

JAERI - M
93-186

FCAによる金属燃料高速炉ベンチマーク実験(Ⅱ)

— FCA XVI-1 炉心の実験と解析 —

1993年10月

飯島 進・大井川宏之・坂東 勝*・大野 秋男
桜井 健・根本 龍男・大杉 俊隆・佐藤 邦雄
早坂 克久

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, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 原子力資料サービス

FCAによる金属燃料高速炉ベンチマーク実験(Ⅱ)

— FCA XVI-1炉心の実験と解析 —

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

飯島 進・大井川宏之・坂東 勝*・大野 秋男

桜井 健・根本 龍男・大杉 俊隆・佐藤 邦雄

早坂 克久

(1993年8月31日受理)

金属燃料高速炉を模擬したFCA XVI-1炉心での実験に基づき、金属燃料高速炉の核設計計算精度評価研究を実施した。実験では、安全性評価に係わる反応度フィードバック係数に重点を置き、ドップラー効果、ナトリウムボイド効果、燃料移動および燃料膨張効果を測定した。さらに、臨界性、反応率比、物質反応度値および制御棒値の測定を行った。解析は、核データライブラリーJENDL-2と3次元拡散計算により行った。

解析の結果、酸化物燃料高速炉模擬実験に基づいて開発されてきた従来の核データと計算手法により、金属燃料高速炉の核特性を精度良く予測できることが示された。ただし、ドップラー、広領域ナトリウムボイドおよび径方向燃料移動反応度値については、計算精度改善について検討する必要のあることが明らかになった。

Benchmark Physics Experiment of Metallic-fueled LMFBR at FCA(II)
- Experiments of FCA Assembly XVI-1 and Their Analyses -

Susumu IIJIMA, Hiroyuki OIGAWA, Masaru BANDO*
Akio OHNO, Takeshi SAKURAI, Tatsuo NEMOTO
Toshitaka OSUGI, Kunio SATOH and Katsuhisa HAYASAKA

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

(Received August 31, 1993)

An availability of data and method for a design of metallic-fueled LMFBR is examined by using the experiment results of FCA assembly XVI-1. Experiment included criticality and reactivity coefficients such as Doppler, sodium void, fuel shifting and fuel expansion. Reaction rate ratios, sample worth and control rod worth were also measured. Analysis was made by using three-dimensional diffusion calculations and JENDL-2 cross sections. Predictions of assembly XVI-1 reactor physics parameters agree reasonably well with the measured values, but for some reactivity coefficients such as Doppler, large zone sodium void and fuel shifting further improvement of calculation method was need.

Keywords: FCA, Metallic Fuel, Fast Breeder Reactor, Mock-up Experiment, Reactivity Feedback Parameter, JENDL-2, Nuclear Characteristics Calculation

* HITACHI Ltd.

目 次

1. はじめに	1
2. 実験体系	3
2.1 実験体系	3
2.2 臨界特性試験	4
2.3 実験解析	5
3. 物質反応度値	13
3.1 物質反応度値の測定	14
3.2 物質反応度値の解析	16
4. ドップラー反応度値	23
4.1 ドップラー反応度値の測定	23
4.2 ドップラー反応度値の解析	23
5. ナトリウムボイド反応度値	29
5.1 ボイド反応度値の測定	29
5.2 ボイド反応度値の解析	30
6. 燃料移動および燃料膨張に伴う反応度効果	35
6.1 径方向燃料移動反応度効果	35
6.2 軸方向燃料膨張反応度効果	38
7. 反応率比と反応率分布	47
7.1 反応率比の測定	47
7.2 反応率分布の測定	50
7.3 反応率比および反応率分布の解析	52
8. B ₄ C 制御棒反応度値	67
8.1 実 験	67
8.2 解析と検討	68
9. まとめ	76
謝 辞	78
参考文献	78
Appendix	80

Contents

1. Introduction	1
2. Reference Core	3
2.1 Reference Core	3
2.2 Criticality	4
2.3 Calculation Methods	5
3. Material Sample Worths	13
3.1 Measurements of Material Worth	14
3.2 Calculation	16
4. Doppler Reactivity Worth	23
4.1 Measurements of Doppler Worth	23
4.2 Calculation	23
5. Sodium Void Worth	29
5.1 Measurements of Sodium Void Worth	29
5.2 Calculation	30
6. Fuel Shifting and Expansion Reactivity Worth	35
6.1 Measurements of Radial Fuel Shifting Reactivity Worth	35
6.2 Axial Fuel Expansion Reactivity Worth	38
7. Reaction Rates and Rate Ratios	47
7.1 Measurements of Rate Ratios	47
7.2 Measurements of Reaction Rate Distributions	50
7.3 Calculation	52
8. B_4C Control Rod Worth	67
8.1 Measurement	67
8.2 Calculation	68
9. Summary	76
Acknowledgment	78
Reference	78
Appendix	80

1. はじめに

金属燃料高速炉の核設計計算精度の検証を目的に、高速炉臨界集合体(FCA)において金属燃料高速炉模擬実験を実施した。金属燃料は燃料要素に酸素を含まず、また燃料密度が高いことにより、炉心の中性子スペクトルは従来の酸化物燃料炉心に比べて硬くなる。中性子スペクトルが硬くなることで、高エネルギー領域、共鳴エネルギー領域等の各エネルギー領域での核反応の起こる割合が酸化物燃料炉心と異なったものとなるため、ドップラー効果、ナトリウムボイド効果および反応率等の核特性が、酸化物燃料炉心と異なったものとなる。現在、高速炉体系の核特性計算に使用される核データおよび計算手法は、酸化物燃料炉心を対象とした実験結果に基づいて開発され、金属燃料炉心の硬い中性子スペクトル場において、その適用性は、今だ評価されていない。そこで、金属燃料高速炉の核特性計算精度を評価するため、FCAを用いた金属燃料高速炉模擬実験を実施した。

金属燃料高速炉の研究では、負の反応度係数による安全性の向上および高い増殖性能を利用した燃焼特性の向上等が検討されており、実験では、金属燃料組成を有する2つの模擬体系(FCA XVI-1炉心とXVI-2炉心)を構築し、反応度フィードバック係数および高増殖性に関する核特性に重点を置き、測定項目を選定した。

[反応度フィードバック係数]

- 1) ナトリウムボイド反応度値
- 2) ドップラー反応度値
- 3) 径方向燃料移動および軸方向燃料膨張に伴う反応度値

[増殖性能]

- 4) ^{238}U 中性子捕獲/ ^{239}Pu 核分裂 反応率比

[基礎データ]

- 5) 臨界性
- 6) 燃料および構造材の物質反応度値
- 7) 反応率分布と反応率比 (スペクトルインデックス)
- 8) B_4C 制御棒反応度値

本報告書では、FCA XVI-1炉心での実験および実験解析に基づく計算精度の検証結果について述べる。XVI-2炉心に関しては、別途報告書を作成する。

XVI-1炉心は、100MWe~150MWeクラスの小型金属燃料高速炉を径方向炉心境界まで全

炉心規模で模擬した体系であり、制御棒チャンネルを持たないクリーン炉心である。炉心体積は～600ℓで有り、上記測定項目全てについて実験を行った。

実験解析は、核データとしてJENDEL-2⁽¹⁾を処理したJFS-3-J2 70群セット⁽²⁾を用い、原研の高速炉核特性標準計算システム⁽³⁾⁽⁴⁾を使用した。現在、核データとしてJENDL-3も使用できるが、従来の酸化物燃料炉心との比較を考えて、JENDL-2による計算を行った。

なお、実験に先立つ予備解析の中で行った金属燃料炉心と酸化物燃料炉心との核特性の比較および実験体系の選定については、参考文献 [5] で詳しく述べた。

2. 実験体系

2.1 実験体系

FCA XVI-1炉心は、内側炉心と外側炉心から成り、その外周をブランケット領域（天然ウランと劣化ウラン金属のブロック）が囲んでいる。基準臨界体系の中心断面図をFig. 2.1に、RZモデルをFig. 2.2に示す。また、炉心寸法を以下に示す。

- ・ 炉心体積：593 ℓ
- ・ 炉心の等価直径：90.9cm
- ・ 炉心高さ：91.4cm
- ・ 径方向ブランケット厚さ：24cm
- ・ 軸方向ブランケット高さ：20cm

保有するプルトニウム燃料の量的な制約から、プルトニウムのみで炉心を組むことができないため、プルトニウムの不足分は、濃縮ウランにより補い、実験体系を構築した。中性子スペクトルはプルトニウムのみを燃料とする炉心と濃縮ウラン混合炉心（本実験体系）で良く似た形となり、両炉心の差は小さい。一方、随伴中性子束は、エネルギー分布形が大きく異なったものとなり、このことはナトリウムボイド反応度値の差となって現れる。ナトリウムボイドを除くその他の核特性に対しては、随伴中性子束の違いによる影響は小さく、濃縮ウラン混合炉心により、金属燃料高速炉特有の中性子スペクトル場における測定が可能である。随伴中性子束のエネルギー分布形の違いに関しては実験予備解析⁽⁵⁾において詳細な検討を行い、特に影響の大きなナトリウムボイド反応度値については、次のXVI-2炉心において検討を加えることとした。

内側炉心には3種類の燃料引き出し（IC1、IC2RおよびIC2Lドロワー）、外側炉心には2種類の引き出し（OC1とOC2ドロワー）を装荷した。燃料引き出しは炉心部と軸方向ブランケット部からなり、軸方向ブランケット部には天然ウランブロックを装填した。単位燃料セルの軸方向長さは2インチあり、炉心部には18個の燃料セルを装填した（炉心高さ；36インチ＝91.4cm）。軸方向位置は、炉心の中心セルを1Zそして炉心上端を9Zと表示する。燃料引き出しの燃料板配列をFig. 2.3に示す。

薄いウラン板（1/16インチ厚）が不足したため、内側炉心の一部に、1/16インチ板2枚に代えて1/8インチ板1枚を使用した（IC2R、IC2Lドロワー）。燃料組成はIC1ドロワーと同じである。セル内の物質板配列が非対称になるこれらの引き出しは、内側炉心の四隅に装荷

し、濃縮ウラン板が外側に来るよう配置した (Fig. 2.1参照)。内側炉心の引き出しを全て対称と仮定した体系と実際の体系との反応度差は実験により評価し、臨界量に補正值として加えた (反応度差は $\sim 0.00025 \Delta k/k$ と小さな値である)。

プルトニウム板およびウラン板は全て金属板であり、これにジルコニウム板を加えて、金属燃料高速炉の燃料組成を模擬した。燃料セル (軸方向ブランケット部を除く) の構成は、以下の通りである。

炉心領域	Inner Core		Outer Core	
	IC1	IC2R/L	OC1	OC2
引き出し名	IC1	IC2R/L	OC1	OC2
核分裂性物質板	Pu, EU20%	Pu, EU20%	Pu, EU20%	EU93%, EU20%
その他の燃料板	NU, Zr	NU, Zr	NU, Zr	NU
Pu密度 (w%)	10.5	10.5	10.5	0.0
^{235}U 密度 (w%)	4.9	4.9	9.2	22.4
Zr密度 (w%)	6.8	6.8	6.8	0.0

炉心には、原子炉を運転するための制御・安全棒を片側4系統、合計8系統挿入した。FCAでは中性子吸収材による中性子束の局所的な歪みを避けるため、濃縮ウラン板を装填した引出し (SCRドロワー) を制御・安全棒として使用する。XVI-1炉心では、93%濃縮ウラン板を装填した2本の引き出しで、制御・安全棒1系統を構成した。

各領域の平均原子数密度をTable 2.1に示す。プルトニウム組成のうち ^{241}Pu から ^{241}Am への壊変は、臨界特性試験を行なった1989年10月20日の時点で計算した。

2.2 臨界特性試験

反応度測定に必要なデータとして、基準反応度 ρ_0 を測定した。安全棒1系統 (No. #4) を中心密着面から50mm引き抜いた位置に置き、この安全棒を臨界体系に全挿入した時の反応度を基準反応度 $1 \rho_0$ と定義した。測定用の単位 ρ_0 から絶対単位 $\Delta k/k$ への変換係数は、臨界体系に $1 \rho_0$ を加えたときの出力倍増時間を測定し、別に計算で求めた実効遅発中性子割合を用いて算出する。実効遅発中性子割合は、Tomlinsonの評価したデータ (放出中性子数と半減期)⁽⁶⁾ および Saphier の評価した遅発中性子スペクトルデータ (高速中性子による核分裂)⁽⁷⁾ を用い、拡散理論に基づく摂動計算コード PERKY⁽⁸⁾ により計算した。中性子束と随伴中性子束は、2次元RZ体系で拡散計算により求めた。

出力増倍時間：51.4±0.2秒

実効遅発中性子割合：0.00523

$1/\rho_0 = 0.000546 \pm 0.000002 \Delta k/k$

XVI-1炉心の実効増倍率を確定するため、臨界特性試験では、制御棒較正、温度補正係数、中心密着面ギャップ補正係数および非対称セル補正值を測定した。これらの測定結果および臨界性については、参考文献 [5] で詳しく述べた。

2.3 実験解析

実験解析はJENDL-2を処理したJFS-3-J2 70群セットを使用し、原研の高速炉核特性標準計算システムにより行った。この節では、体系計算を中心に計算の全体の流れを説明し、それぞれの核特性特有の問題については、それぞれの解析の項で述べる。高速炉核特性標準計算システムをFig. 2.4に示す。

領域平均実効断面積の算出

燃料セル内の燃料板および模擬物質板配列を1次元無限平板セルモデルで模擬し、衝突確率法に基づく輸送計算により体系内各領域の平均実効断面積を計算した。計算コードはSLAROM⁽⁹⁾を使用した。計算では、まず物質板ごとの実効断面積を準備し、その過程で共鳴自己遮蔽効果をf-tableを用いて考慮した。次に、衝突確率法により中性子束の空間分布を計算し、これを重み関数としたセル平均化を行い、領域平均実効断面積を求めた。中性子束の計算では、バックリングサーチを行った。またBenoistの式⁽¹⁰⁾に基づき、異方性拡散係数を算出した。炉心周辺のウランブロックおよび外周のステンレス空格子管 (empty matrix) の実効断面積は、均質媒質として計算した。

群縮約

70群群定数を用い2次元RZ体系で拡散計算を行い、領域平均の中性子スペクトルを重み関数として、70群群定数を25群に縮約した。拡散係数および輸送断面積についても $D\phi$ と $\Sigma_r\phi$ の重み付けを用いた。70群群構造は10MeVを上端として0.25の等レサジーである。縮約群は第1群～24群 (10MeV～61eV) までを0.5の等レサジー間隔とし、61eV以下を第25群とした。

実効増倍率の計算

実験体系の形状を保存した3次元XYZ計算モデルを用い、25群群定数を入力として異方性

拡散計算により、実効増倍率の基準値を求めた。この結果に輸送効果とメッシュ効果を補正し、最終的な計算値を求めた。

輸送効果では、輸送計算および拡散計算（25群定数、2次元RZ体系）を行い、両者の実効増倍率の比を補正值とした。輸送計算はSn法に基づくTWOTRAN-II⁽¹¹⁾により行った。Sn計算は、nの次数を上げることにより k_{eff} の値が変化するが、XVI-1炉心よりさらに小型で中性子漏洩項が臨界特性に与える影響が大きいX-1炉心⁽¹²⁾においても、n=8で十分な精度に達することが確認されていることから、今回の解析でもn=8とした。中性子散乱はPo成分のみとし、散乱断面積に $(1-p)$ の補正を行った。輸送計算と比較する拡散計算では、拡散係数を $D=1/3\Sigma_{tr}$ とした。また拡散計算では、メッシュ幅を変えることによる実効増倍率への影響が大きいことから、メッシュ効果補正係数を用いて実効増倍率を無限メッシュまで外挿し、この外挿値と輸送計算の値を比較した。

メッシュ効果は、2次元XY体系とRZ体系で拡散計算により評価し、無限メッシュに外挿した補正值を算出した。

実効増倍率の計算値は、実験値と良い一致を示し、計算値と実験値の比(C/E値)は、1.001となった。この結果から、中性子スペクトルの硬い金属燃料高速炉においても、現在核設計計算に使用している核データおよび計算手法により、実効増倍率を精度良く計算出来ることを確認した。

Table 2.1 Homogeneous atomic number density in FCA assembly XVI-1

	(unit: 10^{22} atoms/cm ³)						
	IC1	IC2	OC1	OC2	NUB	DUB	SCR
Pu-239	0.10455	0.10455	0.10455	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu-240	0.00922	0.00922	0.00922	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu-241	0.00037	0.00037	0.00037	0.0	0.0	0.0	0.0
U-235	0.05429	0.05431	0.10154	0.32937	0.02897	0.00844	0.56515
U-238	0.92593	0.92598	0.87664	1.13758	3.98883	4.01743	0.04272
Zr	0.20906	0.20906	0.20906	0.0	0.0	0.0	0.0
Na	0.95705	0.95705	0.95705	0.95705	0.0	0.0	0.0
Cr	0.36741	0.36741	0.36741	0.34063	0.17720	0.17720	0.33675
Mn	0.01944	0.01944	0.01944	0.01754	0.01178	0.01178	0.01711
Fe	1.33733	1.33733	1.33733	1.23430	0.63353	0.63353	1.20808
Ni	0.16860	0.16860	0.16860	0.15522	0.07725	0.07725	0.14575
Al	0.01500	0.01500	0.01500	0.0	0.0	0.0	1.69510
Am-241	0.00049	0.00049	0.00049	0.0	0.0	0.0	0.0
O	0.00080	0.00080	0.00080	0.0	0.0	0.0	0.0
H	0.01596	0.01008	0.00988	0.02238	0.0	0.0	0.01470

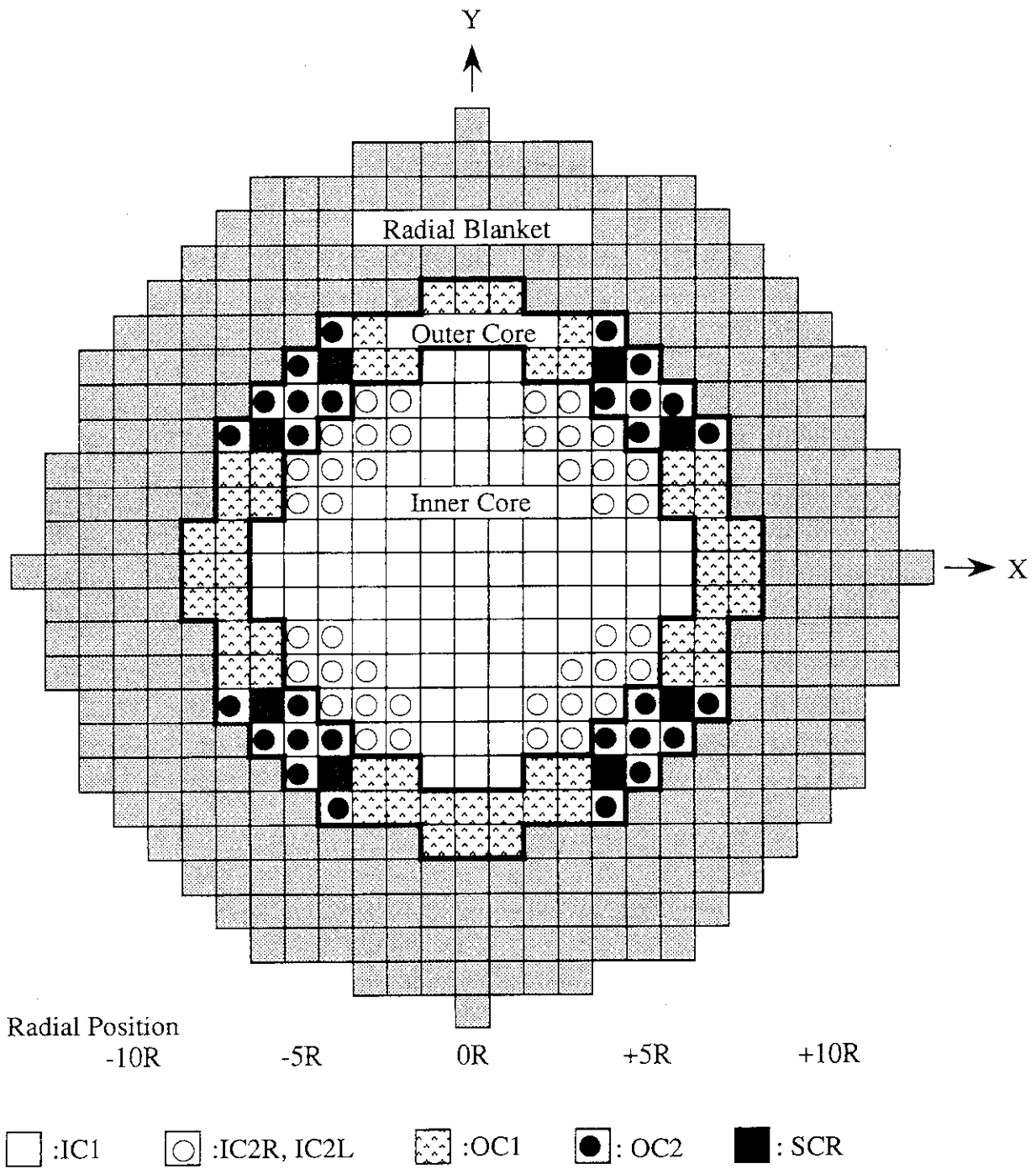


Fig. 2.1 Cross-sectional view of FCA assembly XVI-1

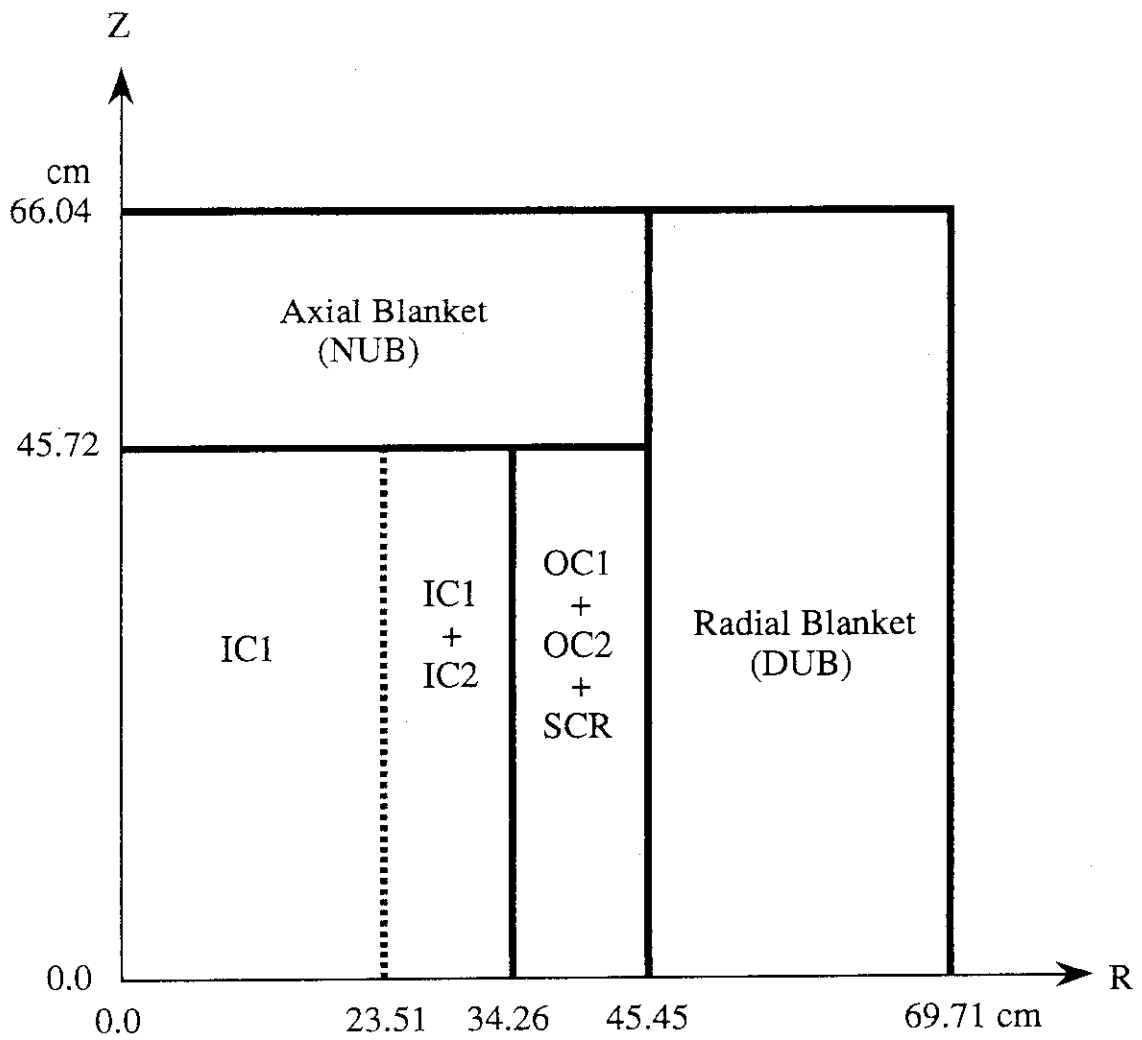


Fig. 2.2 RZ model of FCA assembly XVI-1

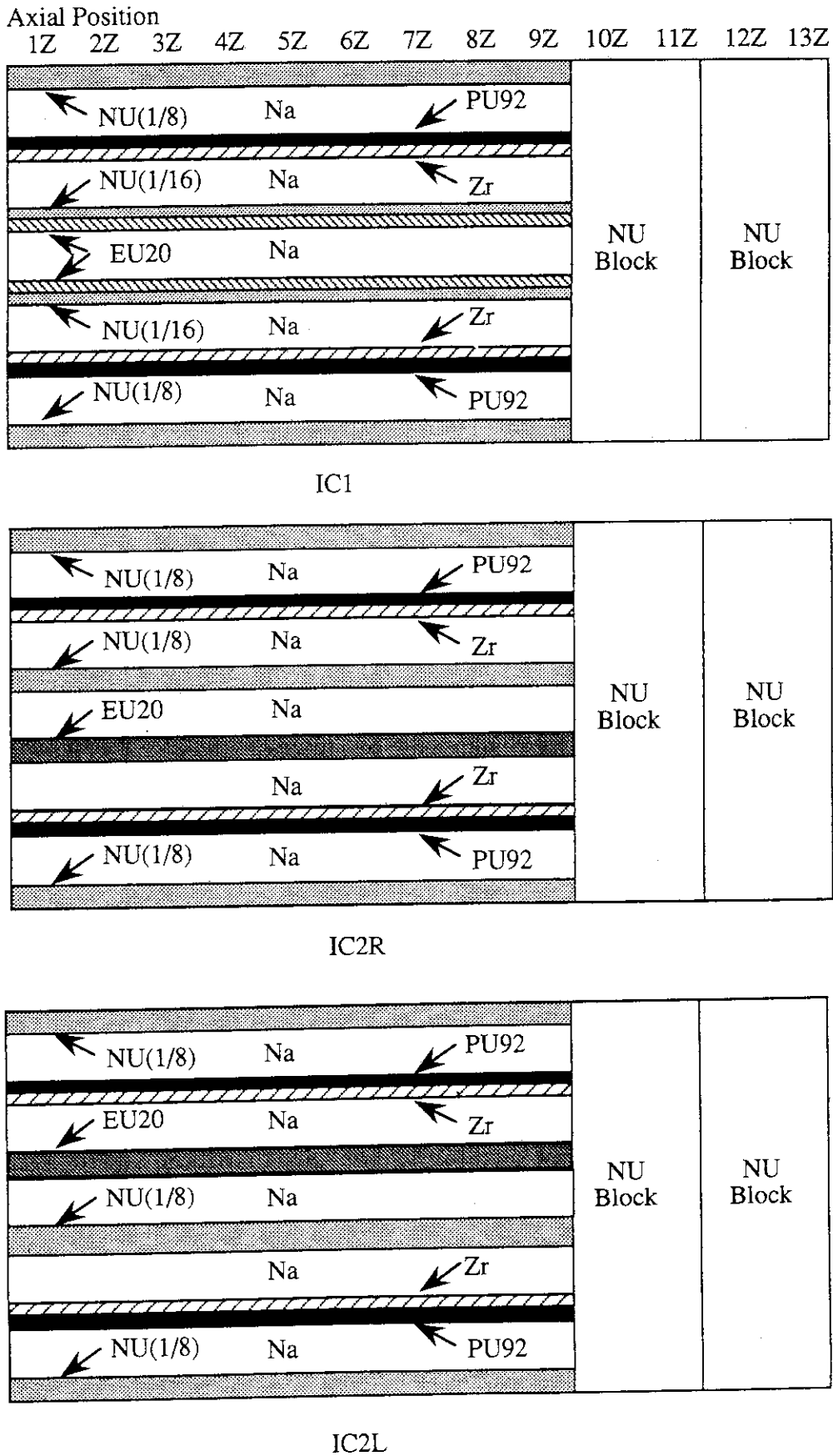
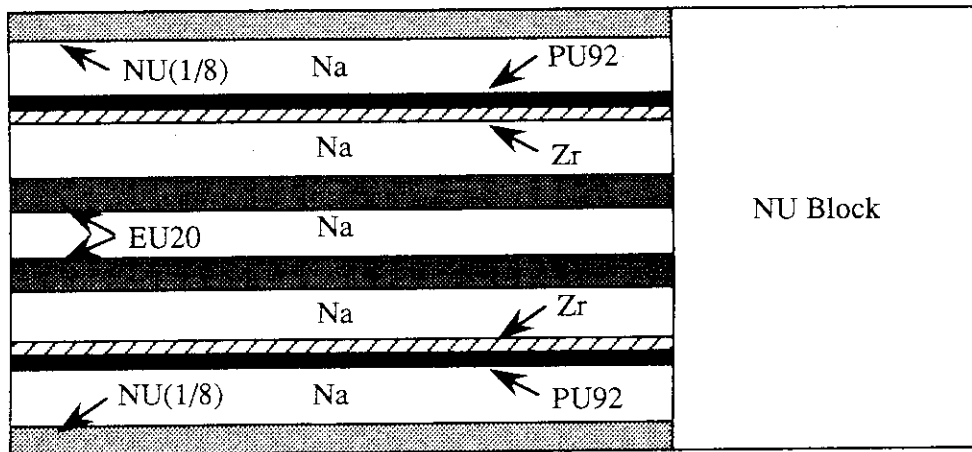
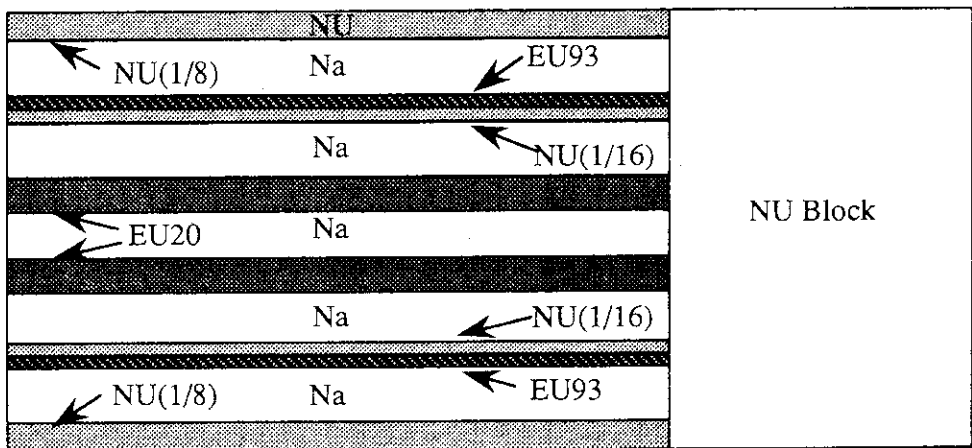


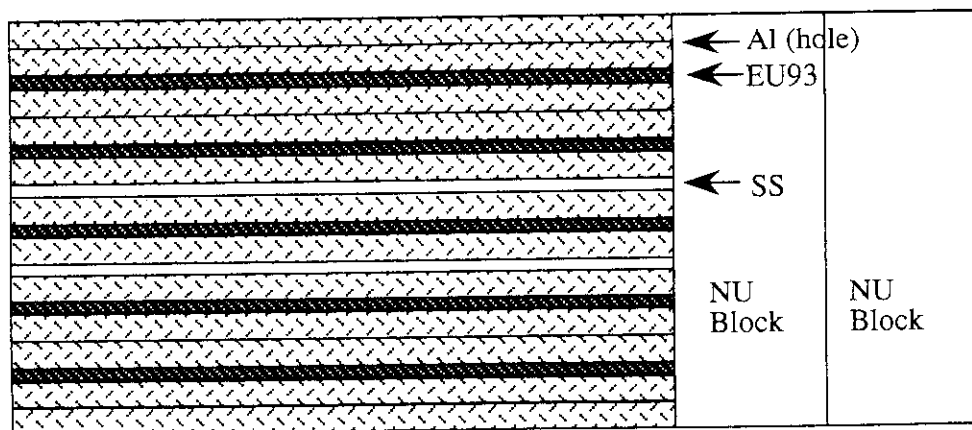
Fig. 2.3 Drawer loading patterns used in FCA assembly XVI-1



OC1



OC2



SCR

Fig. 2.3 (cont.)

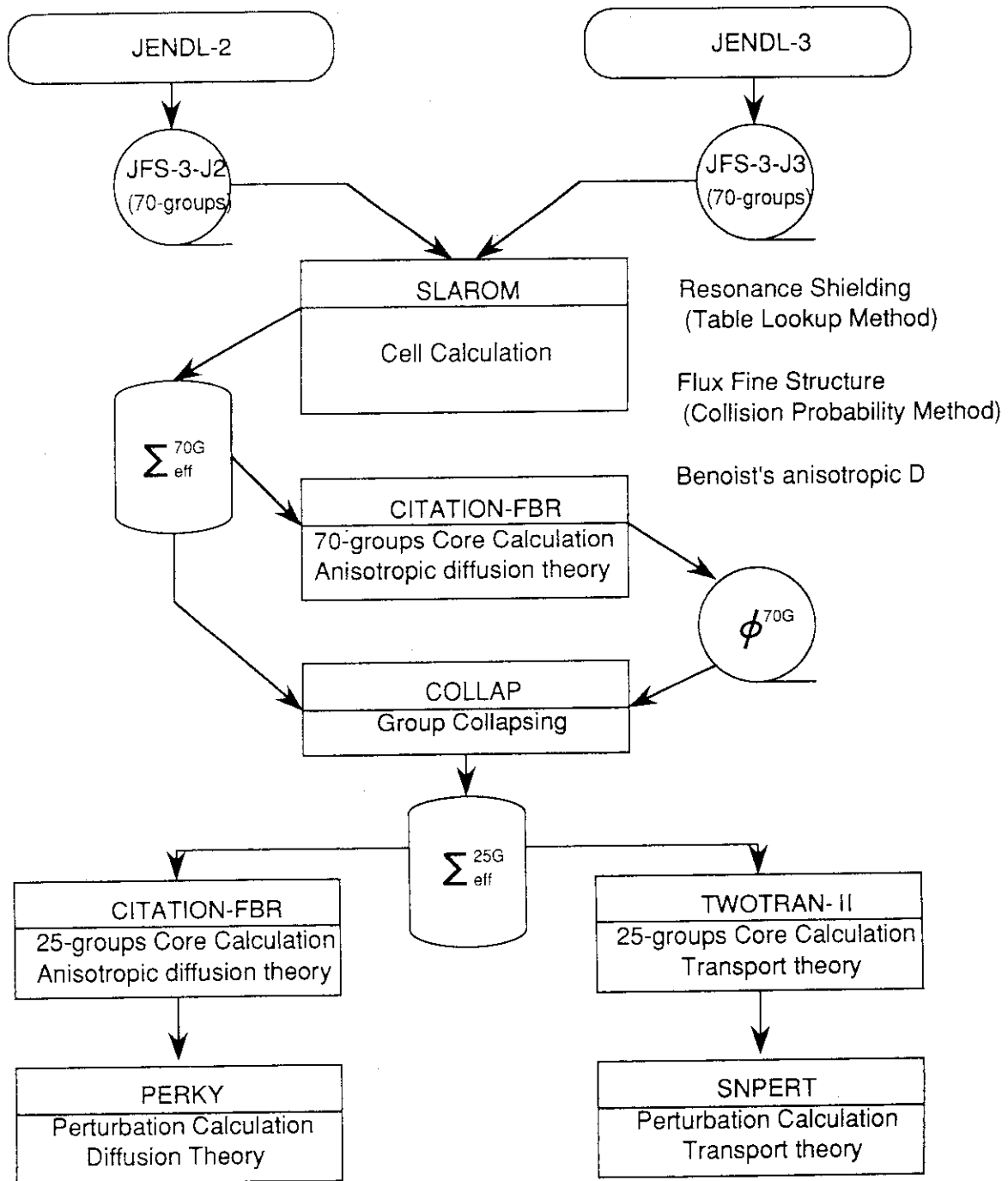


Fig. 2.4 JAERI's standard calculation code system for fast reactor neutronics

3. 物質反応度値

核特性計算精度を評価する基礎データとして、燃料、制御材および構造材核種の物質反応度値を測定した。測定に使用したサンプルはFCA燃料板、模擬物質板、 B_4C 板および高純度な燃料核種を封入した円筒サンプルである。

測定に使用したサンプル名

	板状サンプル	円筒サンプル
プルトニウム	PU92, PU81, PU75	^{239}Pu , ^{240}Pu
ウラン	EU93, EU20, NU	^{235}U
B_4C	^{10}B : 20, 40, 60, 90%	
その他	Zr, SUS, Ni, Mn, Mo, Nb, Cu	

プルトニウムに関しては、以下のサンプルによる測定を行った。

- (1) PU92：FCA標準プルトニウム燃料板
($^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$: 91/8/0.3%)
- (2) PU81：核分裂性プルトニウムの比率が81%のプルトニウム燃料板
($^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$: 79/18/1%)
- (3) PU75：核分裂性プルトニウムの比率が75%のプルトニウム燃料板
($^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$: 70/22/3%)
- (4) 円筒サンプル：純度98%以上の ^{239}Pu および ^{240}Pu 酸化物の試料～20グラムをステンレスの円筒に封入したサンプル。

ウランに関しては、濃縮度93%、20%と天然ウラン燃料板による測定および ^{235}U 円筒サンプルによる測定を行った。

B_4C 反応度値の測定では、 ^{10}B 濃縮度20%、40%、60%および90%の B_4C 板による測定を行い、濃縮度効果を評価した。

原子炉構造材等の中重核種に関しては、ステンレス、ニッケル、マンガンに加え、金属燃料に加えられるジルコニウムおよび被覆管への添加が検討されているモリブデンの測定を行った。さらに標準試料として銅およびニオブの測定を行った。

使用したサンプルは、

- (1) Zr, SUS, Ni, Mo, Nb, Cu: 純度~100%の物質板
- (2) Mn: Mn/Cu/Ni: 74.4/9.0/16.6w%

これらのサンプルを炉心中心部に置き、臨界バランス法により反応度値を測定した。また、第6章で述べる燃料移動に伴う反応度効果に関連するデータとして、PU92サンプルを用い反応度値の軸方向および径方向分布を測定した。

3.1 物質反応度値の測定

PU92およびウラン燃料板反応度値

PU92反応度値: 炉心中心引出しの1 Zセルの2枚のプルトニウム燃料板をSUS half板(1/2サイズのステンレス板: 2x1x1/16インチ)に置換し、その反応度値を測定した。PU92はステンレス被覆されており、プルトニウム燃料正味の反応度値を求めるためには、ステンレス被覆とSUS half板の重量差(燃料板1枚当り4.7g)に相当する反応度値を補正する必要がある。SUS補正係数として、SUS反応度値を別途測定し、その単位重量当りの反応度値を用いた。測定方法を図式化しFig. 3.1に示す。また、測定誤差は、制御棒位置の読取誤差および温度補正誤差を評価した。誤差評価の詳細は、Appendix Aに示す。

EU93反応度値: 1 Zセルの2枚のEU20燃料板をEU93燃料板に置換し、その反応度値を測定した。測定結果にEU20の反応度値を補正值として加え、EU93正味の反応度値を求めた。

EU20反応度値: 1 ZセルのEU20をSUS half板に置き換え、その反応度値を測定し、これにSUS half板の補正值を加えた。

NU反応度値: 1 ZセルのNU(2-2-1/16)2枚をSUS half板に置換し、その反応度値を測定し、これにSUS half板の補正值を加えた。

以上の測定結果をTable 3.1に示す。実験では反応度値を基準反応度 ρ_0 単位で測定し、これを臨界特性試験で求めた変換係数により、 $\Delta k/k$ 単位に変換する。

PU92とPU81およびPU75置換反応度値

測定領域は、炉心中心の9本ドロー(3x3領域)の1 Zおよび2 Zセル(合計18セル)

とし、装填されているPU92燃料板36枚を全てPU81あるいはPU75燃料板に置換し、反応度値を測定した。結果をTable 3.2に示す。また置換に伴うPU92とPU81(PU75)の各核種ごとの重量差を、mass balanceとして表に示した。 ^{241}Pu から ^{241}Am への崩壊は、測定時(1990年2月)で評価した。

円筒サンプル反応度値

^{239}Pu , ^{240}Pu および ^{235}U の3種類の円筒サンプルを用い、その反応度値を測定した。炉心中心1 Zセルの位置でX-軸方向に貫通孔をあけ、円筒サンプルを炉心中心まで挿入し、反応度値を測定した(Fig. 3.2 参照)。燃料核種正味の反応度値を求めるため、試料の入らないステンレス缶の反応度値を別途測定し、これを差し引いた。測定する反応度値が小さいため、微小反応度測定用の特殊制御棒(原子炉制御用に比べ核分裂性物質が~15%程度の制御棒)を使用し、測定精度の向上を図った。結果をTable 3.3に示す。誤差は、制御棒位置の読み取り誤差を統計処理した。

B₄C板反応度値

中心ドロワー、1 Zセルのナトリウム板(中心1枚)をステンレスの空缶に置き換え、これをB₄C板と差し換え、反応度値を測定した。B₄C板を被覆するステンレスと空き缶の重量が同じであることから、SUSの補正をせずにB₄C正味の反応度値を求めることができる。結果をTable 3.4に示す。 ^{10}B 濃縮度効果として、 ^{10}B 単位重量当りの反応度値および20%の値を基準として規格化した値を併せて示す。

中重核種の反応度値

中重核種の反応度値は測定領域を拡大し、炉心中心の9本ドロワーの1 Zと2 Zセルを用い2枚のZr板装填位置で測定を行った。

Zrの反応度値: 1セル当り2枚、合計36枚のZr板をZr half板(2-1-1/16インチ)と置換し、

反応度値を測定した。この置換反応度値をZrの実験値とした。

SUSの反応度値: 36枚のZr板をSUS板に置き換え、これとSUS half板との置換反応度値を測定し、これをSUSの実験値とした。

Cu, Mo, Mn, NiおよびNb反応度値: 36枚のZr板をSUS half板に置き換え、これを基準状態とした。各サンプルとSUS half板との置換反応度値を測定し、その結果にSUS half板の反応度値を補正值として加え、各サンプルの反応度値を求めた。

結果をTable 3.5に示す。表に示す重量は、ZrとSUSは、full size と half size板の重量差、Cu以下は、装填した物質板の全重量である。

PU92反応度値の空間分布の測定

前述の測定方法を用い、PU92反応度値の軸方向および径方向分布を測定した。軸方向分布は、中心ドロワーを用い、1 Zセルから9 Zセルにおいて反応度値を測定した。測定値を Table 3.6 に示す。

径方向分布は、測定する位置を中心面X-軸に沿って0 Rから8 R（0 R～6 Rが内側炉心、7 R～8 Rが外側炉心：Fig. 2.1参照）まで移動し、各ドロワーの1 Zセルの位置で反応度値を測定した。測定値をTable 3.7 に示す。

3.2 物質反応度値の解析

実験体系を2次元RZ体系で模擬し、70群定数を用いて拡散理論に基づく体系計算を行った。得られた中性子束と随伴中性子束を用い、1次摂動および厳密摂動計算により、物質反応度値を計算した。

サンプルを装填した燃料セルの実効断面積は、サンプル装填セルの両側を均質化した標準燃料セルで囲んだモデル（スーパーセルモデル）により計算した。サンプルを装填したセルとその周辺部の中性子束空間分布を衝突確率法により計算し、セル内反応率を保存することにより、セル平均実効断面積を求めた。

板状サンプル反応度値

反応度値は、1次摂動計算により求めた。結果をTable 3.8とTable 3.9に示す。核分裂性核種は、計算が過小に評価する傾向を示し、その程度は3%～5%である。天然ウランは測定誤差の範囲内で計算値と実験値は一致する。

中重核種では、ステンレスのC/E値が1.0となる以外C/E値は1.1～1.3となる。金属燃料に新たな物質として加えられたジルコニウムおよび被覆管への添加が検討されているモリブデンもC/E値は～1.1となり、他の中重核種と同程度の精度にあり、特に核計算上特異な問題が起こることは無いと考えられる。

円筒サンプル反応度値

実効断面積は、円筒サンプルを標準燃料で囲んだ円筒セルモデルを用い、算出した。反応度値は、1次元摂動計算により計算した。結果をTable 3.10に示す。

^{241}Pu の計算精度評価

^{241}Pu の計算精度を直接評価できるサンプルが無いことから、PU92反応度価値、(PU92→PU75)置換反応度価値および円筒サンプル反応度価値の結果を用いて推定した。 ^{239}Pu は、PU92および円筒サンプルによる反応度価値から評価でき、その計算誤差は、最大3%程度と考えられる。 ^{240}Pu は、円筒サンプルの測定誤差およびC/E値から判断して、 ^{239}Pu と同様数%程度と考えられる。次にPU92→PU75置換反応度価値の計算値を各核種ごとに分け、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu の値を上記計算誤差を考慮して補正する。残った実験値と計算値の不一致を ^{241}Pu の計算精度に起因すると考えると、 ^{241}Pu の反応度価値は、~10%過小評価されているとの結果になった。

^{241}Pu は核特性に及ぼす影響の大きな核種であるが、計算精度を評価できるデータが少ない。今回の精度評価は、限られたデータに基づくものであり、結果も多くの不確定要素を含んでいる。 ^{241}Pu の計算精度評価に関しては、今後反応率および反応度価値を直接測定することを考える必要がある。

$B_4\text{C}$ サンプル反応度価値

1次摂動計算の結果、 ^{10}B 濃縮度の異なるサンプル間でC/E値が5%以上異なり、 ^{10}B 濃縮度依存性を示した。その原因は、サンプル挿入による中性子スペクトルの変化を考慮していないことにあると考えられることから、中性子スペクトルの変化を考慮した厳密摂動による計算を行った。結果をTable 3.11に示す。厳密摂動計算では、C/E値の ^{10}B 濃縮度依存性は見られなくなり、全てのサンプルに対して計算は実験値を~5%過小評価する結果となった。

反応度価値の空間分布

1次摂動計算により各空間位置での反応度価値を計算した。軸方向分布は、2次元RZ体系、70群拡散計算による中性子束と随伴中性子束を用いた。径方向分布は、3次元XYZ体系、25群拡散計算による中性子束と随伴中性子束を用いた。結果をTable 3.12とTable 3.13に示す。軸方向分布において、炉心中心から上端に向いC/E値がわずかに下降する傾向が見られ、測定誤差を考慮すると、空間位置の違いによるC/E値の変動幅は1~2%程度と考えられる。径方向分布では、顕著なC/E値の相違は現れない。また軸方向1Z及び径方向ORでのC/E値の相違は、計算手法の違いによる誤差である。

Table 3.1 Fuel plate sample worths measured at the core center

Sample Name	Sample Weight (g)	Measurement	Measured Worth (ρ_0)	Correction (ρ_0)	Sample Worth (ρ_0)
PU92	70.23	SUS-h*2→PU92	0.439 ± 0.004	-0.0018 ± 0.00009	0.437 ± 0.004
EU93	147.02	EU20 *2→EU93	0.509 ± 0.004	0.107 ± 0.004	0.616 ± 0.006
EU20	148.54	SUS-h*2→EU20	0.113 ± 0.004	-0.0061 ± 0.0002	0.107 ± 0.004
NU	150.26	SUS-h*2→NU	-0.025 ± 0.004	-0.0061 ± 0.0002	-0.031 ± 0.004

Table 3.2 Plutonium plate sample worths measured at the core center

	Mass Balance (g)	Worth (ρ_0)
PU92 → PU81		0.114 ± 0.004
²³⁹ Pu	-25.42	
²⁴⁰ Pu	160.20	
²⁴¹ Pu	13.25	
²⁴¹ Am	19.69	
PU92 → PU75		-0.034 ± 0.004
²³⁹ Pu	-102.02	
²⁴⁰ Pu	232.67	
²⁴¹ Pu	43.09	
²⁴¹ Am	62.50	

Table 3.3 Fuel sample worths measured by using the cylindrical samples

Sample Name	Weight (g)	Sample Worth (ρ_0)	ρ /g
Pu-239	19.990	0.1259 ± 0.0012	0.00630
Pu-240	14.745	0.0168 ± 0.0009	0.00114
U-235	19.990	0.0852 ± 0.0008	0.00426

Table 3.4 B₄C sample worths measured by various enrichment plates

¹⁰ B Enrichment	¹⁰ B Weight (g)	Sample Worth (ρ _o)	ρ _o /g (normalized)
20%	4.22	-0.362±0.004	-0.0858 (1.00)
40%	8.46	-0.656±0.004	-0.0775 (0.90)
60%	12.58	-0.900±0.004	-0.0715 (0.83)
90%	18.96	-1.240±0.004	-0.0654 (0.76)

Table 3.5 Material sample worths measured at the core center

Sample Name	Sample Weight	Measurement	Measured Worth(ρ _o)	Correction (ρ _o)	Sample Worth(ρ _o)
Zr	439.20	Zr-h*36 →Zr	-0.073±0.004	-	-0.073±0.004
SUS	558.36	SUS-h*36→SUS	-0.109±0.004	-	-0.109±0.004
Cu	1248.13	SUS-h*36→Cu	-0.284±0.004	-0.109±0.004	-0.393±0.006
Mo	1443.20	SUS-h*36→Mo	-0.581±0.004	-0.109±0.004	-0.690±0.006
Mn	992.12 ^(a)	SUS-h*36→Mn	-0.153±0.004	-0.109±0.004	-0.262±0.006
Ni	1224.32	SUS-h*36→Ni	-0.234±0.004	-0.109±0.004	-0.343±0.006
Nb	1210.30	SUS-h*36→Nb	-0.723±0.004	-0.109±0.004	-0.833±0.006

(a) Mn/Cu/Ni; 74.4/9.0/16.6w%

Table 3.6 Axial distribution of Pu sample worth measured along Z-axis

Position	Distance ^(a) (cm)	Sample Worth (ρ _o)
1Z	2.54	0.442±0.004
2Z	7.62	0.424±0.004
3Z	12.70	0.401±0.004
4Z	17.78	0.368±0.004
5Z	22.86	0.324±0.004
6Z	27.94	0.274±0.004
7Z	33.02	0.219±0.004
8Z	38.10	0.172±0.004
9Z	43.18	0.125±0.004

Table 3.7 Radial distribution of Pu sample worth measured along X-axis

Position	Distance ^(a) (cm)	Sample Worth (ρ _o)
0R	0.00	0.442±0.004
1R	5.52	0.429±0.004
2R	11.04	0.406±0.004
3R	16.56	0.372±0.004
4R	22.08	0.321±0.004
5R	27.60	0.266±0.004
6R	33.12	0.214±0.004
7R	38.64	0.154±0.004
8R	44.16	0.101±0.004

Table 3.8 C/E values for fuel and structure material sample worths

Sample Name	Experiment ($10^4 \Delta k/k$)	Calculation	C/E
PU92	$2.39 \pm 0.9\%$	2.328	0.975
EU93	$3.36 \pm 1.0\%$	3.274	0.973
EU20	$0.58 \pm 3.7\%$	0.554	0.95
NU	$-0.17 \pm 12.9\%$	-0.177	1.04
Zr	$-0.40 \pm 5.5\%$	-0.435	1.09
SUS	$-0.60 \pm 5.5\%$	-0.591	0.99
Cu	$-2.15 \pm 1.8\%$	-2.365	1.102
Mo	$-3.77 \pm 1.0\%$	-4.079	1.082
Mn	$-1.43 \pm 2.7\%$	-1.862	1.302
Ni	$-1.87 \pm 2.0\%$	-2.102	1.122

Table 3.9 C/E values for plutonium plate sample worths

	Experiment ($10^4 \Delta k/k$)	Calculation	C/E
PU92 → PU81	$0.622 \pm 3.5\%$	0.635	1.02
PU92 → PU75	$-0.19 \pm 11.8\%$	-0.307	1.62

Table 3.10 C/E values for cylindrical sample worths

Sample Name	Experiment ($10^4 \Delta k/k$)	Calculation	C/E
Pu-239	$0.687 \pm 1.0\%$	0.689	1.002
Pu-240	$0.092 \pm 5.3\%$	0.090	0.98
U-235	$0.465 \pm 0.9\%$	0.475	1.021

Table 3.11 C/E values for B₄C sample worth

B ₄ C Sample	Experiment (10 ⁻⁴ Δ k/k)	Calculation	C/E
20%	-2.00 ± 1.1%	-1.88	0.941
40%	-3.69 ± 0.6%	-3.46	0.940
60%	-5.13 ± 0.4%	-4.87	0.949
90%	-7.17 ± 0.3%	-6.87	0.958

Table 3.12 C/E values of Pu sample worths
in an axial direction

Position	Experiment (10 ⁻⁴ Δ k/k)	Calculation	C/E
1Z	2.41 ± 0.9%	2.36	0.977
2Z	2.31 ± 0.9%	2.29	0.988
3Z	2.19 ± 1.0%	2.15	0.979
4Z	2.01 ± 1.1%	1.95	0.969
5Z	1.77 ± 1.2%	1.71	0.966
6Z	1.50 ± 1.5%	1.44	0.958
7Z	1.20 ± 1.8%	1.16	0.965
8Z	0.94 ± 2.3%	0.89	0.945
9Z	0.69 ± 3.2%	0.64	0.937

First-order perturbation calculation on diffusion theory in RZ geometry and 70 energy groups.

Table 3.13 C/E values of Pu sample worths
in a radial direction

Position	Experiment (10 ⁻⁴ Δ k/k)	Calculation	C/E
0R	2.41 ± 0.9%	2.39	0.992
1R	2.34 ± 0.9%	2.35	1.003
2R	2.22 ± 1.0%	2.23	1.005
3R	2.03 ± 1.1%	2.03	1.001
4R	1.75 ± 1.2%	1.77	1.012
5R	1.45 ± 1.5%	1.48	1.019
6R	1.17 ± 1.9%	1.16	0.995
7R	0.84 ± 2.6%	0.85	1.013
8R	0.55 ± 4.0%	0.57	1.045

First-order perturbation calculation on diffusion theory in XYZ geometry and 25 energy groups.

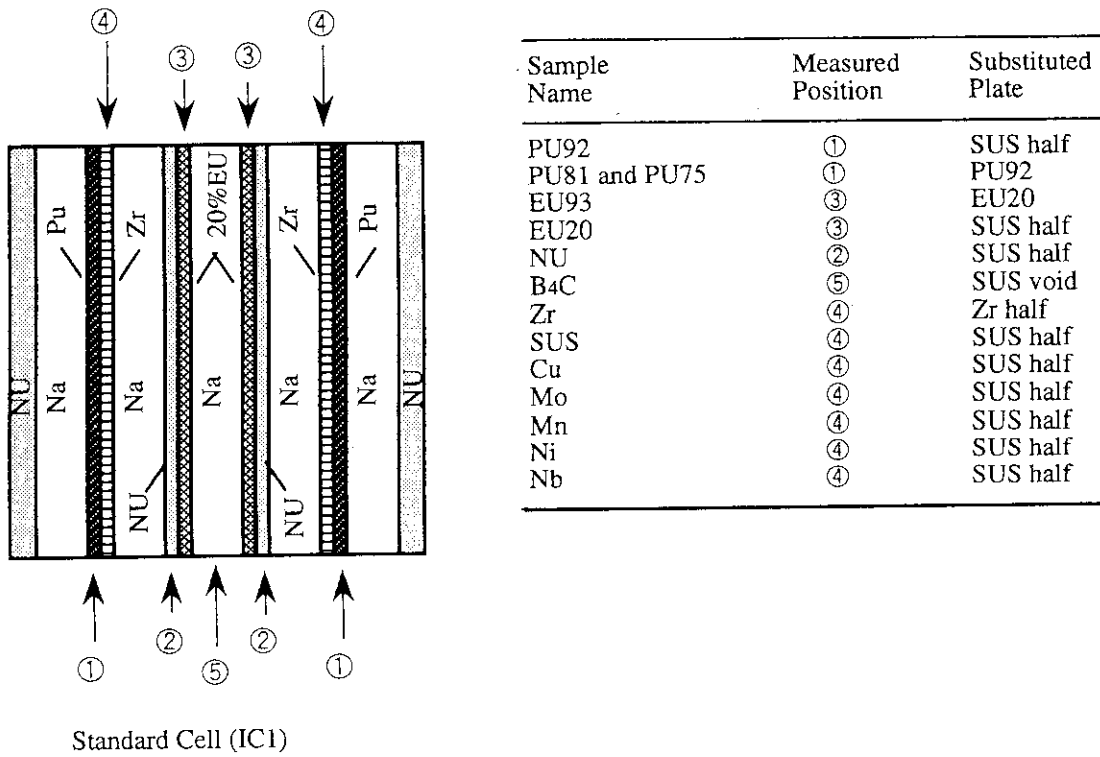


Fig. 3.1 Illustration of plate sample worth measurements

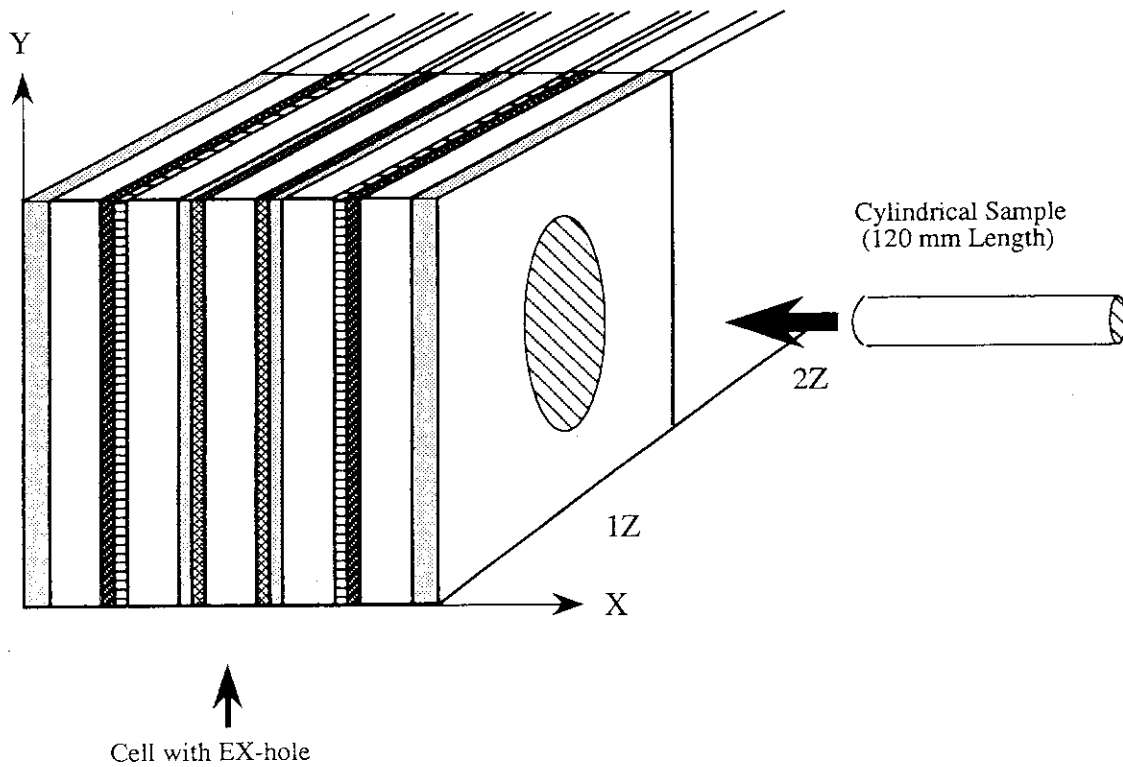


Fig. 3.2 Illustration of cylindrical sample worth measurements

4. ドップラー反応度価値

サンプル加熱・反応度測定法⁽¹³⁾を用いて、²³⁸Uのドップラー反応度価値を測定した。²³⁸Uのドップラー効果は、炉心固有の負のフィードバックとして期待される安全上重要なパラメータのひとつである。測定は、金属燃料高速炉特有の硬い中性子スペクトル場において、従来酸化物炉心で行われてきた計算手法が適用できるかどうかを検討するために行った。

4.1 ドップラー反応度価値の測定

測定に使用したサンプルは、直径25mm、長さ150mmの円柱状の天然ウラン酸化物(NUO₂, U量:604.8g)及び天然ウラン金属(NU, U量:1346.7g)である。各サンプルはそれぞれNUO₂及びNUとそれを被覆するSUS304製キャプセルから成り、キャプセルによる反応度の寄与を相殺するように空のキャプセルによる測定も行った。

測定体系はFig.4.1に示すようにFCA XVI-1炉心の標準体系(OC1:112本)の中心燃料引出しをドップラー反応度価値測定用引出しに変更し、体系を臨界に保つようにOC1引出しを固定側、移動側合わせて5本追加し、さらに反応度測定用の特殊制御棒(核分裂物質の密度が薄い制御棒)を取り付けた体系である。測定位置は、サンプルの熱膨張による反応度変化を相殺するように炉心中心軸に沿って2.5cm炉心中心から固定側集合体方向へずらした場所である。

サンプル温度は室温、300℃、550℃、800℃について測定した。サンプルを室温から各温度に加熱した時の反応度変化から空キャプセルによる寄与を補正して、各サンプルのドップラー反応度価値とした。測定結果を、室温における各サンプルの反応度価値と併せてTable 4.1に示す。また、温度上昇によるドップラー反応度価値の変化の様子をFig.4.2に示す。測定誤差は、各温度について数回行った測定のばらつきから求めたものである。

4.2 ドップラー反応度価値の解析

JFS-3-J2 70群セットを用いて、2次元RZモデルで70群拡散計算を行い、1次摂動法によりドップラー反応度価値を求めた。サンプルの平均実効巨視的断面積は、衝突確率法に基づくセル計算コードSLAROMを用いて、サンプルの回りをサンプルを収納するキャプセルが取り囲み、更なるその回りを均質化した炉心燃料が取り囲む3領域1次元円柱スーパーセルモデルにより求めた。

Table 4.2に計算結果を、実験値及びC/E値とともに示す。計算は室温でのサンプル反応度値をC/E = 0.92, 0.99と比較的良く再現するのに対して、ドップラー効果はC/E = ~0.85と小さく評価している。酸化物炉心で以前に測定した NUO_2 サンプルのドップラー効果のC/E値は0.85~0.99の範囲であり⁽¹⁴⁾、金属燃料高速炉でのC/E値は酸化物炉心に比べて小さい値と言える。

この過小評価の原因として、JENDL-2が ^{238}U の共鳴を50keVまでしか考慮していないことが計算に及ぼす影響について考察した。これは、従来の酸化物炉心では十分小さいとされていた高エネルギー中性子によるドップラー効果が、金属燃料高速炉特有の硬い中性子スペクトル場では無視できないと考えられるためである。Fig.4.3はXVI-1炉心におけるNUサンプルのドップラー反応度値の各中性子エネルギー群での持ち分である。JFS-3-J2を用いた計算では実線で示したように40.9keVまでのドップラー反応度値しか求めることができなかった。そこで、150keV近辺まで ^{238}U の共鳴パラメータをもつENDF/B-VIを用いて40.9keV以上の寄与を評価したところ、Fig.4.3の破線（40.9~143keVでENDF/B-VIを処理して求めたもの）及び点線（143keV以上をENDF/B-VIの結果から外挿して求めたもの）で示したように計算値は10%程度大きくなることが判った⁽¹⁵⁾。この効果によるC/E値の改善の様子をTable 4.3に示す。C/E値は50keV以上の寄与により改善されるものの、依然として1より数%小さい値となっている。また、この効果により酸化物炉心でのC/E値も若干改善されることが判っており⁽¹⁵⁾、金属燃料高速炉における ^{238}U のドップラー反応度値のC/E値は酸化物炉心の値とほぼ同じか若干小さい程度であると考えられる。

さらに、金属燃料炉心と酸化物燃料炉心の両方で残った数%の過小評価の原因のひとつとして、前述の3領域1次元円柱スーパーセルモデルの影響が考えられる。SLAROMにおいてこのモデルを採用すると、炉心燃料に存在する ^{238}U によるサンプルの ^{238}U への共鳴自己遮蔽効果は考慮されず、サンプル自身による共鳴自己遮蔽効果のみにより ^{238}U の自己遮蔽因子が決定される。また、JFS-3-J2等の群定数セットに格納されている共鳴自己遮蔽因子は無限均質媒質のものであり、通常非均質性はWigner's rational approximationで考慮できるとしても、サンプルと炉心の温度が異なることを考慮できない。ドップラー効果は温度変化による共鳴自己遮蔽因子の変化に他ならず、今後、炉心の ^{238}U によるサンプルの ^{238}U の共鳴自己遮蔽への影響をサンプルと炉心の温度が異なることも考慮して検討する必要がある。

Table 4.1 Doppler reactivity worth measurement in FCA XVI-1

Sample	T(°C)	Experiment($10^{-2} \rho_0$)
NUO2-25 ϕ (U:604.8g)	20	-16.8 \pm 0.4
	20 \rightarrow 300	-0.359 \pm 0.037
	20 \rightarrow 550	-0.582 \pm 0.032
	20 \rightarrow 800	-0.797 \pm 0.034
NU-25 ϕ (U:1347g)	20	-28.3 \pm 0.4
	20 \rightarrow 300	-0.851 \pm 0.037
	20 \rightarrow 550	-1.358 \pm 0.039
	20 \rightarrow 800	-1.765 \pm 0.035

$$1 \rho_0 = 0.0546\% \Delta k/k$$

Table 4.2 Comparison of Doppler reactivity worth between experiment and calculation

Sample	T(°C)	Experiment($10^{-6} \Delta k/k$)	Calculation($10^{-6} \Delta k/k$)	C/E
NUO2-25 ϕ (U:604.8g)	20	-91.7 \pm 2.4%	-84.8	0.92
	20 \rightarrow 300	-1.96 \pm 10.2%	-1.80	0.92
	20 \rightarrow 550	-3.18 \pm 5.7%	-2.84	0.89
	20 \rightarrow 800	-4.35 \pm 4.1%	-3.61	0.83
NU-25 ϕ (U:1347g)	20	-154.5 \pm 1.4%	-152.2	0.99
	20 \rightarrow 300	-4.65 \pm 4.3%	-3.99	0.86
	20 \rightarrow 550	-7.42 \pm 2.8%	-6.27	0.85
	20 \rightarrow 800	-9.64 \pm 2.0%	-7.95	0.83

Table 4.3 Correction factors for Doppler reactivity worth above 40.9 keV and improved C/E values

Sample	Temperature (°C)	Correction factor	C/E value	
			before correction	after correction
NUO2-25 ϕ	20 \rightarrow 300	1.09	0.92	1.00
	20 \rightarrow 550	1.08	0.89	0.97
	20 \rightarrow 800	1.08	0.83	0.89
NU-25 ϕ	20 \rightarrow 300	1.15	0.86	0.98
	20 \rightarrow 550	1.14	0.85	0.96
	20 \rightarrow 800	1.13	0.83	0.93

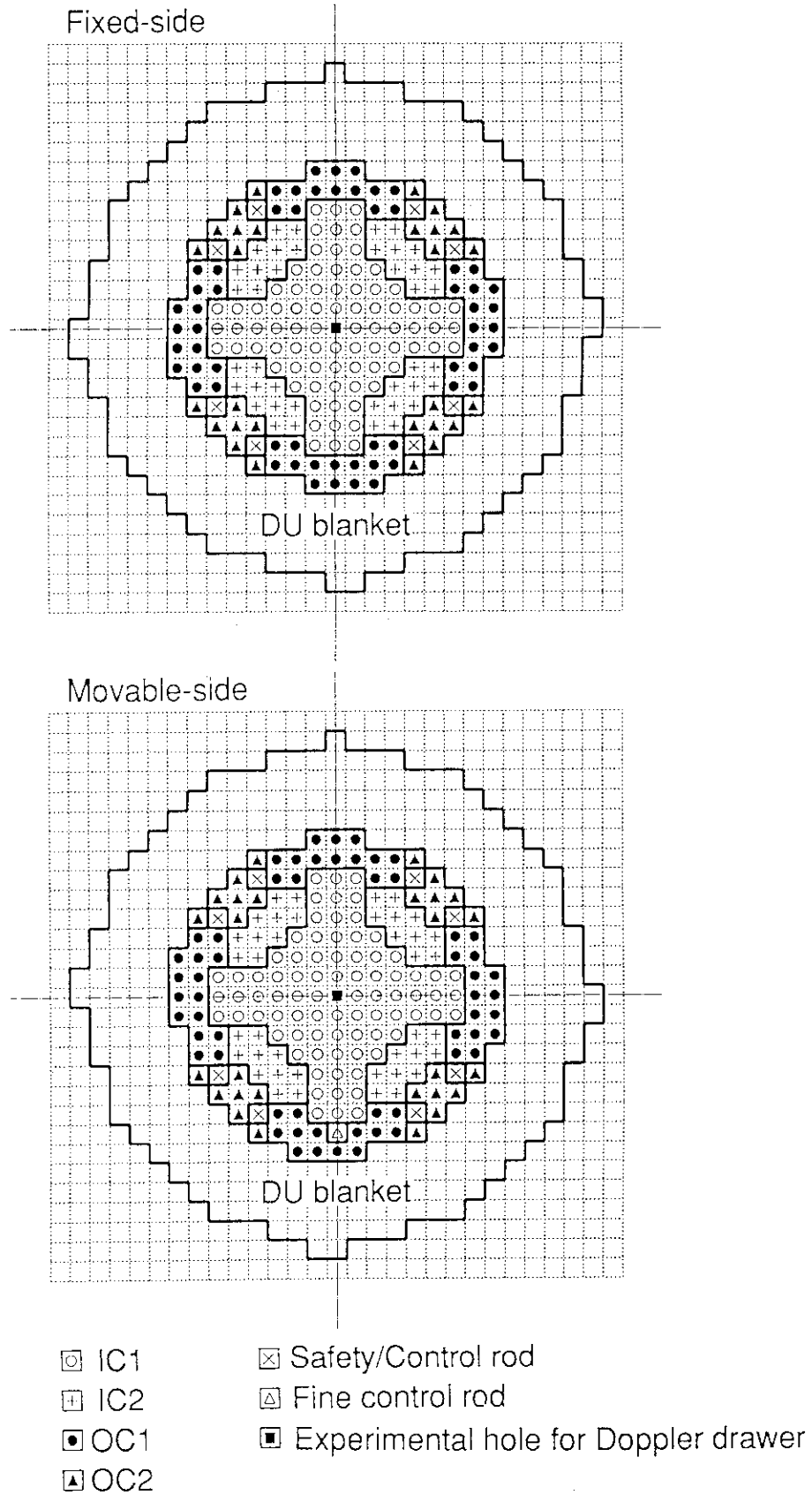


Fig. 4.1 Core configuration for Doppler reactivity measurement

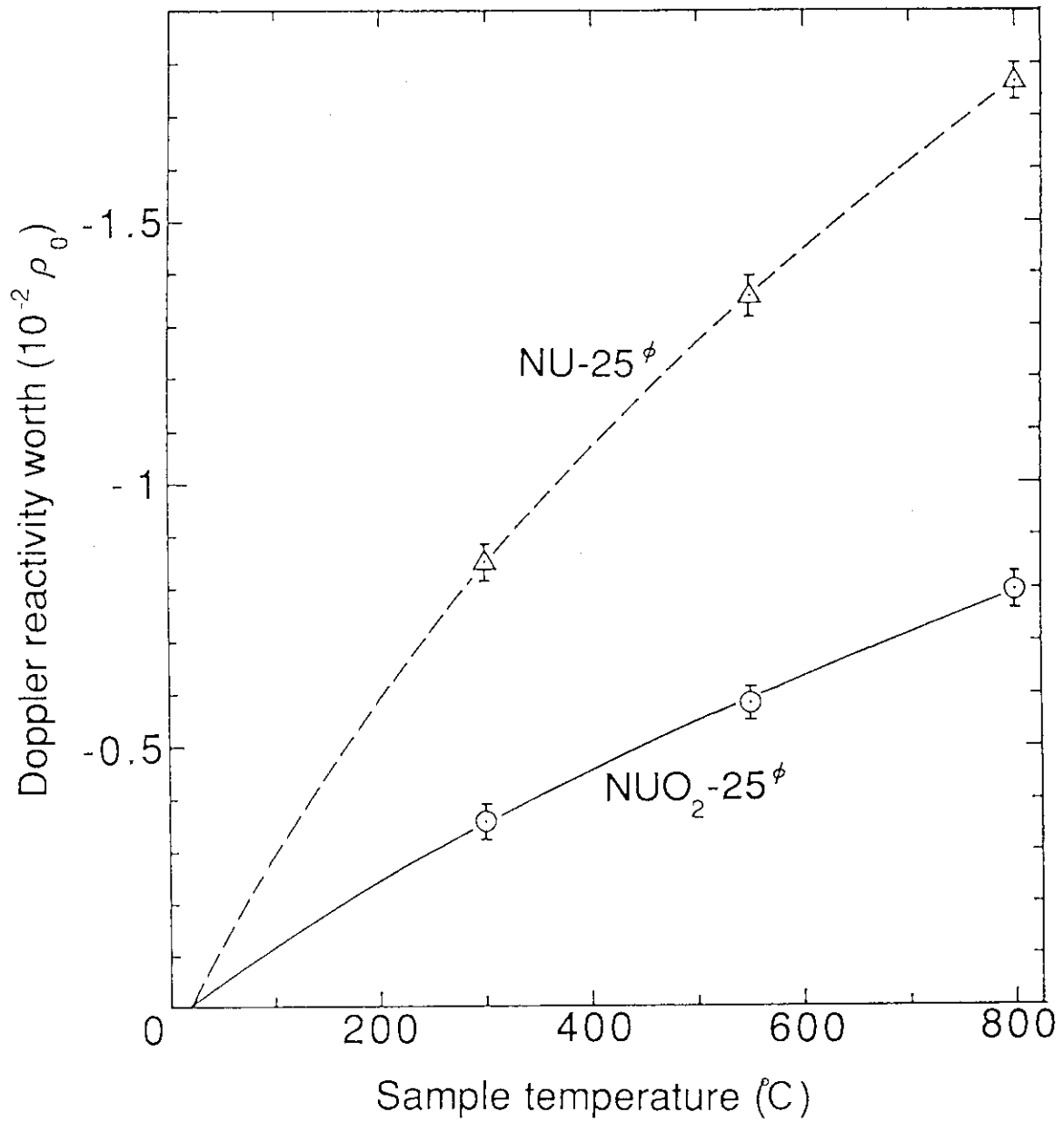


Fig. 4.2 Experimental result of Doppler reactivity worth

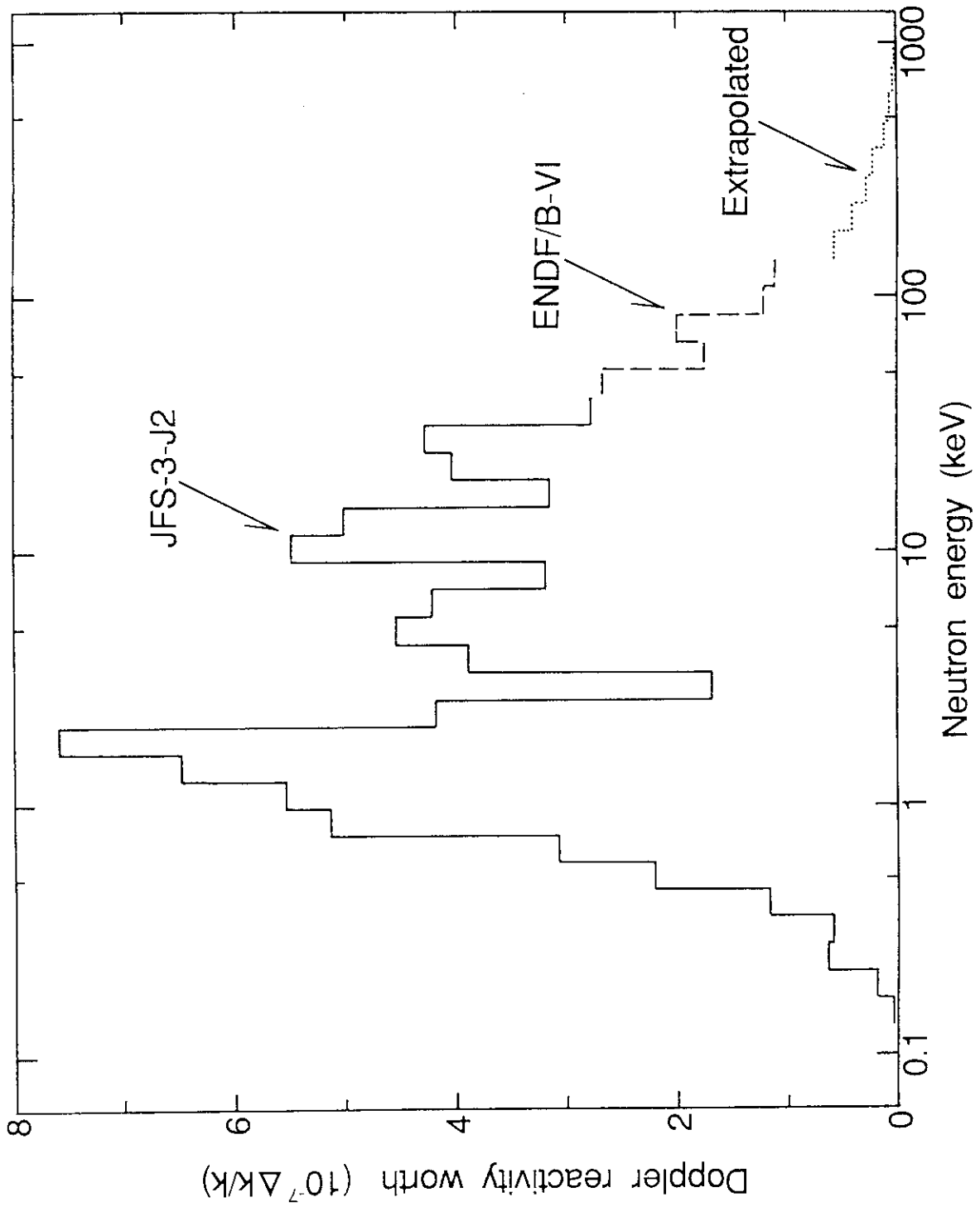


Fig. 4.3 Energy breakdown of Doppler reactivity worth in FCA assembly XVI-1 (NU sample, 20°C → 800°C)

5. ナトリウムボイド反応度価値

ナトリウムボイド反応度価値は、中性子スペクトルの変化に起因する正の反応度効果と中性子漏洩の増加に起因する負の反応度効果の和により正味の値が決まる炉物理量である。2種類の反応度効果の比率が炉心中心部と炉心上部境界付近では大きく異なるため、ボイドの位置が炉心中心から上部に移動するのに伴い、ボイド反応度価値は正の値から負の値へと変化する。ボイド効果の計算精度は、正と負の反応度効果を別々に分けて評価する必要があり、実験では局所的なボイド反応度価値の軸方向分布およびボイド領域を軸方向に拡大した広領域ボイド反応度価値を測定した。

5.1 ボイド反応度価値の測定

炉心中心領域の9本の引出し(3×3)を測定領域とし、単位燃料セル(軸方向長さ5.08cm)ごとにボイドを作り反応度価値を測定した(軸方向分布測定)。ボイド状態は、ナトリウム板をステンレスの空缶と置換することにより模擬した。ナトリウム板は、ステンレス被覆されており、被覆のステンレスの量と空缶のステンレスの量が等価であることから、この置換によりナトリウムのみが失われた状態を模擬することができる。炉心中心(1Zセル)から炉心上端(9Zセル)まで、炉心上半分の各位置でナトリウム板45枚(ナトリウム重量509g)を空缶と置換した。ボイド状態の炉心とボイドの無い標準炉心の余剰反応度を臨界バランス法により測定し、その反応度差をボイド反応度価値の実験値とした。測定結果をTable 5.1に示す。測定誤差は、制御棒位置の読み取り誤差と炉心温度変化(～0.1℃)の補正に伴う誤差から評価した。ボイド反応度価値は炉心中心1Zで正の値となり、炉心中心から～30cmで正から負の値に移行する。

ボイド領域を軸方向に拡大した広領域ボイド反応度価値の測定では、ボイド領域を次の3段階で拡大した。

- (1) 1Z～2Z：中性子漏洩成分の寄与が小さい炉心中心部、
- (2) 1Z～6Z：ボイド反応度価値が正の値となる領域、
- (3) 1Z～9Z：炉心部中心から上端まで炉心上部全ての領域、

測定領域は、軸方向分布の測定と同じく9本の引出しである。測定値をTable 5.2に示す。広領域ボイド反応度価値と先に測定した単位セルごとの値を加算した結果と比較し、反応度価値の加算性を見た。(1Z～9Z)ボイドは、単位セルボイドの和より～16%小さく、領

域を炉心上部まで拡大した場合には、ボイド反応度値の加算性が成立しないことを示している。

5.2 ボイド反応度値の解析

70群定数を用い、拡散理論に基づく摂動計算によりナトリウムボイド反応度値の基準値を求め、この結果に輸送補正を加えた。

ボイドセルの実効断面積

ナトリウム板をボイド缶に置換したボイドセルの物資板配列を、無限平板セルモデルで模擬し、実効断面積を計算した。計算モデルとしては、ボイドセルを標準燃料セルで挟んだスーパーセルモデルも考えられ、実効断面積を作成する際の自己遮蔽因子およびセル内中性子束の空間分布の違いが、計算結果（特に中性子漏洩項の大きなボイド反応度効果）に影響すると予想されるが、セルモデルに関する詳細な検討は、次のXVI-2炉心の実験解析で行うこととし、今回の解析では、上記手法を標準計算とした。ボイド缶領域には、原子数密度としてボイド缶のステンレスを薄く均一に混ぜ合わせたものを適用した。

基準値の計算

実験体系を2次元RZ体系で模擬し、体系計算を行った。ボイド領域は体積を保存した円筒形で模擬した。この計算で中性子ストリーミング効果は異方性拡散係数により考慮した。単位燃料セルごとのボイド反応度値は、1次摂動計算により求めた。また、広領域ボイド反応度値は、ボイド領域が拡大したことによる中性子スペクトルの変化を考慮した厳密摂動計算により求めた。

輸送補正係数

25群に縮約した群定数を用い、拡散理論および輸送理論に基づく摂動計算を行い、両者の比から補正係数を算出した。補正するにあたり、ボイド反応度値を中性子スペクトル成分と中性子漏洩成分に分離し、各成分ごとの補正係数を求めた。輸送計算はTWOTRAN-IIによる2次元RZ体系での S_n 計算($n=8$)を行い、SN-PERTによる摂動計算により、反応度値を求めた。輸送計算で、中性子散乱は P_0 として、自群散乱に $(1-\bar{p})$ の補正を加えた。輸送補正係数を求めるための拡散計算では、拡散係数を輸送断面積の逆数から求めた。広領域ボイド反応度値については、厳密摂動計算により補正係数を求めた。

輸送補正を加えたボイド反応度値の計算結果をTable 5.3に示す。そして、実験値と計算値の比(C/E)および差(C-E)をTable 5.4に示す。炉心中心1Zで、計算値は実験値を19%過

大評価した。中心領域では、中性子漏洩成分の寄与はほとんど無く、これらの過大評価は、中性子スペクトル成分に起因すると考えられる。中性子スペクトル成分の中身をさらに細かく見ると、その大部分はナトリウムの減速項が占めており、減速項は、ナトリウムによる中性子散乱がボイド化に伴い減少したことによる反応度効果である。減速項の計算精度に関しては、100keV以下で急速に減衰する中性子束を、70群群構造（レサジー幅0.25）で十分に再現出来ているかという問題がある。弾性散乱による平均レサジー増加 ξ の値は、酸素が0.120であるのに対して、ナトリウムでは0.084、鉄は0.035である。酸素による減速の無い金属燃料炉心では、酸化物燃料炉心よりも、この問題が重要になると考えられ、今後の検討課題である。

実験値と計算値の軸方向分布を比較し、Fig. 5.1に示す。計算値として中性子スペクトル成分および漏洩成分を併せて示した。実験値と計算値の差(C-E)をとると、1Z~9Zの全ての点で一定であり、計算値が $\sim 0.1 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 正の方向に評価している。

次に、中性子スペクトル成分と漏洩成分の計算誤差を個別に評価する試みとして、計算値を修正し各点のC/E値を1.0に合わせてみた。1Zの結果から、中性子スペクトル成分の計算誤差を15%として計算値を修正すると、1Z~4ZのC/E値は0.97~1.00となり測定誤差の範囲内で実験値と一致する。一方、7Z~9ZのC/E値は0.75~0.97となり、これらの値を1.0とするためには、漏洩成分の絶対値を5%~10%大きくなる方向に修正する必要がある。ナトリウムボイド反応度値のC/E値は、1.26~0.40の範囲にあり（測定精度の悪い5Zと6Zを除く）、一見大幅な計算誤差を持つように見えるが、反応度値を中性子スペクトル成分と漏洩成分に分けて考えると、それぞれの計算誤差は5%~15%程度であり、他の物理量と比べて大差の無い計算精度にあり、正と負の反応度効果の和により正味の値が決まることが、見かけ上の計算精度を著しく悪くしている。

(1Z~9Z)ボイド反応度値は、~70%の過大評価となり、実験値と計算値に大きな相違がある。前述の軸方向分布と同様にスペクトル成分を15%小さく修正すると、C/E値を1.0とするためには、漏洩成分の絶対値を6%大きくする必要があり、前述の単位セルボイドの検討結果と同じ傾向を示す。また、(1Z~2Z)および(1Z~6Z)の広領域ボイドは、~20%の過大評価であり、前述の炉心中心部のC/E値と同様の傾向を示し、C-E値についても単位セルごとの値を加えたものと一致し、加算性が成立している。

FCA XVI-1炉心では、プルトニウムと濃縮ウランの混合燃料を使用したことにより、随伴中性子束のエネルギー分布は、プルトニウムのみを核分裂性物質とする炉心とは異なった

ものとなる（参考文献5参照）。随伴中性子束のエネルギー分布は、ボイド反応度値のスペクトル成分を決定する主要因であり、次のXVI-2炉心でプルトニウム燃料のみの領域を作り、そこでのナトリウムボイド効果の測定を計画している。金属燃料高速炉におけるナトリウムボイド効果の計算精度は、次のXVI-2炉心の結果と併せて、さらに検討する予定である。

Table 5.1 Axial distribution of sodium void worth
(unit cell worth) measured in FCA XVI-1

Position	Distance ^(a) (cm)	Worth (ρ_0)
1Z	2.54	0.1423±0.004
2Z	7.62	0.1375±0.004
3Z	12.70	0.1153±0.004
4Z	17.78	0.0832±0.004
5Z	22.86	0.0352±0.004
6Z	27.94	0.0065±0.004
7Z	33.02	-0.0405±0.004
8Z	38.10	-0.0724±0.004
9Z	43.18	-0.0992±0.004

(a) distance from the core center to the middle point of cell.

Table 5.2 Large zone sodium void worths measured
in FCA XVI-1

Position	Worth	Sum. of Unit Cell Worth (ρ_0)
1Z to 2Z	0.2782±0.004	0.2798±0.006 (0.6%) ^(a)
1Z to 6Z	0.5146±0.004	0.5200±0.010 (1.0%)
1Z to 9Z	0.2659±0.004	0.3079±0.012 (15.8%)

(a) ratio is shown in parenthesis

Table 5.3 Calculation of sodium void worth

($10^{-4} \Delta k/k$)

Position	Spectrum	T.C.F.	Corrected	Leakage	T.C.F.	Corrected	Total
1Z	0.9104	1.039	0.9459	-0.0404	0.533	-0.0212	0.9247
2Z	0.8838	1.039	0.9183	-0.0850	0.660	-0.0564	0.8619
3Z	0.8328	1.038	0.8644	-0.1712	0.723	-0.1248	0.7396
4Z	0.7620	1.038	0.7910	-0.2932	0.751	-0.2214	0.5696
5Z	0.6779	1.037	0.7030	-0.4426	0.765	-0.3404	0.3626
6Z	0.5888	1.036	0.6100	-0.6088	0.774	-0.4724	0.1376
7Z	0.5040	1.026	0.5171	-0.7795	0.780	-0.6095	-0.0924
8Z	0.4336	1.019	0.4418	-0.9415	0.786	-0.7390	-0.2972
9Z	0.3858	1.005	0.3877	-1.0840	0.790	-0.8499	-0.4622
1Z~2Z	1.8163	1.045	1.8980	-0.1289	0.719	-0.0927	1.8053
1Z~6Z	4.7326	1.047	4.9547	-1.5955	0.881	-1.4056	3.5491
1Z~9Z	6.0816	1.043	6.3431	-4.3196	0.906	-3.9136	2.4295

T.C.F: transport correction factor

Table 5.4 Result of sodium void worth in FCA assembly XVI-1

($10^{-4} \Delta k/k$)

Position	Experiment	C/E	C-E
1Z	$0.777 \pm 2.8\%$	1.190	0.148
2Z	0.751 ± 2.9	1.148	0.111
3Z	0.630 ± 3.5	1.174	0.110
4Z	0.454 ± 4.8	1.255	0.116
5Z	0.192 ± 11.5	1.889	0.171
6Z	0.035 ± 62.9	3.931	0.103
7Z	-0.221 ± 10.0	0.418	0.129
8Z	-0.395 ± 5.6	0.752	0.098
9Z	-0.542 ± 4.1	0.853	0.080
1Z to 2Z	1.519 ± 1.4	1.188	0.286
1Z to 6Z	2.810 ± 0.8	1.263	0.739
1Z to 9Z	1.452 ± 1.5	1.673	0.978

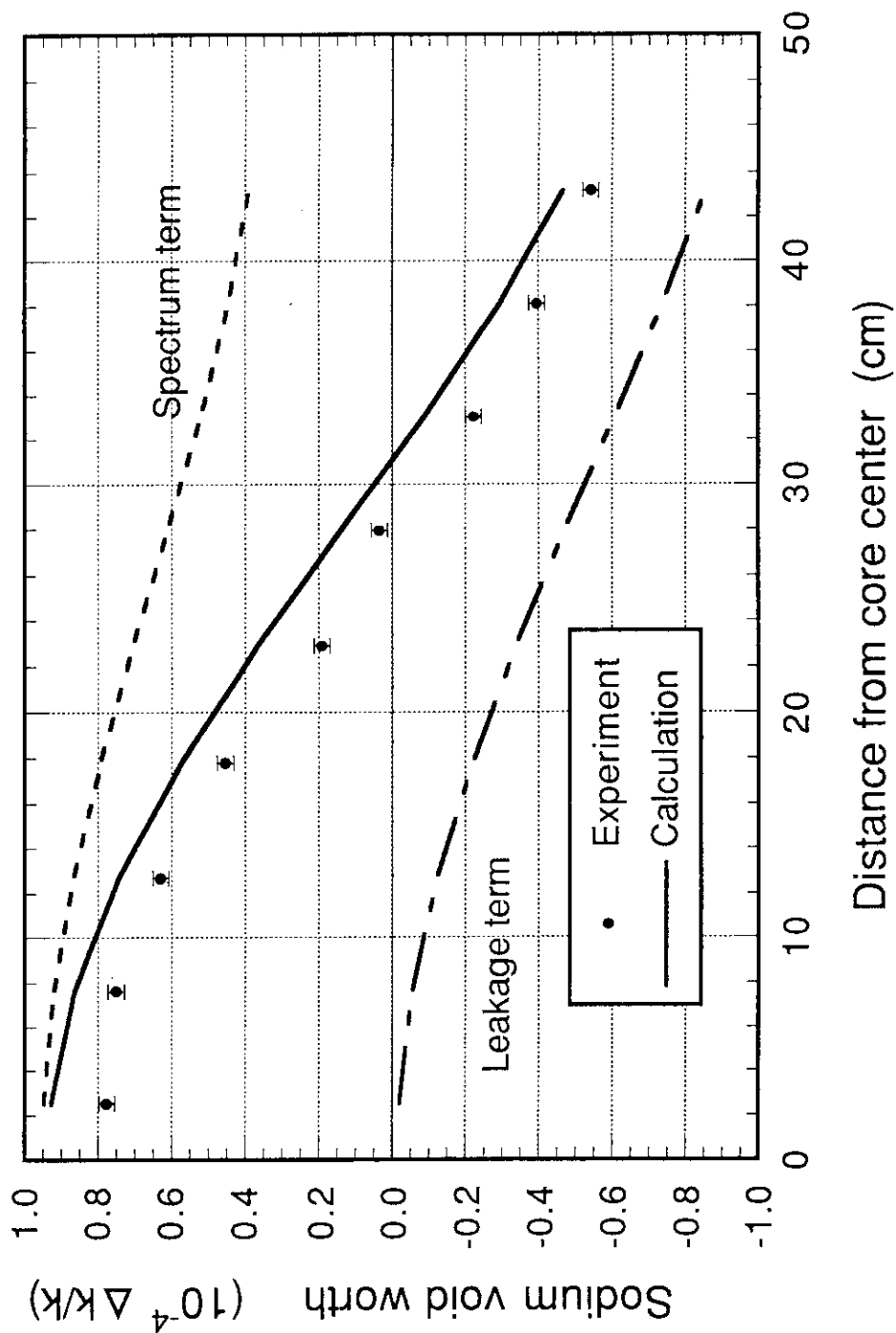


Fig. 5.1 Axial distributions of sodium void worth in FCA assembly XVI-1

6. 燃料移動および燃料膨張に伴う反応度効果

高速炉の安全設計で考慮すべき重要な反応度フィードバックとして、燃料集合体の湾曲や燃料集合体支持機構の膨張による径方向への燃料移動に伴う反応度効果（径方向燃料移動反応度効果）と軸方向燃料膨張に伴う反応度効果がある。これらの反応度効果は、過渡事象における重要な負のフィードバックと期待されているが、その計算精度を実験により検証した例は極めて少ない。FCAにおいても、初めての試みとして、これらの反応度効果に関する模擬実験を実施した。この実験では、燃料板を移動することにより、燃料移動および膨張状態を模擬し、それらの反応度値を測定した。そして、実験解析結果に基づいて、燃料移動にともなう反応度効果および軸方向膨張効果の計算精度を評価し、さらに計算精度改善のための検討を行った。

6.1 径方向燃料移動反応度効果

6.1.1 径方向燃料移動反応度効果の特徴と検討項目

燃料集合体の湾曲は、主として過渡時の燃料集合体ラッパ管壁の熱膨張の差により生じる。この現象は、熱膨張を支配する炉心内の温度分布だけでなく、燃料集合体の支持方式や炉心拘束機構の有無など炉心構造設計にも依存する。さらに、湾曲による燃料移動の方向と大きさは、炉心内の位置により大きく異なってくる。150MWeクラスの金属燃料炉心において、炉心出力対冷却材流量の比(P/F)が定格運転時の2倍になり、燃料集合体と冷却材の温度差が倍増した事故時の解析を基に、炉心径方向に一列に並んだ燃料集合体の湾曲状態をFig. 6.1.1に示す⁽¹⁶⁾。燃料移動距離は数mm程度である。

事故時、燃料集合体は複雑な移動の仕方をするが、実験を行う臨界集合体は燃料格子の寸法が固定しており燃料装填位置が限定されるため、炉心全体の燃料移動状態を直接模擬するのは困難である。そこで、この研究では燃料移動に伴う反応度効果を以下の項に分解して考え、それぞれの反応度値を測定した。

- (1) 反応度値の燃料移動距離依存性（線形性）
- (2) 反応度値の燃料移動領域間での加算性
- (3) 反応度値の燃料移動位置依存性

これらの結果を総合して燃料移動に伴う反応度効果の計算精度を評価することとした。

6.1.2 実験方法と測定結果

径方向燃料移動の模擬方法をFig. 6.1.2に示す。燃料移動を模擬する領域は、炉心と径方向ブランケット境界近傍の左右対称位置、 $\pm 6R$ 、 $7R$ および $8R$ とした。炉心外周領域で測定を行ったのは、燃料集合体の湾曲に伴う反応度効果がこの領域で大きくなるためであり、それは、燃料反応度値の径方向の勾配が大きく、かつ、径方向の温度勾配も大きいことに因る。実験にあたっては、測定値の精度を十分確保するため、Y方向に並ぶ3本の燃料引出しの燃料を同時に移動して反応度値を測定した。

この実験用に、燃料移動を模擬する領域の燃料セルの物質板配列を変更し、燃料組成の両端にアルミニウム板を挿入し、これを基準状態とした(Fig. 6.1.2のReference)。アルミニウム板の挿入位置を変えることによりセル中央の燃料部分が径方向に移動する。アルミニウム板1枚の移動により、燃料が3mm移動する。実機の燃料集合体の湾曲による移動量が数mm程度であることを考慮して、3mmおよび6mmの移動による反応度値を測定した。今回の実験の全ての測定項目および測定結果を整理して、Table 6.1.1に示す。移動距離の符号は、炉心中心方向への移動を負、炉心外側方向への移動を正とした。

反応度値の燃料移動距離依存性

$\pm 8R$ の位置において、燃料を炉心外側方向と内側方向へ3mmおよび6mm移動し、燃料移動距離と反応度値の関係を評価した。移動距離と反応度値の関係をFig. 6.1.3に示す。図の横軸は、燃料移動距離である。-3mmと+3mmの絶対値は4.6%の相違があり、-6mmと+6mmでは8.6%となり、炉心最外周の位置では、燃料移動距離と反応度値の線形性が成り立たないことを示している。

反応度値の燃料移動領域間での加算性

$\pm(6R, 7R, 8R)$ および $\pm(7R, 8R)$ の燃料を同時に移動させた反応度値と個々に移動させた反応度値の和を比較し、加算性を評価した。また、軸方向に関しては、 $\pm(7R, 8R)$ の燃料を軸方向に3等分(1Z~3Z、4Z~6Z、7Z~9Z)し、個々に移動させた反応度値の和と1Z~9Zを同時に移動させた反応度値を比較した。結果をTable 6.1.2に示す。個々に移動した反応度値を加算した場合と、同時に全体を移動した場合の反応度値は4%以内で一致し、反応度値の測定誤差が1~3%であることを考慮すると、加算性が成立することがわかった。

反応度値の燃料移動位置依存性

±6R、7Rおよび8Rの位置で燃料を+6mm移動し、燃料移動反応度値の径方向位置依存性を評価した。また、±(7R、8R)の燃料を、1Z~3Z、4Z~6Zおよび7Z~9Zに分け、別々に燃料を移動させることにより、反応度値の軸方向位置依存性を評価した。

6.1.3 解析

燃料要素に含まれる全核種について、無限小物質反応度値の空間分布を計算した。計算は25群定数と3次元XYZ体系による拡散1次摂動計算である。次に、この無限小物質反応度値を用いて個々の物質板の移動前と移動後の位置での反応度値を計算し、両者の差から燃料移動に伴う反応度値を算出した。実験により、燃料の反応度値は径方向境界付近で非線形の勾配を持つことを確認しているため、これを計算で考慮するため、メッシュ点ごとに得られた無限小物質反応度値を3次多項式で内挿し、燃料セル内の各燃料板位置での値を求めた。

径方向および軸方向の各位置で、燃料を+6mm移動させたモデルについて、C/E値を求めた。結果をTable 6.1.3に示す。径方向および軸方向共、C/E値は炉心境界方向に向かって下降し、炉心境界で1.0より小さくなる。さらに、C/E値の空間変動幅が大きく、径方向で13%、軸方向で27%あり、拡散理論に基づく摂動計算では、かなりの計算誤差を見込む必要のあることをこの結果は示している。

計算精度の改善を図るため、輸送計算による補正効果を検討した。25群定数を用い、2次元RZ体系で輸送理論と拡散理論に基づく体系計算を行い、1次摂動計算により無限小物質反応度値の空間分布を計算した。輸送および拡散計算により、燃料が1mm移動した時の反応度値を計算し、両者の比から輸送補正係数を求めた。輸送補正係数およびC/E値の改善効果をTable 6.1.4に示す。輸送補正により、C/E値の変動幅が径方向および軸方向共~7%改善される。しかし、軸方向においては、依然としてC/E値の変動幅が22%あり、大きな計算誤差を含む結果となった。

6.2 軸方向燃料膨張反応度効果

6.2.1 実験手法

金属燃料高速炉における軸方向燃料膨張は、数百度の温度上昇で1%程度と予想される。FCAでこの膨張を直接模擬することはできないため、Fig.6.2.1に示すように、内側炉心セルを構成するジルコニウム板（約1.5mm厚）をセルとセルの間に配置し、燃料を軸方向へ移動させることによって約3%及び6%の膨張を模擬した。標準セルのジルコニウム板を、通常の模擬物質板の半分の大きさのもの2枚に置き換え、これを上下に重ねて装填し、3%膨張時には上にあったジルコニウム板のうち1枚を、6%膨張模擬時には2枚をセルとセルの間に挿入する。これによって燃料中の総ジルコニウム量を変えないことと、燃料、ナトリウム等が膨張したことを模擬できる（集合体を構成する格子管および引出しを除く）。軸方向ブランケットの膨張は模擬せず、炉心部の膨張に伴って移動するのみとした。

膨張の対象としたのはFCA固定側集合体の内側炉心中心の1本、5本、9本、25本の引出しである。また、ジルコニウム板の挿入位置による影響を見るため、Fig.6.2.2に示した様々なパターンで膨張を模擬した。軸方向燃料膨張模擬による反応度値は、標準状態と膨張模擬状態の体系の臨界制御棒位置の差から求めた。

実験結果をTable 6.2.1に示す。まず反応度値のジルコニウム板挿入位置依存性に着目する。3%膨張の場合、A、B、C、Dパターンの順に引出し前面にかたよっていく膨張を模擬したが、反応度値は順次大きくなっており、かなり大きな依存性が見られた。また、ジルコニウム板をセルの後面に挿入するAパターンと前面に挿入するBパターンで反応度値に約21%の差が見られた。

6%膨張の場合、比較的燃料の様な膨張に近いFパターンはジルコニウムをセルの後面に挿入するEパターンと前面に挿入するGパターンの反応度値の平均と等しくなっており、Fパターンでほぼ様な膨張を模擬できていると考えられる。また、EパターンとGパターンで反応度に約23%の差が見られ、3%膨張のA、Bパターンの差（約21%）とほぼ一致している。このことから3%膨張の場合、A、Bパターンの平均をとれば、6%膨張のFパターンと同様のほぼ様な膨張を模擬できていると考えられる。

次に、膨張の割合に着目すると、9本の3%膨張の反応度値 $-0.442\rho_0$ （A、Bパターンの平均値）は9本の6%膨張の反応度値 $-0.888\rho_0$ （Fパターン）の約1/2になっており、良い線形性が見られた。従って、本実験手法によって1%程度の膨張も、外挿によって十分に評価できると考えられる。

最後に、膨張の対象とする領域の広さ依存性に着目すると、Fパターンによる6%膨張

で1、5、9、25本引出しの順に領域を拡大した場合、一本当りの反応度値は $-0.109 \rho_0$ 、 $-0.101 \rho_0$ 、 $-0.099 \rho_0$ 、 $-0.094 \rho_0$ と順次小さくなっていることが判った。

6.2.2 解析

軸方向燃料膨張反応度値の計算は、3次元XYZモデルの25群拡散計算により得られる中性子束分布及び随伴中性子束分布を使って、1次摂動法及び厳密摂動法により行った。セル計算はJFS-3-J2 70群セットを用いて、FCA XVI-1炉心を構成するセル並びに、IC1セルの各模擬物質板の原子数密度が0.971倍（3%膨張に対応）及び0.943倍（6%膨張に対応）になったセルについて衝突確率法に基づくセル計算コードSLALOMにより行い、各セルの70群実効巨視的断面積を求めた。これを2次元RZモデルの70群拡散体系計算によって得られる中性子スペクトルで25群に縮約し、3次元拡散体系計算を行った。

実験と計算の比較をTable 6.2.2に示す。1次摂動法による計算は、反応度値を過大評価する傾向がみられ、膨張を模擬する領域が増すにつれてC/E値は1.14から1.27と大きくなっている。一方、厳密摂動法による計算はC/E値が1.05程度でほぼ一定である。Table 6.2.2には軸方向燃料膨張反応度値のうち2つの成分、即ち、炉心部でIC1セルが膨張することによる反応度値及び軸方向ブランケットが膨張したIC1セルと置換されることによる反応度値を示した。1次摂動法と厳密摂動法を比較すると、炉心部の反応度値の持分はほぼ等しいのに対して、ブランケット部で厳密摂動法が大きな正の反応度値を与えていることが分かる。これは1次摂動法の場合ブランケットにより大きく落ち込んだ中性子束分布を使っているのに対して、厳密摂動法では炉心部の飛び出しにより持ち上がった中性子束を使っていることによるものであり、その効果は膨張模擬の領域を広げるほど顕著に現れている。

結論として、FCA XVI-1炉心のように天然ウラン金属ブロックを使用した場合、軸方向燃料膨張反応度値を正しく評価するには厳密摂動法を用いることが必要であることが判った。今後、ソフトブランケットを使用した場合や、ブランケット無しの場合について1次摂動法の適用性について検討を行う必要があると考えられる。

Table 6.1.1 Results of fuel shifting reactivity worths

	Radial Position	Axial Region	Shifting	Reactivity Worth (ρ_o)
3mm and 6mm Shifting				
(1)	$\pm 8R$	1Z~9Z	-3mm	+0.1389 \pm 0.004
(2)	$\pm 8R$	1Z~9Z	+3mm	-0.1456 \pm 0.004
(3)	$\pm 8R$	1Z~9Z	-6mm	+0.2812 \pm 0.004
(4)	$\pm 8R$	1Z~9Z	+6mm	-0.3055 \pm 0.004
Large Zone				
(5)	$\pm 6R, \pm 7R, \pm 8R$	1Z~9Z	+6mm	-0.7898 \pm 0.004
(6)	$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~9Z	+6mm	-0.5730 \pm 0.004
Axial Step				
(7)	$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~3Z	+6mm	-0.2291 \pm 0.004
(8)	$\pm 7R, \pm 8R$	4Z~6Z	+6mm	-0.1838 \pm 0.004
(9)	$\pm 7R, \pm 8R$	7Z~9Z	+6mm	-0.1369 \pm 0.004
(10)	$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~6Z	+6mm	-0.4286 \pm 0.004
(11)	$\pm 7R, \pm 8R$	4Z~9Z	+6mm	-0.3220 \pm 0.004
Radial Step				
(12)	$\pm 6R$	1Z~9Z	+6mm	-0.2099 \pm 0.004
(13)	$\pm 7R$	1Z~9Z	+6mm	-0.2560 \pm 0.004
(14)	$\pm 8R$	1Z~9Z	+6mm	-0.3055 \pm 0.004

Table 6.1.2 Comparison between step and large zone reactivity worths

Radial Direction	Radial Position	Axial Region	Large Zone Worth (ρ_o)	Large Zone /Sum. of Step Worth
	$\pm 6R, \pm 7R, \pm 8R$	1Z~9Z	-0.7898 \pm 0.004	1.024
	$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~9Z	-0.5730 \pm 0.004	1.021
Axial Direction				
	$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~9Z	-0.5730 \pm 0.004	1.043
	$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~6Z	-0.4286 \pm 0.004	1.038
	$\pm 7R, \pm 8R$	4Z~9Z	-0.3220 \pm 0.004	1.004

Table 6.1.3 C/E values of fuel shifting reactivity worths

Radial Position	Axial Region	Experiment ^(a) ($\times 10^{-4} \Delta k/k$)	C/E ^(b)
$\pm 6R$	1Z~9Z	-1.146 \pm 1.9%	1.11
$\pm 7R$	1Z~9Z	-1.398 \pm 1.6%	1.07
$\pm 8R$	1Z~9Z	-1.668 \pm 1.3%	0.98
$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~3Z	-1.251 \pm 1.7%	1.12
$\pm 7R, \pm 8R$	4Z~6Z	-1.004 \pm 2.2%	1.08
$\pm 7R, \pm 8R$	7Z~9Z	-0.747 \pm 2.9%	0.85

(a) +6mm shifting

(b) calculated by diffusion theory

Table 6.1.4 Transport corrections for fuel shifting reactivity worths

Radial Position	Axial Region	Diffusion's C/E	T.C. Factor	Corrected C/E
$\pm 6R$	1Z~9Z	1.11	0.92	1.02
$\pm 7R$	1Z~9Z	1.07	1.01	1.08
$\pm 8R$	1Z~9Z	0.98	1.08	1.06
$\pm 7R, \pm 8R$	1Z~3Z	1.12	1.03	1.16
$\pm 7R, \pm 8R$	4Z~6Z	1.08	1.03	1.11
$\pm 7R, \pm 8R$	7Z~9Z	0.85	1.10	0.94

Table 6.2.1 Experimental result of axial fuel expansion reactivity worth in FCA XVI-1

Number of drawers	3% expansion		6% expansion	
	Pattern	Reactivity worth (ρ_0)	Pattern	Reactivity worth (ρ_0)
1	---	---	F	-0.109
5	---	---	E	-0.455
			F	-0.506
			G	-0.558
9	A	-0.400	F	-0.888
	B	-0.484		
	C	-0.514		
	D	-0.553		
25	---	---	F	-2.340

Experimental error : $0.004 \rho_0$
 $1 \rho_0 = 0.0546\% \Delta k/k$

Table 6.2.2 Comparison of axial fuel expansion reactivity worth between experiment and calculation

Expansion percentage	Number of drawers	Experiment ($10^{-4} \Delta k/k$)	Method	Calculation ($10^{-4} \Delta k/k$)			C/E
				Core	Blanket	Total	
3% a)	9	-2.41 ± 0.02	1st. order	-3.73	0.81	-2.93	1.21
			Exact	-3.72	1.11	-2.61	1.08
6% b)	1	-0.60 ± 0.02	1st. order	-0.82	0.14	-0.68	1.14
			Exact	-0.82	0.21	-0.61	1.03
	5	-2.76 ± 0.02	1st. order	-4.07	0.70	-3.37	1.22
			Exact	-4.05	1.13	-2.93	1.06
	9	-4.85 ± 0.02	1st. order	-7.28	1.25	-6.02	1.24
			Exact	-7.23	2.12	-5.11	1.05
	25	-12.77 ± 0.02	1st. order	-19.50	3.27	-16.23	1.27
			Exact	-19.40	5.98	-13.42	1.05

a) Average value of A and B pattern

b) F pattern

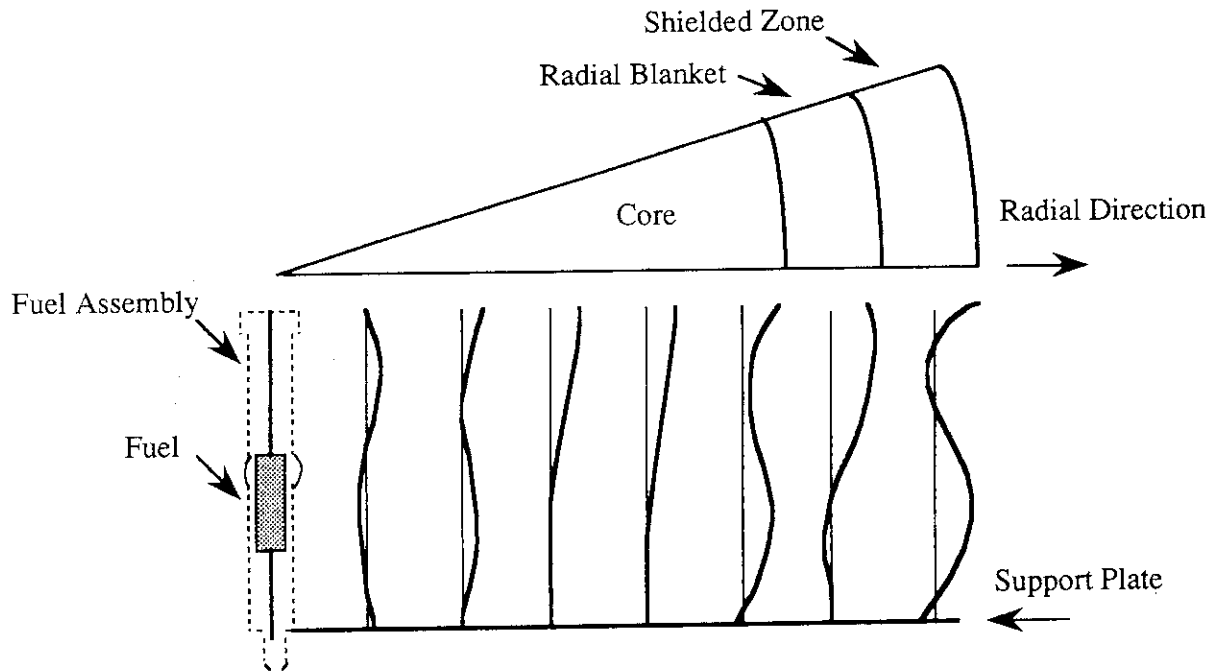


Fig. 6.1.1 Typical assembly displacements during transient (power to flow ratio changes from 1.0 to 2.0)

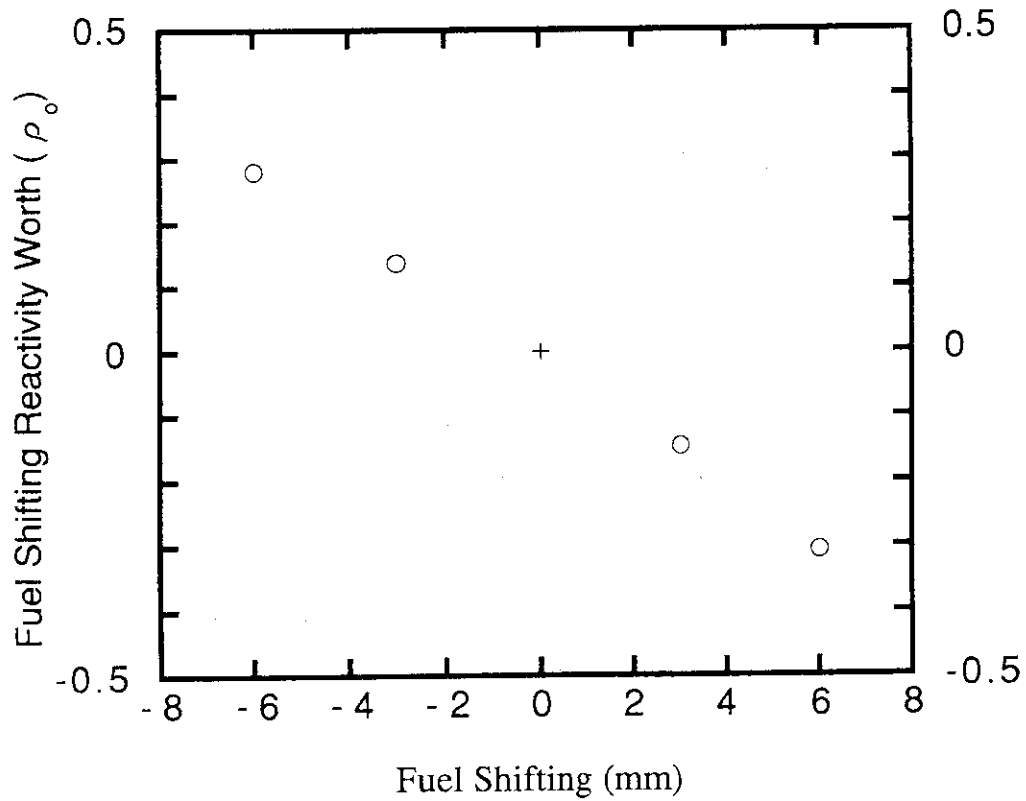


Fig. 6.1.3 Fuel shifting reactivity worth at position 8R

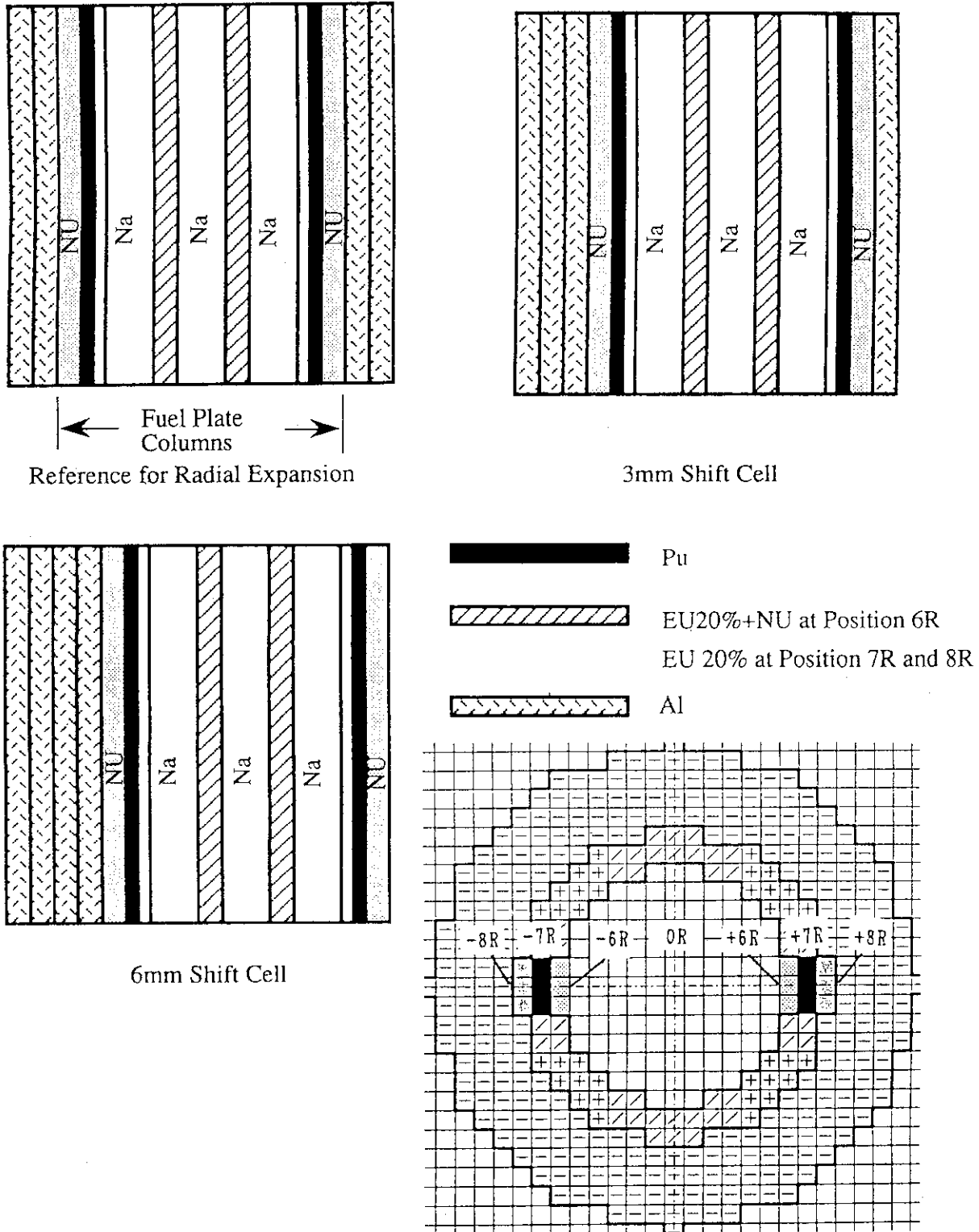


Fig. 6.1.2 Illustration of fuel shifting measurement

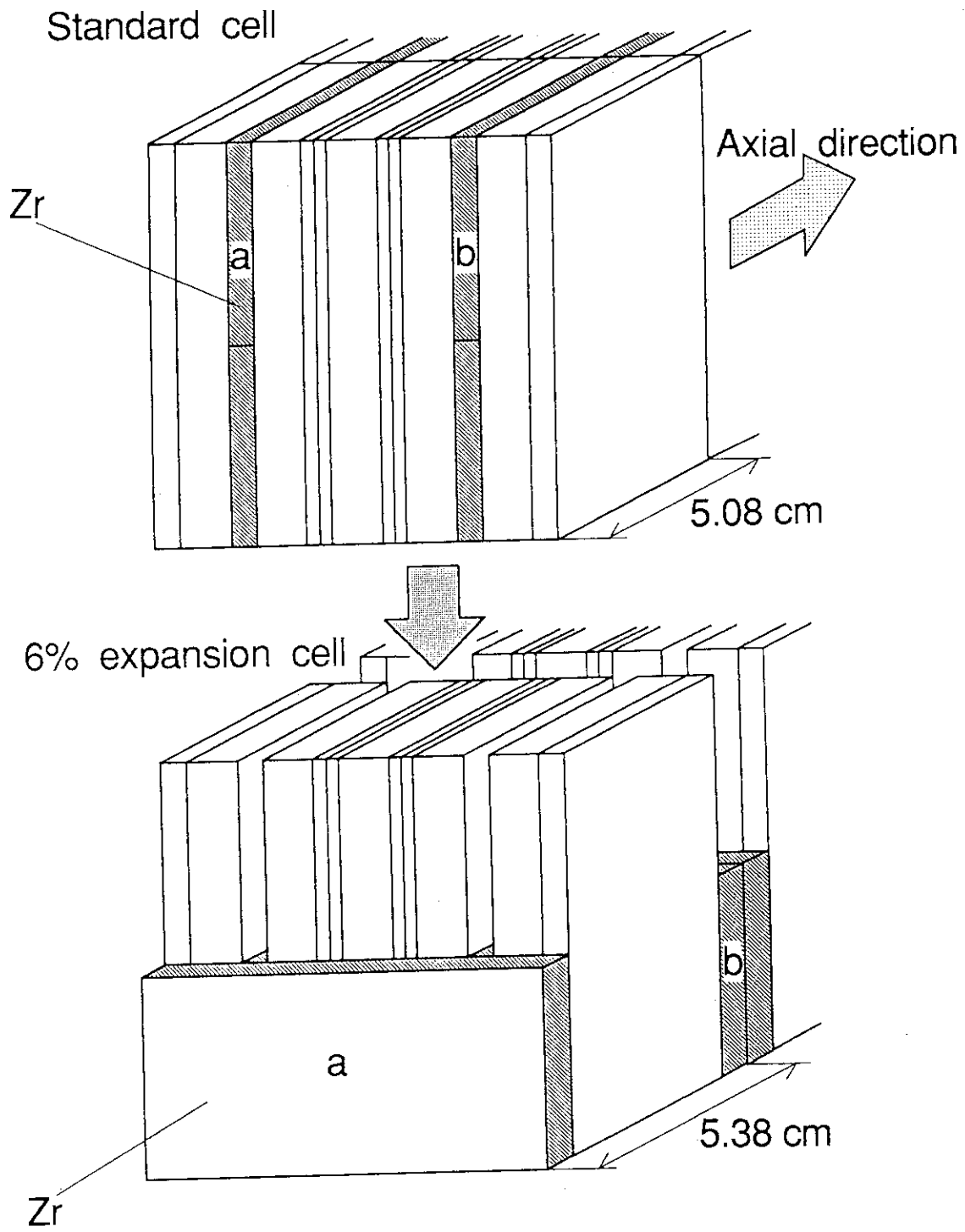


Fig. 6.2.1 Simulation method of axial fuel expansion

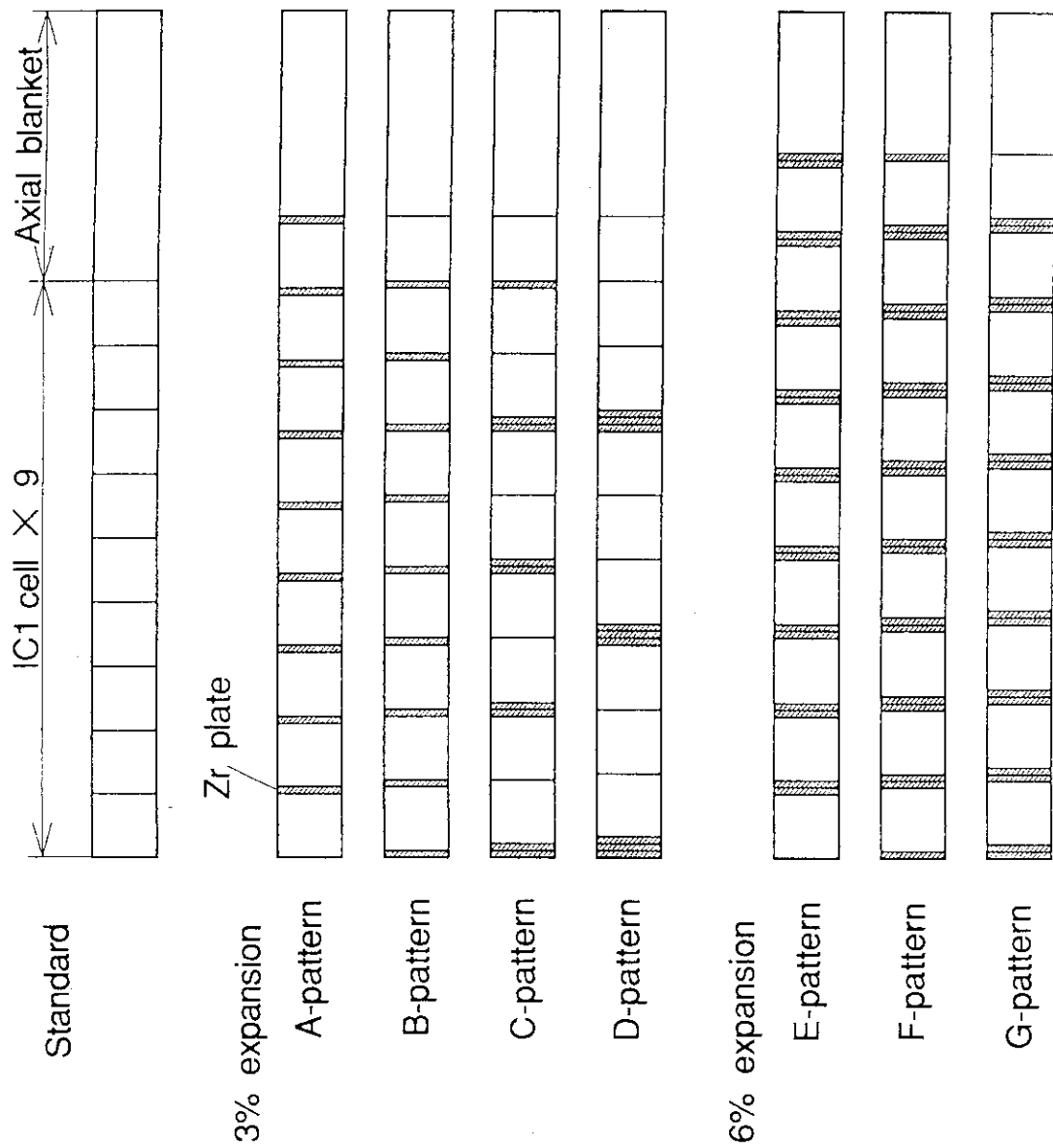


Fig. 6.2.2 Various pattern of inserting zirconium plate

7. 反応率比と反応率分布

金属燃料高速炉の硬い中性子スペクトル場における、スペクトル指標あるいは増殖性能指標の計算精度を把握するために、反応率実験を行い計算結果との比較を行った。実験では炉心中心セルにおける反応率比を測定した。測定法はプルトニウム箔、濃縮ウラン箔および劣化ウラン箔を使用した放射化法である。さらに、これらの箔を使用して、炉心内の軸方向反応率分布および径方向反応率分布を測定した。

本章では、これら箔による測定手法、測定結果および核データライブラリJENDL-2に基づく解析結果について述べる。

7.1 反応率比の測定

箔を使用して以下の反応率を炉心中心にて測定し、それらの比をとることにより反応率比を求めた。

^{239}Pu 核分裂率

^{235}U 核分裂率

^{238}U 核分裂率

^{238}U 捕獲反応率

各反応率は、同軸型ゲルマニウム検出器を使用して以下の γ 線光電ピーク計数を測定することにより求めた。

反応	核種	γ 線エネルギー	半減期
核分裂	^{143}Ce	293.2keV	33.0 hr.
	^{133}I	529.8keV	20.9 hr.
	^{97}Nb	657.9keV	16.9 hr.
	^{97}Zr	743.4keV	16.9 hr.
^{238}U 捕獲反応	^{239}Np	277.6keV	56.3 hr.

次に、測定結果に対して板状セルの非均質性を実験的に補正し（セル平均係数による補正）セル平均反応率を求めた。これは、計算結果との比較を容易にするためである。

(1) 箔の照射

箔照射は以下に示す様に、2回に分けて行った。

	原子炉出力・照射時間	測定項目	箔
第1回	60W・3hrs	^{235}U 核分裂率 ^{238}U 捕獲反応率	濃縮ウラン箔 劣化ウラン箔
第2回	90W・3hrs	^{239}Pu 核分裂率 ^{235}U 核分裂率 ^{238}U 核分裂率	プルトニウム (^{239}Pu) 箔 濃縮ウラン箔 劣化ウラン箔

第1回および第2回の照射時の中性子束レベルは、両照射で得た ^{235}U 核分裂率の値を用いて規格化した。

ウラン箔は、市販のアルミシートに包んだ後、炉心中心セル内の濃縮ウラン板および天然ウラン板の間に挟み照射した。プルトニウム箔は、セル内左側の標準プルトニウム板を実験孔(20φ)を持つプルトニウム板に置換し、プルトニウム円形箔をこの実験孔中に装填した。プルトニウム箔は厚さ0.5mmのアルミニウムで被覆されているが、箔保護のためこれを厚さ0.3mmのアルミニウム製保護カバーに包み装填した。これら箔の装填方法をFig.7.1に示す。また、照射した箔の仕様をTable 7.1に示す。プルトニウム板の実験孔による摂動が実験誤差と比較して無視し得ることは、別途実験的に確認した。

(2) γ 線測定と箔装填位置における反応率の絶対値の決定 γ 線測定

照射終了後18時間から120時間の間で、同軸型ゲルマニウム検出器より構成されるFCAにおける箔データ処理システム⁽²⁰⁾を使用して、各箔の γ 線スペクトルを周期的に数回以上測定した(γ 線スペクトルはAppendix B参照)。1回の測定時間は箔により異なり、十分な計数が得られる様に5000秒~15000秒とした。

核分裂率の絶対値の決定

γ 線スペクトルの処理には、非線形最小自乗法に基づく γ 線スペクトル解析コード⁽²¹⁾を使用して、コンプトン成分および寄生ピークの影響を排除した光電ピーク計数を得た。各

光電ピークに対するゲルマニウム検出器の実効的な γ 線計数効率の校正は、あらかじめ核分裂計数管と箔の測定を組み合わせる方法⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾で行った。校正方法の詳細については、Appendix Bで述べる。

ここで、本測定時と校正実験時で以下の実験条件を統一した。

(イ) 照射中性子スペクトル場

(ロ) 照射箔

(ハ) 照射時間

(ニ) 箔 γ 線測定時間帯

その結果、FP核種の核分裂収率、 γ 線放出率および半減期等の諸量を補正值として考慮する必要がなくなり、核分裂率の絶対値は、光電ピークの計数をゲルマニウム検出器の実効的な計数効率で除することにより求めることができる。

前述の4核種の光電ピークから得た核分裂率は、互いに実験誤差内で良く一致し、それらの平均を測定値とした。

捕獲反応率の絶対値の決定

前述の γ 線スペクトル解析コードにより得た277.6keV光電ピークの計数を、以下の諸量で除することにより²³⁸U捕獲反応率の絶対値を求めた。

(イ) 実効的な γ 線計数効率

(ロ) 劣化ウラン箔中の²³⁸U原子数

(ハ) 時間減衰補正係数

(ニ) 箔内の γ 線自己吸収補正係数

(ホ) 箔エッジ効果補正係数

実効的な γ 線計数効率の校正は、あらかじめ²⁴³Am-²³⁹Np線源法⁽¹⁹⁾により行った。校正方法の詳細については、Appendix Bで述べる。

時間減衰補正は²³⁹Npおよび²³⁹Uの半減期の文献値⁽²²⁾を使用して行った。補正係数の誤差は、これら半減期の誤差より算定した。

箔内の γ 線自己吸収補正係数は、箔-ゲルマニウム検出器間の距離を約6cm(ゲルマニウム検出器半径の約3倍)と大きくしたこと、 γ 線が検出器へ平行入射するとして算定出来る。補正量は6.6%となった。

箔エッジ効果補正はHanna⁽²³⁾の式により算定した結果、0.6%であった。

これら以外で、箔内の中性子自己遮蔽補正は計算により評価し、無視し得るほど小さいことを確認した。また、²⁴³Am-²³⁹Np線源法による実効的な光電ピーク効率を使用したことにより、 γ 線放出率値は本測定時と校正実験時で共通の値をとるため、誤差を考慮する必要がなくなる。

(3)セル平均反応率比

板状セルの非均質性から、本節の(2)で得た反応率の絶対値はセル内の箔装填場所に依存する。この場所依存性を実験的に補正してセル平均の反応率を求めるために、炉心中心セル内の反応率の微細分布を測定し、セル平均係数を求めた。セル平均係数の値をTable 7.2に示す。また、微細分布の測定およびセル平均係数の詳細は、Appendix Bで述べる。

これらセル平均係数は ^{235}U と ^{238}U 核分裂率および ^{238}U 捕獲反応率に関して求め、 ^{239}Pu 核分裂率に関しては求めなかった。これは、測定対象のIC1セルには、20%濃縮ウラン板および天然ウラン板という2種類のウラン板が含まれているのに対し、プルトニウム板は1種類であり、かつ対称位置に2枚配置されているため、測定した ^{239}Pu 核分裂率がそのままセル平均の核分裂率となるからである。

本節の(2)で得た反応率の絶対値にセル平均係数を乗じ、さらに、それらの比をとることによりセル平均の反応率比を得た。セル平均の反応率比をTable 7.3に示す。核分裂率の実験誤差は1.5%から3.0%、捕獲反応率の実験誤差は1.1%程度となった。各反応率の誤差成分をTable 7.4およびTable 7.5に示す。

7.2 反応率分布の測定

プルトニウム箔、濃縮ウラン箔および劣化ウラン箔を炉心内の各セルに装填し、 ^{239}Pu 、 ^{235}U および ^{238}U 核分裂率と ^{238}U 捕獲反応率の、箔装填位置における軸方向分布および径方向分布を測定した。前節で述べた反応率比測定と同様に、測定結果にセル平均係数による補正を行い、セル平均の反応率分布を求めた。ここで、セル平均係数は、種類の異なるセル毎に炉心内の代表点で求めた。

(1) 箔装填位置における反応率分布の測定

核分裂率分布

炉心内の核分裂率分布測定位置をFig. 7.2に示す。箔の各セル内装填位置をFig.7.3および

Fig.7.4に示す。各箔は、原子炉出力(10W~20W)を一定として1時間照射した。種類の異なる箔毎に別々に照射を行った。照射終了後1時間から3時間の間で、同軸型ゲルマニウム検出器を使用して、各照射箔の600keV以上の γ 線を周期的に数回測定した。得られた計数率値に対して以下の補正を行い、炉心の各箔装填位置における核分裂率分布を求めた。

- (イ) バックグラウンド計数補正
- (ロ) 時間減衰補正
- (ハ) 箔重量補正
- (ニ) 箔内不純物核種の寄与分補正

これらのうち、時間減衰補正はAppendix Bにて述べる。不純物核種の寄与分補正は、箔の同位体組成と、計算による主要核種と不純物核種の核分裂率比の分布より求めた。その結果、炉心-ブランケット境界においても補正は高々0.3%であり、これ以外の場所における補正は0.1%以下に過ぎなかった。

^{238}U 捕獲反応率分布

炉心内の ^{238}U 捕獲反応率分布測定位置をFig. 7.2に示す。劣化ウラン箔の各セル内装填位置をFig.7.4に示す。箔の照射は原子炉出力90Wで3時間行った。照射終了後18時間から100時間の間で、同軸型ゲルマニウム検出器を使用して各箔の γ 線スペクトルを周期的に数回以上測定した。これら γ 線スペクトルを処理して、 ^{239}Np の277.6keVと106.1keVの2つの光電ピークについて計数値を得た。計数値に対して以下の補正を行い、炉心の各箔装填位置における ^{238}U 捕獲反応率分布を求めた。

- (イ) ^{239}Np の半減期の文献値を使用した時間減衰補正
- (ロ) 箔重量補正

各光電ピークから求めた反応率分布は、 γ 線計数誤差内で互いに良く一致し、両者の平均を採用した。

(2) セル平均の反応率分布

径方向分布に対するセル平均係数による補正

ウラン箔を使用した各反応率分布の測定において、各燃料セルのセル平均係数を求めた位置とセル平均係数の値をそれぞれFig.7.4およびTable 7.2に示す。内側炉心では中心(0R)セル以外に外側炉心との境界部を形成する6Rセルで測定を行った。外側炉心では7Rセルおよび8Rセルの両方で測定を行った。内側炉心の中心0Rより5Rまでの反応率分布では、中心0R

にて測定されたセル平均係数を適用し、6R、7Rおよび8Rの反応率分布では、それぞれの位置にて測定されたセル平均係数を適用した。

一方、プルトニウム箔は各セルとも2枚装填したので (Fig.7.3 参照)、2枚の箔により得た反応率の平均値をセル平均の ^{239}Pu 核分裂率値とした。

軸方向分布に対するセル平均係数による補正

中心から軸方向ブランケットとの境界までの炉心内は1種類のセルで構成されているため、セル平均係数による補正は行わなかった。

セル平均の反応率分布

反応率分布の実験結果をTable 7.6~Table 7.13に示す。実験誤差は以下の各誤差を伝搬して評価した。

- (イ) 時間減衰補正 (本節 (1)) を行った後の計数率値間のばらつき
- (ロ) 箔重量誤差
- (ハ) セル平均係数の誤差

核分裂率分布の実験誤差は0.5%~2.2%となった。捕獲反応率分布の実験誤差は0.7%~2.0%となった。

7.3 反応率比および反応率分布の解析

(1) 計算手法

計算は、以下に示すFCAの標準的な実験解析手法で行った。

- (イ) 群定数ライブラリー： JENDL-2に基づくJFS-3-J2 70群セットを使用した。
- (ロ) セル計算： 1次元平板モデルによる70群の衝突確率法により行った。
- (ハ) 実効断面積群縮約計算： 2次元R-Zモデルによる70群の非等方拡散計算で得た炉心各領域の70群中性子束を用いて、(ロ)で得た各実効断面積を25群に縮約した。
- (ニ) 体系計算 (BC)： 3次元X-Y-Zモデルによる25群の非等方拡散理論 (計算のメッシュ幅は約2.5cm) により行った。
- (ホ) 輸送補正： 2次元R-Zモデルで25群 S_g - P_0 近似による輸送計算(TR)と25群等方拡散計算(DF)を行い、その比 $TC=TR/DF$ をもって輸送補正係数とした。

中心反応率比は、(ハ)の70群計算により求めた（輸送補正は無視し得る）。反応率分布は、(ニ)の25群計算で得た結果BCに、(ホ)で得たTCを乗ずることにより求めた。衝突確率計算、拡散計算および輸送計算には、それぞれSLAROMコード、CITATION-FBRコードおよびTWOTRAN-IIコードを使用した。

(2) 解析

反応率比

セル平均反応率比の計算結果を実験結果と比較してTable 7.3に示す。すべての計算値が実験誤差の範囲内で実験値と一致した。

反応率分布

反応率分布の計算結果を実験結果と比較してTable 7.6～Table 7.13に示す。計算結果は実験結果と同様に炉心中心で規格化した。さらに、計算値対実験値比（C/E値）の分布をFig.7.5およびFig.7.6に示す。

輸送補正について述べる。

- (イ) 軸方向分布： 1zから7zまで、いずれの反応も補正量はほぼ0%となった。軸方向ブランケットとの境界部に近い8zおよび9zでは、補正量は-0.7%から1.6%とやや大きくなった。
- (ロ) 径方向分布： 補正量は、内側炉心では0.3%以内であるが、外側炉心では5%と大きくなった。

反応率分布のC/E値について述べる。

- (イ) 軸方向分布： ^{238}U 捕獲反応率分布のC/E値はほぼ1.0となった。
核分裂率分布のC/E値は1.0から0.95の間をとる結果となった。これらのうち、 ^{239}Pu 核分裂率および ^{235}U 核分裂率に関しては、炉心外側になるに従いC/E値が1.0より小さくなっていく傾向が観察される。 ^{238}U 核分裂率に関しては、C/E値は0.97のまわりでほぼ一定となった。
- (ロ) 径方向分布： 炉心内全域にわたり、いずれの反応もC/E値はほぼ1.0となった。

Table 7.1 Specification of fission foils

Type of foil	Type of measurement	Dimension of foils	Average weight of foil meat	Isotopic composition of foil meat
Disk-shaped Pu foil (Al-alloy as 1wt%-Al)	Reaction rate ratio	12.0mm(d.)x0.1mm(t.) covered with 17mm(o.d)x0.5mm(t)	~170mg	$^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{241}\text{Am} =$ 94.02/5.63/~0.16/~0.16(%)
	Reaction rate distribution of $^{239}\text{Pu}(n,f)$	Al cladding		
Disk-shaped enriched U foil (metal)	Reaction rate ratio	12.7mm(d)x0.025mm(t) covered with 0.017mm(t) Al sheet	~58mg	$^{234}\text{U}/^{235}\text{U}/^{236}\text{U}/^{238}\text{U} =$ 0.993/93.162/0.374/5.471 (%)
	Reaction rate distribution of $^{235}\text{U}(n,f)$	10.0mm(d)x0.1mm(t) covered with 0.017mm(t) Al sheet	~125mg	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U} =$ 92.4/7.6 (%)
Disk-shaped depleted U foil (metal)	Reaction rate ratio	12.7mm(d)x0.127mm(t) covered with 0.017mm(t) Al sheet	~290mg	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U} =$ 0.04/99.96(%)
	Reaction rate distribution of $^{238}\text{U}(n,f)$ and $^{238}\text{U}(n,\gamma)$			
In-cell reaction rate distribution of $^{238}\text{U}(n,f)$				
Square foil of enriched U(metal)	In-cell reaction rate distribution of $^{235}\text{U}(n,f)$	12.7mm(l)x1.5mm(w) x0.025mm(t)	~7mg	$^{234}\text{U}/^{235}\text{U}/^{236}\text{U}/^{238}\text{U} =$ 0.993/93.162/0.374/5.471 (%)
	In-cell reaction rate distribution of $^{238}\text{U}(n,\gamma)$	12.7mm(l)x1.5mm(w)x0.025mm(t)	~7mg	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U} =$ 0.04/99.96 (%)

Table 7.2 Cell averaging factors in FCA assembly XVI-1

Position	Type of cell	Cell averaging factors		
		$^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})$	$^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})$	$^{238}\text{U}(\text{n},\gamma)$
0R-1z	IC1	$1.009 \pm 1.3\%$	$0.973 \pm 0.71\%$	$1.030 \pm 0.51\%$
6R-1z	IC1	$1.021 \pm 0.96\%$	$0.991 \pm 0.54\%$	$0.999 \pm 0.35\%$
7R-1z	OC1	$1.035 \pm 0.79\%$	$0.976 \pm 0.61\%$	$1.009 \pm 0.35\%$
8R-1z	OC1	$1.020 \pm 0.88\%$	$0.975 \pm 0.59\%$	$1.052 \pm 1.8\%$

Table 7.3 Cell averaged reaction rate ratios at the core center of FCA Assembly XVI-1

	Expt.	Calc.	C/E
$^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})/^{239}\text{Pu}(\text{n},\text{f})$	$0.934 \pm 3.3\%$	0.939	1.005
$^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})/^{239}\text{Pu}(\text{n},\text{f})$	$0.0301 \pm 3.8\%$	0.0296	0.983
$^{238}\text{U}(\text{n},\gamma)/^{239}\text{Pu}(\text{n},\text{f})$	$0.1126 \pm 3.2\%$	0.1136	1.009
$^{238}\text{U}(\text{n},\gamma)/^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})$	$0.1206 \pm 1.9\%$	0.1210	1.003

Table 7.4 Break down of typical errors in cell averaged absolute reaction rates (first irradiation)

	^{235}U fission	^{238}U capture
Effective counting efficiency	0.80%	0.27%
Counts of fission a foil	0.35%	0.23%
Weight of fission a foil	—	0.20%
Decay correction	—	0.43%
Correction for γ -ray self attenuation in a foil	—	0.66%
Cell averaging factor	1.3%	0.51%
Total	1.6%	1.02% *

* Errors of following small corrections for a depleted uranium foil were not considered

Neutron self-shielding in a foil

Edge effect of a foil

Table 7.5 Break down of typical errors in cell averaged absolute fission rates (second irradiation)

	^{239}Pu fission	^{235}U fission	^{238}U fission
Effective counting efficiency	2.3%	1.0%	1.7%
Counts of fission foil	1.4%	0.8%	1.7%
Cell averaging factor	1.3%	0.8%	
Total	2.7%	1.9%	2.6%

Table 7.6 Axial ^{239}Pu fission rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
1z	2.54	1.000		1.000	1.000	1.000	1.000
2z	7.62	0.991	1.3	0.984	1.000	0.984	0.993
3z	12.7	0.963	1.2	0.953	1.000	0.953	0.970
4z	17.78	0.929	1.4	0.907	1.000	0.907	0.976
5z	22.86	0.866	1.3	0.847	1.000	0.847	0.978
6z	27.94	0.783	1.2	0.774	1.000	0.774	0.988
7z	33.02	0.716	1.1	0.690	1.000	0.690	0.963
8z	38.1	0.629	1.2	0.595	0.999	0.595	0.945
9z	43.18	0.521	1.3	0.492	0.995	0.490	0.940

B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value

Table 7.7 Axial ^{235}U fission rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
1z	2.54	1.000		1.000	1.000	1.000	1.000
2z	7.62	0.999	1.6	0.984	1.000	0.984	0.985
3z	12.7	0.978	1.2	0.953	1.000	0.953	0.975
4z	17.78	0.920	1.4	0.908	1.000	0.908	0.987
5z	22.86	0.860	1.3	0.849	1.000	0.849	0.987
6z	27.94	0.799	1.4	0.777	1.000	0.777	0.972
7z	33.02	0.719	1.3	0.694	0.999	0.693	0.964
8z	38.1	0.621	1.5	0.601	0.998	0.600	0.966
9z	43.18	0.526	1.5	0.499	0.994	0.496	0.942

B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value

Table 7.8 Axial ^{238}U fission rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
1z	2.54	1.000		1.000	1.000	1.000	1.000
2z	7.62	0.994	1.2	0.984	1.000	0.984	0.990
3z	12.7	0.996	1.4	0.952	1.000	0.952	0.956
4z	17.78	0.927	1.3	0.904	1.000	0.904	0.976
5z	22.86	0.868	1.3	0.841	1.001	0.842	0.970
6z	27.94	0.793	1.3	0.762	1.002	0.764	0.963
7z	33.02	0.694	1.5	0.667	1.004	0.669	0.964
8z	38.1	0.570	1.4	0.551	1.010	0.557	0.977
9z	43.18	0.431	1.6	0.409	1.016	0.416	0.965

B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value

Table 7.9 Axial ^{238}U capture rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
1z	2.54	1.000		1.000	1.000	1.000	1.000
2z	7.62	0.978	0.62	0.985	1.000	0.985	1.007
3z	12.7	0.948	0.62	0.954	1.000	0.954	1.006
4z	17.78	0.922	0.62	0.909	1.000	0.909	0.986
5z	22.86	0.856	0.62	0.851	1.000	0.851	0.994
6z	27.94	0.792	0.62	0.781	0.999	0.780	0.985
7z	33.02	0.702	0.62	0.700	0.999	0.699	0.996
8z	38.1	0.617	0.62	0.611	0.997	0.609	0.987
9z	43.18	0.524	0.62	0.514	0.993	0.510	0.973

B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value

Table 7.10 Radial ^{239}Pu fission rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
0R	0	1.000		1.000	1.000	1.000	1.000
1R	5.52	0.988	0.69	0.991	1.000	0.991	1.003
2R	11.04	0.970	0.65	0.964	1.000	0.964	0.994
3R	16.56	0.918	0.74	0.920	1.000	0.920	1.002
4R	22.08	0.847	0.75	0.858	1.001	0.859	1.014
5R	27.6	0.784	0.82	0.779	1.002	0.781	0.996
6R	33.12	0.697	0.75	0.685	1.003	0.687	0.986
7R	38.64	0.586	0.73	0.575	1.007	0.579	0.987
8R	44.16	0.469	0.82	0.456	1.006	0.459	0.979

B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value

Table 7.11 Radial ^{235}U fission rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
0R	0	1.000		1.000	1.000	1.000	1.000
1R	5.52	0.975	1.3	0.991	1.000	0.991	1.016
2R	11.04	0.938	1.8	0.964	1.000	0.964	1.027
3R	16.56	0.917	1.4	0.918	1.000	0.918	1.001
4R	22.08	0.847	1.3	0.855	1.001	0.856	1.011
5R	27.6	0.777	1.2	0.776	1.002	0.777	1.001
6R	33.12	0.685	2.1	0.681	1.003	0.683	0.996
7R	38.64	0.586	2.1	0.570	1.005	0.572	0.977
8R	44.16	0.469	2.2	0.454	1.003	0.456	0.972

B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value

Table 7.12 Radial ^{238}U fission rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
0R	0	1.000		1.000	1.000	1.000	1.000
1R	5.52	0.989	1.7	0.991	0.999	0.990	1.001
2R	11.04	0.968	1.7	0.965	0.999	0.964	0.996
3R	16.56	0.915	1.8	0.922	0.999	0.921	1.007
4R	22.08	0.858	1.8	0.863	0.998	0.861	1.003
5R	27.6	0.761	2.2	0.785	1.001	0.786	1.033
6R	33.12	0.701	1.9	0.690	1.001	0.691	0.986
7R	38.64	0.591	1.9	0.576	1.025	0.590	0.999
8R	44.16	0.427	2.1	0.408	1.049	0.428	1.003

B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value

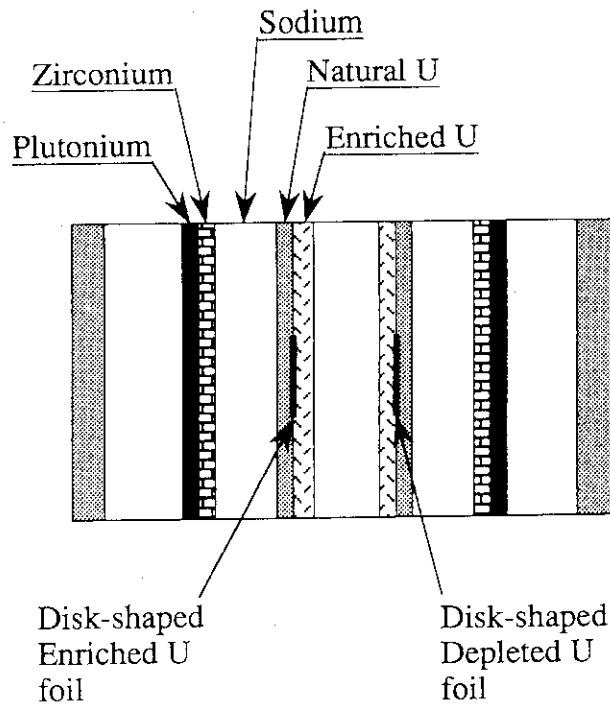
Table 7.13 Radial ^{238}U capture rate distribution in FCA assembly XVI-1

Position	Distance (cm)	Expt.	error (%)	Calc.			
				B.C.	T.C.	Corr.	C/E
0R	0		1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
1R	5.52	0.977	0.62	0.991	1.000	0.991	1.014
2R	11.04	0.971	0.62	0.963	1.000	0.963	0.992
3R	16.56	0.902	0.62	0.918	1.001	0.919	1.018
4R	22.08	0.856	0.62	0.855	1.001	0.856	0.999
5R	27.6	0.765	0.62	0.776	1.002	0.777	1.016
6R	33.12	0.677	0.88	0.681	1.002	0.683	1.008
7R	38.64	0.550	0.88	0.574	1.003	0.576	1.047
8R	44.16	0.470	2.0	0.465	0.999	0.465	0.989

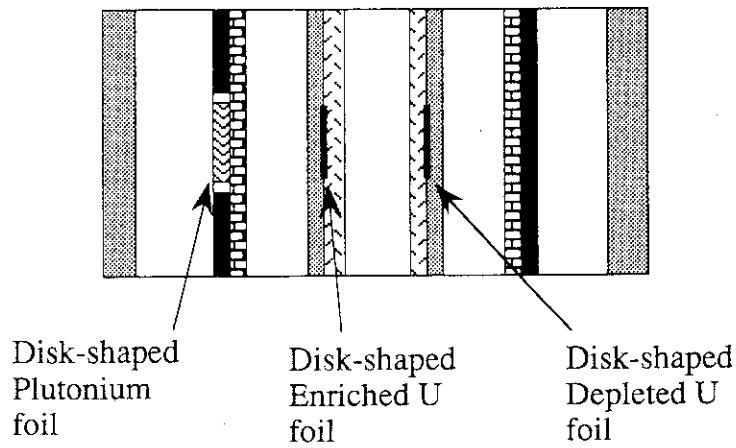
B.C. : Base calculation

T.C. : Transport correction

Corr. : Corrected value



(a) U-238(n, γ) and U-235(n,f)



(b) Pu-239(n,f), U-235(n,f) and U-238(n,f)

Fig. 7.1 Location of disk-shaped foils in ICI cell for measurement of reaction rate ratio

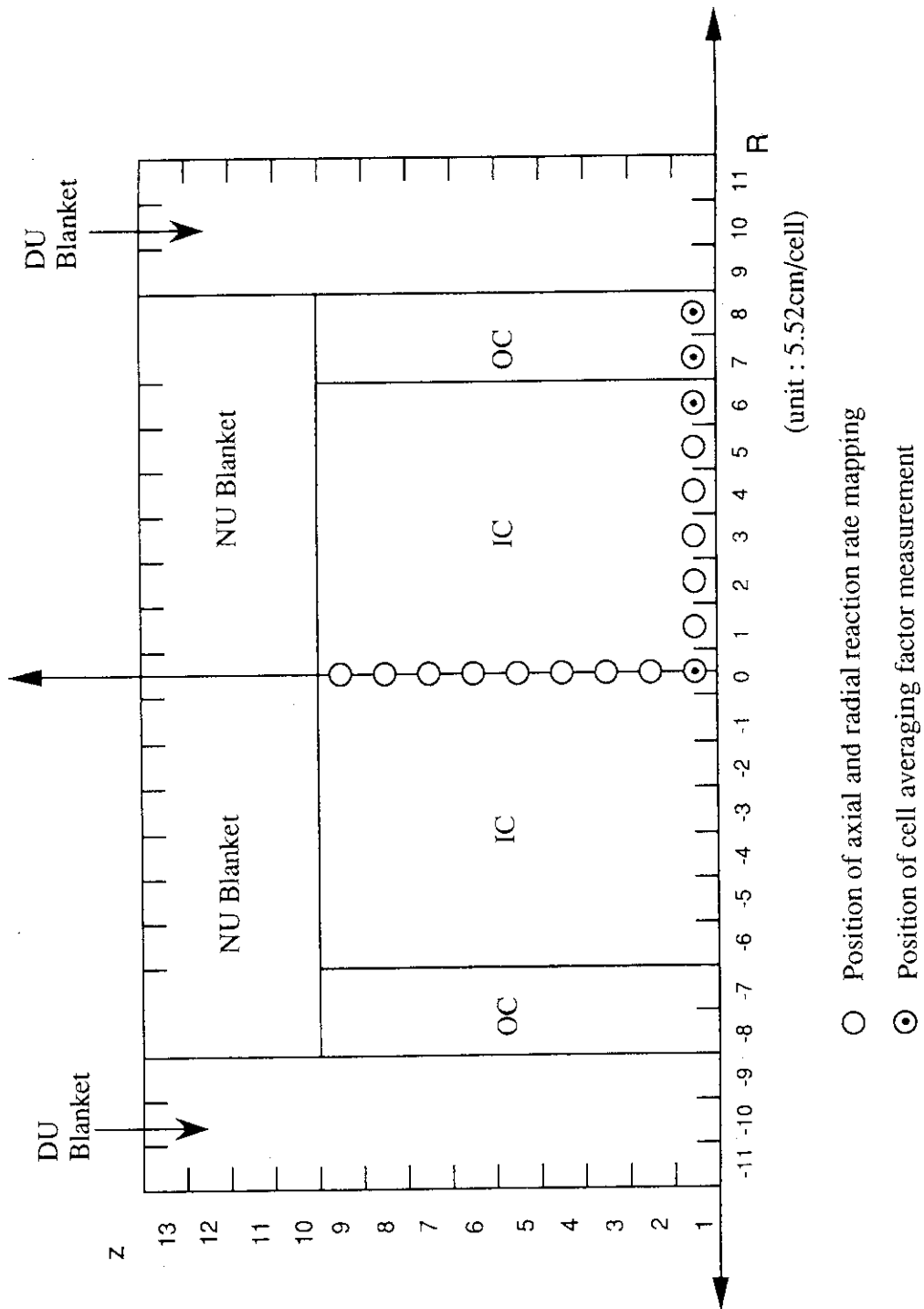
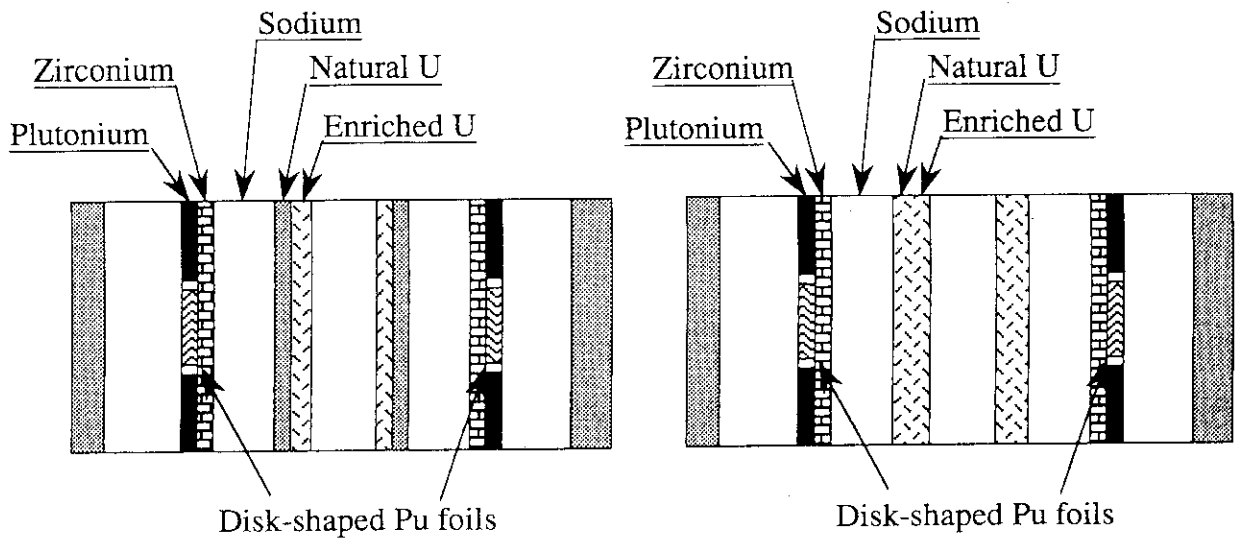
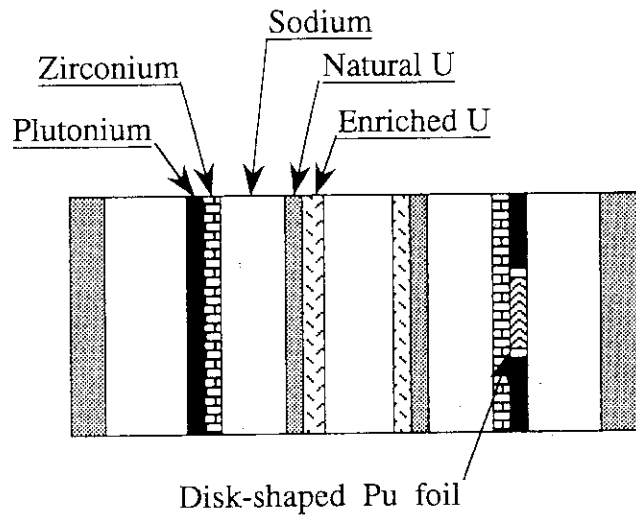


Fig. 7.2 Position of reaction rate mapping in FCA assembly XVI-1



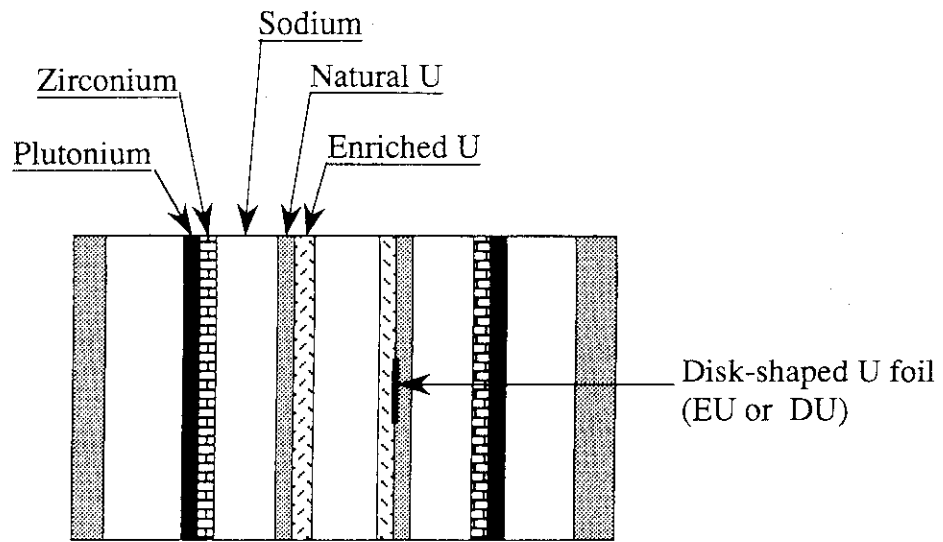
(a) IC1 cell, radial mapping

(b) OC1 cell, radial mapping

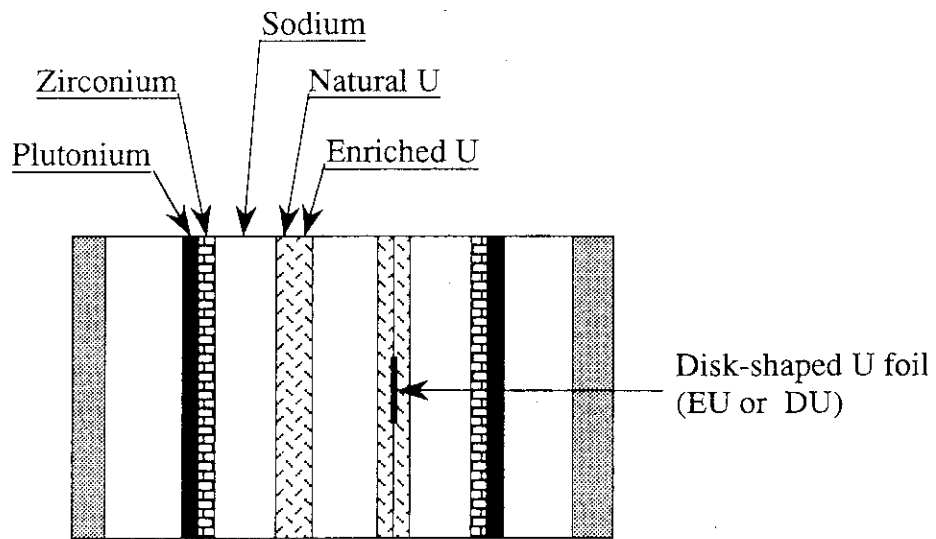


(c) IC1 cell, axial mapping

Fig. 7.3 Location of disk-shaped plutonium foils for axial and radial reaction rate mapping

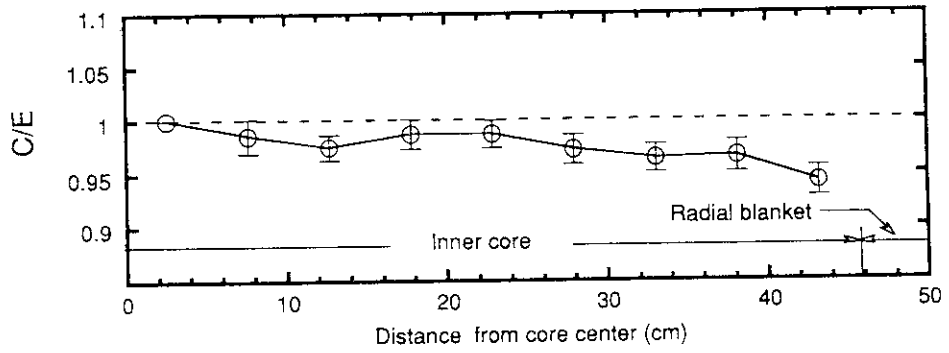


(a) IC1 cell, axial and radial mapping

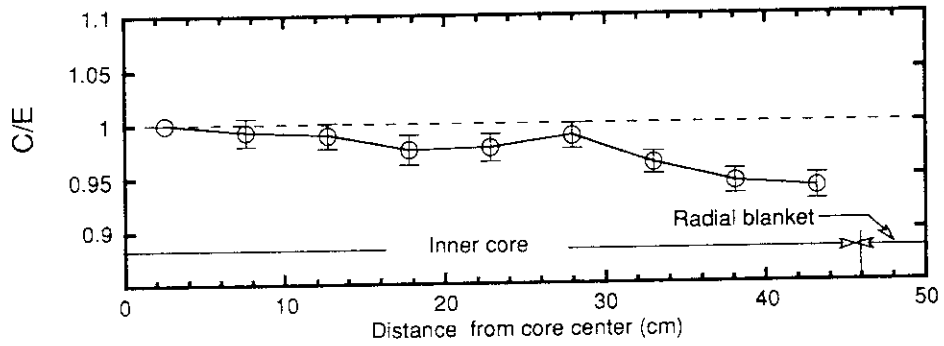


(b) OC1 cell, radial mapping

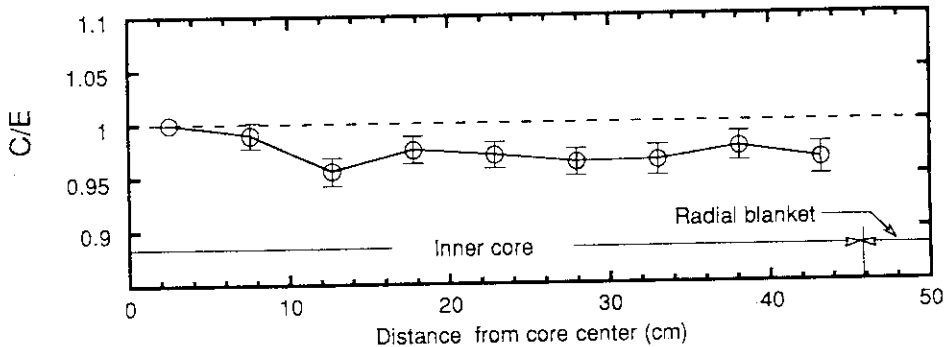
Fig. 7.4 Location of disk-shaped uranium foils for axial and radial reaction rate mapping



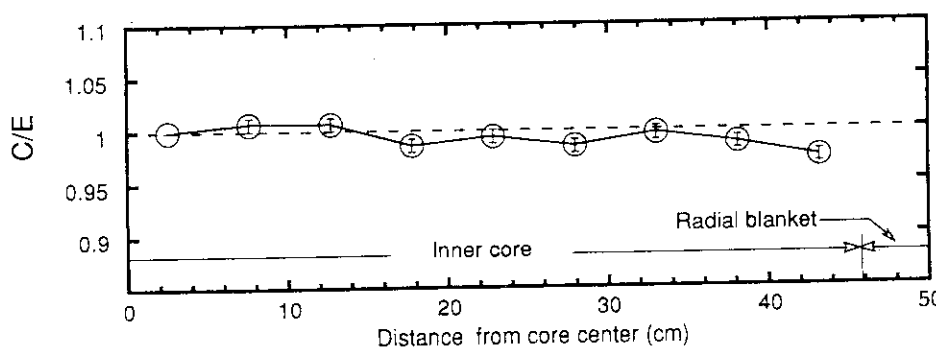
(a) ^{235}U fission rate



(b) ^{239}Pu fission rate



(c) ^{238}U fission rate



(d) ^{238}U capture rate

Fig. 7.5 C/E values of axial reaction rate distribution at OR in FCA assembly XVI-1

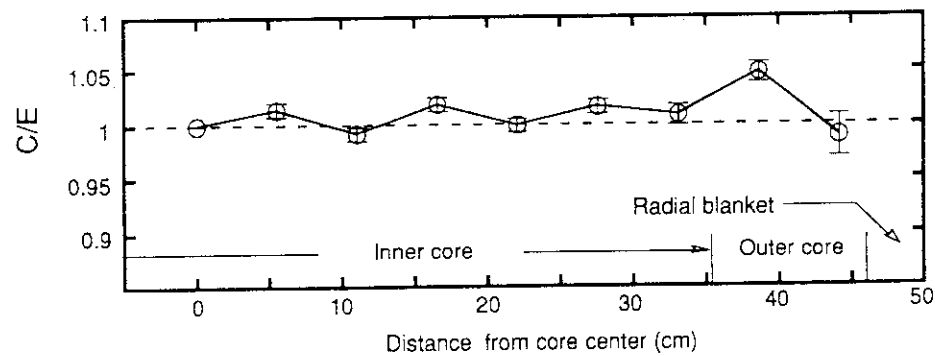
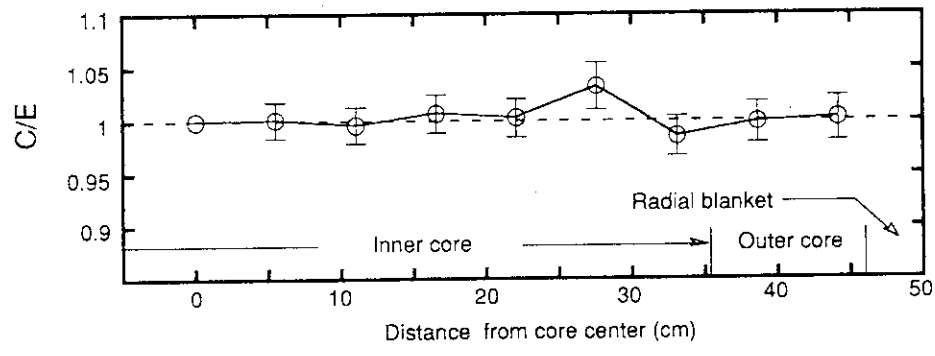
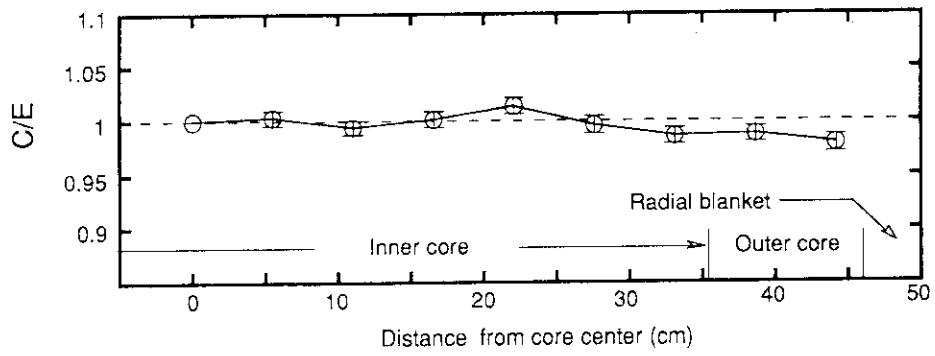
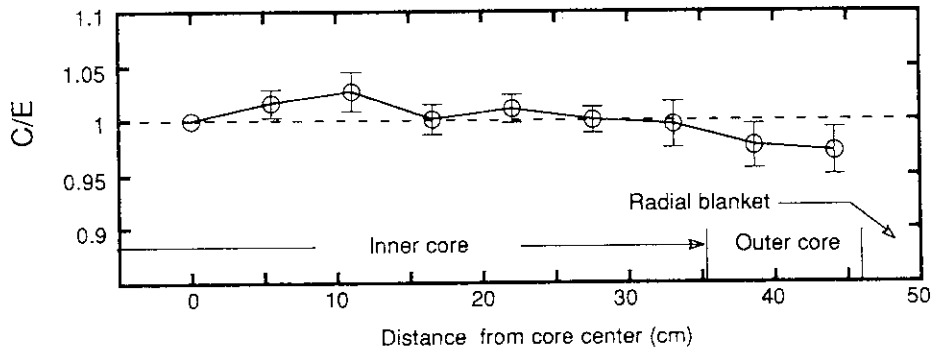


Fig. 7.6 C/E values of radial reaction rate distribution at 1z in FCA assembly XVI-1

8. B₄C制御棒反応度価値

金属燃料高速炉模擬炉心における制御棒反応度価値を測定し、それらの径方向位置依存性および¹⁰B濃縮度効果の特性を明確にする。模擬制御棒は不銹鋼被覆のB₄C板およびNa板を用いて作成し、吸収体の有効領域は断面が5.52cm×5.52cm、長さが45.72cmである。制御棒反応度価値は、Naフォロー体系と模擬制御棒挿入体系との反応度差として定義し、それぞれの体系における未臨界度を修正中性子源増倍法により測定した。未臨界度を求める際に配置した各検出器に対する実効的中性子源強度に関する補正係数は、計算により求め補正した。

また、制御棒反応度価値の予測精度を検討するため、測定値と計算値とを比較した。計算は25群3次元拡散計算を基準とし、これにエネルギー群縮約効果の補正および輸送補正を施し計算値とした。

8.1 実験

8.1.1 実験の概要

模擬制御棒のセル内の不銹鋼被覆B₄C板およびNa板の配列をFig. 8.1に示す。模擬制御棒の¹⁰B濃縮度効果を調べるために、¹⁰B濃縮度20%（天然）、40%、60%、および90%のB₄C板を用い、4種類の¹⁰B濃縮度の異なった模擬制御棒を構成した。それぞれ、20%、40%、60%、および90%B₄C制御棒と表すことにする。不銹鋼被覆Na板を用いてNaフォロー領域を模擬し、模擬制御棒と組み合わせて制御棒チャンネルとした。B₄C制御棒およびNaフォロー領域の平均の原子数密度をTable 8.1に示す。

制御棒反応度価値は、XVI-1内側炉心の0R（炉心中心）、3Rおよび6Rの位置で順次独立に¹⁰B濃縮度をパラメータとして測定した。測定位置をFig. 8.2に示す。

各径方向位置の基準体系は、上部炉心及び下部炉心にNaフォローを挿入した状態をその位置の基準体系とした。制御棒挿入体系は、基準体系の上部炉心のNaフォローを模擬制御棒に置換した体系であり、模擬制御棒は半挿入された状態である。各位置における制御棒反応度価値は、基準体系と制御棒挿入体系との反応度差と定義し、主に修正中性子源増倍法⁽²⁴⁾⁽²⁵⁾により測定し、一部臨界法を使用した。検出器はFig. 8.3に示すように炉心内に4個の中性子検出器（核分裂計数管）を配置し、かつFCAの起動系チャンネル(CH1, CH2)および線型出力チャンネル(CH5, CH6)の合計8個を用いた。各検出器位置における実効中性子源強度等に関する補正係数fは計算により求め、各体系で測定された反応度を補正した。

補正係数 f の計算は、方向依存拡散係数を用いた2次元拡散モデルに従った。各測定パターンに対して、模擬制御棒の ^{10}B 濃縮度20%から90%について計算された補正係数 f の値をTable 8.2に示す。

8.1.2 制御棒反応度値の測定値

修正中性子源増倍法による制御棒反応度値は次式により求められる。

$$-\rho = f \cdot A / C$$

ここで f は補正係数、 A は比例定数であり、 C は測定体系（制御棒挿入体系）での中性子検出器の計数率である。各基準体系での比例定数 A は、既知反応度 $-\rho_0$ ($\rho_0 = -0.0546\% \Delta k/k$) とそのときの計数率から求められ、計数値の統計誤差を考慮した A の誤差は約0.6%である。

これらの比例定数 A の値と、Table 8.2の補正係数 f 値から各位置におけるそれぞれの検出器による未臨界度を算出した。各検出器について算出した制御棒反応度値の平均をとり測定値とした。結果をTable 8.3およびFig. 8.4に示す。測定誤差としては各検出器間の統計誤差 (1σ) を採用した。

8.2 解析と検討

8.2.1 計算手法

基準計算は3次元XYZモデルにより、方向依存拡散計算を用いた25群拡散計算とした。25群縮約群定数は、2次元RZモデルにて方向依存拡散係数を用い70群計算で得られた各領域毎の中性子束を重みとして縮約した。

Naフォロー体系（基準体系）での実効増倍率を $k(\text{Na})$ 、制御棒挿入体系での実効増倍率を $k(\text{B}_4\text{C})$ とすると、制御棒反応度値 $\Delta\rho$ は、以下の如く表される。

$$\Delta\rho = \frac{1}{k(\text{Na})} - \frac{1}{k(\text{B}_4\text{C})}$$

上記基準計算により得られた制御棒反応度値に輸送補正およびエネルギー群縮約補正を施し、計算値とした。輸送補正係数 f_{TD} は、等方拡散係数 ($D_0 = 1/3 \Sigma_r$) を用いた25群CITATION-FBRによる拡散計算とTWO TRAN-IIによる輸送計算($P_0\text{-S8}$)とで求まる制御棒反

応度値をそれぞれ $\Delta \rho_D$ 、 $\Delta \rho_T$ とし以下の如く定義する。

$$f_{TD} = \Delta \rho_T / \Delta \rho_D$$

制御棒挿入位置3Rおよび6Rでの輸送補正係数 f_{TD} は、TWOTRAN-IIの制約上求めることが出来なかったので、ここでは0Rで求めた値を用いて補正した。

さらに、70群から25群へのエネルギー群縮約による補正係数 f_G を以下の如く定義する。

$$f_G = \Delta \rho_{G=70} / \Delta \rho_{G=25}$$

ここで、 $\Delta \rho_{G=70}$: 70群RZ体系での拡散計算による制御棒反応度値

$\Delta \rho_{G=25}$: 25群RZ体系での拡散計算による制御棒反応度値

基準計算による制御棒反応度値を $\Delta \rho_s$ とすると、補正済みの制御棒反応度値 $\Delta \rho_c$ は上で求めた補正係数を用いて、

$$\Delta \rho_c = \Delta \rho_s \cdot f_{TD} \cdot f_G$$

と表すことができる。

8.2.2 計算結果および測定値との比較

Table 8.4に、制御棒反応度値の計算値および計算値/実験値の比(C/E値)を示した。Table 8.4から明らかなように、C/E値は制御棒の ^{10}B 濃縮度に関係なく0.92の値を示し、計算値は実験値を過小評価している。またC/E値の制御棒挿入位置依存性は多少見られるものの実験誤差を考慮すると有意差はないと考えられる。

Table 8.4に示すように、70群から25群への縮約による反応度値への補正量は約2%と小さく、若干の ^{10}B 濃縮度依存性が認められる。また、輸送補正量は ^{10}B 濃縮度が増加するにつれて大きくなり、90% ^{10}B 濃縮度で4%となっている。ここでは、径方向3Rおよび6Rの制御棒挿入位置についても0Rの位置で求めた輸送補正量を用いているため、今後これらの位置における輸送補正量を求める必要がある。

この金属燃料高速炉模擬炉心でも、制御棒反応度値のC/E値は酸化燃料高速炉における値とほぼ同程度であり、現在使用している計算手法で概ね妥当な評価が金属燃料高速炉についてもできると判断される。

Table 8.1 Atomic number densities in sodium follower and simulated control rod.

Nuclide	Na follower	(10 ²⁴ /cm ³)			
		20%B ₄ C Control Rod	40%B ₄ C Control Rod	60%B ₄ C Control Rod	90%B ₄ C Control Rod
B-10	-	1.63593x 10 ⁻³	3.28974x 10 ⁻³	4.89226x 10 ⁻³	7.37218x 10 ⁻³
B-11	-	6.57067x 10 ⁻³	4.91456x 10 ⁻³	3.22809x 10 ⁻³	8.14264x 10 ⁻⁴
C	-	2.13214x 10 ⁻³	2.18915x 10 ⁻³	2.13797x 10 ⁻³	2.17684x 10 ⁻³
Na	1.53128x 10 ⁻²	1.33987x 10 ⁻²	1.33987x 10 ⁻²	1.33987x 10 ⁻²	1.33987x 10 ⁻²
Cr	4.38676x 10 ⁻³	4.32690x 10 ⁻³	4.32690x 10 ⁻³	4.32690x 10 ⁻³	4.32690x 10 ⁻³
Mn	2.26704x 10 ⁻⁴	2.26753x 10 ⁻⁴	2.26753x 10 ⁻⁴	2.26753x 10 ⁻⁴	2.26753x 10 ⁻⁴
Fe	1.59312x 10 ⁻²	1.57276x 10 ⁻²	1.57276x 10 ⁻²	1.57276x 10 ⁻²	1.57276x 10 ⁻²
Ni	2.01997x 10 ⁻³	1.97298x 10 ⁻³	1.97298x 10 ⁻³	1.97298x 10 ⁻³	1.97298x 10 ⁻³

* simulated control rod: two B₄C plates(2-2-1/8) /cell

Table 8.2 Correction factor f by modified Source Multiplication Method (MSM)

B ₄ C Rod Position	¹⁰ B Enrichment	Detector					
		D1	D2	M1	M2	CH 1, CH 2	CH 5, CH 6
OR	20%	1.0054	1.0030	1.0054	1.0054	1.0044	1.0046
	40%	1.0107	1.0061	1.0106	1.0108	1.0088	1.0092
	60%	1.0147	1.0084	1.0147	1.0149	1.0122	1.0127
	90%	1.0202	1.0117	1.0201	1.0205	1.0169	1.0175
3R	20%	1.0049	1.0033	1.0126	1.0000	0.9955	1.0091
	40%	1.0093	1.0061	1.0232	0.9877	0.9925	1.0169
	60%	1.0129	1.0085	1.0318	0.9778	0.9902	1.0233
	90%	1.0174	1.0114	1.0428	0.9651	0.9871	1.0314
6R	20%	1.0034	1.0027	1.0089	0.9690	0.9902	1.0065
	40%	1.0064	1.0127	1.0167	0.9463	0.9830	1.0122
	60%	1.0085	1.0199	1.0223	0.9301	0.9779	1.0164
	90%	1.0117	1.0308	1.0308	0.9045	0.9701	1.0226

Table 8.3 Measured control rod worth at FCA XVI-1 core

Rod Position	($\% \Delta k/k$)			
	^{10}B Enrichment			
	20%	40%	60%	90%
0R	0.2191	0.3846	0.5130	0.6853
	± 0.0019	± 0.0047	± 0.0069	± 0.0102
3R	0.1828	0.3158	0.4235	0.5601
	± 0.0017	± 0.0033	± 0.0057	± 0.0091
6R	0.0962*	0.1707	0.2244	0.3034
	± 0.0004	± 0.0004	± 0.0031	± 0.0095

* measured by criticality method

Table 8.4 Calculated control rod worth and C/E value at FCA XVI-1 core

Control Rod Position	^{10}B Enrichment	Calculated Control Rod Worth				
		$\Delta \rho_s (\% \Delta k/k)$	f_G	f_{TD}	$\Delta \rho_c (\% \Delta k/k)$	C/E
0R	20%	0.2060	0.9771	0.9976	0.2008	0.9165
	40%	0.3619	0.9839	0.9797	0.3488	0.9090
	60%	0.4885	0.9865	0.9702	0.4675	0.9114
	90%	0.6556	0.9899	0.9592	0.6225	0.9084
3R	20%	0.1719	0.9771	0.9976	0.1676	0.9166
	40%	0.3025	0.9839	0.9797	0.2916	0.9234
	60%	0.4080	0.9865	0.9702	0.3905	0.9221
	90%	0.5478	0.9899	0.9592	0.5201	0.9286
6R	20%	0.0877	0.9771	0.9976	0.0855	0.8886
	40%	0.1594	0.9839	0.9797	0.1536	0.9001
	60%	0.2171	0.9865	0.9702	0.2078	0.9260
	90%	0.2923	0.9899	0.9592	0.2775	0.9147

$$\Delta \rho_c^* = \Delta \rho_s \cdot f_G \cdot f_{TD},$$

where

$\Delta \rho_c$: Corrected control rod worth,

$\Delta \rho_s$: Control rod worth by standard calculation,

f_G : Correction factor for energy collapption,

f_{TD} : Correction factor for transport effect.

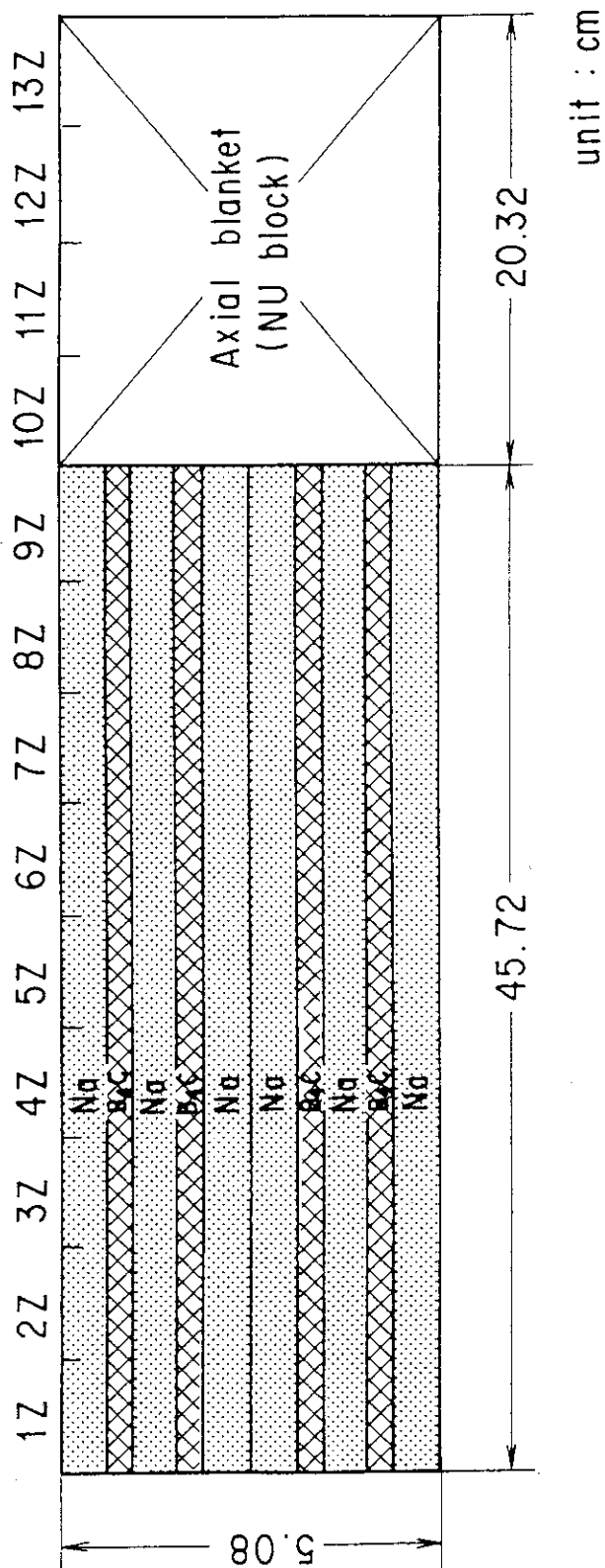


Fig. 8.1 B₄C control rod used in FCA assembly XVI-1

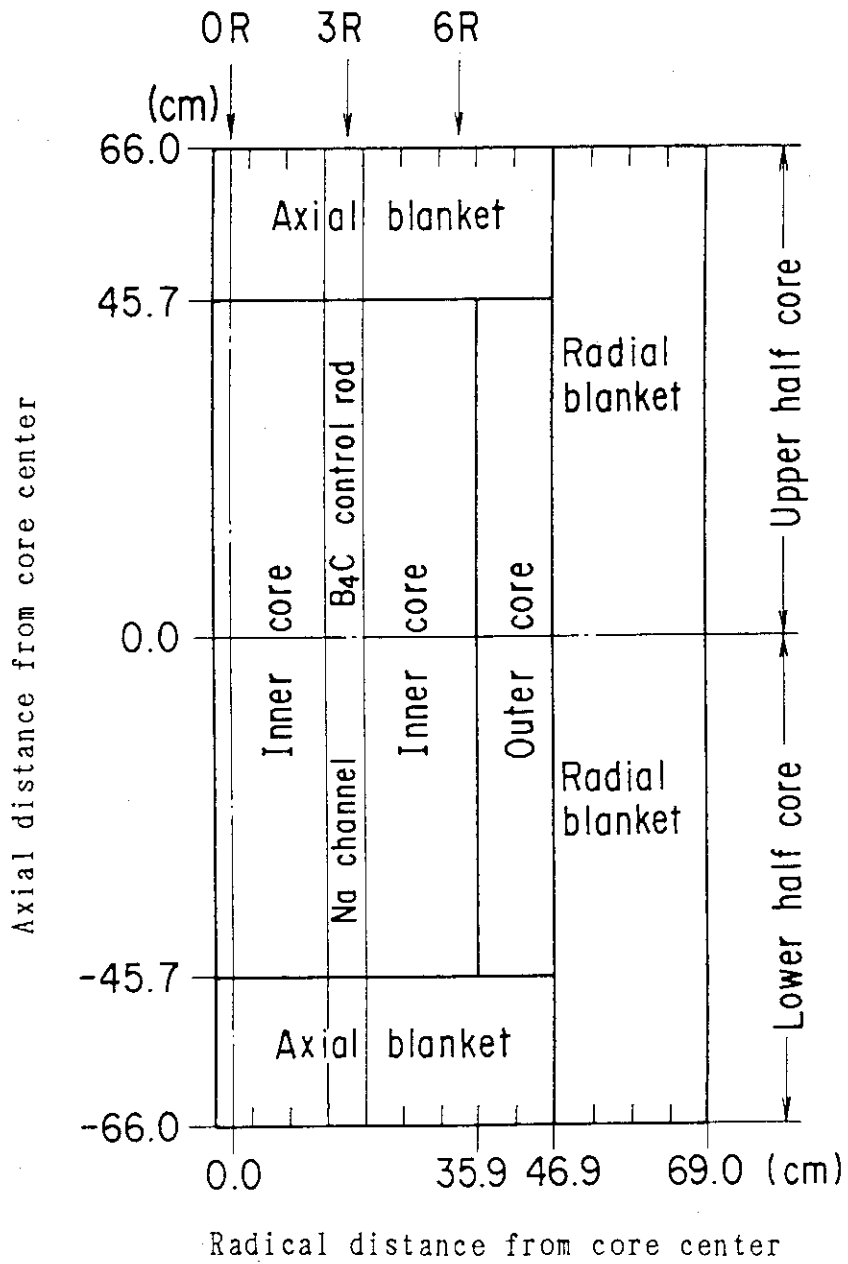


Fig. 8.2 Measured positions of B₄C control rod worths

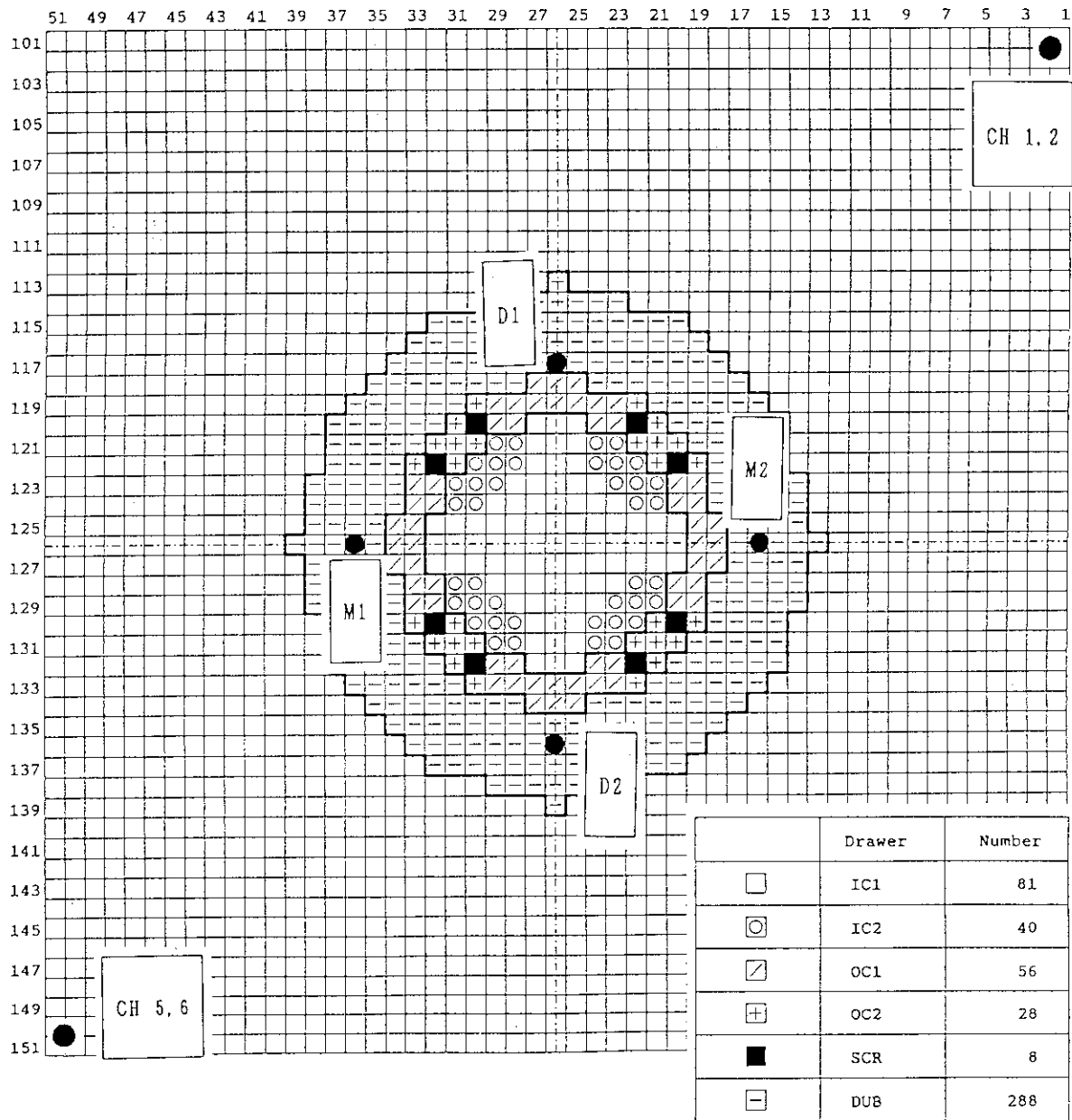


Fig. 8.3 Detector configuration in B₄C control rod worth measurement

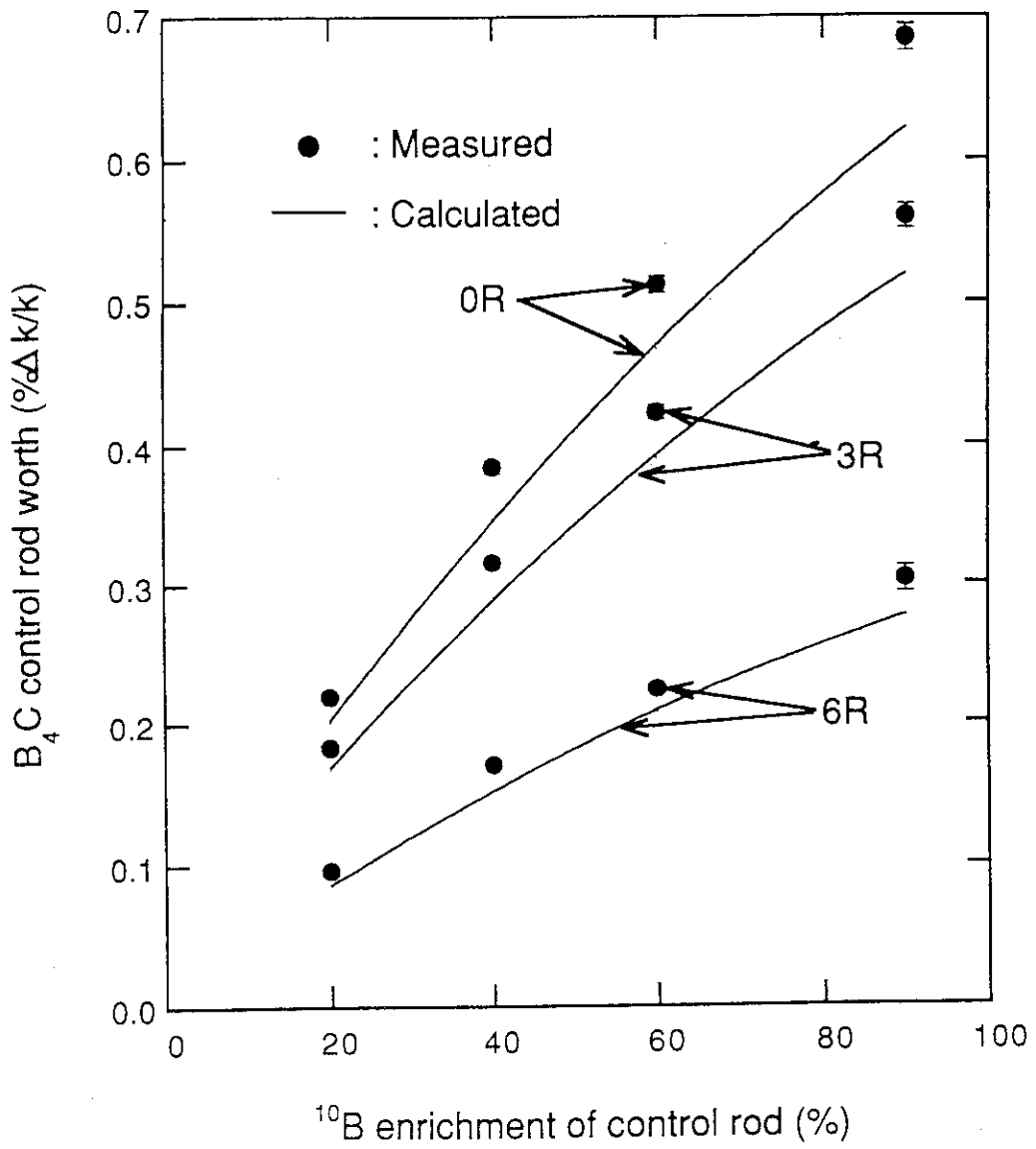


Fig. 8.4 Measured and calculated control rod worth

9. まとめ

金属燃料高速炉模擬体系FCA XVI-1炉心の実験に基づき、臨界性、反応度フィードバック係数および増殖性に関する物理量の計算精度を検証した。実験解析では核データとしてJENDL-2を用い、3次元体系での拡散計算を行い、これに輸送補正を加えた。

実効増倍率(K_{eff})のC/E値は1.001となり、臨界性において計算値と実験値は良い一致を示した。

物質反応度値では、燃料核種に関しては精度良く計算できることを確認した。ただし ^{241}Pu に関しては大きな計算誤差の有ることが予想され今後の検討が必要である。また中重核種として、金属燃料炉心において新たに加えられるジルコニウムおよびモリブデンを測定したが、両核種の計算精度は、鉄、クロム、ニッケル等と同程度であった。 B_4C サンプルのC/E値は ~ 0.95 となり、酸化物燃料炉心と同様の結果であった。

ドップラー効果の、C/E値は ~ 0.85 となり、酸化物燃料炉心に比べて5%~10%小さな値となった。その原因は、 ^{238}U の共鳴が40.9KeVまでしか考慮されておらず、高いエネルギー領域のドップラー効果を計算に取り入れていないことにあり、中性子スペクトルの硬い金属燃料炉心においてその影響が特に顕著に現われた。

ナトリウムボイド効果では、ボイド領域を軸方向に拡大した反応度効果において、計算値が実験値を40%過大評価する結果となった。ただし今回の実験のみで、金属燃料炉心のボイド効果の計算精度を決めることには問題があり、次のXVI-2炉心の結果と併せて計算精度を評価する必要がある。その理由は、XVI-1炉心ではプルトニウムと濃縮ウランの混合燃料を用いたためであり、プルトニウムのみを核分裂性物質とする炉心とは、随伴中性子束のエネルギー分布形が異なったものとなる。随伴中性子束のエネルギー分布形の相違はボイド効果の中性子スペクトル項に大きな影響を与えることから、プルトニウムを核分裂性物質とする中性子スペクトル場での計算精度の検証が必要である。

燃料移動反応度効果に関する実験では、炉心を径方向境界まで全炉心規模で模擬した体系により、炉心径方向境界付近での反応度効果を測定した。空間位置の違いによるC/E値の変動幅が20%以上あり、計算精度に問題のあることが明らかとなった。

軸方向への燃料膨張反応度効果では、膨張を模擬する燃料領域の大きさおよび膨張量を変えて測定を行った。燃料膨張による中性子束分布の変化を考慮した厳密摂動計算を行うことにより、C/E値は ~ 1.05 となった。

反応率比および反応率分布は、プルトニウム、濃縮ウランおよび劣化ウラン箔を使用し

た放射化法により測定した。 $^{235}\text{U}(n,f)/^{239}\text{Pu}(n,f)$, $^{238}\text{U}(n,f)/^{239}\text{Pu}(n,f)$ および $^{238}\text{U}(n,\gamma)/^{239}\text{Pu}(n,f)$ の計算値は、測定誤差（最大 $\pm 3.5\%$ ）の範囲内で実験値と一致した。径方向反応率分布では、計算値は径方向各位置で実験値と良い一致を示した。一方軸方向分布では、炉心上部に向かってC/E値が下降する傾向が各反応において見られ、炉心上端でのC/E値は、 ^{239}Pu と ^{235}U 核分裂率で0.94、 ^{238}U 核分裂率と ^{238}U 捕獲吸収率で0.97となった。

B_4C 板を装填した模擬制御棒を作成し、制御棒挿入位置および ^{10}B 濃縮度を変えて反応度値を測定し、その計算精度を検証した。その結果、C/E値は、挿入位置および ^{10}B 濃縮度に関係なく ~ 0.92 となり、計算値は実験値を過小評価した。

金属燃料高速炉模擬実験により、核設計計算精度を検証した。現在高速炉の核設計に使用されている核データおよび計算手法を金属燃料炉心に適用すると、各核特性に関して10%以内の精度で計算できることを確認した。ただし反応度フィードバック係数の中でドップラー、ナトリウムボイドおよび径方向燃料移動反応度値に関しては、今後計算精度の向上を図る必要が有る。

謝 辞

実験計画の立案および実験の遂行にあたり、多くの助言を頂いた中野 正文氏（前高速炉物理研究室長；現大阪支所長）および向山 武彦氏（高速炉物理研究室長）に感謝の意を表します。また、実験および実験解析を支えてくれたFCAのスタッフに感謝致します。

参考文献

- 1) Nakagawa, T.: "Summary of JENDL-2 general purpose file", JAERI-M 84-103(1984)
- 2) Takano, H., et al.: "Production and benchmark tests of fast reactor group constants set JFS-3-J2", JAERI-M 82-135 (1982).
- 3) 中川 正幸、阿部 純一、佐藤 若英：" 高速炉の核特性解析コードシステム" JAERI-M 83-066 (1983).
- 4) 飯島 進：" EXPARAM" (公刊予定)
- 5) 飯島 進、大井川 宏之、坂東 勝、中野 正文：" FCAによる金属燃料高速炉模擬実験 (I) - FCA XVI-1炉心の選定と臨界性 -"、JAERI-M 92-196(1992).
- 6) Tomlinson, L.: "Delayed neutron from fission", AERE-R 6993(1972)
- 7) Saphier D., Ilberg D., Shalev S., Yiftah S. : " Evaluated Delayed Neutron Spectra and Their Importance in Reactor Calculation", NSE 62 (1977)
- 8) 飯島 進、他:"PERKY", JAERI-M 6993 (1977)
- 9) Nakagawa M. and Tuchihasi K.: "SLAROM", JAERI-1294(1984).
- 10) Benoist P.: " Streaming effects and collision probabilities on lattices", Nucl. Sci. Eng. 34(1968) 285.
- 11) Lathrop K, Brinkley F.: "TWO TRAN-II", LA-4848-MS (1973).
- 12) 中野 正文、他：FCA X集合体による"常陽" MK-II炉心模擬実験(I)、JAERI-memo 57-126(1982).
- 13) 岡嶋 成晃、向山 武彦：" FCA X-3およびXI-1集合体におけるドップラー効果の測定"、JAERI-M 84-086(1984).
- 14) Mukaiyama T. and Okajima S. : J. Nucl. Sci. Technol., 22[3], 243(1985).
- 15) Oigawa H. : J. Nucl. Sci. Technol., 28[11], 1058(1991).
- 16) 日立エネルギー研究所：私信

謝 辞

実験計画の立案および実験の遂行にあたり、多くの助言を頂いた中野 正文氏（前高速炉物理研究室長；現大阪支所長）および向山 武彦氏（高速炉物理研究室長）に感謝の意を表します。また、実験および実験解析を支えてくれたFCAのスタッフに感謝致します。

参考文献

- 1) Nakagawa, T.: "Summary of JENDL-2 general purpose file", JAERI-M 84-103(1984)
- 2) Takano, H., et al.: "Production and benchmark tests of fast reactor group constants set JFS-3-J2", JAERI-M 82-135 (1982).
- 3) 中川 正幸、阿部 純一、佐藤 若英："高速炉の核特性解析コードシステム" JAERI-M 83-066 (1983).
- 4) 飯島 進："EXPARAM" (公刊予定)
- 5) 飯島 進、大井川 宏之、坂東 勝、中野 正文："FCAによる金属燃料高速炉模擬実験 (I) - FCA XVI-1炉心の選定と臨界性 -"、JAERI-M 92-196(1992).
- 6) Tomlinson, L.: "Delayed neutron from fission", AERE-R 6993(1972)
- 7) Saphier D., Ilberg D., Shalev S., Yiftah S. : "Evaluated Delayed Neutron Spectra and Their Importance in Reactor Calculation", NSE 62 (1977)
- 8) 飯島 進、他:"PERKY", JAERI-M 6993 (1977)
- 9) Nakagawa M. and Tuchihasi K.: "SLAROM", JAERI-1294(1984).
- 10) Benoist P.: "Streaming effects and collision probabilities on lattices", Nucl. Sci. Eng. 34(1968) 285.
- 11) Lathrop K, Brinkley F.: "TWOTRAN-II", LA-4848-MS (1973).
- 12) 中野 正文、他：FCA X集合体による"常陽" MK-II炉心模擬実験(I)、JAERI-memo 57-126(1982).
- 13) 岡嶋 成晃、向山 武彦："FCA X-3およびXI-1集合体におけるドップラー効果の測定"、JAERI-M 84-086(1984).
- 14) Mukaiyama T. and Okajima S. : J. Nucl. Sci. Technol., 22[3], 243(1985).
- 15) Oigawa H. : J. Nucl. Sci. Technol., 28[11], 1058(1991).
- 16) 日立エネルギー研究所：私信

- 17) Brumbach S.B. and Maddison D.W.: "Reaction Rate calibration Techniques at ZPPR for ^{239}Pu Fission, ^{235}U Fission, ^{238}U Fission, and ^{238}U Capture," ANL-82-38, ANL Illinois (1982).
- 18) Gumur K.: "Techniques of Reaction Rate Measurements on the PROTEUS Reactor", EIR-Breicht Nr.529(1984)
- 19) Seufert H. and Stegemann D.: "A Method for Absolute Determination of ^{238}U Capture Rate in Fast Zero-Power Reactors", Nucl. Sci. Eng. 28, 277(1967)
- 20) 根本 龍男、大部 誠:"箔実験におけるデータ処理コードシステム", JAERI-M 84-147(1984).
- 21) 根本 龍男:"小型計算機による γ 線スペクトル解析コードGSFIT", JAERI-M 84-104
- 22) Table of Isotopes 7th ed.
- 23) Hanna G.C.: "The Neutron Flux Perturbation Due to an Absorbing Foil; A Comparison of Theories and Experiments" Nucl. Sci. Eng. 15, 325 (1963)
- 24) 向山 武彦、他:"高速炉体系における大きな負の反応度の測定 (II) " JAERI-M 6067 (1975)
- 25) 溝尾 宣辰 : "中性子源増倍法に関する理論的補正の信頼性" JAERI-M 7135 (1977)

Appendix A

物質反応度値およびナトリウムボイド反応度値の測定誤差

1)制御・安全棒位置の読み取り誤差： $\pm 0.0015 \rho_0$

・制御棒位置； $\pm 0.05\text{mm}$ （ $\times 2$ 系統）

・安全棒位置； $\pm 0.01\text{mm}$ （ $\times 6$ 系統）

$$\sqrt{(0.05)^2 \times 2 + (0.01)^2 \times 6} = 0.0748\text{mm}$$

制御・安全棒の微分反応度（制御棒較正曲線より）

$$0.02 \rho_0/\text{mm} \text{として } 0.0748 \times 0.02 = 0.0015$$

2)温度補正に関する誤差：

2つの臨界点測定時の温度差が 0.1°C $\pm 0.0034 \rho_0$

0.5 $^\circ\text{C}$ ± 0.0035

1.0 $^\circ\text{C}$ ± 0.0039

・温度補正係数(f_T)； $0.048 \pm 0.002 \rho_0/^\circ\text{C}$

・温度測定精度； $\pm 0.05^\circ\text{C}$

2つの臨界点測定時の温度差(ΔT)をとった場合の精度； $\pm 0.07^\circ\text{C}$

温度補正值： $(\Delta T \pm \delta \Delta T) \times (f_T \pm \delta f_T)$

$$= \Delta T \cdot f_T \pm \sqrt{\Delta T^2 (\delta f_T)^2 + f_T^2 (\delta \Delta T)^2}$$

3)集合体密差面ギャップ補正による誤差： $\pm 0.001 \rho_0$

・ギャップ補正係数； $1.05 \pm 0.02 \rho_0/\text{mm}$

・ギャップ測定精度； $\pm 0.003\text{mm}$

・1日のギャップ変動幅； $\sim 0.0015\text{mm}$

ギャップ変動幅が、測定精度より小さいことから、補正を行わず、2つの測定時のギャップ変動を $\pm 0.001\text{mm}$ として、ギャップ変動に起因する誤差を $0.001 \times 1.05 = 0.001 \rho_0$ とする。

2つの臨界点測定値から求めた反応度値の誤差

$$\text{温度差 } 0.1^\circ\text{C} \text{の時； } \pm \sqrt{(0.0015)^2 \times 2 + (0.0034)^2 + (0.001)^2} = \pm 0.0041$$

$$0.5^\circ\text{C} \text{の時； } \pm 0.0042$$

$$1.0^\circ\text{C} \text{の時； } \pm 0.0046$$

Appendix B

反応率測定におけるゲルマニウム検出器の γ 線計数効率の校正

核分裂率に関する校正は、核分裂計数管と箔の測定を組み合わせる方法で行った。すなわち、各核種の精度良く定量された小型平行板電極型核分裂計数管と核分裂箔をFCAの炉心中心にて照射した。計数管の計数率から核分裂率の絶対値を求め、これを基準として照射後の箔の各 γ 線ピークにおける、検出器の実効的な γ 線計数効率を決定した。

^{238}U 捕獲反応率に関しては、劣化ウラン箔と同面積の精度良く定量された ^{243}Am - ^{239}Np 円形線源より発する γ 線を測定することにより、 ^{239}Np の277.6 keV γ 線ピークにおける、検出器の実効的な γ 線計数効率を決定した。

市販の標準線源を使用せず、これらの校正手法を採用した目的は、着目生成核種の γ 線放出率の誤差、および核分裂収率の誤差等の最終的な反応率値に対する影響を排除し、精度の高い測定を行うためである。各箔の γ 線スペクトルをFig.B.1に示す。

反応率のセル内微細分布測定

セル内の板間に装填して照射した円形箔および矩形箔の γ 線を測定し、反応率のセル内微細分布を測定した。

^{238}U 核分裂率に関しては、円形箔をセル内の板間に装填した。ここで、左右両端にある1/8インチ厚さの天然ウラン板は、2枚の1/16インチ厚さの天然ウラン板に置換し、その板間に円形箔を装填した。

^{235}U 核分裂率分布および ^{238}U 捕獲反応率分布に関しては、セル内の各20%濃縮ウラン板および天然ウラン板を上下2分割し(1/2サイズの燃料板を使用)矩形箔(長さ1/2インチ、幅1/16インチ)をそれらの間に装填した。各箔の仕様を本文のTable 7.1に示す。各箔の装填位置をFig.B.2およびFig.B.3に示す。

セル内微細分布の規格化位置は、反応率の絶対測定、軸方向反応率分布および径方向反応率分布の測定において箔を装填した場所(本文のFig.7.1およびFig.7.4参照)とした。矩形箔は、Fig.B.3に示す様にこの規格化位置にも装填して照射した。

各反応に関して、箔の照射、 γ 線測定および誤差評価は、本文にて記述する軸方向分布および径方向分布の測定と同様にした。得られたセル内微細分布をFig. B.4~Fig. B.7に示す。核分裂率微細分布の測定誤差は1~3%となった。 ^{238}U 捕獲反応率微細分布の測定誤差は、最も外側に位置する8Rセルを除いて~1%となり、8Rセルでは~5%となった。

反応率のセル平均係数

各反応のセル平均係数 f は、セル内微細分布の測定結果を使用して次式で求めた。

$$f = \frac{\sum_i (n_i \cdot r_i)}{\sum_i n_i} \quad (\text{B.1})$$

ここで、

- i : 領域番号
- n_i : 第 i 領域内に含まれる着目核種の原子数
- r_i : 第 i 領域における着目反応率の領域内平均値

^{235}U 核分裂率および ^{238}U 捕獲反応率に関して、 r_i は第 i 領域に装填された矩形箔の測定より得られた反応率値とした。 ^{238}U 核分裂に関して、 r_i は第 i 領域の燃料板の両表面の円形箔の測定より得られた反応率の平均値とした。

セル平均係数の実験誤差は、セル内微細分布の各測定点の誤差を伝播させることにより算定した。核分裂率に関して、誤差は0.5%から1.3%となった。 ^{238}U 捕獲反応率に関して、誤差は8Rセル以外では0.4%程度となり、8Rセルでは2%程度となった。

低エネルギー成分をもつ ^{238}U 捕獲反応率および ^{235}U 核分裂率に関しては、この様にして求めたセル平均係数は、セル内の燃料板の種類および位置の相違のみならず、板内の反応率の自己遮蔽の効果を取り込んだものとなる。一方、この様な測定を行わなかった ^{239}Pu 核分裂率においては、モンテカルロコードによる計算で、プルトニウム板内の核分裂率の自己遮蔽は無視し得ることを確認した。

核分裂率分布測定における時間減衰補正

分布測定に先立ち、種類の異なる箔毎に、分布測定時と同様の照射条件で1枚の箔を照射し、分布測定時と同様の測定時間で、測定対象であるエネルギー600keV以上の全 γ 線の測定を行い減衰曲線を得た。減衰曲線の例をFig.B.8に示す。これより、測定対象の γ 線は半減期約1時間で減衰していくことがわかる。次に、この減衰曲線を以下に示す経験式にフィッティングした。

$$\log_{10}C(t) = A_0 + A_1 \cdot (\log_{10}t) + A_2 \cdot (\log_{10}t)^2 + A_3 \cdot (\log_{10}t)^3 \quad (\text{B.2})$$

ここで、

t : 待時間

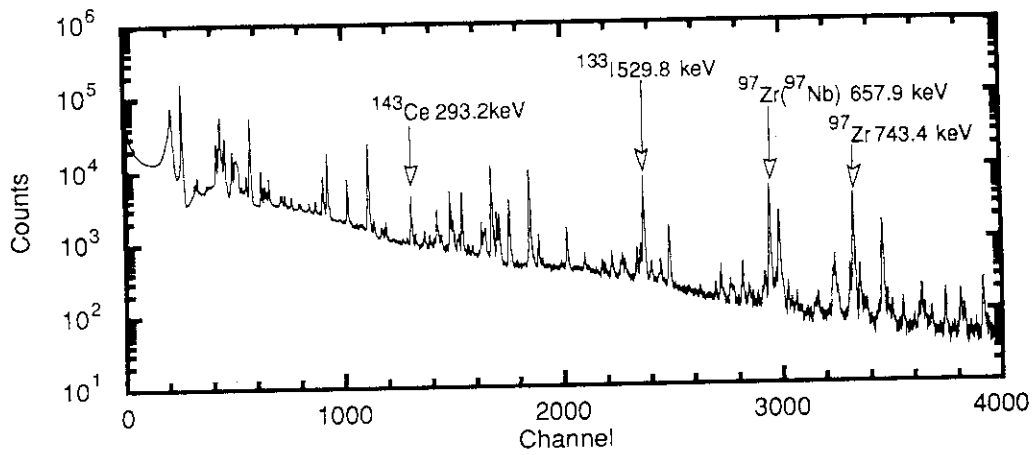
$C(t)$: 待時間 t における γ 線計数値

フィッティングにより得た係数 ($A_0 \sim A_3$) を Table B.1 に示す。この(B.2)式を使用して、分布測定時の γ 線減衰補正を行った。

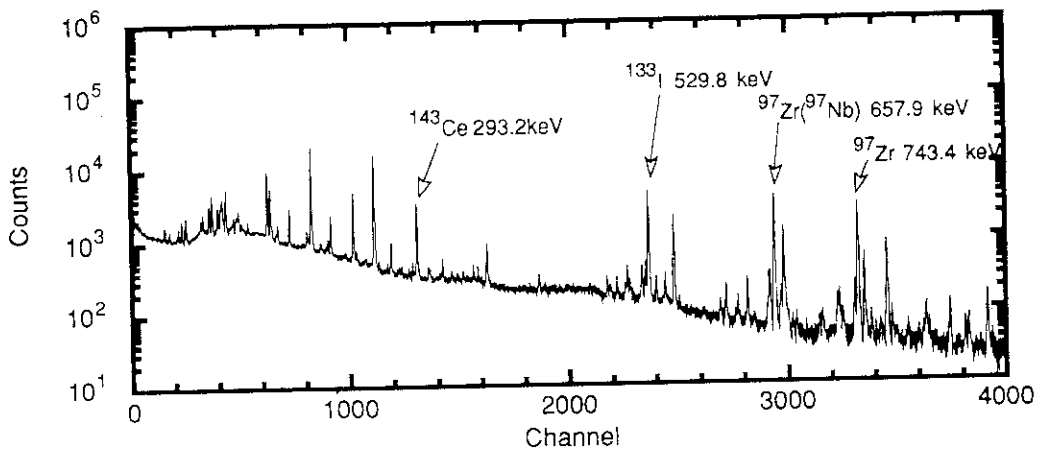
Table B.1 Fitting constants used for decay correction in reaction rate distribution measurement

Foil type	Constants*			
	A_0	A_1	A_2	A_3
Disk-shaped Pu foil	2.1511	-0.87421	-0.44788	-0.17128
Disk-shaped EU foil	2.2467	-0.82225	-0.32842	-0.24322
Disk-shaped DU foil	2.0911	-0.93747	-0.40875	0.04212
Square foil of EU	1.8271	-0.90302	-0.31443	-0.15300

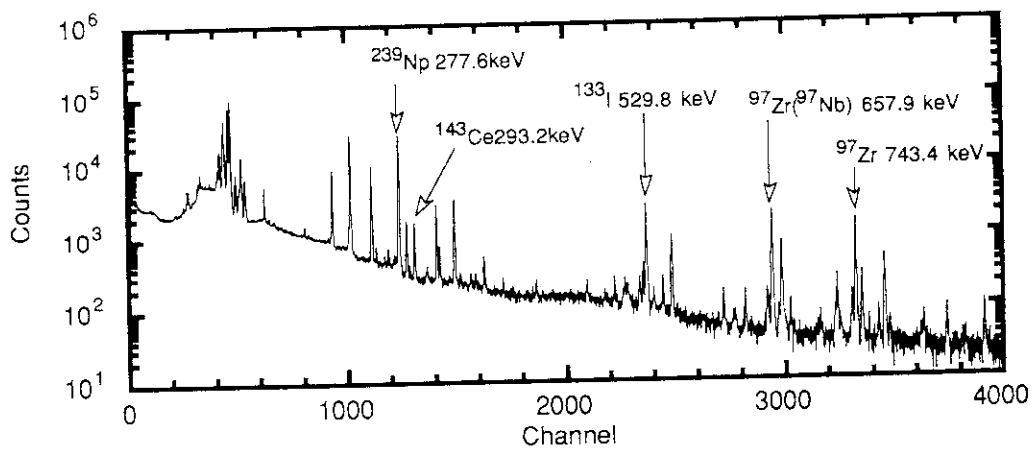
$$* \log_{10}C(t) = A_0 + A_1 \cdot (\log_{10}t) + A_2 \cdot (\log_{10}t)^2 + A_3 \cdot (\log_{10}t)^3$$



(a) Plutonium foil (cooling time = 25hr.)

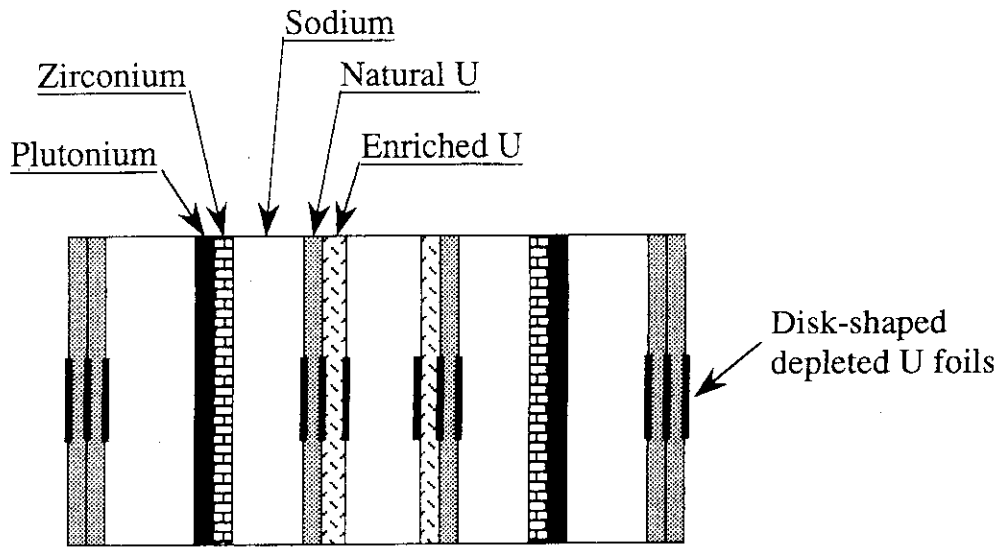


(b) Enriched uranium foil (cooling time = 23 hr.)

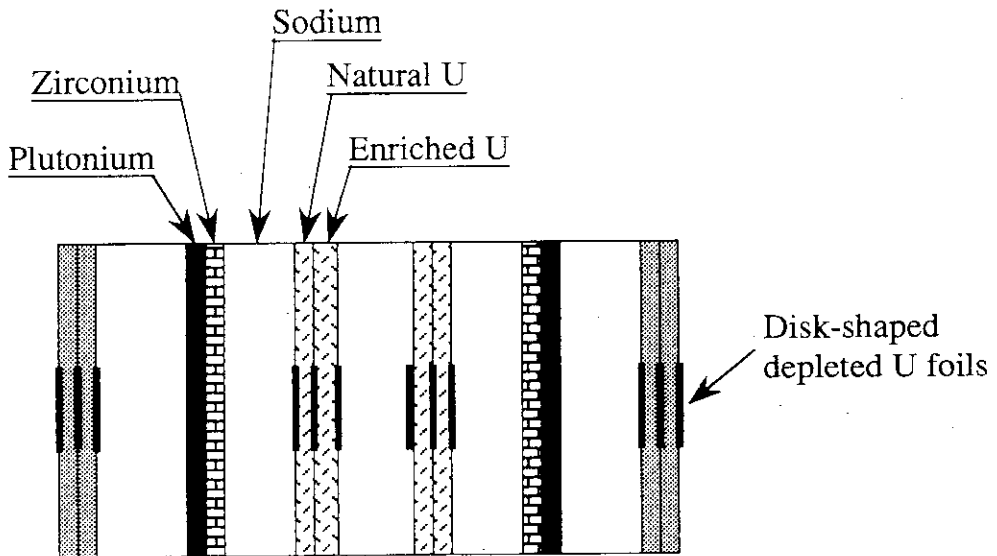


(c) Depleted uranium foil (cooling time = 17 hr.)

Fig. B.1 γ -ray spectrum of fission foils after 3 hours irradiation

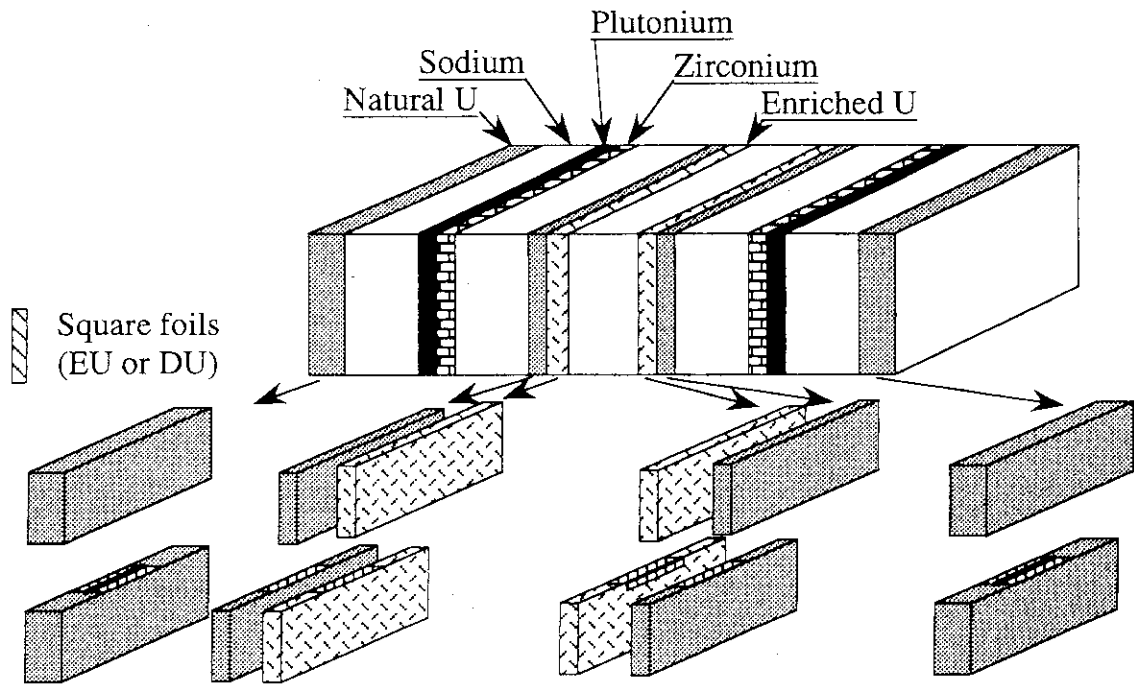


(a) IC1 cell

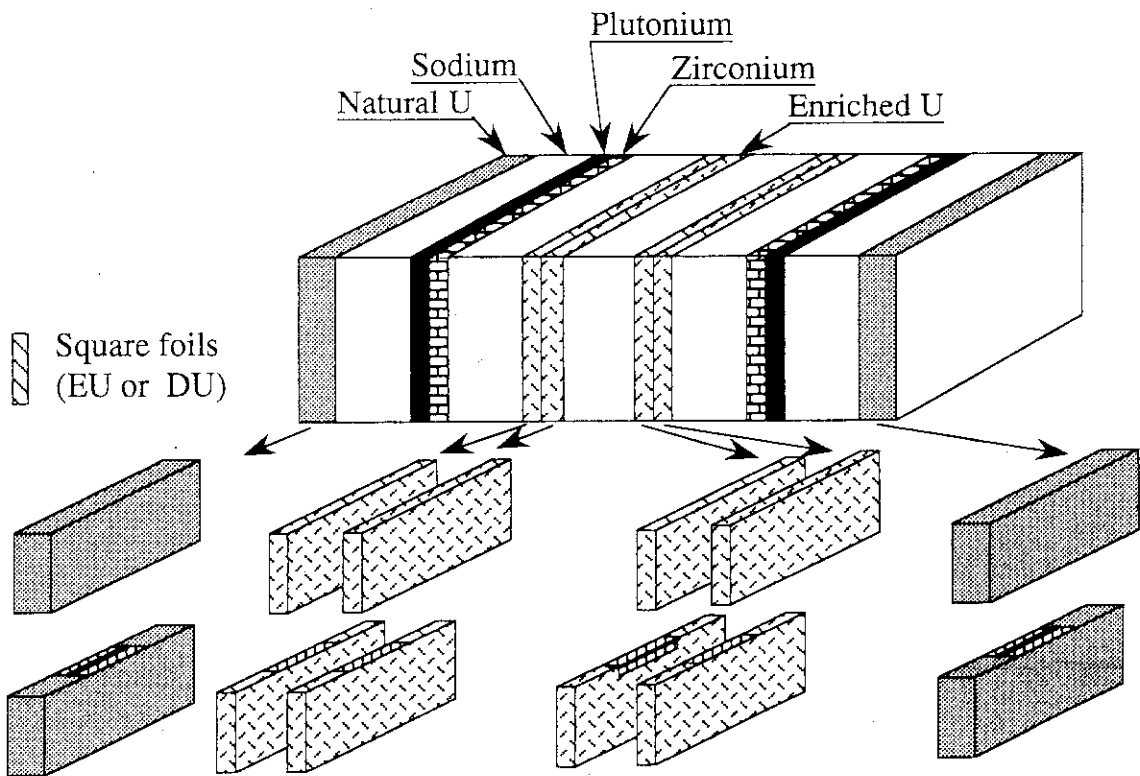


(b) OC1 cell

Fig. B.2 Location of disk-shaped depleted uranium foils for in-cell reaction rate mapping



(a) IC1 cell



(b) OC1 cell

Fig. B.3 Location of square foils for in-cell reaction rate mapping

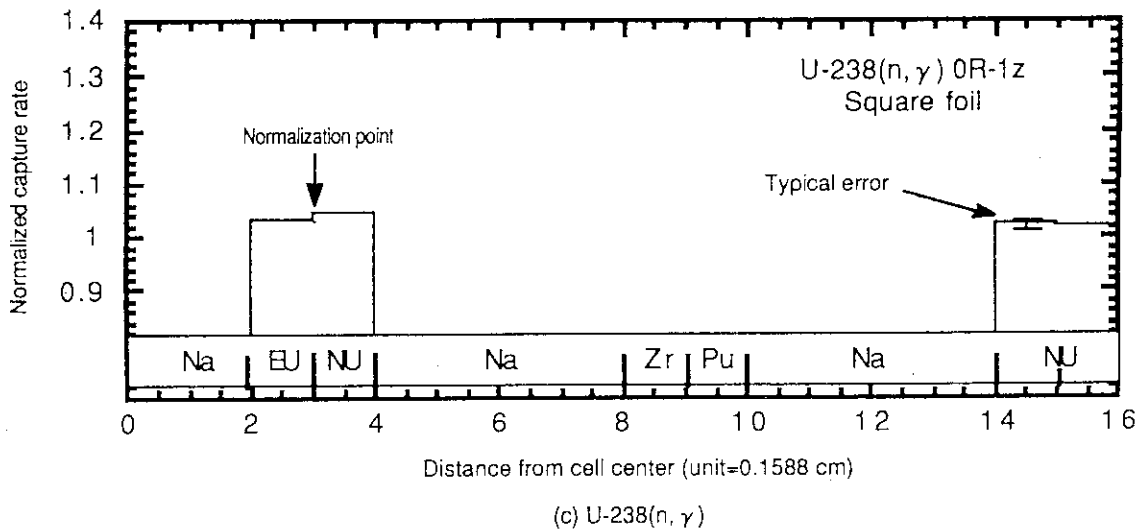
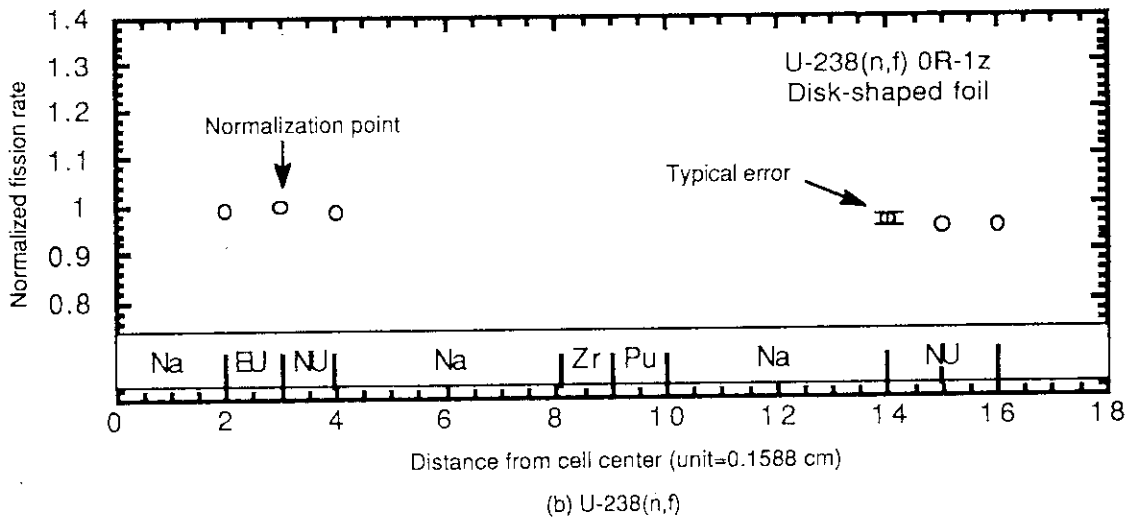
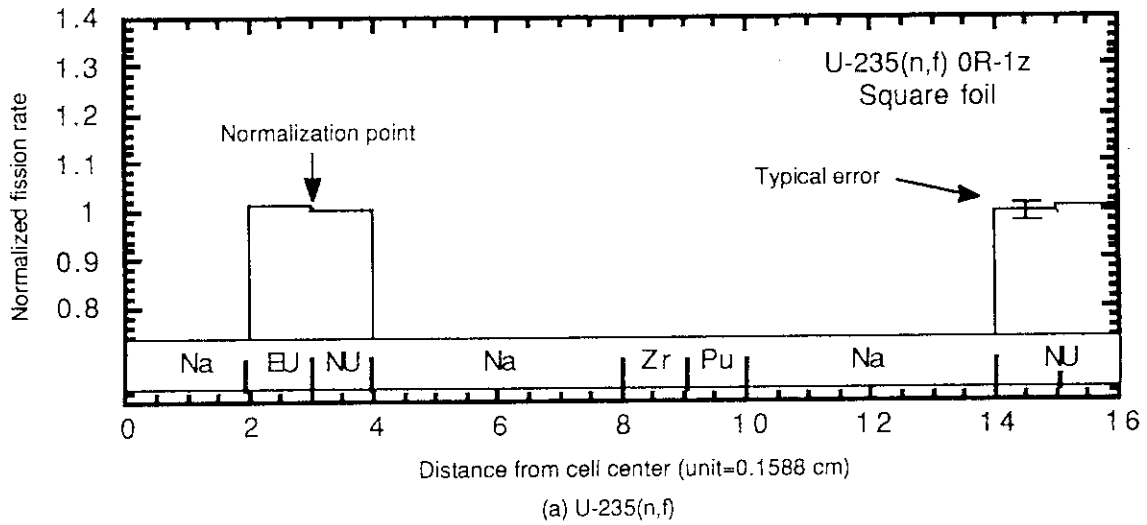
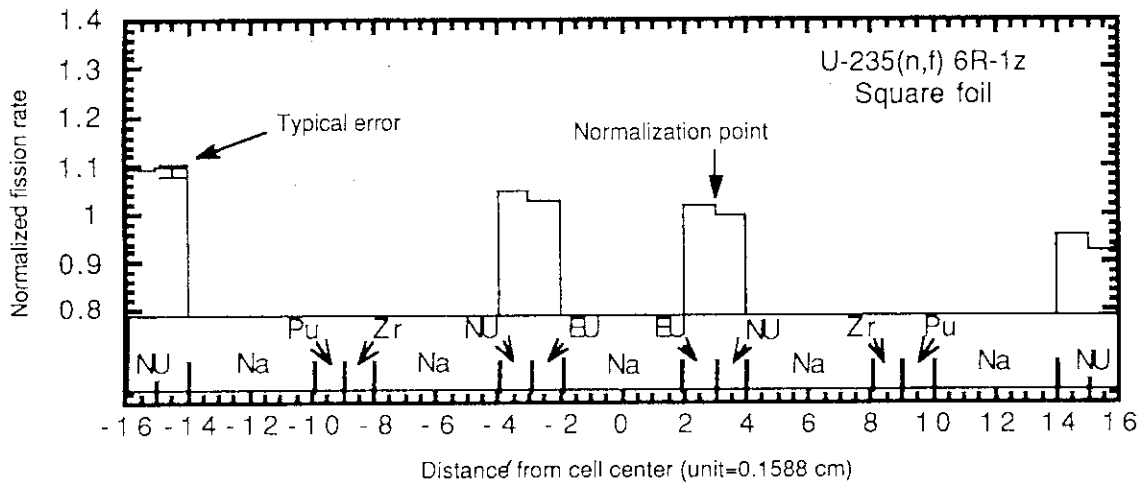
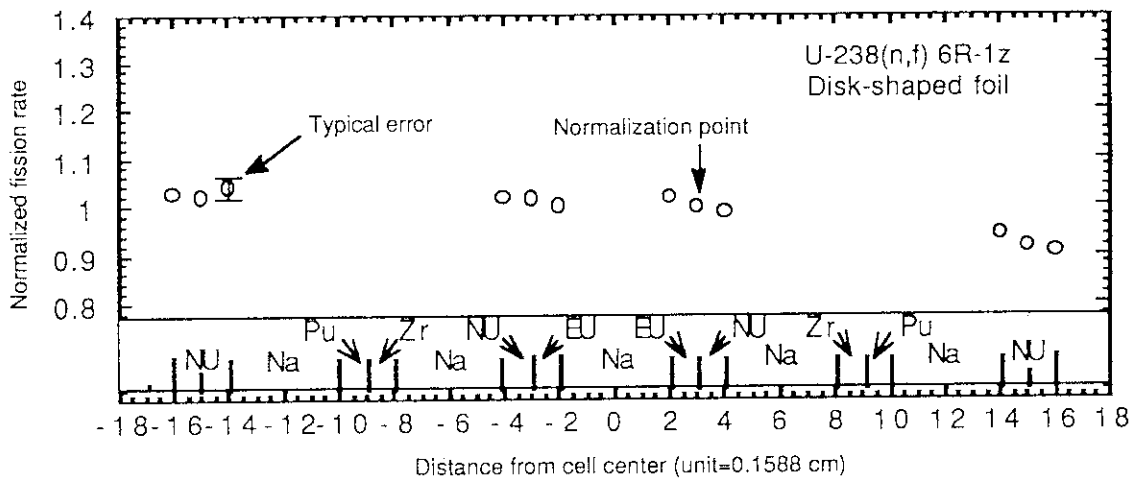


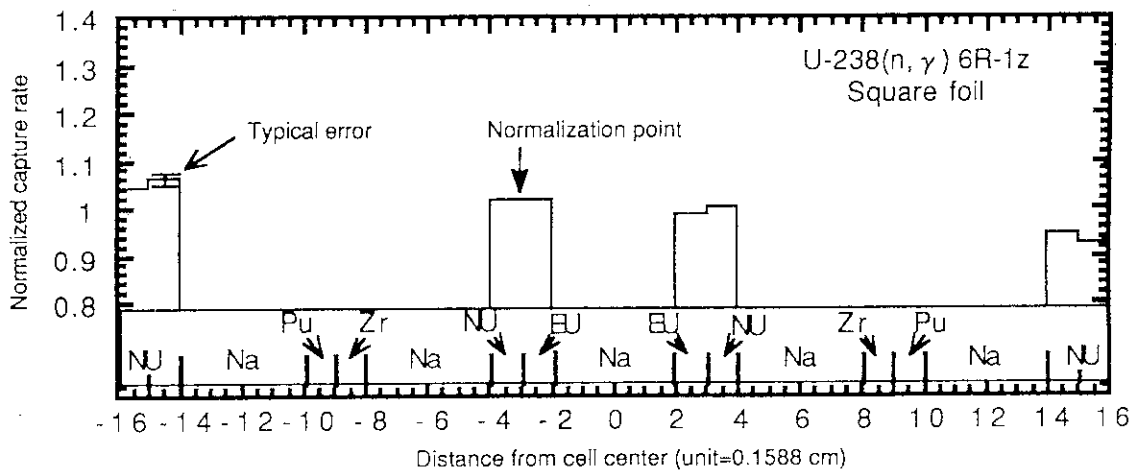
Fig. B.4 Distribution of reaction rate in OR-1z cell



(a) U-235(n,f)

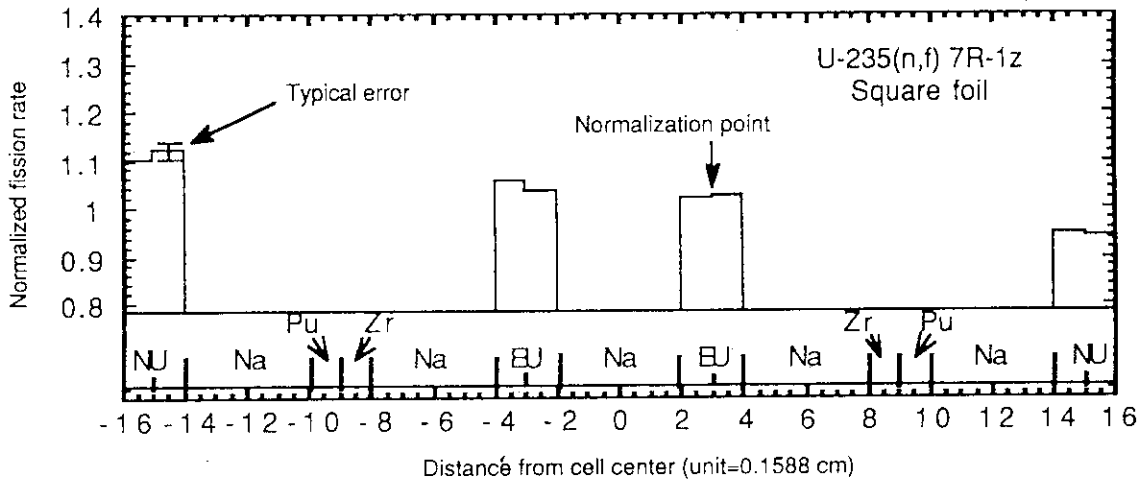


(b) U-238(n,f)

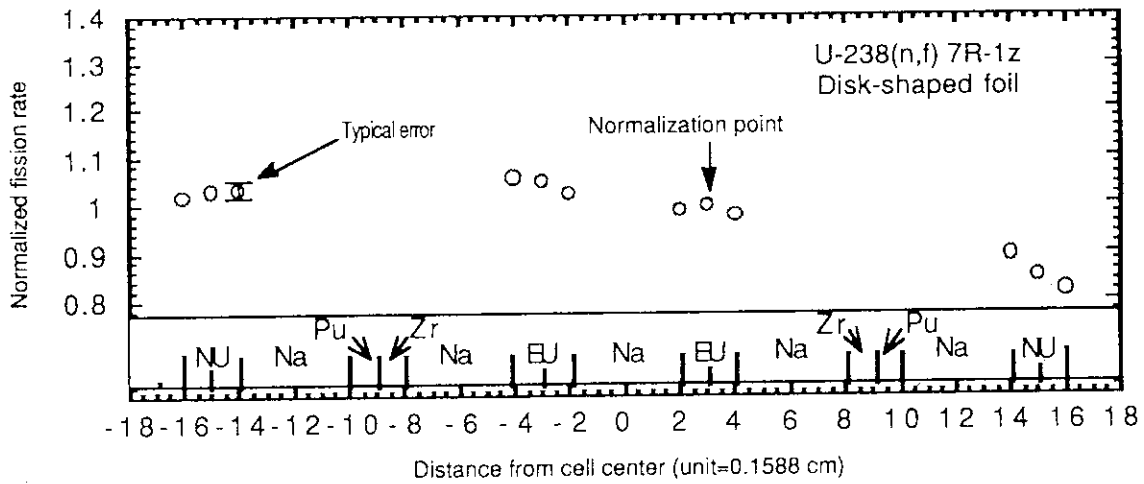


(c) U-238(n,γ)

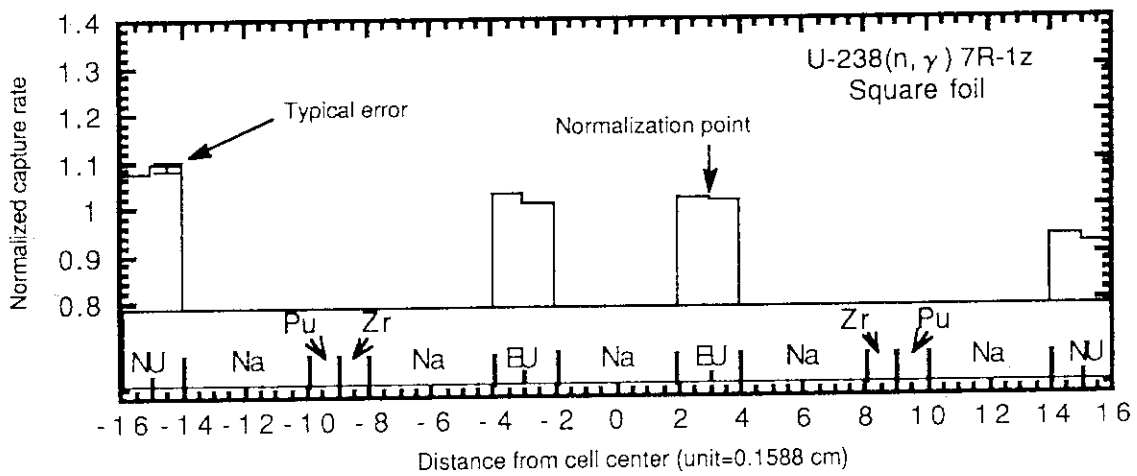
Fig. B.5 Distribution of reaction rate in 6R-1z cell



(a) U-235(n,f)

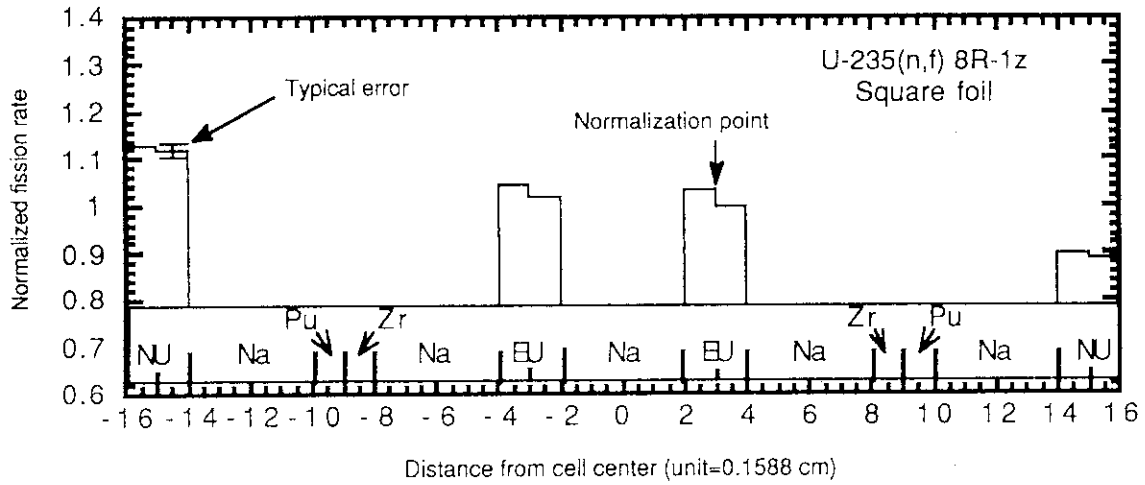


(b) U-238(n,f)

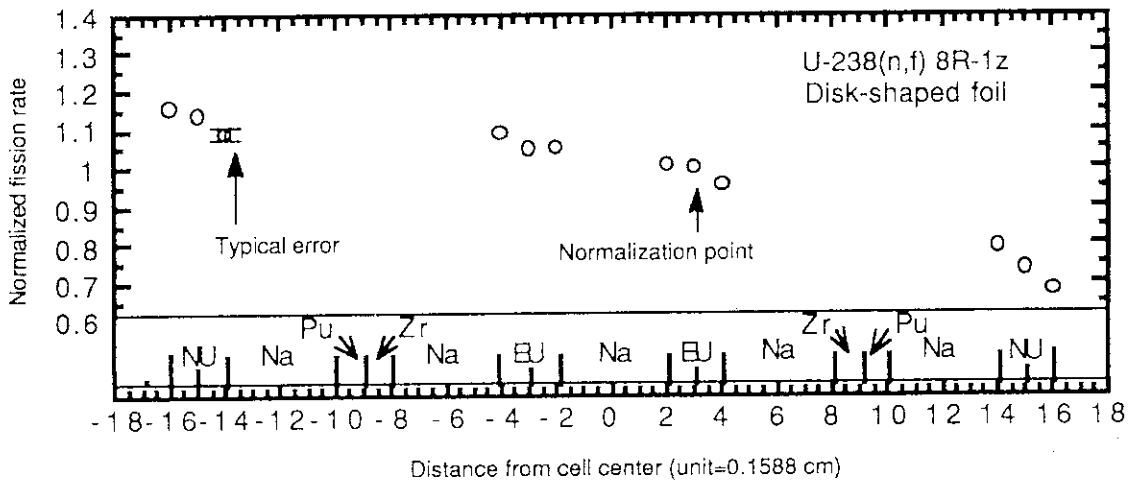


(c) U-238(n,γ)

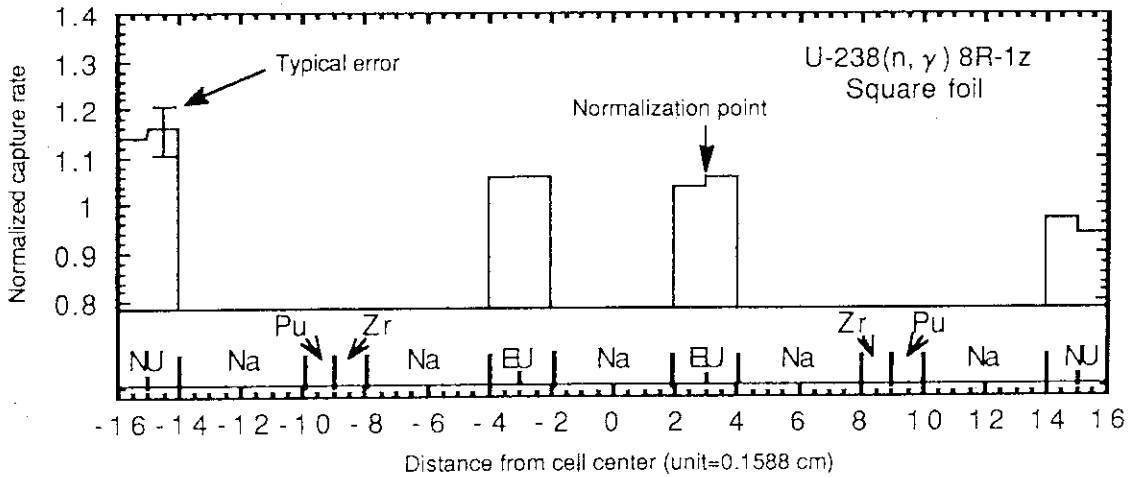
Fig. B.6 Distribution of reaction rate in 7R-1z cell



(a) U-235(n,f)

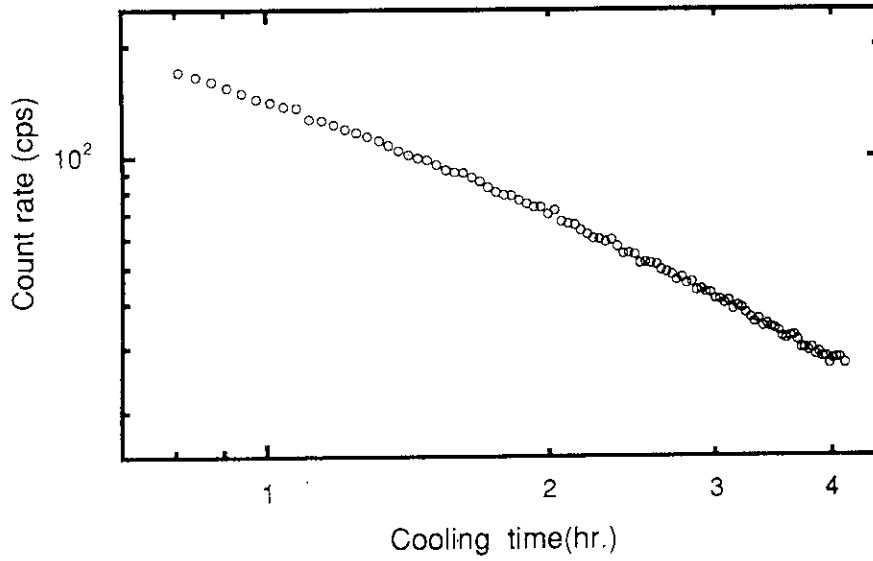


(b) U-238(n,f)

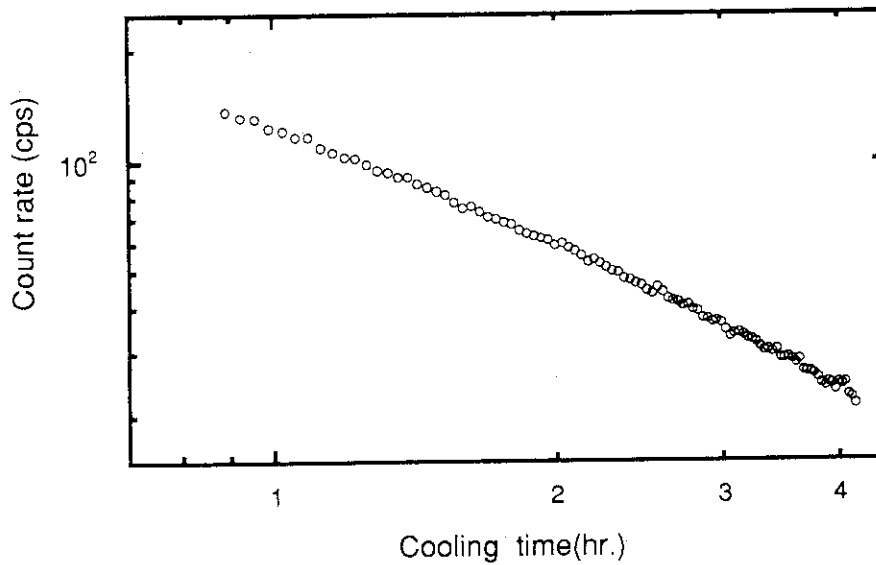


(c) U-238(n, γ)

Fig. B.7 Distribution of reaction rate in 8R-1z cell



(a) Plutonium foil



(b) Depleted uranium foil

Fig. B.8 Time dependency of γ -ray count rate of fission foils after 1 hour irradiation