

JAERI-M  
9091

高速炉の炉心溶融模擬体系における反応  
率およびサンプル反応度価値の解析

1980年10月

角田 弘和\*・中野 正文・弘田 実弥

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

高速炉の炉心溶融模擬体系における反応率  
およびサンプル反応度価値の解析

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部  
角田 弘和・中野 正文・弘田 実弥

( 1 9 8 0 年 8 月 2 6 日受理 )

FCAにおける高速炉の炉心溶融模擬体系であるVIII-2集合体で測定された核分裂率分布、核分裂率比およびサンプル反応度価値の解析を行なった。本解析では、炉心溶融事故を扱う際の炉計算手法の適用性を検討するために、輸送( $S_N$ )、拡散および修正拡散法を取り上げ、測定値とこれらの比較を行なった。炉定数は JAERI Fast Set Version II から作成した。

燃料スランピング体系での核分裂率については、拡散計算はボイド領域のみならず高密度燃料領域でも実験値を再現しない。一方輸送計算は  $S_4 P_0$  近似でも実験値と比較的良い一致を示す。ボイド領域の拡散係数を変更して用いる修正拡散法は、燃料移動に伴う中性子束分布の変化については、さほどの改善をもたらさない。

Puサンプル反応度価値についても、拡散計算は不十分であり、輸送計算によって不一致の改善がなされる。しかし、一部には依然不一致の問題が残り、より詳細な検討が必要である。

Analysis of reaction rate and sample worth  
measured in simulated LMFBR meltdown cores

Hirokazu TSUNODA\*, Masafumi NAKANO and Jitsuya HIROTA

Division of Reactor Engineering, Tokai Research Establishment,  
JAERI

(Received August 26, 1980)

An analysis of fission rate, fission rate ratio and sample worth has been made on FCA VIII-2 Assembly built to simulate LMFBR meltdown cores. To check the adoptability of computational methods used in analysing core disruptive accidents, the results obtained by the three methods, transport (Sn), conventional and modified diffusion methods, were compared with the measured ones. Group constants used in the analysis were prepared from JAERI Fast Set Version II.

Conventional diffusion theory does not represent the measured fission rates both in the compacted and voided region. The results obtained by transport theory with  $S_4P_0$  approximation agree fairly well with the measured ones. The use of modified diffusion theory, which changes the diffusion coefficient in the voided region does not significantly improve the agreement. For Pu sample worth, problems still remain partially which need a more detailed analysis, although the use of transport theory improves the agreement to a large extent.

Keywords: LMFBR, Core Meltdown, Reaction Rate, Sample Worth,  
Fission Rate Ratio, FCA Assembly

---

\*) Tohoku University

## 目 次

1. 序 .....	1
2. 実験体系 .....	2
3. 計算方法 .....	5
4. 実験値と計算値との比較 .....	9
4. 1 核分裂率分布 .....	9
4. 2 核分裂率比 .....	2 8
4. 3 Pu サンプル反応度価値 .....	3 5
5. まとめ .....	4 0
謝 辞 .....	4 1
参考文献 .....	4 1
付録 I R-Z モデルと X-Y モデルとの核分裂率比の比較 .....	4 2
付録 II 反応率のセル非均質効果 .....	4 2
付録 III 核分裂率分布のC/E値 .....	4 3

## C o n t e n t s

1. Introduction.....	1
2. Description of the Assembly .....	2
3. Calculation method .....	5
4. Comparison of calculation with experiment.....	9
4.1 Fission rate distribution.....	9
4.2 Fission rate ratio .....	28
4.3 Pu sample worth .....	35
5. Conclusion .....	40
Acknowledgement .....	41
References .....	41
Appendix 1 Comparison of the calculated fission rate ratio between RZ and XY model.....	42
Appendix 2 Heterogeneity effect on reaction rate .....	42
Appendix 3 C/E values of fission rate distribution .....	43

## 1. 序

高速炉の炉心溶融事故時の炉心モデルとして、何らかの熱的あるいは機械的条件が原因となって燃料の溶融移動(落下)が起こり、その結果炉内に物質の希薄な領域と溶融燃料の集合した領域とが形成される状況が考えられる。この様な状態の炉心では、核分裂源の局在化、中性子流の方向性、あるいは物質の希薄な領域でのストリーミング等が効いて、中性子束分布が炉心全体にわたって歪みを受ける。

炉心溶融事故時の燃料移動に伴う反応度フィードバックを評価する際に、基準となる系と燃料移動が生じた系とで中性子束分布に大きな差がある場合には、この間の反応度変化を1次の摂動論で予測することは困難であり、燃料移動系の中性子束分布を充分把握する必要がある。また、事故時の出力分布は、炉内温度分布に直接関わることから、この面からも中性子束分布の検討は重要である。

ところで通常の炉心中央での物理量の解析は、スペクトルがほぼ基本モードに従うこともある、炉計算手法に依存する度合いが比較的小さい。しかし燃料移動体系のように高密度燃料領域あるいはポイド領域が炉内に存在する体系では、場所によってスペクトルが大きく変化することから、炉計算の近似の度合いが解析結果に影響を及ぼし易いものと思われる。したがって、燃料移動体系における中性子束分布を2、3の近似度の異なる炉計算手法を用いて解析し、これらの比較検討を行なうことは事故解析の基礎的研究として重要である。

FCA VIII-2集合体を用いた燃料スランピング実験<sup>(1)</sup>は、主に燃料スランピングに伴う反応度変化の計算予測性を検討する目的で行なわれた。この際に、上記の観点から、実験で構成された6種類の体系について、核分裂率分布およびサンプル反応度価値が測定された。<sup>(2)</sup>本研究では、これらの実験値の解析を行ない、中性子束分布の変化に着目して炉計算手法の検討を行なった。

ここで扱った炉計算手法は、輸送( $S_N$ )計算、拡散計算およびポイド領域の拡散係数を変更して用いる修正拡散計算の3種類である。最近、2次元輸送計算法を核計算部分に組み込んだ事故解析コード<sup>(4)</sup>が報告され、事故時の核的特性を精度良く求めようとする方向が見られる。しかし、輸送計算は、計算機の発達した現在でも膨大な計算時間を必要とする。本来事故解析コードは、核・熱・流体力学結合計算を行なうものであり、核計算に多大な計算時間を費すことは出来ず、その意味で拡散近似の範囲で修正を行ない、より輸送計算に近い解を与える方法<sup>(3)</sup>が検討されている。本報告では Collins 等の報告<sup>(5)</sup>した修正拡散係数をポイド領域に適用し、その効果を中性子束分布に着目して検討した。

本報告では、群定数を JAERI Fast Set Version II<sup>(6)</sup>に限定し、実験値と計算値との比較を行なった。

## 2. 実験体系

実験体系および実験値の詳細は別に報告<sup>(2)</sup>されているので、ここでは簡単に実験体系について述べる。

燃料スランピング実験の行なわれた FCA VII-2 集合体の炉心断面図を Fig.1 に示す。燃料スランピング領域は、Pu燃料を装荷した試験領域の中心 3 行 3 列に設けられた。燃料移動は軸方向に沿って行なわれ、その際の中性子束分布の変化を把握することを目的として核分裂率分布とサンプル反応度価値の軸方向分布が測定された。

核分裂率の測定は炉心中心軸、格子管位置 F/M 26-26 (center) とスランピング領域に隣接した格子管位置 F/M 24-24 (off-center) において行なわれ、それぞれの位置における  $^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}$  核分裂率が得られた。

サンプル反応度価値については、スランピング領域の 4 本の引出し（格子管位置 25-26, 26-25, 26-27, 27-26, Fig.1 参照）を対象として、軸方向の 1 測定点について計 4 枚の Pu 板のもつ反応度価値が測定された。

Fig.2 に、FCA VII-2 集合体で構成された燃料スランピング体系のモデルおよび各体系の略称を示す。基準 (Reference) 体系は、中心 3 行 3 列の領域が通常の試験領域と軸方向ブランケットの組成からなっている。燃料スランピング体系の基準となる AO 体系は、スランピング領域（中心 3 行 3 列）が全て Na ボイド状態となっている。また、燃料スランピング体系は、非対称スランピングモデル (A1, A2, A3) と対称スランピングモデル (S) とに分けられ、それぞれの軸方向物質組成は図に示す通りである。

燃料移動は軸方向に 3 パック（1 パックの軸方向長さ 5.08 cm）を単位として行なわれた。スランピング領域は、中心面に対して片側 16 pack (炉心部 9 pack, 軸方向ブランケット部 7 pack) で構成され、軸方向位置として中心面から順に 1Z, 2Z, …, 16Z と番号付けをする。そして非対称スランピング体系において高密度燃料領域が形成される側には負符号を付けて -1Z, -2Z, …, -16Z と呼ぶことにする。

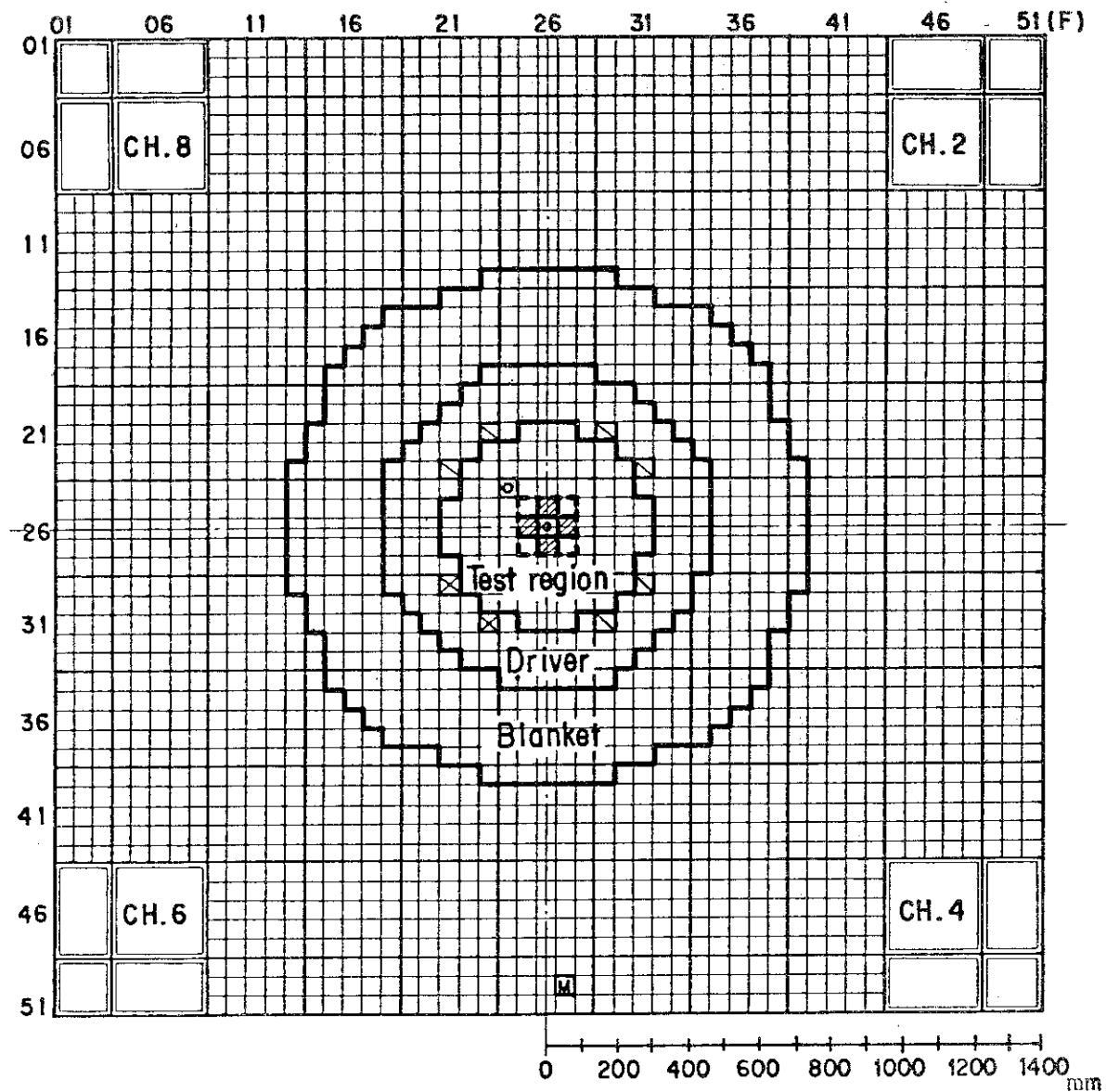


Fig. 1 Vertical cross section of FCA Assembly VIII-2.

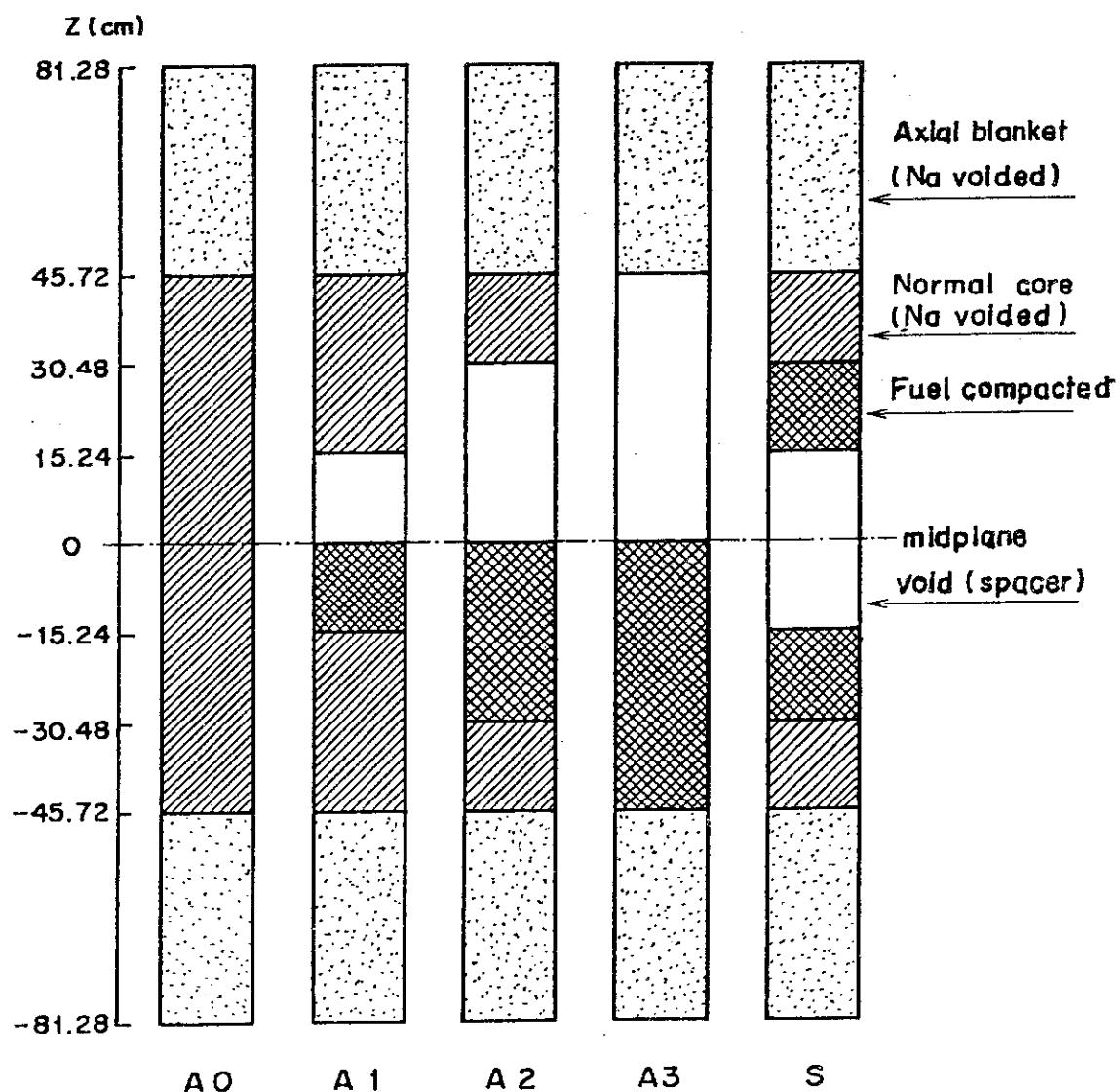


Fig. 2 Configurations of the central 3x3 drawers used in the slumping experiment.

### 3. 計 算 方 法

本報告で行なった計算方法の概略を Fig.3 と Fig.4 に示す。Fig.3 は通常の拡散計算および修正拡散計算を行なう、25群計算の流れを示したものである。一方、Fig.4 は主に輸送計算と拡散計算との比較検討を目的とする12群計算の流れである。

本計算では領域毎の実効断面積は JAERI Fast Set Version II 25群を用いて作成した。炉心部分および軸方向ブランケットに相当するセルについては、非均質セル計算コード「CE LINT」<sup>(6)</sup>を用いて、セル平均マクロ断面積、Benoist モデルによる方向別拡散係数、反応率計算に使用する検出器の断面積等を作成した。他の領域の実効断面積は、いずれも均質近似によって得た。なお燃料物質の移動によって生ずるボイド領域の実効断面積は、格子管と引出しおよびスペーサーの組成から均質近似によって作成した。<sup>(7)</sup>

炉計算は、汎用拡散コード「CITATION」<sup>(8)</sup>を用いて2次元R-Z計算を行なった。ここで用いた「CITATION」コードは、非均質セル計算で得られる方向別拡散係数あるいは他の手法で得られる拡散係数を用いて、拡散近似の範囲で中性子流の方向性を考慮出来る。

計算体系は、径方向については Fig.1 に示した装荷パターンの各物質領域毎に面積を保存する様に境界を定めた。制御棒の領域は試験領域の外側に 5.6 cm 厚の領域を設け、この中に制御棒を分散させたものと仮定して組成を定めた。Fig.5 に A2 体系を例とする R-Z 計算モデルを示す。図に示した各領域の境界および空間分割点数は、実験を行なった 6 種類の体系 (Reference, A0, A1, A2, A3, S) に共通である。中心面に対して対称である Reference, A0, S の各体系についても全炉心計算を行なった。

計算条件として、固有値に対して  $10^{-5}$ 、中性子束については  $5 \times 10^{-4}$  の収束条件を設定した。

核分裂率分布の計算は、中性子束分布と各領域毎の検出器の断面積を使用して行ない、2次元内外挿によって測定位置に対応する計算値を得た。

サンプル反応度価値は、2次元摂動計算コード「PERT-V」<sup>(9)</sup>を用いて計算した。このコードは炉計算との一貫性を持たせるために、方向別拡散係数を用いて洩れの成分を計算出来る様に修正されている。

次に 12群計算の流れを述べる。この12群計算は、拡散計算と輸送(SN)計算との比較を目的として行なった。断面積の縮約過程で誤差をまねく可能性があることから、輸送計算も25群で行なうことが望ましいが、計算時間の制約から実際的でない。そこで25群計算で使用した炉定数と、拡散計算で得られた25群中性子束とを用いて12群炉定数を作成した。群縮約にあたっては次の2点を考慮した。まず、燃料スランピング体系では、高密度燃料領域の大きさによってスペクトルシフトの及ぶ範囲が異なるので、重みとしては各体系毎に25群計算で得られた中性子束を用いた。また、炉心部分および軸方向ブランケット部分については、領域を更に分割し、スペクトルの領域依存性を考慮した縮約を行なった。12群定数は、25群セットの 2, 4, 6, 8, 10, 11, 12, 13, 14, 16, 18, 25 の各群を下限とする群構造を取

っている。

拡散計算では Benoist モデルの拡散係数を用いてセル内でのストリーミングを考慮出来るが、輸送計算はこれを直接扱えない。そこで両者の比較を行うにあたって、拡散計算では通常の拡散係数 ( $D = 1/3 \sum_{tr}$ ) を用いることにした。輸送計算は、2次元  $S_N$  コード「TWOTRAN-GG」<sup>(10)</sup> を用いて  $S_4 P_0$  近似で行なった。なお、計算体系と計算条件は、25群計算と同一に設定した。

核分裂率分布は、両計算コードで得られた中性子束分布および炉定数と同様な方法で縮約した検出器の断面積とを使って計算した。

また、サンプル反応度価値の計算は、拡散近似については「PERT-V」コードを使用した。一方これと比較すべき輸送計算値は、2次元  $S_N$  近似摂動コード「SNPERT」<sup>(11)</sup> を用いて得た。「SNPERT」は、2次元輸送計算で得られる角度依存束を直接用いて摂動計算を行なうコードであり、メッシュセンターでの依存束の出力が可能な「TWOTRAN-II」<sup>(12)</sup> コードと組み合わせて使用する。

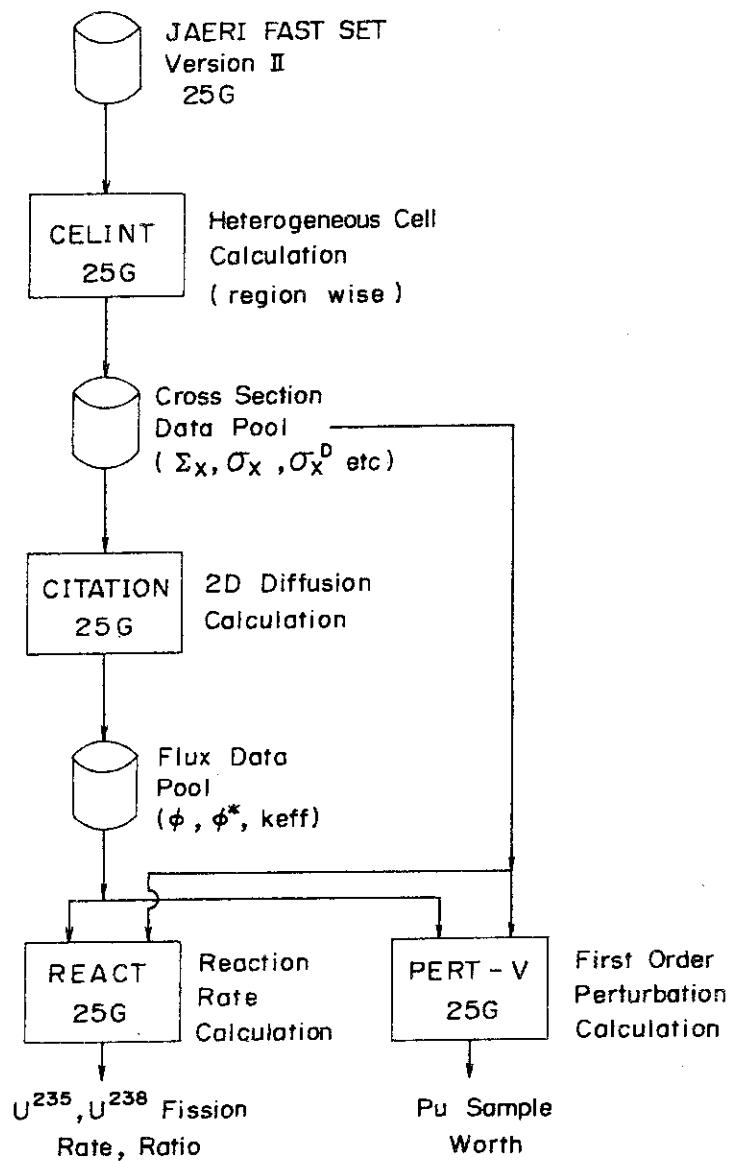


Fig. 3 25 Group Calculation Flow

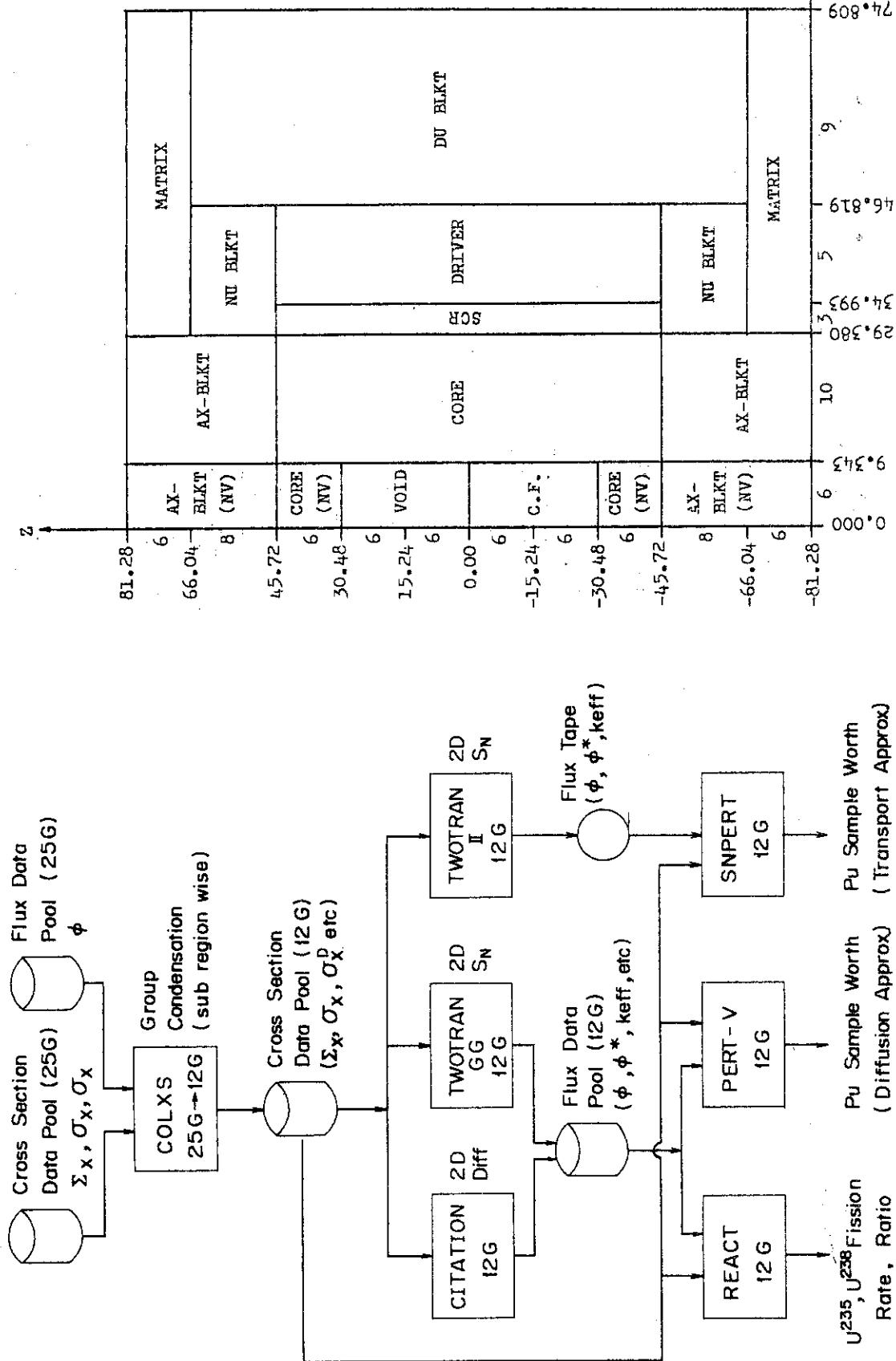


Fig. 4 12 Group Calculation Flow

Fig. 5 R-Z Model of FCA VIII-2 A2.

## 4. 実験値と計算値との比較

### 4.1 核分裂率分布

実験値と計算値との比較を行なう前に、次の 2 点について検討しておく必要がある。第 1 に計算値を求める際の実験体系のモデル化に伴う問題であり、第 2 に反応率計算に用いる検出器の断面積についてである。

まずモデル化に伴う問題として、実験値と計算値両者の比較が実効的に同一位置になされているか、を調べる必要がある。本研究での解析は、2 次元 R-Z モデルで炉計算を行なったので、軸方向の位置の決め方には特に問題はないものと思われる。一方、径方向についても、center は炉心中心軸であることから  $r = 0.0 \text{ cm}$  としてもよい。しかし、off-center については、スランピング領域の断面を円とみなし、単に中心軸からの実際の距離  $15.6 \text{ cm}$  をそのまま R-Z モデルにおける径方向位置とすることが問題となる可能性がある。

そこで、R-Z モデルと X-Y モデルとで、炉心中心面上の核分裂率比 (F8/F5) の径方向分布を比較した。詳細は付録 I に示すが、Reference 体系および A0 体系の結果から、off-center 付近でのスペクトル変化は比較的大きいものの、両モデルでほぼ等しい分布が見られた。また、スランピング領域の炉心部が全て高密度燃料から成る仮想的な体系 C についても、両モデルで比較を行なった。この場合には、スランピング領域の境界付近で若干分布の形状の差が現われるものの、off-center 付近ではモデルの取り方による差はない。したがって、off-center での核分裂率は、計算上  $r = 15.6 \text{ cm}$  の径方向位置で決めて、特に大きな誤差を生ずることはないものと思われる。

次に非均質セルにおける検出器の断面積に関する検討を行なう。通常の非均質セル計算では、セル平均断面積を作成するために、セル内の中性子束分布を計算する。また、セル内の特定の位置に検出器を挿入すると、検出器の断面積はその領域の組成に依存した自己遮蔽効果を受ける。この中性子束の微細構造と検出器の実効断面積の変化によって、検出される反応率はセル内の位置に依存した値を示し、また検出器の組成あるいは反応の種類によっても異なった分布を生ずる。

しかし、体系全体を対象とする炉計算では、セル平均断面積を用いるために、实际上中性子束の微細構造を計算し得ない。そこで検出器の挿入位置に依存した反応率を得るために、検出器の実効断面積を何らかの手段によって位置に依存した形で表わす方法を考える必要がある。そこで炉計算から得られる中性子束が、セル内中性子束分布の平均値に対応するものと仮定すると、検出器の実効断面積は次式で与えられる。

$$\sigma_X^D = \int_R d\mathbf{r} \sigma_X(\mathbf{r}) \phi(\mathbf{r}) / \int_R d\mathbf{r} \bar{\phi},$$

ここで、

$$\begin{aligned}\sigma_x^D &: X \text{なる反応率を与える検出器の実効断面積}, \\ \sigma_x(r) &: セル内の位置 r における自己遮蔽効果を考慮した検出器の断面積, \\ \phi(r) &: セル内の位置 r における中性子束, \\ \bar{\phi} &: セル内の平均中性子束 \\ &\equiv \int_{\text{cell}} dr \phi(r) / \int_{\text{cell}} dr,\end{aligned}$$

である。上式の積分範囲 R は、検出器の大きさや挿入位置等によって適切に決める必要がある。

付録 II C, 本実験で構成された 2 種類のセルについて、検出される反応率のセル非均質効果を調べた結果を示す。 $^{238}\text{U}$ 核分裂率については、非均質効果が大きいため、検出器の挿入位置によっては上式の積分範囲を適切に定めねばならない。しかし、本解析の対象となる実験値は、セルの中心部に外径が約 6mm の小型核分裂計数管を挿入して測定したものである。そこで通常のセルおよび計数管を挿入するためには実験孔を設けたセルについて、セル内で検出される反応率の空間分布を調べた。両ケース共にセル中央で検出される反応率は、セル全体の平均値とほぼ等しい結果が得られた。そこで本計算では上記積分範囲をセル全体にとり、検出器の実効断面積を作成した。この積分範囲の決め方による反応率の不確かさは、 $^{238}\text{U}$ 核分裂率でも 1 % 以内と思われる。

#### $^{235}\text{U}$ , $^{238}\text{U}$ 核分裂率分布の概要

実験値と計算値との比較を Fig. 6 ~ Fig. 10 に示す。これらは center における  $^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}$  核分裂率分布を体系毎に示したものである。また Fig. 11 ~ Fig. 15 には off-center における  $^{238}\text{U}$  核分裂率分布を示した。それぞれの図には、実験値と 1~2 群で行なった拡散および輸送計算値が併せて載せてある。実験値と計算値の規格化は、S 体系の center における  $^{238}\text{U}$  核分裂率を除いて、全て炉心中心面 O Z ( $z = 0.0 \text{ cm}$ ) で行なった。S 体系の  $^{238}\text{U}$  核分裂率の場合は、後述する核分裂率比の分布を考慮して 3.5 Z ( $z = 15.2 \text{ cm}$ ) で規格化した。なお図では中心面を基準として正の軸方向が炉上部に相当し、非対称燃料スランピング体系では中心面に対して正側にボイド領域、負側に高密度燃料領域が存在する。

center における  $^{235}\text{U}$  核分裂率分布は、各体系を通して実験値と計算値との差が比較的小小さく、また計算値相互の比較でも特に大きな違いはない。一方 center における  $^{238}\text{U}$  核分裂率分布は、高密度燃料領域やボイド領域内で大きく変化し、 $^{235}\text{U}$  に比べて燃料移動に伴う歪みが大きい。また計算値と実験値とを比較すると、拡散計算では実験値を充分再現していない。しかし輸送計算では、軸方向全体を通してほぼ良い一致を示している。

off-center における  $^{238}\text{U}$  核分裂率分布は、A 0 体系については center のそれとほぼ同様な分布を示すが、他の燃料スランピング体系では、center での分布と大きく異なっている。非対称スランピング体系では、高密度燃料領域に相当する軸方向位置においてピークを形成する分布を示すが、燃料移動領域が拡がってもさほど分布の形状に差が現われていない。また S 体系でも center での分布に比べるとなだらかな分布である。計算値と実験値との関係は、全ての体系について比較的良い一致を示し、また計算値相互の差も特に目立つ程ではない。

以上の図に示した 1~2 群計算値の縮約効果を調べるために、25 群と 1~2 群それぞれの拡散

計算値を比較した。両者の差は、 $^{235}\text{U}$ および $^{238}\text{U}$ 核分裂率どちらに対しても、体系と測定位置全体を通して炉心部で0.5%以下、最大でも軸方向ブランケット内で1%未満であった。なお、25群と12群計算との比較は、縮約効果の他、方向別拡散係数の効果も含むものである。そこでBenoistモデルの方向別拡散係数の核分裂率への影響についても調べた。その結果、通常の拡散係数を用いたものとの差は、全位置で0.2%以下であった。したがって、ここに示した12群計算値は、25群計算値とみなしてもさしつかえないものと思われる。

実験値と計算値との比較を、より定量的に行なうために、各体系での相対核分裂率分布のC/E値を付録Ⅲに示した。C/E値を求めるにあたっては、実験値相互は体系の種類に依らずモニターで規格化されていること、また計算値は各体系で同一出力を与える様に中性子束が規格化されていること、の2点を考慮して各体系での共通なC/E規格化定数を定めることにした。規格化を行なう位置は相対的な分布が実験と拡散および輸送両計算とで比較的良く一致するoff-centerが適当である。そこで5種の体系について、off-centerの+1Zと-1Zにおいてそれぞれ規格化定数を定め、これらの平均値を最終的に用いる規格化定数とした。この定数は $^{235}\text{U}$ 核分裂率については0.2%， $^{238}\text{U}$ 核分裂率については0.4%程度の分散の範囲にあり、各体系共通なC/E規格化定数を使用することに問題のないことがわかる。

#### A 0 体系の核分裂率分布

燃料スランピングの基準となる体系A 0のcenterとoff-centerにおけるC/E値の軸方向分布をFig.16に示す。

$^{235}\text{U}$ 核分裂率のC/E値は、centerとoff-center共に中心面から離れるにつれて1からのズレを生じ、またC/E値もほぼ等しい分布を形成している。この傾向は拡散、輸送両計算手法に依存しないことから、計算値を求める際のデータ、すなわち炉定数あるいは検出器の断面積に問題のあることが考えられる。

$^{238}\text{U}$ 核分裂率についても、軸方向ブランケットに近づくにつれて1からのズレを生じている。しかし $^{235}\text{U}$ 核分裂率と比べると、炉計算手法の違いによる分布の差が明らかに現われている。この差が顕著な軸方向ブランケットでは、拡散計算の方が輸送計算に比べて1に近い値を示す。輸送計算では炉心と軸方向ブランケットの境界で若干分布の変化が見られるものの、大体の傾向は $^{235}\text{U}$ 核分裂率のC/E値分布と同様である。またcenterでは計算手法に起因するC/E値の差が炉心中心面まで及んでおり、off-centerの位置で規格化した場合、Naボイド状態のcenterでは輸送計算の方がより実験値に近い値を示す。

#### 非対称燃料スランピング体系の核分裂率分布

ここでは非対称燃料スランピング体系として、A 1およびA 3体系を選んで核分裂率分布の検討を行なう。Fig.17に両体系のcenterにおける $^{238}\text{U}$ 核分裂率のC/E値分布を示す。A 1体系では、輸送計算値はボイド領域で若干問題のあることを示しているものの、他の炉心あるいは軸方向ブランケット領域ではA 0体系の分布とはほぼ等しい。一方拡散計算によると、全領域で実験値との不一致が見られ、特にボイド領域と高密度燃料領域では著しい。A 3体系ではこの傾向が更に強調されており、拡散計算ではボイド領域のみならず、高密度燃料領域におい

ても中性子束分布を充分計算し得ないことがわかる。

A 3 体系における輸送計算値は、高密度燃料領域で実験値と良い一致をみているが、ボイド領域のプランケット付近では C / E 値の変化が拡散計算によるものと比べて大きい。これはボイド領域の組成が希薄な散乱物質のみからなっていることから、この領域における中性子束が内部反復の過程で充分に収束していないことを示している。輸送計算には、この様な計算上の問題がある、各体系のボイド領域における  $^{238}\text{U}$  核分裂率分布に影響を与えており、分布全体の形状を変える程の本質的な問題ではない。

既に述べた様に、A 0 体系においても軸方向プランケットに近づくにつれて C / E 値分布に 1 からのズレが見られた。そこでプランケット近傍でのこの系統的な不一致を相殺し、計算手法の差をより明確にするために、各燃料スランピング体系の核分裂率について A 0 体系での核分裂率との比を取った。この値は、燃料移動に伴う核分裂率分布の歪みを表わしているものと思われる。実験値と計算値との比較については、実験値が各体系共同モニターで規格化された値であり、一方計算値は各体系の出力が同一である条件で中性子束が規格化されていることから、両者の歪みは直接比較が出来る。

A 1 および A 3 体系の center における  $^{238}\text{U}$  核分裂率の歪みを Fig. 18 に示す。図から  $^{238}\text{U}$  核分裂率の歪みは炉心中心に対してほぼ対称な分布を形成し、歪みの大きさは燃料移動領域の大きさで決まることがわかる。A 1 体系では、輸送、拡散の両計算手法による違いは、高密度燃料領域とボイド領域のみで現われている。また実験値と計算値との比較から、輸送計算は両体系共に歪みをほぼ正しく表わしている。

A 1 体系の軸方向プランケット近傍での歪みについては、正方向側で計算値が実験値に比べて若干高めに、逆に負方向側では計算値が低めに現われている。これから、燃料移動領域が小さい A 1 体系でも炉心中央の中性子束が歪みを生ずると、軸方向プランケットまでその影響が及ぶものの、計算ではこれを充分表わせないことがわかる。

A 3 体系では、核分裂率の歪みが軸方向プランケット内部まで及んでいる。高密度燃料側のプランケットでは、拡散計算でも歪みを比較的良く表わしているが、ボイド側プランケットでは実験値と大きく異なっている。このように、ボイド領域が軸方向プランケットに接する位置まで広がった場合には、拡散計算は中性子の歪みをプランケット内部でも充分に表わすことが出来ない。このことは、反応度に大きく寄与する中性子の洩れを正しく評価しないことを意味し、拡散近似で燃料物質の移動による反応度変化する際に、大きな問題になるものと思われる。

次に  $^{235}\text{U}$  核分裂率の歪みを Fig. 19 に示す。A 1 体系では歪みの程度が小さく、両計算値の差もさほど大きくない。しかし A 3 体系では炉計算手法の差が現われており、 $^{238}\text{U}$  の結果と同様に輸送計算値の方が実験値と大体一致している。両体系での歪みを比較すると、どちらもボイド領域の正方向側の境界でピークを形成している。これが顕著な A 3 体系を例にとると、この盛り上がりは、高密度燃料領域あるいはスランピング領域の周囲で発生した高速中性子が平均自由行程の長いボイド領域を通過し、プランケット内で散乱・減速した結果、エネルギーの低い成分がこの境界付近で増加するためであると考えられる。一方、高密度燃料領域での歪みは、A 1 体系では特に目立たないが、A 3 体系では 10 % 程度の歪みが生ずることを示している。 $^{238}\text{U}$  核分裂率は、測定する位置の組成に大きく依存することは当然であるが、 $^{235}\text{U}$  核分裂

についても高密度燃料領域の大きさによって歪みの大きさが決まることがわかる。

*off-center* における核分裂率の歪みを、A 3 体系について示したものが Fig. 20 である。 *off-center* における核分裂率分布は、 $^{238}\text{U}$ についても実験値—計算値の一致が比較的良好なことから、分布の歪みに関しても特に問題のないことが予想される。Fig. 20 から、 $^{235}\text{U}$ および $^{238}\text{U}$ 核分裂率の歪みはいずれも実験値と計算値との一致は良く、また拡散・輸送両計算手法の差も特に現われていない。この様に、燃料移動体系のうち最も歪みの大きい A 3 体系でさえ、*off-center* においては計算法の近似度に基づく問題は現われないと見える。従って、燃料スランピング体系においては、スランピング領域以外の場所での中性子束分布の歪みは、拡散近似でも妥当な結果を与えるものと思われる。

#### 対称燃料スランピング体系の核分裂率分布

対称燃料スランピング体系 S の center における核分裂率分布の歪みを Fig. 21 に示す。 $^{235}\text{U}$  核分裂率は歪みが小さく、実験値と拡散および輸送計算値とで良く一致している。S 体系では A 1 体系での $^{235}\text{U}$ 核分裂率の歪み (Fig. 19) と比べて軸方向プランケット近傍ではほとんど歪みが現われていない。これは高密度燃料領域が炉心中心から離れ、相対的に中性子束の小さい場所に形成されたために、その影響が小さいものと思われる。一方、 $^{238}\text{U}$ 核分裂率の歪みについては、非対称スランピング体系と同じく、拡散計算では高密度燃料領域で過少評価し、ボイド領域では過大評価している。これに対して輸送計算は、ボイド領域で若干の不一致があるものの、拡散計算に比べると実験値に近い分布を示す。

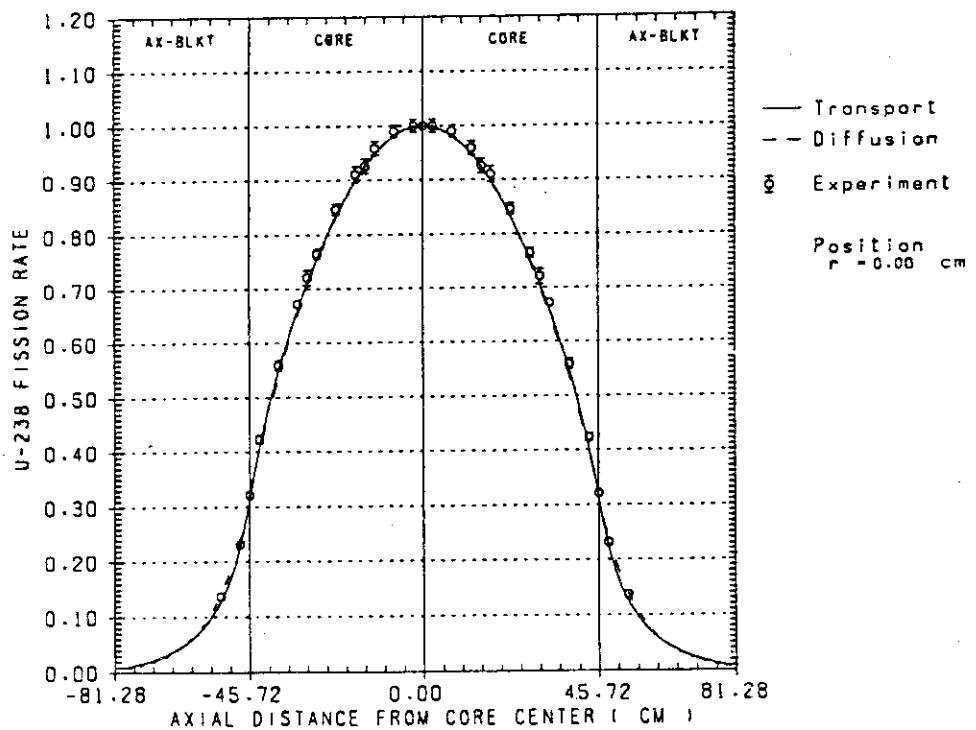
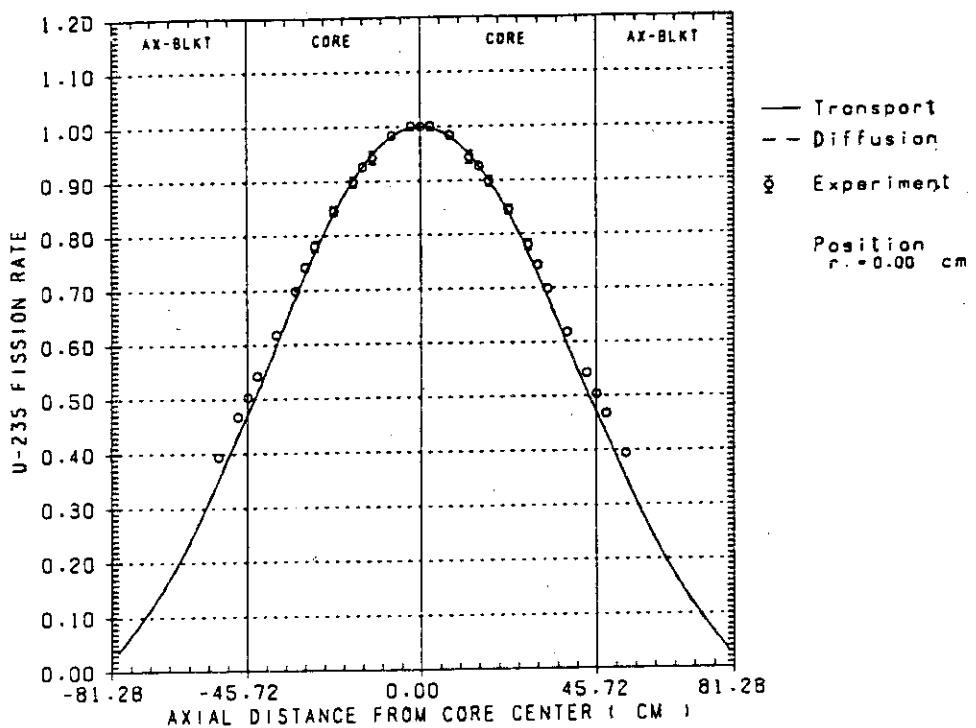


Fig. 6 Axial Distribution of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 A0 (center).

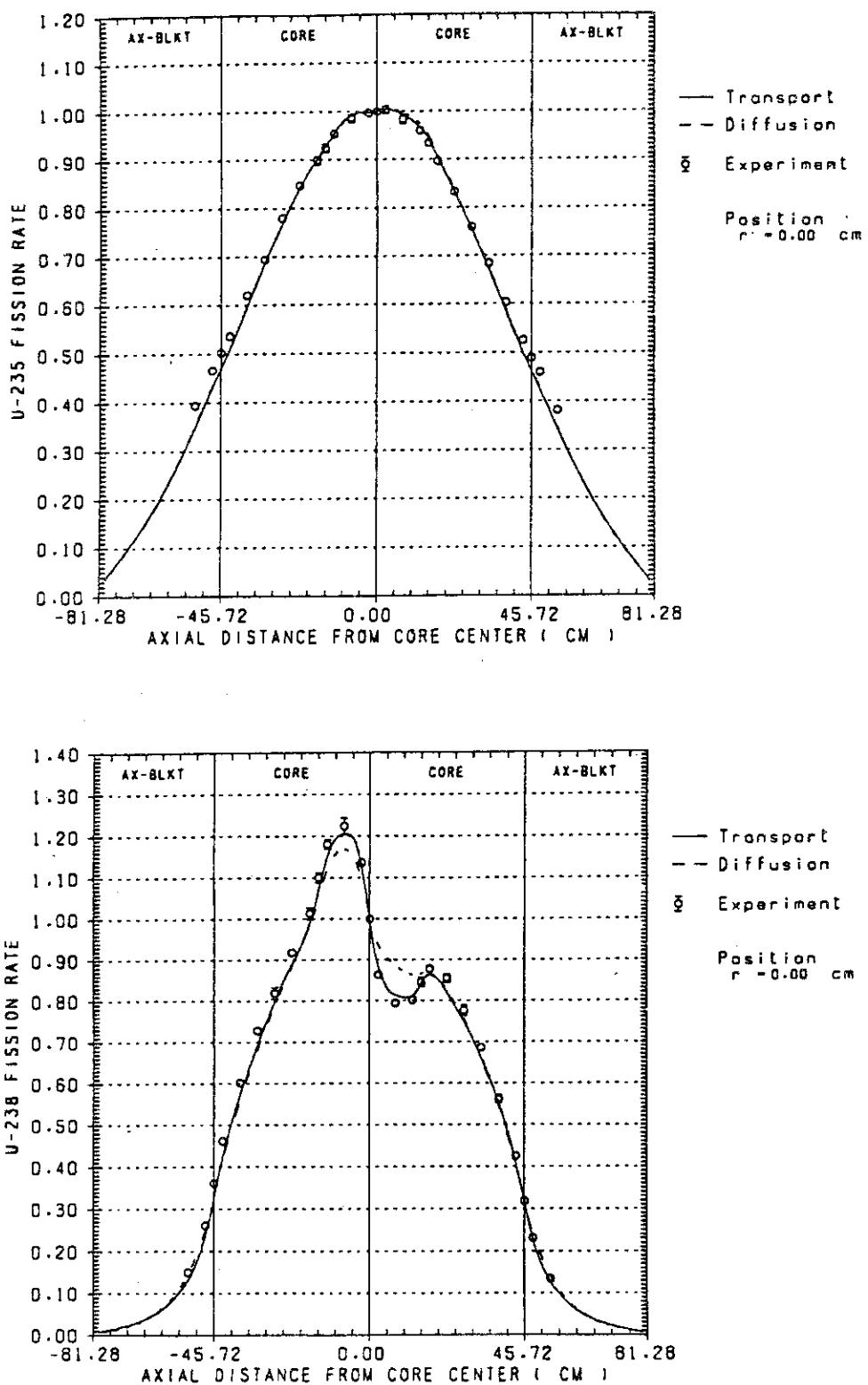


Fig. 7 Axial Distribution of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 Al (center).

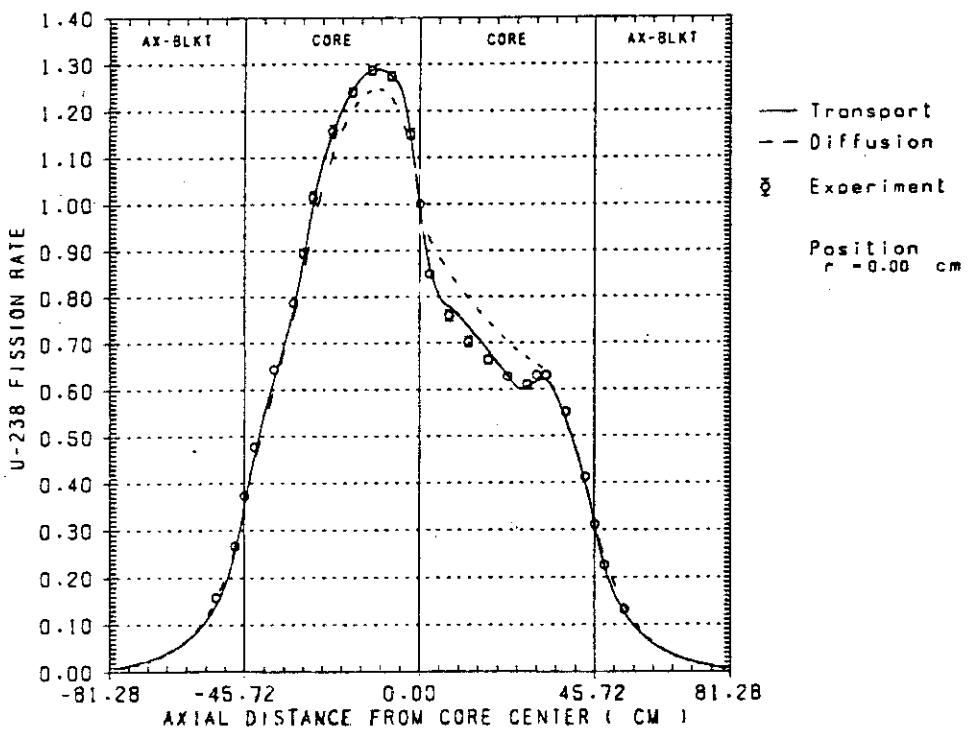
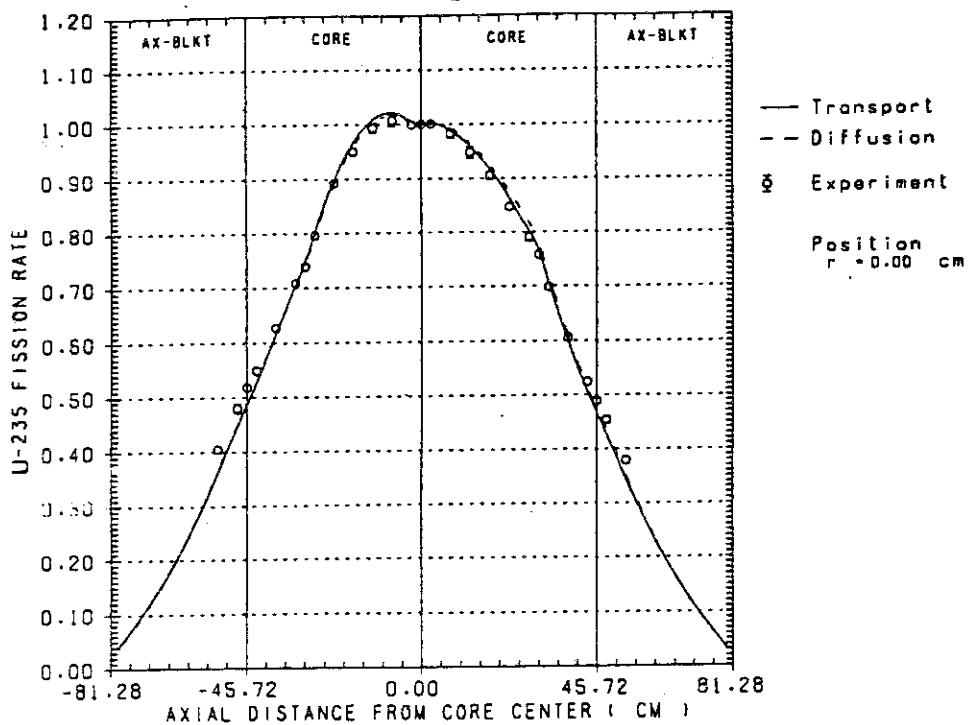


Fig. 8 Axial Distribution of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 A2 (center).

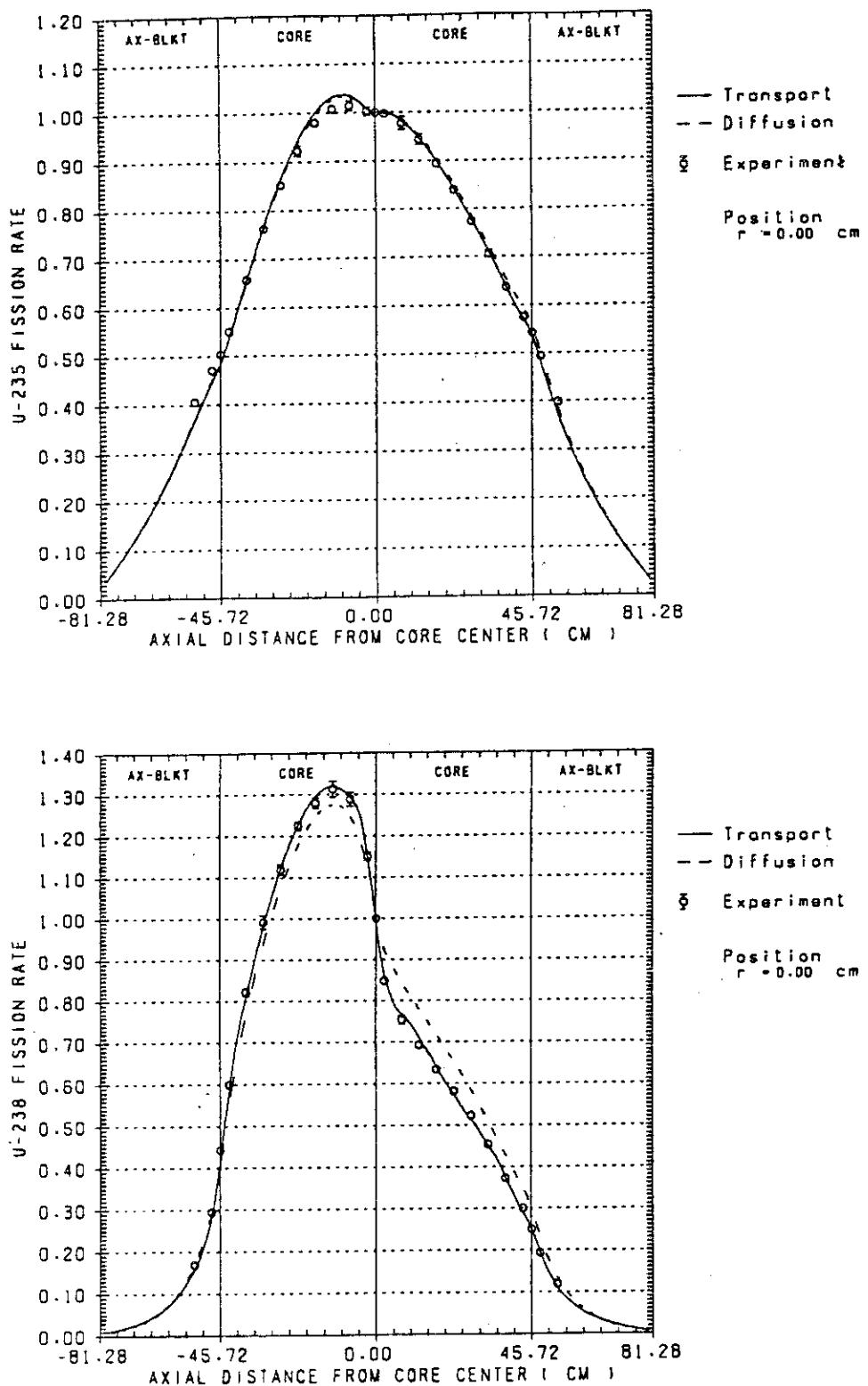


Fig. 9 Axial Distribution of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 A3 (center).

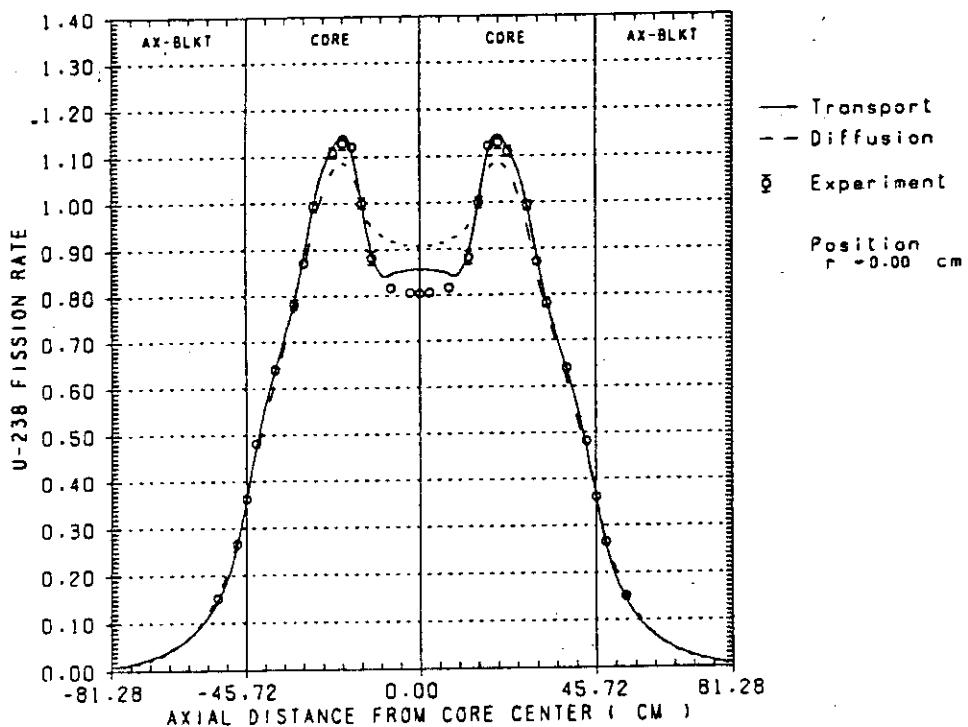
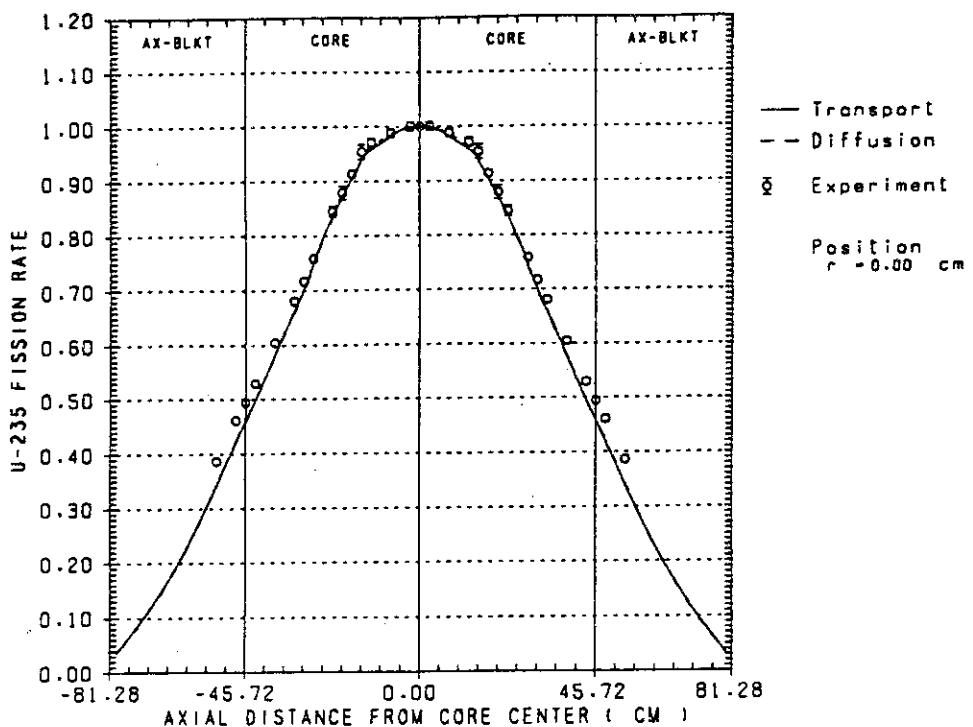


Fig. 10 Axial Distribution of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 S (center).

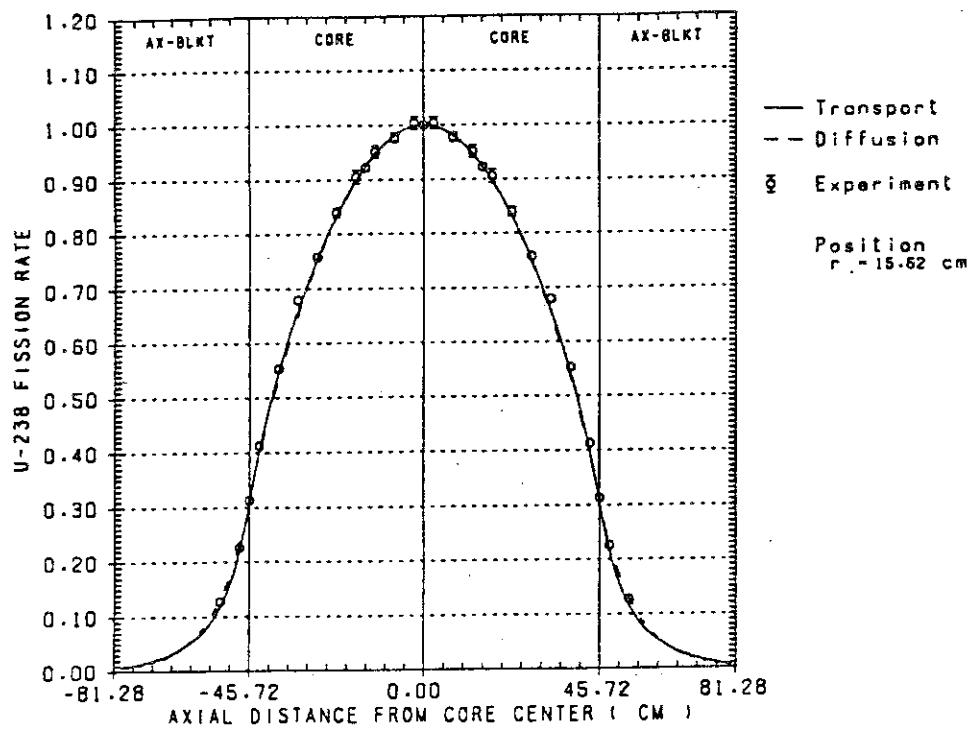


Fig. 11 Axial Distribution of  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 A0 (off-center).

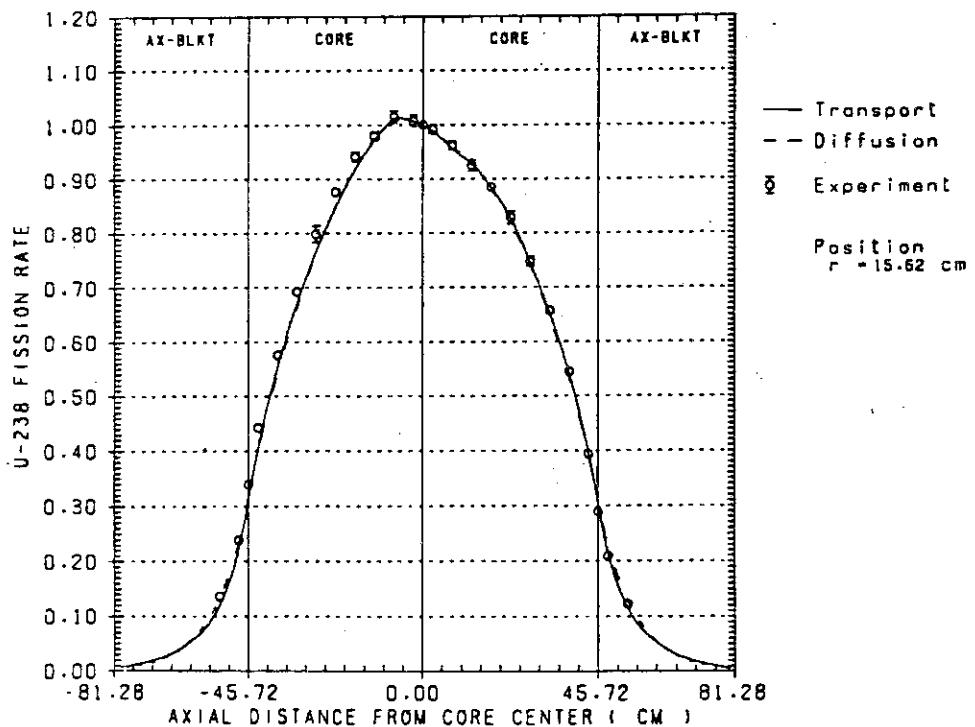


Fig. 12 Axial Distribution of  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 A1 (off-center).

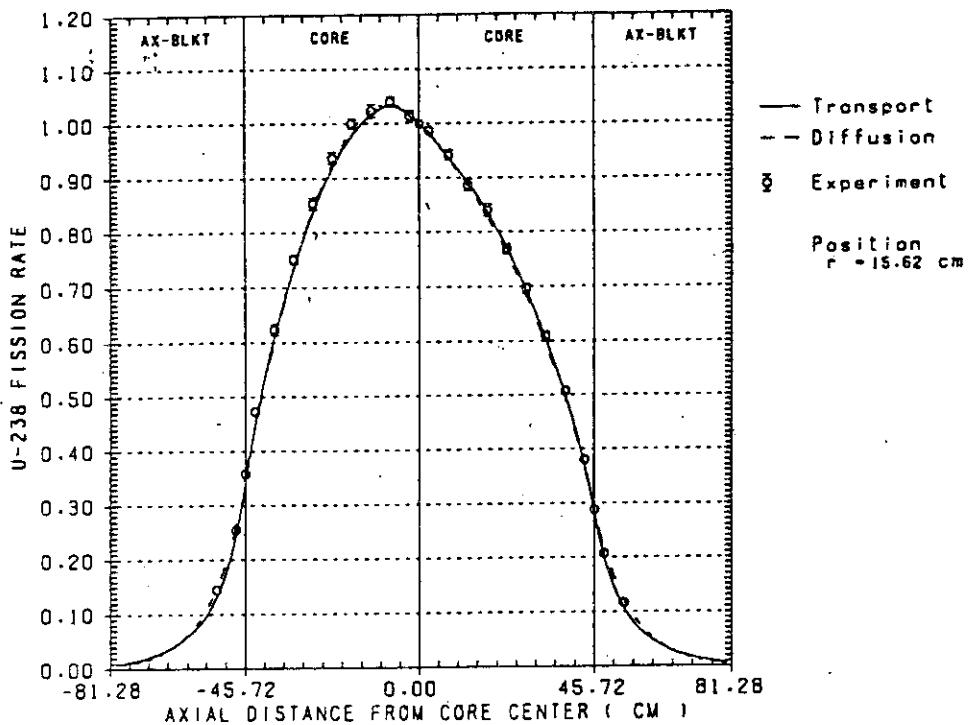


Fig. 13 Axial Distribution of  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 A2 (off-center).

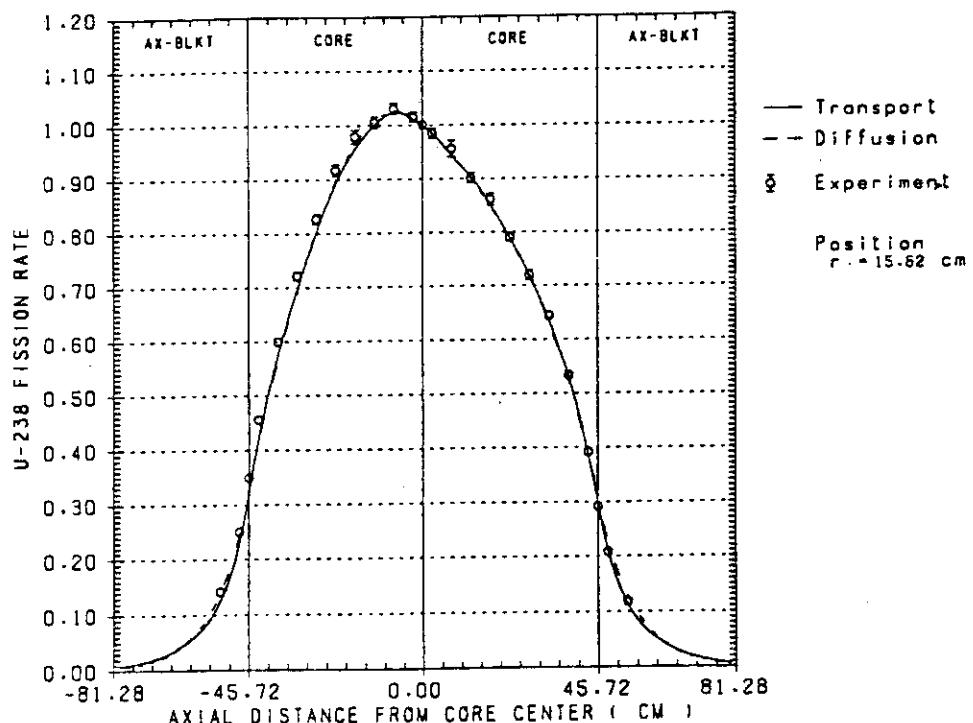


Fig. 14 Axial Distribution of  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 A3 (off-center).

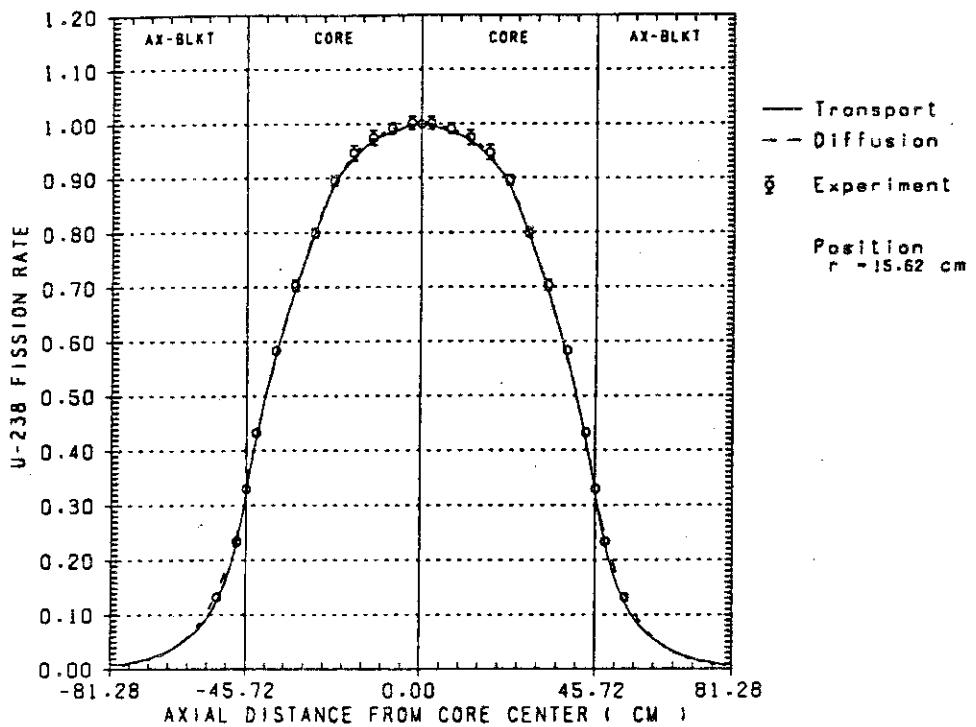


Fig. 15 Axial Distribution of  $^{238}\text{U}$  Fission Rate  
in FCA VIII-2 S (off-center).

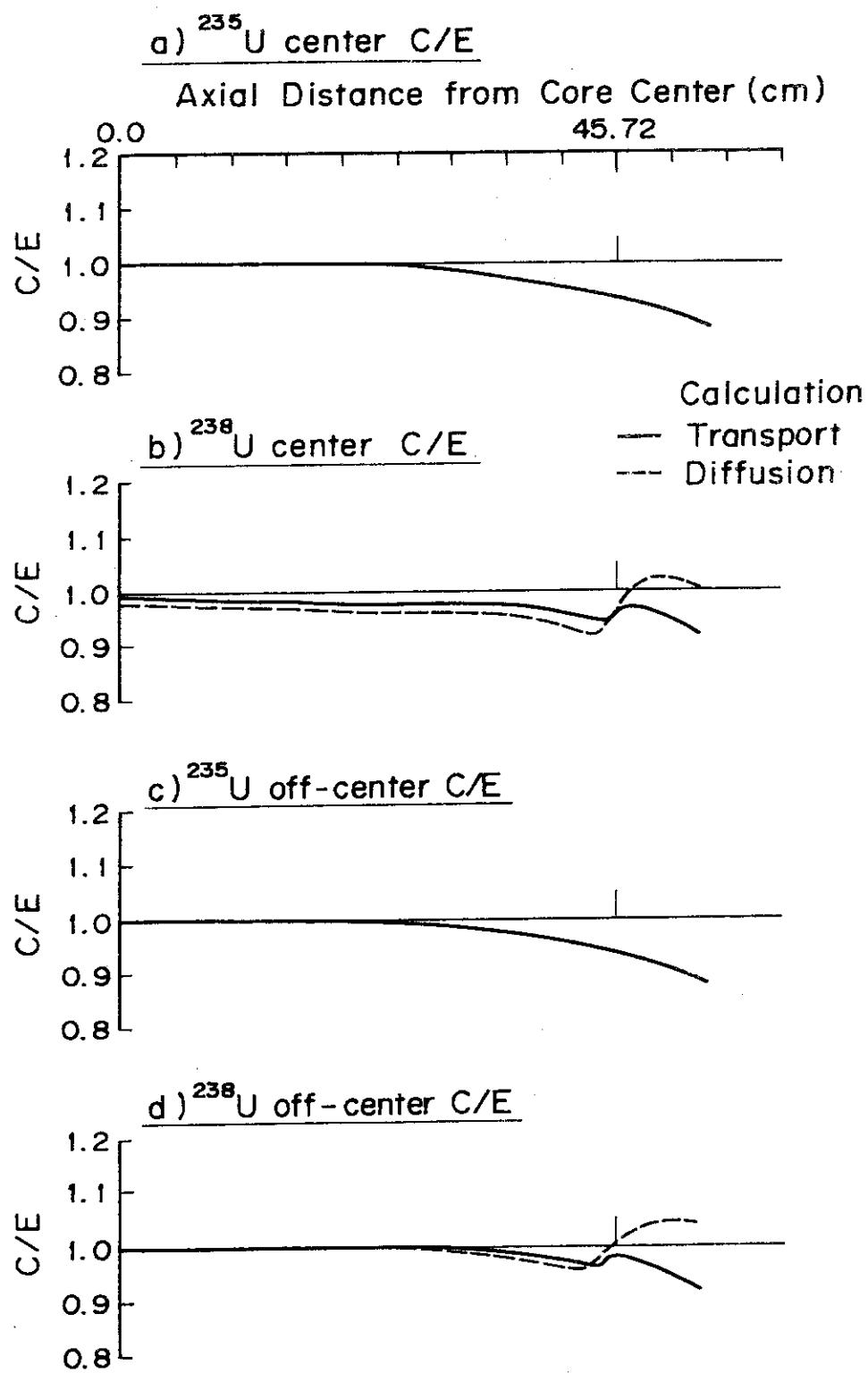


Fig. 16 C/E Distribution of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate in FCA VIII-2 AO

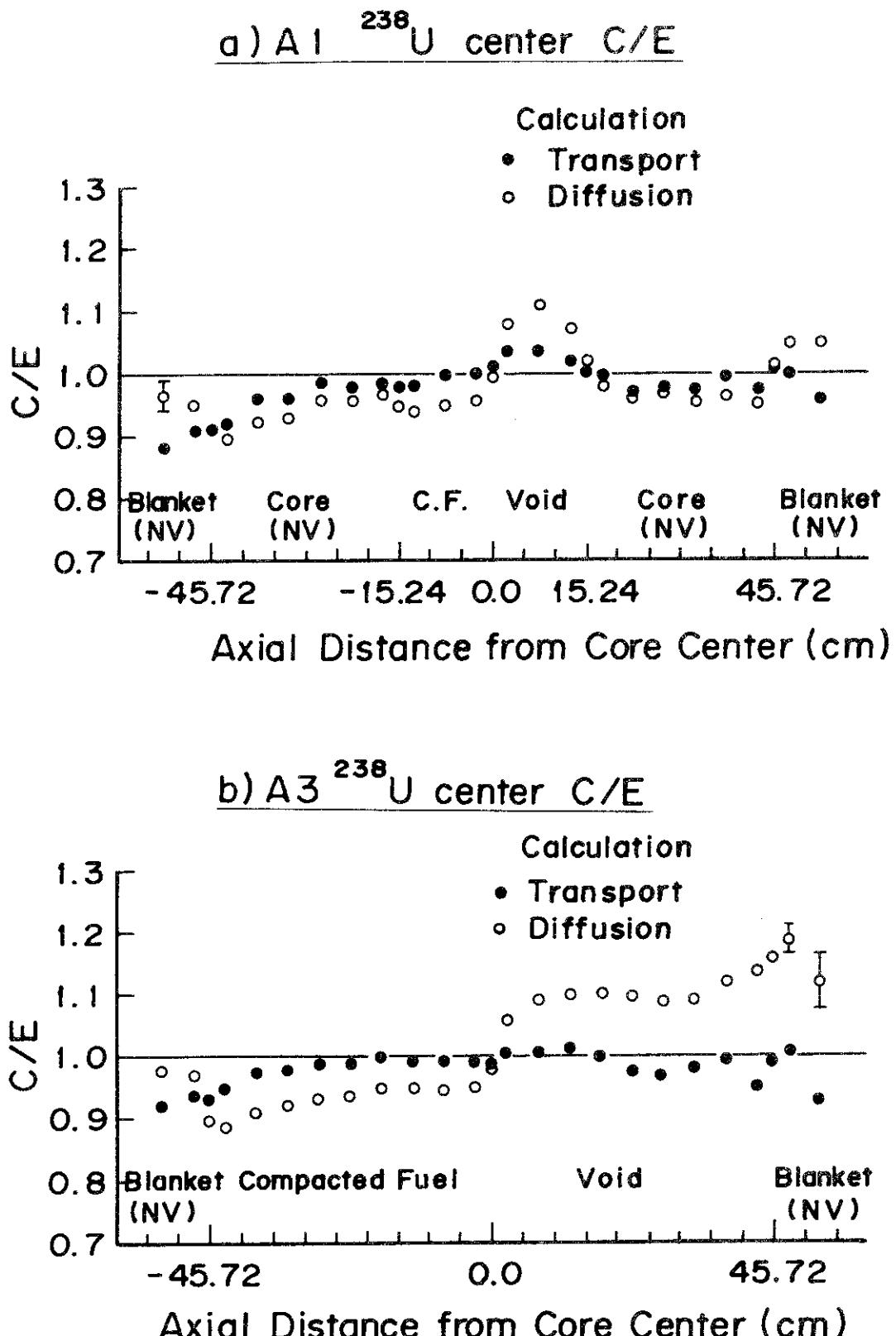


Fig. 17 C/E Distribution of  $^{238}\text{U}$  Fission Rate in FCA VIII-2 A1 and A3 (center).

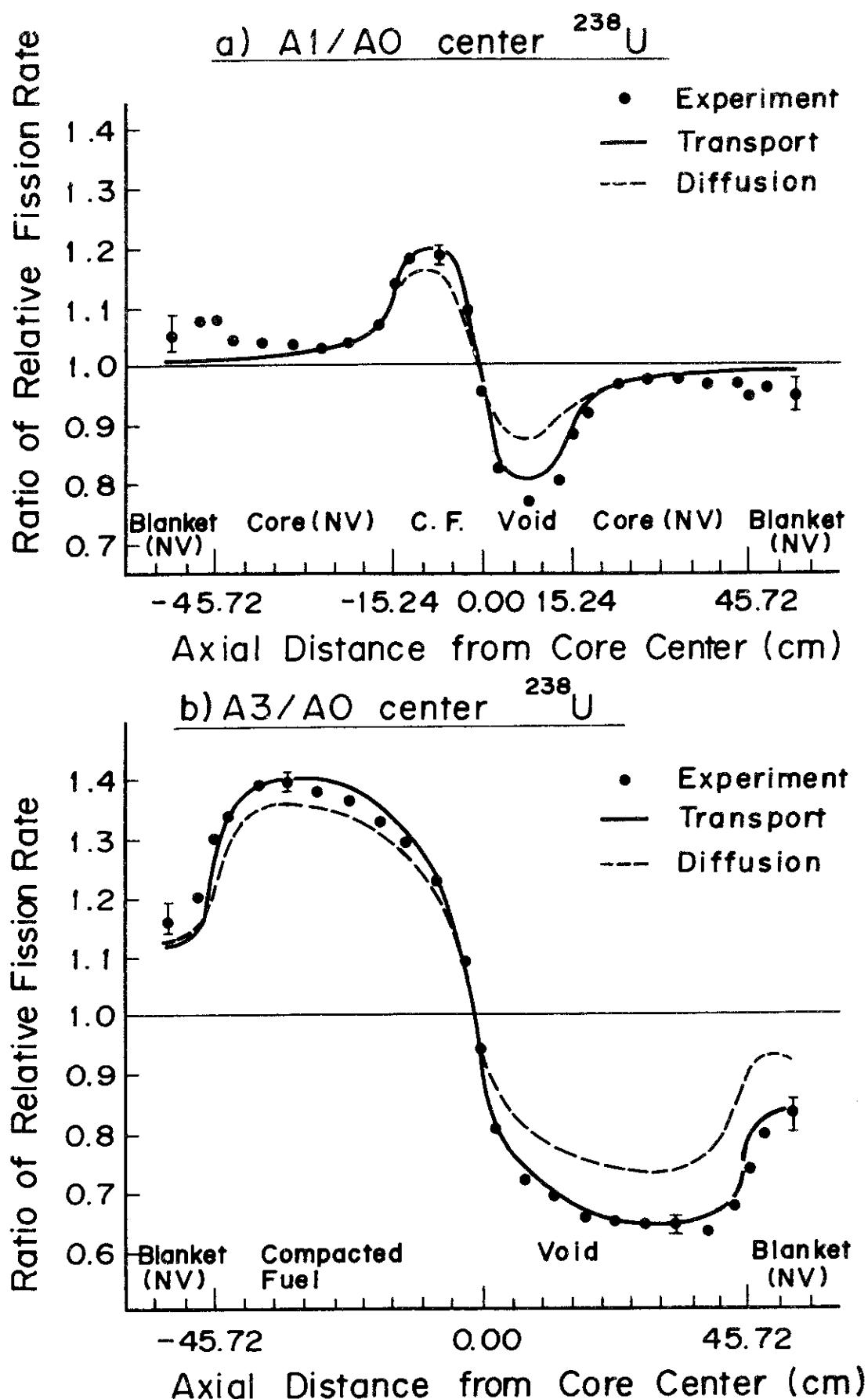


Fig. 18 Distortion of  $^{238}\text{U}$  Fission Rate in FCA VIII-2 A1 and A3 (center).

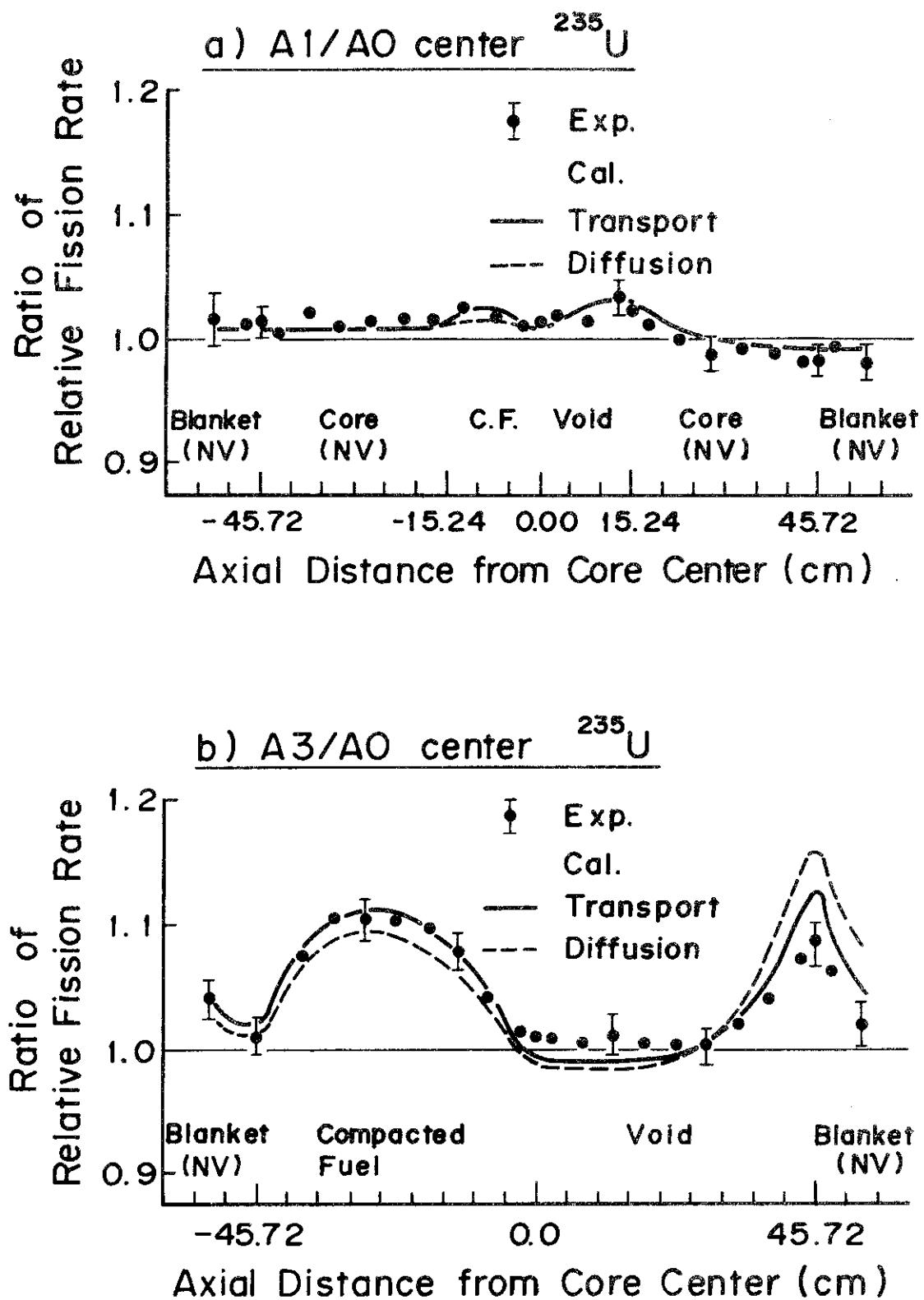


Fig. 19 Distortion of  $^{235}\text{U}$  Fission Rate in FCA VIII - 2 A1 and A3 (center)

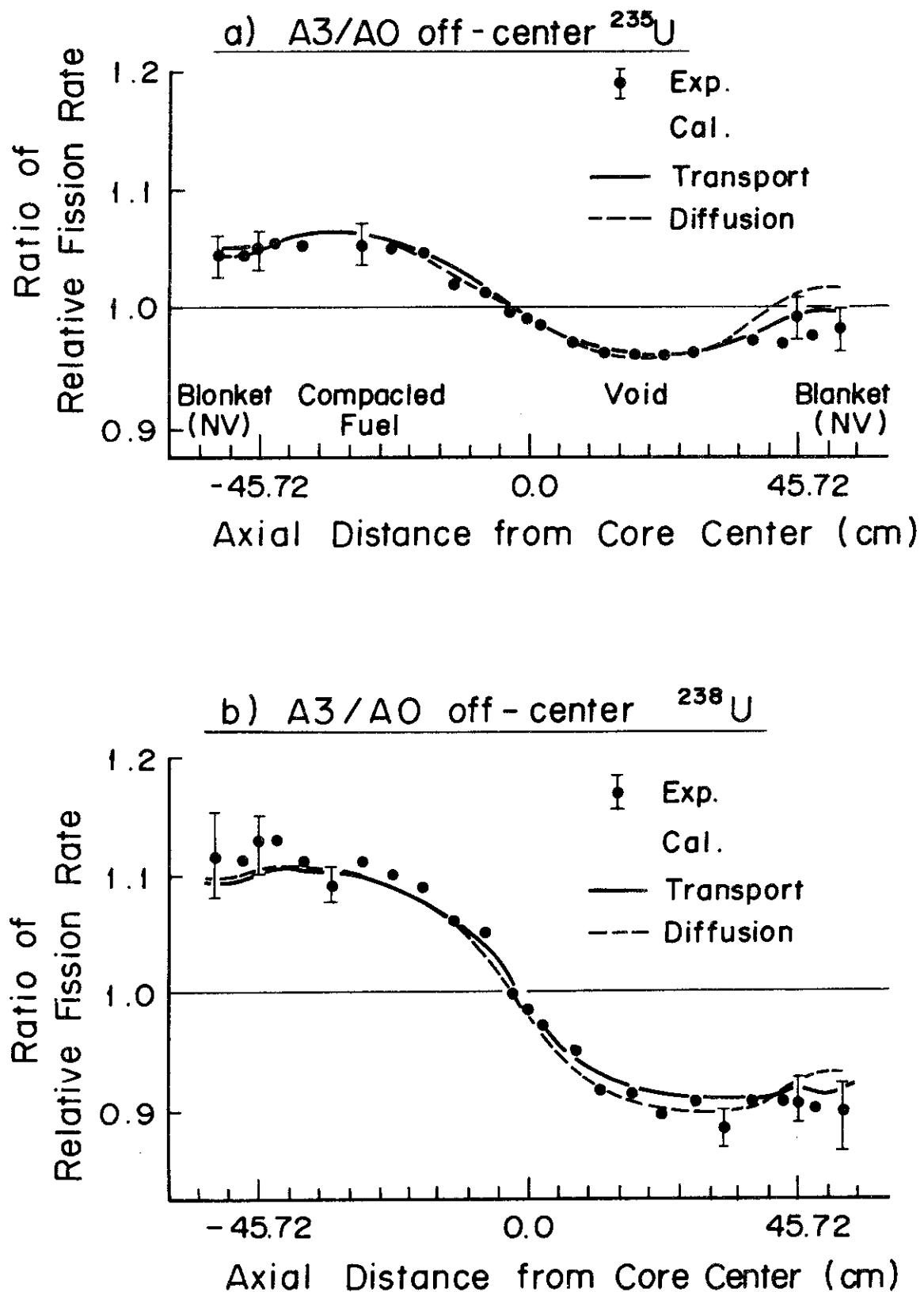


Fig. 20 Distortion of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate in FCA VIII-2 A3 ( off - center ).

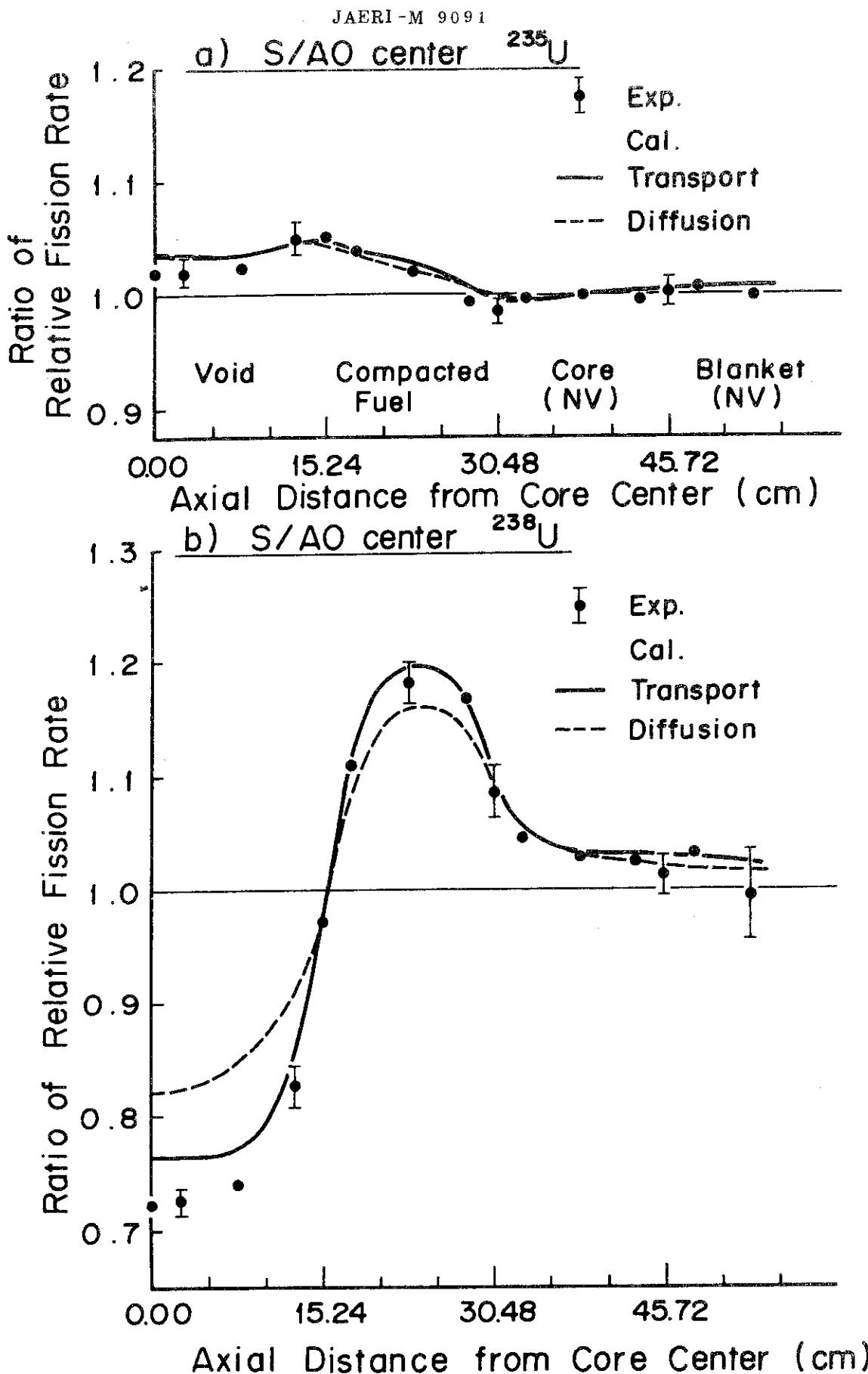


Fig. 21 Distortion of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rate in FCA VIII - 2 S (center)

## 4.2 核分裂率比

燃料スランピング体系における核分裂率比 ( $F_8 / F_5$ ) は、それぞれの核分裂率分布の妥当性とスペクトル変化の様子を調べる際に有用なデータである。

実験値と計算値との比較を Fig. 22 ~ Fig. 27 に示す。このうち Fig. 22 ~ Fig. 26 は 12 群拡散計算および輸送計算と実験値との比較であり、各体系毎に center と off-center との位置で比較が行なわれている。また Fig. 27 は 25 群で行なった拡散計算と modified-D を用いた修正拡散計算との比較を示したものである。

center における核分裂率比は、AO 体系では炉心内でほぼ一定であり、スペクトルが位置に依らず同一であることがわかる。燃料移動体系においては、AO 体系に比べてポイド領域で小さく、また高密度燃料領域で大きな核分裂率比を示し、激しいスペクトル変化の様子がわかる。

Fig. 22 によると、AO 体系の off-center における核分裂率比の分布は、実験値と計算値の一一致は良い。しかし center においては実験値の不確かさの範囲に含まれるもの、輸送、拡散両計算値共一様にズレを生じている。実験値は、center の位置の方が off-center の位置よりも炉心内では大きな値を示すが、計算値は兩位置でほぼ等しい。計算値は Na ポイド領域とそれに隣接した通常の試験領域とのスペクトルの違いを充分に表わしていないことがわかる。

燃料移動系での  $^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}$  核分裂率分布は、高密度燃料領域とポイド領域とで大きく歪む。この場合、 $^{238}\text{U}$  の方が変化する割合が大きく、核分裂率比 ( $F_8 / F_5$ ) の分布は、主に  $^{238}\text{U}$  核分裂率の歪みに従った分布を示す。その為、center の位置においては、各体系共に輸送計算値が比較的良い一致を示し、核分裂率分布と同じく拡散計算の問題を明らかにしている。一方、off-center、特に高密度燃料領域に相当する軸方向の位置では、拡散計算の方が実験値の傾向を比較的良好く表わしている。

ところで既に示した様に、 $^{235}\text{U}$  核分裂率は  $^{238}\text{U}$  のそれと比べて center でも拡散、輸送両計算でさほど差がない。また本研究では、両計算法による核分裂分布（主に  $^{238}\text{U}$ ）の差が核分裂率比 ( $F_8 / F_5$ ) の分布の差に反映されている。したがって、計算手法を替えて核分裂率比の分布を検討することは、そのまま核分裂率分布を検討することと密接に結びついている。そこで、ポイド領域に対して Collins 等の報告した modified D を適用した場合の拡散計算の効果を、A 1 および A 3 体系の核分裂率について検討した。本計算に使用した modified-D は、全エネルギー範囲にわたって通常の D ( $= 1/3 \sum_{tr}$ ) よりも小さな値を取るが、400 keV ~ 1.3 MeV 付近で特に小さくなる。なかでも Z 方向の D は、通常の D に比べて最大 30 %程度も減じた値となり、ポイド領域のスペクトルに影響を与えるものと思われる。しかし、Fig. 27 の結果によると、両体系共ポイド領域では若干差が見られるものの、他の領域では通常の拡散計算値とほとんど変わらない。先に述べた様に、拡散計算の問題として、ポイド領域での実験値との不一致のみならず、高密度燃料領域での不一致があった。高密度燃料領域は出力分布や反応度に大きく寄与する領域であり、ここでの核分裂率（したがって核分裂率分布）にこの修正拡散法は改善をもたらさなかった。また、ポイド領域に対しても、修正拡散計算がより実験値に近い輸送計算の結果を追隨していない。したがって、少なくとも本研究で対象とした燃料スランピング体系については、ポイド領域に modified D を適用しても、基本的には有効な解析手法になり得ないことを示している。

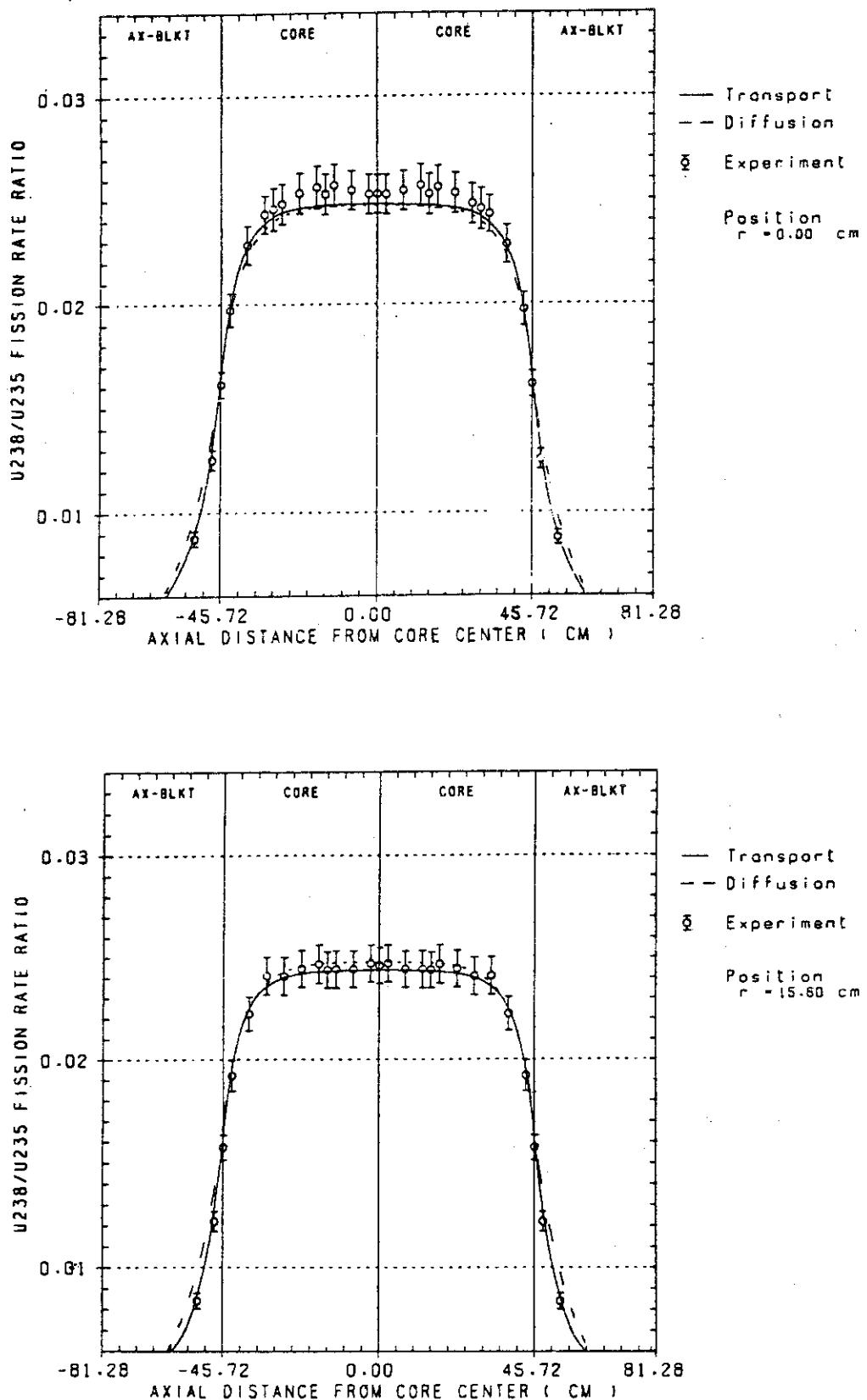


Fig. 22 Axial Distribution of Fission Rate Ratio F8/F5  
in FCA VIII-2 A0.

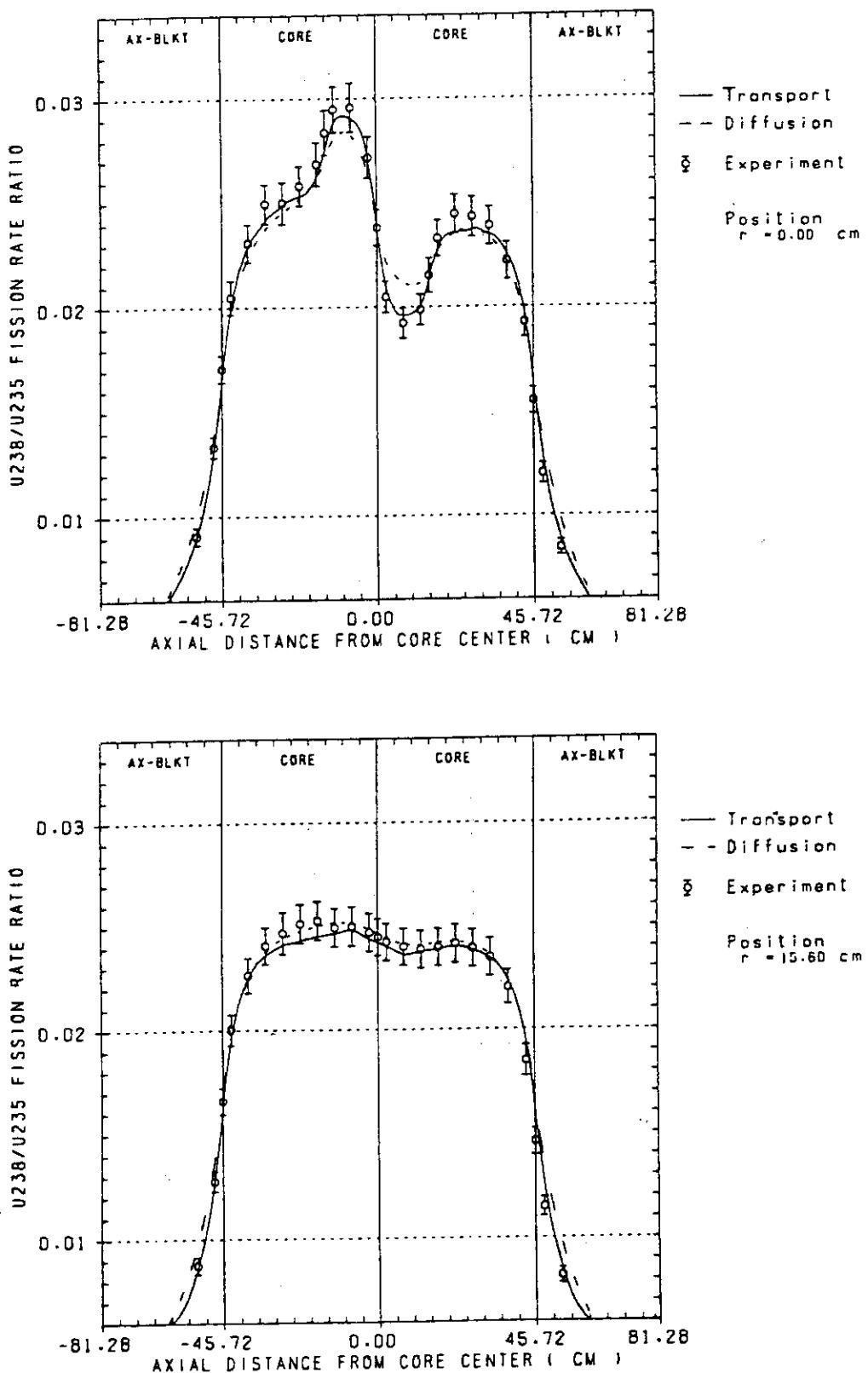


Fig. 23 Axial Distribution of Fission Rate Ratio F8/F5  
in FCA VIII-2 Al.

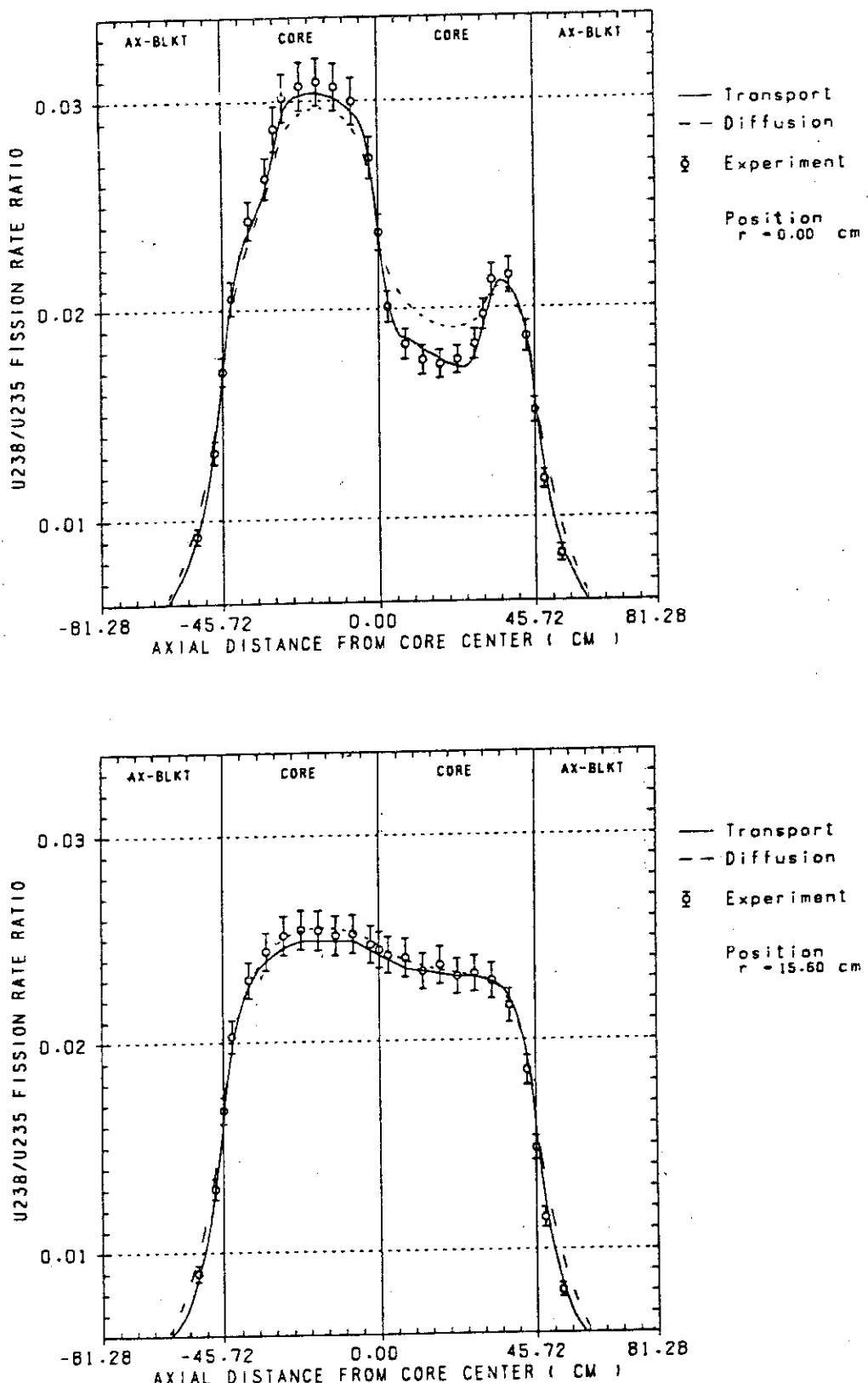


Fig. 24 Axial Distribution of Fission Rate Ratio  $F_8/F_5$  in FCA VIII-2 A2.

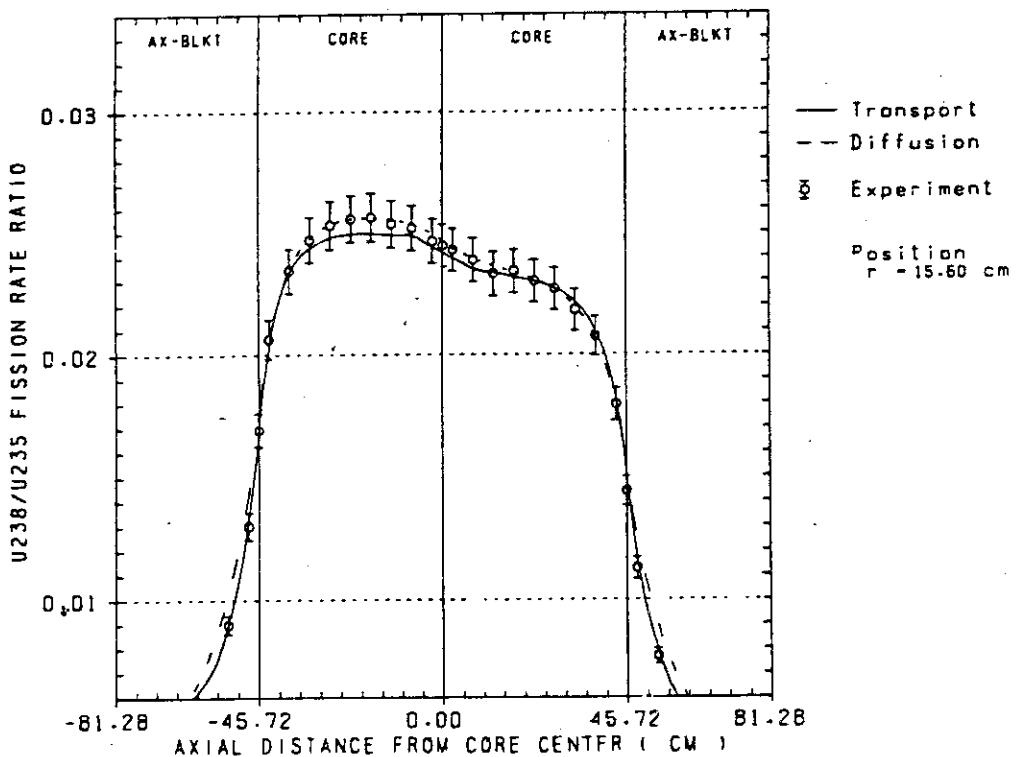
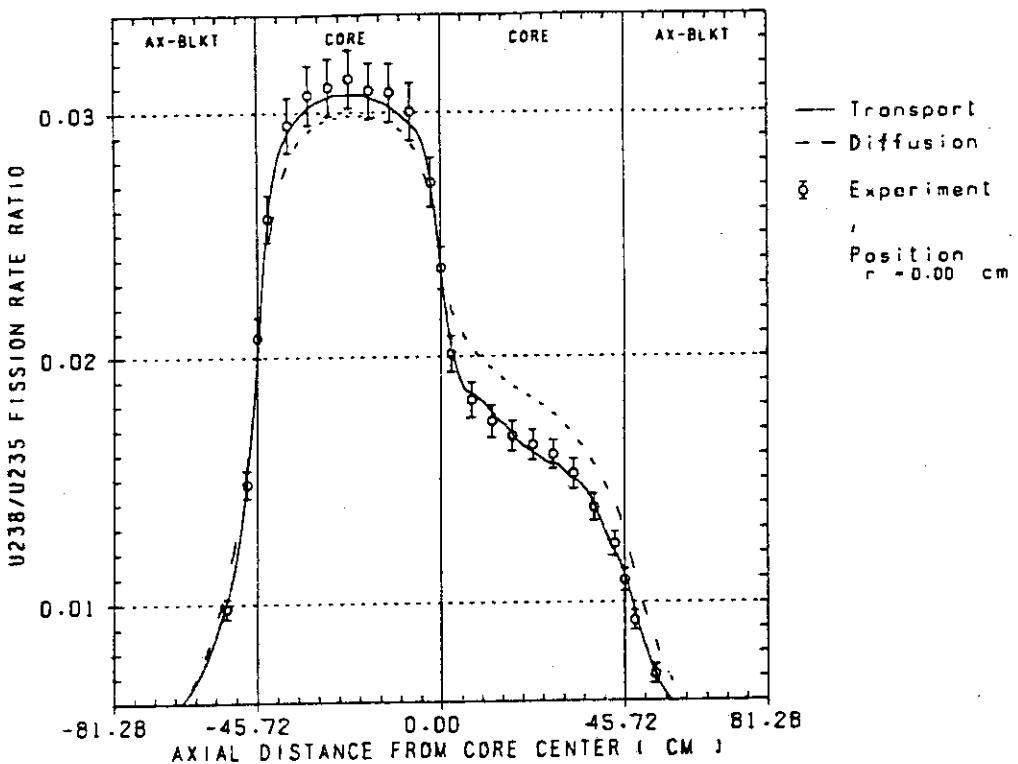


Fig. 25 Axial Distribution of Fission Rate Ratio F8/F5  
in FCA VIII-2 A3.

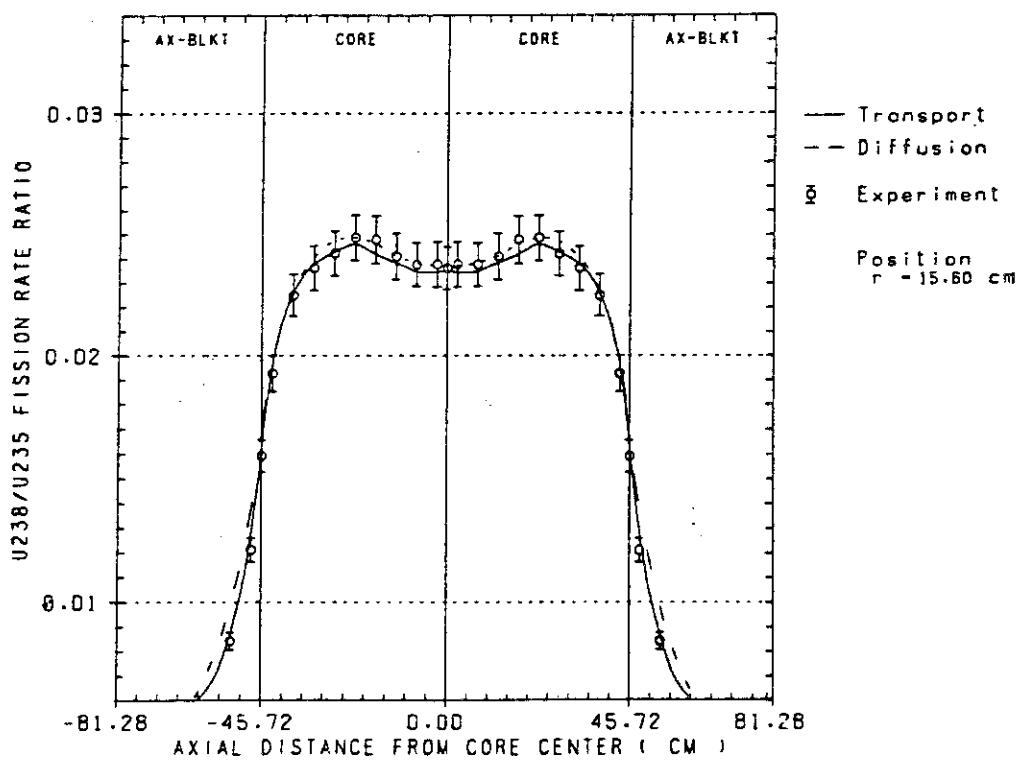
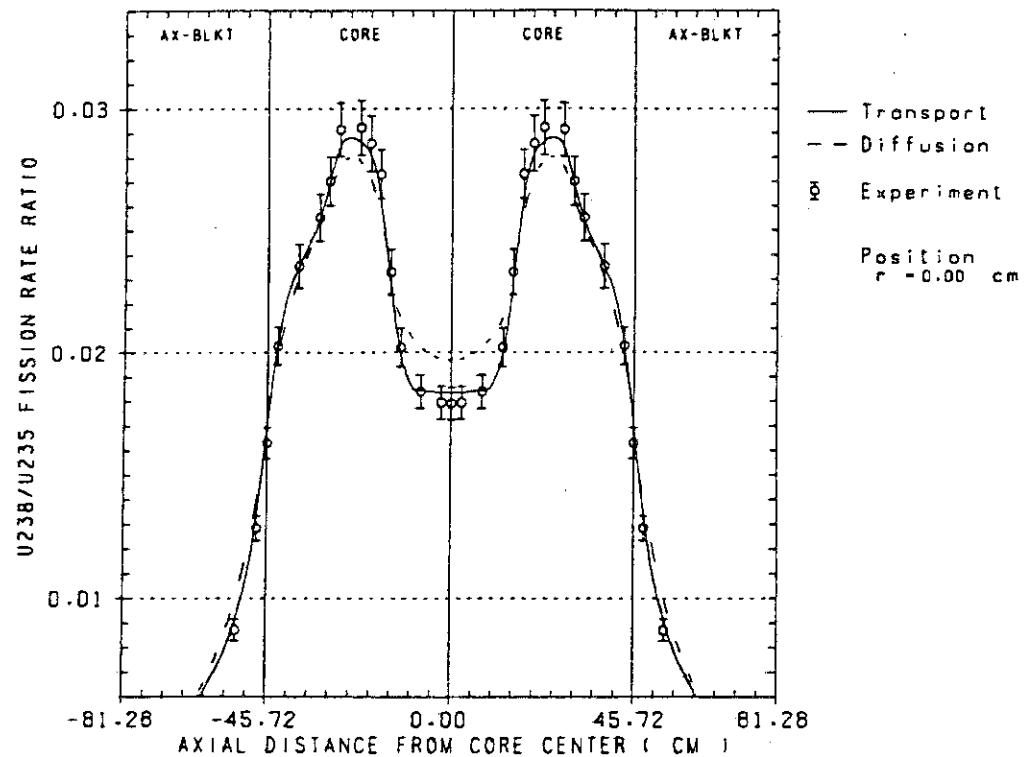


Fig. 26 Axial Distribution of Fission Rate Ratio F8/F5  
in FCA VIII-2 S.

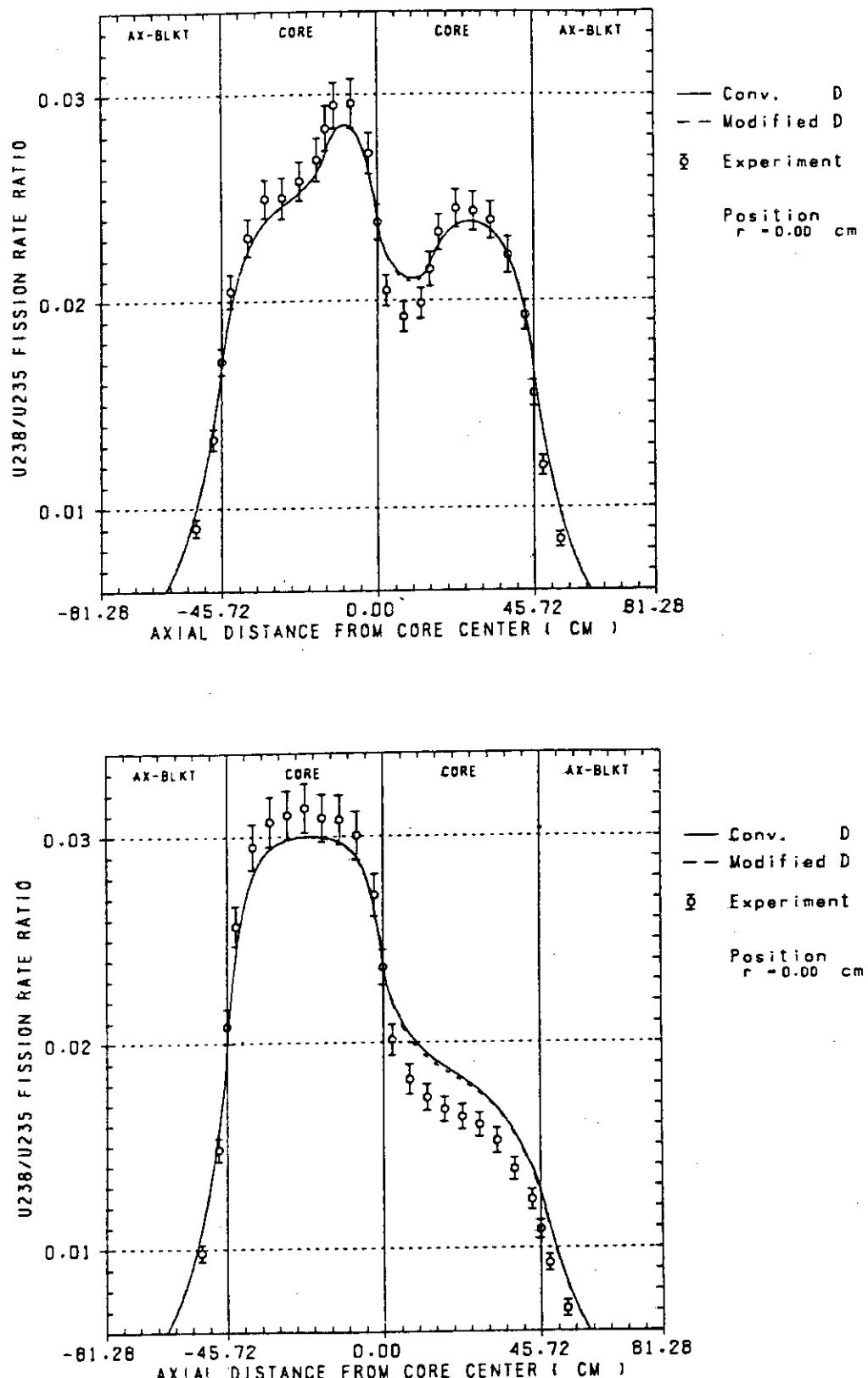


Fig. 27 Axial Distribution of Fission Rate Ratio F8/F5  
in PCA VIII-2 A1 and A3 (center).

### 4.3 Pu サンプル反応度価値

実験では、燃料スランピング領域 9 セルのうちの 4 セルを対象として、4 枚の Pu 板を同じく 4 枚の不鏽鋼板 (2-1-1/16") と置換して反応度価値が測定された。

本報告で示す計算値は、いずれも 1 次の摂動計算により得た。これに用いる摂動系の炉定数は次の方法で作成した。まずボイド領域に対しては、基準となる炉定数が均質近似で作られているので、スランピング領域の断面を構成する 9 セル全体に 4 枚の Pu 板を均等に分散させたものとして、均質近似により摂動系実効断面積を作成した。一方、基準となる炉定数を非均質セル計算によって得た領域に対しては、摂動系の炉定数もセル計算を行なって求めた。この場合、9 セル全体に 4 枚の Pu 板を均等に除去あるいは追加したものと仮定し、セル内の Pu 板領域における Pu 原子数密度を減少あるいは増加させた系について、セル計算を行なった。なお 1-2 群計算で使用する摂動系炉定数は、基準となる炉定数と同じ方法で縮約した。

Table 1 に、各体系の実験値と 2-5 群拡散計算値との比較を C/E 値でまとめた。

#### 基準体系でのサンプル反応度価値

基準体系における実験値と計算値との比較を Fig. 28 に示す。計算値は 2-5 群拡散近似摂動計算により得た。C/E 値の分布は、 $^{235}\text{U}$  核分裂率 (AO 体系) でのそれと同じく、軸方向プランケットに近づくにつれて 1 より小さくなる傾向にある。しかし、1Z と 2Z の位置では、C/E 値がほぼ 1 であることから、本計算における摂動系炉定数の作成方法、あるいは摂動計算法には特別問題のないことがわかる。

#### 燃料スランピング体系でのサンプル反応度価値

燃料スランピング体系 A1 及び A3 における、実験値と計算値との比較を Fig. 29 に示す。核分裂率分布の場合に比べると実験値の数が少なく、詳細な分布は明らかではないが、不一致の目立つ領域として高密度燃料領域の炉心中心面側があげられる。この領域での  $^{235}\text{U}$  の核分裂率分布については特に不一致が見られなかったことから、計算に用いる随伴中性子束分布が影響しているものと思われる。

燃料移動によるサンプル反応度価値分布の歪みとして、基準体系での分布との比で表わした結果を Fig. 30 に示す。A1 体系では、高密度燃料領域と軸方向プランケット内部を除くと計算値は実験値をほぼ再現している。しかし、A3 体系では、高密度燃料領域もさることながら、ボイド領域の軸方向プランケット近傍で大きな違いを示している。この場所では  $^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}$  核分裂率の歪みが、拡散、輸送の両計算手法によって大きく異なったことから、反応度価値についても輸送計算を行なうことにより不一致が改善されるものと思われる。

そこで A3 体系を対象として輸送近似摂動計算を行なった。結果を Fig. 31 に示す。図に示した  $S_N$  補正因子  $f$  の分布は、同じ炉定数を用いた輸送摂動計算と拡散摂動計算両者の結果の比をとったものである。これから明らかな様に、高密度燃料領域においては輸送計算値は拡散計算値よりも大きな値となり、逆にボイド領域では全体として小さくなることがわかる。拡散計算によると、高密度燃料領域で過小評価し、ボイド領域では過大評価する傾向にある為、輸

送計算値は C/E 値分布に改善をもたらすものと思われる。ここでは 12 群計算値が 25 群のそれへと外挿が可能であると仮定し,  $f$  を 25 群拡散計算値に掛けて得られた「輸送計算値」とを比較した (Fig. 31 の b と c)。この図では, 実験値についても拡散計算と輸送計算の中性子束分布の違いによる effective  $\beta$  の差を考慮し, この輸送効果 (約 1% 程度小さくなる) の補正を施した。図から明らかに, 全体として C/E 値の改善がなされていることがわかる。しかしながら, 「輸送計算値」でも依然として高密度燃料領域の炉心中心面側で不一致が見られる。

Table I C/E Values of Pu Sample Worth in FCA VIII-2

Position	Reference	A1	A2	A3	S
11Z	0.868	0.962	0.943	1.036	0.868
10Z	0.914				
9Z	0.937				
8Z	0.952	0.929	0.985	1.130	0.960
6Z					0.976
5Z	0.986	0.986	1.067	1.036	0.977
4Z					0.991
3Z					1.005
2Z	1.000	1.017	1.015	0.998	1.033
1Z	1.007	1.006	0.985	0.967	1.030
-1Z		0.967	0.970	0.925	
-2Z		0.960	0.965	0.935	
-3Z		0.971	0.967	0.964	
-5Z		0.973	0.961	0.949	
-8Z		0.953	0.951	0.925	

\* Experimental Error

≤1% for ±1Z ~ ±8Z

<2% for -9Z ~ -10Z

<3% for -11Z

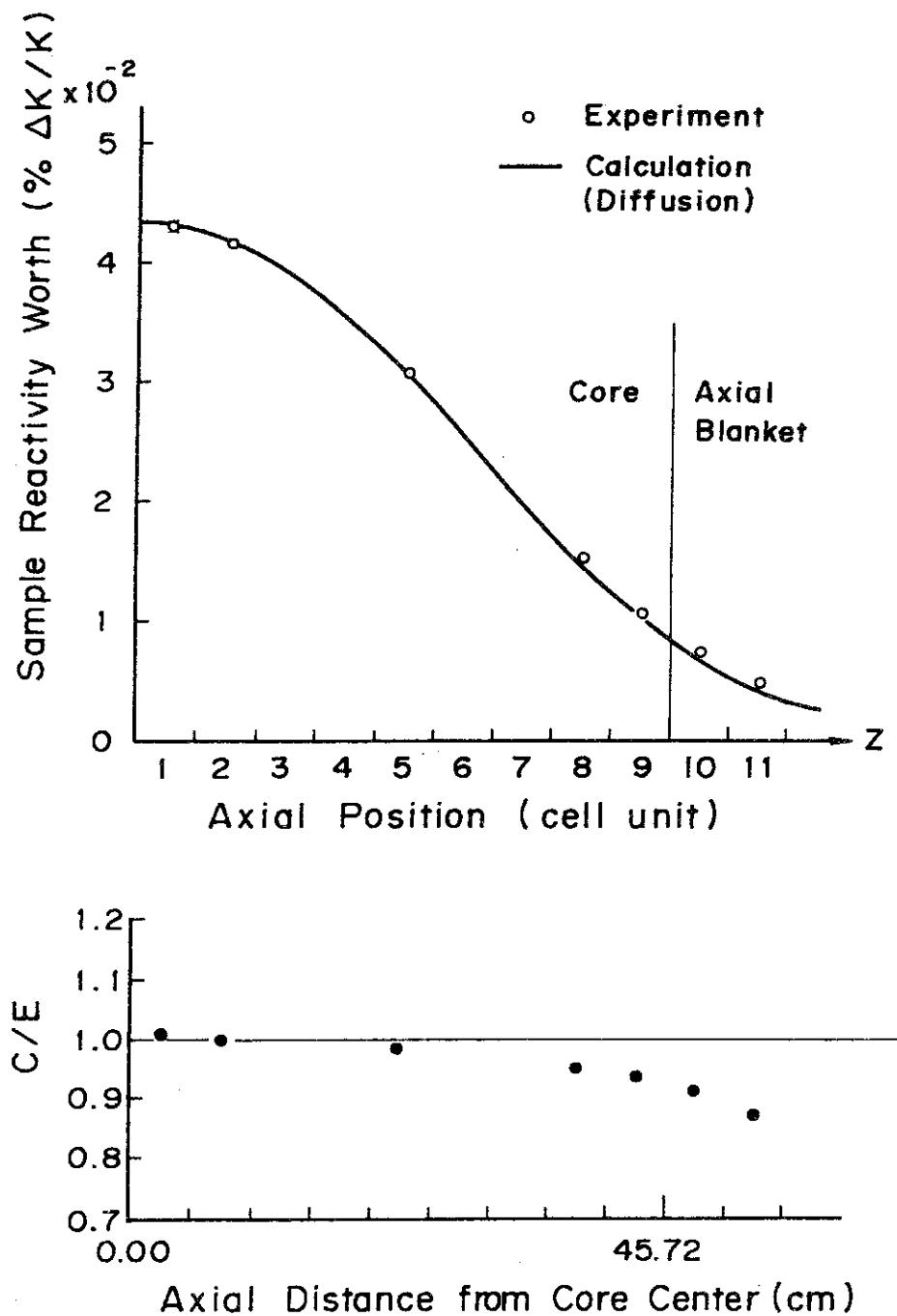


Fig. 28 Axial Distribution of Pu Sample Worth in FCA VIII-2 Reference

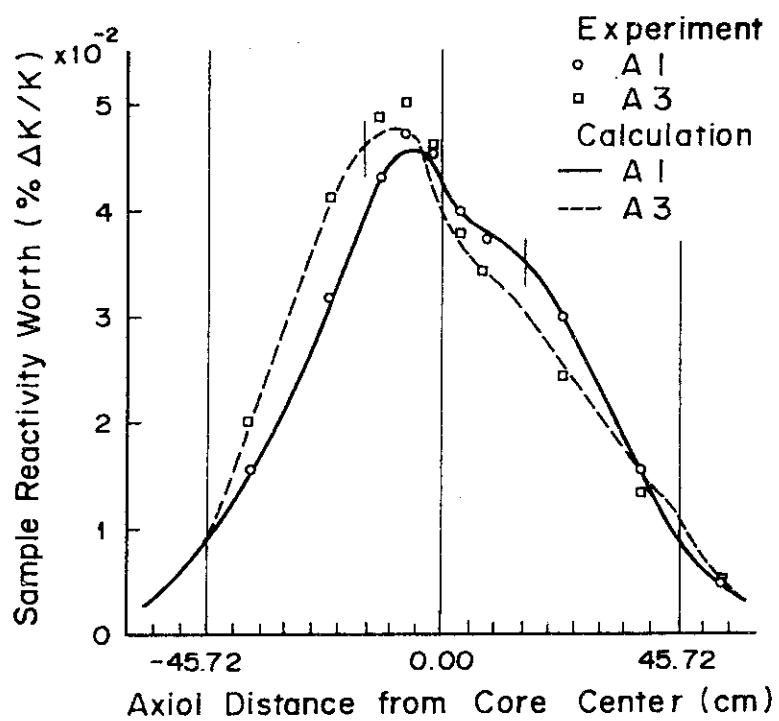


Fig. 29 Axial Distribution of Pu Sample Worth in FCA VIII-2 A1 and A3

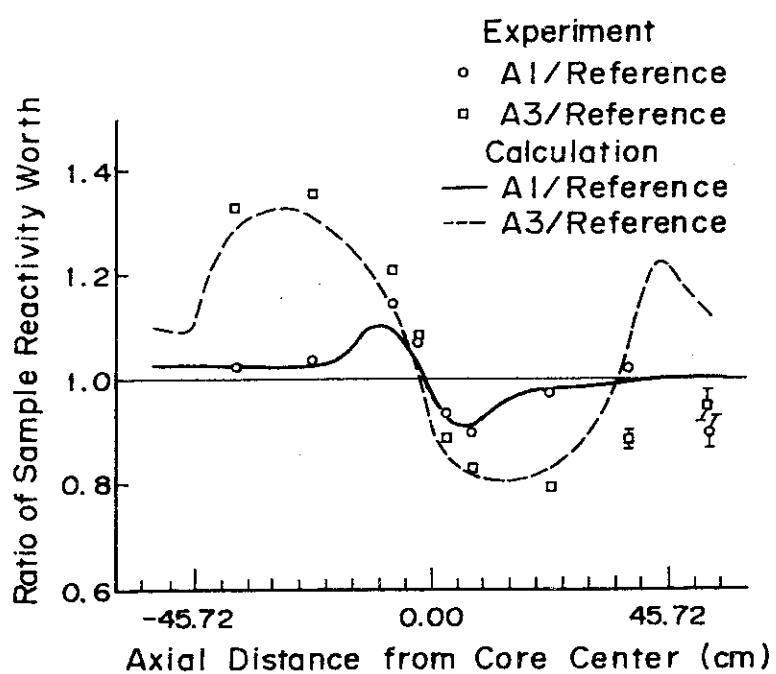


Fig. 30 Distortion of Pu Sample Worth in FCA VIII-2 A1 and A3

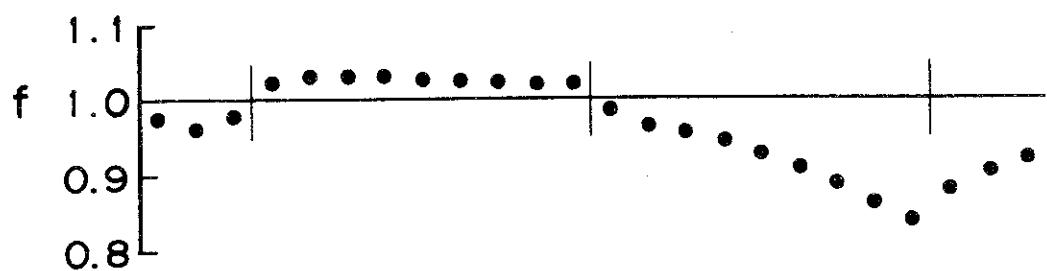
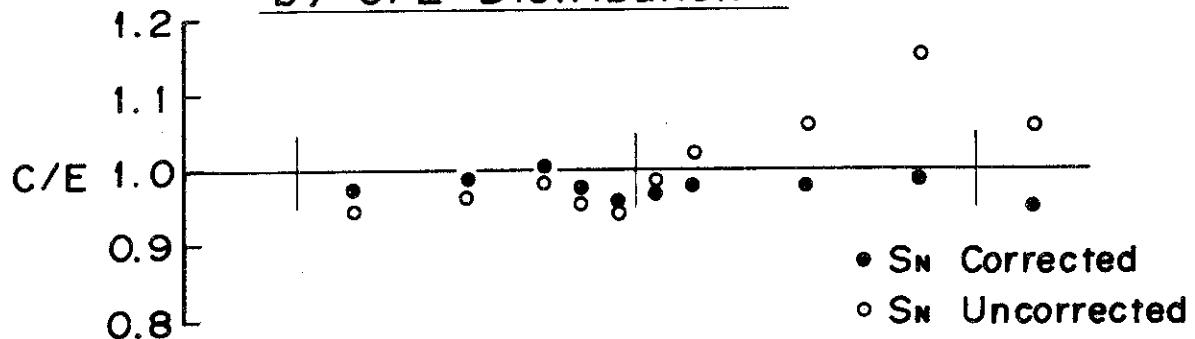
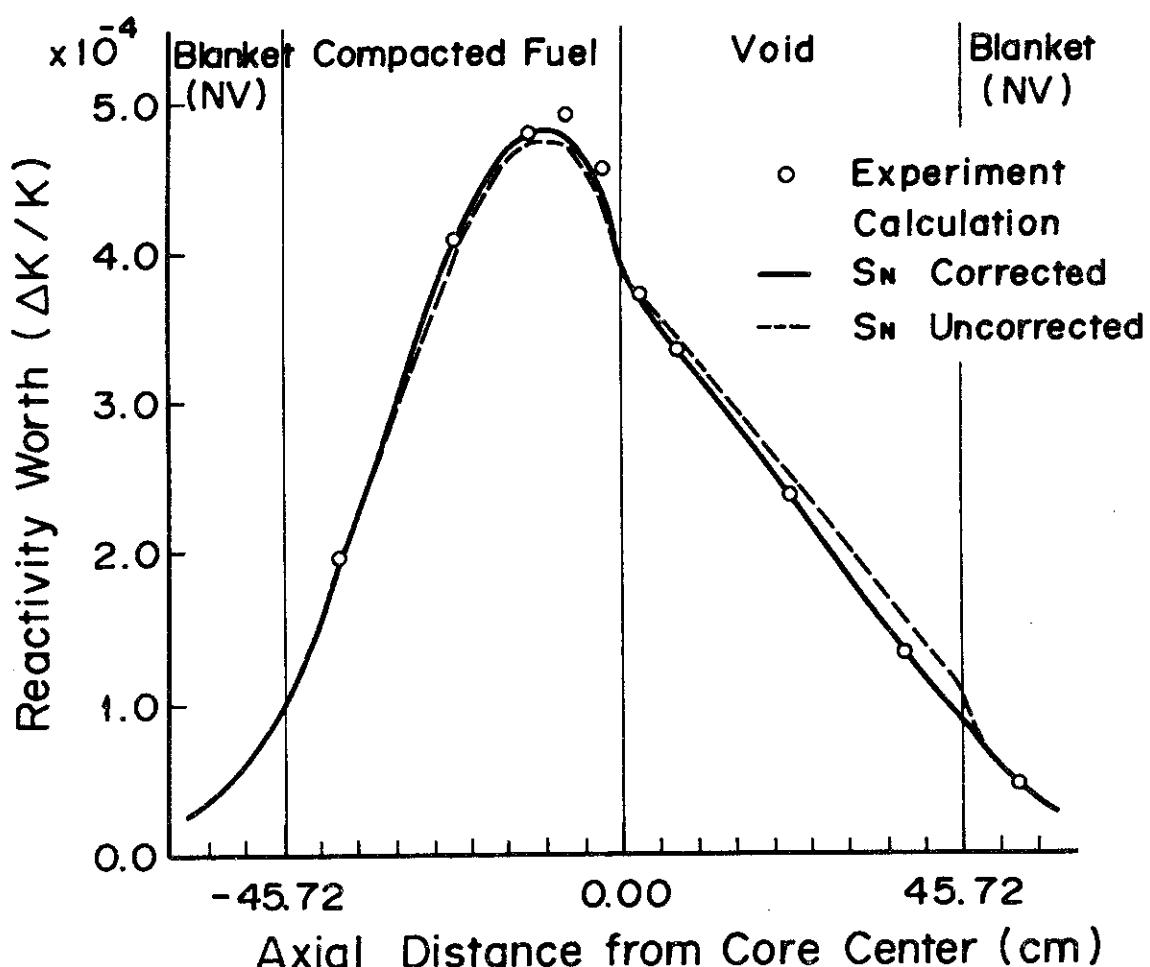
a) Sn Correction Factors ( $f = S_n / \text{Diff}$ )b) C/E Distributionc) Pu Sample Worth Traverse

Fig. 31 Effect of Transport Correction for Pu Sample

## 5. ま　と　め

FCA VII-2集合体で構成された、燃料スランピング実験の各体系で測定された一連の核分裂率、核分裂率比、サンプル反応度価値を解析した。計算に用いる実効断面積は、JAERI Fast Set Version II 25群から非均質セル計算によって作成した。これを用いた炉計算は、2次元R-Zモデルで体系を表わし、輸送( $S_N$ )、拡散および修正拡散の3種の手法で行なった。

A O体系における $^{235}U$ あるいは $^{238}U$ 核分裂率は、炉心中心から軸方向に離れるにつれて実験値-計算値との不一致が見られる。*off-center*で規格化すると、Na ポイド状態の*center*で $^{238}U$ 核分裂率のC/Eに若干計算手法の差が現われている。

燃料スランピング体系においては、*center*と*off-center*とで核分裂率分布に極めて大きな差が現われる。*center*では、計算手法の差が明らかに示され、拡散近似を用いた計算では特に $^{238}U$ 核分裂については、ポイド領域および高密度燃料領域で実験値を再現しない。高密度燃料領域は、反応度あるいは出力分布に大きく寄与するので、この領域で不一致が見られることは重大である。一方輸送計算では、ポイド領域に若干問題はあるものの、ほぼ全体で実験値と良い一致を示す。これらの特徴は、各燃料スランピング体系での核分裂率をA O体系でのそれとの比を取った歪みを比較することより明確になる。拡散近似では中性子束分布の急激な変化を表わせず、分布を鈍らせた形となる。輸送計算はその点  $S_4 P_0$  程度の粗い近似を用いても中性子束分布の変化を計算出来ることが示された。なお、*off-center*においては、 $^{238}U$ 核分裂率についても実験値-計算値とで特に不一致は見られず、また分布の歪みについても拡散計算で充分表わすことが出来る。従って計算手法の差が問題となるのは、スランピング領域内部にほぼ限定される。

各体系の核分裂率比(F8/F5)については、やはり*center*では輸送計算が良い一致を示す。拡散計算は $^{238}U$ 核分裂率を充分表わせないことから、ポイド領域と高密度燃料領域で実験値と一致しない。また修正拡散計算と通常の拡散計算とで比較したが、有意な差が現れなかった。本研究で取り上げた修正拡散法は、燃料移動に伴う中性子束分布の変化にさほど影響を与えないことから、拡散近似の改良法としては充分ではないと思われる。

Reference 体系におけるPu サンプル反応度価値分布は、A O体系における核分裂率と同様に、軸方向ブランケット付近では実験、計算で一致しないものの、炉心中心付近では良い一致を示す。燃料スランピング体系においては、拡散近似摂動計算を用いるとポイド領域で過大評価、高密度燃料領域で過小評価し、核分裂率と同じ傾向を示す。そこでA 3体系について輸送近似摂動計算を行なった。その結果、軸方向全体にわたって不一致の改善が見られたが、高密度燃料領域のポイド領域側で依然問題が残っており、より詳細な検討が必要である。

## 謝 詞

本研究を行なうにあたって、DOYCコンピュータコードシステムの利用に便宜を与えて下さった高速炉物理研究室長黒井英雄氏および小山謹二氏に感謝致します。特に小山氏からは数多くの有益な助言を戴いた。著者の1人(角田)は日本原子力研究所FCAに滞在中、数多くの人達から種々の援助や協力を戴いた。深く感謝致します。また、東北大学工学部平川直弘教授からは終始適切な助言と指導を受けた。ここに感謝の意を表します。

## 参 考 文 献

- 1) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥 : FCA-VII-2集合体による燃料スランピング実験, 昭和55年日本原子力学会要旨集C22(1980)
- 2) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥 : 高速炉の炉心溶融模擬体系における反応率およびサンプル反応度値の測定, JAERI-M 9090(1980)
- 3) Collins, P.G., Ingram, G. and Codd, J. : Proc. Int. Sympphy. Fast Reactors, Tokyo, Oct. 16-19 A40(1973).
- 4) Smith, L. et al. : SIMMER-II : A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis, LA-7515(1978).
- 5) Takano, H. et al. : JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II, JAERI 1255(1978).
- 6) 小山謹二, 他 : 私信.
- 7) Benoist, P. : Streaming Effects and Collision Probabilities in Lattices, Nucl. Sci. Eng. 34(1968).
- 8) Fowler, T.B. et al. : Nuclear Reactor Core Analysis Code : CITATION, ORNL-TM-2496, Rev. 2(1971).
- 9) Hardie, R.W. and Little, W.W. : PERT-V, A Two-Dimensional Perturbation Code for Fast Reactor Analysis, BNWL-1162(1969).
- 10) Lathrop, K.D. and Brinkley, F.W. : Theory and Use of the General Geometry TWOTRAN Program, LA-4432(1970).
- 11) 佐々木誠, 宝珠山健, 関雄次 : 輸送摂動コードによるナトリウムボイド反応度の解析, 昭和54年日本原子力学会秋の分科会要旨集C73(1979).
- 12) Lathrop, K.D. and Brinkley, F.W. : TWOTRAN-II : An Interface, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport, LA-4848-MS(1973).

## 謝 辞

本研究を行なうにあたって、DOYCOコンピュータコードシステムの利用に便宜を与えて下さった高速炉物理研究室長黒井英雄氏および小山謹二氏に感謝致します。特に小山氏からは数多くの有益な助言を戴いた。著者の1人(角田)は日本原子力研究所FCAに滞在中、数多くの人達から種々の援助や協力を戴いた。深く感謝致します。また、東北大学工学部平川直弘教授からは終始適切な助言と指導を受けた。ここに感謝の意を表します。

## 参 考 文 献

- 1) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥 : FCA-VII-2集合体による燃料スランピング実験, 昭和55年日本原子力学会要旨集C22(1980)
- 2) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥 : 高速炉の炉心溶融模擬体系における反応率およびサンプル反応度値の測定, JAERI-M 9090(1980)
- 3) Collins, P.G., Ingram, G. and Codd, J. : Proc. Int. Sympphy. Fast Reactors, Tokyo, Oct. 16-19 A40(1973).
- 4) Smith, L. et al. : SIMMER-II : A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis, LA-7515(1978).
- 5) Takano, H. et al. : JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II, JAERI 1255(1978).
- 6) 小山謹二, 他: 私信.
- 7) Benoist, P. : Streaming Effects and Collision Probabilities in Lattices, Nucl. Sci. Eng. 34(1968).
- 8) Fowler, T.B. et al. : Nuclear Reactor Core Analysis Code : CITATION, ORNL-TM-2496, Rev. 2(1971).
- 9) Hardie, R.W. and Little, W.W. : PERT-V, A Two-Dimensional Perturbation Code for Fast Reactor Analysis, BNWL-1162(1969).
- 10) Lathrop, K.D. and Brinkley, F.W. : Theory and Use of the General Geometry TWOTRAN Program, LA-4432(1970).
- 11) 佐々木誠, 宝珠山健, 関雄次 : 輸送摂動コードによるナトリウムボイド反応度の解析, 昭和54年日本原子力学会秋の分科会要旨集C73(1979).
- 12) Lathrop, K.D. and Brinkley, F.W. : TWOTRAN-II : An Interface, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport, LA-4848-MS(1973).

## 付録 I. R - 2 モデルと X - Y モデルとの核分裂率比の比較

計算体系として、2次元で比較的容易にあらわせる Reference, AO を選んだ。また、スランピング領域の物質がその周辺部と大きく異なる場合として、スランピング領域の炉心部が全て高密度燃料からなる仮想的な体系 C も対象に含めた。

計算方法は、まず R - Z モデルで計算した中性子束分布から、軸方向バックリングを領域、エネルギー群毎に求めた。次に、これを入力とする X - Y 計算を行なって中性子束分布を得た。両モデルの中性子束を用いて核分裂率比 ( $F_8/F_5$ ) の空間分布を計算し、Fig. A - 1 の a から b 方向に走査して比較を行なった。この結果を Fig. A - 2 に示す。Reference 体系および AO 体系では、off-center 付近のスペクトル変化が比較的大きいものの両モデル同じ傾向を示し、o 点 (center,  $r=0.0 \text{ cm}$ ) で 1 %、また、a 点 (off-center,  $r=15.6 \text{ cm}$ ) で 0.4 % 程度しか差が生じていない。一方 C 体系では、両モデルで決められるスランピング領域の境界付近で若干分布に差が現われている。しかしながら、a 点付近では両者に特に差はない、これは Reference あるいは AO 体系の結果と同様である。X - Y モデルの入力データとなる軸方向バックリングの不確かさを考慮すると、いずれの体系についても両モデルの結果に有意な差があるとは考えられない。したがって、off-center の実効的な位置として  $r=15.6 \text{ cm}$  と決めるこに問題はないものと思われる。

## 付録 II 反応率のセル非均質効果

非均質セルについて、検出器を挿入する位置によって検出される反応率の変化する様子を調べた。ここでは例として FCA VIII-2 体系の試験領域を構成する 2種類のセル (Normal core, Na voided core) を取り上げる。

計算は「CELINT」コードで行ない、セルを構成する各物質領域毎に検出し得る反応率を求めた。結果は検出器の挿入位置に依存した反応率の空間依存性を明らかにする為に、各領域で検出される反応率をそのセル平均値との比であらわした。Fig. A - 3 と Fig. A - 4 では、セルパターンおよび  $^{235}\text{U}$  と  $^{238}\text{U}$  核分裂について非均質性が示されている。

$^{235}\text{U}$  核分率については、吸収物質からなる領域ではセル平均に比べて小さく、逆に散乱物質領域では大きくなっているものの、セル内の空間依存性は比較的小さい。一方、 $^{238}\text{U}$  核分率については、例えば Pu 燃料領域でセル平均値に比べて 10 % 以上も大きな値を示すことなど非均質効果が大きく現われ、実験値との比較に際して注意が必要である。

本報告で扱った実験値は、セルの中央に  $^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}$  の小型核分裂計数管を挿入して測定したものである。Fig. A - 3 から、もし検出器が充分小さければ、セル中央で検出される、 $^{238}\text{U}$  核分率はセル平均に比べて 1 ~ 2 % 程度小さな値となる。しかし、実際には検出器（計数管）自体の大きさが無視出来ず、また測定に際しては実験孔を設ける必要があった。つまり実験上の制約から、1 つは検出器を充分小さくみなせないこと、もう 1 つはセルの組成が実験孔を設けることによって若干変化すること、の 2 点が実験値との比較を行なう際に問題となるのである。1 番目の問題点については、セル中央付近で検出され得る核分率を平均化する方法を

とすることが考えられる。2番目の問題点を検討する為に、実験孔を設けたセルを対象としてセル計算を行った。その結果は、 $^{238}\text{U}$ 核分率についてもセル中央付近でほぼセル平均値と等しい値(0.5%程度の差)を示した。この計算は実験孔を持つセルが無限に続くという仮定に基づくものであり、直接実験上のセルを模擬しているとするには無理があるものの、このセルと通常のセルとの間に実験上のセルに反応するものがあると考えられる。したがって、本研究で行なった様に、通常のセルを対象とし、かつ反応率のセル平均値を与える検出器の断面積を用いたことによる $^{238}\text{U}$ 核分率の不確かさは1%程度以下であると思われる。

### 付録Ⅲ. 核分裂率分布のC/E値

Table A-1からA-5に5種類の体系(A0, A1, A2, A3, S)のcenterおよびoff-centerにおける核分裂率のC/E値を示す。これらは体系毎に、輸送計算によるC/Eと拡散計算によるC/Eが表となっている。 $^{235}\text{U}$ 核分率(F5)あるいは $^{238}\text{U}$ 核分率(F8)のC/E値に付随する値は、実験値の誤差(%)を示す。

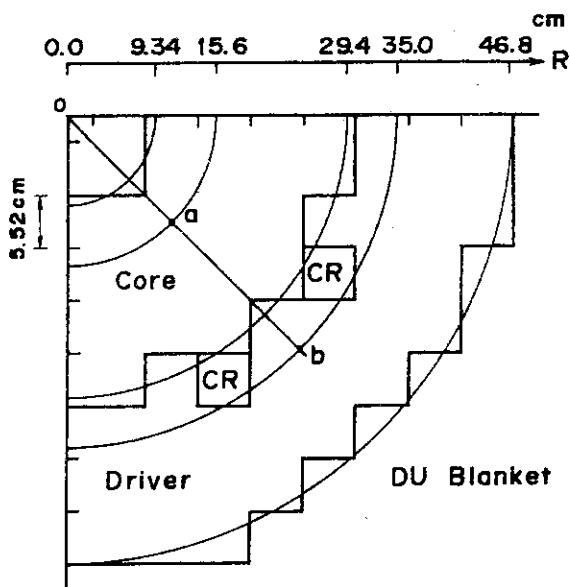


Fig. A-1 R-Z and X-Y Configuration

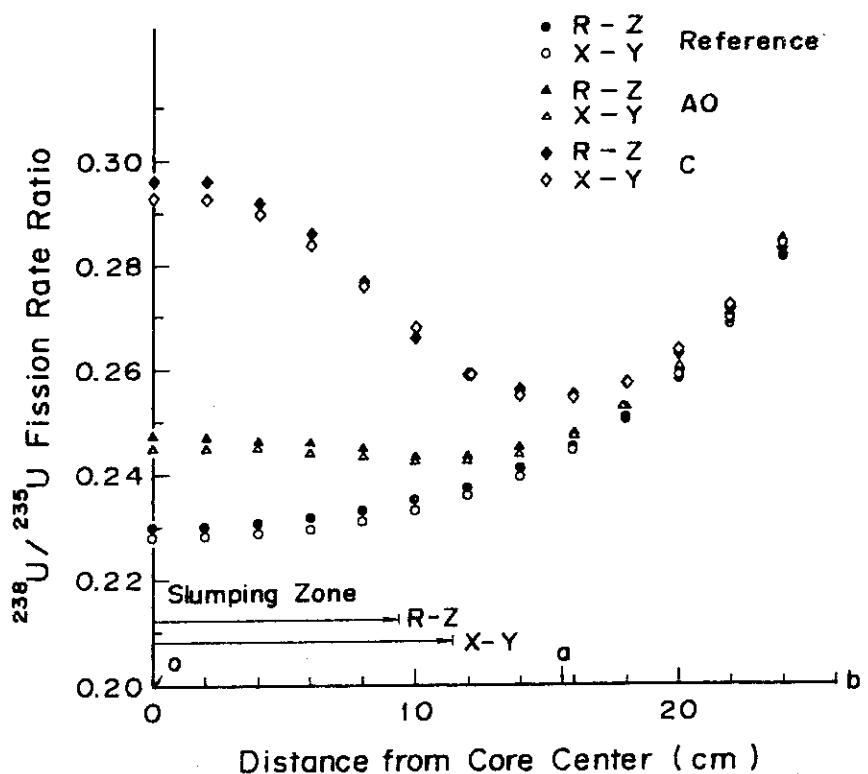


Fig. A-2 Comparison of Fission Rate Ratio F8/F5 between R-Z and X-Y Calculations

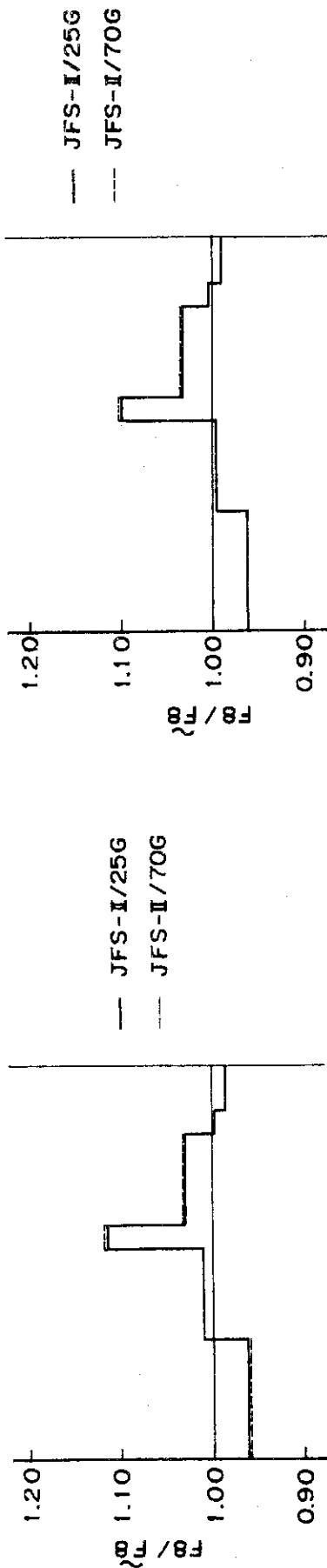
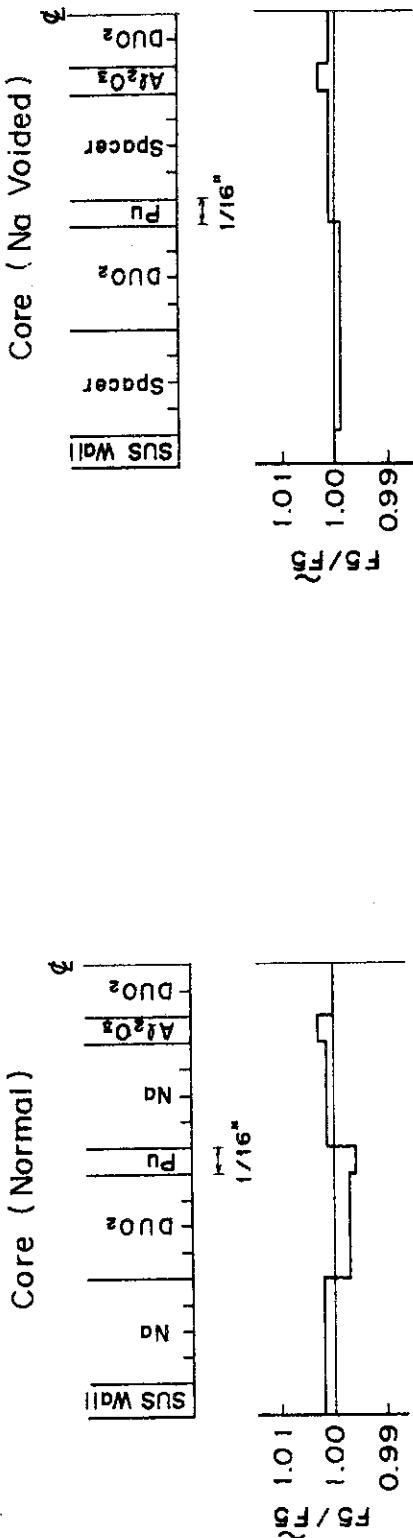


Fig. A-3  
Cell heterogeneity of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  fission rate  
in Normal Core.

Fig. A-4  
Cell heterogeneity of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  fission rate  
in Na Voided Core.









