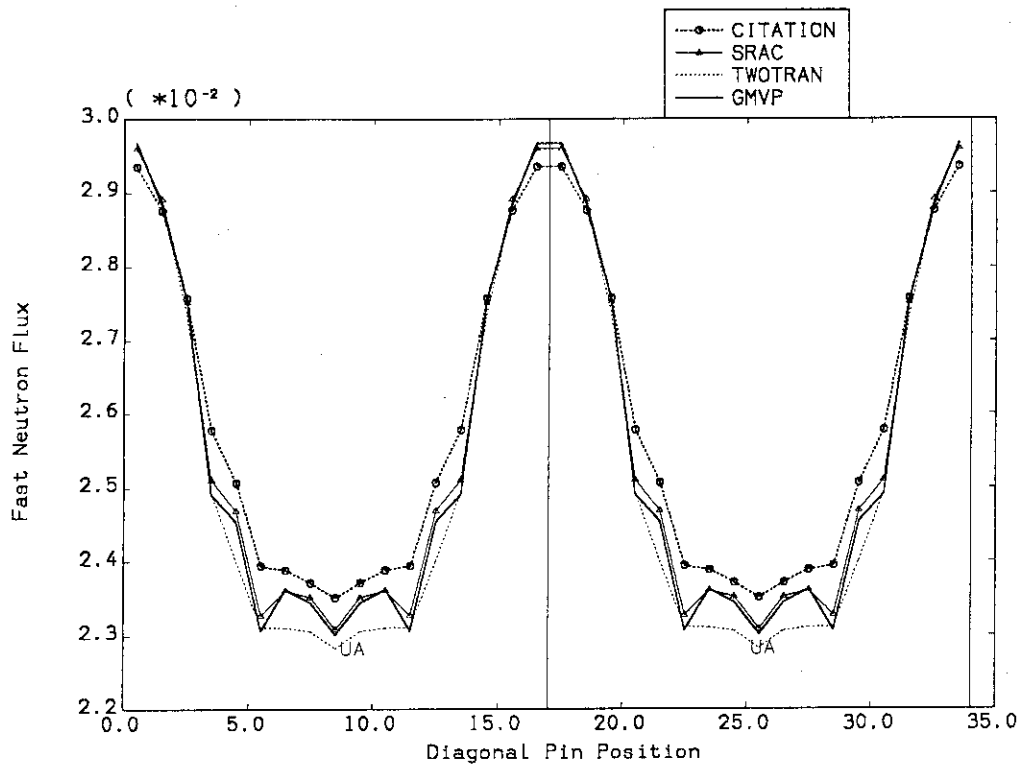


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

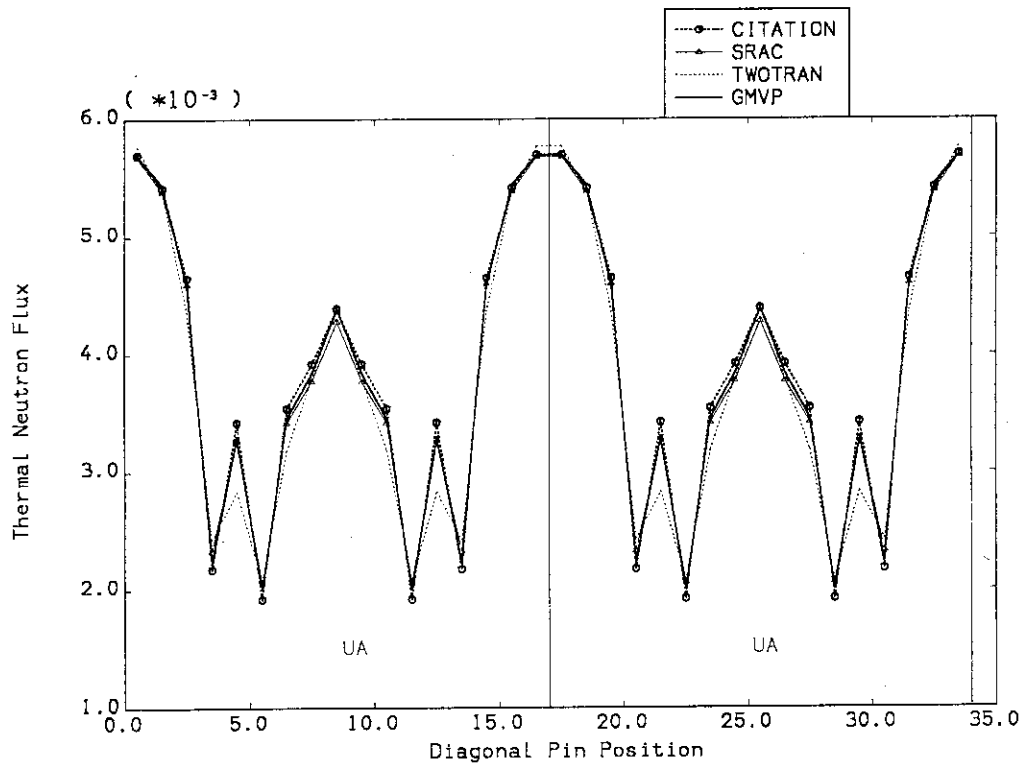


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図4.2 非均質詳細メッシュ計算によるC1炉心内中性子束分布の比較

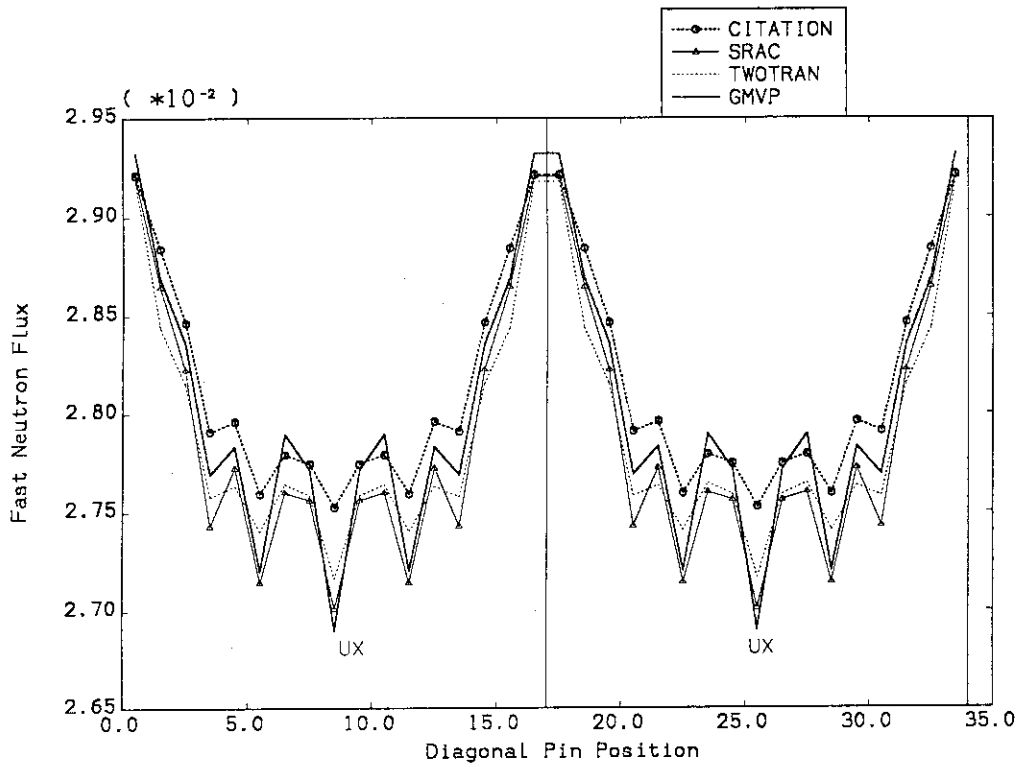


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

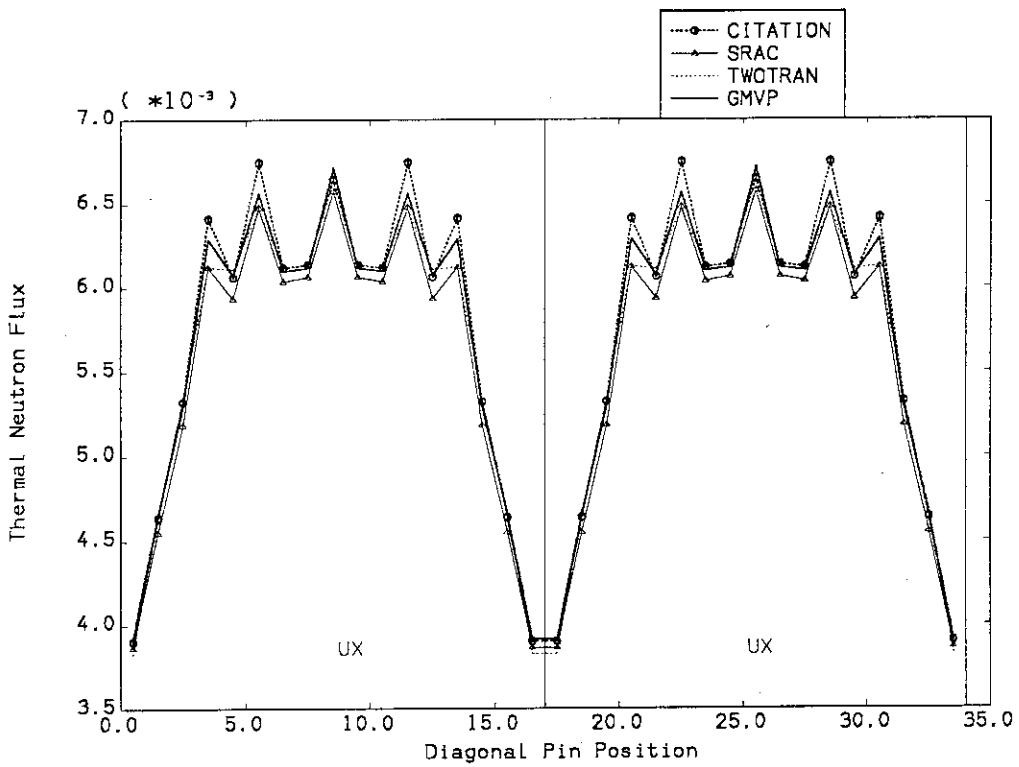


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図4.2 の続き

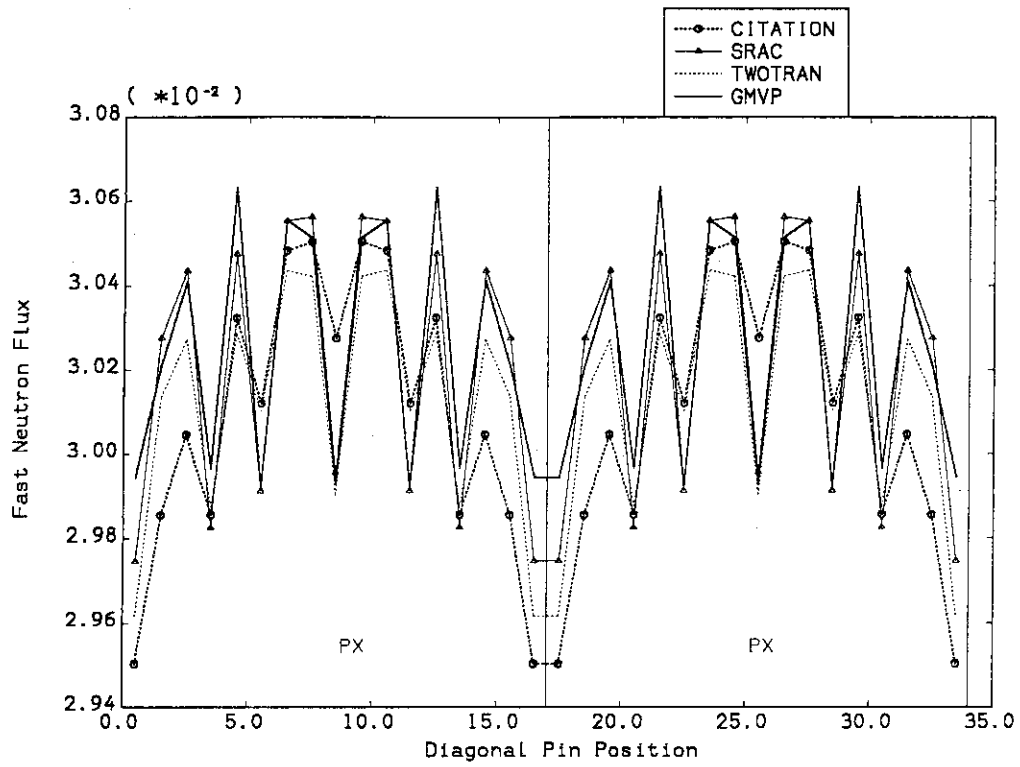


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

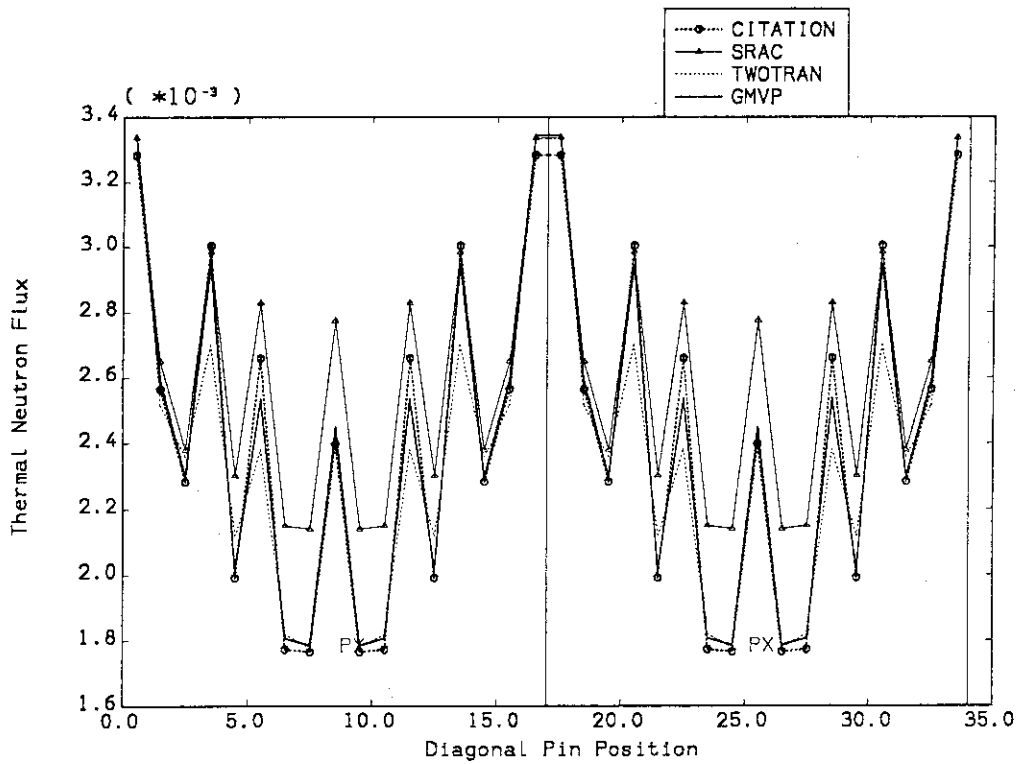


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図4.3 非均質詳細メッシュ計算によるC2炉心内中性子束分布の比較

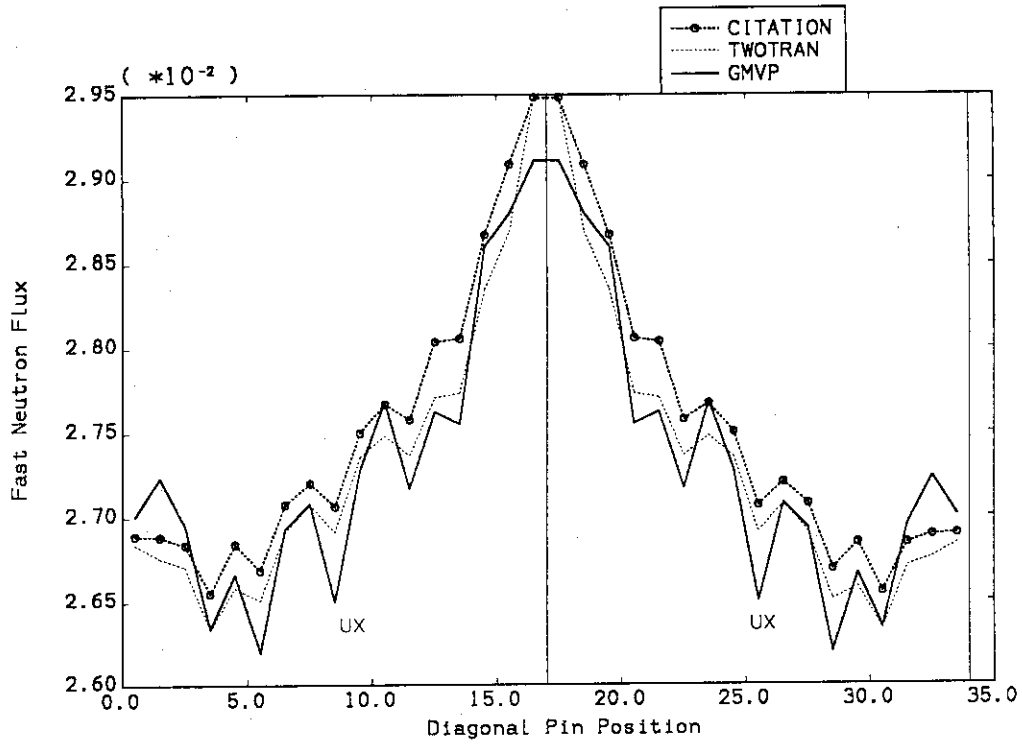


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

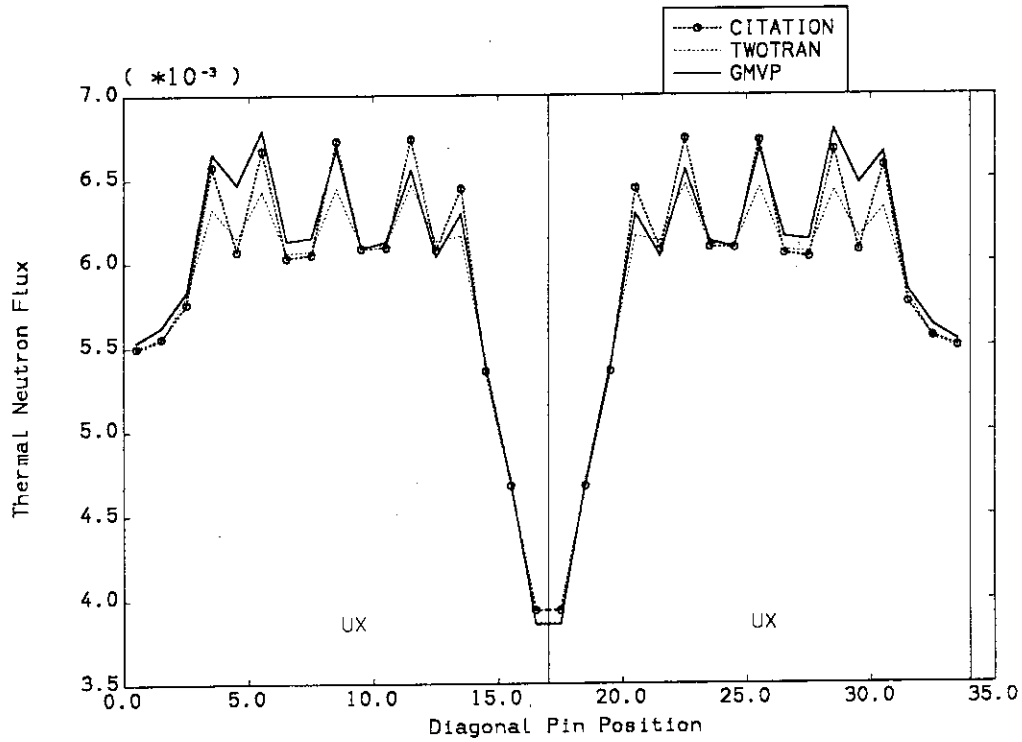


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図4.3 の続き

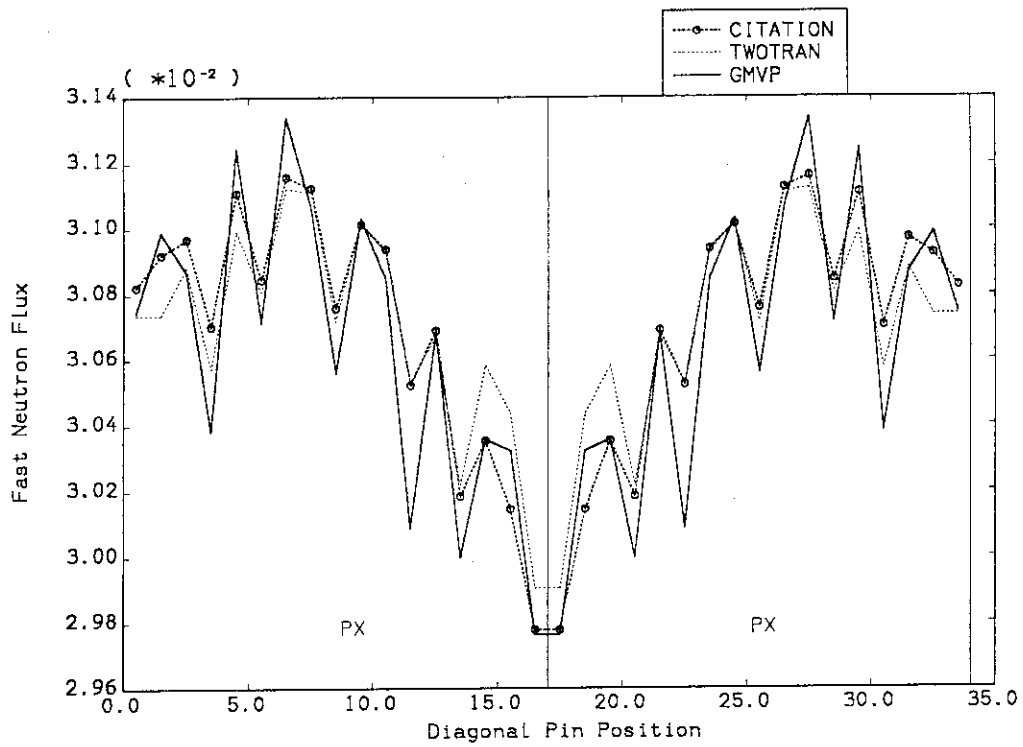


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

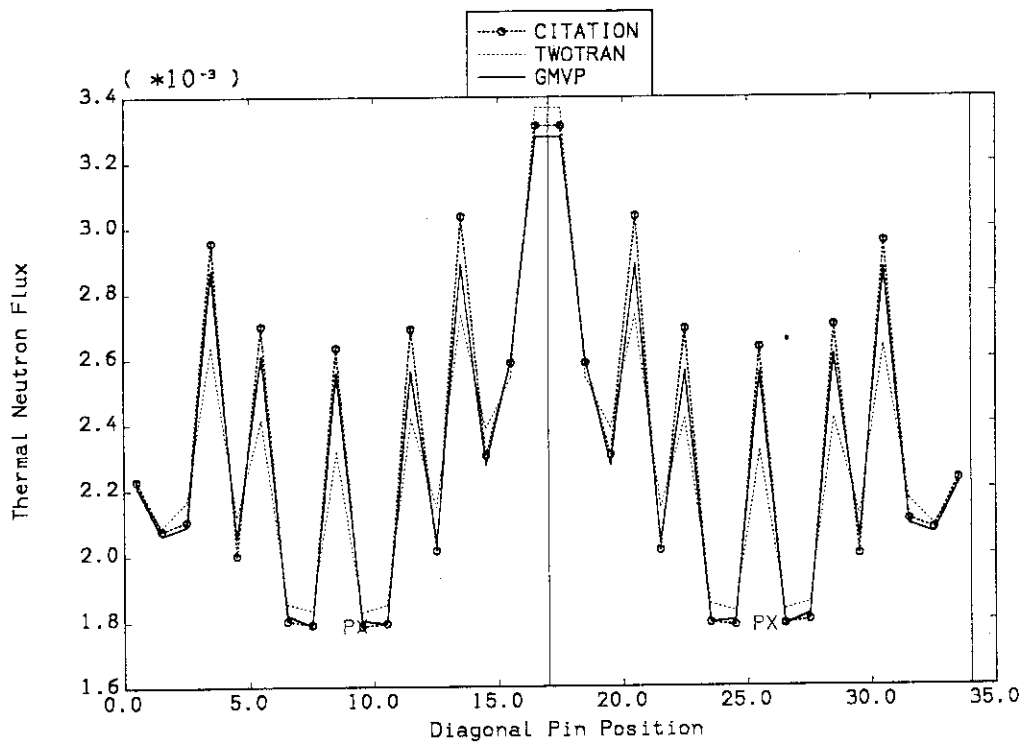


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図4.4 非均質詳細メッシュ計算によるC3炉心内中性子束分布の比較

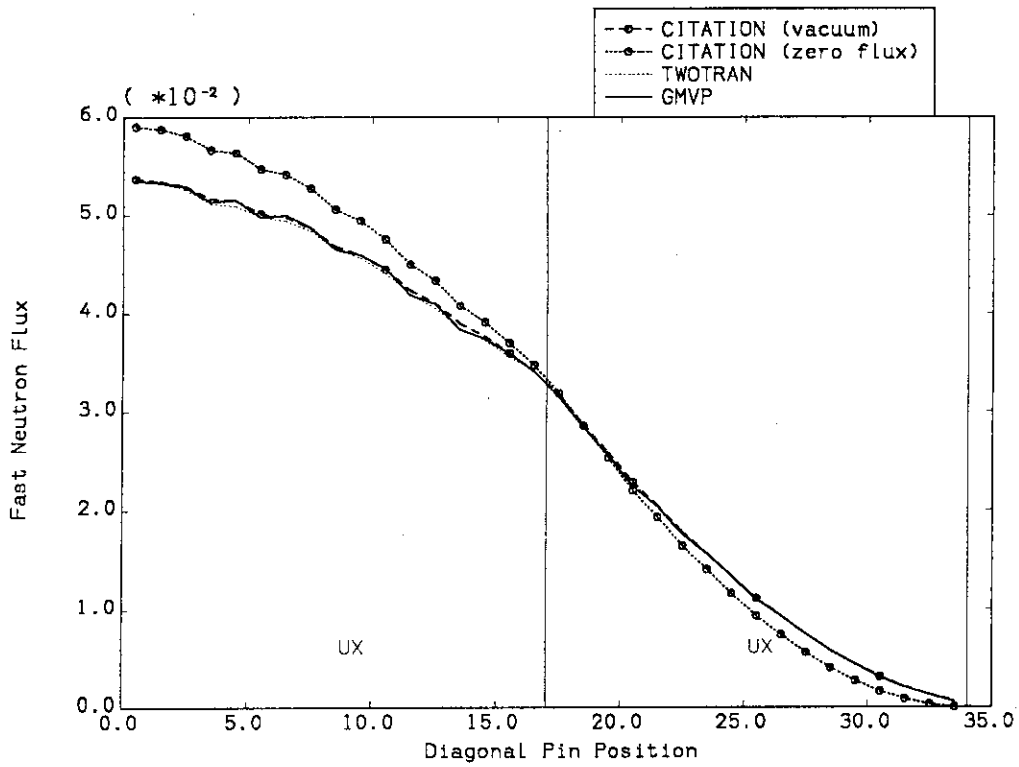


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

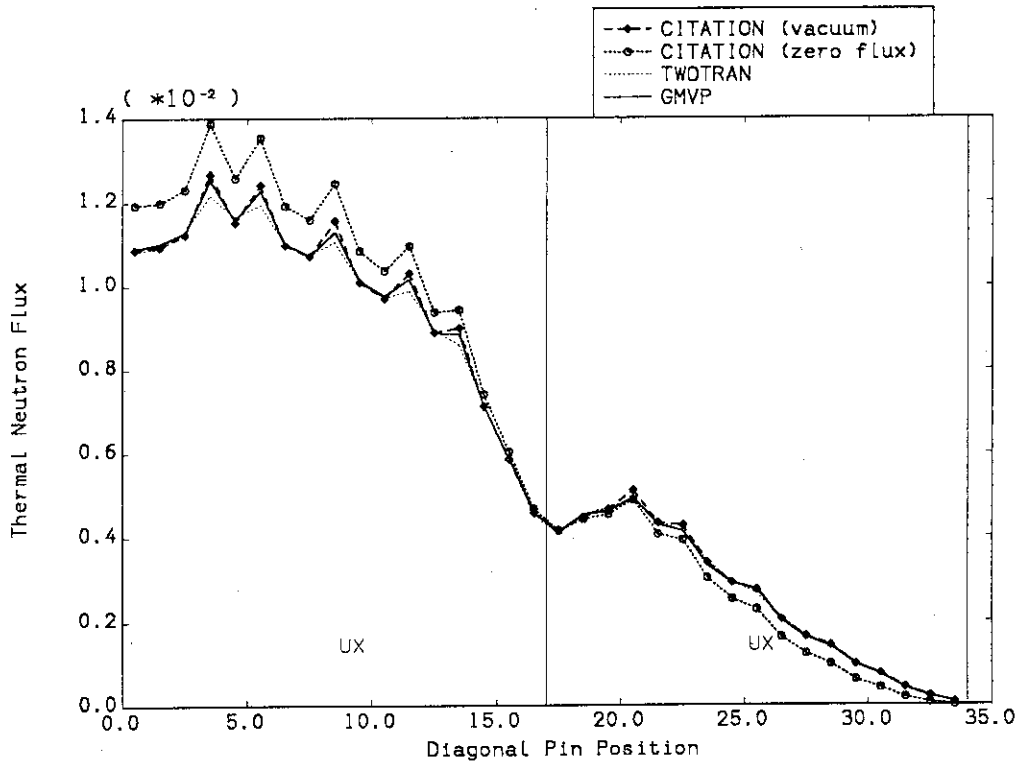


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図4.4 の続き

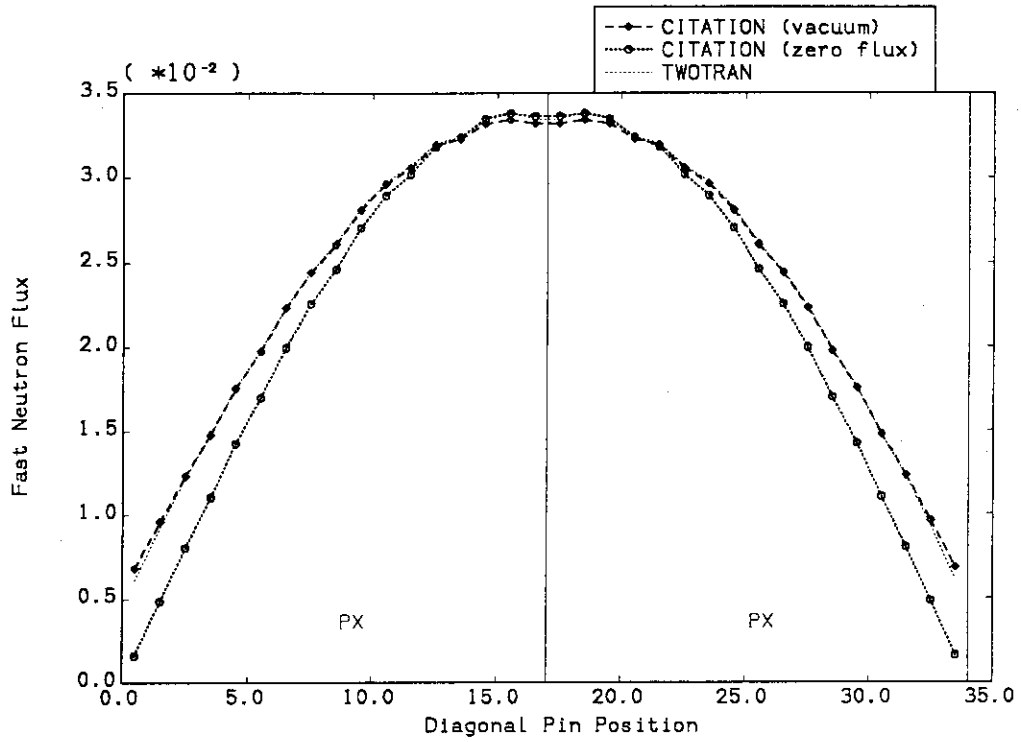


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

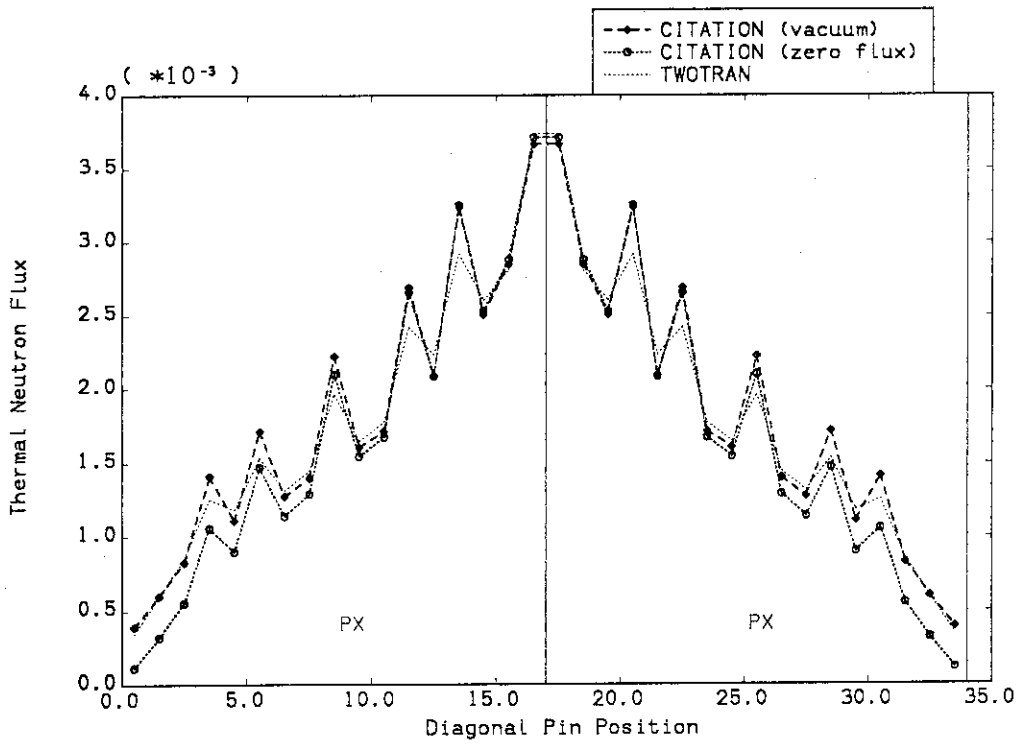


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図4.5 非均質詳細メッシュ計算によるC4炉心内中性子束分布の比較

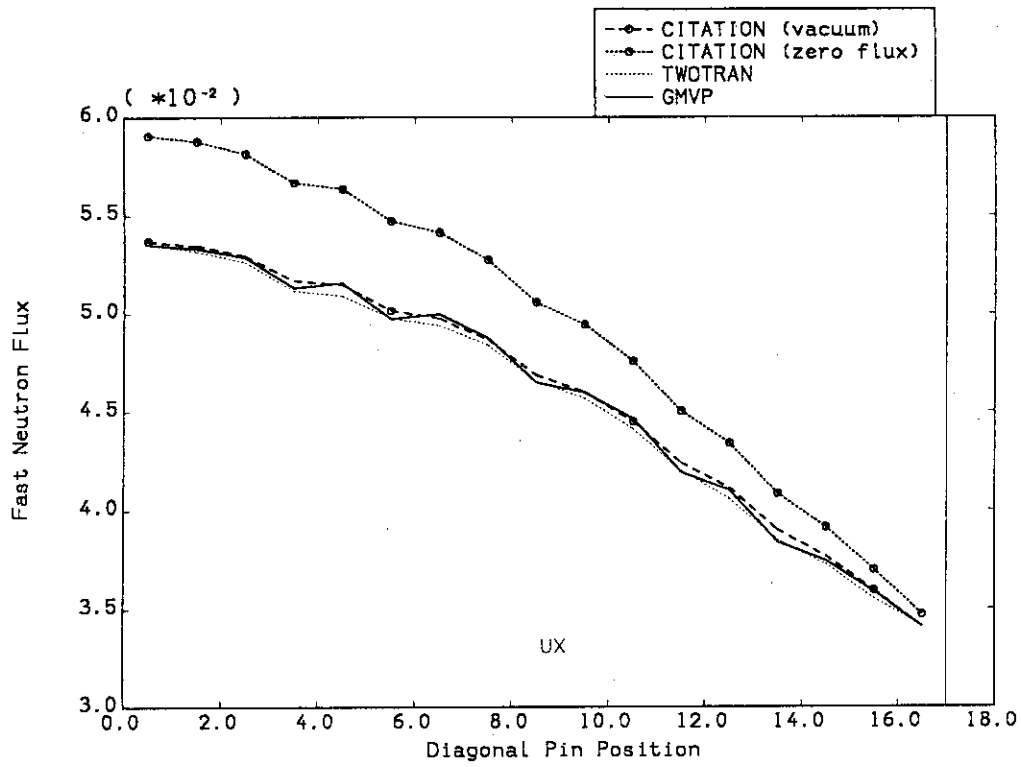


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

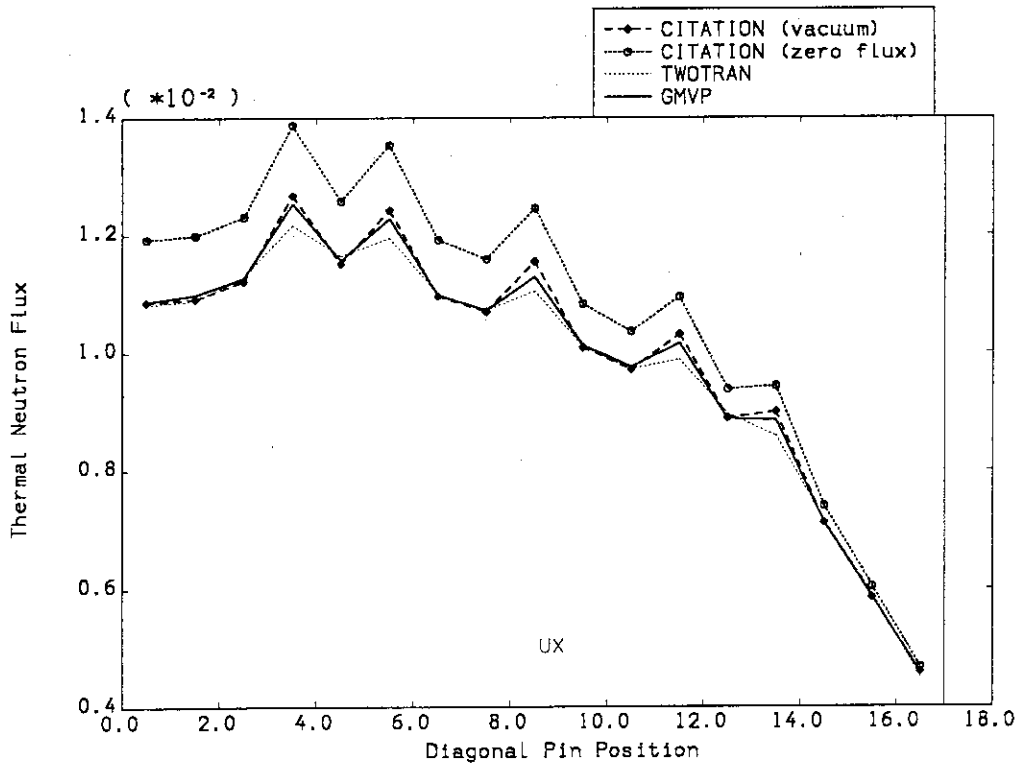


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図4.5 の続き

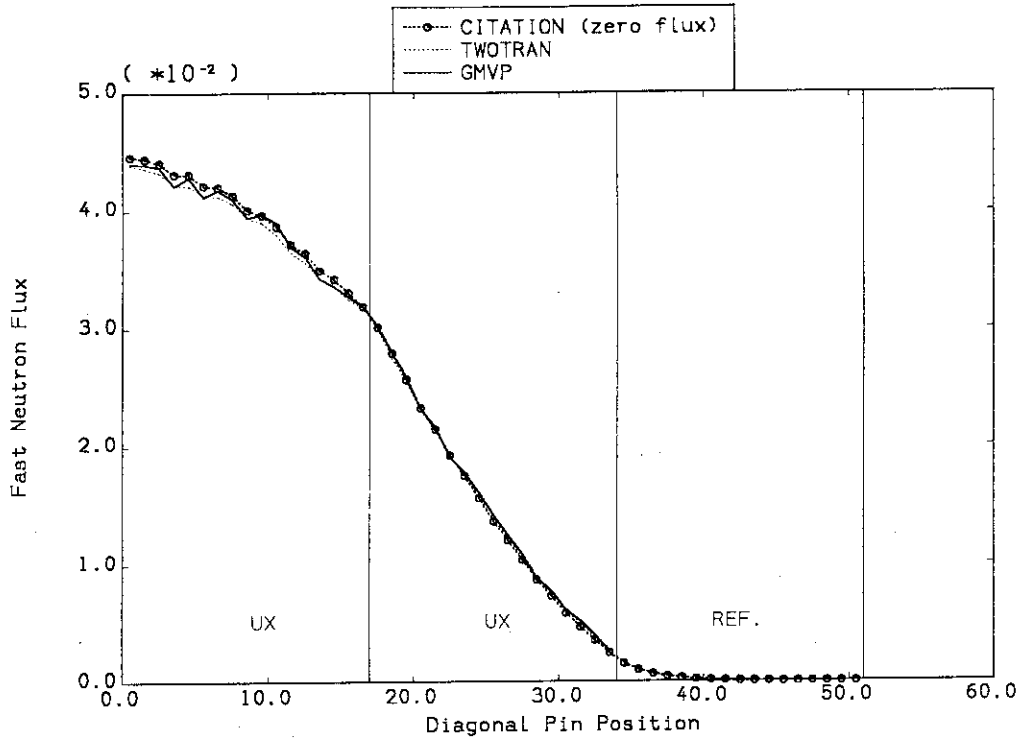


(e) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

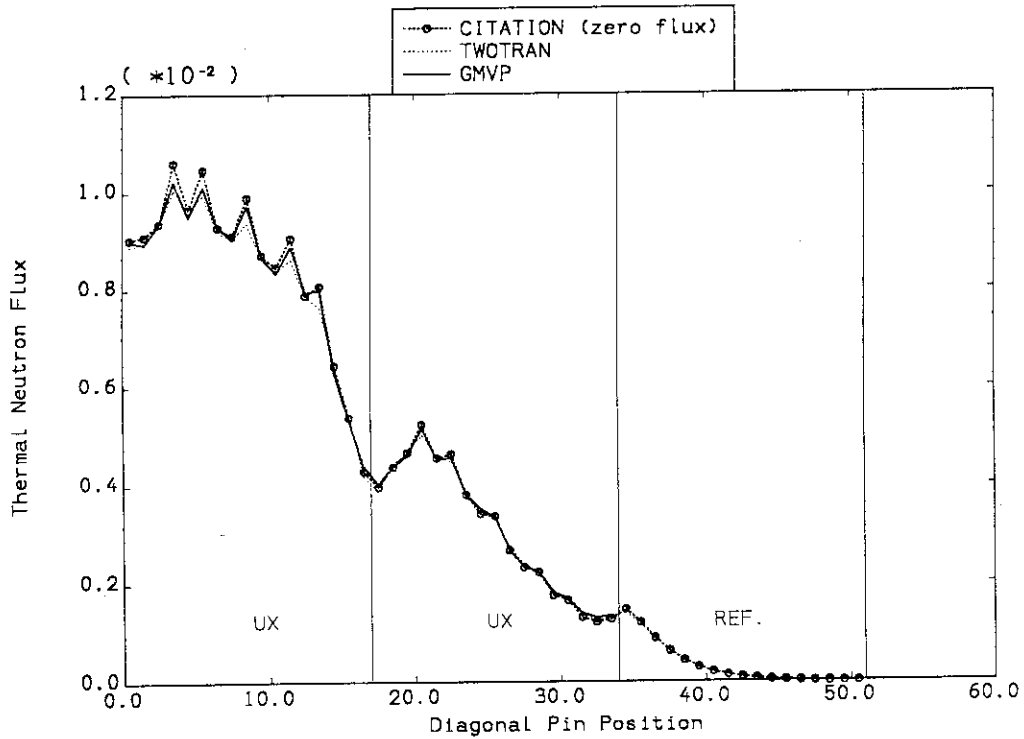


(f) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図4.5 の続き

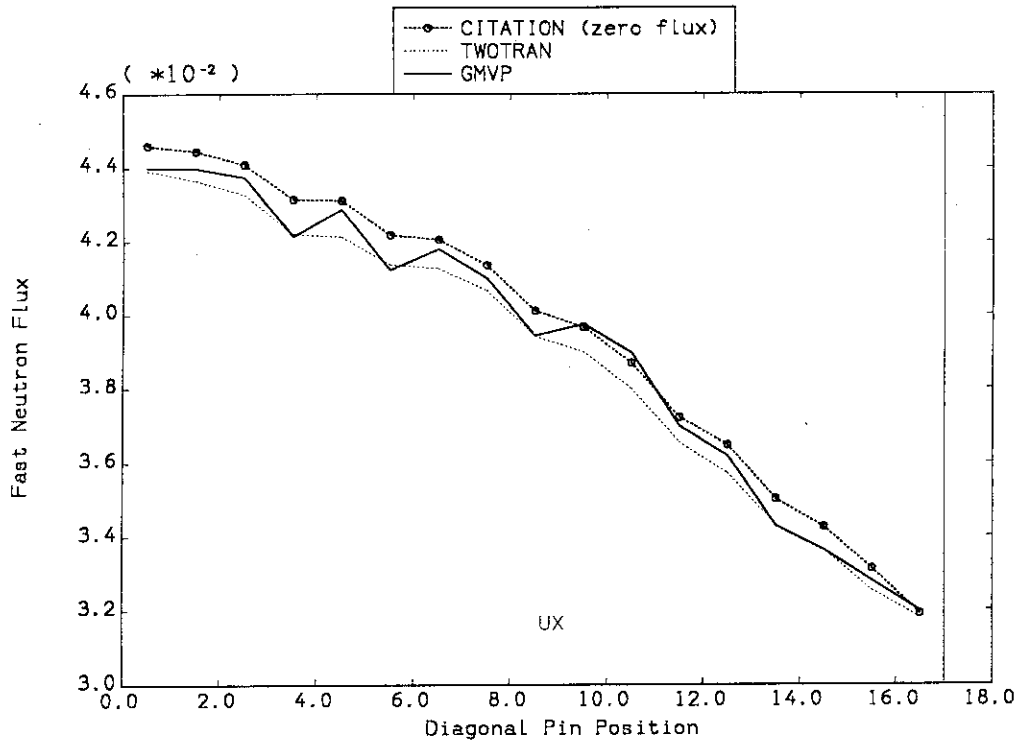


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

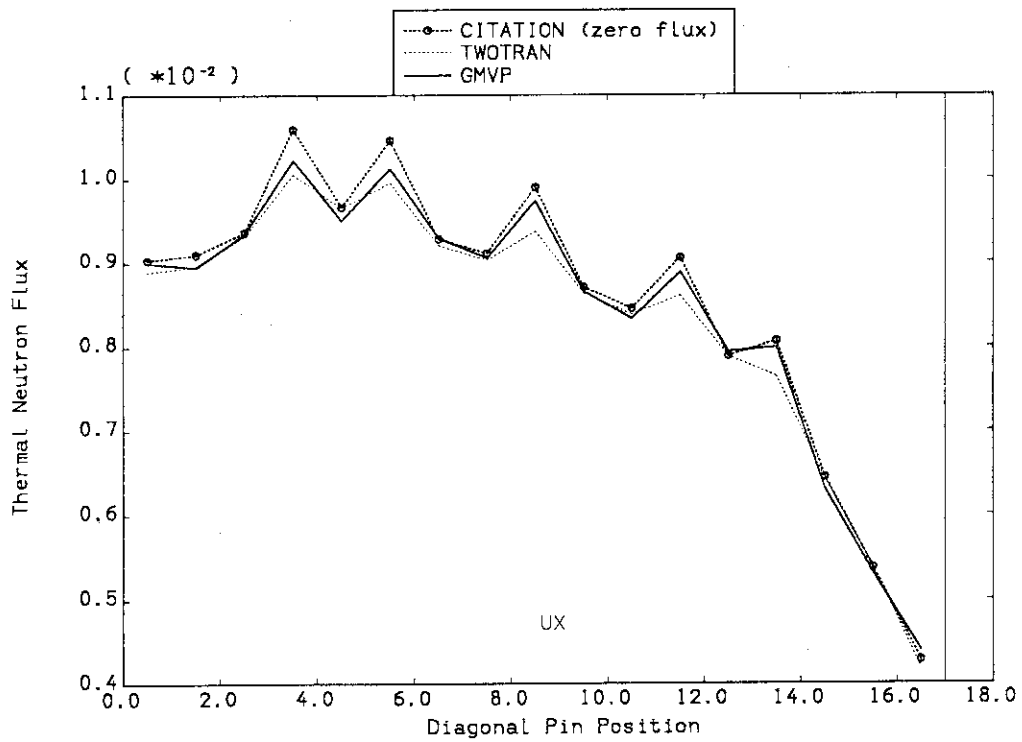


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図4.6 非均質詳細メッシュ計算によるC5炉心内中性子束分布の比較



(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'



(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図4.6 の続き

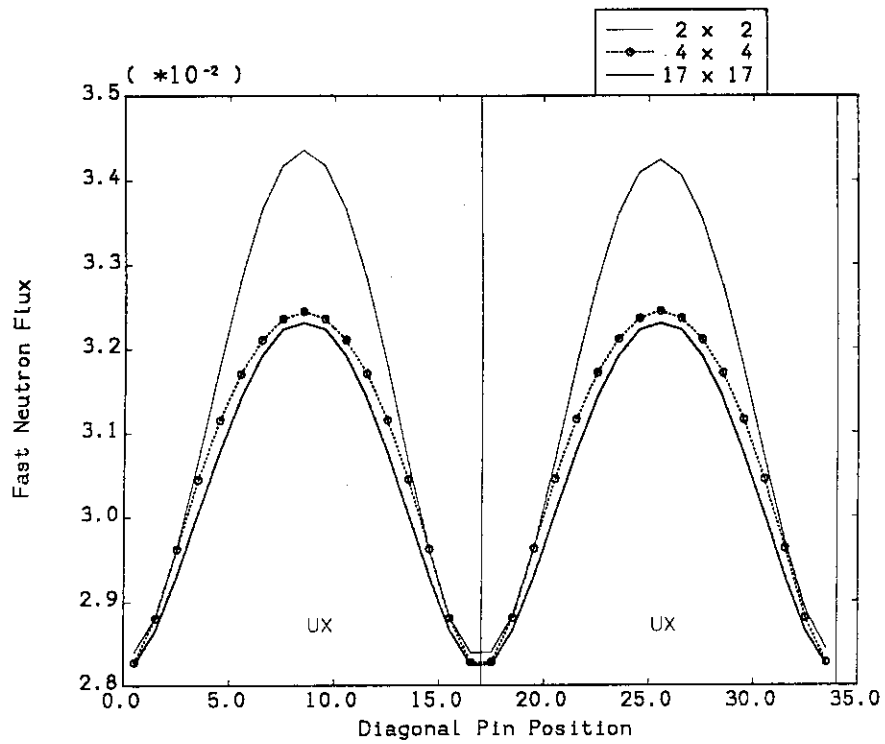
表5.1 粗メッシュ計算による各炉心実効増倍率のメッシュ間隔依存性

No. of meshes*	1 x 1	2 x 2	4 x 4	17 x 17	Reference
C1		0.84949 (-0.14)	0.84208 (-0.88)	0.83759 (-1.33)	0.85087
C2		1.01599 (-0.65)	1.01882 (-0.37)	1.02380 (0.13)	1.02252
C3	1.01348 (-0.42)	1.01429 (-0.33)	1.01577 (-0.19)	1.01847 (0.08)	1.01763
C4	0.90524 (-0.03)	0.90350 (-0.20)	0.90429 (-0.12)	0.90676 (0.13)	0.90551
C5	0.94682 (1.07)	0.93496 (0.12)	0.93267 (-0.35)	0.93703 (0.09)	0.93615

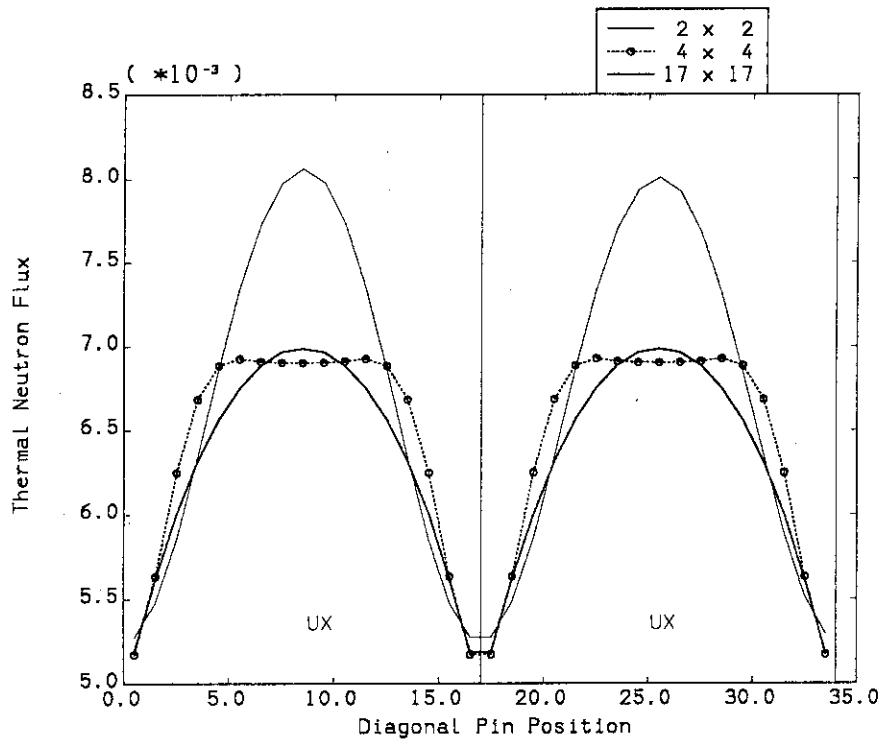
() : difference from the reference calculation (fine mesh diffusion calculations shown in Table 4.1), unit in % Δk

* : Number of meshes per assembly

Note, zero flux boundary condition is use at the C4 and C5 core edge

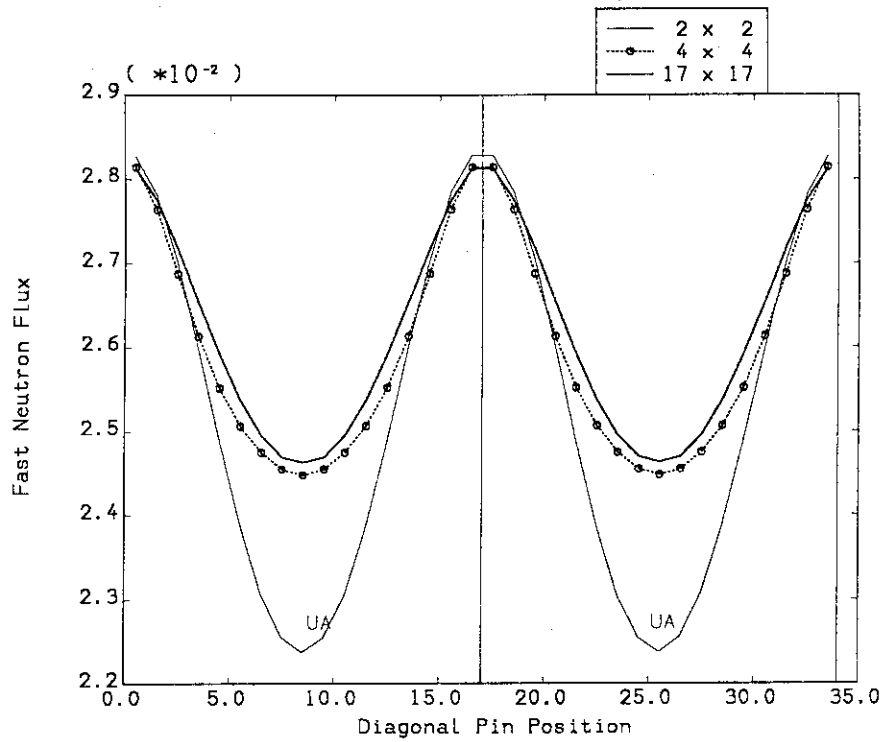


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

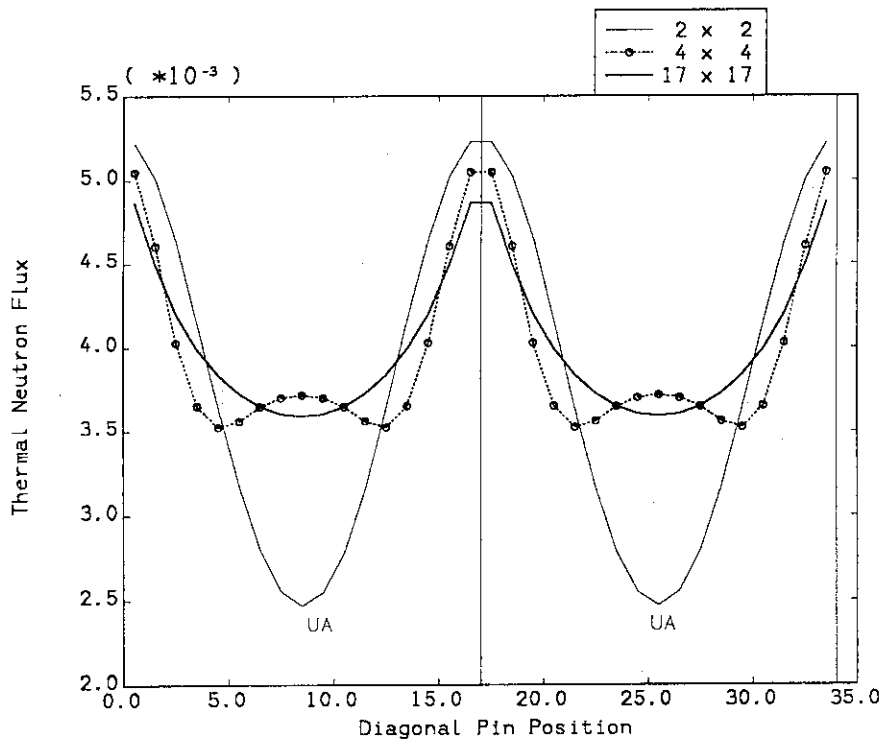


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.1 C1炉心内粗メッシュ中性子束分布のスプライン関数による内挿結果

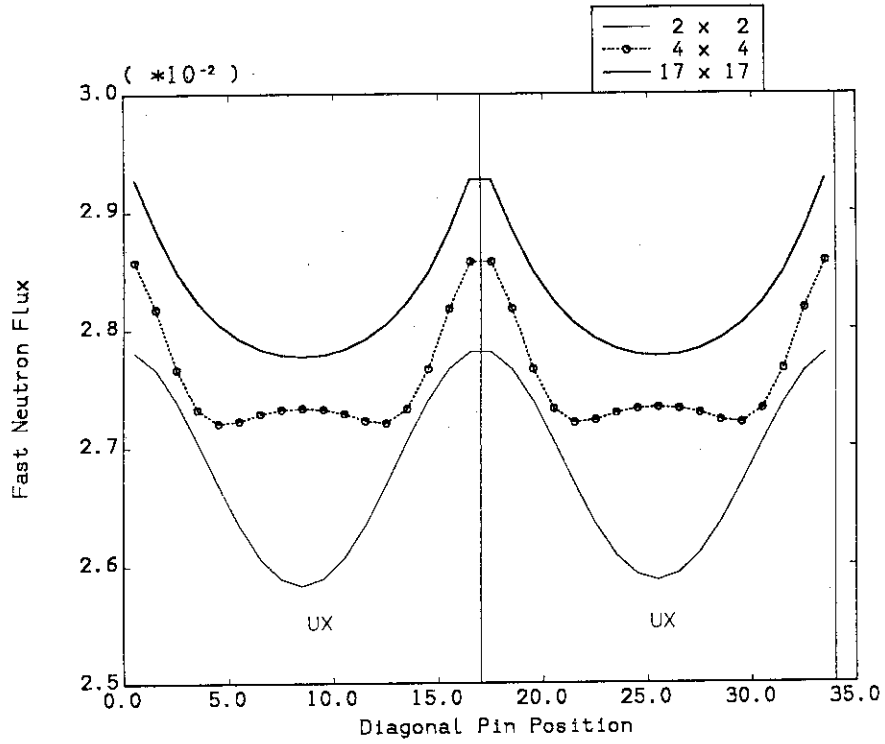


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

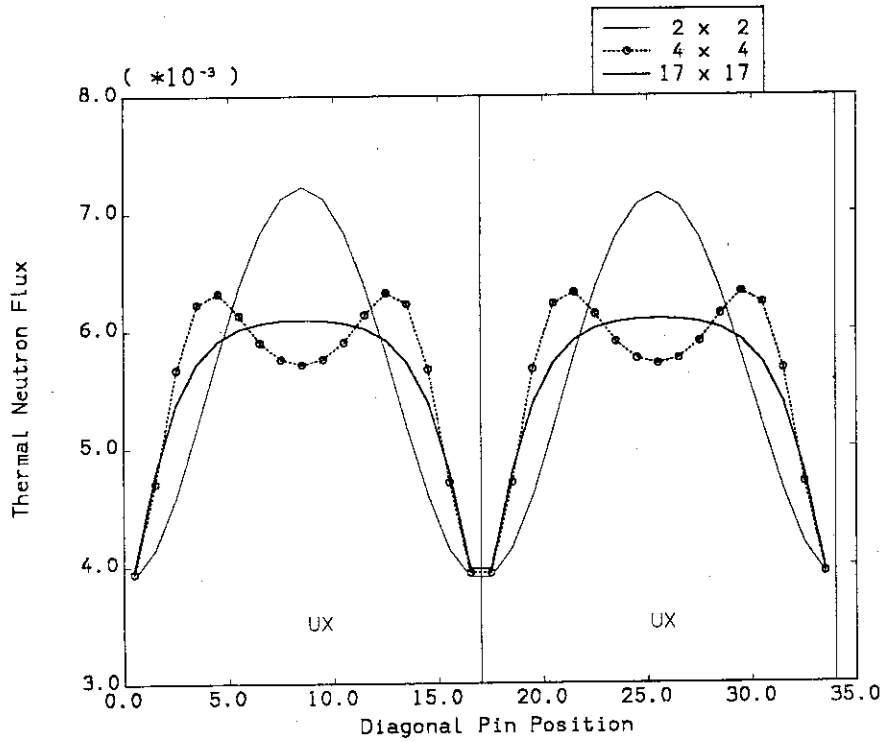


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.1 の続き

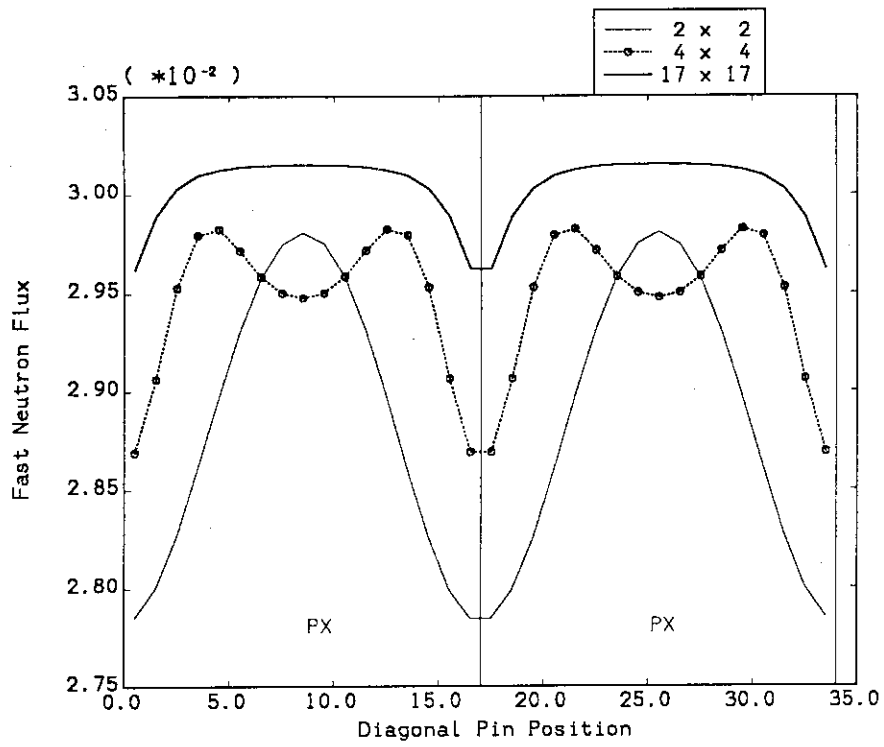


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

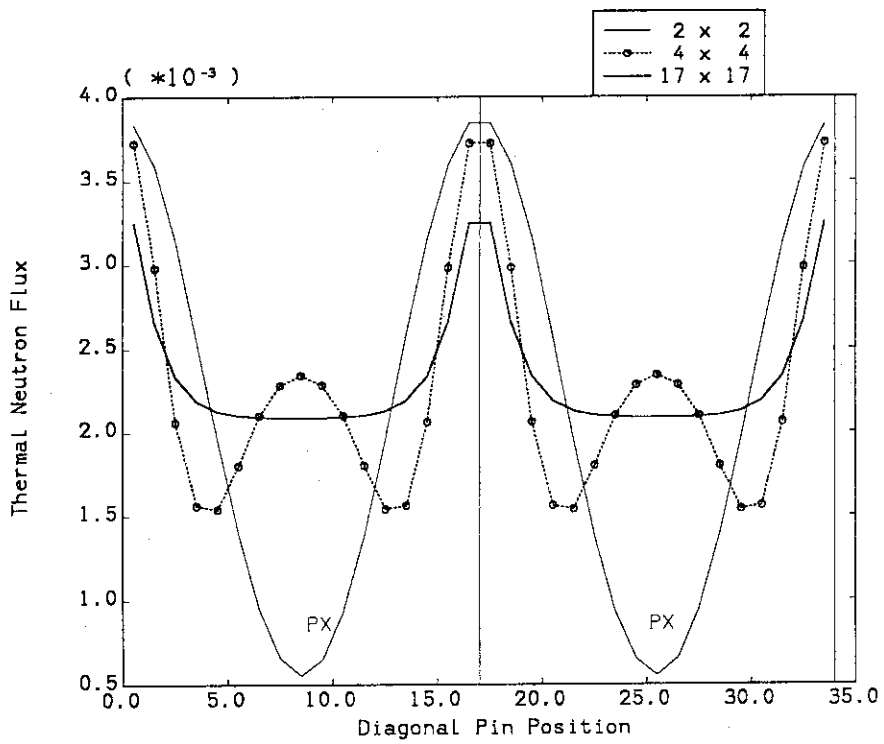


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.2 C 2 炉心内粗メッシュ中性子束分布のスプライン関数による内挿結果

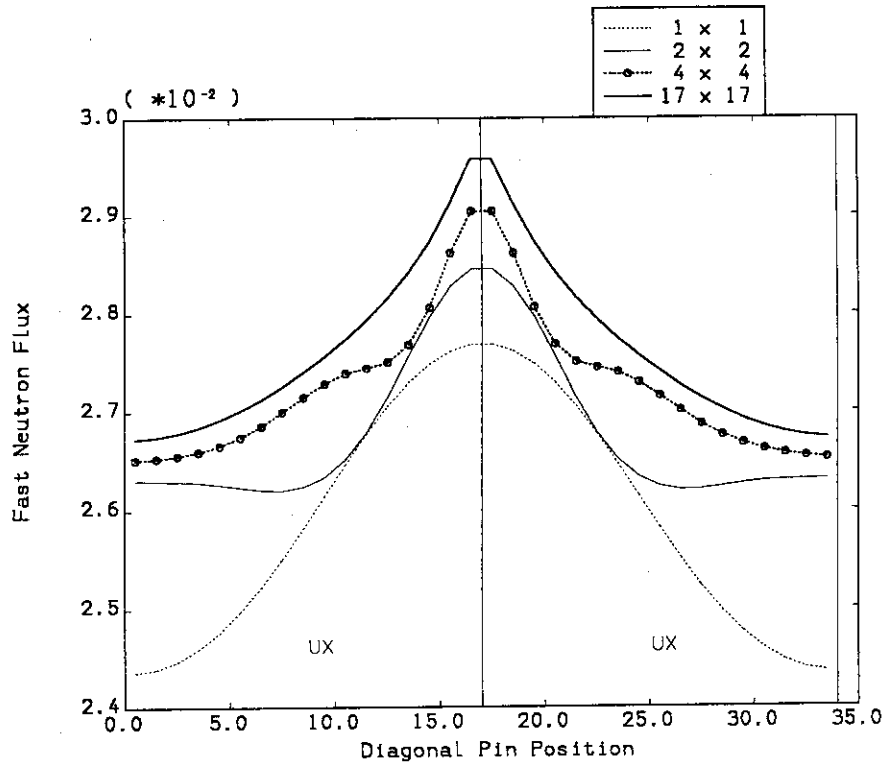


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

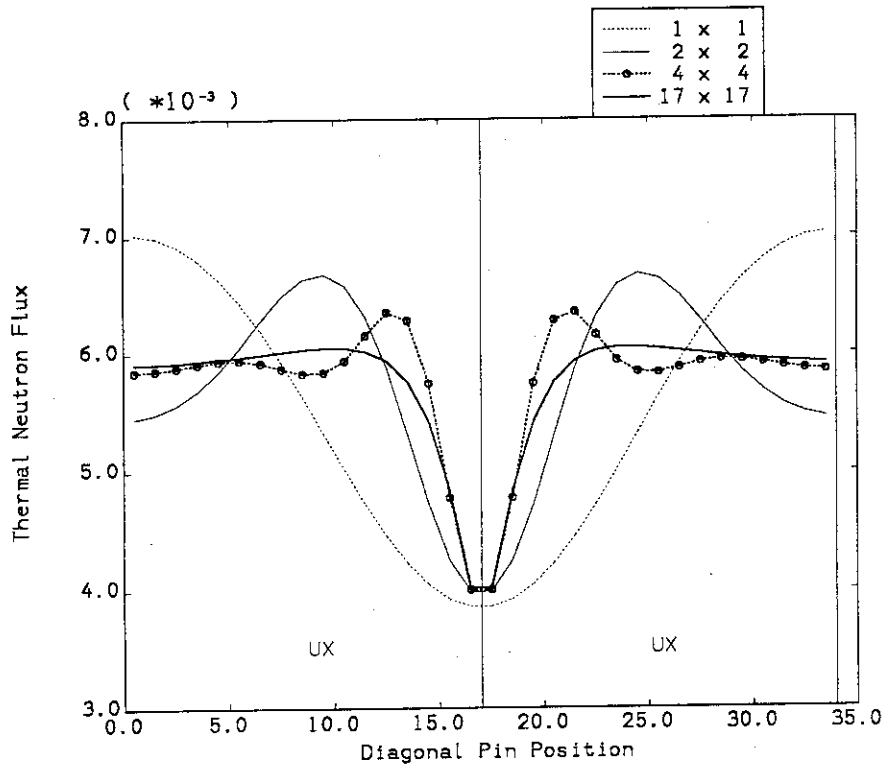


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図 5.2 の続き

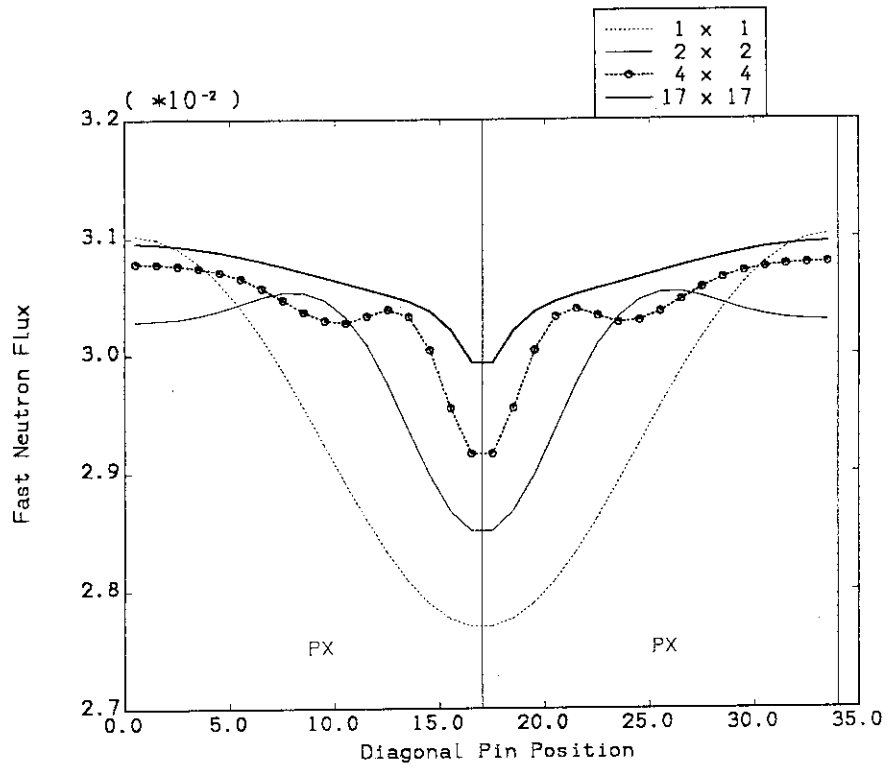


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

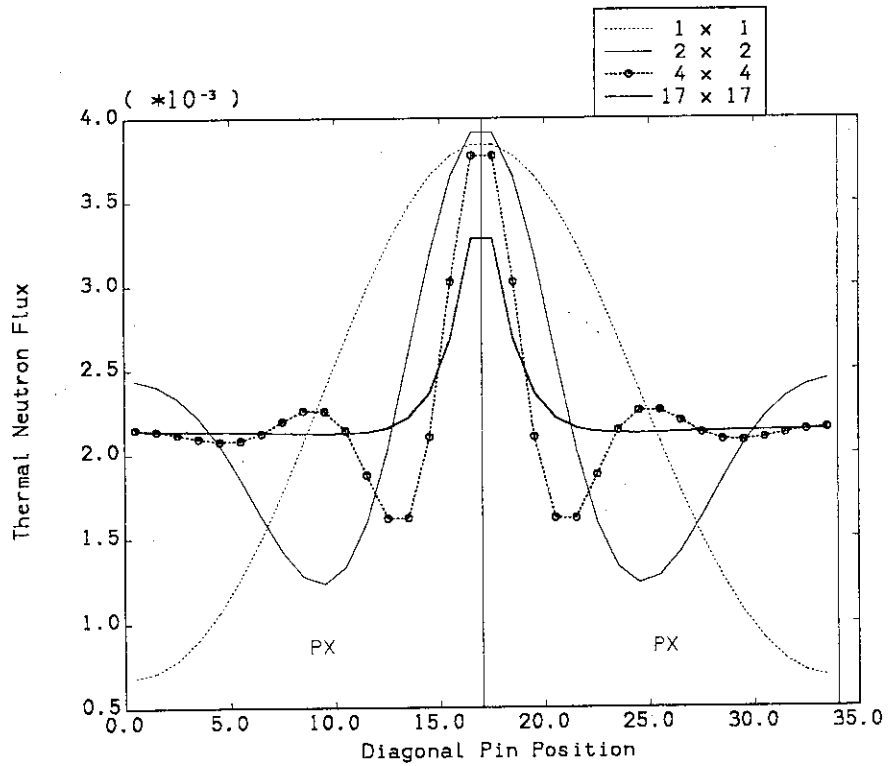


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.3 C3炉心内粗メッシュ中性子束分布のスプライン関数による内挿結果

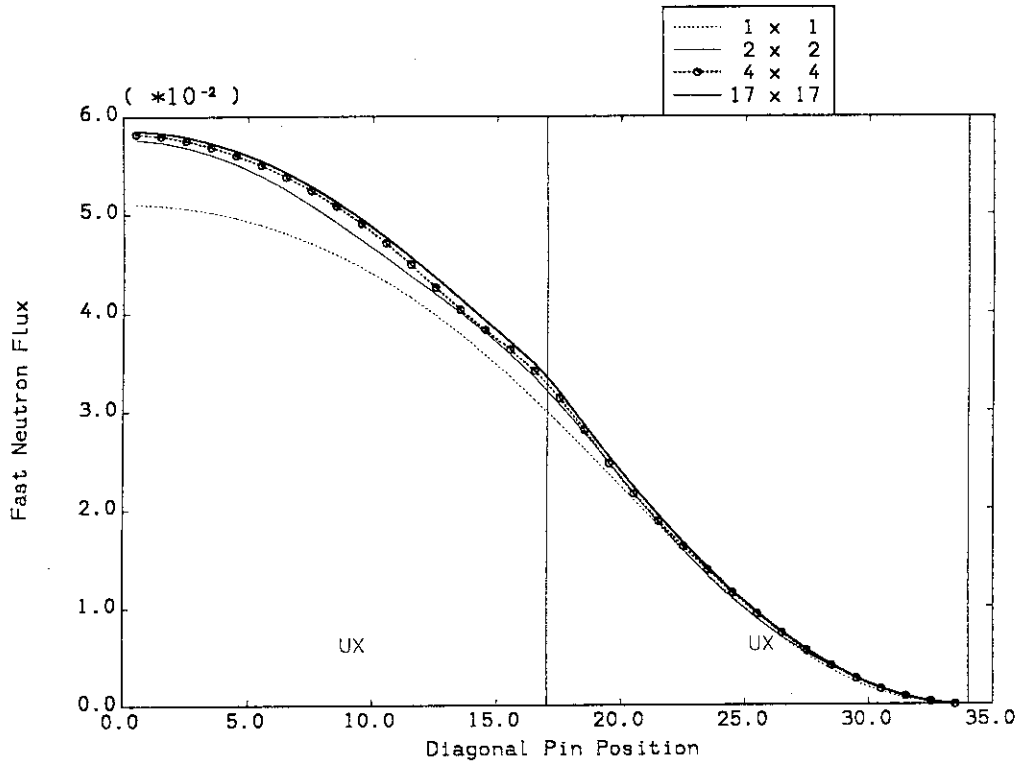


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

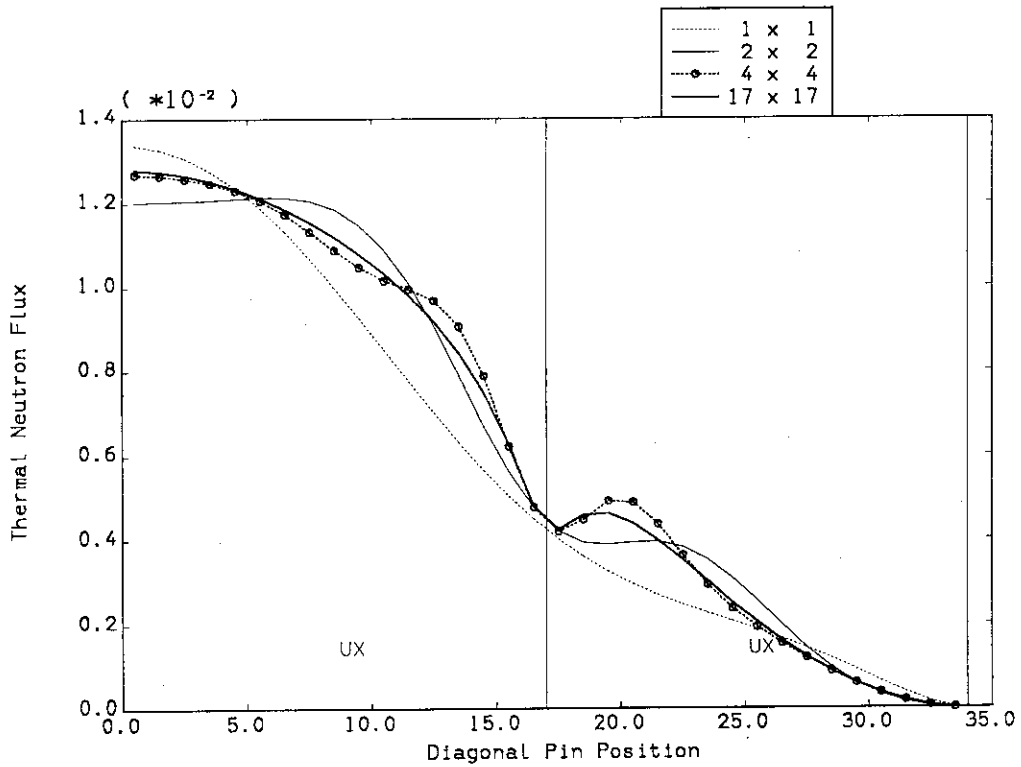


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.3 の続き

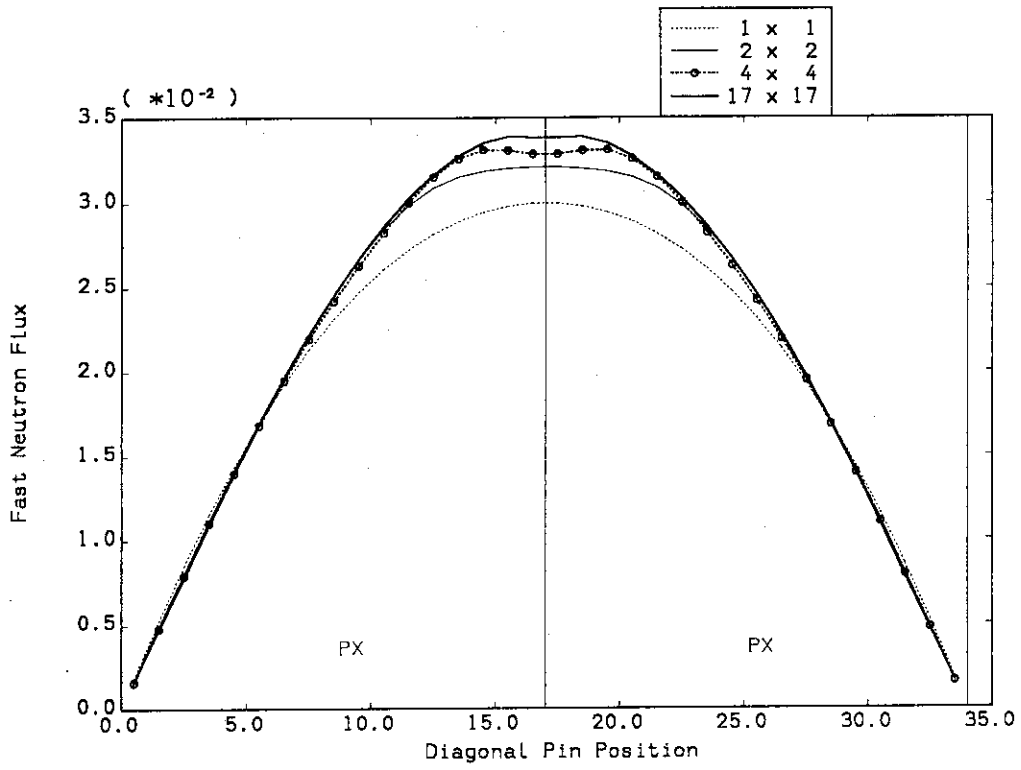


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

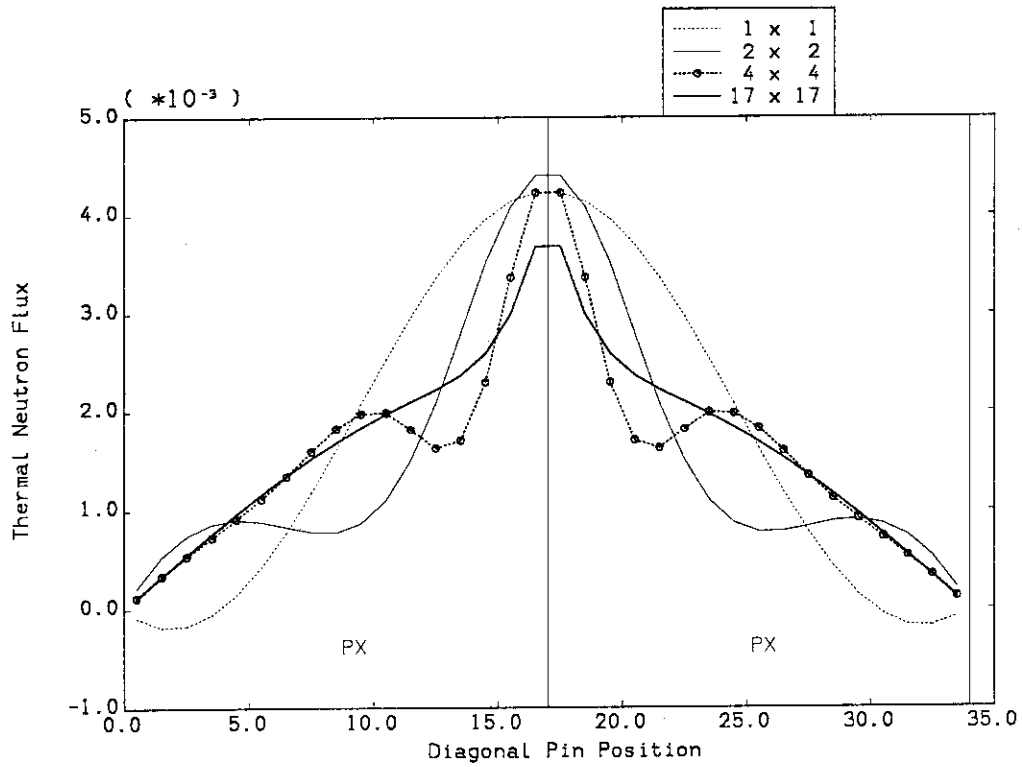


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.4 C4炉心内粗メッシュ中性子束分布のスプライン関数による内挿結果

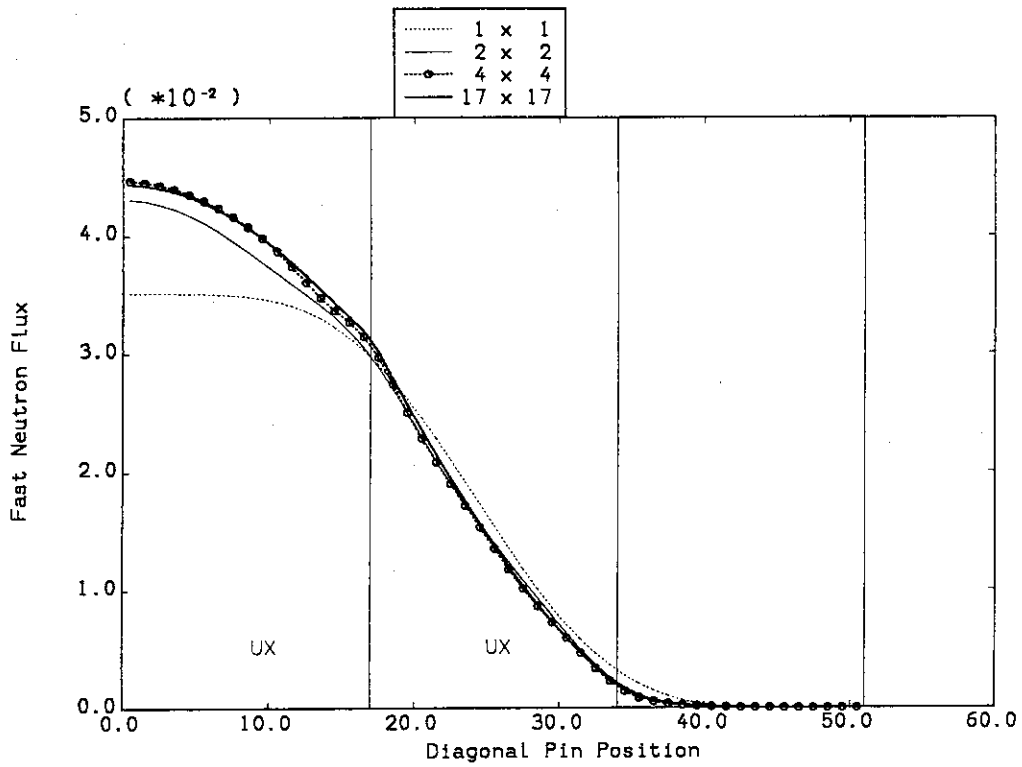


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

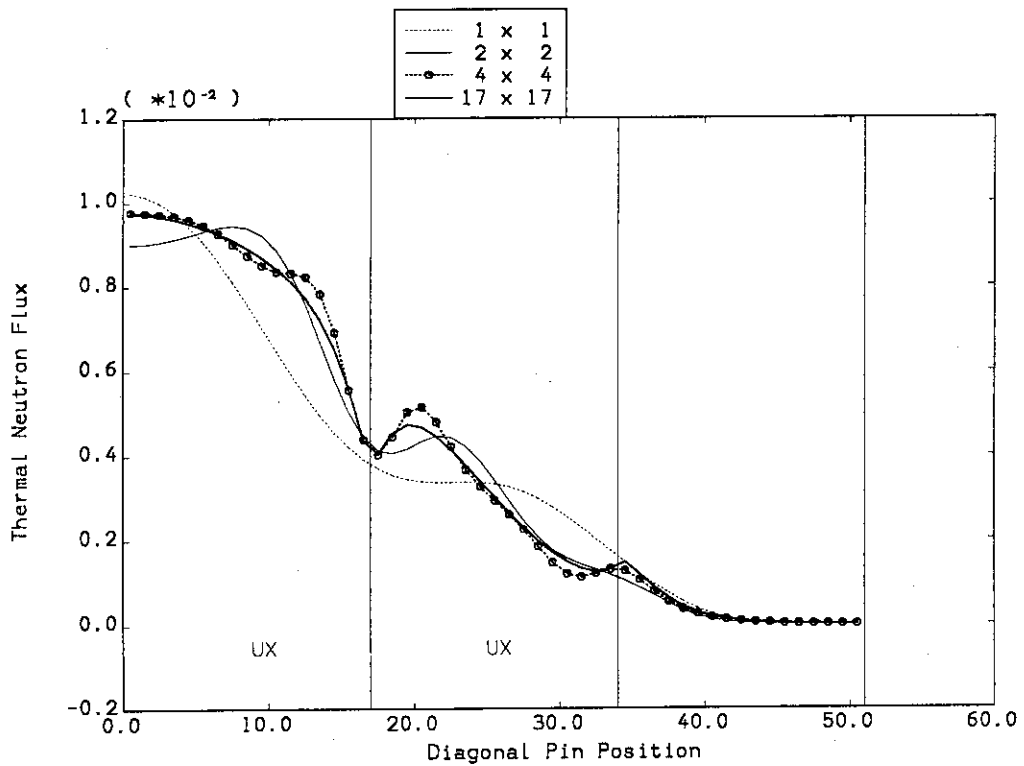


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.4 の続き

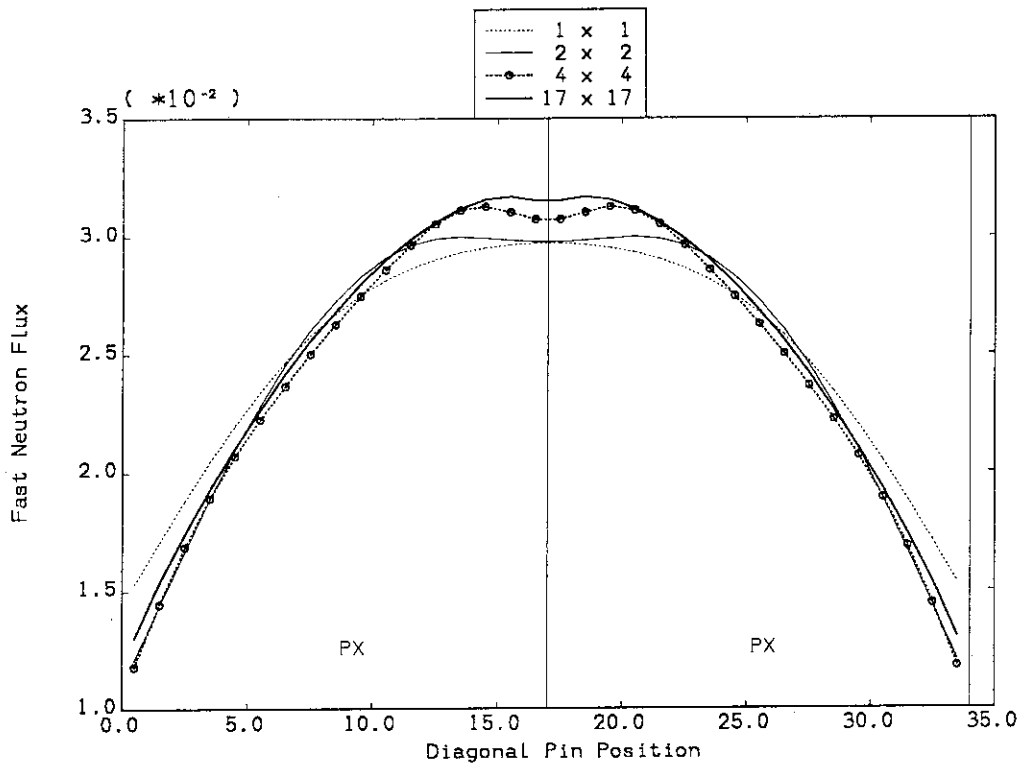


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

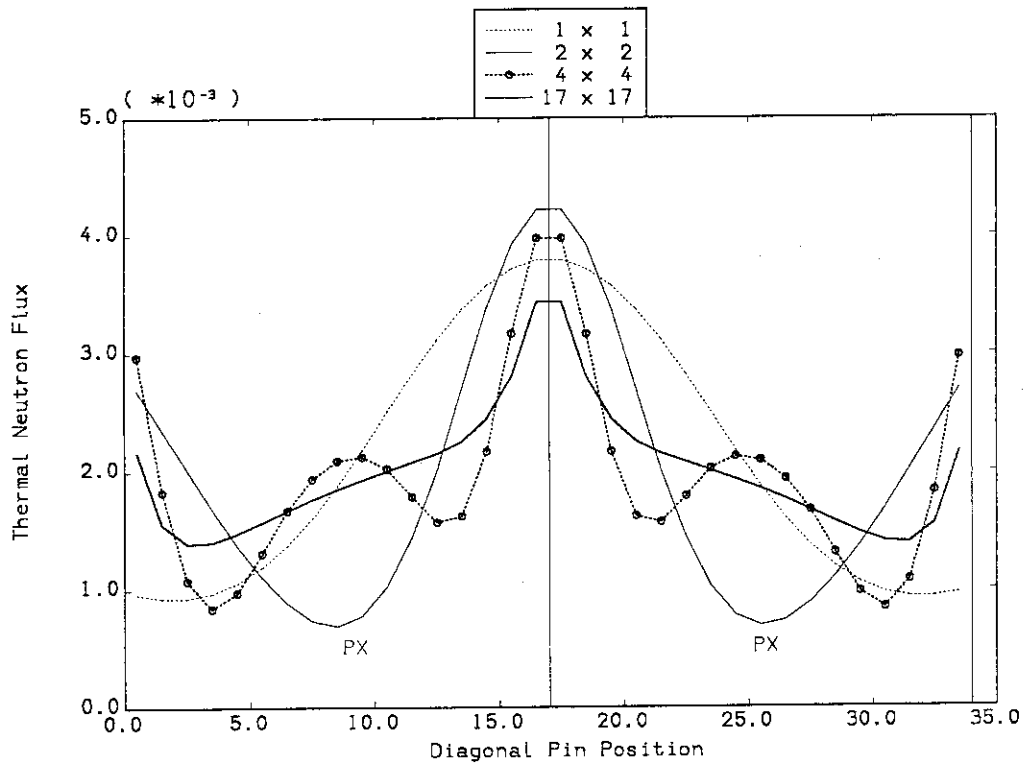


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.5 C 5 炉心内粗メッシュ中性子束分布のスプライン関数による内挿結果

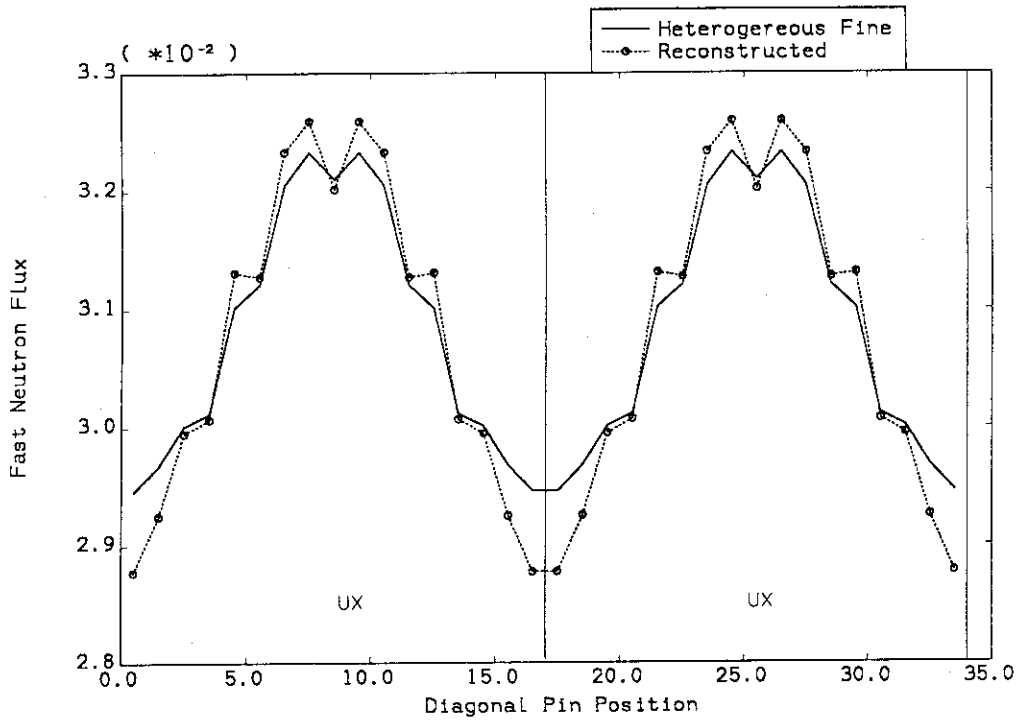


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

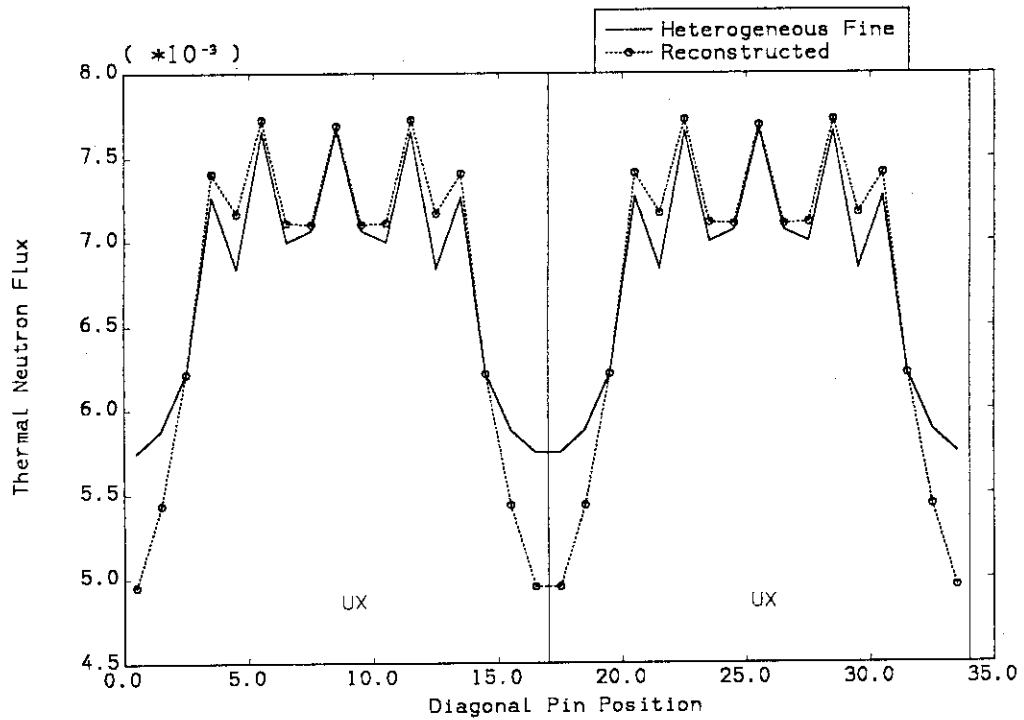


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図 5.5 の続き

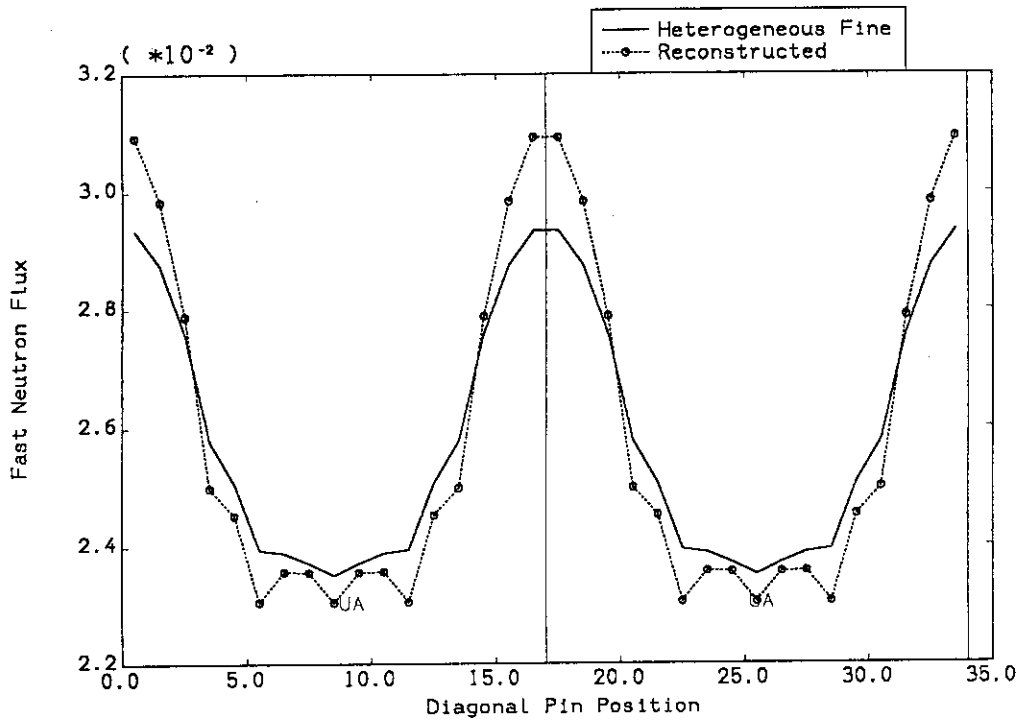


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

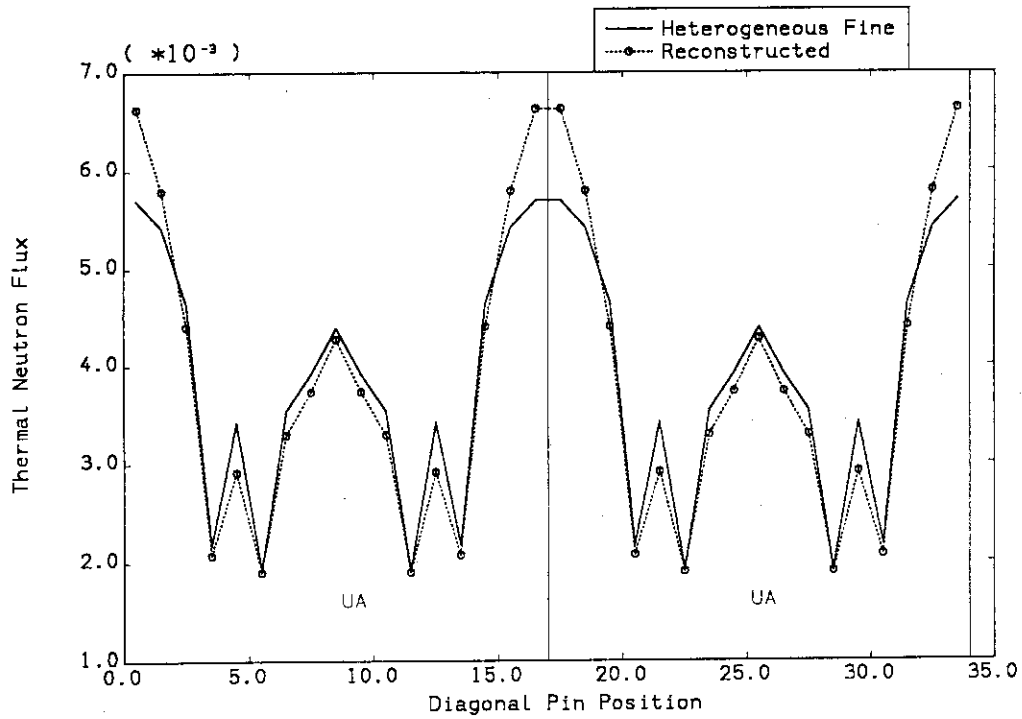


(b) Thermal Flux Distributions in Direction 'A'

図5.6 再構築手法及び非均質詳細メッシュ計算によるC1炉心内中性子束分布の比較

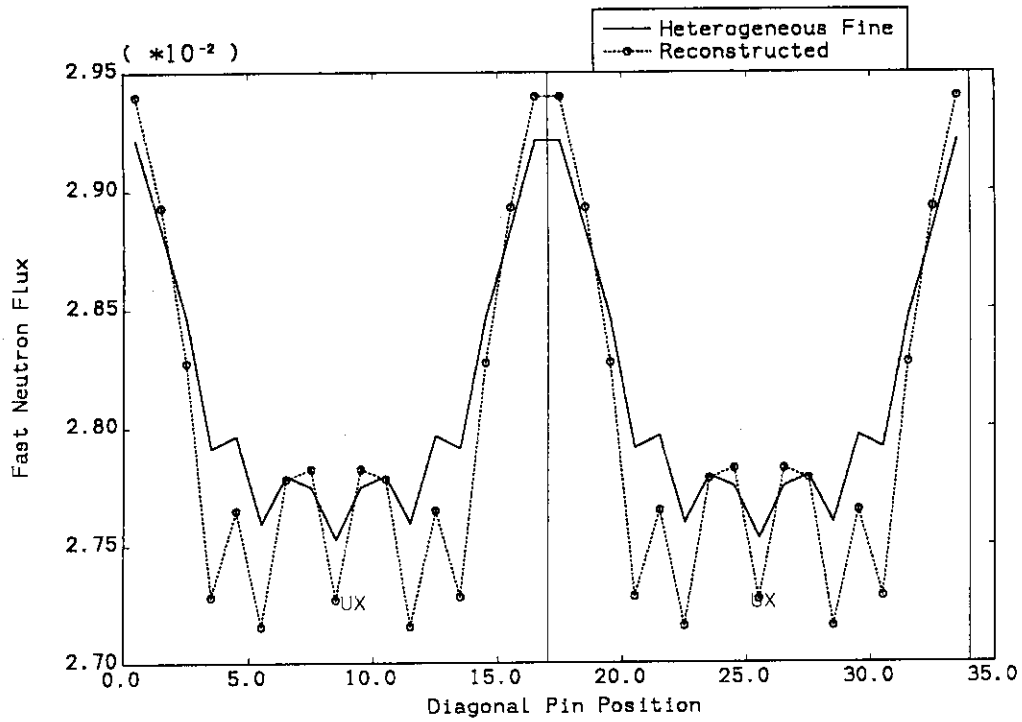


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

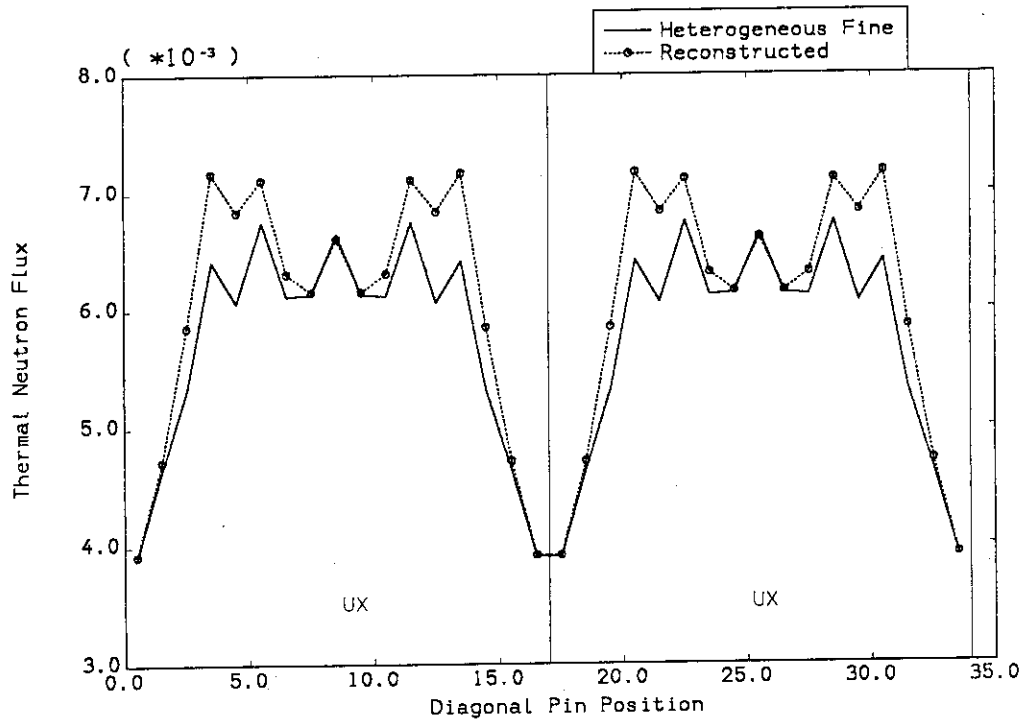


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.6 の続き

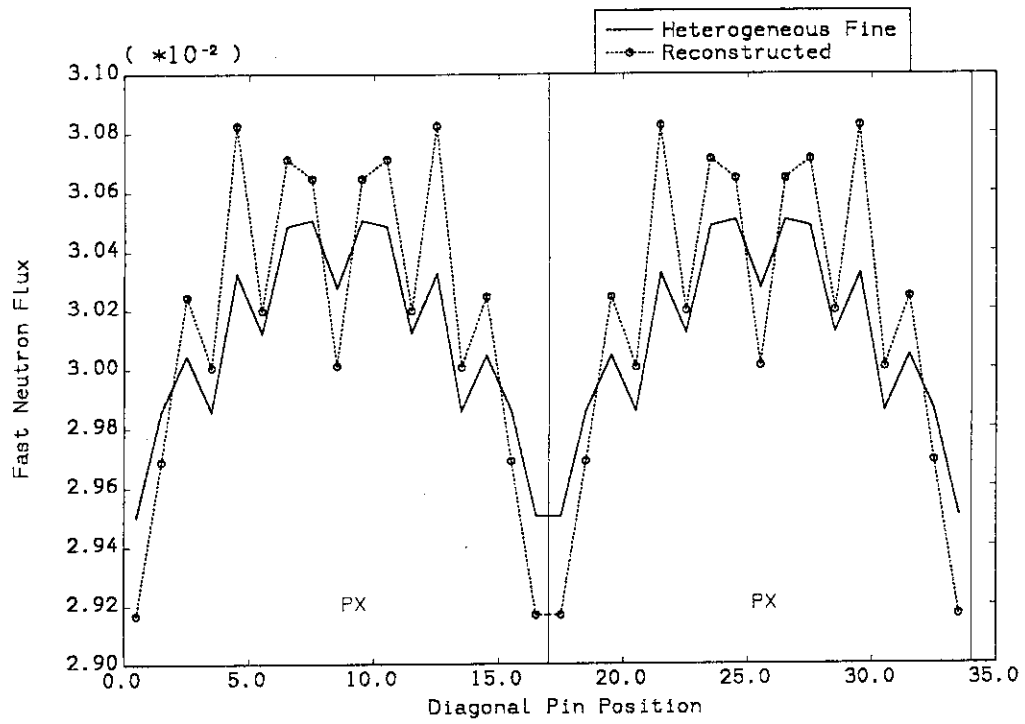


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

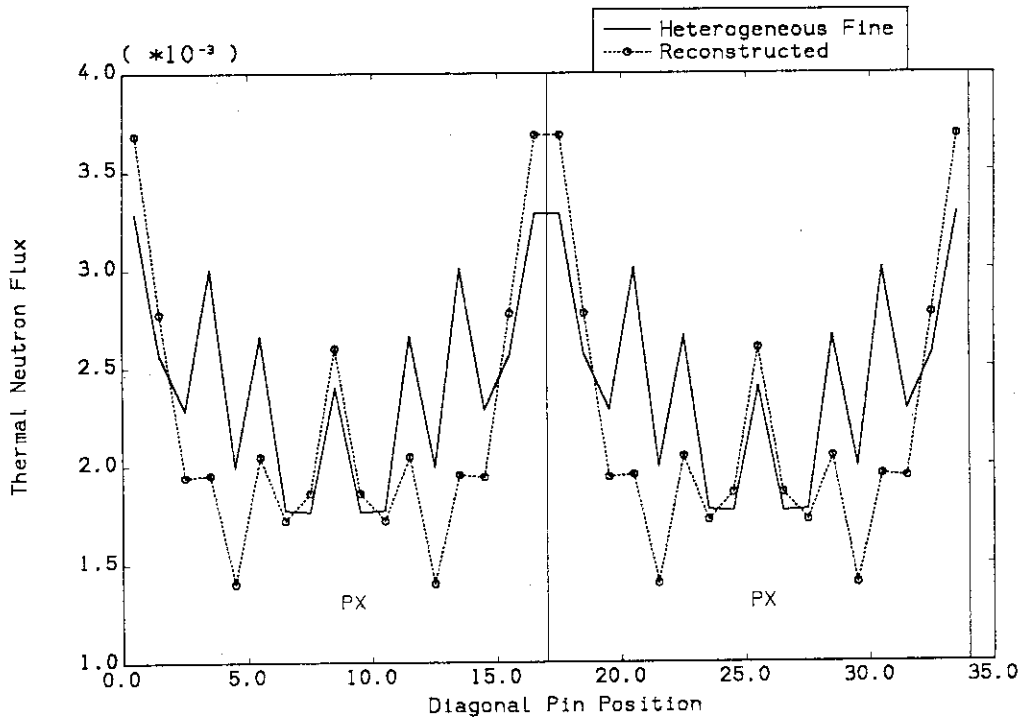


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.7 再構築手法及び非均質詳細メッシュ計算によるC2炉心中性子束分布の比較

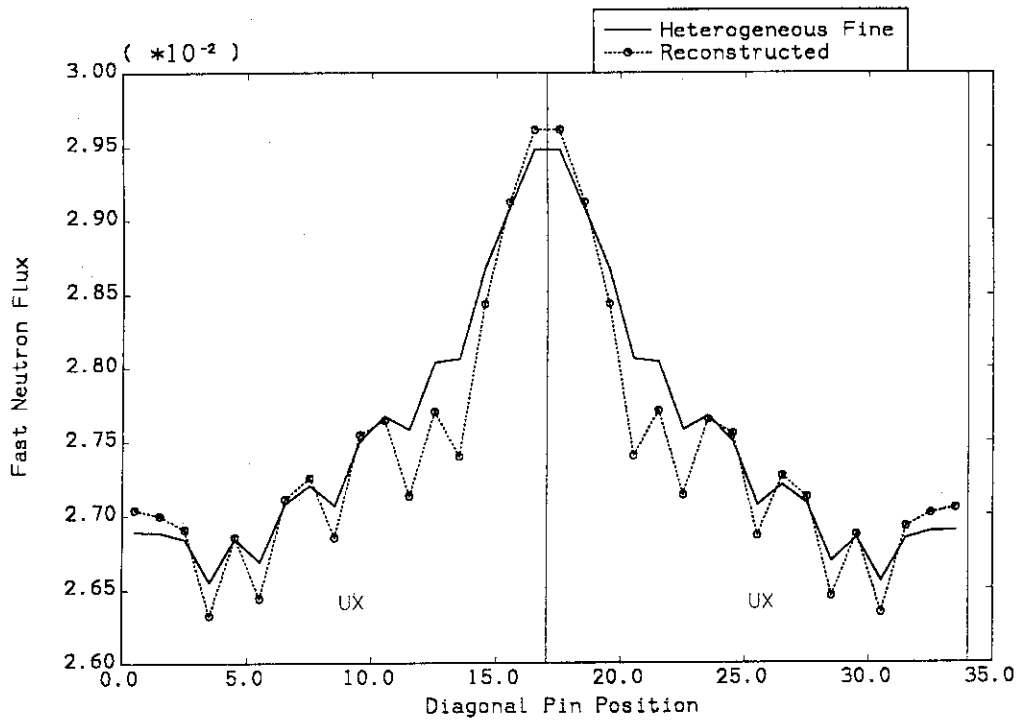


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

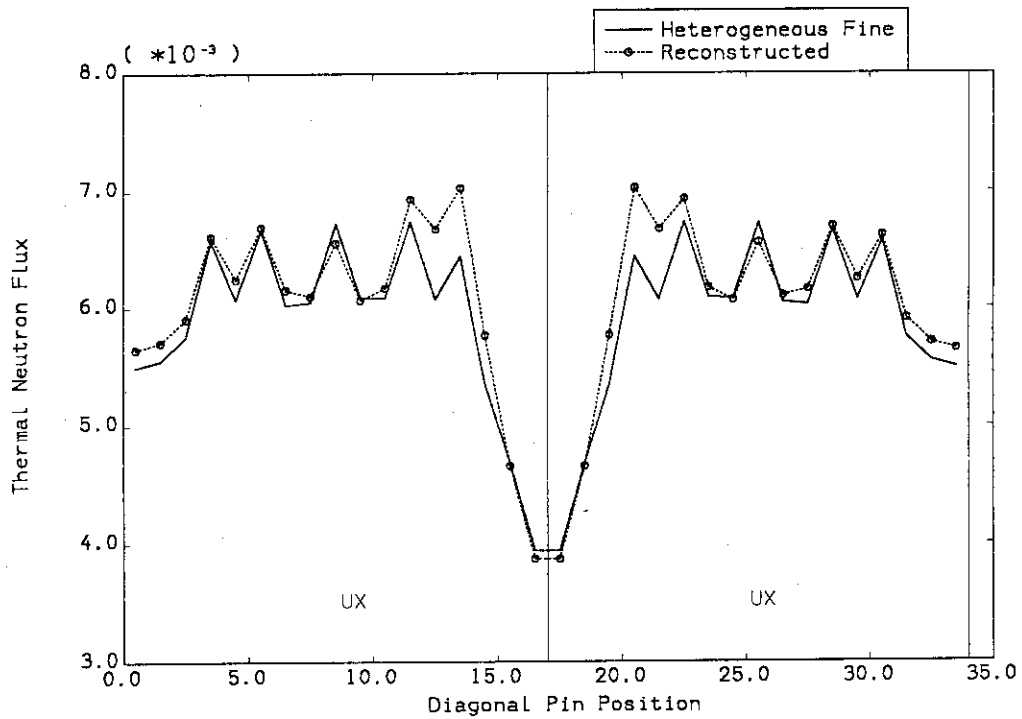


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.7 の続き

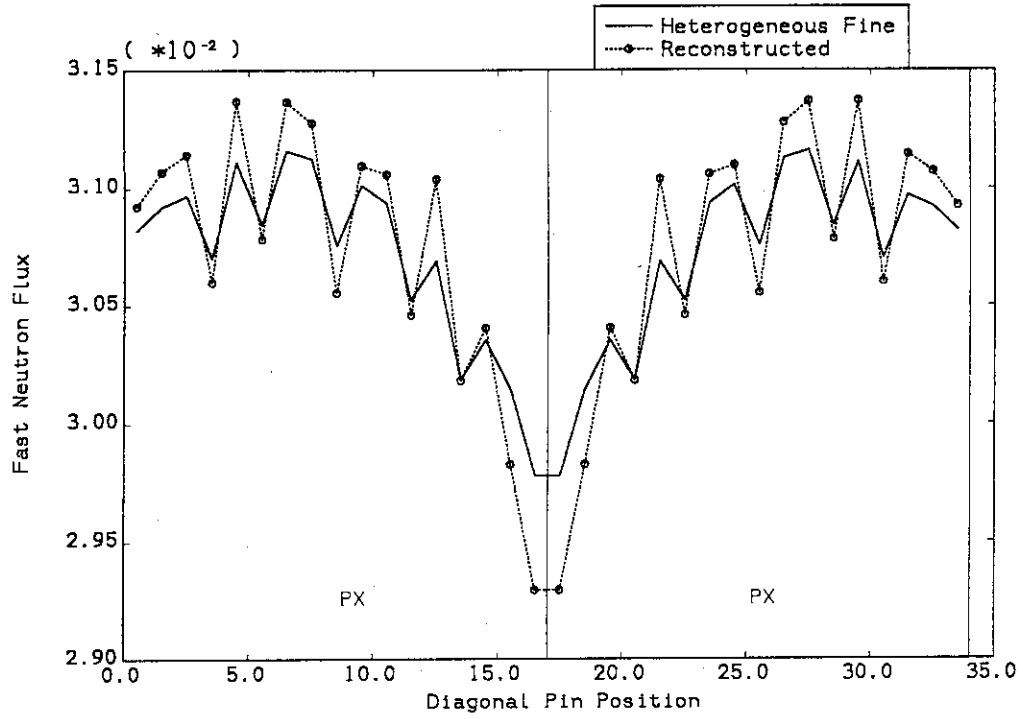


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

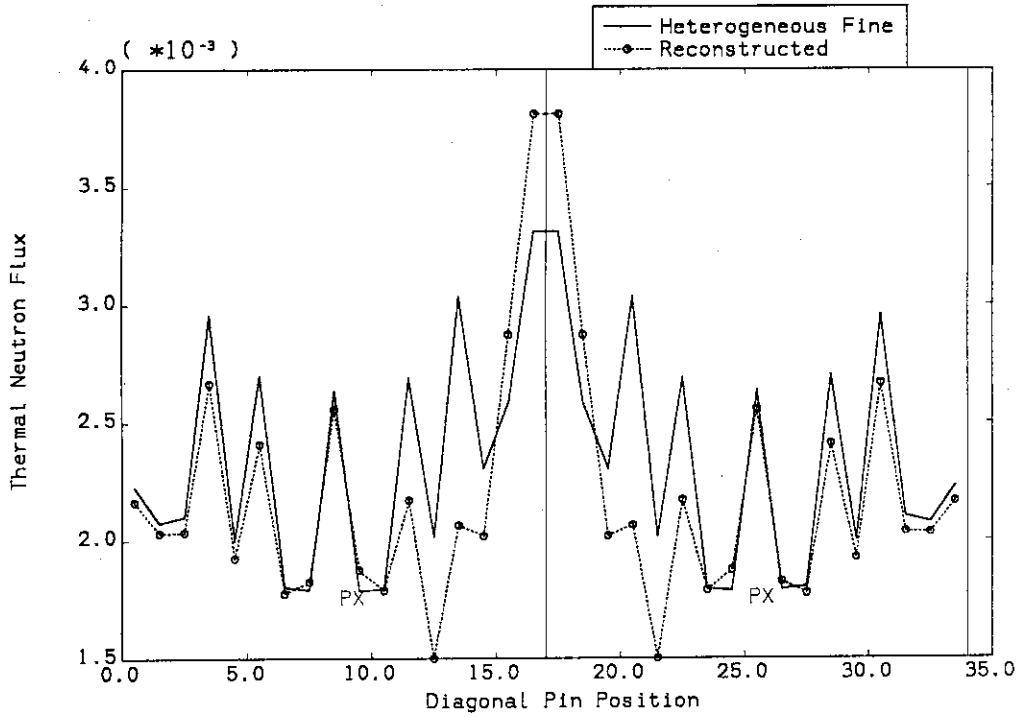


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.8 再構築手法及び非均質詳細メッシュ計算によるC3炉心内中性子束分布の比較

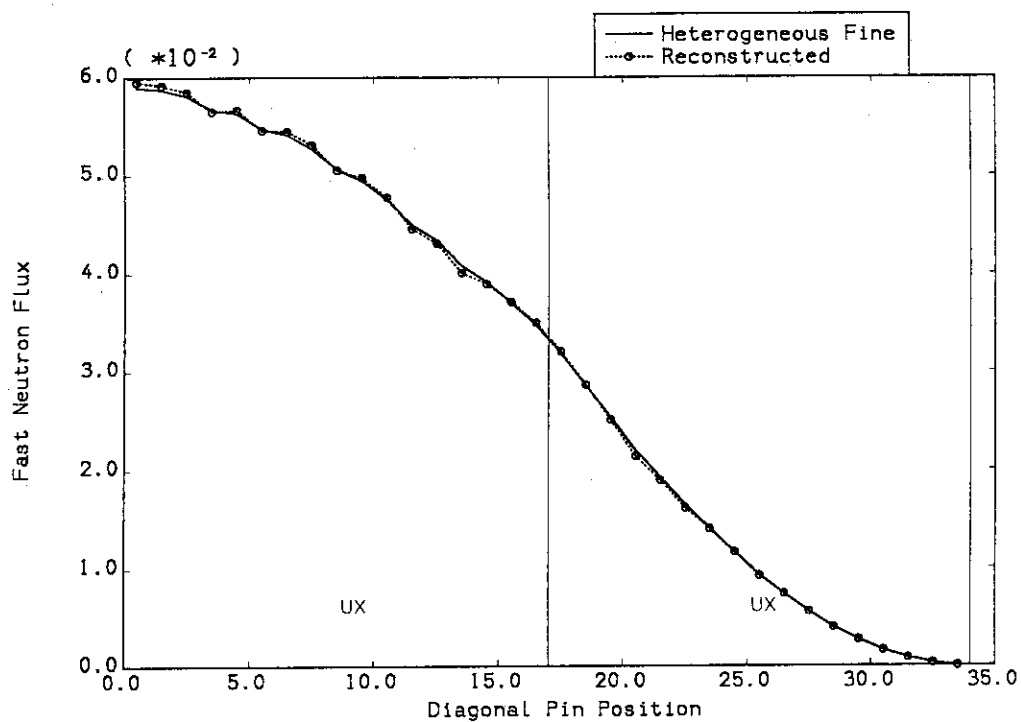


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

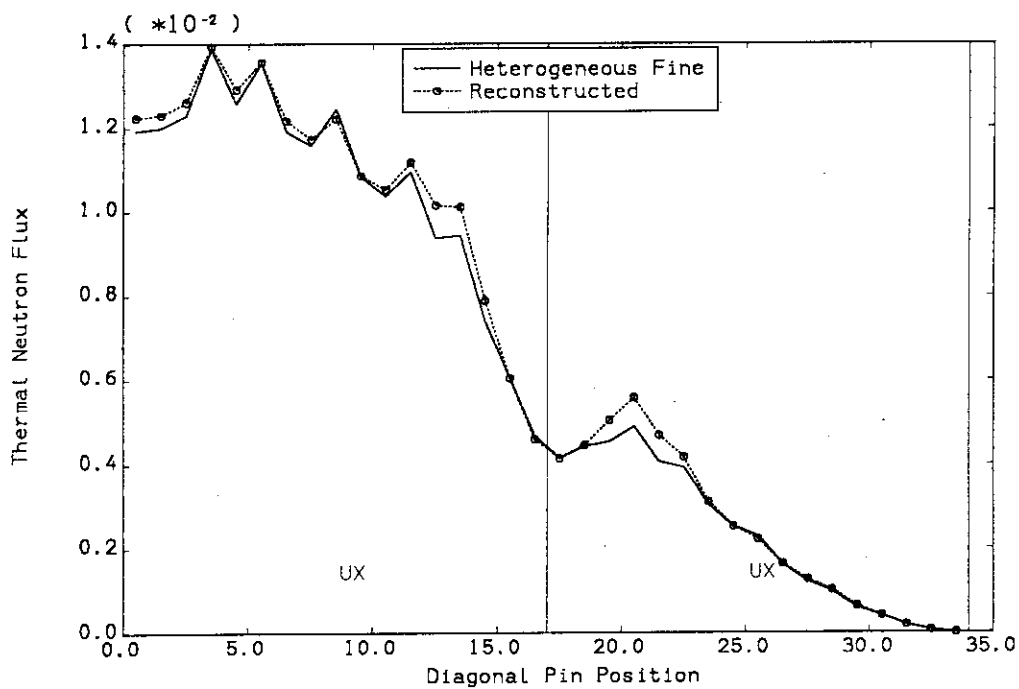


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.8 の続き

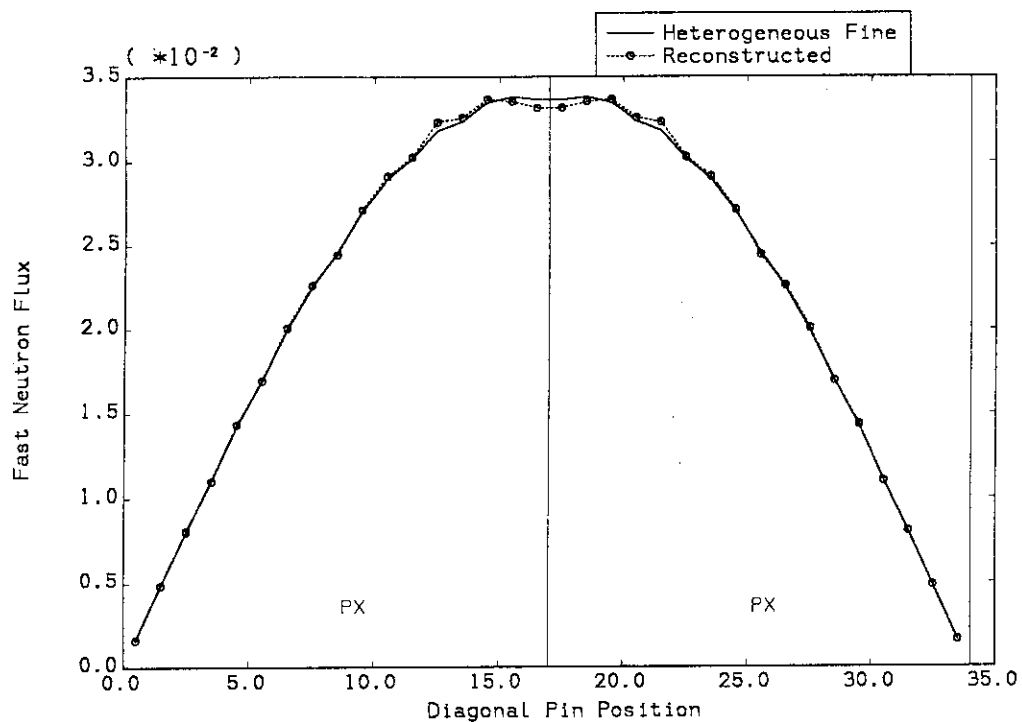


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

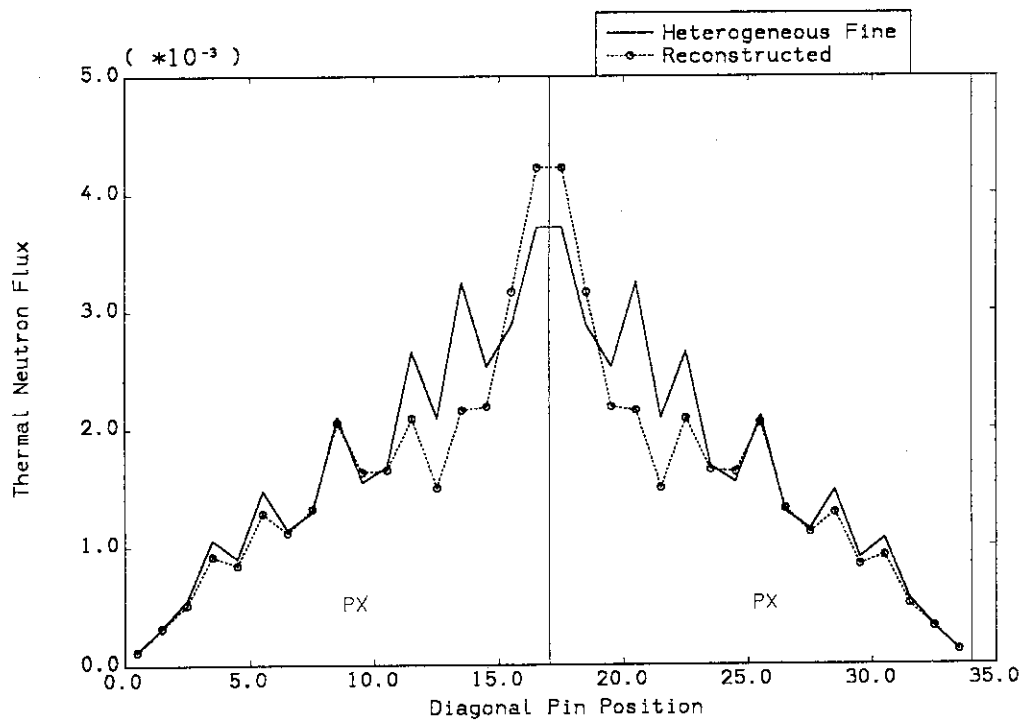


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.9 再構築手法及び非均質詳細メッシュ計算によるC4炉心内中性子束分布の比較

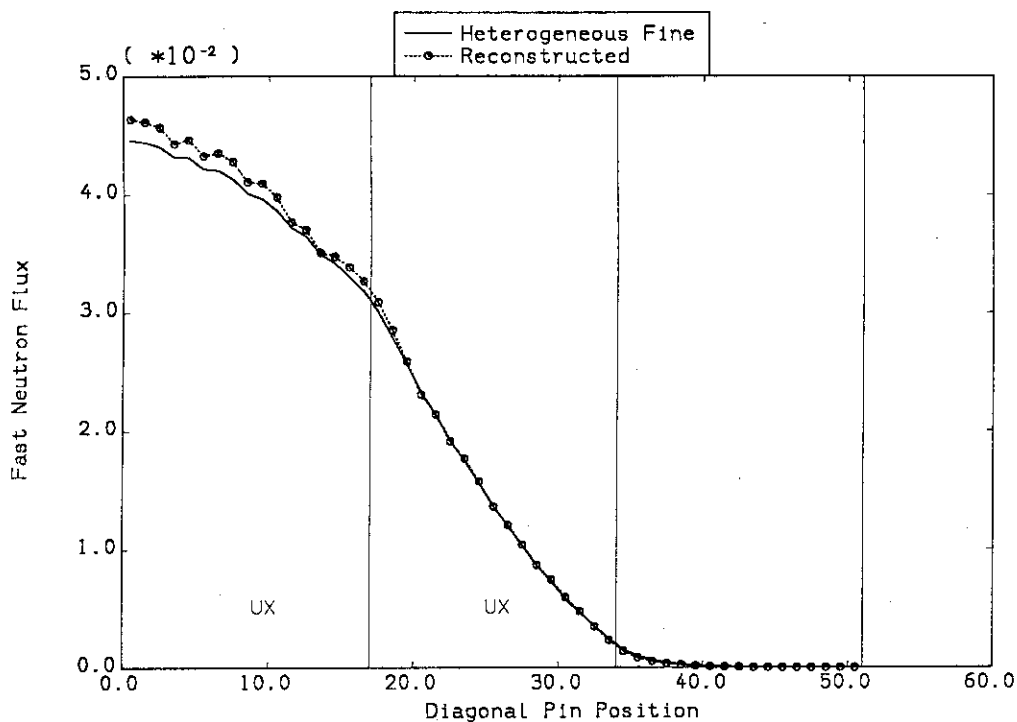


(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

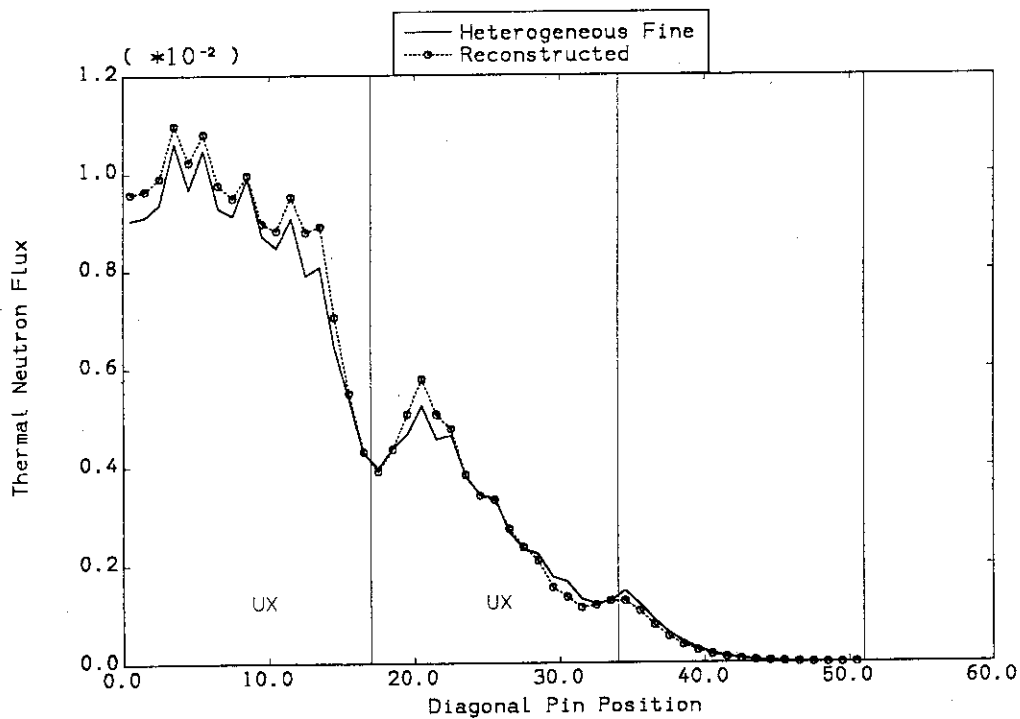


(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.9 の続き

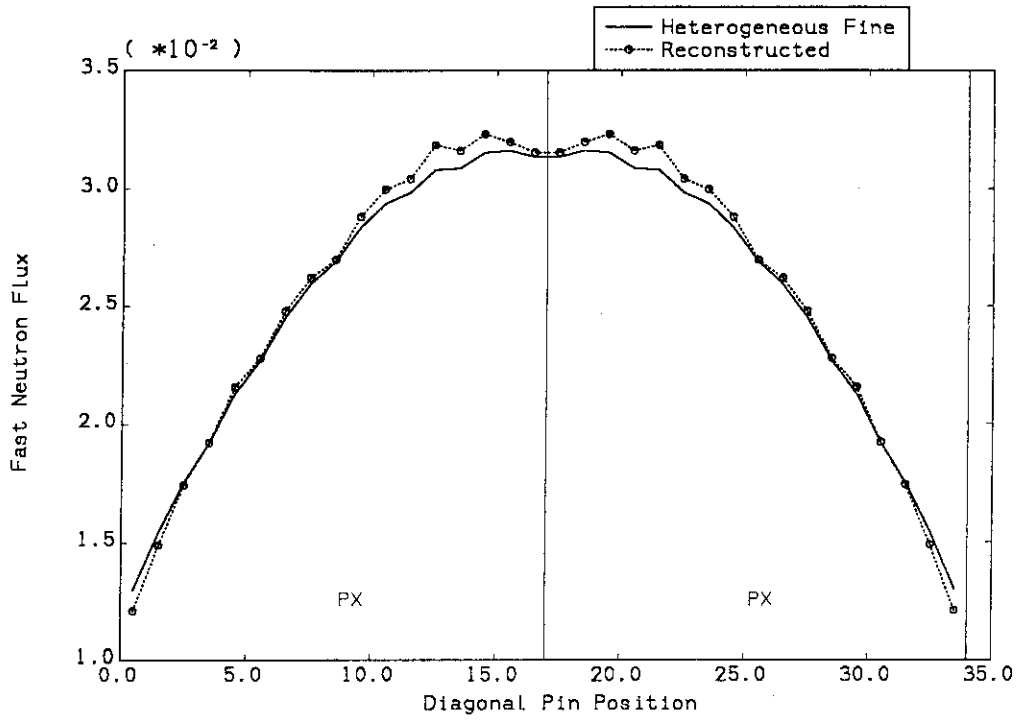


(a) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

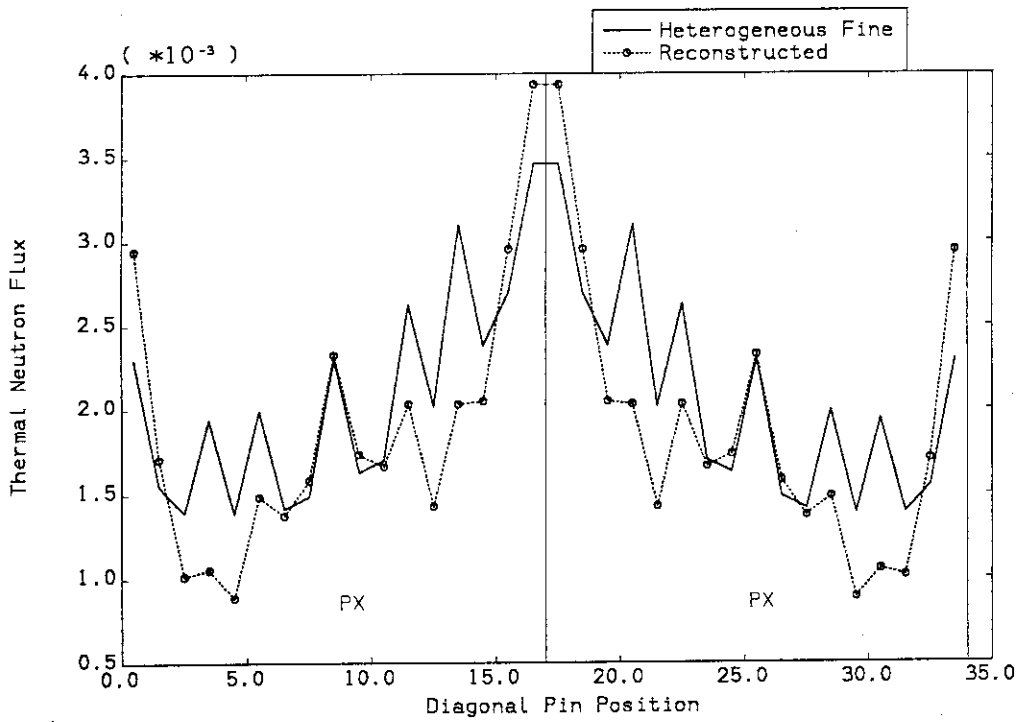


(b) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'A'

図5.10 再構築手法及び非均質詳細メッシュ計算によるC5炉心内中性子束分布の比較



(c) Fast Neutron Flux Distributions in Direction 'B'



(d) Thermal Neutron Flux Distributions in Direction 'B'

図5.10 の続き

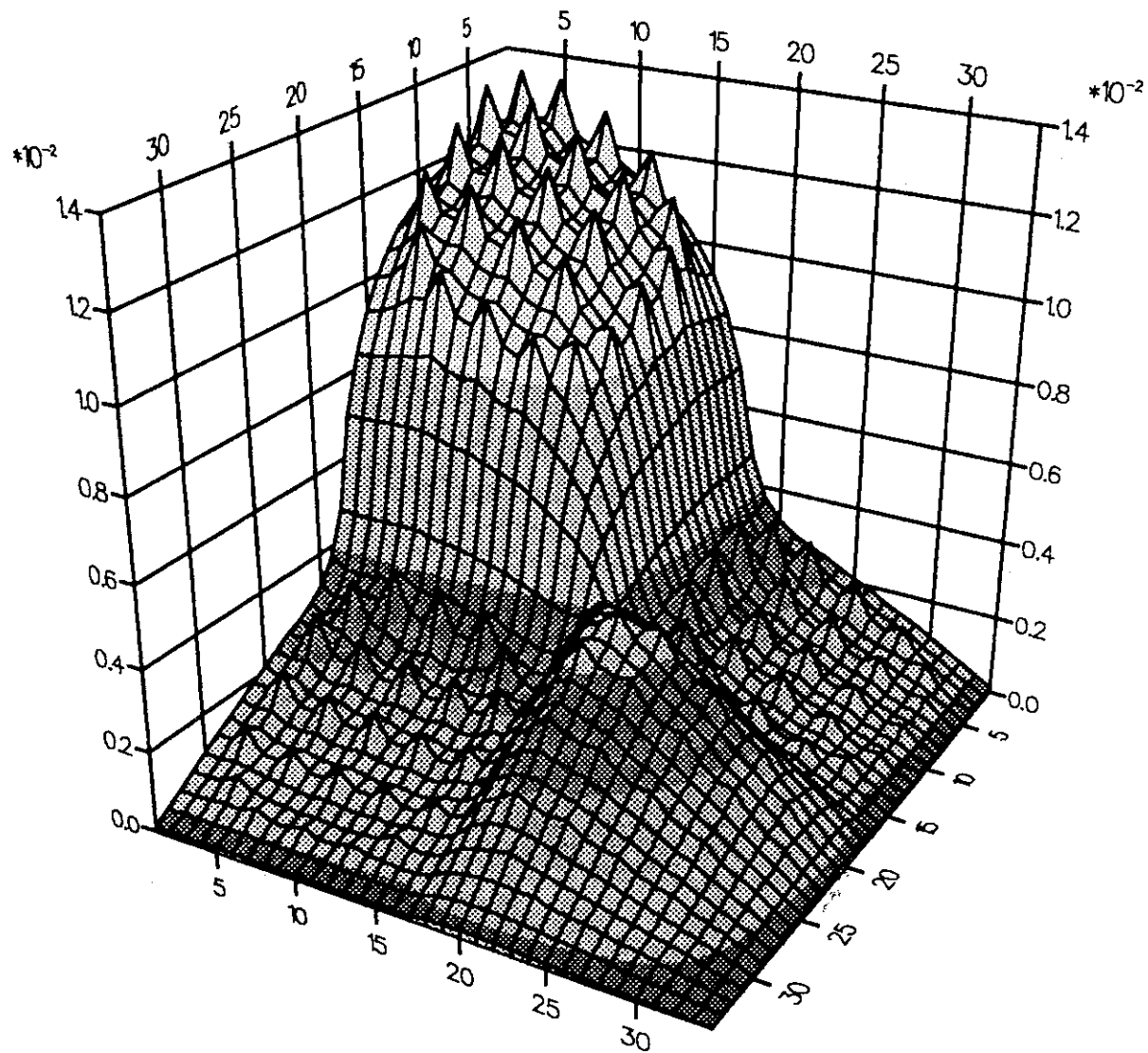


図5.11 詳細メッシュ計算によるC4炉心熱中性子束分布の鳥瞰図

A p p e n d i x

S p e c i f i c a t i o n o f B e n c h m a r k P r o b l e m

NEACRP-L-336

**BENCHMARK CALCULATIONS OF
POWER DISTRIBUTION
WITHIN ASSEMBLIES**

(Specification)

J.C. Lefebvre, EDF/SEPTEN

J. Mondot, CEA/DRN/DER

J.P. West, EDF/DPT/SPT

October 1991

<p style="text-align: center;">BENCHMARK CALCULATIONS OF POWER DISTRIBUTION WITHIN ASSEMBLIES</p>
--

J.C. LEFEBVRE

J. MONDOT

J.P. WEST

EDF/SEPTEN

CEA/DRN/DER

EDF/DPT/SPT

1. INTRODUCTION

The main final objective of this Benchmark is to compare different techniques of fine flux distribution assessment within assemblies, using standard diffusion, nodal or transport schemes.

In order to avoid, at first, difficulties for intercomparison due to different calculation routes (Homogenization, Transport corrections, Fine Flux Reconstruction...), it seems appropriate to begin with simple (if not Trivial) calculation conditions.

Thus, calculations should be run on a first series of configurations, presented in section 4, using a given set of macroscopic cross-sections for elementary cells.

A possible evolution of this benchmark is also proposed, based upon the use of heterogeneous X-sections.

2. HOMOGENEOUS CELLS - NEUTRON CROSS SECTIONS

Different homogeneous cells are considered with the following neutron cross sections :

Cell type	D1 (cm)	SA1 (cm ⁻¹)	SR (cm ⁻¹)	NSF1 (cm ⁻¹)	D2 (cm)	SA2 (cm ⁻¹)	NSF2 (cm ⁻¹)
U : UO ₂ Fuel	1.2	0.010	0.020	0.0050	0.4	0.100	0.125
P1 : Peripheral MOX Fuel	1.2	0.015	0.015	0.0075	0.4	0.200	0.300
P2 : Intermediate MOX Fuel	1.2	0.015	0.015	0.0075	0.4	0.250	0.375
P3 : Central MOX Fuel	1.2	0.015	0.015	0.0075	0.4	0.300	0.450
X : Guide Tube	1.2	0.001	0.025	0	0.4	0.02	0
R : Reflector	1.2	0.001	0.050	0	0.2	0.04	0
C : Moveable Fission Chamber	1.2	0.001	0.025	1.E-7	0.4	0.02	3.E-6
A : Absorber (AIC)	1.2	0.040	0.010	0	0.4	0.8	0

With :

- 1 for the "fast" energy group
- 2 for the "thermal" energy group
(Energy cut off at 0.625 eV.)
- D1, D2 Diffusion coefficients
- SA1, SA2 Absorption cross sections
- SR removal cross section (1 → 2)
- NSF1, NSF2 Fission cross sections multiplied by the mean number of neutrons emitted per fission (ν)

In order to avoid any misunderstanding of the physical meaning of the different parameters the following 2-group balance equations must be satisfied :

$$D_1 \Delta \phi_1 + (SA1 + SR) \cdot \phi_1 = \frac{1}{K} (NSF1 \cdot \phi_1 + NSF2 \cdot \phi_2)$$

$$D_2 \Delta \phi_2 + SA2 \phi_2 = SR \phi_1$$

- with :
- zero Buckling
 - k : effective multiplication factor

3. ASSEMBLY TYPES

Three different types of 17 x 17 assemblies are considered which represent UO₂ or MOX fuel elements with guide tubes or rods inserted. A layout of their geometry is given hereafter for each assembly (standard PWR assembly 21.42 cm with a 1.26 cm pitch).

3.1 "UX" Assembly: UO₂ fuel assembly with 24 guide tubes and a central Moveable Fission Chamber

	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	0	1	2	3	4	5	6	7
01	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
02	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
03	U	U	U	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U	U	U	U
04	U	U	U	X	U	U	U	U	U	U	U	U	U	X	U	U	U
05	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
06	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U
07	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
08	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
09	U	U	X	U	U	X	U	U	C	U	U	X	U	U	X	U	U
10	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
11	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
12	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U
13	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
14	U	U	U	X	U	U	U	U	U	U	U	U	U	X	U	U	U
15	U	U	U	U	U	X	U	U	X	U	U	X	U	U	U	U	U
16	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
17	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U

3.2 "UA" Assembly : UO₂ fuel assembly with 24 AIC and a central Moveable Fission Chamber

	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	0	1	2	3	4	5	6	7
01	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
02	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
03	U	U	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U	U	U	U	U
04	U	U	U	A	U	U	U	U	U	U	U	U	A	U	U	U	U
05	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
06	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U
07	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
08	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
09	U	U	A	U	U	A	U	C	U	U	A	U	U	A	U	U	U
10	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
11	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
12	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U
13	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
14	U	U	U	A	U	U	U	U	U	U	U	U	A	U	U	U	U
15	U	U	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U	A	U	U	U
16	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U
17	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U

3.3 "PX" Assembly : MOX fuel assembly with 24 guide tubes and a Central Moveable Fission Chamber

	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	0	1	2	3	4	5	6	7
01	P1																
02	P1P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P1																
03	P1P2P2P2P2X P2P2X P2P2X P2P2P2P2P2P1																
04	P1P2P2X P2P3P3P3P3P3P3P3P3P3P2X P2P2P1																
05	P1P2P2P2P3P3P3P3P3P3P3P3P3P2P2P2P1																
06	P1P2X P3P3X P3P3X P3P3X P3P3X P2P1																
07	P1P2P2P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P2P2P1																
08	P1P2P2P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P2P2P1																
09	P1P2X P3P3X P3P3C P3P3X P3P3X P2P1																
10	P1P2P2P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P2P2P1																
11	P1P2P2P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P3P2P2P1																
12	P1P2X P3P3X P3P3X P3P3X P3P3X P2P1																
13	P1P2P2P2P3P3P3P3P3P3P3P3P3P2P2P2P1																
14	P1P2P2X P2P3P3P3P3P3P3P3P3P2X P2P2P1																
15	P1P2P2P2P2X P2P2X P2P2X P2P2P2P2P1																
16	P1P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P2P1																
17	P1																

4. CORE CONFIGURATIONS FOR 2D BENCHMARK CALCULATIONS

Five "core" configurations are proposed for 2 dimensional benchmark calculations. They consist in checker-board assembly configurations with different boundary conditions.

4.1 Checker-board configuration with Uranium UX and UA assemblies

Configuration C1: Uranium Infinite Checker-board

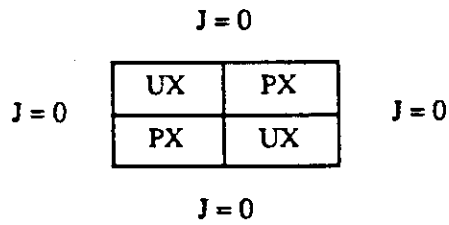
		
...	UX	UA	UX	UA	...
...	UA	UX	UA	UX	...
...	UX	UA	UX	UA	...
		

4.2 Checker-board configurations with Uranium and MOX fuel elements

Configuration C2: MOX Infinite Checker-board

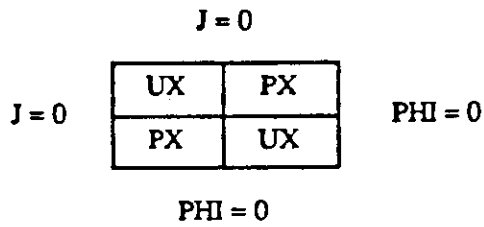
		
...	UX	PX	UX	PX	...
...	PX	UX	PX	UX	...
...	UX	PX	UX	PX	...
		

Configuration C3 : Reflected MOX Checker-board



J = 0 represents reflexive boundary conditions.

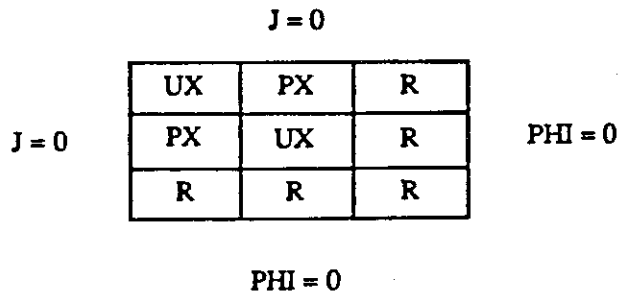
Configuration C4 : Semi Reflected MOX Checker-board



J = 0 represents reflexive boundary conditions.

PHI = 0 represents zero flux boundary conditions

Configuration C5 : MOX Core configuration



R : Reflector (see section 2)

Same comments as above for boundary conditions.

For this specific configuration the different partners involved in the benchmark calculations may propose different boundary conditions consistent with the 2 energy groups X-sections given in section 2 (R région).

5. RESULTS PRESENTATION

a - Results and Flux Normalization

- The different partners should give for each of the 5 'core' configurations presented in section 4 :

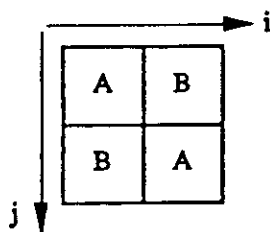
- k effective value
- Mean flux distribution : $\phi_g(i,j)$
e.g. : flux for each energy group (g) and cell (i,j) after integration over space (cell)
- Mean Production rate distribution : $F(i,j) = NSF1 * \phi_1(i,j) + NSF2 * \phi_2(i,j)$
e.g. : cell by cell Production rate, after integration over space (cell) and energy

- We propose the following flux integral normalization over space and energy :

$$\sum_{i,j \in \mathcal{D}} \frac{1}{K} (NSF1 \phi_1(i,j) + NSF2 \phi_2(i,j)) = 1$$

Where : . $\phi_g(i,j)$ represents the flux distribution in cell (i,j) and group g,

- . \mathcal{D} represents the four 'central' active assemblies of the different checker-board configurations :



Where A/B stand successively for :

- . UX/UA for configuration C1
- . UX/PX for configurations C2-C5

b - Results presentation

- In order to facilitate intercomparisons, we propose to produce the results on paper and magnetic support (diskette) using the format presented in Appendix. Thus, flux and Production rates should be given on the D domain for the five configurations, extended to the reflector zone for the flux in configuration C5.

c - Time Scale

- Results should be available before the end of December 1991 and sent to :

Miss C. CAVAREC
EDF/DER
Département Physique des Réacteurs
92141 CLAMART CEDEX - FRANCE

6. POSSIBLE EVOLUTION OF THE PRESENT BENCHMARK

On the basis of the results obtained for the present Benchmark calculations, that should give a straight forward intercomparison of different numerical schemes, it would be possible, according to the partners interest, to propose a similar Benchmark based upon the use of a common set of microscopic X-sections for heterogeneous calculations.

Such approach would then lead to an intercomparison of the different steps of a specific calculation route (homogenization, Equivalence, ...).

APPENDIX

FORMAT FOR RESULTS PRESENTATION

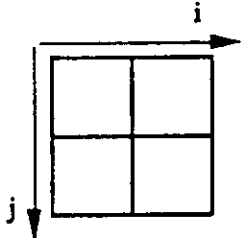
In order to facilitate intercomparisons, results should be made available on paper and Magnetic supports using a 'standard' format presented here after.

1. DISKETTE SUPPORT

- DISKETTE SIZE : 3" 1/2 IBM-PC Compatible
MS DOS (2.1 or over)
- DATA FORMAT : ASCII
- WRITE FORMAT : Results associated to the 5 core configurations should be sequentially ordered as in Table 1.

2. PAPER SUPPORT

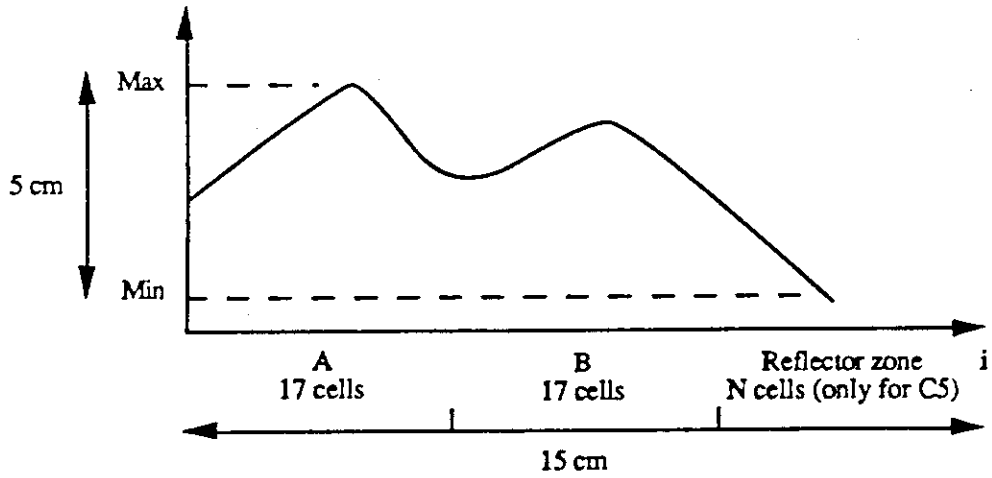
- The data recorded on Diskette should also be presented on paper, using a similar 'readable' format as in table 1.
The READ-WRITE programme may also be given.
- In order to permit straight forward intercomparisons flux Traverses should also be given for each configuration using the format presented in Table 2.
- A short description of the numerical scheme used to run the calculations would also be appreciated.

DATA	DIMENSION	OBSERVATION
TITLE	CHARACTER - 80	Configuration Name - Comment
K	REAL - 1	k - effective
N	INTEGER - 1	Number of Mesh Points or elementary cell considered in the Reflector: N = 0 for C1, C2, C3, C4 N ≠ 0 for C5
R(i)	REAL - N	Mesh size of each of the N points in the reflector along the i-axis (assuming same discretization along j-axis)
$\phi_g(i,j)$	REAL - 2312 for C1, C2, C3, C4 REAL - 2 * (34 + N) ² for C5	Flux Distribution for the four central active assemblies (and Reflector for configuration C5)  <p>$\phi_g(i,j)$ cell $i = 1, 34 + N$ $j = 1, 34 + N$ group $g = 1, 2$</p> <p>$\phi_1(1,1) \quad \dots \quad \phi_1(34 + N, 1)$ \dots $\phi_1(1, 34 + N) \quad \dots \quad \phi_1(34 + N, 34 + N)$ $\phi_2(1,1) \quad \dots \quad \phi_2(34 + N, 1)$ \dots $\phi_2(1, 34 + N) \quad \dots \quad \phi_2(34 + N, 34 + N)$</p>
F(i,j)	REAL 1156	Production rate Distribution Same Format as above

Record Format for Results presentation on Diskette

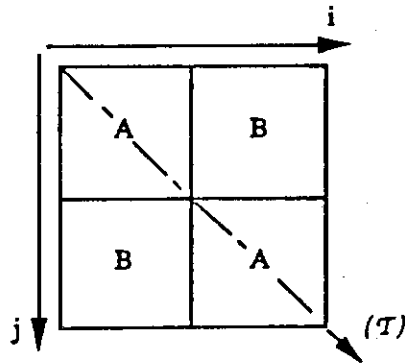
TABLE 1

Display Format



Flux Traverses

For each configuration the 'Diagonal' Traverse (\mathcal{T}) should be given in groups 1 and 2 (e.g. to Flux Traverses).



\mathcal{D} domain described in Section 5
(to be extended to the reflector zone
in the case of configuration C5)

Display Format for flux Traverses

TABLE 2

APPENDIX 1

**ADDITIONAL CROSS SECTIONS
FOR TRANSPORT CALCULATIONS**

On the basis of the following relation between Transport (ST), Absorption (SA) and Scatter (SS) cross sections :

$$ST = SA + (1 - \bar{\mu}) SS$$

where $\bar{\mu}$ stands for the average cosine deviation angle

We propose to derive transport cross sections from the additional data given hereafter :

cell *	SS	
	group 1	group 2
U	0.54	1.00
P1	0.52	0.90
P2	0.52	0.83
P3	0.52	0.76
X	0.56	1.20
R	0.56	2.30
C	0.56	1.20
A	0.48	0.05

$$\bar{\mu} (\text{group 1}) = 0.50$$

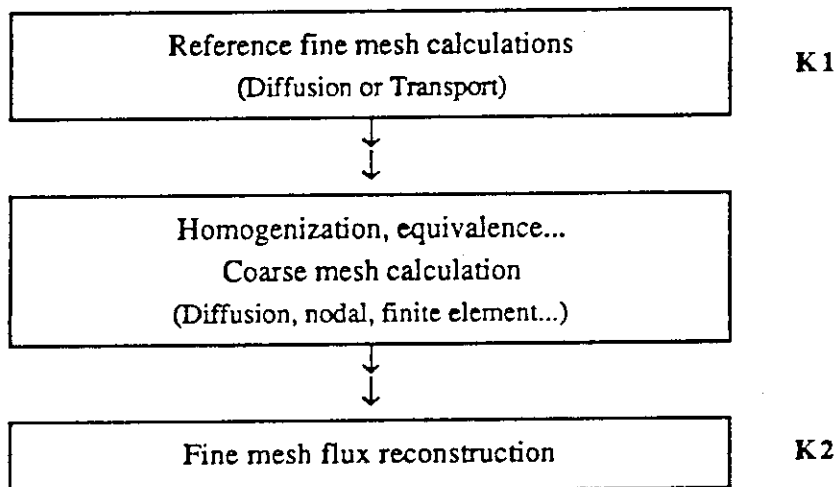
$$\bar{\mu} (\text{group 2}) = 0.30$$

* see initial specifications

APPENDIX 2

**POSSIBLE INTERCOMPARISONS
USING DIFFUSION OR TRANSPORT
CALCULATIONS**

POSSIBLE RESULTS FOR A SPECIFIC CALCULATION ROUTE



POSSIBLE INTERCOMPARISONS

In order to take advantage of the different results that will be produced (Diffusion, Transport...), we propose the participants to present the following sets of results for intercomparison, when available :

- Reference fine mesh calculations (K1)
- Fine mesh flux reconstruction (K2)

together with a description of the method used for fine flux reconstruction (*see specifications*).