

J A E R I - M
85-045

FCAによる大型軸方向非均質炉心の炉物理研究(III)
FCAXII-1集合体による実験と解析

1985年4月

飯島 進・岡嶋 成晃・三田 敏男*・大部 誠
大杉 俊隆・小坪 龍男・向山 武彦・大野 秋男
早瀬 保*・佐藤 邦男・佐藤 若英**川瀬 幸男***
軍司 康義*** 中野 正文

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

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, Tokaimura,
Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

FCAによる大型軸方向非均質炉心の炉物理研究(Ⅲ)

FCA XII-1 集合体による実験と解析

日本原子力研究所 東海研究所 原子炉工学部
飯島 進・岡島 成晃・三田 敏男^{*1}・大部 誠
大杉 俊隆・小坪 龍男・向山 武彦・大野 秋男
早瀬 保^{*1}・佐藤 邦男・佐藤 若英^{*2}・川瀬 幸男^{*3}
軍司 康義^{*4}・中野 正文

(1985年3月8日受理)

FCA XII-1 集合体は軸方向非均質炉心模擬実験計画における2番目の炉心であり、軸方向非均質炉心の軸方向核特性を測定するための標準炉心である。測定項目は(i)臨界特性、(ii)ナトリウムボイド反応度価値とサンプル反応度価値、(iii)反応率分布を反応率比、(iv)ドップラー反応度価値、(v)B₄C 制御棒価値および、(vi)ガンマ線発熱であり、軸方向核特性全般について実験を行った。FCA XII-1 集合体では標準体系での実験に続いて、体系中心に B₄C 模擬制御棒を挿入した体系でサンプル反応度価値と反応率分布を測定した。実験結果は核データとして JENDL-2 を用い、原研の標準的核特性計算手法を用いて解析を行い、軸方向非均質炉心の核特性計算における核データと計算手法について検討した。

本報告書は日本原子力研究所が動力炉・核燃料開発事業団の委託により行った研究の成果である。

* 1 外来研究員（日立エネルギー研究所）

* 2 外来研究員（JAIS）

* 3 外来研究員（ISL）

* 4 カナザワコンピュータサービス

Experimental Study of Large Scale Axially
Heterogeneous LMFBR Core at FCA (III)

Experiment of FCA Assembly XII-1
and Their Analysis

Susumu IIJIMA, Sigeaki OKAJIMA, Toshio SANDA^{*1},
Makoto OBU, Toshitaka OSUGI, Tatuo KOAKTU,
Takehiko MUKAIYAMA, Akio ONO, Tamotsu HAYASE^{*1},
Kunio SATO, Wakaei SATO^{*2}, Yukio KAWASE^{*3},
Yasuyoshi GUNJI^{*4} and Masafumi NAKANO

Department of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received March 8, 1985)

FCA Assembly XII-1 is the second core in axial heterogeneous core experiment program at FCA and is a standard experimental core for the measurements of the axial nuclear characteristics in the axial heterogeneous core. Following nuclear characteristics have been measured, (i) criticality, (ii) sodium void and sample reactivity worths, (iii) reaction rates and ratios, (iv) Doppler reactivity worth, (v) B₄C control rod worth and (vi) gamma heating. Following the standard core experiment, sample worths and reaction rate distributions has been measured using the assembly with B₄C control rod at a central region.

This work was performed under contracts between the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation and JAERI

*1 HITACHI, LTD

*2 JAIS, LTD

*3 ISL, LTD

*4 KCS, LTD

In order to examin data and method for the calculation of nuclear characteristics of the axial heterogeneous core, experimental analysis has been performed using nuclear data library JENDL-2 and JAERI's nuclear characteristics calculation system for a fast reactor.

Keyword : LMFBR Core, FCA Assembly XII-1, Fast Reactor, Axial Heterogeneous Core, Criticality, Sodium Void Worth, Reactivity Worth, Reaction Rates, B₄C Control Rod, Gamma Heating, Nuclear Characteristics, Experimental Analysis, JENDL-2

目 次

1.はじめに	1
2.実験体系	2
3.解析手順	9
4.臨界特性	12
4.1 臨界特性実験	12
4.2 臨界性の解析	13
5.ナトリウムボイド反応度価値とサンプル反応度価値	17
5.1 ナトリウムボイド反応度価値の測定	17
5.2 ナトリウムボイド反応度価値の解析	18
5.3 サンプル反応度価値の測定	19
5.4 サンプル反応度価値の解析	20
5.5 スーパーセルモデルの効果	22
6.反応率分布と反応率比	34
6.1 箔による反応率測定	34
6.2 核分裂計数管による反応率測定	35
6.3 測定結果および解析	36
7.ドップラー効果	52
7.1 ドップラー効果の測定	52
7.2 ドップラー効果の解析	52
8. B_4C 制御棒反応度価値	62
8.1 実験の概要	62
8.2 計算手法	64
8.3 制御棒ストローク曲線	65
8.4 ^{10}B 濃縮度効果	65
9.ガンマ線発熱分布の測定と解析	82
9.1 ガンマ線発熱分布の測定	82
9.2 ガンマ線発熱分布の解析	83
10.制御棒挿入体系	93
10.1 サンプル反応度価値の測定	93
10.2 サンプル反応度価値の解析	94
10.3 反応率実験	94
10.4 核分裂反応率の解析	95
11.まとめ	121

謝辞	122
参考文献	123
Appendix A プレート・データ	124
Appendix B 臨界特性試験	126
Appendix C サンプル反応度価値測定誤差評価	129
Appendix D 修正中性子源増倍法による補正係数の算出	131

CONTENTS

1. Introduction	1
2. Description of the Assembly	2
3. Calculation Method	9
4. Criticality	12
4.1 Experiment of Criticality	12
4.2 Analysis of Criticality	13
5. Sodium Void Worth and Sample Reactivity Worth	17
5.1 Experiment of Sodium Void Worth	17
5.2 Analysis of Sodium Void Worth	18
5.3 Experiment of Sample Reactivity Worth	19
5.4 Analysis of Sample Reactivity Worth	20
5.5 Examination of Super Cell Model	22
6. Reaction Rate and Rate Ratio	34
6.1 Foil Measurement	34
6.2 Fission Chamber Measurement	35
6.3 Experimental Result and Analysis	36
7. Doppler Reactivity Worth	52
7.1 Experiment	52
7.2 Analysis	52
8. B ₄ C Control Rod	62
8.1 Experiment	62
8.2 Calculation Method	64
8.3 Control Rod Stroke Curve	65
8.4 Enrichment Effect	65
9. Gamma Heating	82
9.1 Experiment	82
9.2 Analysis	83
10. Control Rod Insertion Core	93
10.1 Experiment of Sample Worth	93
10.2 Analysis of Sample Worth	94
10.3 Experiment of Reaction Rate	94
10.4 Analysis of Reaction Rate	95
11. Conclusion	121
Acknowledgement	122
Reference	123

Appendix A Plate Data	124
Appendix B Criticality Specification	126
Appendix C Error Estimation for Sample Worth Measurement	129
Appendix D Correction Factor for Modified Source Multiplication Method	131

1. はじめに

大型軸方向非均質炉心の基本的核特性の把握と核設計における計算精度の確証を目的として、高速臨界実験装置 FCA を用いた一連の実験を計画した。軸方向非均質炉心の核特性上の特徴としては、

- (i) 出力分布の平坦化
- (ii) ナトリウムボイド反応度価値の低減
- (iii) 増殖性能の向上
- (iv) 微分制御棒反応度価値の平坦化

があげられており、実験ではこれら軸方向非均質炉心の核特性上の特徴を把握することおよび計算精度の検討に必要なデータを得ることに重点をおき、均質炉心模擬実験との比較を考慮にいれて実験を計画した。FCAにおける大型高速炉の模擬実験では、保有燃料の制約が大きな問題であり、今回の計画では軸方向非均質炉心の核特性を、軸方向特性と径方向特性について別々の炉心で測定することとした。

FCA XII-1 集合体は軸方向特性を測定するための基準炉心であり、FCA XII-2 集合体に続く 2 番目の炉心である。1984 年 4 月の初臨界から実験を開始し、3 部に大別される実験を計画し実行してきた。第 1 の実験は FCA XII-1 集合体の標準炉心を用い軸方向均質炉心の核特性全般について測定するためのものであり、

- (i) 臨界性
- (ii) 反応率分布と反応率比
- (iii) ナトリウムボイド反応度価値とサンプル反応度価値
- (iv) ドップラー反応度価値
- (v) B_4C 制御棒反応度価値
- (vi) TLD による γ 線発熱

を測定した。軸方向非均質炉心ではブランケット領域が体系の中心に存在することによる中性子束分布の歪、中性子スペクトルおよびインポータンスの変化、あるいは内部ブランケットにより炉心が上下に分割されたことによる核特性への影響等が特徴的な問題と考えられ、実験ではこれらの点に重点を置き測定することとした。

第 2 の実験は軸方向非均質炉心に B_4C 制御棒が挿入されたことによる核特性への影響、特に出力分布への影響を調べるための実験であり、 B_4C を装填した模擬制御棒を挿入した体系での反応率分布およびサンプル反応度価値を測定した。

以上の実験は 1985 年 1 月までに完了し、本報告においてその結果を述べる。

第 3 の実験は軸方向均質炉心の安全性評価に関するもので、1985 年 3 月までの予定で進行中である。この実験では炉心燃料溶融による燃料移動を想定した反応度変化を測定することを目的とし、また安全性評価に関する計算精度を検証するためのデータを得るために、燃料移動を想定した体系での反応率分布、サンプル反応度価値の測定を予定している。

標準炉心の核特性およびB₄C制御棒挿入体系での実験は原研における標準的核特性計算手法を用いた解析を行ない、実験値と比較することにより、軸方向非均質炉の核特性計算の計算精度を検討した。解析では核データとしてJENDL-2を使用した。

報告書では、2章で実験体系の概要、3章で解析手順を述べ、続いて測定項目ごとに測定方法と測定結果および解析結果について述べる。

2. 実験体系

FCA XII-1集合体実験体系の選定手順はまず予備計算により体系の概要を決定し、FCA XII-2集合体を用いた軸方向非均質炉心の実験結果に基づいて詳細な部分を決定した。予備計算では大型軸方向非均質炉心概念設計⁽¹⁾、およびFCA VII-3集合体⁽²⁾を用いて行なわれた非均質炉心模擬実験を参考にし、サーベイ計算により候補炉心を複数選び、これらの炉心に対して出力分布とナトリウムボイド反応度価値を計算した。そして大型軸方向非均質炉心の核特性との比較に重点を置き選定作業を行なった。

FCA XII-1集合体は大型軸方向非均質炉心を模擬したテスト領域が中心にあり、その周辺をドライバー領域と径方向ブランケット領域が囲んだ円筒形ゾーン型体系である。

テスト領域は中心に高さ20.3cmの円盤状内部ブランケット領域があり、その上下に高さ35.6cmの軸方向ブランケット領域がある。内部ブランケット領域を含む炉心高さは91.4cmあり、炉心高さおよび軸方向ブランケット厚は大型軸方向非均質炉心の値を模擬している。テスト領域の等価半径は29.4cmである。

テスト領域には、軸方向非均質炉心の燃料を模擬したドロワーを装荷しており、このドロワーは内部ブランケット部、炉心部および軸方向ブランケット部から構成されている。炉心部にはFCA保有のプルトニウム板2枚および劣化ウラン板3枚を含む板状セルを装填し、プルトニウム富化度は13.2W%である。セルには燃料板以外に冷却材を模擬した金属ナトリウム板および酸化物燃料を模擬するための酸化アルミニウム板を装填した。内部ブランケットと軸方向ブランケットは同じ燃料セルで構成しており、セルパターンは、炉心セルのプルトニウム板2枚を天然ウラン板に置換したものである。テスト領域のドロワー(T2B2)の構造をFig.2.1に示す。

テスト領域の周辺は厚さ約20cmのドライバー領域が囲んでおり、内側にプルトニウムを主な燃料とするドロワーを装荷したプルトニウムドライバー領域を、そして外側に濃縮ウランを燃料とするウランドライバー領域を配置してある。ドライバー領域の高さはテスト領域と同じであるが、軸方向ブランケットに相当する部分には天然ウランブロックを装填した。ドライバー領域の燃料はテスト領域の燃料と比べ約2倍のプルトニウム富化度あるいはそれと等価な濃縮ウランを含むセルで構造した。さらにウランドライバーについては、中性子の吸収を少なくする目的で金属ナトリウム板を炭素板に置換した。

FCAは左右2分割型の臨界集合体であり、ドライバー領域には臨界集合体を運転するための制御・安全棒が2分割炉心の移動側・固定側に各4組(ドロワー8本)が挿入されている。制御・安全棒には中性子束の歪を避けるため中性子吸収材は使用せず、濃縮ウランを燃料とする特殊

標準炉心の核特性およびB₄C制御棒挿入体系での実験は原研における標準的核特性計算手法を用いた解析を行ない、実験値と比較することにより、軸方向非均質炉の核特性計算の計算精度を検討した。解析では核データとしてJENDL-2を使用した。

報告書では、2章で実験体系の概要、3章で解析手順を述べ、続いて測定項目ごとに測定方法と測定結果および解析結果について述べる。

2. 実験体系

FCA XII-1集合体実験体系の選定手順はまず予備計算により体系の概要を決定し、FCA XII-2集合体を用いた軸方向非均質炉心の実験結果に基づいて詳細な部分を決定した。予備計算では大型軸方向非均質炉心概念設計⁽¹⁾、およびFCA VII-3集合体⁽²⁾を用いて行なわれた非均質炉心模擬実験を参考にし、サーベイ計算により候補炉心を複数選び、これらの炉心に対して出力分布とナトリウムボイド反応度価値を計算した。そして大型軸方向非均質炉心の核特性との比較に重点を置き選定作業を行なった。

FCA XII-1集合体は大型軸方向非均質炉心を模擬したテスト領域が中心にあり、その周辺をドライバー領域と径方向ブランケット領域が囲んだ円筒形ゾーン型体系である。

テスト領域は中心に高さ20.3cmの円盤状内部ブランケット領域があり、その上下に高さ35.6cmの軸方向ブランケット領域がある。内部ブランケット領域を含む炉心高さは91.4cmあり、炉心高さおよび軸方向ブランケット厚は大型軸方向非均質炉心の値を模擬している。テスト領域の等価半径は29.4cmである。

テスト領域には、軸方向非均質炉心の燃料を模擬したドロワーを装荷しており、このドロワーは内部ブランケット部、炉心部および軸方向ブランケット部から構成されている。炉心部にはFCA保有のプルトニウム板2枚および劣化ウラン板3枚を含む板状セルを装填し、プルトニウム富化度は13.2W%である。セルには燃料板以外に冷却材を模擬した金属ナトリウム板および酸化物燃料を模擬するための酸化アルミニウム板を装填した。内部ブランケットと軸方向ブランケットは同じ燃料セルで構成しており、セルパターンは、炉心セルのプルトニウム板2枚を天然ウラン板に置換したものである。テスト領域のドロワー(T2B2)の構造をFig.2.1に示す。

テスト領域の周辺は厚さ約20cmのドライバー領域が囲んでおり、内側にプルトニウムを主な燃料とするドロワーを装荷したプルトニウムドライバー領域を、そして外側に濃縮ウランを燃料とするウランドライバー領域を配置してある。ドライバー領域の高さはテスト領域と同じであるが、軸方向ブランケットに相当する部分には天然ウランブロックを装填した。ドライバー領域の燃料はテスト領域の燃料と比べ約2倍のプルトニウム富化度あるいはそれと等価な濃縮ウランを含むセルで構造した。さらにウランドライバーについては、中性子の吸収を少なくする目的で金属ナトリウム板を炭素板に置換した。

FCAは左右2分割型の臨界集合体であり、ドライバー領域には臨界集合体を運転するための制御・安全棒が2分割炉心の移動側・固定側に各4組(ドロワー8本)が挿入されている。制御・安全棒には中性子束の歪を避けるため中性子吸収材は使用せず、濃縮ウランを燃料とする特殊

なドロワーを使用している。プルトニウムドライバー領域のドロワーおよび制御・安全棒ドロワーには、テスト領域の内部ブランケットに相当する部分にテスト領域と同じ高さ、同じ組成のブランケットセルを装填した。これはテスト領域の中心軸上の核特性に対するドライバー領域からの影響を出来るだけ小さくするよう配慮したものであり、予備計算の結果ではこのような構造にすることにより、中心軸上の核特性に対するドライバー領域からの影響はほとんど無視できることが示された。ドライバー領域のドロワーおよび制御・安全棒ドロワーの構造をFig. 2.1に示した。

ドライバー領域周辺には径方向ブランケット領域として、劣化ウランブロックを装荷しその厚さは約34 cmである。XII-1集合体の中心断面図をFig. 2.2に、R-Z体系をFig. 2.3に示す。また各領域の均質原子数密度をTable 2.1に示す。燃料板および物質板は2インチX2インチの正方形であり、ドロワー内のセルは2インチ単位で構成され、実験上これをパックと呼び密着面から順に記号1Z, 2Z, …と表示する。T2B2ドロワーでは内部ブランケットは2パック、炉心部は7パックそして軸方向ブランケットは7パックのセルで構成され、これを別の言い方をすると1Z-2Zが内部ブランケット、3Z-9Zが炉心、10Z-16Zが軸方向ブランケットとなる。ナトリウムボイド反応度価値、サンプル反応度価値および反応率分布の測定等はパック単位で測定を行なう。

Table 2.1 Composition of FCA Assembly XII-1

(x 10²² n / cm³)

Material	T2B2 (core)	IB&AB (core)	PD92B (core)	PD81B (core)	PUDB (core)	EUCD
Pu-239	0.10455	-	0.2091	0.2080	0.1568	-
Pu-240	0.00922	-	0.01843	0.02564	0.01382	-
Pu-241	0.00048	-	0.00097	0.00171	0.00073	-
Pu-242	-	-	-	0.00028	-	-
Am-241	0.00038	-	0.00076	0.00150	0.00057	-
U-235	0.00140	0.00316	0.00140	0.00140	0.1144	0.2845
U-238	0.6869	0.9307	0.6869	0.6869	0.6954	0.6892
O	1.7038	1.7038	1.3762	1.3762	1.3762	1.3623
Na	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	-
Al	0.2319	0.2169	0.0300	0.03071	0.0225	0.9082
Cr	0.3347	0.3079	0.3615	0.3624	0.3481	0.1772
Fe	1.2351	1.1304	1.3397	1.3431	1.2873	0.6452
Ni	0.1530	0.1396	0.1664	0.1666	0.1597	0.0772
C	-	-	-	-	-	3.5969

Material	CR & SR	NU Block	DU Block	DUO ₂	MATRIX
Pu-239	-	-	-	-	-
Pu-240	-	-	-	-	-
Pu-241	-	-	-	-	-
Pu-242	-	-	-	-	-
Am-241	-	-	-	-	-
U-235	0.4521	0.0289	0.00840	0.0037	-
U-238	0.0342	3.9889	4.0174	1.8317	-
O	-	-	-	3.6699	-
Na	-	-	-	-	-
Al	1.8364	-	-	-	-
Cr	0.2936	0.1846	0.1846	0.1772	0.1228
Fe	1.0684	0.6722	0.6722	0.6452	0.4473
Ni	0.5275	0.0804	0.0804	0.0772	0.0535
C	-	-	-	-	-

	0	1	2	'3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13 ~ / 16
1	Na				Na						Na			
2														
3	DUO ₂					DUO ₂					DUO ₂			
4	NU					Pu					NU			
5							Na					Na		
6	Na						Na					Na		
7	Al ₂ O ₃					Al ₂ O ₃					Al ₂ O ₃			
8							DUO ₂					DUO ₂		
9	DUO ₂							DUO ₂				Al ₂ O ₃		
10	Al ₂ O ₃						Al ₂ O ₃					Al ₂ O ₃		
11	Na						Na					Na		
12	NU						Pu					NU		
13														
14	DUO ₂						DUO ₂					DUO ₂		
15														
16	Na						Na					Na		

(T2B2)

	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1	Na			Na										
2					Pu									
3	DUO ₂					DUO ₂								
4	NU													
5	Na			Na										
6						Pu								
7	Al ₂ O ₃						Pu							
8							DUO ₂							
9	DUO ₂							Pu						
10														
11	Na			Na										
12	NU													
13					DUO ₂									
14	DUO ₂						Pu							
15														
16	Na			Na										

(PD92B)

Fig.2.1 Drawer Master of FCA Assembly XII - 1

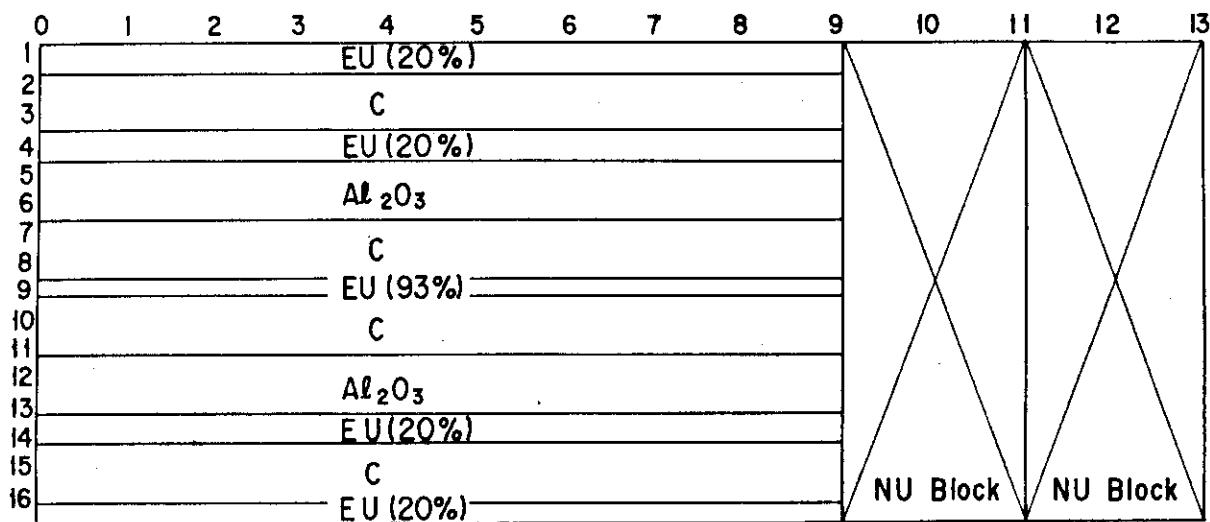
	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1														
2		Na					Na							
3							Pu							
4								DUO ₂						
5														
6														
7														
8														
9														
10														
11														
12														
13														
14														
15														
16														

(PUDB)

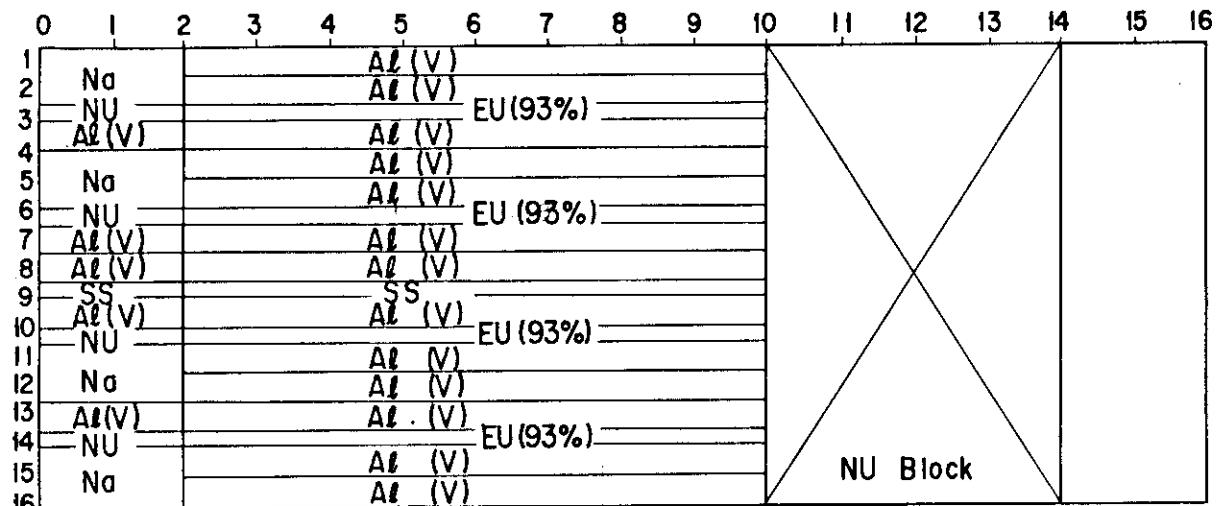
	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1														
2		Na					Na							
3							Pu (92%)							
4								DUO ₂						
5														
6														
7														
8														
9														
10														
11														
12														
13														
14														
15														
16														

(PD81B)

Fig. 2.1 (cont. I)



(EUCD)



(SR & CR)

Fig. 2.1 (cont. 2)

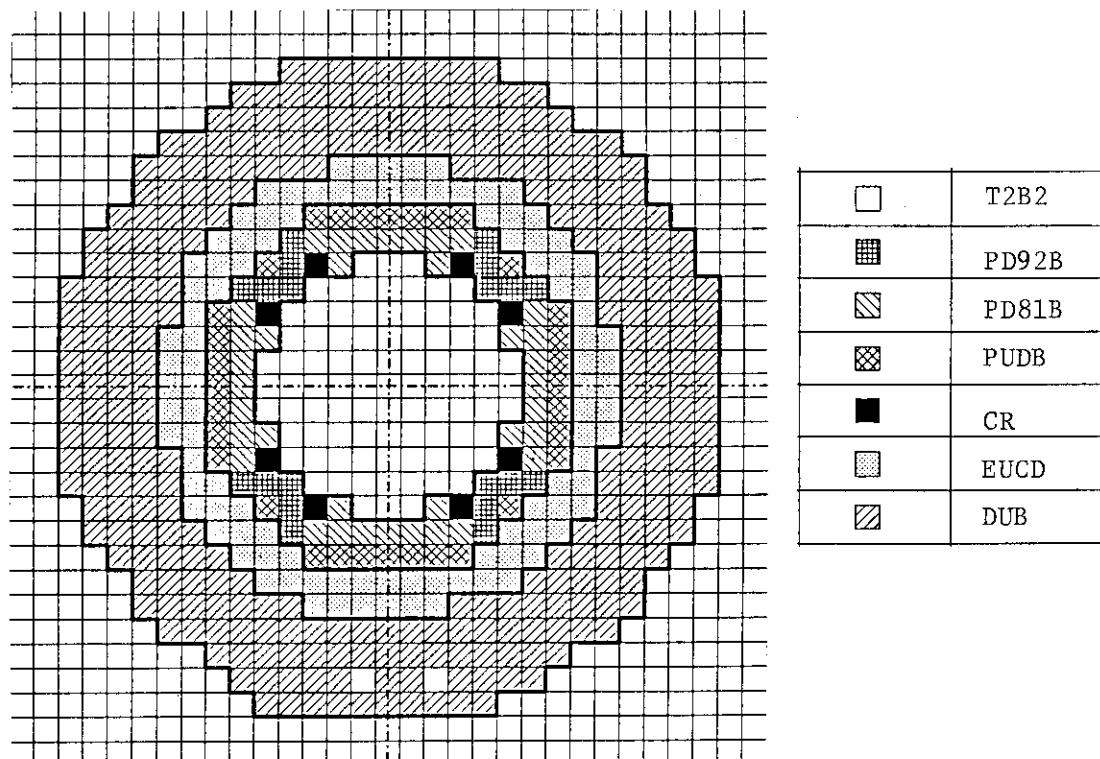


Fig. 2.2 Cross Section View of FCA Assembly XII-1

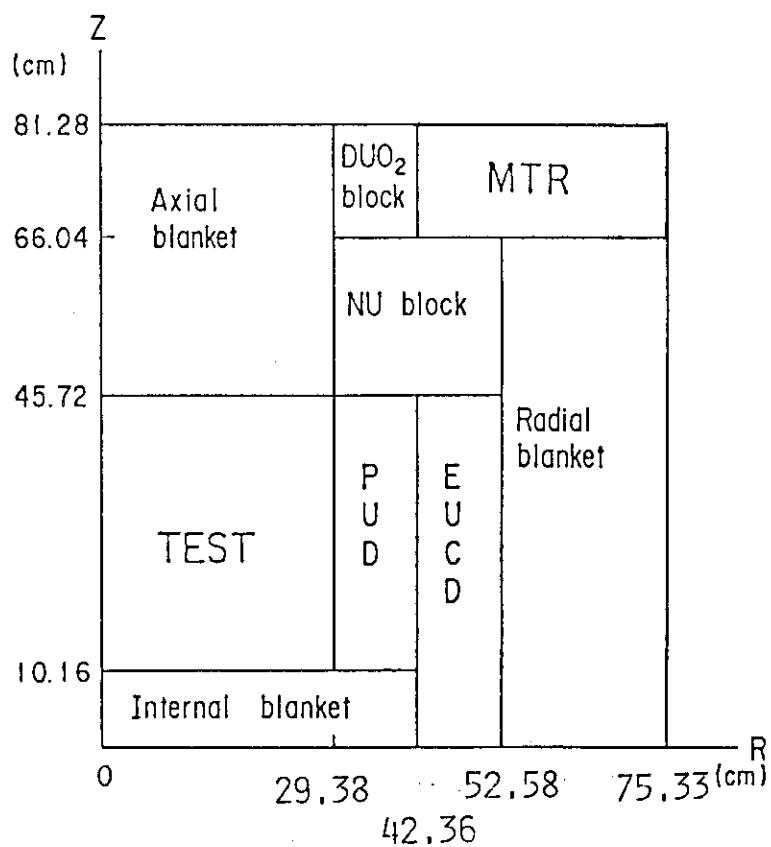


Fig. 2.3 R-Z Model of FCA Assembly XII-1

3. 解析手順

原研の標準的な核特性計算手法を用いて計算を行ない、実験値と比較することにより、軸方向非均質炉心核特性の特徴的な問題点および計算手法の精度を検討した。本章では計算手順の全体的な流れについて説明し、計算の詳細や補正計算については個々の項目に関する各章で述べる。解析では核データとして JENDL-2 を用い、これを処理した JFS-3-J2 70群セット（1984.11 修正版）⁽³⁾を計算の出発点とした。

実効断面積の準備 テスト領域およびドライバー領域のセルごとに衝突確率法に基づくセル計算コード SLAROM⁽⁴⁾を使用した 70 群セル計算を行ないセル平均実効断面積を計算した。計算は 1 次元無限平板セルモデルを用いたテスト領域の炉心およびドライバー領域のセルについては、増倍率が 1.0 になるようバックリングサーチを行なった。ブランケットについてはバックリングサーチは行なっていない。テスト領域の炉心部の単位格子管断面図を Fig. 3.1 に示す。またこれに基づいて作成したセルモデルを Fig. 3.2 に示す。セル計算の各領域の原子数密度は体系内物質の量を保存するため上部格子管と物質板とのすき間を考慮し、物質板の密度をすき間を含めた体積で均質化した値を使用しており、実際の物質板の密度より少し小さな値となっている。ただし、このことによる実効断面積への影響は共鳴エネルギー領域の自己遮蔽因子を決める際に二次的に作用するだけであるから、小さいと考えられる。左右の格子管はセルモデルで考慮されるが、上下の部分については燃料物質以外の領域に均質に混ぜ合わせた。各領域の物質板データは Appendix に収録した。セル計算による実効断面積の算出と並行して、Benoist の式に基づく異方性拡散係数を算出した。

実効断面積の縮約 実験体系の R-Z モデルを使用し、拡散計算により中性子束を計算し、各領域平均の中性子スペクトルを重みとして 70 群実効断面積を 25 群に縮約した。25 群エネルギー群構造を Table 3.1 に示す。

体系計算 実験体系を 3 次元 X-Y-Z 体系にモデル化し、各領域に 25 群群定数を適用し、拡散計算により体系計算を行ない実効増倍率、中性子束および随伴中性子束を計算した。計算では体系内の物質板配列に方向性があるため、異方性拡散係数を使用した。計算プログラムは CITATIONFBR⁽⁵⁾である。この結果を用いて反応率分布、サンプル反応度価値、ナトリウムボイド反応度価値およびドップラー反応度価値、等の計算を行なった。ナトリウムボイド反応度価値、サンプル反応度価値およびドップラー反応度価値など、その反応度変化が摂動の範囲と考えられる測定値については、拡散理論に基づく摂動計算により計算値を求めた。計算コードは PERKY⁽⁶⁾を使用した。これらの計算値に対しては、輸送効果を考慮するため TWOTRAN-II⁽⁷⁾を用いた体系計算と SN-PERT を用いた摂動計算をおこなった。計算手法の詳細、実験値との比較検討は次章以降に記述する。

Table 3.1 Energy Structure of 25-Energy Group

Group	Energy	Group	Energy
1	10.00 - 6.065 Mev	14	15.03 - 9.119 Kev
2	6.055 - 3.679	15	9.119 - 5.531
3	3.679 - 2.231	16	5.531 - 3.355
4	2.231 - 1.353	17	3.355 - 2.035
5	1.353 - 0.821	18	2.035 - 1.234
6	0.821 - 0.498	19	1.234 - 0.743
7	0.498 - 0.302	20	0.743 - 0.454
8	0.302 - 0.183	21	0.454 - 0.275
9	0.183 - 0.111	22	0.275 - 0.167
10	111.1 - 67.38Kev	23	0.167 - 0.101
11	67.38 - 40.37	24	0.101 - 0.061
12	40.37 - 24.79	25	0.061 - 0.0251 ev
13	24.79 - 15.03		

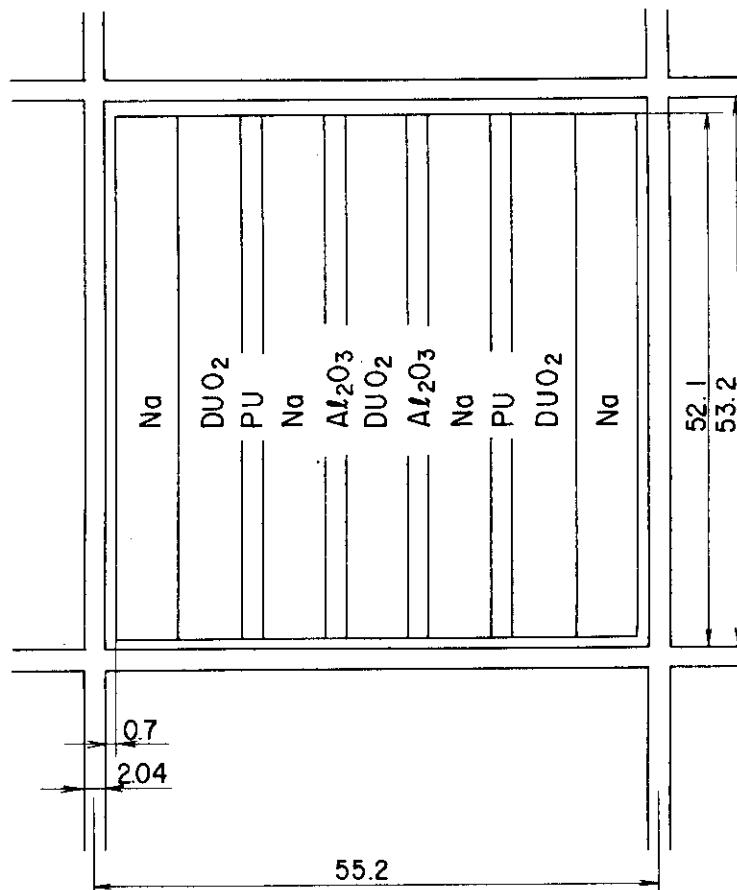


Fig.3.1 Cross Section of the Core Zone of the Test Region (T2B2 Drawer) in FCA XI-1

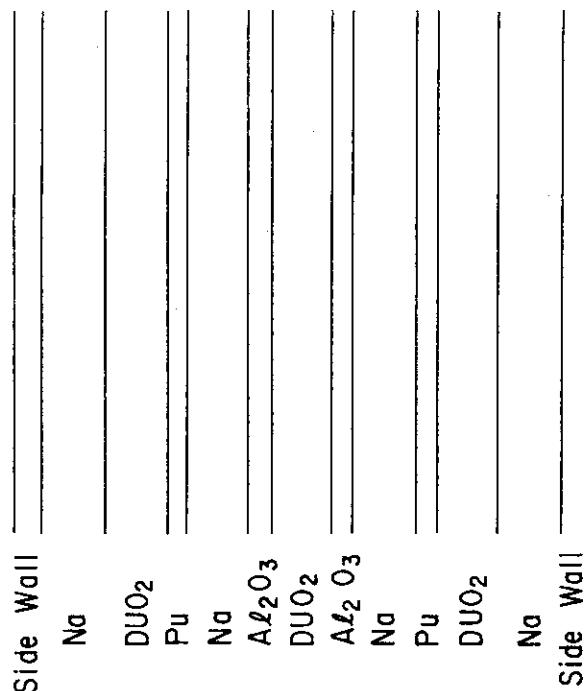


Fig.3.2 Cell Model for the Core Zone of T2B2 Drawer

4. 臨界特性

FCA XII-1 標準体系において臨界特性を測定した。本章では測定内容と測定結果について述べ、臨界特性データの詳細については Appendix B に記述する。

4.1 臨界特性実験

臨界特性実験は標準体系での基準反応度を定めること、および温度効果、集合体密着面間隙効果等以後の実験に必要なデータを得ることを目的として、標準体系が定まると直ちに行なわれる。XII-1 集合体では臨界特性実験として

(i) 制御棒較正

に続いて

(ii) 体系の未臨界度

(iii) 密着面間隙効果

(iv) 密着面ステンレス効果

(v) 温度効果

(vi) ドロワー置換反応度

の測定を行なった。

制御棒較正 反応度測定の基準となる単位反応度 ρ_0 を定め、制御棒位置から反応度を読み取るために必要な測定である。単位反応度 $1 \rho_0$ は臨界状態の体系に安全棒 1 本を 50.0 mm の位置から完全挿入することにより生ずる反応度と定める。この単位反応度を用いて臨界法により制御棒較正を行なった。

ρ_0 単位から $\Delta K/K$ 単位への変換 臨界状態にある体系に $1 \rho_0$ の反応度を印加し出力倍増時間 T_d を測定する。XII-1 集合体では $T_d = 68.8 \pm 0.3$ sec である。また実効遅発中性子割合 β_{eff} は遅発中性子データとして Tomlinson の評価値を用い、2 次元 R-Z 計算モデルと JFS-3-J 2 セットを使用して拡散理論に基づく摂動計算により求めた。XII-1 集合体標準臨界体系では $\beta_{eff} = 0.00519$ である。 β_{eff} が一般の高速炉体系に比べて大きな値となるのは、ドライバー領域に濃縮ウランを使用したためである。

出力倍増時間および実効遅発中性子割合から $\rho_0 = 0.0452 \% \Delta K/K$ を得た。

体系の未臨界度 体系にはプルトニウム燃料に含まれる Pu-240 の自発核分裂による中性子源が存在し、無限大出力でない限り、常に見かけ上の臨界点は真の臨界点からずれた未臨界状態にある。通常反応度測定を行なう 1 W オーダーの出力状態では体系は約 $0.1 \rho_0$ 未臨界状態にあり、上記単位反応度を定めるにあたっては、この未臨界度を考慮する必要がある。

密着面間隙効果 1/2 集合体密着面には左右集合体の間隙が 0.5 ± 0.3 mm あり、またドロワー前端面にはステンレス板 (0.8 mm 厚) があるため、左右の燃料は密着状態でも相互に 2.1 mm 離れた状態にある。体系計算モデルで間隙とステンレスを取り入れることには多くの困難があるため、

実験により間隙を無くし、ステンレスを取り去った場合の補正值を求めるのが密着面間隙効果と次に示すステンレス効果である。この効果を考慮することにより、計算では燃料が体系中心で密着したモデルをとることができる。測定方法は左右 $1/2$ 集合体の間隙をmm単位で変えてその反応度変化を測定し、その外挿から左右の集合体の燃料が中心面で密着した時の反応度を評価した。

密着面ステンレス効果 ドロワー前端面ステンレス板を除いたことによる反応度価値を実験的に評価した。ドロワー前端 $1Z$ の位置でステンレス板の反応度価値の径方向分布を測定し、その測定値から前端面ステンレス板を取り除いた反応度価値を評価した。

温度効果 集合体温度は体系内 6 点で測定し、平均値から反応度に対する温度補正を行なう。炉室内空調温度の設定値を変え、平衡状態に達した温度点 2 点で臨界点を測定し、両者の反応度差から温度係数を求めた。

ドロワー置換反応度 臨界特性試験ではタイプの異なるドロワー相互の差し換えを行ない、ドロワー置換反応度を測定した。測定の目的は標準体系の炉特性を把握すること、および実験体系を 2 次元円筒モデルで模擬する場合、実効増倍率の実験値を周辺質量係数と制御・安全棒特異性により補正する必要がある（制御・安全棒特異性の効果は計算モデルにより必ずしも必要ではない）。ドロワー置換反応度の測定値を用い質量係数を評価した。

質量係数を用いてテスト領域とドライバー領域の境界およびドライバー領域と径方向ブランケット領域を円筒形に模擬した場合の反応度変化を評価した。制御・安全棒特異性は、制御・安全棒を周辺のドライバードロワーに置換した場合の反応度価値であり、 $XII-1$ 集合体では制御・安全棒と PD81B との置換による値である。以上の臨界特性の測定結果を Table 4.1 に示す。

軸方向および径方向ブランケットの外側には空の格子管が存在し、中性子の散乱効果が考えられるが予備計算で体系周辺に格子管を模擬した領域を設けた体系と取り除いた体系で計算した結果、臨界性および中心軸核特性への影響は無視できることが示されたので、格子管の影響は実験的には評価していない。またドロワー置換反応度の測定結果は Appendix B に記述した。

4.2 臨界性の解析

実験体系を模擬した 3 次元 X-Y-Z 体系を用い、25 群群定数および異方性拡散係数を使用した拡散計算により実効増倍率の基準値を計算した。計算モデルでは燃料は中心面で密着し、制御・安全棒は全挿入状態とした。この基準値に対して輸送効果、およびメッシュ効果を補正值として加えた。70 群から 25 群への群縮約効果は、予備解析において小さいことが示されたので補正值から省いた。輸送効果の補正係数は 2 次元 R-Z 体系モデルと 25 群群定数を用い S_N 法に基づく輸送計算と拡散計算による体系計算の結果から求めた。輸送計算では角度分点を S_8 とし、弹性散乱断面積は P_0 成分をとりこれに $1-\mu$ の補正を加えた。 $XII-1$ 集合体では角度分点を $N=4$ から $N=8$ に上げると実効増倍率は $0.146\% \Delta K/K$ 小さくなるが、それ以上分点を増やしても変化は小さい。輸送補正係数を求めるための拡散計算では輸送断面積の逆数から求めた等方拡散係数を使用した。メッシュ効果は 2 次元 R-Z 体系計算から無限メッシュに対応する値を補正係数として求めた。臨界特性の解析結果を Table 4.2 に示す。

臨界性に関してはドライバーの寄与が大きいため、軸方向均質炉心の特性を直接には議論する

ことができないことに留意する必要がある。計算値は約 0.5 % 実効増倍率を過大評価する。JFNDL-2 を用いた ZPPR-9 集合体での模擬実験の解析では、計算値は実効増倍率を 0.15 %△K/K 小さく評価しており XII-1 集合体の解析とは傾向が異なる。実効増倍率での 0.5 % の差は核設計に及ぼす影響が大きいため、今後さらに解析上の検討を必要とする。輸送補正值は 0.92% と大きな値をとり、これは体系が小さいため中性子の漏れの項が大きいためである。

次に 2 次元 R-Z 体系で計算した 70 群中性子スペクトルを内部プランケット中心と炉心中心および軸方向プランケット中心の 3 点で比較し Fig. 4.1 に示し、同じく随伴中性子束の比較を Fig. 4.2 に示す。内部プランケットで中性子スペクトルがシフトした状態および随伴中性子束の底部の位置の移動と傾きの変化が観測される。

Table 4.1 Criticality in FCA Assembly XII-1

(Unit ρ_0)

Excess reactivity (as built)	1.182 ± 0.036
Correction	
Subcriticality	-0.119 ± 0.003
Gap effect	1.240 ± 0.200
SS effect at midplane	-0.223 ± 0.007
	2.080 ± 0.203
$K_{eff}^{(a)}$	1.00094 ± 0.00009

(a) $\rho_0 = 0.0452 \% \Delta k/k$ Table 4.2 Calculation Results for Criticality of
FCA Assembly XII-1

<u>Calculation</u>	
Base Calculation K_{eff}	0.9993
Transport Correction	0.0092
Mesh Effect	-0.0022
Corrected K_{eff}	1.0063
<u>Experiment^(a)</u>	1.0009
<u>C/E</u>	1.0053

(a) for 3D X-Y-Z Model

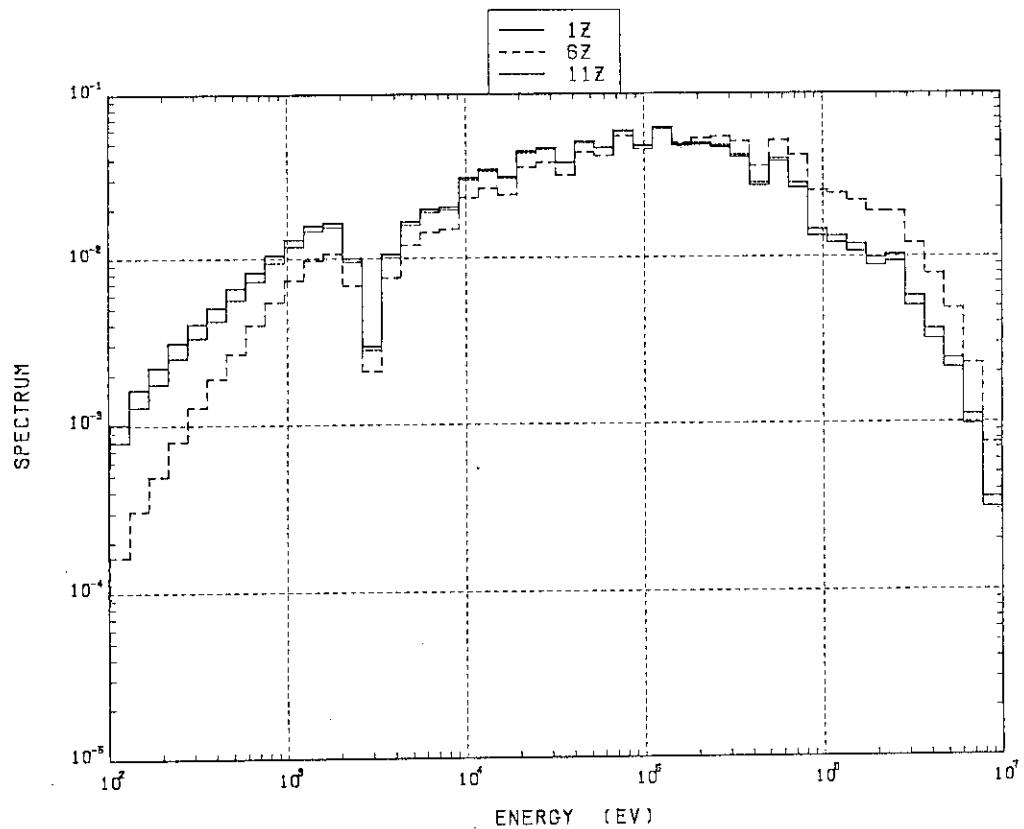


FIG. 4.1 COMPARISON OF NEUTRON SPECTRUM AT IB.CORE AND AB IN FCR XII-1

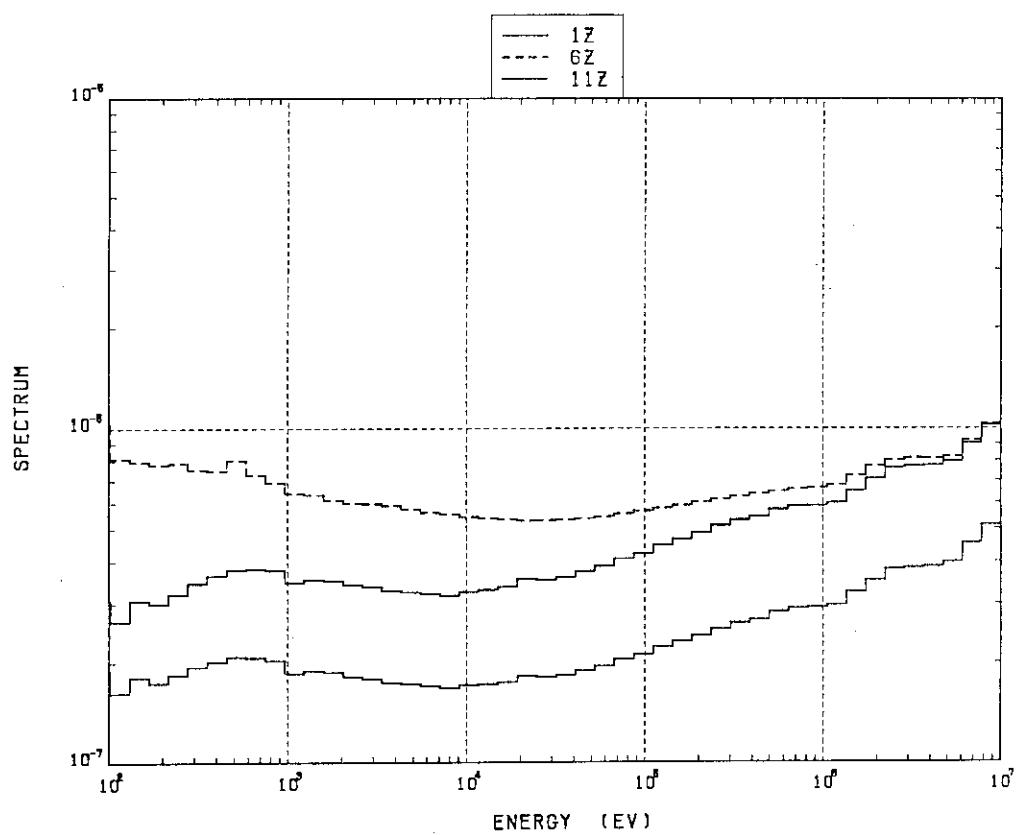


FIG. 4.2 COMPARISON OF ADJOINT FLUX AT IB.CORE AND AB IN FCR XII-1

5. ナトリウムボイド反応度価値とサンプル反応度価値

軸方向非均質炉心では中心にブランケットが存在するため、内部ブランケットから炉心部への軸方向核特性の変化を捉えることは炉心特性を研究する上で重要な課題である。XII-1集合体では物質板の置換反応度を測定することにより、ボイド反応度価値およびサンプル反応度価値の軸方向分布を測定した。ボイド反応度価値の実験では臨界標準体系を基準炉心として、テスト領域中心部9本(3×3)のドロワーのナトリウム板をステンレスボイド板に置換し、基準炉心の反応度差を測定する。ボイド板に置換する位置を中心1Zから順に軸方向に移動させることにより、ボイド反応度価値の軸方向分布を1パックごとに測定した。1パックごとの測定に加えて軸方向にボイド領域を拡大した体系での測定を行なった。サンプル反応度価値の測定は、物質板を置換したことによる反応度変化を測定しており、1パックごとの軸方向分布を測定した。測定した物質板はPu-239を主な核種とするPU(92), U-238を主な核種とするDUO₂およびステンレスと天然ボロンB₄Cである。

解析は拡散理論に基づく摂動計算により基準値を求め、これに輸送効果の補正を加えた。

この章では測定項目ごとに測定方法と測定結果および解析について記述する。また章の終わりで解析上の問題点として検討したセルモデルの効果について述べる。

5.1 ナトリウムボイド反応度価値の測定

炉心中心に内部ブランケットが存在する軸方向非均質炉心ではブランケットと炉心境界での中性子の漏れの効果、あるいは中性子スペクトルや中性子インポータンスの変化がボイド反応度価値に影響すると考えられる。XII-1集合体の実験ではボイドは炉心の上半分のみで発生すると想定し、集合体の片側(F側)でのボイド反応度価値を測定した。

テスト領域中心部9本のドロワーに装填されたナトリウム板をステンレス板に置換した体系を作りその反応度を測定し、基準体系との反応度差からボイド反応度価値の実験値を得た。単位セルには4枚のナトリウム板があり、4枚全てをボイド板に置換し、軸方向分布の測定ではその置換位置を1パックごとに軸方向に移動させた。除去されたナトリウムの量は1パックあたり407.2gである。ナトリウム板はステンレスにより被覆されているがこのステンレス被覆とボイド板のステンレスの量はボイド反応度価値の測定においてほぼ等価と考えてよい。ナトリウムボイド反応度価値測定体系のX-Y断面図をFig.5.1に示す。1パックごとの軸方向分布の測定に続いてボイド領域を軸方向に拡大したボイド反応度価値を測定した。これは1パックごとの測定値の加算性を見ることあるいはボイド反応度価値の絶対値を大きくとることにより測定精度を上げる目的でボイド領域を設定した。各ボイド反応度価値の測定回数は1回であり、その測定精度についてはAppendix Cに記述する。ボイド反応度価値を ρ_0 単位でTable 5.1に示し、1パックごとのボイド反応度価値の軸方向分布をFig. 5.2に示す。内部ブランケットが存在するため、炉心のボイド反応度価値が境界付近で平坦になる傾向があり、XII-1集合体で測定した均質炉心の

中心にむかってなだらかに上昇する分布とは異なる軸方向非均質炉心の特徴的な分布を示す。この傾向は内部ブランケットの厚さを変えることにより変化し、VII-3集合体での実験では内部ブランケット厚を厚くすることによりさらに境界付近でボイド反応度価値が下がることが報告されており、今回の実験計画でも、この効果を検討する予定である。炉心から軸方向外側にむかってボイド反応度価値は減少し、中心から 35 cm の付近でゼロとなり、それ以降負の値を示す。これは炉心から軸方向への中性子の漏れの効果が影響している。内部ブランケットのボイド反応度価値は炉心部より高い値をとり、中心に向かって上昇する傾向を示す。

次に複数のパックをボイドにした測定値と 1 パックごとの測定値を比較し Table 5.2 に示す。全体的な傾向として、ボイド領域を大きくすると、小領域ボイドの値を加算した値よりも、ボイド反応度価値が負側の値をとる傾向がみられる。2 パックボイドの値を比較すると、炉心中心部と内部ブランケット領域など比較的中性子の漏れの効果の小さい所では、加算した値と 2 パックボイドの値は一致するが、炉心外側から軸方向ブランケット領域にかけて、ボイド反応度価値が負になる所では、両者の一致はくずれる。また中心から次第にボイド領域を拡大し、13 パックまでボイドにすると両者の差は $0.061 \rho_0$ (-16.3%) となり、1 パックごとの反応度価値を加算するという摂動的な扱いが成り立たないことを示している。両者の差の内訳をみると炉心部中心から内部ブランケット領域(1Z-8Z)での差が $0.014 \rho_0$ 、炉心外側部分から軸方向ブランケット(9Z-13Z)の差が $0.038 \rho_0$ となり外側領域からの寄与が大きいことがわかる。

5.2 ナトリウムボイド反応度価値の解析

1 パックごとに測定したボイド反応度価値の軸方向分布はボイドが小領域であることから 1 次摂動計算によりボイド反応度価値を計算した。ナトリウム板をステンレスボイド板に置換した領域の実効断面積は、基準体系の場合と同様、衝突確率法に基づくセル計算により求めた。セルモデルにおいてステンレスボイド板の領域には、被覆のステンレスをボイドを含む板全体の体積で均質化した原子数密度を適用した。体系計算は実験体系を模擬した 2 次元 R-Z 計算モデルと、70 群実効断面積を用いた拡散計算により行った。ボイド反応度価値は拡散理論に基づく体系計算により基準値を求め、これに輸送効果の補正を加えた。補正計算では 25 群に縮約した実効断面積を用い S_N 法に基づく体系計算と摂動計算により、ボイド反応度価値を計算し、これと 25 群拡散計算の結果から補正值を求めた。計算値は実験値と比較するため、先に求めた係数を用いて、 $\Delta K/K$ 単位から ρ_0 単位に変換した。ナトリウムボイド反応度価値の解析結果を Table 5.3 に示す。計算値は内部ブランケット部で約 5% (ボイド反応度価値を) 過小に評価し、炉心部で 10% ~ 15% 程度過大に評価する結果となった。輸送補正值についてみると内部ブランケットで計算値を下げる方向に、炉心部で計算値を上げる方向に作用することがわかる。また炉心部の内部ブランケットに隣接した 3 パックでは補正值が炉心部と内部ブランケットの中間の値をとる。以上の結果からナトリウムボイド反応度価値の解析では、C/E 値が内部ブランケットと炉心とで過少評価、過大評価と逆の傾向を示し、輸送補正量も内部ブランケットと炉心では大きく異なることが明らかとなった。

5.3 サンプル反応度価値の測定

基準臨界体系においてサンプル反応度価値を測定した。サンプル反応度価値実験はドロワー内の特定の位置で、物質板を置換した体系の反応度を測定し、基準体系の反応度との差からそれらの物質が体系内に加えられた時の反応度価値を求めた。測定したサンプルはPU(92), DUO₂, ステンレスおよびB₄Cである。そして物質板を置換する位置を移動させることにより、サンプル反応度価値の軸方向および径方向分布を測定した。置換した物質板の量は基準体系の中性子場を乱すことのないようできるだけ少量であること、また要求される測定精度を満足する反応度変化を生ずることを判断基準として最適化した。使用したサンプルの組成と置換した量をTable 5.4に示す。

測定は全て $\frac{1}{2}$ 集合体の片側(F側)で行った。最初にサンプル反応度価値の軸方向分布の測定について述べる。

PU(92)はFCAの標準的プルトニウム燃料板であり、ステンレスの被覆がある。炉心部では中心ドロワー1本の1パックのセル当たり2板の燃料板をステンレス板に置換し、内部および軸方向ブランケットはアルミナ板2板の位置での燃料板とステンレス板の置換反応度価値を測定した。

内部ブランケットから炉心の中央部までの範囲の測定誤差は約1%である。

DUO₂反応度価値は中心ドロワーの上下および左右4本のドロワーで、1パックのセル当たりDUO₂板2枚をステンレス板に置換する。次にステンレス板をステンレスボイド板に置換することによりステンレスの反応度価値を測定する。ステンレスの反応度価値を用いてDUO₂とステンレス板の置換反応度からステンレス板の反応度価値を除く補正を行うことによりDUO₂正味の反応度価値を定める。内部ブランケットから炉心中央部までの範囲の測定誤差は約1.5%でありPU(92)サンプルと同程度の測定精度である。

以上の測定方法から明らかなようにステンレス板の反応度価値はDUO₂の測定と同時に得られる。測定誤差は燃料サンプルより悪く内部ブランケットから炉心中心部まで約5%である。SSサンプルの測定誤差はDUO₂の測定精度に影響を及ぼすが、内部ブランケットから炉心中央部にかけての範囲では、その影響は2次的であり1%以下であるためDUO₂の誤差評価ではSSサンプルの測定誤差を考慮していない。

B₄C反応度価値は中心のドロワー1本の1パックごとのセルについてDUO₂板の装填位置で天然B₄C板2枚とステンレスボイド板の置換反応度を測定し求めた。テスト領域の炉心およびブランケットセルについて、サンプルワース測定位置をFig. 5.3に示す。サンプル反応度価値の軸方向分布の測定値をTable 5.5に示し、PU(92), DUO₂およびSSのサンプル反応度価値の軸方向分布を比較しFig. 5.4に示す。ただし、DUO₂とSSの反応度価値は負の値であるが、図の中にはその絶対値を示した。

炉心と内部ブランケットの境界付近から内部ブランケット中心にむかって反応度価値の分布が平坦化することがわかる。これは内部ブランケットが存在するためであり、軸方向非均質炉心の特徴的な核特性である。PU(92)とDUO₂の分布は、符号は逆であるが、比較的良く似た分布形を示す。DUO₂の方が炉心部においてやや盛上りが見られる。

次にPU(92)サンプル反応度価値の分布と²³⁹Pu(n,f)反応率分布を比較した。反応率分布は炉

心中心部で反応度価値の値と一致するように規格化した。

結果をFig. 5.5に示す。反応率分布と比べ、反応度価値は内部ブランケットでさらに平坦化することがわかる。同様の比較をDUO₂サンプル反応度価値と²³⁸U(n,r)反応率分布について行った。結果をFig. 5.6に示す。

天然B₄Cサンプルの反応度価値は内部ブランケットでは炉心部より20%程度の下降がみられるが、炉心および内部ブランケットにおいて各測定点相互の変化量が小さく、これが制御棒微分反応度を小さくすることに寄与していると考えられる。

次にサンプル反応度価値の径方向分布について述べる。径方向分布は、軸方向非均質炉心の核特性を覚えるという観点からは少しそれぞれが、XII-1集合体の核特性を把握するために必要なデータであり、PU(92)サンプル反応度価値について測定した。測定は軸方向2点について行い内部ブランケットの中心第1パックと炉心中心の第6パックにおいて、体系横方向中心軸に側い、左右2本のドロワーから1パックのセル当たりPU(92)2枚の置換反応度を測定した。置換したPU(92)サンプルの量は軸方向分布が2枚であったのに対して4枚である。結果をTable 5.6に示す。

5.4 サンプル反応度価値の解析

サンプル反応度価値の解析は軸方向分布については、実験体系を模擬した2次元R-Z計算モデルを用い、拡散理論に基づく摂動計算により反応度価値を計算し、これに輸送補正を加えた。使用した群定数は70群である。PU(92)およびB₄Cサンプルの計算では、ドロワー1本に相当する領域を計算体系の中心部に設定し、これを1パックごとに区分して、それぞれの区分で反応度価値を求めた。DUO₂およびSSサンプルについては4本のドロワーにより測定を行ったので、周辺ドロワーを含む9本のドロワーに相当する領域で計算を行いこれに体積比4/9を乗じて反応度価値を求めた。置換したサンプルの実効断面積は、セル計算により求めたが、計算体系は物質板を置換したセルの両側を標準ドロワーの組成を均質にした領域ではさんだスーパーセルモデルを使用した。これは置換したドロワーは周囲を標準ドロワーで囲まれており、この影響をセル計算において考慮するためであり、その詳細についてはこの後5.5節で述べる。

輸送補正係数は2次元R-Z体系と25群群定数を用い、S_N法による体系計算と摂動計算を行い、その結果と25群拡散計算の結果から求めた。PU(92)サンプル反応度価値軸方向分布の結果をTable 5.7に示す。計算値はPU(92)の反応度価値を過少に評価する傾向があり、その値は炉心部で約5%，内部ブランケットで7%～8%である。内部ブランケットと炉心境界で炉心側の1パック目(3Z)は他の炉心部とは異なる特異な値となっている。輸送効果は炉心部で約3%，内部ブランケットで8%～9%の補正值であり、内部ブランケットでの補正効果が大きい。

次にDUO₂サンプル反応度価値軸方向分布の結果をTable 5.8に示す。計算結果は、DUO₂サンプル反応度価値を内部ブランケットにおいて約5%過少に評価する。炉心部のC/E値は1.0に近い値となるが、3Zは約4%過少評価し、内部ブランケット部に近い値を示す。輸送補正是炉心ではほとんど影響が無く、内部ブランケットで約5%である。

PU(92)およびDUO₂軸方向分布の解析では、計算値は実験値を過少に評価しその度合は炉心

領域に比べ内部ブランケット部でより顕著である。この傾向は拡散計算の段階でははっきりとは現れないが輸送補正を加えることにより、明確になる。軸方向非均質炉心の核特性の解析においては、輸送効果の補正が重要であることを示している。

これは炉心から内部ブランケットへの中性子の漏れを精度良く評価する必要があることを意味している。SSサンプル反応度価値の計算値は内部ブランケット 1,2 Z と炉心 3 Z で 5% ~ 10% 実験値を過小評価し、3 Z を除く炉心部では 3% ~ 10% 過大評価する。結果を Table 5.9 に示す。B₄C サンプル反応度価値の計算値は内部ブランケットから炉心部まではほぼ一様に過大評価するが、その値は約 3% 程度であり、計算値と実験値は他の反応度価値と比べ比較的よい一致を示す。結果を Table 5.10 に示す。

以上 XII-1 集合体で測定したサンプル反応度価値の中心軸方向分布について解析した。高速炉体系の核特性評価において重要な²³⁹Pu および²³⁸U において計算値と実験値に 5% ~ 10% の不一致がみられ、内部ブランケットでの不一致が顕著であること、内部ブランケットと炉心で異なる傾向を示すことが明らかになった。内部ブランケット核特性評価については、実験では厚さあるいは組成を変えた体系での測定、計算では炉心からの中性子の流れ込みを評価するなど実効断面積作成手法の見直し、等 C/E 値を改善するための努力が必要である。

径方向分布反応度価値は 2 次元 R-Z 計算モデルによる体系計算と 1 次摂動計算により解析した。2 次元 R-Z 体系は実験体系各領域の体積を保存したモデルを使用し、反応度価値の計算では測定したドロワーの中心軸からの距離に等しい位置での値を求めた。この手法では体系の臨界性は保存されるが炉心とプルトニウムドライバーおよびプルトニウムドライバーとウランドライバー境界の形状を正しく計算に取入れることはできない。しかし、XII-1 集合体は比較的円筒形に近い形状をしているので、サンプル反応度値に関しては充分な精度を持つ計算ができると考える。径方向分布は内部ブランケット中心 1 Z と炉心中央 6 Z で測定しており、1 Z の反応度価値の計算は評準の R-Z 計算モデルを使用した。6 Z の計算はプルトニウムドライバー領域が複数種のドロワーで構成され、反応度価値の測定はそのうち PD81B と PUDB ドロワーの 2 種類で行っているためこの領域の扱いが標準モデルと異なる。すなわち 6 Z に相当する部分を円盤状にとり、プルトニウムドライバー領域を径方向に分割してテスト領域に近い部分に PD81B ドロワー、残りの部分に PUDB ドロワーを模擬した領域を設定した。R-Z モデルを Fig. 5.7 に示す。標準モデルと 6 Z 計算モデルとの実効増倍率の差は 0.1% 4K/K であり、サンプル反応度価値への影響は無視できる。

以上の計算により求めたサンプル反応度価値を基準値として、これに輸送計算による補正を加えた。補正係数は前述の R-Z 計算モデルと 25 群群定数を用い、S_N 法による輸送計算と等方拡散係数を用いた拡散計算の結果から求めた。1 Z および 6 Z のサンプル反応度価値の結果を Table 5.11 と Table 5.12 に示す。

炉心中央 6 Z の分布は中心で計算値が約 5% 実験値を過小に評価し、軸方向分布の時と同様の値である。測定位置がテスト領域を径方向に移動するにつれて C/E 値は次第に大きくなり、プルトニウムドライバーとの境界では、1.0 を超える。PD81 ドロワーでは 2.2% 過大に評価するが、PUD ドロワーおよびウランドライバー領域に向って、再び下降しウランドライバーでは 7% 過小評価となる。

内部ブランケット中心 1Z では全体に計算値が実験値を過小に評価し、その値は最大 7 %である。1Z の分布においても C/E 値は内部ブランケット内を径方向に移動するにつれて上昇する傾向がみられ、内部ブランケットとウランドライバーの境界では 1.0 となる。

5.5. スーパーセルモデルの効果

ナトリウムボイド反応度係数とサンプル反応度係数の計算において物質板を置換した領域の実効断面積を計算する際のセル計算において、単一セルモデルとスーパーセルモデルを用いた計算を行い、セルモデルの違いによる反応度係数への影響を調べた。

模擬物質板を置換したセル（置換セル）のセル平均実効断面積は置換セル周辺のセルの中性子スペクトルに支配されている。よって、置換セルのセル平均実効断面積は置換セルの両側に周辺セルを配置したセルモデル（スーパーセルモデル）により計算した。各セルの中性子の最大平均自由行程が約 10 cm であることから、置換セル（約 5 cm 幅）の両側に 10 cm 幅の周辺セルを配置したモデルを用いた。

Table 5.13 に、置換セルの計算モデルとしてスーパーセルモデルを用いた時と単一セルモデルを用いた時の各種ワース分布の計算値（70 群非等方拡散近似計算）を示す。

Pu(92), DUO₂, B₄C のサンプルワースにおける両モデルを用いた計算値間の相異は小さいが、SS と Na ボイドワースにおいて相異がみられる。SS と Na ボイドワースのスーパーセルモデルの値は単一モデルの値に比し、炉心部で 5 ~ 10 % 大きなワース値を示す。

Table 5.1 Axial Distribution of Sodium
Void Worth at Central 3 X 3
Drawers in FCA Assembly XII-1

(Unit : ρ_0)		
Region	Position	Void Worth
(1) Internal	1Z	0.113 ± 0.005
(2) Blanket	2Z	0.101 ± 0.005
(3)	3Z	0.039 ± 0.005
(4)	4Z	0.084 ± 0.005
(5)	5Z	0.080 ± 0.005
(6) Core	6Z	0.059 ± 0.005
(7)	7Z	0.026 ± 0.005
(8)	8Z	-0.011 ± 0.005
(9)	9Z	-0.054 ± 0.005
(10)	10Z	-0.056 ± 0.005
(11) Axial	11Z	-0.031 ± 0.005
(12) Blanket	12Z	-0.014 ± 0.005
(13)	13Z	-0.012 ± 0.005

$\rho_0 = 0.0452 \text{ \% } \Delta K/K$

Table 5.2 Comparison of Zone Void and One Pack
Void Worth in FCA Assembly XII-1

Position	Zone Void	One Pack Void	(%)
1Z - 2Z	0.208	0.214	-2.8
3Z - 4Z	0.169	0.173	-2.3
5Z - 6Z	0.135	0.139	-2.9
7Z - 8Z	0.009	0.015	-40.0
10Z - 11Z	-0.104	-0.087	19.5
1Z - 4Z	0.386	0.387	-0.3
1Z - 8Z	0.527	0.541	-2.6
1Z - 13Z	0.313	0.374	-16.3
5Z - 8Z	0.143	0.154	-7.1
9Z - 13Z	-0.205	-0.167	22.8

$\rho_0 = 0.0452 \text{ \% } \Delta K/K$

Table 5.3 Calculation Result for Axial Distribution of Sodium Void
Worth in FCA Assembly XII-1

Position	Base Cal. T.C.	Corrected			C-E	C/E	
		Non-Leak.	Leak.	Total			
1Z	0.117	0.915	0.107	0.001	0.107	-0.006	0.948
2Z	0.105	0.914	0.107	-0.010	0.096	-0.005	0.953
3Z	0.085	0.976	0.094	-0.010	0.083	-0.005	0.934
4Z	0.088	1.034	0.090	0.001	0.091	0.007	1.093
5Z	0.083	1.060	0.084	0.004	0.088	0.003	1.102
6Z	0.062	1.129	0.076	-0.006	0.070	0.011	1.186
7Z	0.026	1.461	0.065	-0.028	0.038	0.012	1.467
8Z	-0.018	0.111	0.056	-0.057	-0.002	0.009	0.142
9Z	-0.062	0.694	0.044	-0.086	-0.043	0.011	0.789
10Z	-0.066	0.727	0.035	-0.084	-0.048	0.008	0.864
11Z	-0.043	0.721	0.023	-0.054	-0.031	0.0	1.000
12Z	-0.026	0.692	0.014	-0.032	-0.018	-0.004	1.289
13Z	-0.015	0.667	0.003	-0.018	-0.010	0.002	0.864

$\rho_0 = 0.0452 \text{ \% } \Delta K/K$

Base Cal. : first order perturbation calculation based on diffusion theory.

T.C. : transport correction factor.

Table 5.4 Data of Material used on Sample Worth Measurement

PU(92)
 Dimension (inch) 2-2-1/16

Isotope	Weight (g)
^{239}Pu	32.119
^{240}Pu	2.843
^{241}Pu	0.268
Cr	1.79
Fe	7.51
Ni	1.01
Al	0.52

DUO₂
 Dimension (inch) 2-2-1/4

Isotope	Weight (g)
^{235}U	0.281
^{238}U	140.089
O	18.864

SS
 Dimension (inch) 2-2-1/4

Isotope	Weight (g)
Cr	23.53
Fe	89.29
Ni	11.62

SS Void
 Dimension 2-2-1/4

Isotope	Weight (g)
Cr	4.16
Fe	16.68
Ni	3.21

B₄C
 Dimension 2-2-1/4

Isotope	Weight (g)
^{10}B	4.16
^{11}B	18.56
Cr	7.29
Fe	28.25
Ni	3.40

Table 5.5 Axial Distributions for Sample Worth Measured IN FCA
Assembly XII-1

Position	PU(92)	DU02	SS	NAT.B4C	(unit : ρ_0)
1Z	0.241 ± 0.003	-0.248 ± 0.004	-0.077 ± 0.004	-0.419 ± 0.003	
2Z	0.242 ± 0.003	-0.252 ± 0.004	-0.083 ± 0.004	-0.449 ± 0.003	
3Z	0.245 ± 0.003	-0.259 ± 0.004	-0.082 ± 0.004	-0.505 ± 0.003	
4Z	0.244 ± 0.003	-0.261 ± 0.004	-0.035 ± 0.004	-0.523 ± 0.003	
5Z	0.239 ± 0.003	-0.251 ± 0.004	-0.033 ± 0.004	-0.510 ± 0.003	
6Z	0.223 ± 0.003	-0.220 ± 0.004	-0.066 ± 0.004	-0.472 ± 0.003	
7Z	0.195 ± 0.003	-0.167 ± 0.004	-0.043 ± 0.004	-0.405 ± 0.003	
8Z	0.155 ± 0.003	-0.108 ± 0.004	-0.011 ± 0.004	-0.329 ± 0.003	
9Z	0.123 ± 0.003	-0.038 ± 0.004	0.026 ± 0.004	-0.228 ± 0.003	
10Z	0.039 ± 0.003	-0.003 ± 0.004	0.038 ± 0.004	-0.146 ± 0.003	
11Z	0.061 ± 0.003				

$\rho_0 = 0.0452 \pm \Delta K/K$

Table 5.6 Radial Distribution of Pu(92)
Sample Worth in FCA Assembly
XII-1

(Unit : ρ_0)	
at Center of Internal Blanket (1Z)	
Drawer Position	Worth
F126-25 / F126-27	0.461 ± 0.004
F126-24 / F126-28	0.457 ± 0.004
F126-23 / F126-29	0.452 ± 0.004
F126-22 / F126-30	0.435 ± 0.004
F126-21 / F126-31	0.414 ± 0.004
F126-20 / F126-32	0.380 ± 0.004
F126-19 / F126-33	0.320 ± 0.004
F126-18 / F126-34	0.240 ± 0.004

at Middle of Core (6Z)

F126-24 / F126-28	0.435 ± 0.004
F126-22 / F126-30	0.432 ± 0.004
F126-21 / F126-31	0.423 ± 0.004
F126-20 / F126-32	0.405 ± 0.004
F126-19 / F126-33	0.356 ± 0.004
F126-18 / F126-34	0.268 ± 0.004

$\rho_0 = 0.0452 \pm \Delta K/K$

Table 5.7 Calculation Result for Axial Distribution
of PU(92) Sample Worth in FCA XII-1

Position	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
1Z	0.244	0.909	0.222	0.920
2Z	0.244	0.921	0.225	0.930
3Z	0.237	0.954	0.226	0.919
4Z	0.239	0.970	0.232	0.950
5Z	0.234	0.974	0.228	0.954
6Z	0.217	0.972	0.211	0.947
7Z	0.189	0.972	0.184	0.944
8Z	0.154	0.971	0.149	0.952
9Z	0.117	0.952	0.111	0.903
10Z	0.095	0.931	0.079	0.885
11Z	0.055	0.922	0.051	0.833

$\rho_0 = 0.0452 \pm \Delta K/K$

Base Cal. : first order perturbation calculation
based on diffusion theory.

T.C. : transport correction factor.

Table 5.8 Axial Distribution of DUO2 Sample Worth at the Core Center of FCA Assembly XII-1

Position	(Unit : ρ_0)				
	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E	C-E
1Z	-0.247	0.948	-0.234	0.945	0.014
2Z	-0.244	0.963	-0.235	0.934	0.017
3Z	-0.255	0.983	-0.250	0.966	0.009
4Z	-0.263	0.996	-0.262	1.004	-0.001
5Z	-0.252	1.005	-0.254	1.011	-0.003
6Z	-0.216	1.030	-0.223	1.012	-0.003
7Z	-0.156	1.100	-0.172	1.028	-0.005
8Z	-0.080	1.318	-0.105	0.972	0.003
9Z	-0.002	18.226	-0.036	0.959	0.002
10Z	-0.030	-0.033	-0.001	0.337	0.002

 $\rho_0 = 0.0452 \text{ % } \Delta K/K$ Base Cal. : first order perturbation calculation
based on diffusion theory.

T.C. : transport correction factor.

Table 5.9 Axial Distributions for SS Sample Worth
Measured in FCA Assembly XII-1

Position	(Unit : ρ_0)				
	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E	C-E
1Z	-0.079	0.918	-0.073	0.945	
2Z	-0.077	0.962	-0.074	0.895	
3Z	-0.075	1.033	-0.078	0.950	
4Z	-0.095	1.038	-0.089	1.032	
5Z	-0.084	1.048	-0.083	1.057	
6Z	-0.066	1.095	-0.073	1.103	
7Z	-0.034	1.365	-0.046	1.079	
8Z	0.003	-1.496	-0.012	1.101	
9Z	0.051	0.468	0.024	0.917	
10Z	0.058	0.590	0.034	0.893	

 $\rho_0 = 0.0452 \text{ % } \Delta K/K$ Base Cal. ; first order perturbation calculation
based on diffusion theory.

T.C. ; transport correction.

Table 5.10 Axial Distribution for B4C Sample
Worth in FCA Assembly XII-1

Position	(Unit : ρ_0)				
	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E	C-E
1Z	-0.455	0.946	-0.430	1.026	
2Z	-0.493	0.955	-0.471	1.043	
3Z	-0.542	0.967	-0.524	1.037	
4Z	-0.551	0.974	-0.535	1.026	
5Z	-0.532	0.979	-0.521	1.021	
6Z	-0.485	0.983	-0.477	1.010	
7Z	-0.413	0.988	-0.409	1.004	
8Z	-0.323	0.993	-0.320	0.973	
9Z	-0.228	1.001	-0.223	0.999	
10Z	-0.141	0.999	-0.141	0.965	

 $\rho_0 = 0.0452 \text{ % } \Delta K/K$ Base Cal. ; perturbation calculation based on
diffusion theory.

T.C. ; transport correction factor.

Table 5.11 Result of Radial Distribution of Pu(92) Sample Worth
at the Center in FCA Assembly XII-1

(Unit : ρ_0)

Position	Experiment	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
F126-25 / F126-27	0.461 ± 0.004	0.489	0.909	0.445	0.955
F126-24 / F126-28	0.457 ± 0.004	0.483	0.907	0.443	0.969
F126-23 / F126-29	0.452 ± 0.004	0.482	0.906	0.437	0.957
F126-22 / F126-30	0.436 ± 0.004	0.470	0.910	0.428	0.932
F126-21 / F126-31	0.414 ± 0.004	0.449	0.920	0.413	0.998
F126-20 / F126-32	0.380 ± 0.004	0.403	0.926	0.373	0.995
F126-19 / F126-33	0.320 ± 0.004	0.340	0.945	0.321	1.004
F126-18 / F126-34	0.240 ± 0.004	0.242	0.983	0.233	0.992

 $\rho_0 = 0.0452 \pm \Delta k/K$

Base Cal. : first order perturbation calculation based on diffusion theory.

T.C. : transport correction factor.

Table 5.12 Result of Radial Distribution of Pu(92) Sample Worth
at the Middle of Core Region in FCA Assembly XII-1

Position	Experiment	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
F126-24 / F126-28	0.435 ± 0.004	0.438	0.975	0.427	0.932
F126-22 / F126-30	0.432 ± 0.004	0.438	0.975	0.427	0.939
F126-21 / F126-31	0.423 ± 0.004	0.433	0.993	0.430	1.017
F126-20 / F126-32	0.405 ± 0.004	0.401	1.035	0.415	1.022
F126-19 / F126-33	0.356 ± 0.004	0.339	1.044	0.354	0.994
F126-18 / F126-34	0.268 ± 0.004	0.247	1.008	0.249	0.929

 $\rho_0 = 0.0452 \pm \Delta k/K$

Base Cal. : first order perturbation calculation based on diffusion theory.

T.C. : transport correction factor.

Table 5.13 Comparision of worth distribution between use of super cell nuclear constants and one cell nuclear constoants.

(a) Pu(92) sample worth

Region	Position*	C1**	C2***	C1/C2	C1-C2
Internal Blanket	0.50	0.244	0.239	1.021	0.005
	1.50	0.244	0.238	1.025	0.006
	2.50	0.237	0.238	0.996	-0.001
	3.50	0.239	0.239	1.000	-0.000
Core	4.50	0.234	0.234	1.000	-0.000
	5.50	0.217	0.217	1.000	0.000
	6.50	0.189	0.189	1.000	0.000
	7.50	0.154	0.153	1.001	0.000
Axial Blanket	8.50	0.117	0.116	1.001	0.000
	9.50	0.085	0.082	1.032	0.003
	10.50	0.055	0.054	1.023	0.001
	11.50	0.033	0.033	1.015	0.000
	12.50	0.019	0.018	1.013	0.000

(b) DuO₂ sample worth

Region	Position	C1	C2	C1/C2	C1-C2
Internal Blanket	0.50	-0.247	-0.247	1.000	0.000
	1.50	-0.244	-0.244	1.002	-0.000
	2.50	-0.255	-0.255	0.998	0.001
	3.50	-0.263	-0.261	1.007	-0.002
Core	4.50	-0.252	-0.250	1.008	-0.002
	5.50	-0.216	-0.215	1.007	-0.002
	6.50	-0.156	-0.156	1.003	-0.000
	7.50	-0.080	-0.082	0.975	0.002
Axial Blanket	8.50	-0.002	-0.007	0.286	0.005
	9.50	0.030	0.027	1.147	0.004
	10.50	0.024	0.021	1.124	0.003
	11.50	0.017	0.015	1.112	0.002
	12.50	0.012	0.011	1.085	0.001

(c) SS sample worth

Region	Position	C1	C2	C1/C2	C1-C2
Internal Blanket	0.50	-0.079	-0.073	1.081	-0.006
	1.50	-0.077	-0.071	1.081	-0.006
	2.50	-0.075	-0.070	1.083	-0.006
	3.50	-0.085	-0.077	1.094	-0.007
Core	4.50	-0.084	-0.076	1.099	-0.008
	5.50	-0.066	-0.060	1.101	-0.006
	6.50	-0.034	-0.030	1.118	-0.004
	7.50	0.008	0.008	1.012	0.000
Axial Blanket	8.50	0.051	0.047	1.076	0.004
	9.50	0.058	0.053	1.081	0.004
	10.50	0.040	0.037	1.084	0.003
	11.50	0.025	0.023	1.086	0.002
	12.50	0.015	0.014	1.083	0.001

* Distance from core center to sample center in pack unit (=5.08cm)

** C1 : The calculation was made with use of super cell nuclear constants

*** C2 : The calculation was made with use of one cell nuclear constants

Table 5.13 (cont.1) Comparison of worth distribution between use of super cell nuclear constants and one cell nuclear constants.

(d) B,C sample worth

Region	Position	C1	C2	C1/C2	C1-C2
Internal Blanket	0.50	-0.455	-0.459	0.991	0.004
	1.50	-0.493	-0.496	0.994	0.003
	2.50	-0.542	-0.541	1.002	-0.001
	3.50	-0.551	-0.551	1.000	0.000
	4.50	-0.532	-0.532	1.000	-0.000
Core	5.50	-0.485	-0.485	1.000	0.000
	6.50	-0.413	-0.413	1.000	0.000
	7.50	-0.323	-0.323	0.999	0.000
	8.50	-0.228	-0.228	0.998	0.000
	9.50	-0.141	-0.142	0.991	0.001
Axial Blanket	10.50	-0.081	-0.082	0.988	0.001
	11.50	-0.042	-0.043	0.988	0.001
	12.50	-0.020	-0.020	0.987	0.000

(e) Na void worth

Region	Position	C1	C2	C1/C2	C1-C2
Internal Blanket	0.50	0.117	0.109	1.073	0.008
	1.50	0.105	0.096	1.094	0.009
	2.50	0.085	0.081	1.056	0.004
	3.50	0.088	0.082	1.072	0.006
	4.50	0.083	0.077	1.078	0.006
Core	5.50	0.062	0.057	1.086	0.005
	6.50	0.026	0.024	1.113	0.003
	7.50	-0.018	-0.018	1.006	-0.000
	8.50	-0.062	-0.060	1.044	-0.003
	9.50	-0.066	-0.063	1.049	-0.003
Axial Blanket	10.50	-0.043	-0.041	1.054	-0.002
	11.50	-0.026	-0.025	1.065	-0.002
	12.50	-0.015	-0.014	1.069	-0.001

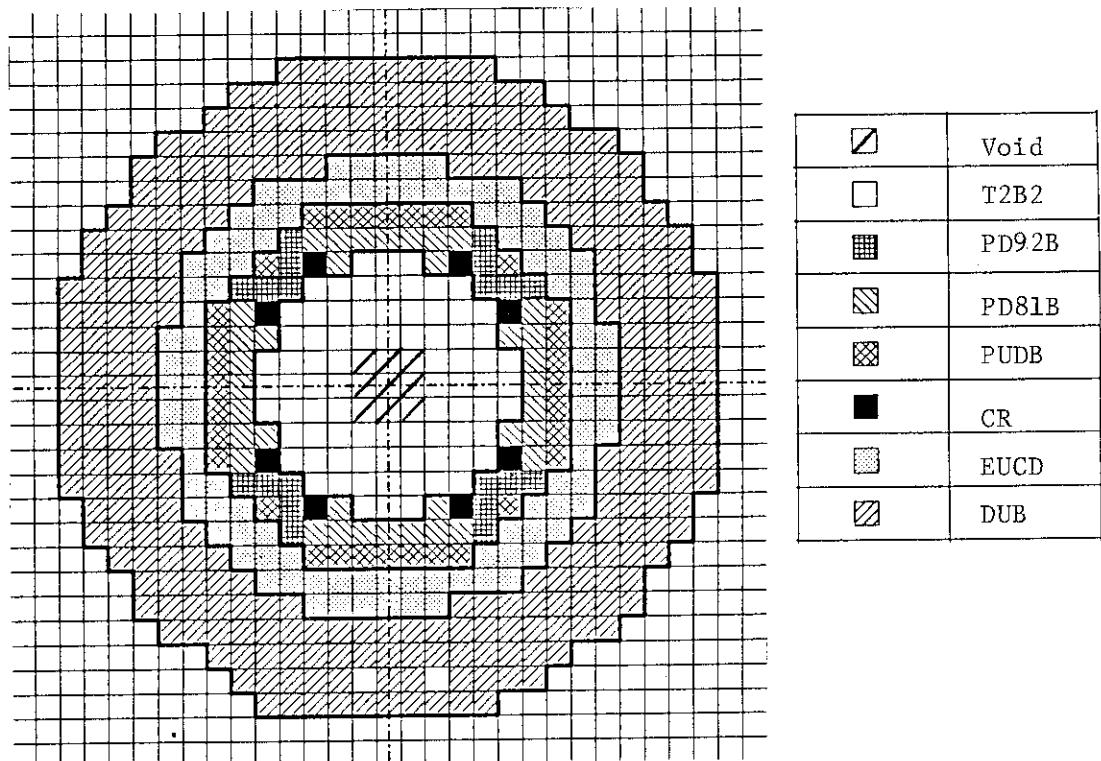


Fig. 5.1 Cross Section View of Reference Core for Sodium Void Experiment

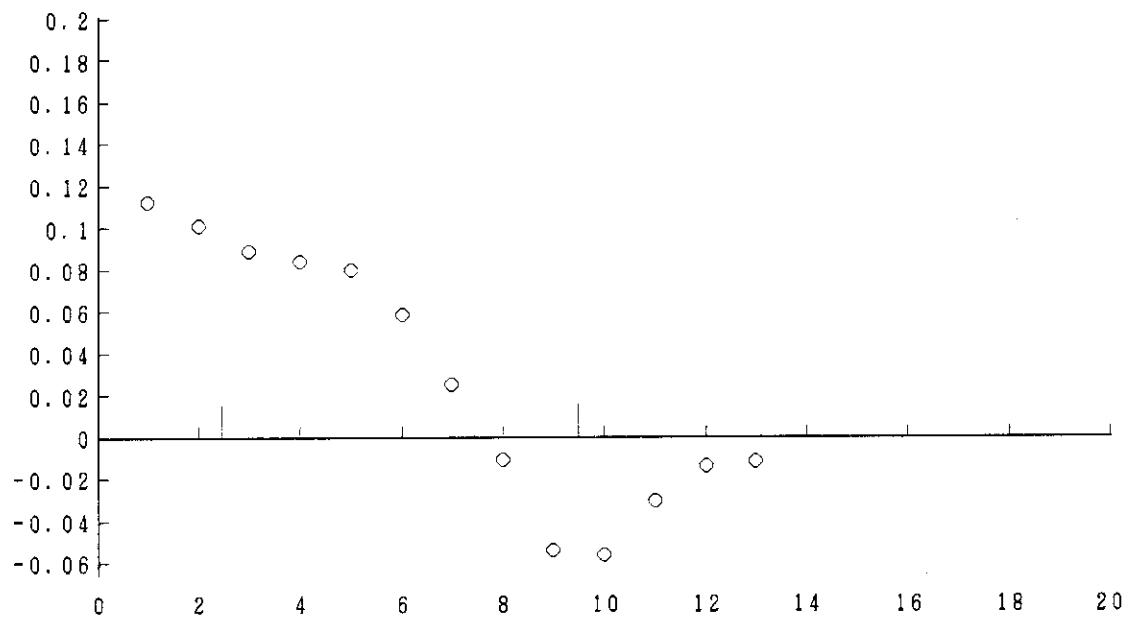
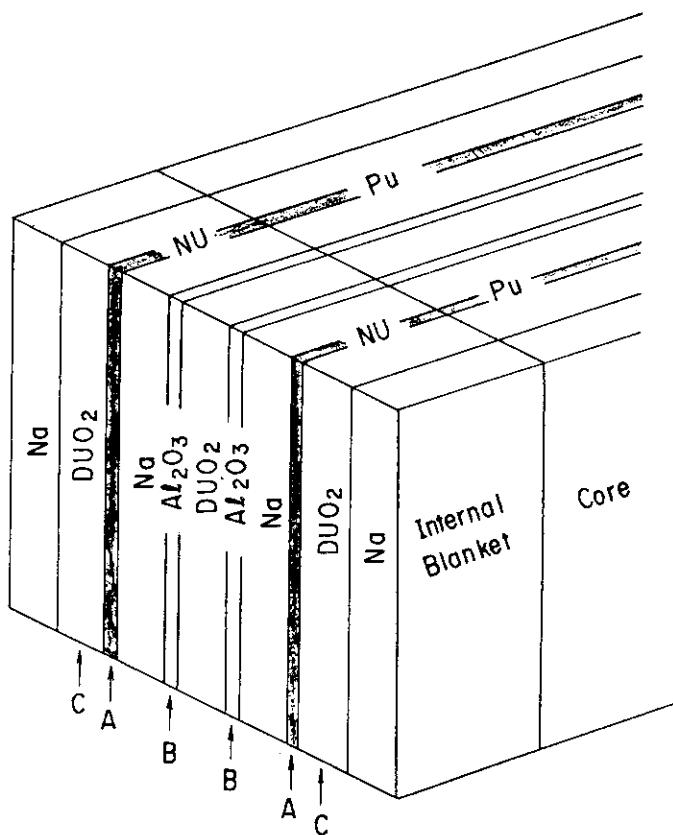


Fig. . 5.2 Axial Sodium Void Worth Distribution in FCA Assembly XII-1



- A : Pu (92) at Core Region
- B : Pu (92) at Internal Blanket
- C : DUO₂, SS and B₄C

Fig.5.3 Sample Position used for Substitution Experiments in FCA Assembly XII-1

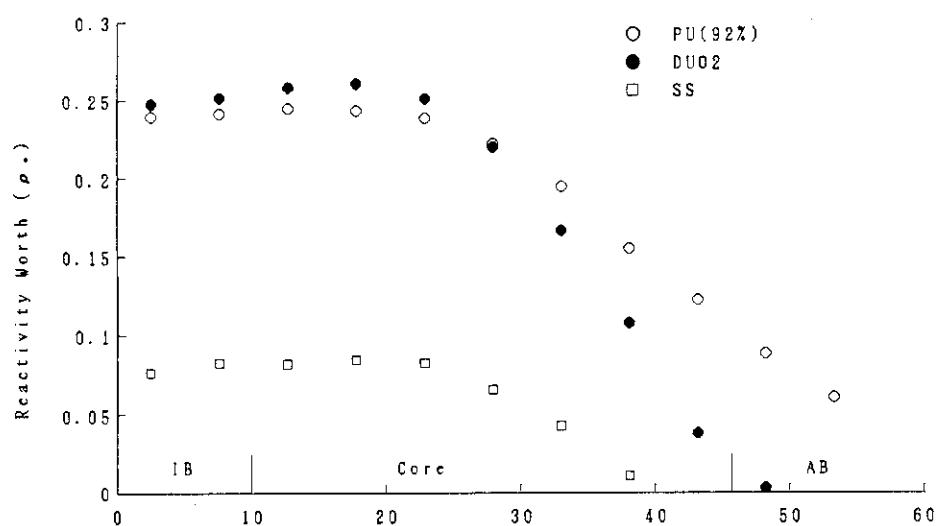
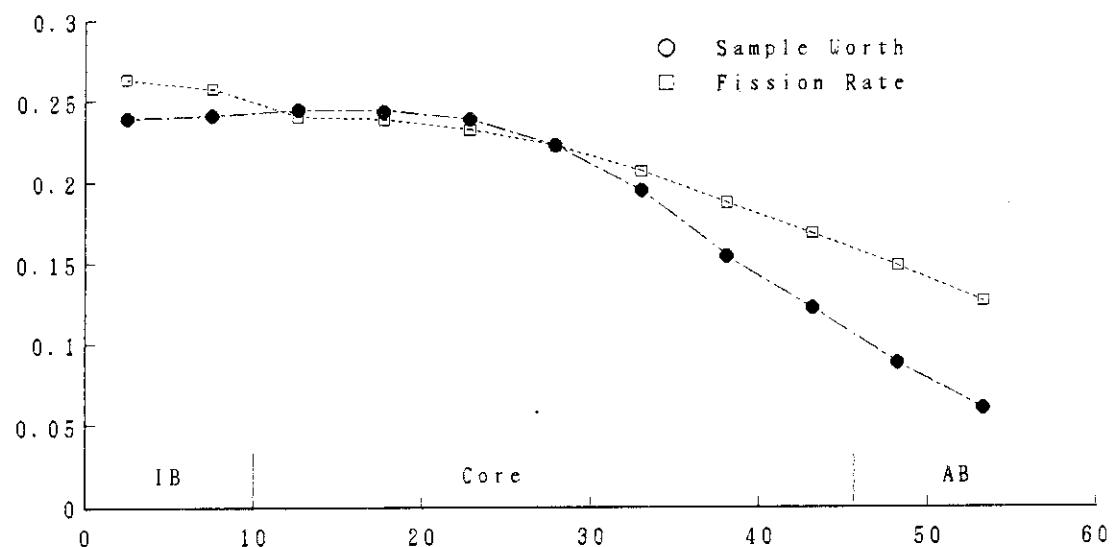
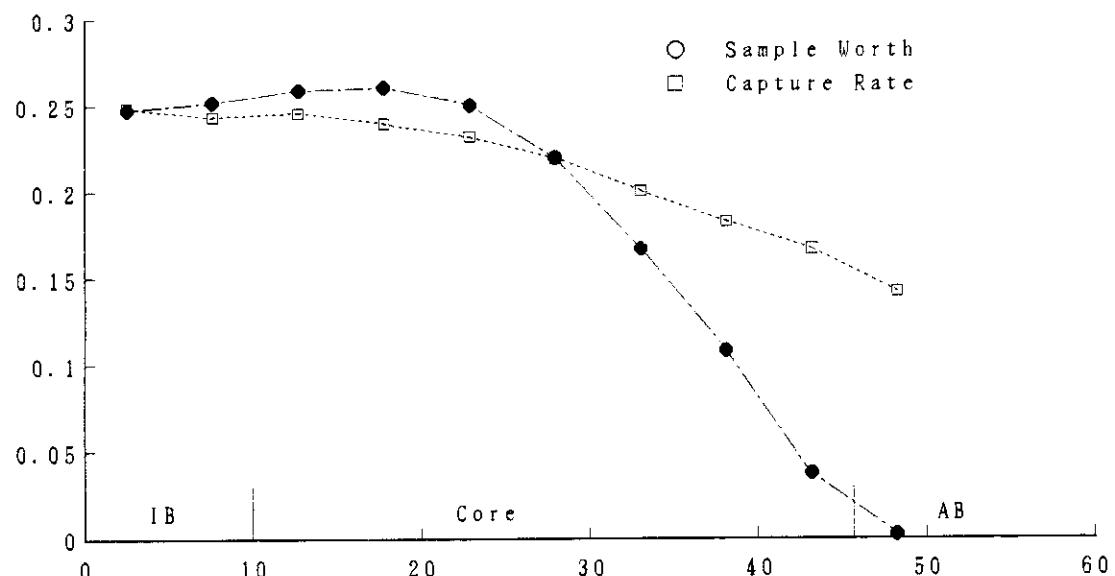


Fig. 5.4 Axial Distributions of Sample Worths at the Core Center in FCA Assembly XII-1

Fig. 5.5 Comparison of Pu Sample Worth and ^{239}Pu Fission Rate DistributionsFig. 5.6 Comparison of DUO_2 Sample Worth and ^{238}U Capture Rate Distributions

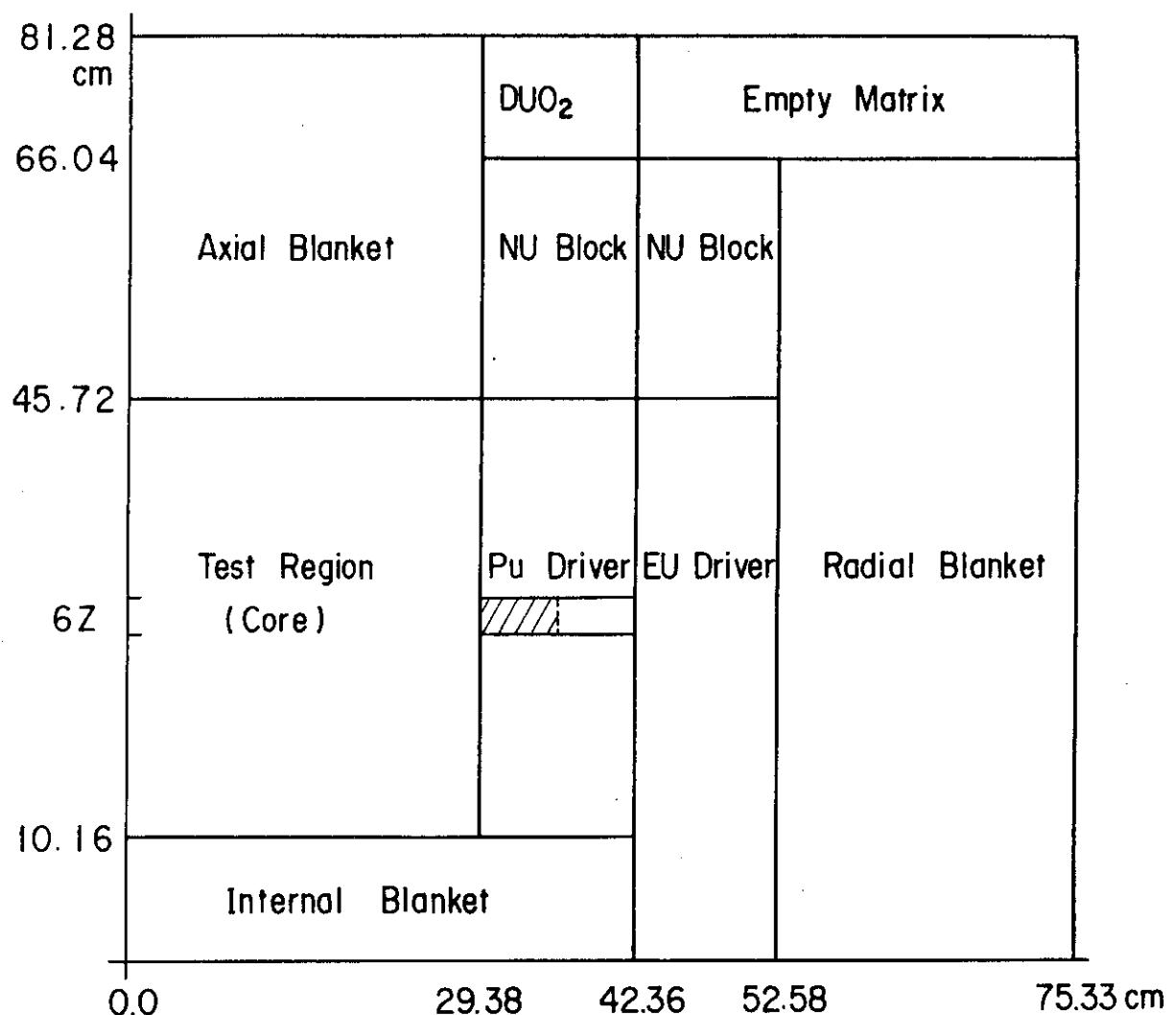


Fig. 5.7 R-Z Model for Sample Worth Calculation at Pu Driver Region.

6. 反応率分布と反応率比

箔および核分裂計数管を使用して、中心軸方向の反応率の測定を行った。箔による測定では、濃縮ウラン箔と劣化ウラン箔を用いて ^{235}U , ^{238}U の核分裂率および ^{238}U の捕獲反応率を測定した。また、計数管による測定では、小型核分裂計数管により ^{239}Pu , ^{235}U , ^{238}U および ^{237}Np の核分裂率の測定を行った。反応率比については、内部プランケットおよび炉心の各領域の一点で値を求めた。本章では、これら箔と核分裂計数管による測定手法、測定結果および解析とのC/E評価について述べる。

6.1 箔による反応率測定

測定方法

測定に使用した箔は、92.4%濃縮ウランと劣化ウランの2種類の金属ウラン箔で、それらの形状は薄い円板である。箔は、測定時に機器が汚染される事を防ぐため、いずれも薄いアルミニウム箔で覆ってある。濃縮ウラン箔と劣化ウラン箔の仕様をTable 6.1に示す。

箔を燃料引出しに装填するため、濃縮ウラン箔と劣化ウラン箔を2"-2"-1/16"ステンレス鋼製の箔ホルダーの穴に固定し、箔ホルダーをセル内の2"-2"-1/16"Al₂O₃板と差換える方法をとった。これにより、中心燃料引出し内のセル位置1Zから13Zまで、濃縮ウラン箔および劣化ウラン箔それぞれ18枚を装荷し、炉内で照射した。照射にあたり、しきい核断面積をもつ ^{238}U 核分裂に対しては特に十分な計数率が得られるよう照射量を配慮する必要がある。照射は炉出力を一定にし、240 W-hr (80 W-3 hr)で行った。

照射後、約16時間の待時間を経て、箔からの崩壊 γ 線を同軸型Ge検出器を備えた箔測定システムで測定した。測定は開始時間から約70時間まで行い、各1枚の箔について3回以上の測定をした。 γ 線スペクトルの光電ピーク解析をするにあたり、 ^{235}U および ^{238}U 核分裂率については、核分裂生成物のピーク ^{143}Ce (293.0 keV), ^{133}I (529.0 keV), ^{97}Zr (Nb)(658.2 keV), ^{132}Te (I)(667.5 keV)および ^{97}Zr (745.0 keV)の5つのピークをとらえた。ただし、 ^{97}Zr (Nb)の表記は親核種である ^{97}Zr から β^- 壊変する娘核種 ^{97}Nb のピークを表わす。他方、 ^{238}U 捕獲反応率については、 ^{238}U の中性子捕獲反応により生ずる ^{239}Np からの106.1 keV, 209.8 keVおよび277.6 keVの3ピークをとらえた。各核種からのピークの計数率を求め、箔重量、時間減衰の補正を行い、これら全ての核種についての平均値を求めた。測定器の作動指示および一連のデータ処理はFCAにおける箔データ処理システム⁸⁾⁹⁾で行っている。

セル平均係数

セルの微細構造をみると、単位セル内では燃料板が非均質に配列されていることから中性子束の微細な変化が起る。このため、測定箔の反応率は箔の挿入場所に依存してしまう。この箔の場所依存性は、当然、セルの構成により異なる。この効果を実験的に補正し各測定点のセル平均反応率に変換するため、通常、セル内測定により代表的なセル内のセル平均反応率を求める方法が

採られる。ここにセル平均係数 (Cell-averaging factor) はセル平均反応率とトラバース測定を行う場所の反応率の比として表わされる。

セル内測定は内部ブランケット領域の $Z = 2.54 \text{ cm}$ および炉心領域の $Z = 27.94 \text{ cm}$ の位置で行った。セル内測定における箔の挿入場所を Fig. 6.1 に示す。セル構成板は中央 DUO_2 板を中心にして左右対称に配列されている。厚さ $1/4"$ の DUO_2 板の内部を測るため、厚さ $1/8"$ の DUO_2 板 2 枚を使用し、中心と両表面に箔を置いた。箔トラバース実験の箔の場所は、図中に示すとおり中央 DUO_2 板の右表面である。

核種 m , 核反応形式 x の場合のセル平均反応率 $\bar{R}^{m,x}$ は次の式で表わすことができる。

$$\bar{R}^{m,x} = \frac{\sum_i v_i n_i^m R_i^{m,x}}{\sum_i v_i n_i^m} \quad (6.1)$$

ここで、 i は核種 m が x 反応を起す燃料板の番号、 v_i は i 番目の燃料板の体積 (cm^3)、 n_i^m は i 番目の燃料板中の m 核種の原子数密度 (atom/cm^3)、 $R_i^{m,x}$ は i 番目の燃料板内の m, x についての板内平均反応率 (Plate averaged reaction rate) である。

$1/4"$ DUO_2 板の $\bar{R}_i^{m,x}$ は、板中心の箔と両表面の箔から求め、 $1/16"$ NU 板については両表面の箔の平均値から求めた。セル平均係数 $F^{m,x}$ は (6.1) 式から

$$F^{m,x} = \frac{\bar{R}^{m,x}}{R_t^{m,x}} \quad (6.2)$$

となる。ただし、 $R_t^{m,x}$ はトラバース実験を行った場所での反応率である。FCA XII-1 集合体におけるセル平均係数の測定結果を Table 6.2 に示す。セル平均補正量は $^{238}\text{U}(n,r)$ の場合も大きいが、これは燃料板内での $^{238}\text{U}(n,r)$ の中性子自己遮蔽効果が大きいためである。次いで、 $^{238}\text{U}(n,f)$ における補正量が無視できない。 $^{235}\text{U}(n,f)$ については燃料板内の ^{235}U 原子数密度が低い事もあり、補正量は小さい。トラバース実験から得られる軸方向分布に各々の領域のセル平均係数を乗じて、軸方向反応率分布を得た。ただし、 $^{235}\text{U}(n,f)$ についてはセル平均係数が実験誤差範囲内で小さいので、セル平均補正是行っていない。

6.2 核分裂計数管による反応率測定

使用した核分裂計数管の分裂性物質はプルトニウム (Pu), 93 %濃縮ウラン (EU), 天然ウラン (NU), ネプチニウム (Np) および劣化ウラン (DU) である。このうち前 4 種の計数管は、直径 6 mm, 厚さ 0.5 mm の円筒形のアルミニウム製小型計数管で有感部分の実効長さは 32 mm である。電極に塗布された分裂性物質の実効原子数は、いずれも熱中性子柱照射法により較正されている。DU 計数管は直径 6.1 mm, 実効長さ 1" の同様な小型計数管であるが塗布原子数が較正されておらず、相対測定のみに使用する。それぞれの核分裂計数管の実効原子数と分裂性同位体の組成を Table 6.3 に示す。

核分裂計数管による軸方向核分裂率分布の測定は、中心燃料引出し内に深さ 1", 幅 $3/8"$ のトラバース用の溝を設け、その中で核分裂計数管を移動させて行った。それぞれの計数管を直径

8 mm, 肉厚 0.6 mm の細長いアルミニウム保護管内に装填し, 通常, NUとEU, NpとPuの2本づつを1組として炉内に挿入し分布を測定した。溝を設けた中心燃料引出しの炉心部と計数管の配置の断面を Fig. 6.2 に示す。アルミニウム保護管の一端は移動のため軸方向サンプル駆動装置に取付けられている。なお, 核分裂計数管2本を同時に挿入する事による影響については, 過去の実験から, 相互の計数管の計数率に対して殆んど影響を与えない事が確認されている。

測定中は自動制御により炉出力を一定に保ち, 十分な計数率が得られるよう 8 W の運転を行った。核分裂計数管の計数は同時に測定した炉出力モニターの計数で規格化し, 測定時の炉出力の微少変動効果を除いた。炉出力モニターには, 劣化ウラン中型核分裂計数管モニター1(M1)およびネプチニウム中型核分裂計数管モニター2(M2)の2系統を設けた。M1およびM2の設置位置は, それぞれ集合体固定側F(38, 25)とF(38, 28)である。本実験ではM2の計数で規格化した各核分裂計数管の計数をもって測定データとした。計数は, 同一位置で8回程度測定してその平均値をとり, その分散から統計誤差を見積った。

本実験では, 体系中に実験溝を設け, その中で計数管を移動させて核分裂率分布を測定している。このような実験手法では, 実験孔の存在による中性子ストリーミング効果の補正を考慮しなければならない。¹⁰⁾この効果を調べる補正実験を, ブランケット領域で最もストリーミング効果を受け易いDU計数管を用いて行った。実験は, 計数管を移動した後の実験溝を順次埋める方法で行い, 軸方向ブランケット領域の3点で測定した。その結果, 本実験体系では軸方向の実験孔ストリーミング効果は非常に小さく, 約±1%の測定誤差範囲内で無視できる事を確認した。この結果は, 本集合体の軸方向ブランケットがNU板, DUO₂板, およびNaなど模擬物質板から構成される。いわゆるソフトブランケットであるためと理解される。以上から, 今回の軸方向核分裂率分布の測定データには実験孔ストリーミング効果の補正は施していない。

絶対較正された4種類の核分裂計数管による核分裂率の測定データから, ²³⁸U, ²³⁹Pu および ²³⁷Np 核分裂率の ²³⁵U 核分裂率に対する比を求めた。測定位置は集合体密着面から中心Z方向に 2.54 cm 離れた内部ブランケット領域(セル単位位置 0.5) および 27.94 cm 離れた炉心領域(セル単位位置 5.5) である。この測定は軸方向核分裂率分布測定の中で併用して行った。上記2点の測定点でマルチチャンネル波高分析器による波高分析を行い, 核分裂計数率を求め, 実効原子数あたりの核分裂率を得た。NU計数管とEU計数管内に含まれる核分裂性不純物からの寄与については, 両計数管の測定計数値と同位体組成比を利用して補正した。Pu計数管に含まれている ²⁴⁰Pu および ²⁴¹Pu の核分裂に対する寄与は計算値を用いて補正した。また, Np計数管に含まれている Pu については全て ²³⁹Pu であると仮定して補正した。

6.3 測定結果および解析

軸方向反応率分布と反応率比の測定値を計算結果と比較し検討を行った。計算は群定数ライブラリーとして JENDLE-2 に基く JFS-3-J 2 セットを用い, SLAROM によりセル平均実効断面積を作成する FCA の標準解析法に依っている。計算は2次元 RZ 70 群非等方拡散計算を基準計算とし, 輸送補正には 25 群 S₄-Po 近似による輸送計算と 25 群等方拡散計算結果の比をもって輸送補正係数を求めこれを基準計算に乗じて計算結果とした。体系計算には CITATION

(拡散) および TWOTRAN (輸送) を用いた。

反応率分布

箔により測定した²³⁵U核分裂率、²³⁸U核分裂率および²³⁸U捕獲反応率の軸方向分布を計算値と共に Fig. 6.3 ~ 6.5 に示す。また、核分裂計数管により測定した²³⁹Pu核分裂率と²³⁷Np核分裂率の軸方向分布を同様に計算値と共に Fig. 6.6 および 6.7 に示す。グラフ中の測定点と計算値は、比較のため、炉心領域のほぼ中央にあたる 27.94 cm の点で規格化した。²³⁵U と ²³⁹Pu の核分裂率分布の形は内部ブランケットと炉心の境界附近でくびれができる形になっている。これは炉心に対し核分裂源のない内部ブランケットの中性子スペクトルが軟化しているためと理解できる。一方、²³⁸U、²³⁷Np などしきい核分裂断面積をもつ反応については内部ブランケットで核分裂率が大きく低下する。これらの結果から FCA XII-1 集合体の反応率分布特性は、大型均質炉を模擬した既報の XI-1 集合体のそれに比べ炉心部でかなり平坦化された特性になっていることが分る。

箔測定による軸方向反応率の測定データと計算結果を C/E と共に Table 6.4 に、核分裂計数管による測定データと計算結果を同じく C/E と共に Table 6.5 に示す。内部ブランケットと炉心の境界は炉心密着面から 10.16 cm (2.0 パック)、また、炉心と軸方向ブランケットの境界は 45.72 cm (9.0 パック) である。一連の計算結果から、XII-1 集合体では内部ブランケット領域で特に²³⁸U核分裂に対する輸送補正量が大きい体系になっている。図に示す測定値のうちで、²³⁸U核分裂率および捕獲反応率についてはセル平均補正を行った。しかし、²³⁵U核分裂の場合は補正量自身が小さく、セル平均係数が測定誤差範囲内であるので補正を行っていない。

核分裂計数管を用いた測定において、計数管のセル内における配置は前述 Fig. 6.2 に示したように装荷板に平行に置いた形になっている。この配置では、セル内の平均反応率が完全に測定されない恐れがあり補正が必要である。この補正は、先に箔により行ったセル内測定の結果から考えると、²³⁸U核分裂率については無視できない事が分る。以上から、計数管値に対する補正を箔によるセル内測定データを利用して求めた。補正是²³⁸U核分裂率の場合のみについて求め、計数管がセルの中心にある場合のセル平均係数を見積った。得られた²³⁸U核分裂に対する計数管のセル平均係数は、内部ブランケット領域で $F^{m,x} = 0.985 \pm 1.9\%$ 、炉心領域で $1.028 \pm 1.6\%$ であった。なお、内部ブランケット領域の $F^{m,x}$ の値は、同じセル組成をもつ軸方向ブランケット領域についても適用している。

反応率分布の C/E

前述 Table 6.4 および 6.5 に掲げた C/E 値をプロットしたものを Fig. 6.8 と 6.9 に示す。測定位置に関して、箔測定の場合は体系の境界点での測定は行っていない。一方、核分裂計数管測定の場合は、計数管の実効長さが 32 mm あり長いので、境界上に置いた計数管はその周辺の平均的な核分裂率を測定していると考えられる。それ故、セル平均補正を行った²³⁸U(n,f) を除いて他の反応、²³⁵U(n,f)、²³⁹Pu(n,f) および²³⁷Np(n,f) については境界上の測定点もデータとした。この場合、境界点の計算値は境界をはさむ近傍の計算値から内挿により求めた。箔測定の誤差の内訳は、箔重量計量誤差、半減期補正における誤差、計数の統計誤差および平均補正の誤差からなるが、このうちセル平均補正から生ずる誤差が最も大きく寄与し、次いで計数の統計誤差が大きい。このため、特に²³⁸U(n,f) の場合はセル平均補正誤差 $\pm 1.9\%$ が影響し全体の測定誤差を大きくしている。他方、核分裂計数管測定の誤差は、計数の統計的誤差とデータを規格す

るさいの誤差伝播から見積った。

得られたC/E値を全体的に見ると、計算値は各核種とも炉心内ではかなり測定値と一致しているが、内部ブランケット内では核種により若干の不一致が見られ、軸方向ブランケット内では各反応率とも計算値が一様に過少評価になっている。 $^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})$ の場合、境界の近傍でC/E値が極端に高くなることが目立つ。原因の一つは実験値補正に使用したセル平均係数が境界近傍では不適切な値であることを意味しており、検討すべき課題である。

$^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})$ と $^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})$ については、箔による測定と核分裂計数管による測定の双方を行っているので、両者のC/Eを共に示した。 $^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})$ では、箔と核分裂計数管データのC/Eは炉心領域で2%以内、軸方向ブランケット領域でも3%以内で良く一致している。しかし、 $^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})$ の場合は内部ブランケット領域で両者に最大7%の差が生じた。この差の原因を十分に説明することは現在難かしい。しかし、核分裂計数管実験では、計数管の体積の大きさ、実験孔の影響など実験体系から生ずる不確かさがあり、また、計数管セル平均係数の求め方についても検討の余地がある。以上の事を考慮すると、 $^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})$ については箔測定データの方がより信頼性があると考えられる。

反応率比

^{235}U 核分裂率に対する反応率比を内部ブランケット内的一点($R = 0.0 \text{ cm}$, $Z = 2.54 \text{ cm}$)と炉心の一点($R = 0.0 \text{ cm}$, $Z = 27.94 \text{ cm}$)で求めた。核分裂率については絶対較正された核分裂計数管を使用し、 ^{238}U 捕獲反応率については劣化ウラン箔を用いて測定した^{注)}。XII-1集合体の反応率比とC/EをTable 6.6に示す。実験値のうち、 F^{28} と C^{28} については前節6.1および6.3で述べたセル平均係数による補正済の値を用いている。各々の反応率比を比べると、内部ブランケット内の中性子スペクトルは炉心内のそれよりかなり軟化している事が分る。また、C/E値については特に内部ブランケット領域で計算の予測精度が良くない事が示されている。

注) Ge 検出器の計数効率較正は昭和59年度原研、京大炉協力研究により行われた。

Table 6.1 Foil specification

Foil	Dimension	Average Weight	Isotopic composition
Enriched Uranium	10 mm dia. x 0.1 mm thick, covered with 0.017 mm thick Al.	~ 130 mg	U235 : 92.4%, U234 : 1.16% U236 : 0.26%, U238 : 6.16%
Depleted Uranium	12.7 mm dia. x 0.127 mm thick. (1/2" x 0.005") covered with 0.017 mm thick Al.	~ 330 mg	U238 : 99.96%, U235 : 0.04%

Table 6.2 Cell-averaging factor for FCA Assembly XII-1

Reaction	Cell-region	Cell-averaging factor
$^{235}\text{U}(n, f)$	Internal blanket & axial blanket	$0.980 \pm 1.9\%$
	Core	$1.017 \pm 1.8\%$
$^{235}\text{U}(n, \gamma)$	Internal blanket & axial blanket	$0.924 \pm 0.9\%$
	Core	$0.964 \pm 0.9\%$
$^{236}\text{U}(n, f)^*$	Internal blanket & axial blanket	$0.989 \pm 1.4\%$
	Core	$0.998 \pm 1.3\%$

* Cell-averaging corrections are not applied to ^{236}U fission measurement, since the values are within experimental errors.

Table 6.3 Effective atoms and isotopic compositions of fission counters

Counter name	Principal isotope	Effective number of fissile atoms	Isotopic composition (Atom %)			
Enriched U	^{235}U	$3.04 \times 10^{17} \pm 2.0\%$	^{234}U	^{235}U	^{236}U	^{238}U
			0.95 ± 0.01	93.31 ± 0.05	0.41 ± 0.01	5.34 ± 0.04
Natural U	^{238}U	$4.16 \times 10^{18} \pm 2.0\%$	^{235}U	^{238}U		
			0.7204 ± 0.0007	99.28		
Plutonium	^{239}Pu	$7.10 \times 10^{17} \pm 2.0\%$	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
			94.43 ± 0.02	5.22 ± 0.02	0.338 ± 0.002	~ 0.013
Neptunium	^{237}Np	$1.42 \times 10^{18} \pm 4.0\%$	^{237}Np	Pu^*		
			99.49	0.506		
Depleted U	^{238}U	Not calibrated	^{235}U	^{238}U		
			0.044	99.956		

* Isotopic composition of the Pu is not known.

Table 6.4 Axial reaction rates by foil measurement and calculation in FCA Assembly XII-1

U-235 Fission

Distance	Experi.	Error	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
2.54	1.231	0.007	1.241	0.973	1.213	0.986
5.08	1.220	0.007	1.229	0.979	1.203	0.985
7.62	1.193	0.011	1.207	0.981	1.183	0.992
12.70	1.123	0.005	1.137	0.989	1.125	1.001
17.73	1.096	0.007	1.091	0.995	1.086	0.991
20.32	1.070	0.003	1.072	0.997	1.069	0.999
22.86	1.052	0.003	1.051	0.993	1.050	0.983
25.40	1.025	0.007	1.023	0.999	1.027	1.002
27.94	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
33.02	0.952	0.006	0.931	1.000	0.931	0.978
38.10	0.854	0.003	0.846	0.990	0.845	0.978
43.18	0.767	0.004	0.756	0.995	0.753	0.981
43.26	0.701	0.005	0.671	0.939	0.664	0.947
53.34	0.597	0.005	0.569	0.933	0.562	0.941
58.42	0.509	0.003	0.460	0.989	0.455	0.893
63.50	0.404	0.004	0.354	0.995	0.352	0.870

U-238 Fission

Distance	Experi.	Error	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
2.54	0.377	0.003	0.463	0.355	0.396	1.051
5.08	0.427	0.003	0.509	0.370	0.443	1.037
7.62	0.494	0.010	0.590	0.914	0.539	1.092
12.70	0.323	0.016	0.317	0.998	0.816	0.935
17.73	0.967	0.013	0.962	1.012	0.974	1.007
20.32	0.989	0.018	0.999	1.007	1.005	1.017
22.86	1.010	0.018	1.015	1.003	1.019	1.009
25.40	0.990	0.018	1.015	1.002	1.017	1.023
27.94	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
33.02	0.930	0.017	0.925	0.995	0.922	0.991
38.10	0.803	0.015	0.796	1.001	0.797	0.993
43.18	0.635	0.013	0.609	0.933	0.602	0.943
43.26	0.331	0.008	0.382	0.913	0.350	1.059
53.34	0.194	0.004	0.223	0.365	0.193	0.994
58.42	0.121	0.003	0.130	0.870	0.113	0.935
63.50	0.077	0.004	0.075	0.393	0.068	0.876

Note: Base Cal. --- Anisotropic diffusion theory

T.C. ----- Transport correction factor, as TRAN./DIFF.

Corrected --- Results corrected for T.C.

Table 5.4 (Continue)

U-238 Capture							
Distance	Experi.	Error	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E	
2.54	1.130	0.014	1.132	0.979	1.153	1.024	
5.08	1.123	0.015	1.172	0.981	1.150	1.024	
7.62	1.107	0.014	1.155	0.982	1.134	1.025	
12.70	1.117	0.014	1.139	0.989	1.126	1.003	
17.73	1.090	0.014	1.093	0.994	1.087	0.997	
20.32	1.049	0.011	1.073	0.997	1.070	1.020	
22.85	1.056	0.013	1.052	0.998	1.050	0.995	
25.40	1.017	0.013	1.028	0.999	1.027	1.010	
27.94	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000	
33.02	0.914	0.012	0.932	1.000	0.932	1.019	
33.10	0.830	0.011	0.849	0.999	0.848	1.021	
43.18	0.759	0.010	0.760	0.995	0.757	0.995	
43.26	0.646	0.009	0.650	0.991	0.645	1.002	
53.34	0.559	0.007	0.548	0.939	0.541	0.959	
53.42	0.456	0.006	0.439	0.939	0.434	0.952	
63.50	0.370	0.005	0.395	0.993	0.373	0.999	

Table p.5 Axial Reaction Rates by Fission Counter Measurement
and Calculation in FCA Assembly XII-1

PU-239 Fission

Distance	Experi.	Error	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
0.0	1.199	0.007	1.166	0.971	1.132	0.951
2.54	1.132	0.007	1.134	0.971	1.131	0.957
7.62	1.155	0.005	1.146	0.976	1.119	0.962
10.16	1.117	0.006	1.105	0.932	1.085	0.971
12.70	1.079	0.007	1.059	0.989	1.057	0.930
17.73	1.070	0.005	1.061	0.995	1.053	0.983
20.32	1.060	0.006	1.054	0.998	1.052	0.993
22.86	1.043	0.007	1.042	0.999	1.042	0.995
25.40	1.025	0.005	1.021	1.000	1.024	0.999
27.94	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
33.02	0.929	0.004	0.931	0.999	0.930	1.002
38.10	0.844	0.004	0.837	0.999	0.836	0.991
43.18	0.757	0.004	0.729	0.994	0.724	0.957
45.72	0.710	0.005	0.687	0.930	0.679	0.956
48.26	0.666	0.003	0.645	0.935	0.635	0.954
53.34	0.571	0.005	0.535	0.982	0.525	0.920
58.42	0.465	0.003	0.425	0.934	0.418	0.890
63.50	0.371	0.002	0.323	0.991	0.320	0.962

U-235 Fission

Distance	Experi.	Error	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
0.0	1.236	0.009	1.245	0.977	1.217	0.934
2.54	1.236	0.003	1.241	0.973	1.213	0.932
7.62	1.135	0.007	1.207	0.931	1.133	0.993
10.16	1.162	0.007	1.172	0.935	1.154	0.993
12.70	1.125	0.006	1.137	0.989	1.125	1.000
17.73	1.077	0.007	1.091	0.995	1.086	1.003
20.32	1.059	0.007	1.072	0.997	1.059	1.000
22.86	1.045	0.006	1.051	0.998	1.050	1.005
25.40	1.025	0.005	1.026	0.999	1.027	1.002
27.94	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
33.02	0.934	0.005	0.931	1.000	0.931	0.997
38.10	0.853	0.007	0.846	0.999	0.845	0.986
43.18	0.764	0.005	0.756	0.995	0.753	0.935
45.72	0.730	0.005	0.714	0.992	0.709	0.957
48.26	0.694	0.004	0.671	0.989	0.664	0.957
53.34	0.605	0.004	0.569	0.983	0.562	0.920
58.42	0.495	0.004	0.460	0.989	0.455	0.919
63.50	0.392	0.003	0.354	0.995	0.352	0.895

Note: Base Cal. --- Anisotropic diffusion theory

T.C. ----- Transport correction factor, as TRAN./DIFF.

Corrected -- Results corrected for T.C.

Table 5.5 (Continue)

U-239 Fission

Distance	Experi.	Error	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
2.54	0.407	0.003	0.463	0.855	0.396	0.973
5.03	0.453	0.002	0.509	0.870	0.413	0.973
7.62	0.523	0.011	0.590	0.914	0.539	1.021
12.70	0.859	0.015	0.817	0.993	0.316	0.950
17.78	0.993	0.013	0.962	1.012	0.974	0.976
20.32	1.018	0.016	0.999	1.007	1.006	0.988
22.86	1.013	0.016	1.016	1.003	1.019	1.001
25.40	1.007	0.016	1.016	1.002	1.017	1.010
27.94	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
33.02	0.925	0.016	0.925	0.996	0.922	0.997
36.10	0.799	0.014	0.795	1.001	0.797	0.993
43.18	0.634	0.011	0.609	0.993	0.602	0.949
43.26	0.339	0.007	0.332	0.913	0.350	1.034
53.34	0.203	0.004	0.223	0.365	0.193	0.950
53.42	0.122	0.003	0.130	0.370	0.113	0.927
63.50	0.081	0.002	0.076	0.393	0.063	0.837

NP-237 Fission

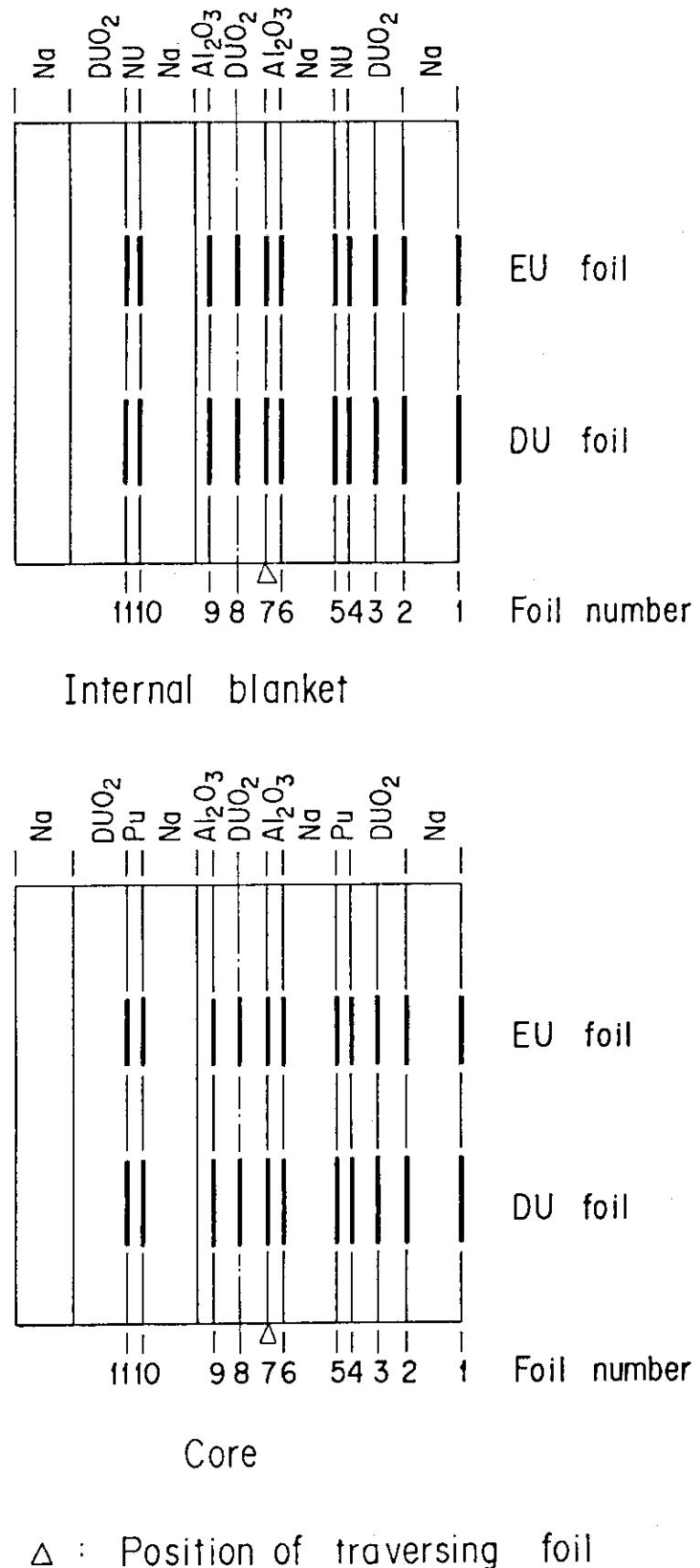
Distance	Experi.	Error	Base Cal.	T.C.	Corrected	C/E
0.0	0.521	0.005	0.543	0.896	0.487	0.934
2.54	0.532	0.005	0.556	0.399	0.499	0.939
7.62	0.634	0.004	0.659	0.935	0.617	0.973
10.16	0.756	0.005	0.753	0.968	0.729	0.965
12.70	0.360	0.005	0.349	0.992	0.843	0.930
17.78	0.990	0.005	0.971	1.006	0.977	0.987
20.32	1.016	0.005	1.003	1.004	1.007	0.991
22.86	1.034	0.005	1.017	1.002	1.019	0.986
25.40	1.019	0.005	1.016	1.001	1.017	0.993
27.94	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
33.02	0.934	0.007	0.927	0.997	0.924	0.990
36.10	0.817	0.005	0.803	0.999	0.802	0.982
43.18	0.645	0.004	0.628	0.933	0.621	0.962
45.72	0.522	0.003	0.521	0.963	0.504	0.966
48.26	0.405	0.003	0.417	0.941	0.393	0.969
53.34	0.254	0.002	0.265	0.903	0.240	0.944
53.42	0.169	0.001	0.166	0.912	0.151	0.895
63.50	0.108	0.001	0.102	0.931	0.095	0.979

Table 6.6 Reaction rate ratios of FCA Assembly XII-1

Reaction rate ratio	Region ^{a)} Position (Z-cm)		Experimental	Calculated	C/E
F^{28}/F^{25}	I.B	2.54	$0.00676 \pm 5.5\%$	0.00730	1.080
	Core	27.94	$0.0226 \pm 3.9\%$	0.02235	0.989
F^{29}/F^{25}	I.B	2.54	$0.862 \pm 3.2\%$	0.8431	0.978
	Core	27.94	$0.912 \pm 3.1\%$	0.9048	0.992
F^{37}/F^{25}	I.B	2.54	$0.0713 \pm 4.6\%$	0.06428	0.902
	Core	27.94	$0.171 \pm 4.6\%$	0.1561	0.913
C^{28}/F^{25} ^{b)}	I.B	2.54	$0.134 \pm 4.3\%$	0.1268	0.946
	Core	27.94	$0.151 \pm 3.7\%$	0.1329	0.880

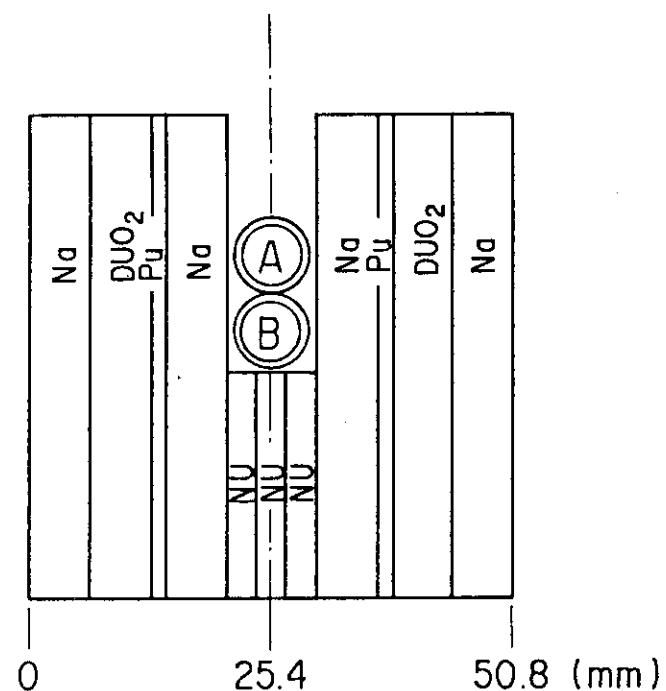
a) I.B : Internal blanket

b) Preliminary



△ : Position of traversing foil

Fig. 6.1 Foil locations of In-cell reaction rate measurements



A : Fission counter 1

B : Fission counter 2

Fig. 6.2 Arrangement of fission counters and core-cell

Assembly XII-1
U-235 Fission

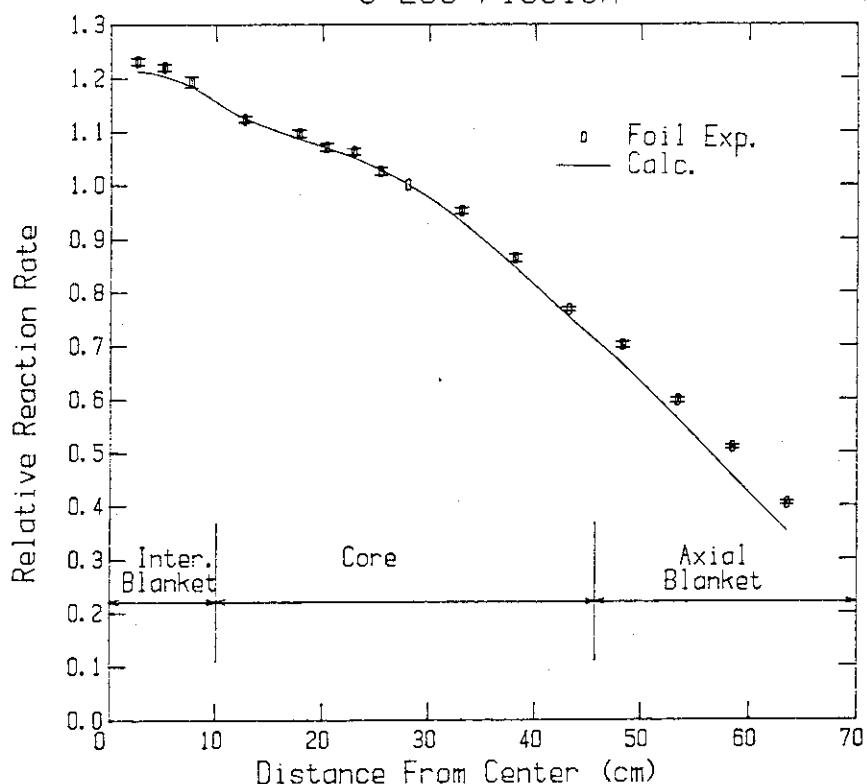


Fig. 6.3 Axial reaction rate distribution of ^{235}U fission measured by foil

Assembly XII-1
U-238 Fission

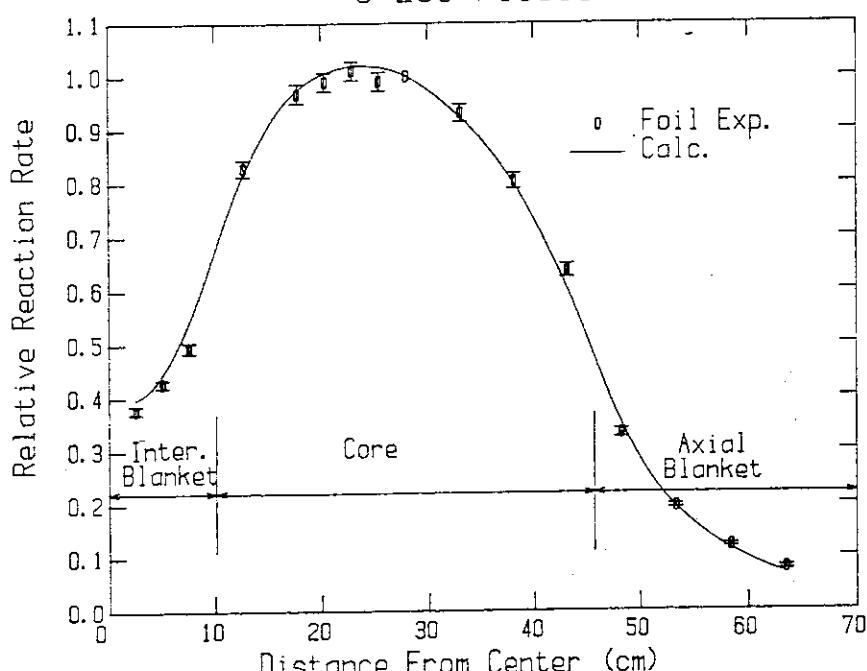


Fig. 6.4 Axial reaction rate distribution of ^{238}U fission measured by foil

Assembly XII-1
U-238 Capture

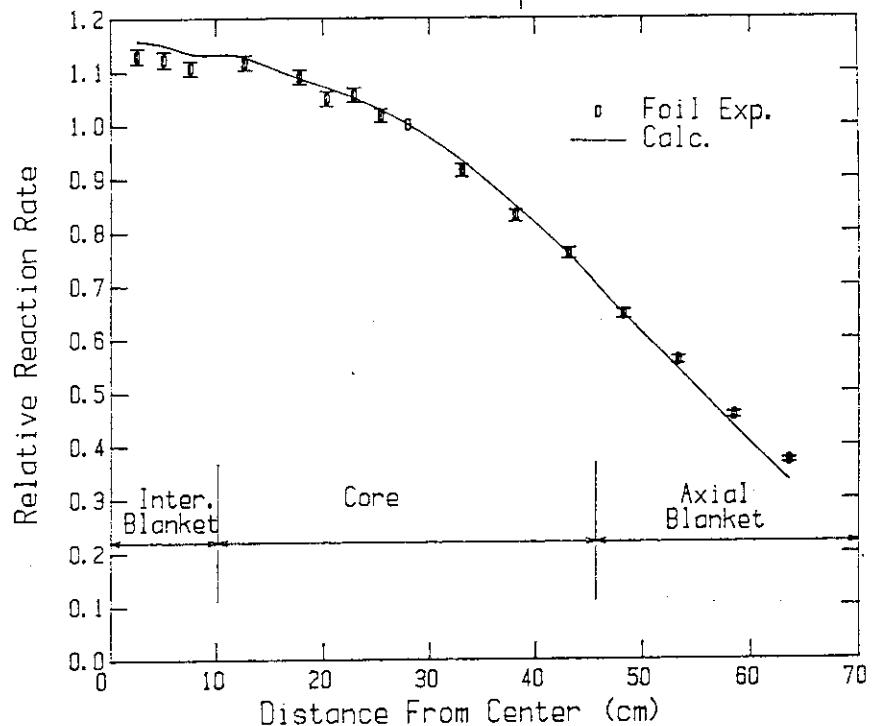


Fig. 6.5 Axial reaction rate distribution of ^{238}U capture measured by foil

Assembly XII-1
Pu-239 Fission

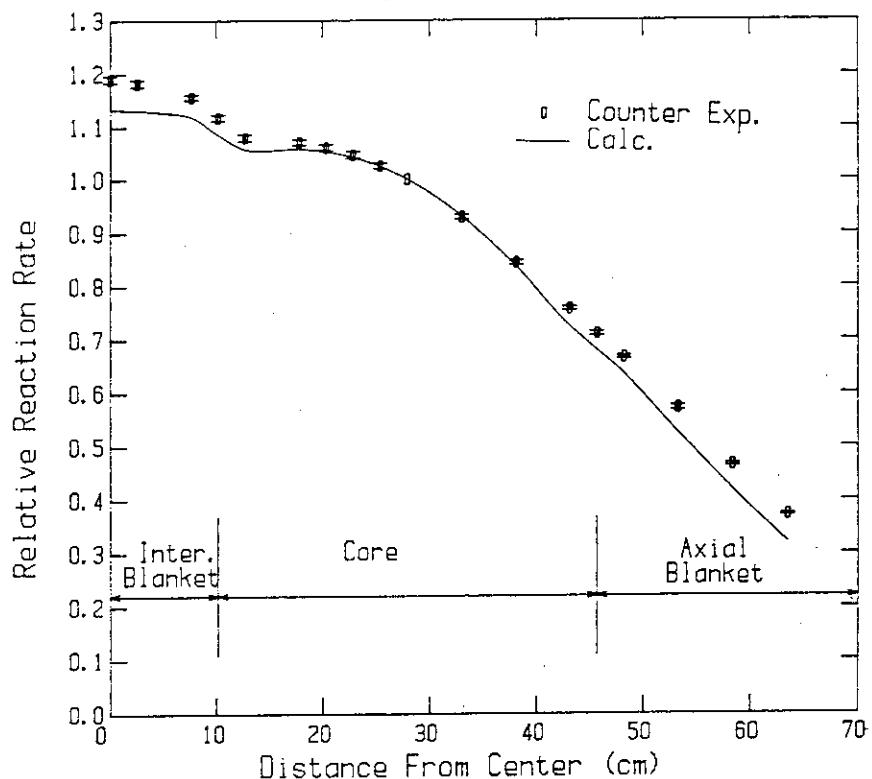


Fig. 6.6 Axial reaction rate distribution of ^{239}Pu fission measured by fission counter

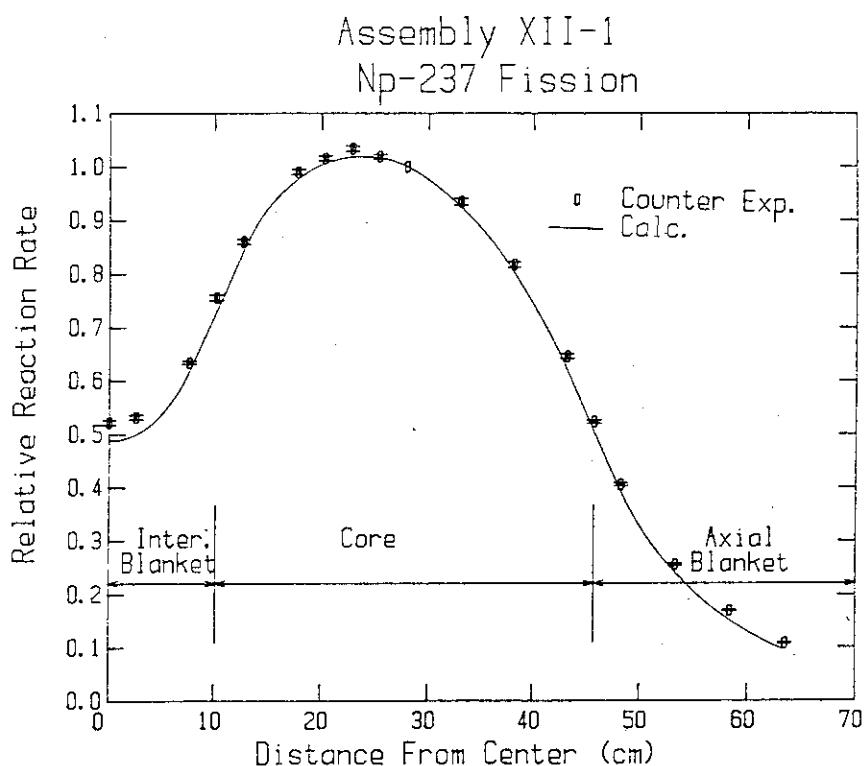


Fig. 6.7 Axial reaction rate distribution of ^{237}Np fission measured by fission counter

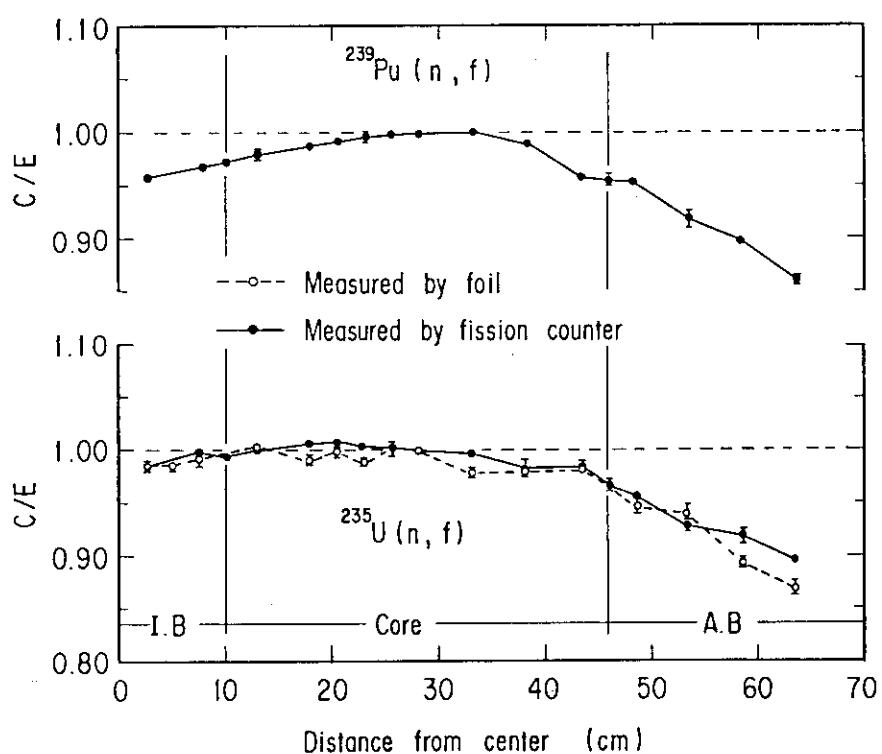


Fig. 6.8 C/E values of $^{239}\text{Pu}(n, f)$ and $^{235}\text{U}(n, f)$ in FCA Assembly XII-1

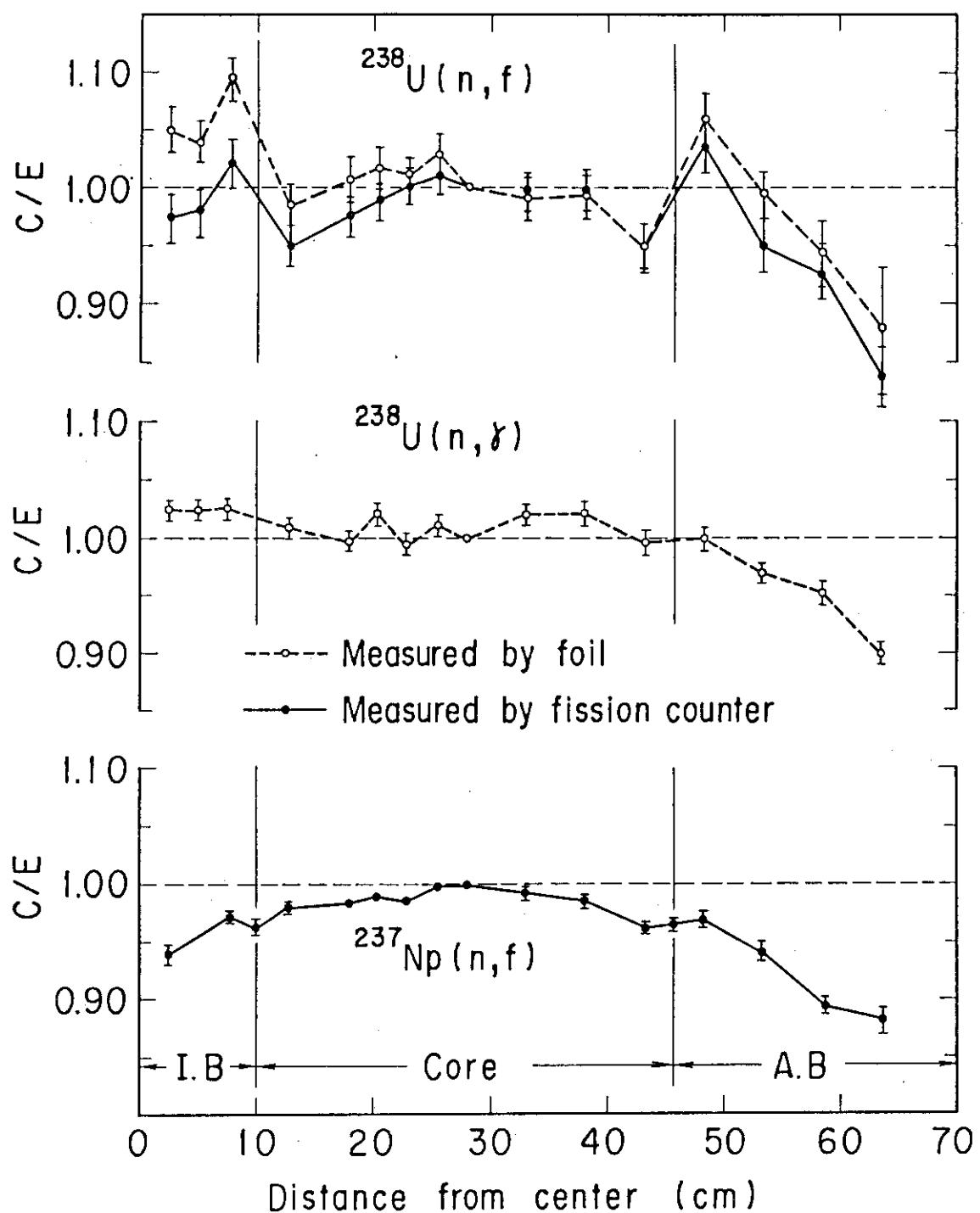


Fig. 6.9 C/E values of $^{238}\text{U}(n, f)$, $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ and $^{237}\text{Np}(n, f)$ in FCA Assembly XII-1

7. ドップラー効果

サンプルオシレーション法¹¹⁾を用いて、²³⁸Uおよび炉心構造材質についてのドップラー効果の測定を行った。¹²⁾本集合体では、その構成から明らかなように、内部ブランケット領域と炉心領域で大きく異なる中性子スペクトル場が存在する。従って本集合体でのドップラー効果を考える際、この2つの領域それぞれでの評価が必要であり、その測定を行った。さらに、上述のスペクトル場と異なるスペクトル場として炉心領域に存在するナトリウムがボイド状態になった体系を考え、その体系でのドップラー効果も評価した。

7.1 ドップラー効果の測定

本測定に使用したサンプルは、天然ウラン酸化物(NUO₂)、金属天然ウラン(NU)および炉心構造材である鉄(Fe)、ニッケル(Ni)である。NUO₂あるいはNUサンプルは、NUO₂ペレットまたはNUペレットおよびSUS 304製キャップセルから成る。これらキャップセルによる反応度の寄与を測定するために上述のサンプルの他に、空のキャップセルも用意した。これら、測定に使用したサンプルの形状、重量等をTable 7.1に示す。

ドップラー効果測定体系は、FCA XI-1集合体の標準体系に於て炉心中心軸(固定側および移動側126-26)を測定用実験孔とし、さらにプルトニウムドライバー領域中(移動側M126-32)に微調整制御棒(Fine control rod: F/Rと略す)を取付た体系である。¹²⁾この実験孔およびプルトニウムドライバーをF/Rに置換したことによる体系の反応度減少分は、ドライバー領域最外周にEUCDドロワーを2本(固定側および移動側各1本ずつ)追加することにより補った。また、ナトリウムがボイド状態になった体系は、この測定体系の固定側1/2集合体に於て中心軸を含む5行×5列の領域のナトリウム板をボイド罐に置換する(1パック当たり約45gのナトリウムを除去)ことにより作成された体系である。このボイド領域の大きさは、等価半径15.6cm、高さは内部ブランケット中心から50.8cmである。

測定位置は、体系の大きさ・中性子スペクトルへの他の領域からの影響等を考慮して、内部ブランケット領域は中心を、炉心領域は内部ブランケット中心より約26cm隔った位置を選定した。ナトリウムボイド体系では、比較が容易なように炉心領域と同じ位置とした。

各サンプルに対する各領域でのサンプル反応度値およびドップラー効果の測定結果をTable 7.2に示す。また、温度上昇による反応度値変化の様子をFig. 7.1~7.3に示す。図中では、サンプル加熱中あるいは冷却中の反応度値も併せて示し、さらに、これらのデータを用いて各サンプルについて $d\rho/dT \propto T^{-1}$ の曲線に最小2乗法でフィッティングを行った結果も示した。

7.2 ドップラー効果の解析

JFS-3-J2 70群セット³⁾を用いて、2次元RZモデルで70群拡散計算を行い、一次摂動法

によりドップラー効果の解析を行った。サンプルが核燃料物質の場合、中心にサンプル、その周囲にキャプセル（ドップラーサンプルを収納する容器）、さらにその外側に均質の炉心領域の3領域からなる1次元円柱スーパーセルモデルを考えて、衝突確率法により非均質効果をセル平均断面積に考慮した。一方、他のサンプルでは、均質モデルによるセル平均断面積を用いた。¹²⁾

Table 7.3に計算結果を、実験値およびC/E値とともに示す。ここで、炉心領域での計算結果には、温度上昇によるサンプルの熱膨脹効果^{11), 12)}を加味した結果も併せて示した。

実験値と計算値を比較すると、サンプル反応度価値では、計算が全般に実験値を過大評価する傾向があるが、測定誤差範囲内で実験値と一致しており、計算値は実験値を良く再現していると言える。その中で、内部ブランケットおよび炉心領域でのNUO₂-25φに対する結果は、他のサンプルと傾向が異なり、計算値と実験値に不一致が見られる。この原因として、NUO₂-25φサンプルの測定時に、原子炉がその密着状態および炉内温度分布等が十分に安定していない状態であったために、測定値に対するこれらの補正が十分にできなかったと考えられる。一方、ドップラー効果では、内部ブランケット領域ではNUO₂-25φ, NUO₂-20φ, NU-25φのC/E値が0.98~1.07と計算値と実験値は非常に良い一致を示している。また構造材核種では、FeがC/E値1.1~1.2と、これまでのFCAでの測定結果と同程度である。しかし、NiはC/E値0.76と他のサンプルに比べて計算が過小評価している。炉心領域では、NUO₂, NUサンプルとも熱膨脹効果を考慮することにより、内部ブランケット領域と同様の結果となる。また、Feに対しても内部ブランケット領域と同様の結果であった。しかし、ナトリウムボイド状態での炉心領域では、熱膨脹効果を考慮しても、計算は実験値を過小評価している。この一因として、ナトリウムボイド状態での中性子スペクトルの評価が、計算では十分にできていまいと考えられるが、その詳細については、今後十分に検討していく必要がある。

Table 7.1 Doppler Samples

Sample	Material	Enrichment	Diameter and length (mm)	Total U mass (g)
NUO ₂ -25 φ	UO ₂	Nat. U	25.0 × 150.0	604.8
NUO ₂ -20 φ	UO ₂	Nat. U	20.0 × 150.0	376.7
NU -25 φ	U(metal)	Nat. U	24.8 × 150.0	1346.7
Fe	Fe	—	25.7 × 158.0	647.5(Fe)
Ni	Ni	—	26.1 × 158.0	754.6(Ni)

Table 7.2 Doppler Reactivity Worth Measurement in FCA Assembly XII-1

Internal blanket (Pos. 0.0mm)

Sample	T (°C)	Experiment
NUO ₂ -25Φ (U 604.8g)	20 20-550 20-800	-16.3 ± 2.7 - 0.658 ± 0.015 - 0.888 ± 0.009
NUO ₂ -20Φ (U 376.7g)	20 20-550 20-800	- 7.5 ± 2.7 - 0.437 ± 0.019 - 0.595 ± 0.019
NU-25Φ (U 1346.2g)	20 20-550 20-800	-18.5 ± 2.7 - 1.37 ± 0.017 - 1.78 ± 0.009
Fe (647.5g)	20 20-550 20-800	- 4.0 ± 2.7 - 0.104 ± 0.017 - 0.126 ± 0.009
Ni (754.6g)	20 20-550 20-800	- 9.4 ± 2.7 - 0.146 ± 0.019

Sample	T (°C)	Experiment
NUO ₂ -25Φ (U 604.8g)	20 20-550 20-800	-15.3 ± 2.7 - 0.734 ± 0.018 - 0.974 ± 0.011
NUO ₂ -20Φ (U 376.7g)	20 20-550 20-800	- 6.8 ± 2.7 - 0.454 ± 0.019 - 0.611 ± 0.011
NU-25Φ (U 1346.2g)	20 20-550 20-800	-18.6 ± 2.7 - 1.401 ± 0.020 - 1.818 ± 0.010
Fe (647.5g)	20 20-550 20-800	- 3.6 ± 2.7 - 0.099 ± 0.020 - 0.135 ± 0.016
Ni (754.6g)	20 20-550 20-800	- 6.8 ± 2.7 _____

$$\rho_0 = 0.0452 \text{ %} \Delta k/k$$

$$\rho_0 = 0.0452 \text{ %} \Delta k/k$$

Table 7.2 (continued)

Na voided core (Pos. 262.0mm)

Sample	T (°C)	Experiment X 10 ⁻² ρ
NUO ₂ -25Φ (U 604.8g)	20	-10.8 ± 2.7
	20-550	- 0.655 ± 0.013
	20-800	- 0.848 ± 0.015
Fe (647.5g)	20	- 3.5 ± 2.7
	20-550	- 0.115 ± 0.012
	20-800	- 0.155 ± 0.013

$$\rho_0 = 0.0452 \% \Delta k/k$$

Table 7.3 Comparison of Calculated and Measured Doppler Reactivity Worths in FCA Assembly XII-1

Internal blanket (Pos. 0.0mm)

Sample	T (°C)	Experiment $\times 10^{-6} \Delta k/k$	Calculation $\times 10^{-6} \Delta k/k$	C/E
NUO ₂ -25Φ (U 604.8g)	20	-73.6 ± 12.4	-60.52	0.822
	20-550	- 2.97 ± 0.07	- 3.173	1.07
	20-800	- 4.01 ± 0.05	- 4.092	1.02
NUO ₂ -20Φ (U 376.7g)	20	-34.0 ± 12.4	-38.38	1.129
	20-550	- 1.98 ± 0.09	- 2.036	1.03
	20-800	- 2.69 ± 0.09	- 2.624	0.975
NU-25Φ (U 1346.2g)	20	-83.5 ± 12.4	-93.39	1.118
	20-550	- 6.17 ± 0.08	- 6.153	0.997
	20-800	- 8.02 ± 0.05	- 7.932	0.989
Fe (647.5g)	20	-18.1 ± 12.4	-24.01	1.327
	20-550	- 0.47 ± 0.08	- 0.514	1.09
	20-800	- 0.57 ± 0.05	- 0.673	1.18
Ni (754.6g)	20	-42.4 ± 12.4	-52.54	1.239
	20-550	—	- 0.390	—
	20-800	- 0.66 ± 0.09	- 0.499	0.76

Table 7.3 (continued)

Core (Pos. 262.0mm)

Sample	T (°C)	Experiment	Calculation	C/E
		$\times 10^{-8} \Delta k/k$	$\times 10^{-8} \Delta k/k$	
NUO ₂ -25Φ (U 604.8g)	20	-69.3 ± 12.4	-51.55	0.744
	20-550	- 3.32 ± 0.09	- 3.058 (- 3.323)	0.921 (1.000)
	20-800	- 4.40 ± 0.05	- 3.924 (- 4.310)	0.892 (0.980)
NUO ₂ -20Φ (U 376.7g)	20	-30.5 ± 12.4	-33.06	1.084
	20-550	- 2.05 ± 0.09	- 1.933 (- 2.108)	0.943 (1.028)
	20-800	- 2.76 ± 0.05	- 2.479 (- 2.734)	0.898 (0.991)
NU-25Φ (U 1346.2g)	20	-83.9 ± 12.4	-91.84	1.095
	20-550	- 6.33 ± 0.10	- 6.179 (- 6.970)	0.976 (1.101)
	20-800	- 8.22 ± 0.05	- 7.926 (- 9.092)	0.964 (1.106)
Fe (647.5g)	20	-16.2 ± 12.4	-21.12	1.304
	20-550	- 0.45 ± 0.10	- 0.557	1.24
	20-800	- 0.61 ± 0.08	- 0.728	1.19
Ni (754.6g)	20	-30.7 ± 12.4	-44.92	1.463
	20-550	_____	_____	_____
	20-800	_____	_____	_____

The values in parentheses are the ones corrected for thermal expansion effect.

Table 7.3 (continued)

Na voided core (Pos. 262.0mm)

Sample	T (°C)	Experiment X 10 ⁻⁶ Δ k/k	Calculation X 10 ⁻⁶ Δ k/k	C/E
NUO ₂ -25Φ (U 604.8g)	20	- 48.7 ± 12.4	-49.26	1.011
	20-550	- 2.96 ± 0.06	- 2.388 (- 2.647)	0.807 (0.894)
	20-800	- 3.83 ± 0.07	- 3.046 (- 3.423)	0.795 (0.894)
Fe (647.5g)	20	-15.6 ± 12.4	-22.37	1.434
	20-550	- 0.52 ± 0.06	- 0.405	0.78
	20-800	- 0.70 ± 0.06	- 0.527	0.45

The values in parentheses are the ones corrected for thermal expansion effect.

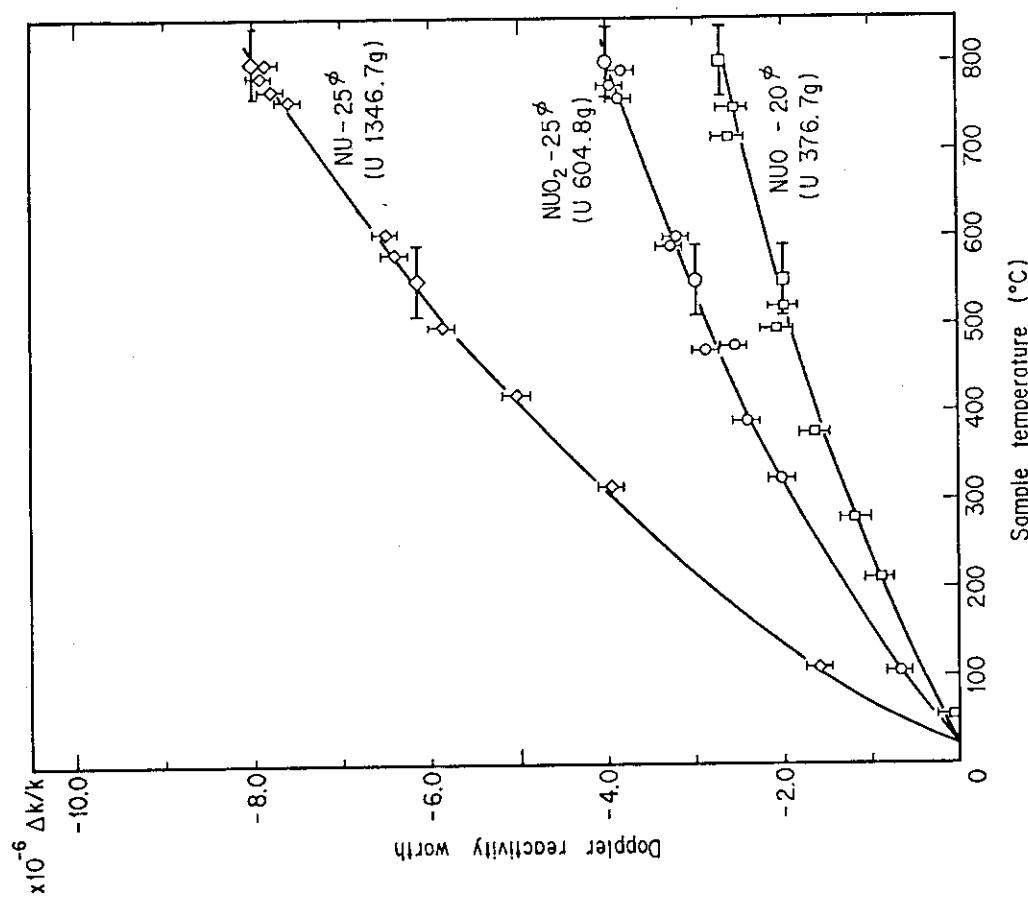


Fig. 7.1 Doppler reactivity effects measured at I.B. zone of FCA assembly XII-1

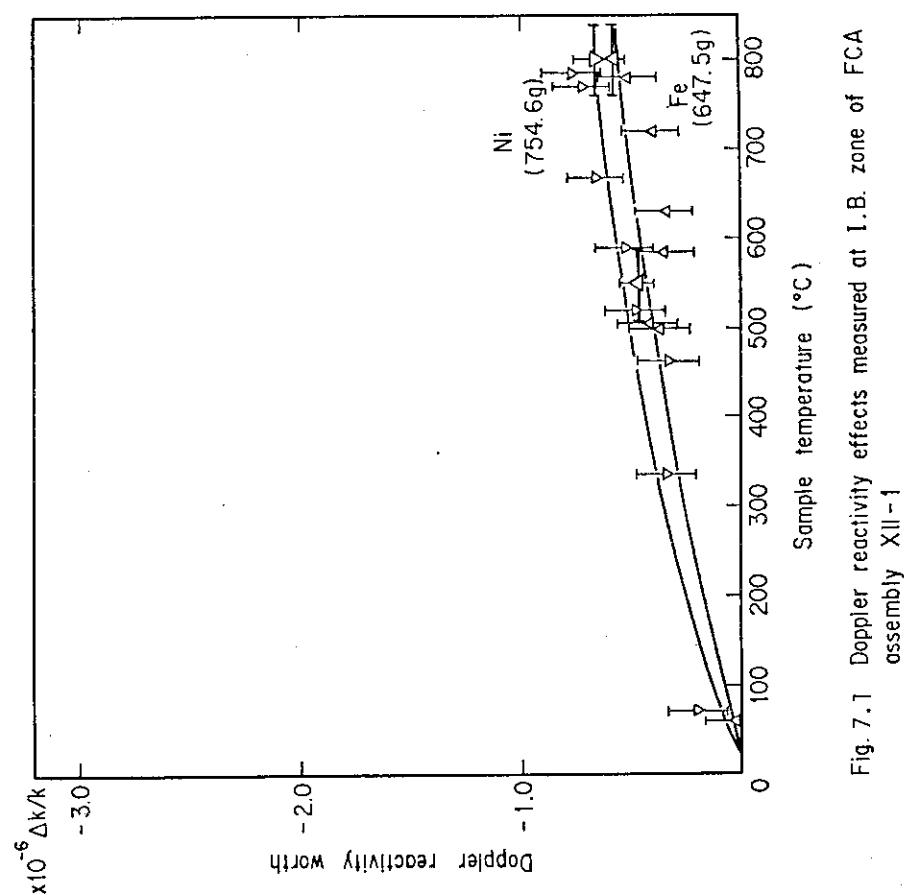


Fig. 7.1 Doppler reactivity effects measured at I.B. zone of FCA assembly XII-1

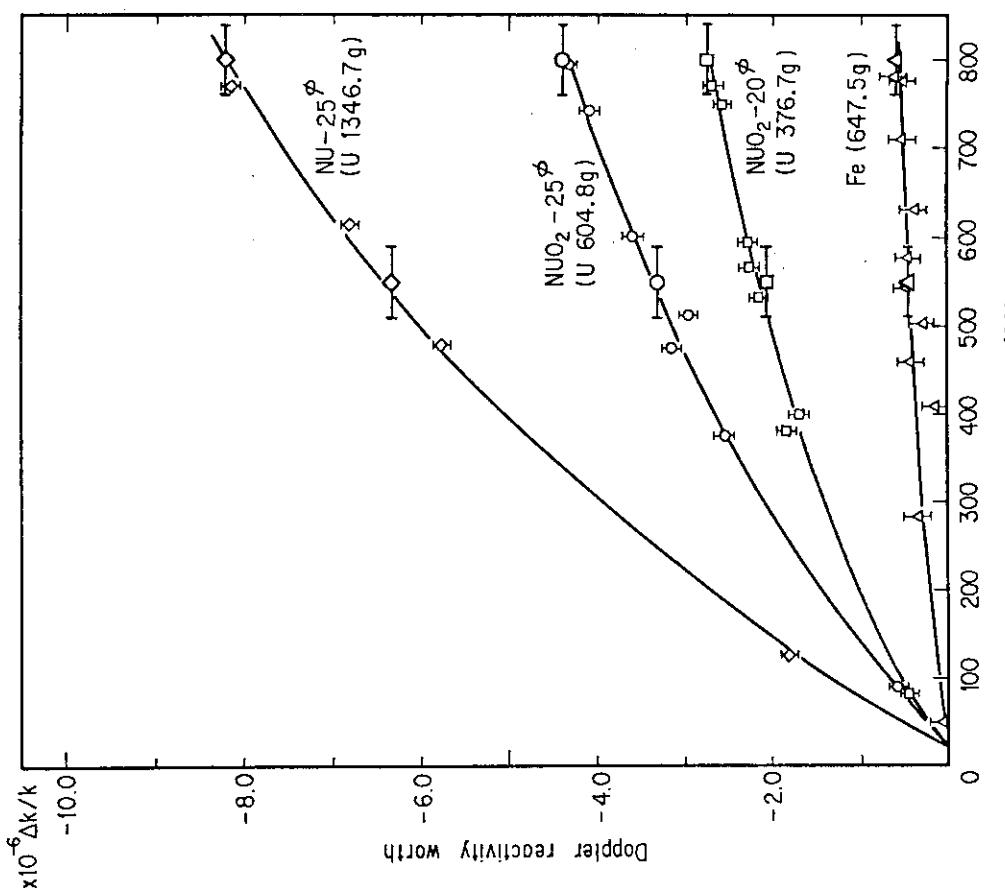


Fig. 7.2 Doppler reactivity effects measured at core region of FCA assembly XII-1

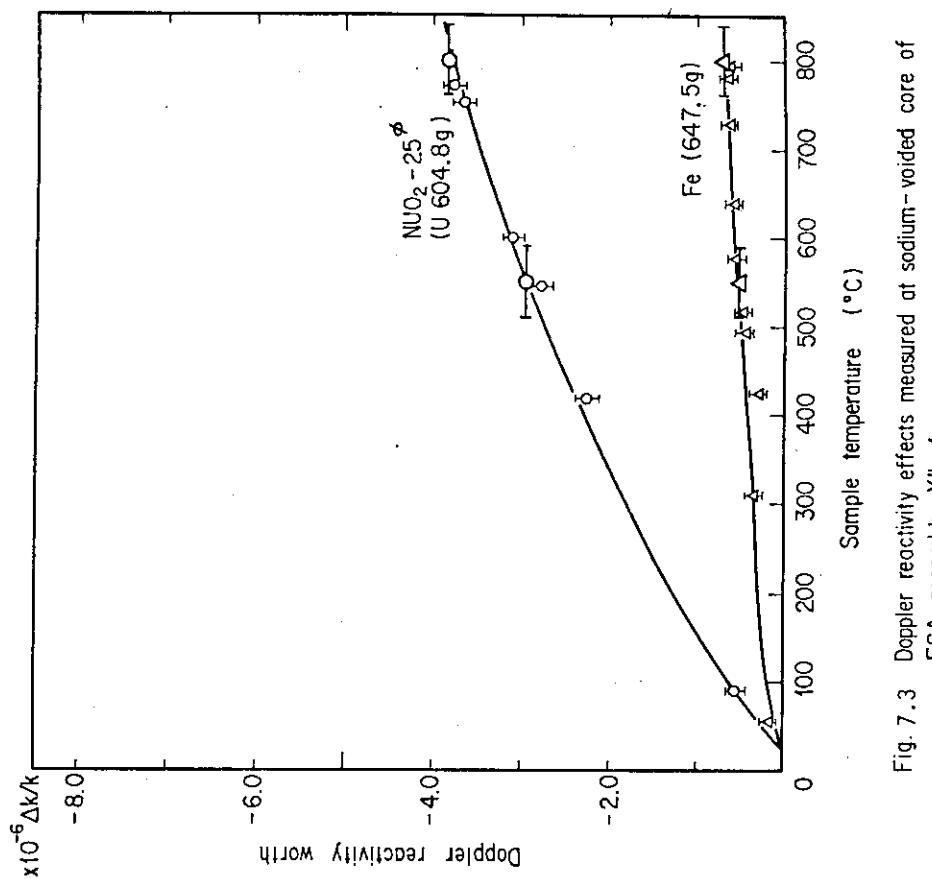


Fig. 7.3 Doppler reactivity effects measured at sodium-voided core of FCA assembly XII-1

8. B_4C 制御棒反応度価値

8.1 実験の概要

(1) 測定項目

軸方向非均質炉心の制御棒反応度特性を実験的に明らかにするために、①制御棒反応度ストローク曲線、②制御棒反応度価値の ^{10}B 濃縮度依存性等の測定に主眼を置いた実験を実施した。実験は5つの異なる模擬制御棒パターンについて行った（Table 8.1）。それぞれの測定ケースについての詳細については後節にて述べることにして、ここではその概略のみを示す。

制御棒ストローク曲線の測定では、炉心中心に設けたナトリウム・チャンネル内に模擬制御棒を炉心上部位置（固定側集合体）から炉心内完全挿入位置まで計7つのステップに分けて挿入し、各ステップにおける制御棒反応度価値を測定した（ケース1）。また、周辺に他の模擬制御棒が部分挿入され中性子束分布が軸方向に歪みを生じている体系におけるストローク曲線も併わせ測定し比較した（ケース2）。

^{10}B 濃縮度依存性の測定では、天然 B_4C （≈20%）、30% B_4C 、55% B_4C 、80% B_4C 、90% B_4C の5種類の異なる ^{10}B 濃縮度の模擬制御棒についてその反応度価値を測定した（ケース3）。但し、55% B_4C 模擬制御棒は、天然 B_4C と90% B_4C とを同一割合にて装填し平均的に ^{10}B 濃縮度を55%としたものである。この他、 ^{10}B 濃縮度は一定（天然 B_4C ）とし模擬制御棒当りの B_4C ピンの本数を変化させて、制御棒反応度価値の ^{10}B 量依存性を測定した（ケース4）。また、以上の実験は全て中心の1つの引出を用いての測定である（断面は 30.5 cm^2 ）が、4つの引出を用い制御棒チャンネルを拡大した場合（断面は 121.9 cm^2 ）についても一部の模擬制御棒について（ ^{10}B 濃縮度は20%および55%）その反応度価値を測定した（ケース5）。

(2) 測定手法

大きな負の反応度の測定手法としては種々の方法が提案されているが、今回の実験では、FCAにての経験も豊かな中性子源増倍法を用いた。この方法は、プルトニウム燃料からの自発核分裂中性子を外部中性子源として利用でき、これらが均一に分布している本体系では簡便で精度の良い測定手法と言える。

中性子源増倍法では、未臨界体系における反応度 ρ と中性子検出器の計数率 C とを以下の式で表わす。

$$-\rho = \frac{A}{C} \cdot \quad (8.1)$$

ここで、 A は外部中性子源強度、中性子の生成寿命、検出器の検出効率を含む項である。通常の中性子源増倍法では、中性子束が基本モードで分布しているとの仮定の下に A を定数とみなし、反応度が知られている体系で A を定め、未知の反応度の体系での検出器の計数率 C_1 から以下の式にて反応度 ρ_1 を求める。

$$-\rho_0 = \frac{A_0}{C_0} , \quad (8.2)$$

$$A_0 = -\rho_0 C_0 , \quad (8.3)$$

ここで、 ρ_0 は較正体系での反応度、 C_0 は較正体系での中性子検出器の計数率である。(8.2) 式は、未臨界度が浅い体系で、検出器の位置を適当に選べばほぼ正しいとされる。しかしながら、未臨界度が深い体系では中性子束高調波の存在により(8.2)式は有効でなくなる。また、外部中性子源の挿入位置、検出器の位置、 B_4C などの吸収材の投入位置により高調波の影響の度合は異ってくる。これら高調波の影響を計算によって求め(8.2)式を補正しようとする方法が修正中性子源増倍法^{13), 14)}である。

本実験では体系内および体系外に置かれた計8系統の中性子検出器を用いている。体系内の4個の検出器に対して上述の修正中性子源増倍法による補正係数を求めたところそれらは全て1%以下の補正值となり測定誤差範囲内であった(Appendix D 参照)。これは、今回の実験の場合①外部中性子源としてプルトニウム燃料中の²⁴⁰Puの自発核分裂中性子を用いており、比較的外部中性子源分布が均一で対称であること、② B_4C 吸収材の投入位置が体系の中心であること、および移動方向が、検出器の置かれている面に対し垂直であり、各検出器に対し同一距離を保っていること、などの理由によるものと思われる。また、体系内および体系外のそれぞれ4系統の検出器の測定値間には有意な差がなかった。そこで、今回の測定データの整理に当っては、8系統の検出から得られたデータの単純平均をもって求めようとしている制御棒反応度価値とした。また、それらの値のはらつき(1σ)を測定誤差とした。

これら8系統の検出器の配置をFig. 8.1に示す。体系内に装荷した4つの検出器の内、3つは核分裂計数管(FC-144, RS, WH)であり、他の1つはHe-3計数管である。これらは固定側集合体の密着面に接して径方向ブランケット内に装荷した。体系外の検出器としては、FCAの核計装に用いている4つの計数チャンネル(CH1, CH2, CH5, CH6)を使用した。

測定では、基準体系をFig. 8.1に示した臨界体系とした。炉心中心のT2燃料をナトリウム・チャンネルにて置換した体系(Na Fol体系)、さらに B_4C 吸収材にて置換した体系(B_4C 体系)でのそれぞれの反応度を $\rho(Na)$, $\rho(B_4C)$ とし、模擬制御棒の反応度価値 $\Delta\rho$ をこれらの反応度の差として定義した。

$$\Delta\rho = \rho(B_4C) - \rho(Na) \quad (8.4)$$

(3) 模擬制御棒の構成

各種¹⁰B濃縮度の B_4C 板あるいは B_4C ペレットを用いて模擬制御棒を作成した。模擬制御棒の吸収部の長さは、内部ブランケットを含めた炉心領域の軸方向高さに合わせ91.44 cmとした。制御棒の吸収部以外の領域(Naフォロワー)は不銹鋼により被覆されたNa罐を引出内に装填し模擬した。

制御棒ストローク曲線の測定(ケース1およびケース2)では B_4C 板を用いて模擬制御棒を作成した。但し、ケース2の周辺制御棒には B_4C ピンを用いた。模擬制御棒には1パック(5.52

cm × 5.52 cm × 5.08 cm) 内に天然B₄C板を2枚、90% B₄C板を2枚 Na 罐を4枚装填し、平均の¹⁰B濃縮度を55%，¹⁰B重量を46.34 gr/パックとした。B₄C板の仕様をTable 8.2に、模擬制御棒および周辺制御棒の装填様式をFig. 8.2に示す。

ケース3～ケース5の測定には、B₄Cペレットを不銹鋼製の管に装填して作成したB₄Cピンを用いた模擬制御棒を使用した。Table 8.3に各種ペレット、各種ピンの仕様を示す。また、Table 8.4, 8.5には、それぞれ、各種B₄Cペレット、B₄Cピンに使用されている不銹鋼管の化学分析値を示す。模擬制御棒内のB₄Cピンの装填様式をFig. 8.3に示す。ケース4を除くと、模擬制御棒内のB₄Cピン本数は12であり（他に4本の空ピンを装填した）1パック当りのB₄C体積比は0.374となる。¹⁰B濃縮度55%の模擬制御棒は天然B₄Cピンと90% B₄Cピンとを6本づつなるべく均一に装填し実効的に¹⁰B濃縮度を55%とした。天然(20%)、30%、55%、80%、90%の各濃縮度の模擬制御棒内の1パック当の¹⁰B重量は、それぞれ、19.92 gr, 29.88 gr, 56.46 gr, 81.48 gr, 93.00 grとなる。

8.2 計算手法

ケース1、ケース3およびケース4の測定における制御棒反応度価値を解析した。これらの測定体系は比較的単純で模擬制御棒は中心チャンネルにのみ装荷され反応度価値が測定されているので、計算体系はFig. 8.4に示す二次元円柱モデルとした。但し、ケース1およびケース2の解析では、測定体系がZ軸に関し上下対称であるのでV/2モデルにて計算した。

Na FoI 体系での実効増倍係数 K_{eff}(Na)と模擬制御棒を挿入した体系での実効増倍係数 K_{eff}(B₄C)から制御棒反応度価値を次式にて計算した。

$$\Delta \rho = \frac{K_{\text{eff}}(\text{B}_4\text{C}) - K_{\text{eff}}(\text{Na})}{K_{\text{eff}}(\text{B}_4\text{C}) + K_{\text{eff}}(\text{Na})} \times 100. \quad (\% \Delta k / k^2) \quad (8.5)$$

70群非等方拡散計算を基準とし、これに輸送補正を施した。補正計算の中性子エネルギー群数は10群とし、70群基準計算によって得られた各領域の中性子束スペクトルを用いてそれぞれの領域の10群縮約断面積を得た。但し、NaチャンネルおよびB₄C領域の縮約断面積は、それらの領域を中心に有する体系での中心の中性子束スペクトルを用いて縮約した。10群のエネルギー構造をTable 8.6に示す。10群S8-P0近似による輸送計算の反応度価値を $\Delta \rho_T$ 、10群等方拡散計算の反応度価値を $\Delta \rho_D$ とし補正係数 f_{T/D}を以下の如く求めた。

$$f_{T/D} = \frac{\Delta \rho_T}{\Delta \rho_D} \quad (8.6)$$

基準計算による制御棒反応度価値を $\Delta \rho_S$ とし、輸送補正済の反応度価値 $\Delta \rho_{\text{Corrected}}$ を以下の式で求めた。

$$\Delta \rho_{\text{Corrected}} = \Delta \rho_S \cdot f_{T/D}. \quad (8.7)$$

B_4C 領域の断面積は均質モデルにて計算した。各タイプの模擬制御棒の平均原子数密度をTable 8.7に示す。この原子数密度には、FCA格子管および引出の不銹鋼をも含んでおり、1パック当たりの平均値となっている。

8.3 制御棒ストローク曲線

B_4C 板を用いた模擬制御棒を中心ナトリウム・チャンネルの炉心上部（固定側集合体）から軸方向に順次挿入していき、各位置での反応度価値を測定した。各ステップの制御棒挿入位置をFig. 8.5に示す。ケース1は周辺に制御棒が挿入されていない系での中心制御棒ストローク曲線であり、ケース2は周辺に他の制御棒が挿入されている場合のストローク曲線である。周辺制御棒は等価半径15.6 cmの位置に4本、炉心上部（固定側集合体）から約25 cmの位置まで挿入されている。この場合、周辺制御棒の1本当りの反応度価値は約 $-5.6 \rho_0 (= -0.25 \% \Delta k / k^2)$ であり、全体で約 $-23 \rho_0 (= -1.0 \% \Delta k / k^2)$ となる。ケース2の場合の集合体装荷図をFig. 8.6に示す。測定精度を上げるために、周囲のドライバー燃料(EUCD)を若干追加して（固定側に3体、移動側に2体、計5体）系の未臨界度を浅くした。

制御棒反応度価値の測定値をTable 8.8に示し、Fig. 8.7に図示する。ケース1の場合、完全挿入時（制御棒位置6/6）の制御棒反応度価値は約 $-20 \rho_0 (= 0.91 \% \Delta k / k^2)$ であり、反応度ストローク曲線はいわゆるS字曲線となる。ストローク曲線の微分値（各制御棒位置間での反応度価値差）は、Fig. 8.7から明らかなように、内部ブランケットの存在により中心付近で小さくあるいは平坦になるという軸方向非均質炉心の特徴を良く示している。周辺に他の制御棒が挿入されているケース2では、ストローク曲線の全体の形はケース1と似ているが、その微分曲線には若干の相違がある。即ち、周辺制御棒が挿入された側（炉心上部）ではストローク曲線の微分値が小さくなり、反対側（炉心下部）では大きくなる。これは、周辺制御棒が挿入された側で中性子インポータンスが小さくなり、反対側で大きくなった結果であると解釈することができる。

ケース1の制御棒反応度価値の計算値を測定値と比較してTable 8.9に示す。このとき測定値の反応度価値の尺度を ρ_0 、単位から $\% \Delta k / k^2$ 単位に $1 \rho_0 = 0.0452 \% \Delta k / k^2$ の関係を用いて変換した。Table 8.9には(8.6)式にて定義した輸送補正係数 $f_{T/D}$ も同時に示したが、 $f_{T/D}$ は模擬制御棒の挿入位置により0.926（完全挿入：6/6）から0.961（炉心上部：%）まで一様に大きくなる。計算値(C)と測定値(E)との比C/Eは、 $f_{T/D}$ 値同様制御棒挿入位置に若干依存し、0.975（完全挿入：6/6）から0.875（炉心上部：0/6）まで一様に小さくなる。但し、C/E値の平均値は、炉心上部位置（0/6）を除くと0.960±0.011程度である。 $f_{T/D}$ 値とC/E値をFig. 8.8に図示した。

8.4 ^{10}B 濃縮度効果

B_4C 制御棒反応度価値の ^{10}B 濃縮度依存性を検討したケース3の測定値をTable 8.10に示す。また、中性子束スペクトルあるいは内部ブランケットの存在が ^{10}B 濃縮度依存性におよぼす影響をみるため、FCAの代表的な炉心での各種 ^{10}B 濃縮度の B_4C 制御棒反応度価値を天然 B_4C (20

$\%^{10}\text{B}$ 濃縮度)での値を 1.0 に規格化して Table 8.11 に示す。FCA X-1¹⁵⁾ 炉心は実験炉級高速炉心を模擬したものであり、最も硬い中性子束スペクトルを有する。FCA VII-1¹⁶⁾ 炉心は原型炉級高速炉心を模擬しており、FCA XI-1¹⁷⁾ 炉心は大型高速炉心を模擬したものである。 B_4C 制御棒反応度価値の $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度依存性は X-1 炉心が最も大きく 90 $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度の制御棒は 20 $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度の制御棒の約 3 倍の反応度価値を有する。VII-1 および XI-1 炉心での差は小さく、これらの炉心では 90 $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度と 20 $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度との制御棒間の反応度価値の相違は約 2 倍にすぎない。XI-1 炉心と XI-1 あるいは VII-1 炉心とを比較することにより、内部ブランケットの存在の B_4C 制御棒反応度価値に対する $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度依存性を見ることができるが、各炉心での B_4C ピンの配置に若干の相違があるため、今回の実験からは内部ブランケットの効果は明確とならなかった。

ケース 3 の制御棒反応度価値の計算値を $f_{T/D}$ 値、C/E 値と共に Table 8.12 に示し、 $f_{T/D}$ および C/E 値を Fig. 8.9 に図示した。輸送補正係数 $f_{T/D}$ は模擬制御棒の $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度に若干依存し $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度が大きく即ち未臨界度が深くなるに従い 0.943 (20 %濃縮度) から 0.913 (90 %濃縮度) まで小さくなる。C/E 値と $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度とには一定の傾向は見られず、C/E 値の平均は 0.976 ± 0.021 である。

$\%^{10}\text{B}$ 濃縮度を固定 (天然 B_4C) し、模擬制御棒内の B_4C ピンと空ピンとの割合を変化させたとき (ケース 4) の制御棒反応度価値の測定値を Table 8.13 に示す。また、計算結果および C/E 値を Table 8.14 に示す。輸送補正係数 $f_{T/D}$ と C/E 値はケース 3 の 20 % $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度の制御棒反応度価値の場合とほぼ等しい。Table 8.10 と Table 8.13 とから 1 パック当たりの $\%^{10}\text{B}$ 量に対する単位 $\%^{10}\text{B}$ 重量当たりの模擬制御棒反応度価値を計算し Fig. 8.10 に図示する。単位体積当たりの $\%^{10}\text{B}$ 量が増加するに従い、模擬制御棒内の中性子の低下の度合が大きくなるという遮蔽効果が効いて単位 $\%^{10}\text{B}$ 重量当たりの反応度価値は小さくなる。

制御棒チャンネルを中心の 1 ドロワーから 2 × 2 ドロワーに拡大した場合 (ケース 5) の模擬制御棒反応度価値を Table 8.15 に示す。但しこの場合、模擬制御棒は固定側集合体のみに装荷され、対応する移動側集合体は Na チャンネルとなっている。20 % $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度に対する 55 % $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度の制御棒反応度価値の比をみると、ケース 3 では 1.66 であったものがケース 5 では 1.43 と若干小さくなっている。制御棒領域の拡大に併ない遮蔽効果が大きくなり、 $\%^{10}\text{B}$ 濃縮度依存性が小さくなったと解釈できる。

Table 8.1 Specification of Simulated Control Rod Pattern in Each Case

Case	No. of B ₄ C element	Effective B ¹⁰ enrichment (atom %)	¹⁰ B weight per pack ^a (gr)	Rod position ^b	Comment
1	2 × 20% B ₄ C plate + 2 × 90% B ₄ C plate	55	46.34	6/6 ~0/6	
2	2 × 20% B ₄ C plate + 2 × 90% B ₄ C plate	55	46.34	6/6 ~0/6	With surrounding control rod
3	12 × (20~90%) B ₄ C pin or 6 × 20% B ₄ C pin + 6 × 90% B ₄ C pin	20 ~ 90	19.92 ~ 93.00	6/6	
4	(4 or 8) 20% B ₄ C pin	20%	6.64, 13.28	6/6	
5	12 × 20% B ₄ C pin or 6 × 20% B ₄ C pin + 6 × 90% B ₄ C pin	20, 55	19.92, 56.46	3/6, 0/6	2 × 2 drawers in Fixed side

a) Pack : 5.52 × 5.52 × 5.08 cm³

b) See Fig. 8.5

Table 8.2 Specification of B₄C Plates

Dimension (inch)	Natural B ₄ C 2-2-1/4	90% B ₄ C 2-2-1/4
Weight (gr) B ₄ C Absorber B C Can(Stainless Steel)	22.72 6.36 38.94	21.28 6.00 37.19
¹⁰ B (atom %)	19.8	90.2
Cr/Fe/Ni (wt. %)	18.72/72.54/8.74	18.72/72.54/8.74

Table 8.3 Specification of B₄C pellets and pins

		Void	Natural B ₄ C	30% B ₄ C	80% B ₄ C	90% B ₄ C
Pellet	—	11.0 φ × 45.3 ^L				
Pin tube (mm)	Length	457.2	457.2	457.2	457.2	457.2
Outer dia. SUS thick.	Outer dia. SUS thick.	12.60 0.65	12.60 0.65	12.60 0.65	12.60 0.65	12.60 0.65
SUS B ₄ C pin	SUS B ₄ C pin	84.79 — 104.6	84.79 — 103.7	84.79 — 100.0	84.79 — 100.0	84.79 — 100.0
Weight/pin (gr)	¹⁰ B ¹¹ B C	— — —	14.93 66.50 22.76	22.44 57.90 23.09	61.07 16.88 21.65	69.75 8.22 22.00

Table 8.4 Chemical and isotopic analysis of B₄C pellets

	Natural B ₄ C	30% B ₄ C	80% B ₄ C	90% B ₄ C
B	77.88 w/o	77.48 w/o	77.95 w/o	77.3 w/o
C	21.77 "	22.27 "	21.65 "	21.8 "
Fe	0.08 "	0.13 "	0.08 "	0.10 "
B ₂ O ₃	0.06 "	0.05 "	0.05 "	< 0.05 "
Ca	< 500 ppm	< 100 ppm	113 ppm	—
Al	< 250 "	< 200 "	< 200 "	< 500 "
Ti, Cu, Mn, Na	< 400 "	< 500 "	< 500 "	< 200 "
Cl, F	—	—	< 100 "	< 100 "
¹⁰ B(a/0)	19.806 ± 0.017	29.884 ± 0.004	79.914 ± 0.004	90.33 ± 0.14

Table 8.5 Chemical and Isotopic Analysis of Stainless Steel Tube of B₄C Pin

Isotope	Composition (wt. %)
Fe	70.68
Cr	18.24
Ni	9.18
S	0.002
P	0.029
Mn	1.38
Si	0.44
C	0.05

Table 8.6 Energy Group Structure for Calculation of Transport Correction

group	Upper Energy	Lower Energy	Lethargy Width	Corresponding 70 Group
1	10.0 MeV	2.23 MeV	1.5	1 - 6
2	2.23 MeV	0.498 MeV	1.5	7 - 12
3	0.498 MeV	0.111 MeV	1.5	13 - 18
4	0.111 MeV	24.8 MeV	1.5	19 - 24
5	24.8 keV	5.53 keV	1.5	25 - 30
6	5.53 keV	1.23 keV	1.5	31 - 36
7	1.23 keV	0.275 keV	1.5	37 - 42
8	0.275 keV	61.4 keV	1.5	43 - 48
9	61.4 eV	13.7 eV	1.5	49 - 54
10	13.7 eV	10^{-6} eV	14.4	55 - 70

Table 8.7 Homogenized Atomic Number Density of Simulated Control Rod
($10^{-24} \cdot \text{cm}^{-3}$)(1) B₄C Plate Rod (Case 1 and Case 2 Experiments)

Nuclide	55 %	
¹⁰ B	1.8007 -2	
¹¹ B	1.4723 -2	
C	8.0076 -3	
Na	7.6564 -3	
Cr	5.2123 -3	
Fe	1.8999 -2	
Ni	2.2781 -3	

(2) B₄C Pin Rod (Case 3, Case 4 and Case 5 Experiments)

Nuclide	20 %	30 %	55 %	80 %	90 %
¹⁰ B	7.7353 -3	1.1626 -2	2.1936 -2	3.1641 -2	3.6138 -2
¹¹ B	3.1336 -2	2.7283 -2	1.7604 -2	7.9542 -3	3.8732 -3
C	9.8303 -3	9.9729 -3	9.6660 -3	9.3510 -3	9.5018 -3
Cr	3.8294 -3	←	←	←	←
Fe	1.4075 -2	←	←	←	←
Ni	1.6896 -3	←	←	←	←

Table 8.8 Reactivity Worths of Simulated Control Rod* in Case1 and Case2
 (Unit : ρ_0 ^{a)})

Rod Positions ^{b)}	Case 1 ^{c)}	Case 2 ^{d)}
6/6	20.06 ± 0.13	19.19 ± 0.22
5/6	18.27 ± 0.19	17.09 ± 0.22
4/6	14.40 ± 0.16	13.07 ± 0.32
3/6	10.88 ± 0.16	9.43 ± 0.24
2/6	7.53 ± 0.08	6.12 ± 0.22
1/6	3.62 ± 0.04	2.74 ± 0.16
0/6	0.95 ± 0.04	0.66 ± 0.14

a) $\rho_0 = 0.0452 \text{ \% } \Delta k/k^2$

b) See Fig. 8.5

c) Without surrounding control rod

d) With surrounding control rod

* Rod pattern

No. of B₄C element : 2 × 20% B₄C plate + 2 × 90% B₄C plate

Effective ¹⁰B enrichment : 55 atom %

¹⁰B weight per pack : 46.34 gr.

Table 8.9 Comparison of Calculated and Measured Reactivity Worths of Simulated Control Rod in Case 1

(% $\Delta k/k^2$)

Rod Position	Ref. Worth $\Delta \rho_s$	Transport Correction Factor $f_{T/D}$	Corrected Worth	Cal/Exp
			$\Delta \rho_{\text{corrected}}^*$	
B ₄ C (6/6)	-0.952	0.926	-0.881	0.973 ± 0.007
B ₄ C (5/6)	-0.865	0.924	-0.799	0.969 ± 0.010
B ₄ C (4/6)	-0.677	0.925	-0.626	0.962 ± 0.011
B ₄ C (3/6)	-0.509	0.926	-0.471	0.960 ± 0.015
B ₄ C (2/6)	-0.349	0.930	-0.325	0.955 ± 0.011
B ₄ C (1/6)	-0.163	0.944	-0.154	0.941 ± 0.010
B ₄ C (0/6)	-0.039	0.961	-0.037	0.875 ± 0.037

$$* \Delta \rho_{\text{corrected}} = f_{T/D} \cdot \Delta \rho_s$$

Table 8.10 Reactivity Worths of Simulated Control Rod* in Case 3

¹⁰ B Enrichment (atom %)	¹⁰ B Weight (gr)	Rod Worth	
		(ρ_s)	($10^{-2} \rho_s / \text{gr of } {}^{10}\text{B}$)
Natural (20)	358.56	13.17 ± 0.07	3.67 ± 0.02
30	537.84	16.48 ± 0.12	3.06 ± 0.02
55	1016.28	21.80 ± 0.13	2.15 ± 0.01
80	1466.64	26.28 ± 0.16	1.79 ± 0.01
90	1674.00	27.46 ± 0.15	1.64 ± 0.01

a) $\rho_s = 0.0452 \% \Delta k/k^2$

* Rod Pattern

No. of B₄C element : $12 \times (20\% \sim 90\%)$ B₄C pin or
 $6 \times 20\% \text{ B}_4\text{C pin} + 6 \times 90\% \text{ B}_4\text{C pin}$

Rod Position : 6/6

Table 8.11 Relative B₄C Control Rod Worths at Various FCA Cores

¹⁰ B Enrichment (atom %)	Relative Rod Worth at FCA Core			
	XII-1	XI-1	VII-1	X-1
20	1.00	1.00	1.00	1.00
30	1.25	----	1.23	----
55	1.66	1.59	1.61	----
80	2.00	----	1.89	----
90	2.09	1.99	1.96	2.99

Table 8.12 Comparison of calculated and Measured Reactivity Worths
of Simulated Control Rod in Case 3

(% $\Delta k/k^2$)

¹⁰ B Enrichment (atom %)	Ref. Worth $\Delta \rho_s$	Transport Correction Factor $f_{T/D}$	Corrected Worth $\Delta \rho_{\text{corrected}}^*$	Cal/Exp
Natural (20)	-0.601	0.943	-0.567	0.953 ± 0.005
30	-0.762	0.934	-0.712	0.956 ± 0.007
55	-1.066	0.924	-0.984	1.000 ± 0.006
80	-1.269	0.915	-1.161	0.978 ± 0.006
90	-1.348	0.913	-1.213	0.992 ± 0.006

* $\Delta \rho_{\text{corrected}} = f_{T/D} \cdot \Delta \rho_s$

Table 8.13 Reactivity Worths of Simulated Control Rod* in Case 4

No. of B ₄ C Pin	¹⁰ B Weight (gr)	Rod Worth	
		(ρ_s^{*2})	($10^{-2} \rho_s$ / gr of ¹⁰ B)
4	119.52	5.30 ± 0.08	4.43 ± 0.06
8	239.04	9.67 ± 0.10	4.05 ± 0.04

a) $\rho_s = 0.0452 \% \Delta k/k^2$

* Rod Pattern

¹⁰B Enrichment : 20 atom %

Rod Position : 6/6

Table 8.14 Comparison of Calculated and Measured Reactivity Worths of Simulated Control Rod in Case 4

(% $\Delta k/k^2$)

No. of B ₄ C Pin	Ref. Worth $\Delta \rho_s$	Transport Correction Factor $f_{T/D}$	Corrected Worth $\Delta \rho_{corrected}^*$	Cal/Exp
4	-0.243	0.949	-0.231	0.964 ± 0.015
8	-0.437	0.950	-0.415	0.950 ± 0.010

* $\Delta \rho_{corrected} = f_{T/D} \cdot \Delta \rho_s$

Table 8.15 Reactivity Worths of Simulated Control Rod* in Case 5

¹⁰ B Enrichment (atom %)	Rod Position	Rod Worth (ρ_s^{*2})
20	0/6	1.87 ± 0.03
20	3/6	21.28 ± 0.40
55	3/6	30.42 ± 0.78

a) $\rho_s = 0.0452 \% \Delta k/k^2$

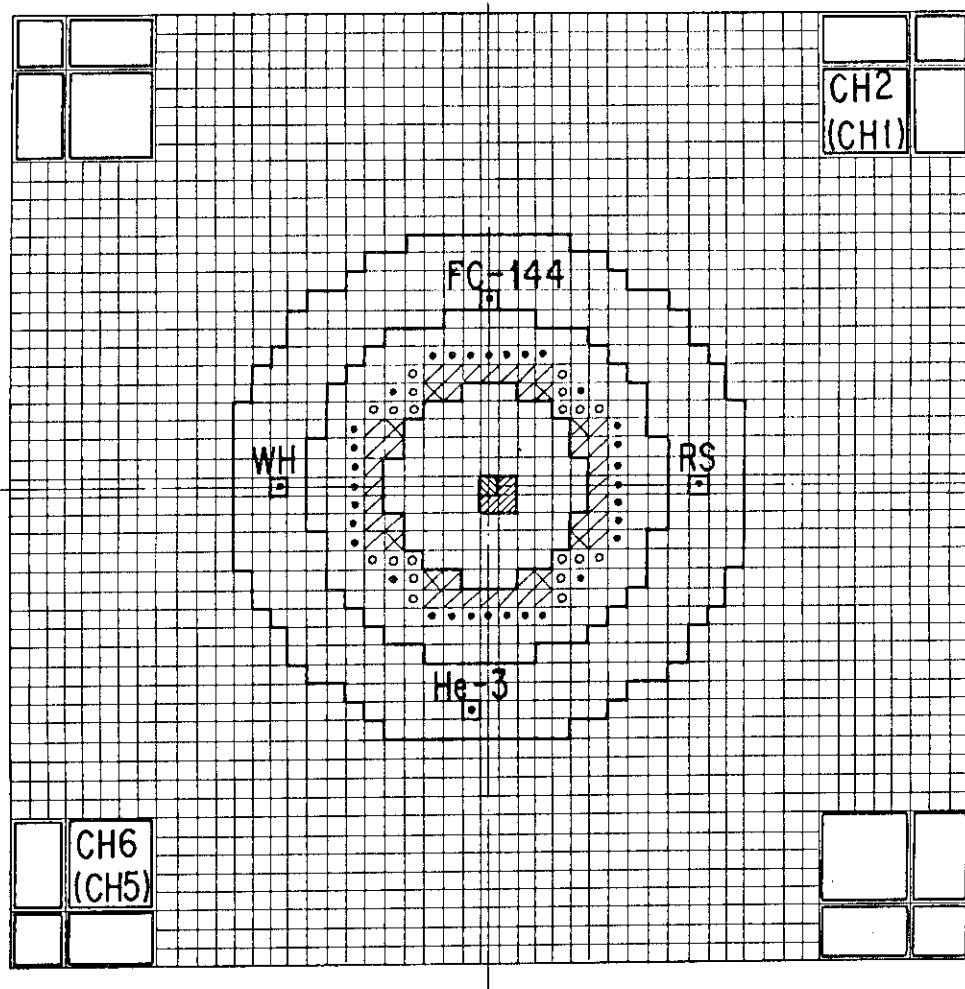
* Rod Pattern

No. of B₄C Element : 12 x 20% B₄C pin or6 x 20% B₄C pin + 6 x 90% B₄C pin

Control Channel : 2 x 2 drawers

¹⁰B Weight per pack : 19.92 gr (20%)

56.46 gr (55%)

Detector

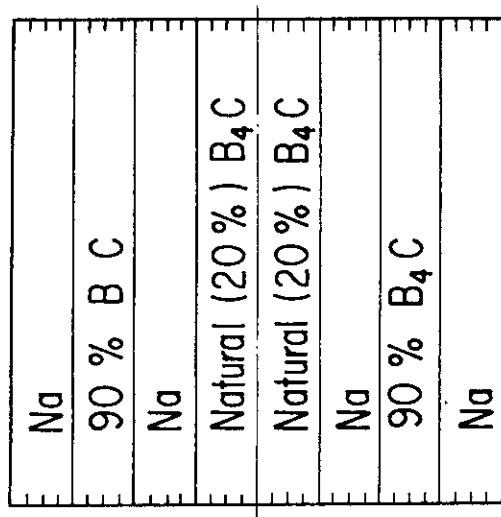
Fission Counter (FC-144, RS, WH)
 He-3 Counter (He-3)
 Start-up Channel (CH1*, CH2)
 Linear Channel (CH5*, CH6)

* in Movable Side

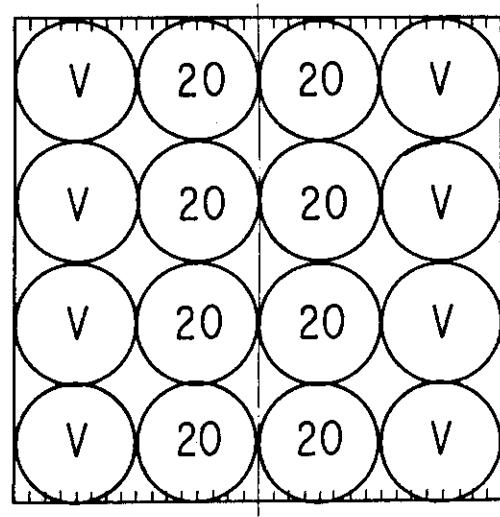
Simulated Control Channel

■ : for Case 1 ~ Case 4
 ▨ : for Case 5

Fig. 8.1 Detector Configuration in B_4C Rod Worth Experiment (Fixed Side)



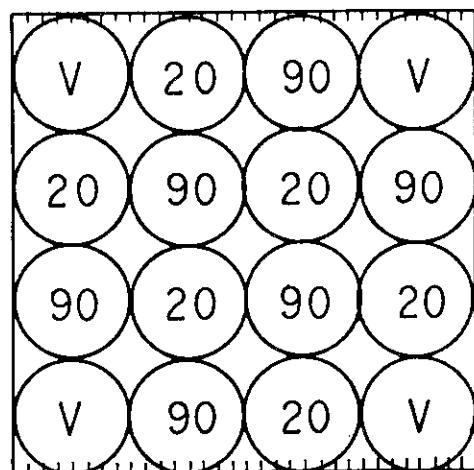
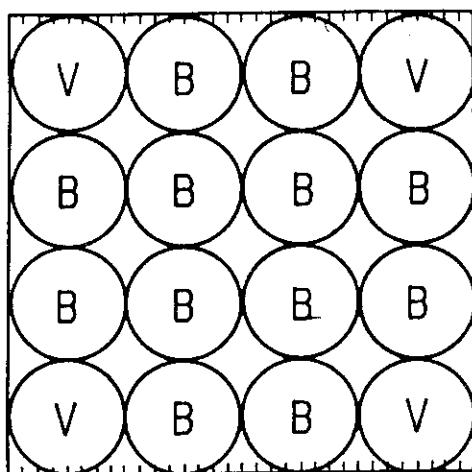
(1) Simulated Control Rod



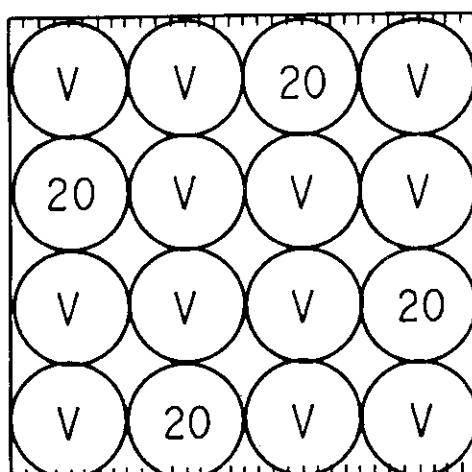
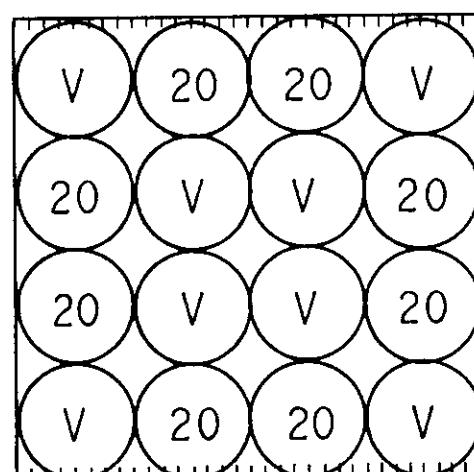
(2) Surrounding Control Rod

20 ¹⁰B % B₄C Pin
 Void Pin

Fig. 8.2 B₄C Plate/Pin Configuration for Case 1
and Case 2 Experiments



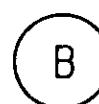
(1) 20%, 30%, 80% or 90 % Rod (2) 55 % Rod

 $B = 20\%, 30\%, 80\% \text{ or } 90\% B_4C \text{ Pin}$ No. of B_4C Pin : 4No. of B_4C Pin : 8

(3) 20 % Rod for Case 4 Experiment



Void Pin

 $B; {}^{10}B \% B_4C \text{ Pin}$ Fig. 8.3 B_4C Pin Configuration in Simulated Control Rod
for Case 3, Case 4 and Case 5 Experiments

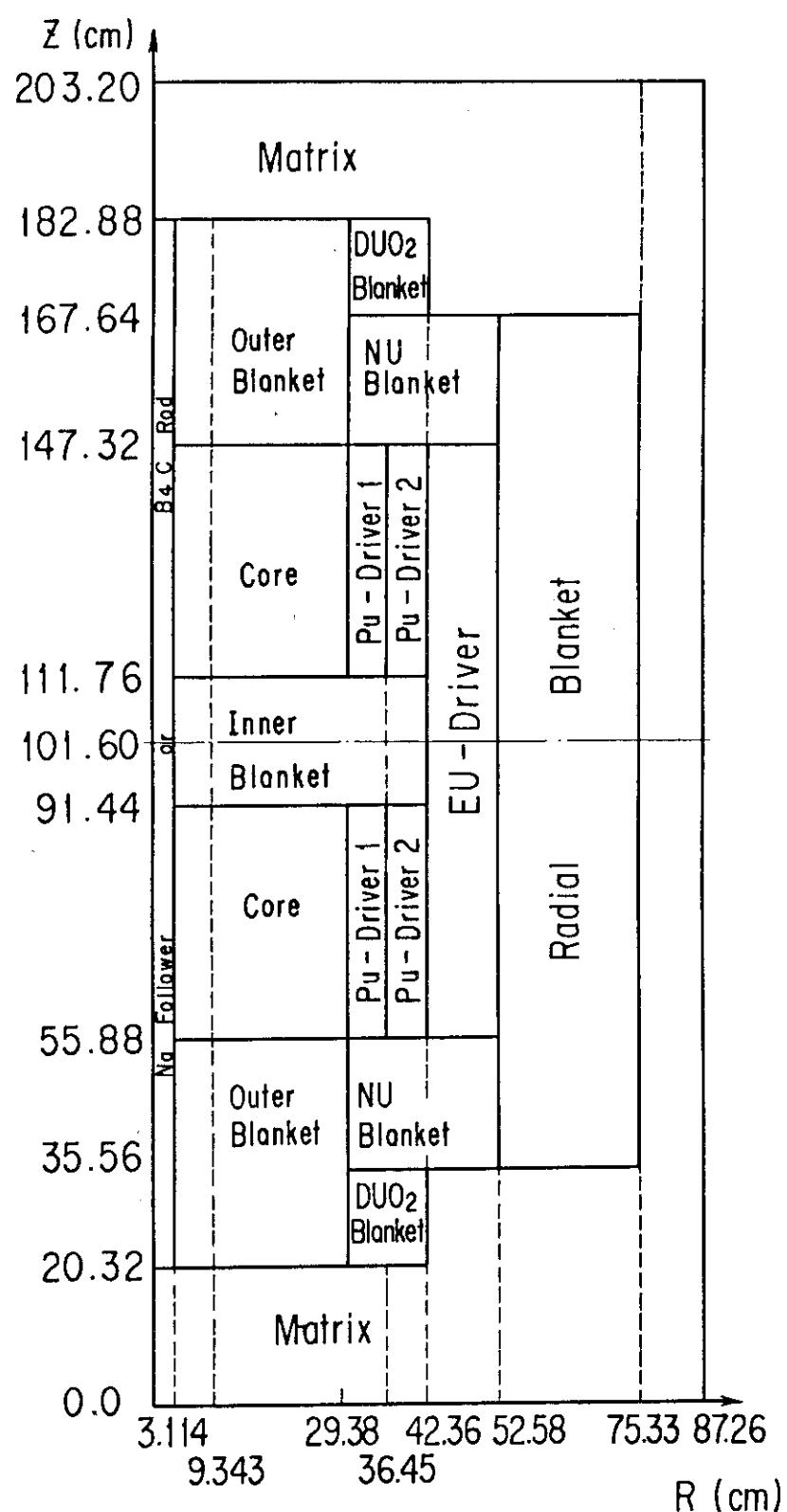


Fig. 8.4 Calculational 2RZ Model for Simulated Control Rod Worth

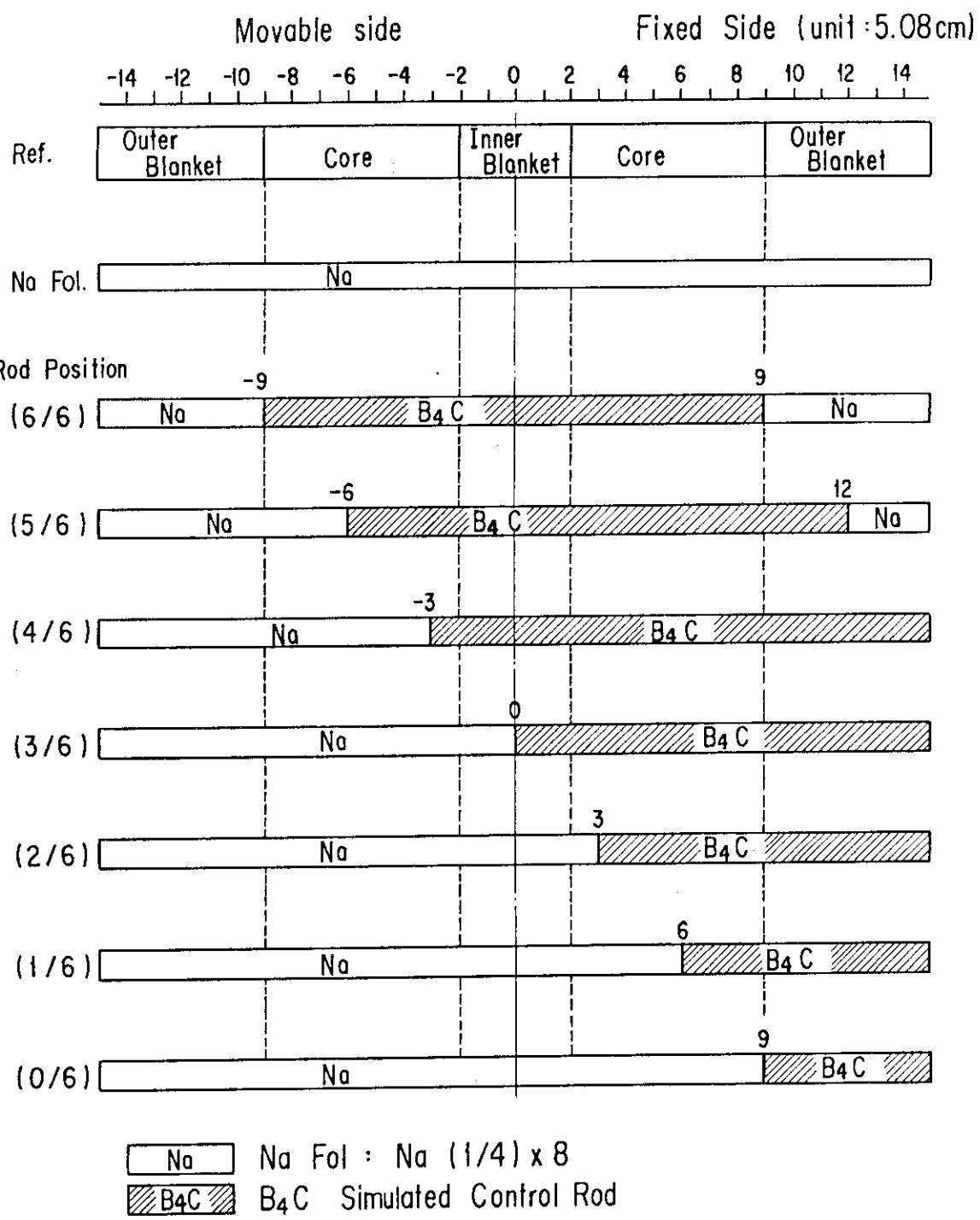
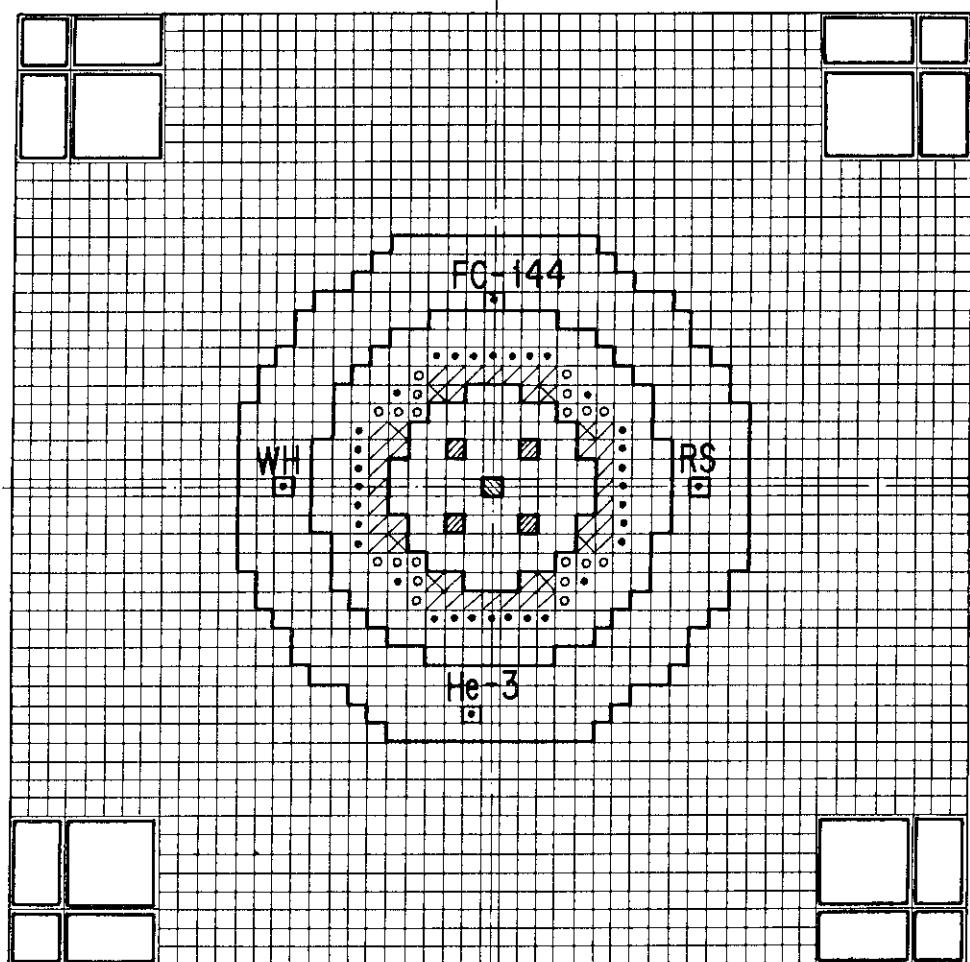


Fig. 8.5 Schematic View of Simulated Control Rod Position



■ : Simulated Control Rod Channel

■ : Surrounding Control Rod Position

Fig. 8.6 Core Configuration in Case 2 Experiment

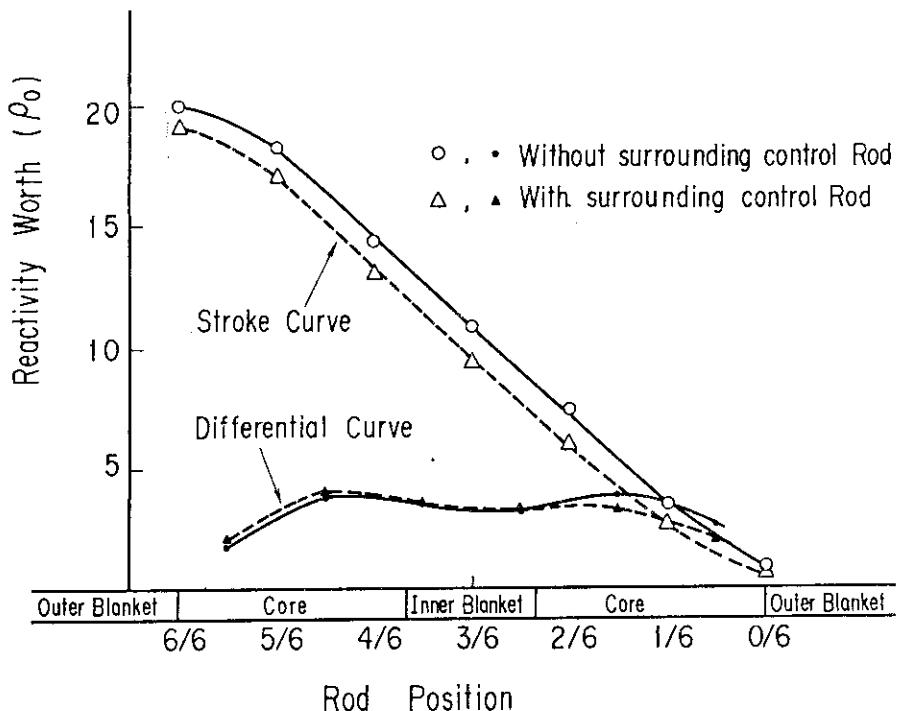


Fig. 8.7 Reactivity Stroke Curve of Central Control Rod

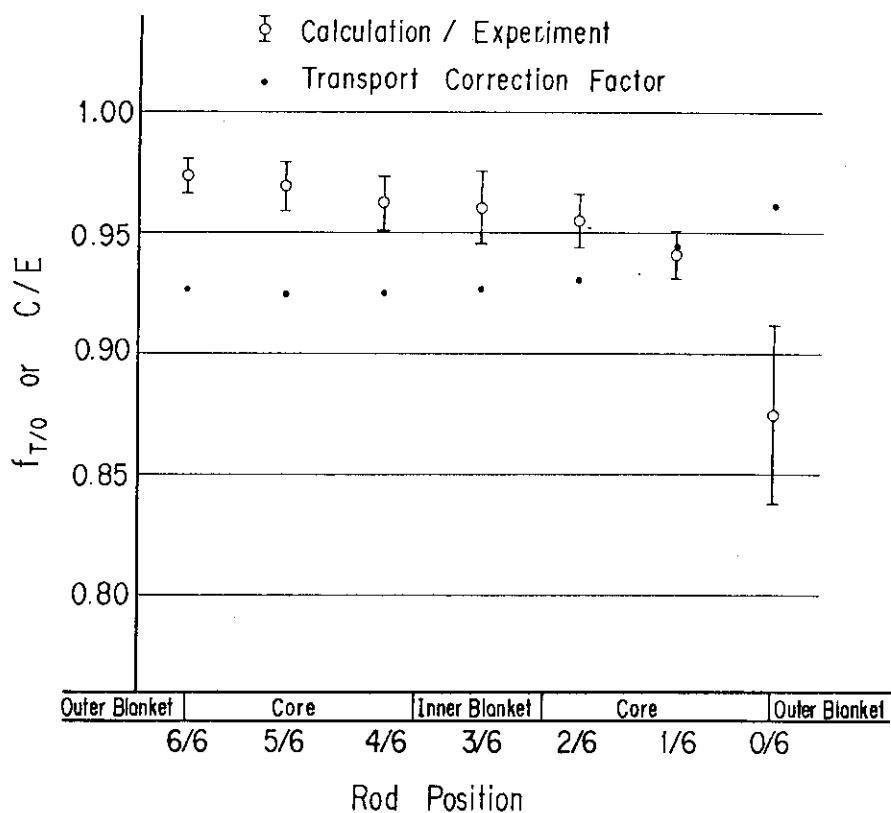


Fig. 8.8 Transport Correction Factor and Calculation / Experiment Values for Control Rod Worth in Case 1

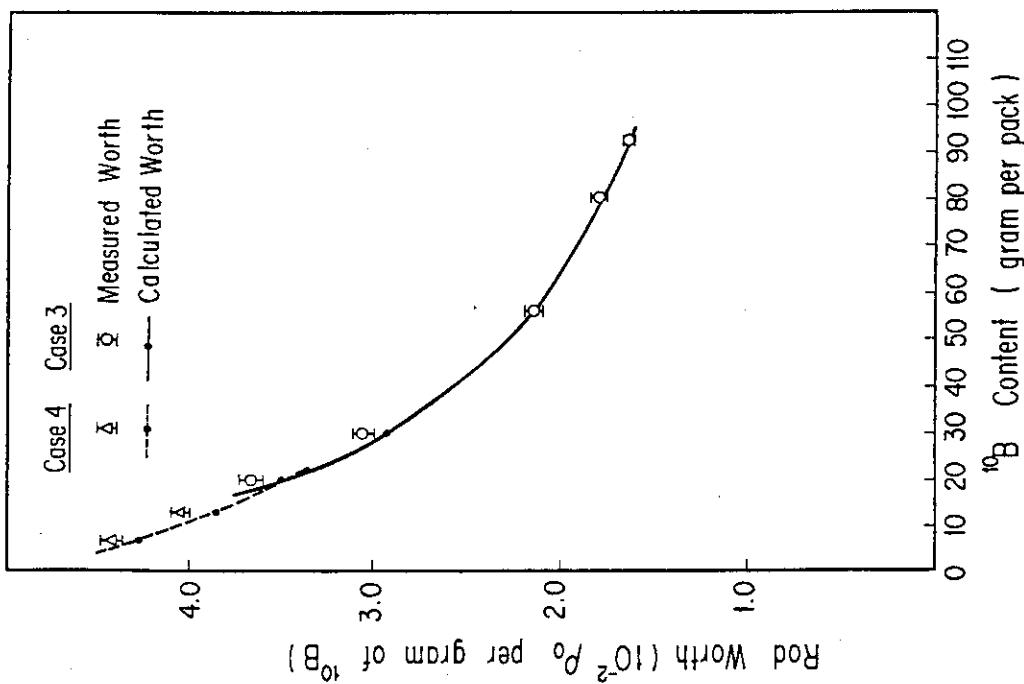


Fig. 8.9 Transport Correction Factor and Calculation / Experiment Value for Control Rod Worth in Case 3

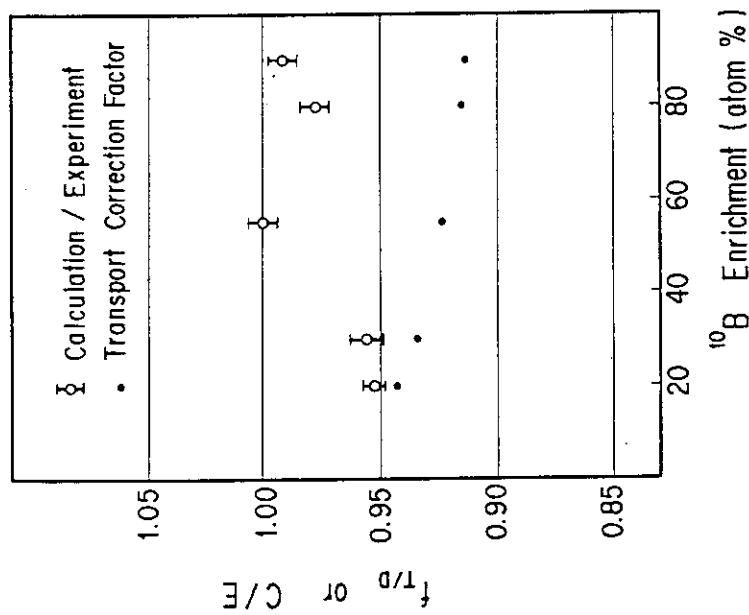


Fig. 8.10 ^{10}B Content v.s. Reactivity Worth of Simulated Control Rod in Case3 and Case4

9. ガンマ線発熱分布の測定と解析

9.1 ガンマ線発熱分布の測定

本集合体におけるガンマ線発熱軸方向分布を測定した。測定は、実効原子番号の異なる5種類の熱蛍光線量計（以下TLDと略す）を用いてそれぞれの実効原子番号に対する媒質中の吸収線量を求め、その結果から媒質の実効原子番号に内外挿することにより媒質自体の吸収線量すなわちガンマ線発熱量を推定する方法に依って行われた。^{18), 19)}

測定に使用したTLDは、 ^7LiF , Mg_2SiO_4 , $\text{CaSO}_4 + ^7\text{LiF}$, Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 の5種類¹⁹⁾であり、これらTLDの実効原子番号、平均発光効率（単位吸収線量当りの熱蛍光量）をTable 9.1に示す。これらのTLDはすべて白色粉体であり、使用にあたっては $2\text{ mm}^\phi \times 12\text{ mm}^\text{L}$ のガラスアンプルに封入した。このTLDアンプルに ^{60}Co からの γ 線を空気中で一定線量照射し、較正を行った。また、この較正によって、ガラスアンプルに封入したTLD物質の量のバラツキ等に起因する熱蛍光量の平均値に対する標準偏差を知り、使用するTLDアンプルの選別および測定精度を評価することができる。較正の結果、各TLDの標準偏差は、それぞれ平均値に対して ^7LiF で6.4%, Mg_2SiO_4 で5.1%, $\text{CaSO}_4 + ^7\text{LiF}$ で5.0%, Sr_2SiO_4 9.7%, Ba_2SiO_4 11.8%であった。

較正されたTLDアンプルは、測定精度向上の点から1測定点当たり单一核種で3本使用することにした。このTLDアンプルの引出しにセットされる様子をFig. 9.1に示す。図より明らかなように、TLDアンプルはステンレス製カプセル（ $20\text{ mm}^\phi \times 6\text{ mm thickness}$ ）に入れられ、このカプセルを引出し中の組成模擬物質板（Na板）中にセットした。このSUS製カプセルの使用は、炉心を構成するPu燃料から大量に放出される低エネルギー γ 線の測定値への影響を低減化するためである。また、組成模擬物質板としてNa板を選んだのは、Na板はステンレスで被覆されており、Na板中のNaの量が53.7%（重量百分率で32.4%）であるために、引出し中の模擬物質板中では比較的SUSカプセルと組成が似ていることによる。測定点は、固定側の炉心中心引出しの第1パック（1 pack）から軸方向ブランケット端（16 pack）まで各パック毎に合計16点である。

照射条件は、原子炉出力2wで30分間とした。照射中における炉出力の変動や運転における出力上昇時および下降時の照射毎の相違を測定値から取り除くために、測定した吸収エネルギーを径方向ブランケット中において ^{237}Np 核分裂計数モニターの計数値で規格化した。また、照射前に、零出力で照射時間と同一時間TLDを照射して、バックグラウンドを測定し、 $2\text{ w} \times 30\text{ 分}$ 間照射した測定値からその値を差し引いた。

各TLDを用いて測定したそれぞれの実効原子番号に対する吸収線量の軸方向分布をTable 9.2に示す。また、これらの測定値から媒質の実効原子番号にまで外挿した^{19), 20)}媒質中の吸収線量すなわちガンマ線発熱量も併せて示した。ここで、表中の単位は、後述する計算値と比較が容易なように、 ^{237}Np 出力モニターを介して、炉心中央部での ^{239}Pu 原子1個当りの核分裂率（小

型核分裂計数管を用いて測定)で規格化した。Fig. 9.2には、軸方向ガンマ線発熱分布を示す。

外挿により得られた吸収線量に対する誤差は、やや過大評価する傾向があると考えられ、今後、この誤差の評価については検討を要する。測定結果より、内部ブランケット中の発熱量は炉心領域のその約1/2であった。また、軸方向ブランケットでは発熱分布はブランケット端へ単調に減少している。

9.2 ガンマ線発熱分布の解析

多群群定数ライブラリー JSD1000²¹⁾と一次元輸送計算コード ANISN-JR とを用いてガンマ線発熱分布を計算した。JSD1000 ライブラリーは、代表的な遮蔽材料に対する超微細群定数(中性子 3824 群)、微細群定数と二次ガンマ線生成断面積(中性子 100 群、ガンマ線 20 群)および典型的な遮蔽材の実効巨視断面積から成り、核データを評価済核データファイル ENDF/N から採り作成されている。今回の解析では、微細群定数と二次ガンマ線生成断面積を用いて、XII-1 集合体における中性子 100 群、ガンマ線 20 群の巨視断面積を求めた。これらのエネルギー群構造を Table 9.3 および Table 9.4 に示す。

計算モデルは、XII-1 炉心の軸方向を一次元化して一次元平板モデルとし、メッシュ巾を $\Delta Z = 1.693 \text{ cm}$ とした。輸送計算におけるSNの次数は8次まで(S8)、散乱の異方性は3次まで(P3)考慮した。各領域の実効断面積は均質モデルとし、ANISN-JRを用いた体系計算の結果、実効増倍係数は0.908となった。これは、XII-1 炉心のドライバー燃料領域が、上記の計算モデルでは考慮できなかったためである。

上述の一次元平板モデルによる中性子場の記述の妥当性を検討するため、核分裂率分布について測定値と計算値とを比較した。内部ブランケット中心および炉心中心における核分裂率比について計算値と測定値とを比較して Table 9.5 に示す。両領域共、 ^{238}U と ^{239}Pu の核分裂率の比(F^{28}/F^{49})が6%程度計算値が測定値を過大評価しているのを除くと、 F^{25}/F^{49} , F^{37}/F^{49} 共計算値と測定値は測定誤差内で一致している。これらにより、内部ブランケットおよび炉心の各領域の中心において、中性子束エネルギーに関する情報がほぼ正しく得られていることが判る。

Fig. 9.3 および Fig. 9.4 に ^{239}Pu および ^{238}U のそれぞれ核分裂率分布を、炉心中心にて 1.0 に規格化して示す。 ^{239}Pu の核分裂率分布の場合、計算値は内部ブランケットで約 5% 測定値を過小評価し、逆に外部ブランケットでは約 5% 測定値を過大評価している。 ^{238}U の場合には、計算値は内部ブランケットで約 12%，外部ブランケットで約 5% 測定値を過小評価している。なお、 ^{235}U の核分裂率分布については ^{239}Pu とほぼ同様の傾向を示す。これらの核分裂率分布は、 ^{238}U の捕獲反応率分布等と共にガンマ線源分布を決定し、ガンマ線発熱分布に影響を及ぼすが、ガンマ線発熱分布の測定値の測定誤差の現状を考慮に入れると中性子場の記述としては妥当なものであると言える。

Table 9.6 にガンマ線発熱分布の計算値を測定値と共に示す。また、Fig. 9.2 に計算値を測定値と共に図示してある。内部ブランケットおよび炉心部では計算値は測定誤差内で入っているが、外部ブランケットでは計算値は測定値を 50 ~ 60 % 過大評価している。但し、ガンマ発熱分布の外部ブランケット領域での減衰の様子は良く再現している。

以上の結果は、 XI-1 廉心（均質大型廉心を模擬）における解析結果とほぼ同様の傾向を示しており、 内部ブランケットの存在による解析上の問題点は特にないと言える。

Table 9.1 Specification of TLD's used in Experiments

TLD material	Atomic No.	Mean Conversion Efficiency ($R^{60}Co$ equivalence/erg g ⁻¹)	Maker
(⁷ LiF (TLD-700))	8.2	1.24×10^{-2}	Harshaw
Mg ₂ SiO ₄ (MSO-S)	11.1	1.16×10^{-2}	Kasei optonics
CaSO ₄ + ⁷ LiF (UD-137N)	12.7	1.20×10^{-2}	Matsushita
Sr ₂ SiO ₄	32.5	1.23×10^{-2}	Kasei optonics
Ba ₂ SiO ₄	49.9	1.23×10^{-2}	Kasei optonics

Effective atomic number in the region where photoelectoric absorption is present, and pair creation absent or negligible.

Table 9.2 Axial Distributions of Absorbed Doses in FCA Assembly XII-1

unit: $10^9 \text{ J cm}^{-3}/\text{Pu fission at Pos. 5.5}$

Position	^7LiF [8.2]	Mg_2SiO_4 [11.1]	$\text{CaSO}_4 + ^7\text{LiF}$ [12.7]	Sr_2SiO_4 [32.5]	Ba_2SiO_4 [49.9]	Medium
1 pack	0.7400 (± 0.0488)	1.507 (± 0.078)	1.260 (± 0.064)	1.196 (± 0.124)	1.402 (± 0.168)	1.22 (± 1.41)
2 pack	0.7476 (± 0.1151)	1.815 (± 0.094)	1.543 (± 0.091)	1.369 (± 0.136)	1.619 (± 0.262)	1.19 (± 1.83)
3 pack	1.351 (± 0.097)	3.084 (± 0.170)	2.785 (± 0.187)	3.332 (± 0.433)	2.524 (± 0.760)	3.20 (± 1.08)
4 pack	1.482 (± 0.105)	3.634 (± 0.283)	3.150 (± 0.173)	3.086 (± 0.407)	3.501 (± 0.963)	2.96 (± 1.06)
5 pack	1.465 (± 0.103)	2.976 (± 0.226)	3.070 (± 0.169)	3.431 (± 0.436)	2.017 (± 1.214)	3.85 (± 1.32)
6 pack	1.328 (± 0.120)	3.057 (± 0.165)	2.836 (± 0.278)	3.467 (± 0.524)	3.693 (± 3.431)	4.41 (± 1.61)
7 pack	1.325 (± 0.091)	2.677 (± 0.147)	2.685 (± 0.346)	2.871 (± 0.388)	2.231 (± 0.984)	2.91 (± 1.23)
8 pack	1.168 (± 0.083)	2.382 (± 0.372)	2.324 (± 0.170)	2.759 (± 0.375)	2.279 (± 1.281)	3.51 (± 1.46)
9 pack	0.9319 (± 0.0923)	1.925 (± 0.108)	1.841 (± 0.169)	2.515 (± 0.355)	1.534 (± 0.836)	3.42 (± 1.34)
10 pack	0.539 (± 0.036)	1.007 (± 0.133)	0.9138 (± 0.0484)	0.9127 (± 0.0904)	1.018 (± 0.123)	1.02 (± 10.91)
11 pack	0.326 (± 0.033)	0.679 (± 0.038)	0.6231 (± 0.0318)	0.6285 (± 0.0622)	0.6804 (± 0.0823)	0.661 (± 0.369)
12 pack	0.193 (± 0.081)	0.512 (± 0.027)	0.459 (± 0.045)	0.451 (± 0.045)	0.527 (± 0.064)	0.484 (± 0.160)
13 pack	0.165 (± 0.015)	0.362 (± 0.027)	0.361 (± 0.032)	0.339 (± 0.034)	0.362 (± 0.044)	0.343 (± 0.083)
14 pack	0.115 (± 0.008)	0.264 (± 0.020)	0.278 (± 0.0248)	0.263 (± 0.026)	0.290 (± 0.035)	0.289 (± 0.060)
15 pack	0.0736 (± 0.0278)	0.182 (± 0.018)	0.185 (± 0.009)	0.163 (± 0.016)	0.200 (± 0.025)	0.181 (± 0.026)
16 pack	0.0308 (± 0.0072)	0.118 (± 0.012)	0.116 (± 0.006)	0.117 (± 0.012)	0.116 (± 0.015)	0.116 (± 0.014)

The values in square brackets mean the effective atomic number of ILD.

Experimental errors are presented in the parentheses.

Table 9.3 Neutron Energy Group Structure

NEUTRON ENERGY GROUP (EV)		(1 - 100 GROUPS)	
NO.	LOWER	UPPER	NO.	
1	1.4550E+07	1.6487E+07	51	2.8088E+04
2	1.2840E+07	1.4550E+07	52	2.4788E+04
3	1.1331E+07	1.2840E+07	53	2.1875E+04
4	1.0000E+07	1.1331E+07	54	1.9305E+04
5	8.8250E+06	1.0000E+07	55	1.7036E+04
6	7.7880E+06	8.8250E+06	56	1.5034E+04
7	6.8729E+06	7.7880E+06	57	1.1709E+04
8	6.0653E+06	6.8729E+06	58	9.1188E+03
9	5.3526E+06	6.0653E+06	59	7.1017E+03
10	4.7237E+06	5.3526E+06	60	5.5308E+03
11	4.1686E+06	4.7237E+06	61	4.3074E+03
12	3.6788E+06	4.1686E+06	62	3.3546E+03
13	3.2465E+06	3.6788E+06	63	2.6126E+03
14	2.8650E+06	3.2465E+06	64	2.0347E+03
15	2.5284E+06	2.8650E+06	65	1.5846E+03
16	2.2313E+06	2.5284E+06	66	1.2341E+03
17	1.9691E+06	2.2313E+06	67	9.6112E+02
18	1.7377E+06	1.9691E+06	68	7.4852E+02
19	1.5335E+06	1.7377E+06	69	5.8295E+02
20	1.3534E+06	1.5335E+06	70	4.5400E+02
21	1.1943E+06	1.3534E+06	71	3.5357E+02
22	1.0540E+06	1.1943E+06	72	2.7536E+02
23	9.3014E+05	1.0540E+06	73	2.1445E+02
24	8.2085E+05	9.3014E+05	74	1.6702E+02
25	7.2440E+05	8.2085E+05	75	1.3007E+02
26	6.3928E+05	7.2440E+05	76	1.0130E+02
27	5.6416E+05	6.3928E+05	77	7.8893E+01
28	4.9787E+05	5.6416E+05	78	6.1442E+01
29	4.3937E+05	4.9787E+05	79	4.7851E+01
30	3.8774E+05	4.3937E+05	80	3.7267E+01
31	3.4218E+05	3.8774E+05	81	2.9023E+01
32	3.0197E+05	3.4218E+05	82	2.2603E+01
33	2.6649E+05	3.0197E+05	83	1.7603E+01
34	2.3518E+05	2.6649E+05	84	1.3710E+01
35	2.0754E+05	2.3518E+05	85	1.0677E+01
36	1.8316E+05	2.0754E+05	86	8.3153E+00
37	1.6163E+05	1.8316E+05	87	6.4760E+00
38	1.4264E+05	1.6163E+05	88	5.0435E+00
39	1.2588E+05	1.4264E+05	89	3.9279E+00
40	1.1109E+05	1.2588E+05	90	3.0590E+00
41	9.8037E+04	1.1109E+05	91	2.3824E+00
42	8.6517E+04	9.8037E+04	92	1.8554E+00
43	7.6351E+04	8.6517E+04	93	1.4450E+00
44	6.7379E+04	7.6351E+04	94	1.1254E+00
45	5.9462E+04	6.7379E+04	95	8.7642E-01
46	5.2475E+04	5.9462E+04	96	6.8256E-01
47	4.6309E+04	5.2475E+04	97	5.3158E-01
48	4.0868E+04	4.6309E+04	98	4.1399E-01
49	3.6066E+04	4.0868E+04	99	1.5183E-01
50	3.1828E+04	3.6066E+04	100	3.5238E-04

Table 9.4 Gamma-ray Energy Group Structure

PHOTON ENERGY GROUP (EV)

NO.	LOWER	UPPER
1	1.2000E+07	1.4000E+07
2	1.0000E+07	1.2000E+07
3	8.0000E+06	1.0000E+07
4	6.5000E+06	8.0000E+06
5	5.0000E+06	6.5000E+06
6	4.0000E+06	5.0000E+06
7	3.0000E+06	4.0000E+06
8	2.5000E+06	3.0000E+06
9	2.0000E+06	2.5000E+06
10	1.6600E+06	2.0000E+06
11	1.3300E+06	1.6600E+06
12	1.0000E+06	1.3300E+06
13	8.0000E+05	1.0000E+06
14	6.0000E+05	8.0000E+05
15	4.0000E+05	6.0000E+05
16	3.0000E+05	4.0000E+05
17	2.0000E+05	3.0000E+05
18	1.0000E+05	2.0000E+05
19	5.0000E+04	1.0000E+05
20	2.0000E+04	5.0000E+04

Table 9.5 Comparison of Calculated and Measured Fission Rate Ratio at FCA Assembly XII-1

Position		Exp	Cal*	C/E
Internal Blanket	F^{25}/F^{49}	1.160 ± 0.037	1.116	1.005 ± 0.032
	F^{28}/F^{49}	0.00796 ± 0.00042	0.00849	1.067 ± 0.053
	F^{37}/F^{49}	0.0827 ± 0.0040	0.0818	0.990 ± 0.048
Core	F^{25}/F^{49}	1.096 ± 0.035	1.091	0.996 ± 0.032
	F^{28}/F^{49}	0.0241 ± 0.0009	0.0255	1.056 ± 0.038
	F^{37}/F^{49}	0.187 ± 0.009	0.189	1.012 ± 0.048

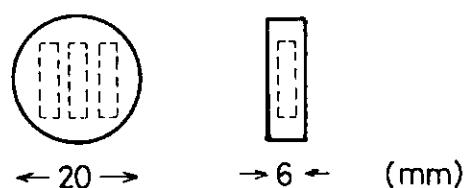
* by ANISN-JR with one-dimensional plate mode and S8-P3 approximation.

Table 9.6 Comparison of Calculated and Measured Gamma-ray Heating Distributions at FCA Assembly XII-1

($10^9 \text{ Jcm}^{-3}/\text{Pu fission}$ at Pos. 5.5)

Region	Position (pack)	Exp	Cal*	C/E
Internal Blanket	1	1.22 ± 1.41	1.81	1.48
	2	1.19 ± 1.83	2.03	1.71
Core	3	3.20 ± 1.08	3.07	0.96
	4	2.96 ± 1.06	3.27	1.10
	5	3.85 ± 1.32	3.28	0.85
	6	4.41 ± 1.61	3.19	0.72
	7	2.91 ± 1.23	3.00	1.03
	8	3.51 ± 1.41	2.71	0.77
	9	3.42 ± 1.34	2.29	0.67
	10	1.02 ± 10.91	1.33	1.30
	11	0.661 ± 0.369	0.970	1.47
Axial Blanket	12	0.484 ± 0.160	0.747	1.54
	13	0.343 ± 0.083	0.575	1.68
	14	0.289 ± 0.060	0.435	1.50
	15	0.181 ± 0.026	0.318	1.76
	16	0.116 ± 0.014	0.217	1.87

* ANISN-JR with one dimensional plate model and S8-P3 approximation.



Stainless steel capsule for TLD

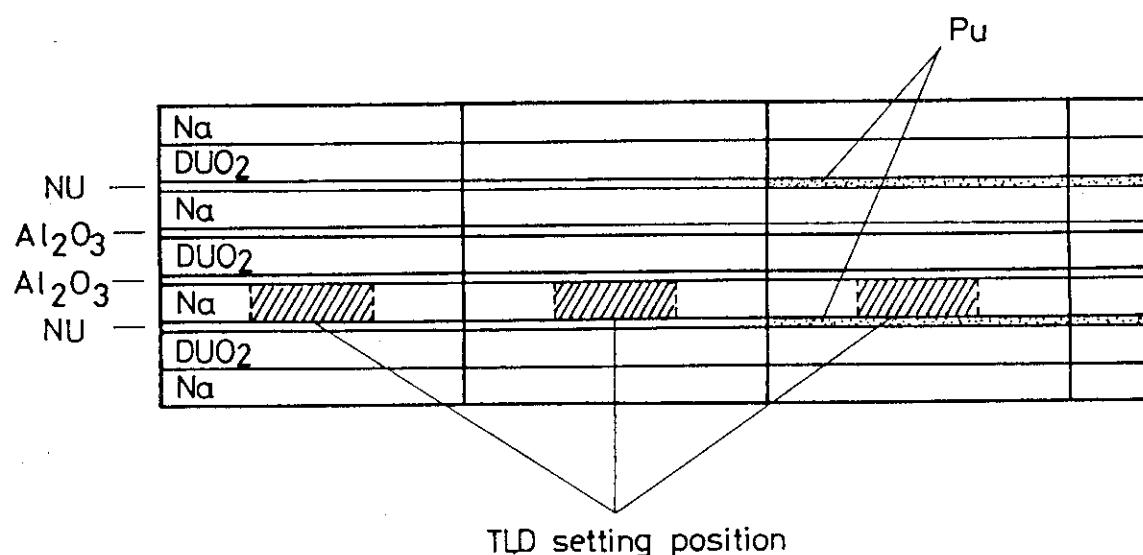


Fig. 9.1 TLD setting position in drawer

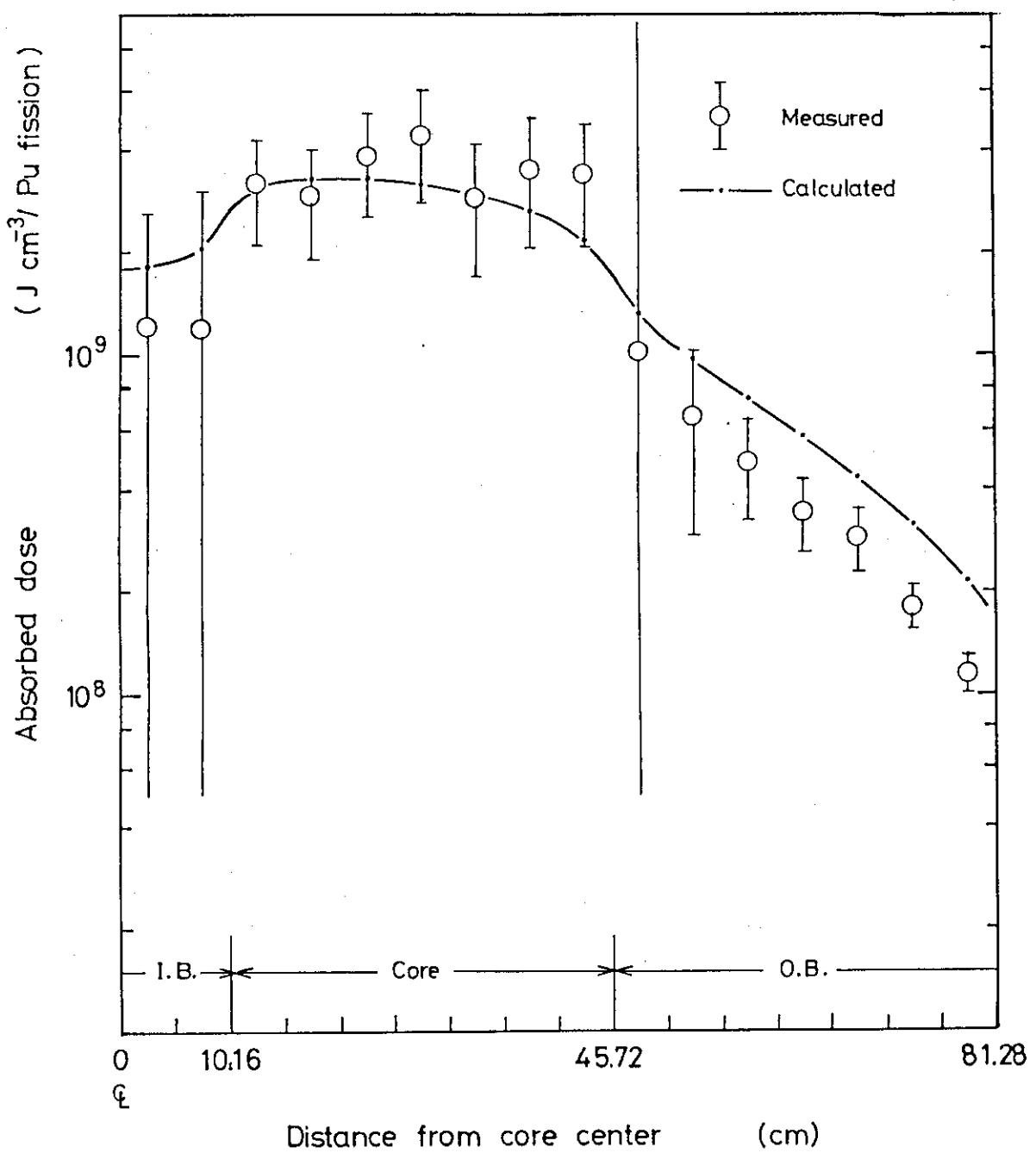


Fig. 9.2 Axial distribution of gamma-ray heating in FCA assembly XII-1

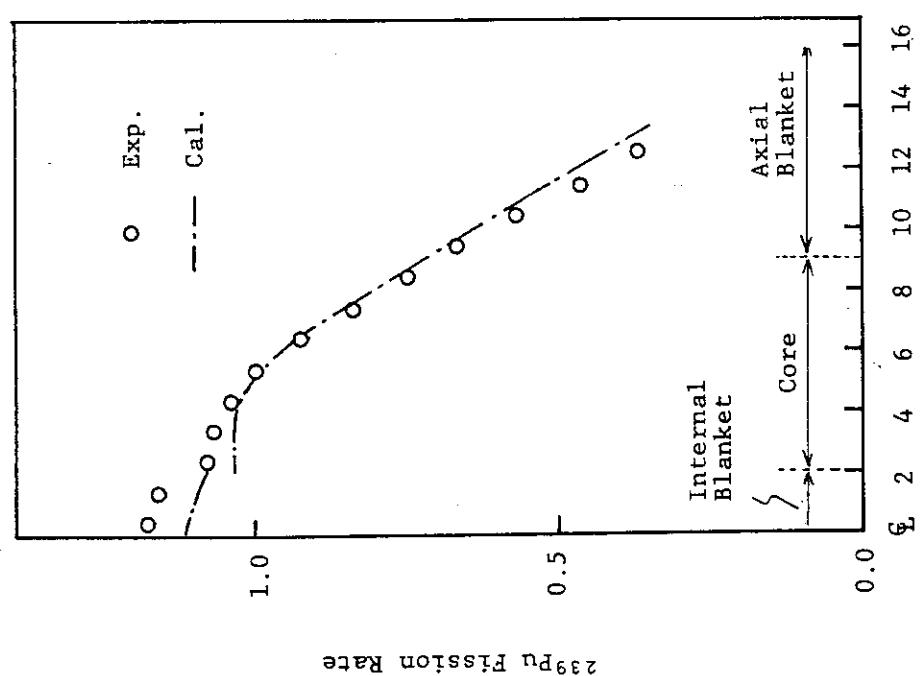


Fig. 9.3 Axial ^{239}Pu Fission Rate Distribution
(pack unit : 5.08cm)

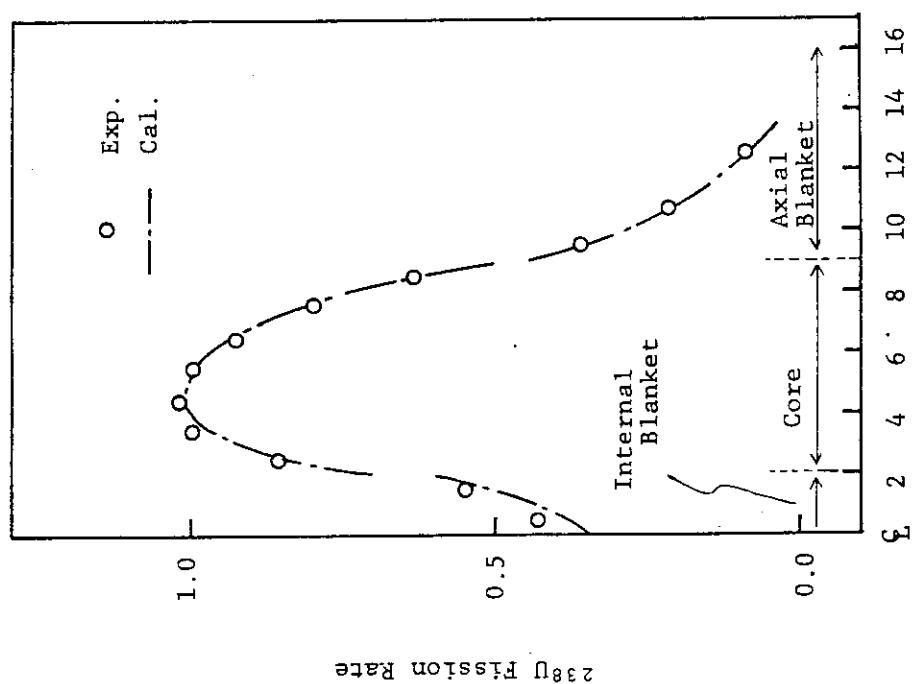


Fig. 9.4 Axial ^{238}U Fission Rate Distribution
(pack unit : 5.08cm)

10. 制御棒挿入体系

FCA XII-1 集合体において、模擬制御棒（天然B₄C装填）を挿入した体系でのPu(92)サンプル反応度価値の軸方向分布および²³⁹Pu, ²³⁵U, ²³⁸Uの核分裂反応率分布を測定した。

模擬制御棒を入れるドロワーは固定および移動側集合体の中心ドロワー(F 26/26, M 26/26)を使用し、模擬制御棒は12本の天然B₄Cピンと4本のボイドピン（ドロワーの4隅に配置）で構成した（8章 Fig. 8.3 制御棒ドロワー断面図を参照。）。

実験は、1) 制御棒が全引抜きの状態で中心ドロワーにNa板を装填した状態（反応度調節のため基準体系に対しDUドロワー4本(F 17/23, F 35/29, M 17/23, M 35/29)をEUCDドロワーに置換した。Na フォロワ挿入と略記。）、2) 制御棒が固定側後方より7パック位置まで挿入された状態（反応度調節のため1)と同じEUCDドロワー置換をした。制御棒部分挿入と略記。）、3) 制御棒が固定側後方より炉心中心面まで挿入された状態（反応度調節のため基準体系に対しDUドロワー7本(F 17/23, F 35/29, F 17/29, F 35/23, M 17/23, M 35/29, M 17/29)をEUCDドロワーに置換した。制御棒半挿入と略記。）でそれぞれ実施した。Fig. 10.1に制御棒の挿入図を示す。

10.1節でPu(92)サンプル反応度価値の測定方法・測定データ、10.2節でその解析結果を示す。

また、10.3節で²³⁹Pu, ²³⁵U, ²³⁸Uの核分裂反応率の測定手法・測定データ、10.4節でその解析結果を示す。

10.1 サンプル反応度価値の測定

Pu(92)サンプル反応度価値はPu(92)板と1/2 SS板（断面が2"×1" 厚さが1/16"；SS重量は15.5 g）との置換反応度差の測定により求めた。測定引出は固定側集合体の中心引出を囲む4本のドロワー(F 26/25, F 26/27, F 25/26, F 27/26)を使用した。軸方向の各測定セルに対し、各ドロワーの1パック当たり1枚のPu(92)板を1/2 SS板に置換した。なお、1/2 SS板とPu(92)板の被覆材のSS反応度価値は、SSのサンプル反応度価値の測定値（5章の中心軸方向サンプル反応度価値を使用）から求め上記の置換反応度に対して補正を施し、各物質の正味のサンプル反応度価値を求めた。結果をTable 10.1に示す。置換反応度の測定誤差は、制御棒の位置精度±0.001 ρ_0 ($1 \rho_0 = 4.52 \times 10^{-4} \Delta k/k$)、密着状態での温度変化分の測定誤差±0.001 ρ_0 、間隙距離の測定誤差±0.001 ρ_0 、装荷変更に伴う誤差±0.003 ρ_0 より評価した。制御棒挿入時ワースとNa フォロワ挿入時ワースとの比をTable 10.2に示す。この比は、B₄C制御棒挿入によるワース変化を示している。制御棒半挿入時には制御棒先端の未挿入領域まで制御棒の効果によるワース変化がみられる。

10.2 サンプル反応度価値の解析

70群非等方拡散近似に基づく一次摂動計算値を基準計算値とし、それに輸送補正を行なった。輸送補正是輸送計算値（25群、S4-P0近似）の等方拡散計算値（25群、 $D = 1/3 \Sigma_{tr}$ 使用）に対する比により評価した。セル平均実効断面積はT2B2ドロワーの模擬物質板配列を基準系とし、Pu板を $\sqrt{2}$ SS板に置換したドロワーを摂動系としてそれぞれ計算した（内部ブランケット部では基準系と摂動系は逆になる。）。体系計算モデル二次元円柱モデルにおいて、中心部の制御棒插入用ドロワーからなる等価半径3.11cmの領域とサンプルが置換される等価半径9.34cmの領域を設けた。この体系モデルを用いて計算した基準系の中性子束および随伴中性子束、基準系および摂動系のセル平均実効断面積を用いて、サンプル置換反応度を計算した。測定値に対してと同様、 $\sqrt{2}$ SS板と被覆材のSSの反応度価値を補正し、各物質の正味のサンプル反応度価値を計算した。また、摂動領域は8体のT2B2引出に相当するため、実験で使用した4体のT2B2引出しに相当する値に体積比により換算した。

各制御棒插入体系に対し、計算値と計算値／実験値（C/E）をTable 10.3～10.5に示す。また、制御棒插入時ワースとNaフォロワ挿入時ワースとの比の計算値、C/E値をTable 10.6に示し、ワース比の計算値と実験値をFig. 10.2に示す。

Pu(92)サンプル反応度価値のC/E値は各制御棒插入状態とも、軸方向の制御棒插入領域で0.90～0.95の値を示し、計算値は実験値を過小評価している。しかし、Naフォロワ挿入状態のC/E値がXII-1標準体系の中心軸方向Pu(92)サンプル反応度価値のC/E値（5章参照）と同じ0.90～0.98であり、この過小評価は炉心中心領域の軸方向Pu(92)サンプル反応度価値の解析値に固有な特性と考えられる。制御棒插入時ワースとNaフォロワ挿入時ワースとの比をとり、この特性に基づく影響を排除すると、C/E値は0.95～1.04となり、計算値は制御棒插入によるワース分布のひずみを比較的良く再現している。

10.3 反応率実験

B_4C 模擬制御棒を集合体の上部から一部挿入した部分挿入体系、および半挿入体系における反応率分布特性を調べる実験を行った。模擬制御棒全引抜の基準状態としてFCA XII-1集合体を用いた。反応率分布は $^{239}Pu(n,f)$ 、 $^{235}U(n,f)$ および $^{238}U(n,f)$ について測定したが、前者2つの核反応については小型核分裂計数管を用い、 $^{238}U(n,f)$ については箔を使用した。測定場所は模擬制御棒挿入場所F(26, 26)の隣の格子管(F側の場合F(26, 25))でZ方向にF側、M側を貫通して測定した。なお、本実験では基準炉心としてNaフォロワ体系を用いず、通常のXII-1体系を用いたが、出力分布が両体系で殆んど差がない事が計算で確認されているので、XII-1体系を用いた事による影響は殆んどないと考えられる。

B_4C 模擬制御棒挿入時における $^{239}Pu(n,f)$ 、 $^{235}U(n,f)$ および $^{238}U(n,f)$ の軸方向分布の実験結果を、それぞれFig. 10.3～10.5に示す。実験データは、いずれも B_4C 制御棒挿入による影響を殆んど受けない-27.94cmの点で1に規格化した。実験誤差は $^{239}Pu(n,f)$ で±0.5%， $^{235}U(n,f)$ で±0.7%および $^{238}U(n,f)$ で±2%程度である。挿入時の分布の歪を $^{239}Pu(n,f)$

についてみると、歪は挿入点よりかなり離れた場所までおよび、半挿入時の場合で挿入点から約-25 cm離れた位置まで影響している。また半挿入時の分布の低下は内部ブランケット内で最も大きく、基準体系の分布に比べ最大15 %程度低下する。一方、 $^{238}\text{U}(n,f)$ の場合は、挿入時の分布は離れた場所まで大きく影響せず、高エネルギーの中性子の吸収が主にB₄C制御棒の限られた周辺で起っている事が分る。 $^{238}\text{U}(n,f)$ の歪による低下は基準系の分布に比べ最大8 %程度である。実験データと解析結果との比較評価については10.4で述べる。

10.4 核分裂反応率の解析

70群非等方拡散近似に基づく核分裂反応率を基準計算値とし、それに輸送補正を行なった。輸送補正是輸送計算値(25群、S4-P0近似)の等方拡散計算値(25群、 $D = 1/3 \Sigma_{tr}$ 使用)に対する比により評価した。核分裂計数管の各核種の実効核分裂断面積としては体系計算のための非均質セル計算によって得られたセル平均の実効ミクロ断面積を用いた。体系計算モデルは二次元円柱モデルにおいて、中心部の制御棒挿入用ドロワーからなる等価半径3.11 cm領域、核分裂反応率を測定する引出位置に相当する等価半径9.34 cmの領域を設けた。この体系モデルで計算した平均中性子束(等価半径3.114と9.34 cm間の平均中性子束)とセル平均の実効ミクロ断面積を用いて、各核種の核分裂反応率を計算した。

Table 10.7～10.15に、 ^{239}Pu 、 ^{238}U 、 ^{235}U の核分裂反応率に対する計算値とC/E値を示し、Table 10.16～10.18に、制御棒挿入時反応率と標準炉心の反応率(XII-1標準体系の中心軸反応率分布)との比に対する計算値とC/E値を示す。また、Fig. 10.6～10.7に、各核種の核分裂反応率と反応率比のC/E値を示す。ここで、中心から-27.94 cm離れた移動側集合体中心で分布を1.0に規格化した。

^{239}Pu 、 ^{238}U 、 ^{235}U の核分裂反応率のC/E値は各制御棒挿入体系とも標準炉心の反応率のC/E値と同じ傾向を示し、炉心中心領域の軸方向反応率分布に固有な特性があらわされている。制御棒挿入時の反応率と標準炉心の反応率との比をとり、この特性に基づく影響を排除すると、C/E値は ^{239}Pu で±2 %、 ^{238}U で±5 %、 ^{235}U で±3 %で一致し、計算値は制御棒挿入による反応率分布のひづみを比較的良く再現している。

Table 10.1 92% sample worth distribution at FCA XII-1 assembly inserted control rod

Sample position : F26/25, F26/F27, F25/F26, F27/F26 drawers

Region	Position*	92% Pu (140.2g) Sample Worth P		
		Na follower Insertion	B ₄ C C/R Partial Insertion	B ₄ C C/R Half Insertion
Core	-8.5	0.232 ± 0.004	—	0.232 ± 0.004
	-7.5	0.297 ± 0.004	—	—
	-6.5	0.366 ± 0.004	—	0.366 ± 0.004
	-5.5	—	—	0.415 ± 0.004
	-4.5	0.447 ± 0.004	—	0.446 ± 0.004
	-3.5	—	—	—
Internal Blanket	-2.5	0.463 ± 0.004	—	0.452 ± 0.004
	-1.5	0.468 ± 0.004	—	0.448 ± 0.004
	-0.5	0.469 ± 0.004	—	0.439 ± 0.004
	0.5	0.469 ± 0.004	—	0.444 ± 0.004
	1.5	0.468 ± 0.004	—	0.429 ± 0.004
	2.5	0.463 ± 0.004	—	0.430 ± 0.004
Core	3.5	—	—	0.424 ± 0.004
	4.5	0.447 ± 0.004	0.447 ± 0.004	0.412 ± 0.004
	5.5	—	0.404 ± 0.004	0.378 ± 0.004
	6.5	0.366 ± 0.004	0.347 ± 0.004	0.332 ± 0.004
	7.5	0.297 ± 0.004	0.279 ± 0.004	—
	8.5	0.232 ± 0.004	0.211 ± 0.004	0.205 ± 0.004

* Distance from core center to sample center in pack unit (=5.08cm)

$$1 \rho_0 = 4.52 \times 10^{-6} \Delta k/k$$

Table 10.2 Ratio of 92% Pu sample worth in B₄C control rod insertion to reference core

Sample position : F26/F25, F26/F27, F25/F26, F27/F26 drawers

Region	Position*	Ratio of 92% sample worth	
		Partial Insertion	Half Insertion
Core	-8.5	—	1.00 ± 0.02
	-7.5	—	1.00 ± 0.02
	-6.5	—	1.00 ± 0.02
	-5.5	—	1.00 ± 0.02
	-4.5	—	1.00 ± 0.02
	-3.5	—	0.98 ± 0.02
Internal Blanket	-2.5	—	0.96 ± 0.02
	-1.5	—	0.94 ± 0.02
	-0.5	—	0.95 ± 0.02
	0.5	—	0.92 ± 0.02
	1.5	—	0.93 ± 0.02
	2.5	—	—
Core	3.5	—	—
	4.5	1.00 ± 0.02	0.92 ± 0.02
	5.5	—	—
	6.5	0.95 ± 0.02	0.91 ± 0.02
	7.5	0.94 ± 0.02	—
	8.5	0.91 ± 0.02	0.88 ± 0.03

* Distance from core center to sample center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.3 Calculated and C/E value of 92%Pu sample worth axial distribution
at FCA XII-1 assembly inserted Na follower
Sample weight : 140.4g

Region	Position*	Calculated Worth** (ρ_0)			C/E
		Diffusion Calc.	Transport Corr.	Corrected Value	
Core	-8.5	0.2245	0.9433	0.2118	0.912
	-7.5	0.2951	0.9548	0.2818	0.948
	-6.5	0.3628	0.9571	0.3472	0.948
	-5.5	0.4170	0.9570	0.3999	—
	-4.5	0.4510	0.9559	0.4311	0.964
	-3.5	0.4644	0.9502	0.4413	—
	-2.5	0.4658	0.9337	0.4349	0.939
	-1.5	0.5056	0.9042	0.4572	0.976
Internal Blanket	-0.5	0.5149	0.8909	0.4587	0.978
	0.5	0.5148	0.8911	0.4587	0.978
	1.5	0.5053	0.9044	0.4570	0.976
	2.5	0.4653	0.9341	0.4346	0.938
	3.5	0.4638	0.9506	0.4409	—
Core	4.5	0.4503	0.9565	0.4307	0.963
	5.5	0.4163	0.9577	0.3987	—
	6.5	0.3623	0.9579	0.3470	0.948
	7.5	0.2946	0.9558	0.2816	0.948
	8.5	0.2241	0.9441	0.2116	0.912

* Distance from core center to sample center in pack unit (=5.08 cm)

** The calculations were made with use of the first order perturbation
1 $\rho_0 = 4.52 \times 10^{-4} \Delta k/k$

Table 10.4 Calculated and C/E value of 92%Pu sample worth axial distribution at FCA
 XII-1 assembly inserted B,C control rod partially

Sample weight : 140.4g

Region	Position*	Calculated Worth** (ρ_0)			C/E
		Diffusion Calc.	Transport Corr.	Corrected Value	
Core	-8.5	0.2282	0.9451	0.2156	-----
	-7.5	0.2998	0.9568	0.2868	-----
	-6.5	0.3683	0.9588	0.3531	-----
	-5.5	0.4228	0.9588	0.4053	-----
	-4.5	0.4566	0.9575	0.4372	-----
	-3.5	0.4693	0.9516	0.4466	-----
	-2.5	0.4694	0.9353	0.4390	-----
	-1.5	0.5076	0.9056	0.4597	-----
Internal Blanket	-0.5	0.5149	0.8921	0.4593	-----
	0.5	0.5127	0.8920	0.4573	-----
	1.5	0.5011	0.9054	0.4537	-----
	2.5	0.4587	0.9346	0.4287	-----
	3.5	0.4547	0.9509	0.4324	-----
	4.5	0.4388	0.9562	0.4195	0.938
	5.5	0.4028	0.9550	0.3847	0.952
	6.5	0.3461	0.9500	0.3288	0.947
Core	7.5	0.2762	0.9465	0.2614	0.936
	8.5	0.2056	0.9349	0.1922	0.910

* Distance from core center to sample center in pack unit ($\pm 5.08 \text{ cm}$)

** The calculations were made with use of the first order perturbation
 1 $\rho_0 = 4.52 \times 10^{-4} \Delta k/k$

Table 10.5 Calculated and C/E value of 92%Pu sample worth axial distribution at FCA XII-1 assembly inserted B,C control rod half

Sample weight : 140.4g

Region	Position*	Calculated Worth** (ρ_0)	Transport Corr.	Corrected Value	C/E
	Diffusion Calc.				
Core	-8.5	0.2327	0.9479	0.2206	0.950
	-7.5	0.3052	0.9602	0.2931	—
	-6.5	0.3741	0.9624	0.3600	0.983
	-5.5	0.4279	0.9623	0.4118	0.992
	-4.5	0.4600	0.9608	0.4420	0.991
	-3.5	0.4694	0.9548	0.4482	—
	-2.5	0.4646	0.9378	0.4357	0.963
	-1.5	0.4939	0.9077	0.4483	1.000
Internal Blanket	-0.5	0.4896	0.8944	0.4379	0.997
	0.5	0.4754	0.8759	0.4146	0.937
	1.5	0.4619	0.8854	0.4089	0.953
	2.5	0.4203	0.9279	0.3900	0.906
	3.5	0.4194	0.9480	0.3976	0.937
Core	4.5	0.4067	0.9572	0.3893	0.944
	5.5	0.3748	0.9607	0.3601	0.952
	6.5	0.3244	0.9635	0.3126	0.941
	7.5	0.2617	0.9641	0.2523	—
	8.5	0.1963	0.9548	0.1874	0.914

* Distance from core center to sample center in pack unit (=5.08 cm)

** The calculations were made with use of the first order perturbation
₁ $\rho_0 = 4.52 \times 10^{-4} \Delta k/k$

Table 10.6 Calculated and C/E values for ratio of 92%Pu sample worth axial distribution
in B₄C control rod insertion to reference core

Sample weight : 140.4g

Region	Position*	B ₄ C C/R partial insertion		B ₄ C C/R half insertion	
		Calculated Ratio**	Ratio C/E	Calculated Ratio	Ratio C/E
Core	-8.5	1.017	—	1.041	1.04
	-7.5	1.017	—	1.040	—
	-6.5	1.016	—	1.036	1.04
	-5.5	1.013	—	1.030	—
	-4.5	1.014	—	1.025	1.03
	-3.5	1.012	—	1.015	—
	-2.5	1.009	—	1.001	1.02
	-1.5	1.005	—	0.980	1.02
Internal Blanket	-0.5	1.001	—	0.957	1.02
	0.5	0.996	—	0.907	0.95
	1.5	0.992	—	0.894	0.97
	2.5	0.986	—	0.897	0.96
	3.5	0.980	—	0.901	—
Core	4.5	0.973	0.97	0.903	0.98
	5.5	0.964	—	0.903	—
	6.5	0.947	1.00	0.900	0.99
	7.5	0.928	0.99	0.895	—
	8.5	0.908	1.00	0.885	1.01

* Distance from core center to sample center in pack unit (=5.08 cm)

** The calculations were made with use of the first order perturbation
 $\rho_0 = 4.52 \times 10^{-4} \Delta k/k$

Table 10.7 Calculated and C/E values for ^{235}U axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted Na follower

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr.	Corrected Value		
Core	-8.5	0.7552	0.9946	0.7511		
	-7.5	0.8454	0.9985	0.8441	0.8580 +0.7%	0.983
	-6.5	0.9303	0.9999	0.9302	0.9340 +0.3	0.995
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000 +0.0	1.000
	-4.5	1.0527	0.9988	1.0514	1.0450 +0.3	1.006
	-3.5	1.0943	0.9953	1.0892	1.0770 +0.4	1.011
	-2.5	1.1409	0.9893	1.1286	1.1250 +0.2	1.003
	-1.5	1.2146	0.9811	1.1916	1.1860 +0.3	1.004
	-0.5	1.2492	0.9772	1.2208	1.2260 +0.4	0.987
	0	1.2532	0.9769	1.2243	1.2360 +0.5	0.990
Internal Blanket	0.5	1.2490	0.9773	1.2207	1.2360 +0.4	0.987
	1.5	1.2139	0.9812	1.1911	1.1860 +0.3	1.004
	2.5	1.1398	0.9896	1.1280	1.1250 +0.2	1.002
	3.5	1.0929	0.9959	1.0884	1.0770 +0.4	1.010
	4.5	1.0511	0.9994	1.0505	1.0450 +0.3	1.005
Core	5.5	0.9983	1.0007	0.9990	1.0000 +0.5	0.999
	6.5	0.9285	1.0006	0.9291	0.9340 +0.3	0.994
	7.5	0.8437	0.9994	0.8432	0.8580 +0.7	0.982
	8.5	0.7536	0.9954	0.7501	0.7640 +0.5	0.981

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center

** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.8 Calculated and C/E values for ^{238}U axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted Na follower

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr	Corrected Value		
Core	-8.5	0.6119	0.9871	0.6040		
	-7.5	0.7971	1.0016	0.7984		
	-6.5	0.9254	0.9973	0.9229		
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000 +0.0%	1.000
	-4.5	1.1069	1.0069	1.0239	1.0100 +1.8	1.013
	-3.5	0.9658	1.0154	0.9807	0.9670 +1.9	1.014
	-2.5	0.8253	1.0015	0.8265	0.8280 +1.9	0.998
	-1.5	0.5976	0.9084	0.5429	0.4930 +2.1	1.101
	-0.5	0.4749	0.8404	0.3991	0.3770 +2.1	1.058
	0	0.4604	0.8345	0.3842		
Internal Blanket	0.5	0.4747	0.8406	0.3990	0.3770 +2.1	1.058
	1.5	0.5970	0.9090	0.5427	0.4930 +2.1	1.100
	2.5	0.8243	1.0021	0.8260	0.8280 +1.9	0.997
	3.5	0.9643	1.0162	0.9799	0.9670 +1.9	1.013
	4.5	1.0152	1.0077	1.0230	1.0100 +1.8	1.012
	5.5	0.9981	1.0008	0.9989	1.0000 +1.9	0.998
	6.5	0.9236	0.9981	0.9218	0.9300 +1.8	0.991
	7.5	0.7954	1.0025	0.7974	0.8030 +1.9	0.993
	8.5	0.6106	0.9879	0.6032	0.6350 +2.0	0.949

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.9 Calculated and C/E values for ^{239}Pu axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted Na follower

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr	Corrected Value		
Core	-8.5	0.7294	0.9927	0.7241	0.8440 +0.3%	0.990
	-7.5	0.8373	0.9983	0.8359		
	-6.5	0.9303	0.9996	0.9299		
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000		
	-4.5	1.0438	0.9995	1.0433		
	-3.5	1.0648	0.9971	1.0617		
	-2.5	1.0748	0.9890	1.0630		
	-1.5	1.1594	0.9766	1.1323		
	-0.5	1.1781	0.9709	1.1438		
	0	1.1802	0.9794	1.1453		
Internal Blanket	0.5	1.1779	0.9710	1.1437	1.1820 +0.4	0.967
	1.5	1.1587	0.9769	1.1319		
	2.5	1.0738	0.9894	1.0625		
	3.5	1.0634	0.9976	1.0609		
	4.5	1.0421	1.0001	1.0422		
	5.5	0.9982	1.0007	0.9989		
	6.5	0.9285	1.0003	0.9288		
	7.5	0.8356	0.9992	0.8349		
	8.5	0.7278	0.9934	0.7230		
					0.7570 +0.3	0.955

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.10 Calculated and C/E values for ^{235}U axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted B₄C control rod partially

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr.	Corrected Value		
Core	-8.5	0.7563	0.9946	0.7522		
	-7.5	0.8463	0.9986	0.8451	0.8520 +0.8%	0.991
	-6.5	0.9309	0.9999	0.9308	0.9260 +0.6	1.005
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000 +0.0	1.000
	-4.5	1.0519	0.9987	1.0505	1.0450 +0.7	1.005
	-3.5	1.0923	0.9951	1.0870	1.0890 +0.7	0.998
	-2.5	1.1372	0.9890	1.1246	1.1350 +0.6	0.990
	-1.5	1.2086	0.9807	1.1853	1.2000 +0.6	0.987
	-0.5	1.2407	0.9767	1.2118	1.2330 +0.6	0.982
	0	1.2434	0.9762	1.2139	1.2410 +0.5	0.978
Internal Blanket	0.5	1.2377	0.9765	1.2087	1.2200 +0.5	0.990
	1.5	1.1996	0.9802	1.1758	1.1870 +0.5	0.990
	2.5	1.1221	0.9880	1.1086	1.1070 +0.6	1.001
	3.5	1.0693	0.9936	1.0625	1.0650 +0.6	0.997
	4.5	1.0182	0.9961	1.0142	1.0180 +0.6	0.996
	5.5	0.9490	0.9933	0.9426	0.9390 +0.6	1.003
	6.5	0.8538	0.9931	0.8479	0.8480 +0.7	0.999
	7.5	0.7559	0.9873	0.7463	0.7500 +0.5	0.995
	8.5	0.6601	0.9804	0.6472	0.6520 +0.5	0.992

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.11 Calculated and C/E values for ^{238}U axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted B,C control rod partially

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			C/E
		Diffusion	Transport Corr.	Corrected Value	
Core	-8.5	0.6125	0.9873	0.6047	
	-7.5	0.7978	1.0018	0.7992	
	-6.5	0.9258	0.9973	0.9233	
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000 +1.9%
	-4.5	1.0163	1.0068	1.0232	1.0050 +2.1
	-3.5	0.9645	1.0153	0.9792	0.9670 +2.1
	-2.5	0.8235	1.0010	0.8243	0.8370 +1.8
	-1.5	0.5955	0.9079	0.5407	0.4990 +2.0
	-0.5	0.4718	0.8400	0.3963	0.3920 +2.0
	0	0.4565	0.8337	0.3806	
Internal Blanket	0.5	0.4698	0.8399	0.3946	0.3890 +2.0
	1.5	0.5886	0.9079	0.5344	0.5040 +1.9
	2.5	0.8101	1.0009	0.8108	0.8350 +1.9
	3.5	0.9445	1.0148	0.9585	0.9500 +1.9
	4.5	0.9896	1.0058	0.9953	0.9900 +1.9
	5.5	0.9665	0.9955	0.9621	0.9430 +2.0
	6.5	0.8859	0.9875	0.8748	0.8810 +2.1
	7.5	0.7555	0.9873	0.7459	0.7570 +2.1
	8.5	0.5752	0.9720	0.5591	0.6070 +2.1
					0.921

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center

** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.12 Calculated and C/E values for ^{239}Pu axial fission rate distribution* in FCA XII-1 assembly inserted B₄C control rod partially

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr.	Corrected Value		
Core	-8.5	0.7303	0.9926	0.7249	0.8390 +0.4% 0.9280 +0.6% 1.0000 +0.0% 1.0390 +0.5% 1.0680 +0.4% 1.0840 +0.4% 1.1480 +0.5% 1.1810 +0.6%	0.997 1.002 1.000 1.003 0.992 0.977 0.981 0.961
	-7.5	0.8381	0.9984	0.8368		
	-6.5	0.9308	0.9996	0.9304		
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000		
	-4.5	1.0430	0.9994	1.0424		
	-3.5	1.0629	0.9970	1.0597		
	-2.5	1.0716	0.9889	1.0597		
	-1.5	1.1536	0.9763	1.1263		
Internal Blanket	-0.5	1.1699	0.9703	1.1352	1.1810 +0.4% 1.1810 +0.4% 1.1700 +0.4% 1.1410 +0.3% 1.0610 +0.4% 1.0390 +0.4% 0.9990 +0.3% 0.9360 +0.5%	0.992 0.977 0.981 0.978 0.984 0.997 1.009 1.014
	0	1.1707	0.9697	1.1352		
	0.5	1.1669	0.9702	1.1321		
	1	1.1446	0.9758	1.1169		
	1.5	1.0569	0.9878	1.0441		
	2	1.0411	0.9956	1.0365		
	2.5	1.0117	0.9972	1.0089		
	3	0.9546	0.9942	0.9491		
Core	6.5	0.8650	0.9931	0.8590	0.8370 +0.4%	1.026
	7.5	0.7617	0.9881	0.7526	0.7480 +0.5%	1.006
	8.5	0.6507	0.9803	0.6379	0.6460 +0.6%	0.987

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.13 Calculated and C/E values for ^{235}U axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted B,C control rod half

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr.	Corrected Value		
Core	-8.5	0.7600	0.9949	0.7561	0.8560 +0.5%	0.991
	-7.5	0.8496	0.9988	0.8486		
	-6.5	0.9331	1.0001	0.9332		
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000		
	-4.5	1.0480	0.9984	1.0463		
	-3.5	1.0814	0.9943	1.0753		
	-2.5	1.1139	0.9870	1.0994		
	-1.5	1.1612	0.9763	1.1337		
	-0.5	1.1558	0.9659	1.1164		
	0	1.1313	0.9661	1.0929		
Internal Blanket	0.5	1.1034	0.9656	1.0654	1.1290 +0.7	0.995
	1.5	1.0484	0.9648	1.0114		
	2.5	0.9831	0.9736	0.9572		
	3.5	0.9450	0.9805	0.9266		
	4.5	0.9105	0.9844	0.8963		
Core	5.5	0.8646	0.9858	0.8523	1.0900 +0.6	0.986
	6.5	0.8020	0.9854	0.7903		
	7.5	0.7241	0.9834	0.7121		
	8.5	0.6388	0.9784	0.6250		
					0.6370 +0.8	0.981

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center

** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.14 Calculated and C/E values for ^{238}U axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted B₄C control rod half

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr.	Corrected Value		
Core	-8.5	0.6146	0.9873	0.6068	-----	-----
	-7.5	0.7999	1.0020	0.8015	-----	-----
	-6.5	0.9273	0.9976	0.9251	-----	-----
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000 +0.0%	1.000
	-4.5	1.0141	1.0063	1.0205	1.0220 +1.9	0.998
	-3.5	0.9596	1.0138	0.9728	0.9710 +1.8	1.001
	-2.5	0.8161	0.9978	0.8143	0.8340 +1.8	0.976
	-1.5	1.5872	0.9049	0.5313	0.5050 +2.0	1.052
	-0.5	0.4597	0.8376	0.3850	0.3580 +2.3	1.075
Internal Blanket	0	0.4407	0.8335	0.3673	-----	-----
	0.5	0.4492	0.8409	0.3777	0.3700 +1.9	1.020
	1.5	0.5564	0.9035	0.5027	0.4740 +1.9	1.060
	2.5	0.7613	0.9841	0.7492	0.7660 +1.9	0.978
	3.5	0.8893	0.9980	0.8875	0.9010 +1.8	0.985
	4.5	0.9352	0.9918	0.9275	0.9350 +1.8	0.992
	5.5	0.9182	0.9856	0.9050	0.9100 +1.8	0.994
Core	6.5	0.8479	0.9823	0.8329	0.8510 +1.9	0.978
	7.5	0.7281	0.9846	0.7169	0.7430 +2.0	0.964
	8.5	0.5569	0.9698	0.5401	0.5720 +2.0	0.944

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (-5.08 cm)

Table 10.15 Calculated and C/E values for ^{239}Pu axial fission rate distribution* at FCA XII-1 assembly inserted B₄C control rod half

Region	Position**	Calculated Reaction Rate			Experiment Value	C/E
		Diffusion	Transport Corr.	Corrected Value		
Core	-8.5	0.7336	0.9929	0.7284	0.8510 +0.5%	0.987
	-7.5	0.8411	0.9987	0.8400		
	-6.5	0.9328	0.9998	0.9326		
	-5.5	1.0000	1.0000	1.0000		
	-4.5	1.0396	0.9991	1.0387		
	-3.5	1.0540	0.9985	1.0496		
	-2.5	1.0524	0.9865	1.0381		
	-1.5	1.1084	0.9721	1.0775		
	-0.5	1.0898	0.9597	1.0459		
	0	1.0668	0.9592	1.0232		
Internal Blanket	0.5	1.0426	0.9596	1.0005	1.0570 +0.3	0.993
	1.5	1.0053	0.9610	0.9661		
	2.5	0.9436	0.9749	0.9199		
	3.5	0.9369	0.9834	0.9214		
	4.5	0.9197	0.9863	0.9071		
Core	5.5	0.8807	0.9868	0.8691	1.0710 +0.5	0.969
	6.5	0.8171	0.9862	0.8058		
	7.5	0.7311	0.9845	0.7198		
	8.5	0.6297	0.9777	0.6157		

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in paack unit (-5.08 cm)

Table 10.16 Calculated and C/E values for ratio of ^{235}U axial fission rate* in B,C control rod insertion to reference core

Region	Position**	B,C C/R partial insertion			B,C C/R half insertion		
		Calculation Ratio	Experiment Ratio	C/E	Calculation Ratio	Experiment Ratio	C/E
Core	-8.5	1.0015	0.9930 +1.1%	1.0082	1.0067	0.9977 +0.9%	1.007
	-7.5	1.0012	0.9914 +0.7	1.0093	1.0032	1.0011 +0.8	1.002
	-6.5	1.0006	1.0000 +0.0	1.0000	1.0000	1.0000 +0.0	1.000
	-5.5	1.0000	1.0000 +0.8	0.9991	0.9951	1.0029 +0.7	0.992
	-4.5	0.9991	1.0000 +0.8	0.9870	0.9872	1.0028 +0.7	0.984
	-3.5	0.9980	1.0111 +0.8	0.9877	0.9741	0.9902 +0.6	0.983
	-2.5	0.9965	1.0089 +0.6	0.9831	0.9514	0.9831 +0.7	0.967
	-1.5	0.9947	1.0118 +0.7	0.9950	0.9145	0.9304 +0.7	0.982
	-0.5	0.9926	0.9976 +0.7	0.9875	0.8927	0.9134 +0.9	0.977
Internal Blanket	0	0.9915	1.0040 +0.7	1.0032	0.8728	0.8819 +0.7	0.989
	0.5	0.9902	0.9871 +0.6	0.9863	0.8491	0.8592 +0.8	0.988
	1.5	0.9872	1.0008 +0.6	0.9988	0.8486	0.8533 +0.6	0.994
	2.5	0.9828	0.9840 +0.6	0.9889 +0.7	0.9872	0.8626 +0.7	0.987
	3.5	0.9762	0.9742 +0.7	0.9911	0.8532	0.8354 +0.8	1.021
Core	4.5	0.9654	0.9390 +0.8	1.0048	0.8532	0.8490 +0.9	1.004
	5.5	0.9435	0.9079 +0.8	1.0052	0.8506	0.8480 +0.8	1.003
	6.5	0.9126	0.8741 +0.9	1.0125	0.8445	0.8368 +1.0	1.009
	7.5	0.8851	0.8534 +0.7	1.0110	0.8332	0.8338 +0.9	0.999
	8.5	0.8628					

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.17 Calculated and C/E values for ratio of ^{238}U axial fission rate* in B₄C control rod insertion to reference core

Region	Position**	B ₄ C C/R partial insertion			B ₄ C C/R half insertion	
		Calculation Ratio	Experiment Ratio	C/E	Calculation Ratio	Experiment Ratio
Core	-8.5	1.0012	-----	-----	1.0046	-----
	-7.5	1.0010	-----	-----	1.0039	-----
	-6.5	1.0004	-----	-----	1.0024	-----
	-5.5	1.0000	+0.0%	1.0000	1.0000	+0.0%
	-4.5	0.9993	+2.8	1.0043	0.9967	+2.6
	-3.5	0.9985	+2.8	0.9985	0.9919	+2.6
	-2.5	0.9973	+2.6	0.9866	0.9852	+2.6
Internal Blanket	-1.5	0.9959	+2.9	0.9840	0.9786	+2.9
	-0.5	0.9930	+2.9	0.9550	0.9647	+3.1
	0	0.9906	-----	0.9560	0.9466	-----
	0.5	0.9890	+2.9	0.9585	0.9466	+2.8
	1	0.9847	+2.8	0.9632	0.9263	+2.8
	1.5	0.9816	+2.7	0.9734	0.9070	+2.7
	2.5	0.9782	+2.7	0.9824	0.9057	+2.6
Core	3.5	0.9729	+2.6	0.9802	0.9066	+2.5
	4.5	0.9729	+2.6	0.9926	0.9257	+2.5
	5.5	0.9632	+2.8	1.0214	0.9050	+2.6
	6.5	0.9490	+2.8	1.0018	0.9036	+2.6
	7.5	0.9354	+2.8	0.9923	0.8990	+2.8
	8.5	0.9269	+2.9	0.9696	0.8954	+2.8

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

Table 10.18 Calculated and C/E values for ratio of ^{239}Pu axial fission rate* in B,C control rod insertion to reference core

Region	Position**	B,C C/R partial insertion			B,C C/R half insertion		
		Calculation Ratio	Experiment Ratio	C/E	Calculation Ratio	Experiment Ratio	C/E
Core	-8.5	1.0011	0.9941 +0.5%	1.0070	1.0059	1.0083 +0.6%	0.996
	-7.5	1.0011	0.9989 +0.6	1.0016	1.0049	1.0043 +0.5	0.998
	-6.5	1.0005	0.9991 +0.0	1.0000	1.0029	1.0000 +0.0	1.000
	-5.5	1.0000	0.9991 +0.0	1.0000	1.0000	1.0000 +0.0	1.000
	-4.5	0.9991	0.9933 +0.7	1.0059	0.9956	0.9924 +0.6	1.003
	-3.5	0.9981	0.9981 +0.5	1.0000	0.9886	0.9879 +0.4	1.000
	-2.5	0.9969	1.0046 +0.6	0.9923	0.9766	0.9926 +0.6	0.983
	-1.5	0.9947	0.9931 +0.5	1.0016	0.9516	0.9637 +0.4	0.987
	-0.5	0.9925	0.9992 +0.7	0.9933	0.9144	0.9247 +0.6	0.988
	0	0.9912	0.9924 +0.6	0.9987	0.8934	0.9000 +0.6	0.992
Internal Blanket	0.5	0.9899	0.9898 +0.6	1.0000	0.8748	0.8697 +0.6	1.005
	1.5	0.9867	0.9870 +0.4	0.9997	0.8535	0.8486 +0.6	1.005
	2.5	0.9827	0.9833 +0.6	0.9994	0.8658	0.8675 +0.6	0.998
	3.5	0.9770	0.9710 +0.5	1.0062	0.8685	0.8626 +0.4	1.006
	4.5	0.9680	0.9551 +0.6	1.0136	0.8704	0.8642 +0.6	1.007
Core	5.5	0.9501	0.9360 +0.6	1.0151	0.8701	0.8620 +0.7	1.009
	6.5	0.9248	0.9010 +0.4	1.0265	0.8676	0.8568 +0.5	1.012
	7.5	0.9014	0.8863 +0.6	1.0171	0.8621	0.8590 +0.6	1.003
	8.5	0.8823	0.8534 +0.7	1.0339	0.8516	0.8269 +0.6	1.029

* Normalized at axial position of -5.5 pack from core center
 ** Distance from core center in pack unit (=5.08 cm)

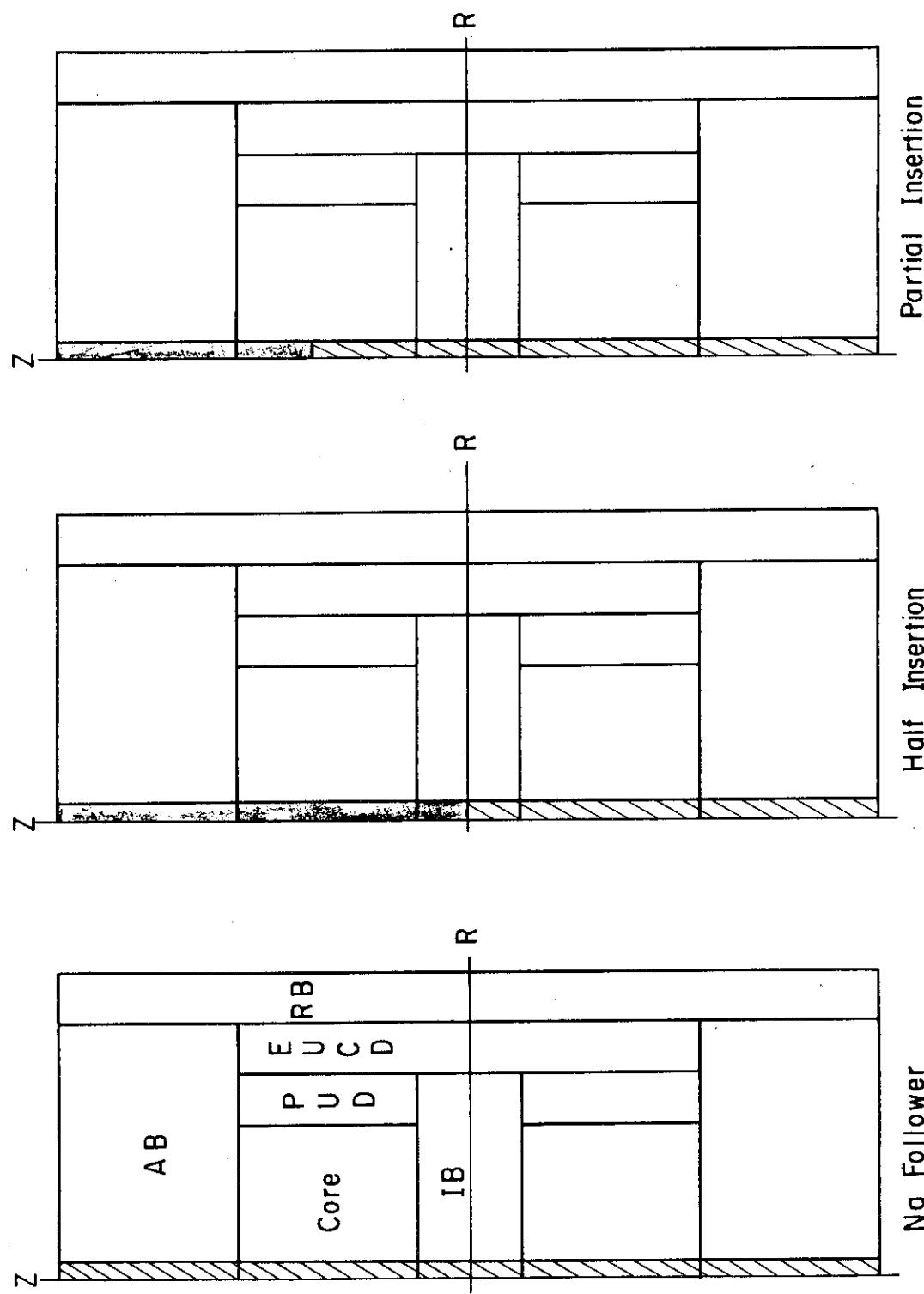


Fig. IO.1 R-Z Models for Control Insertion Systems

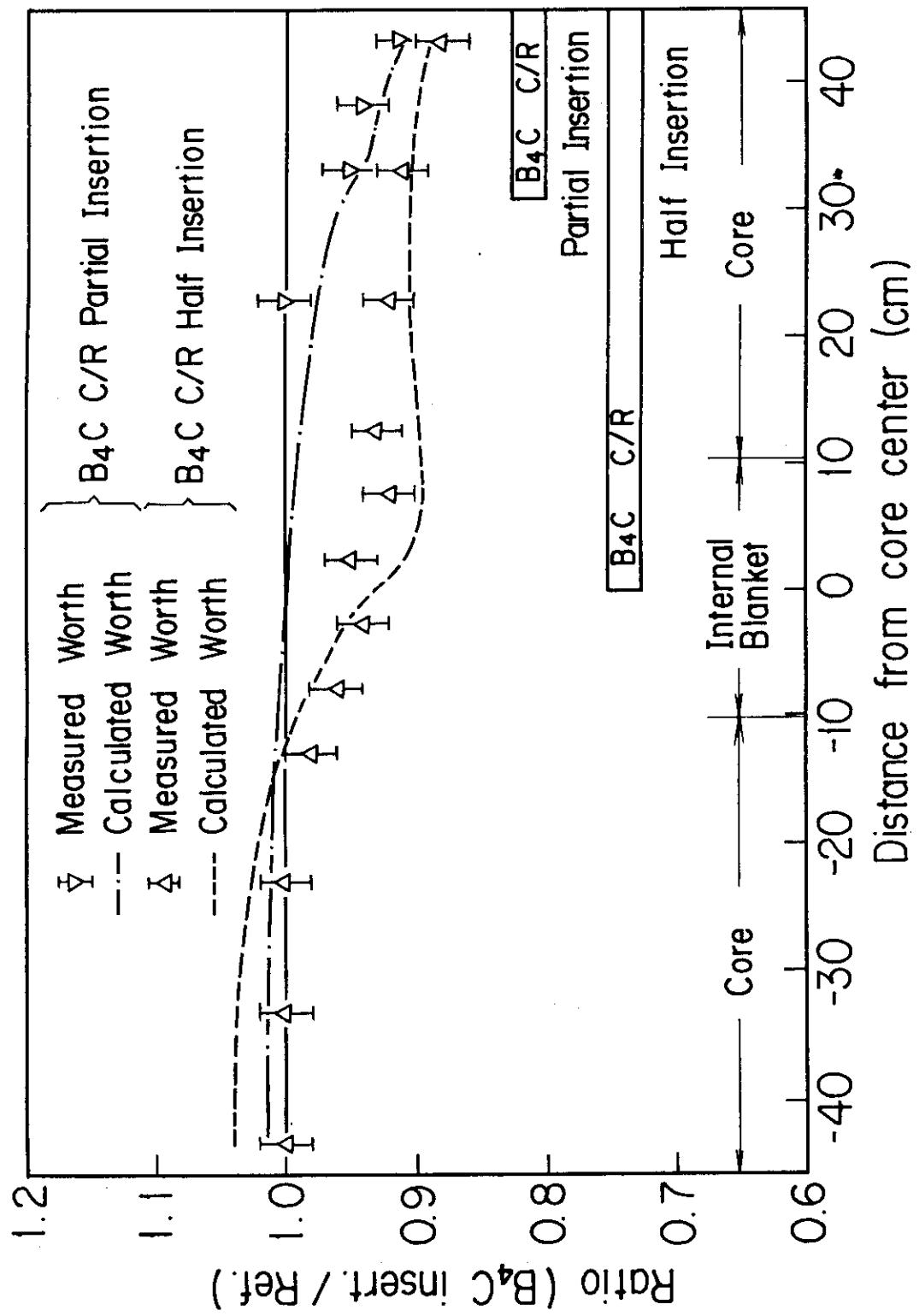
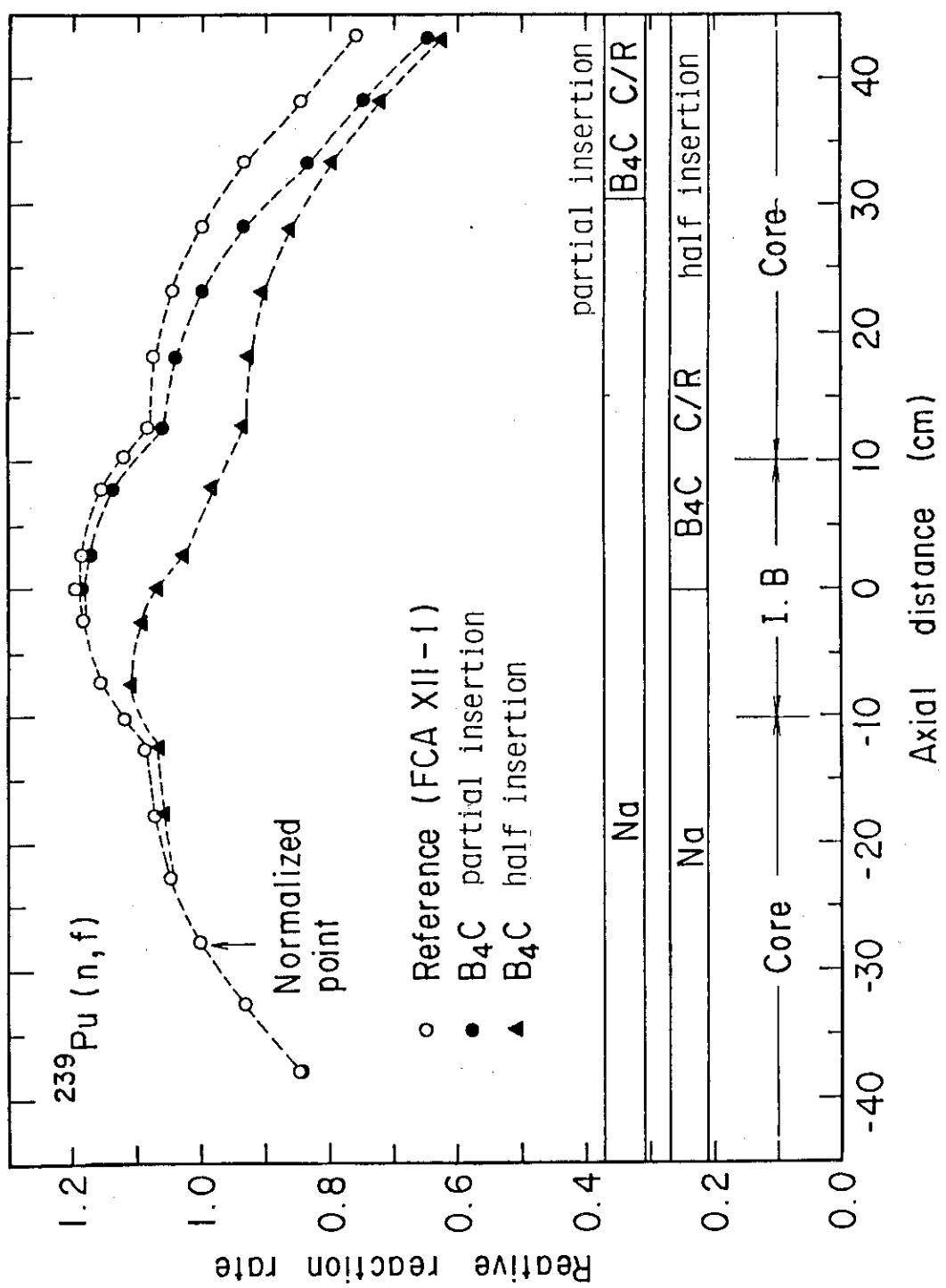
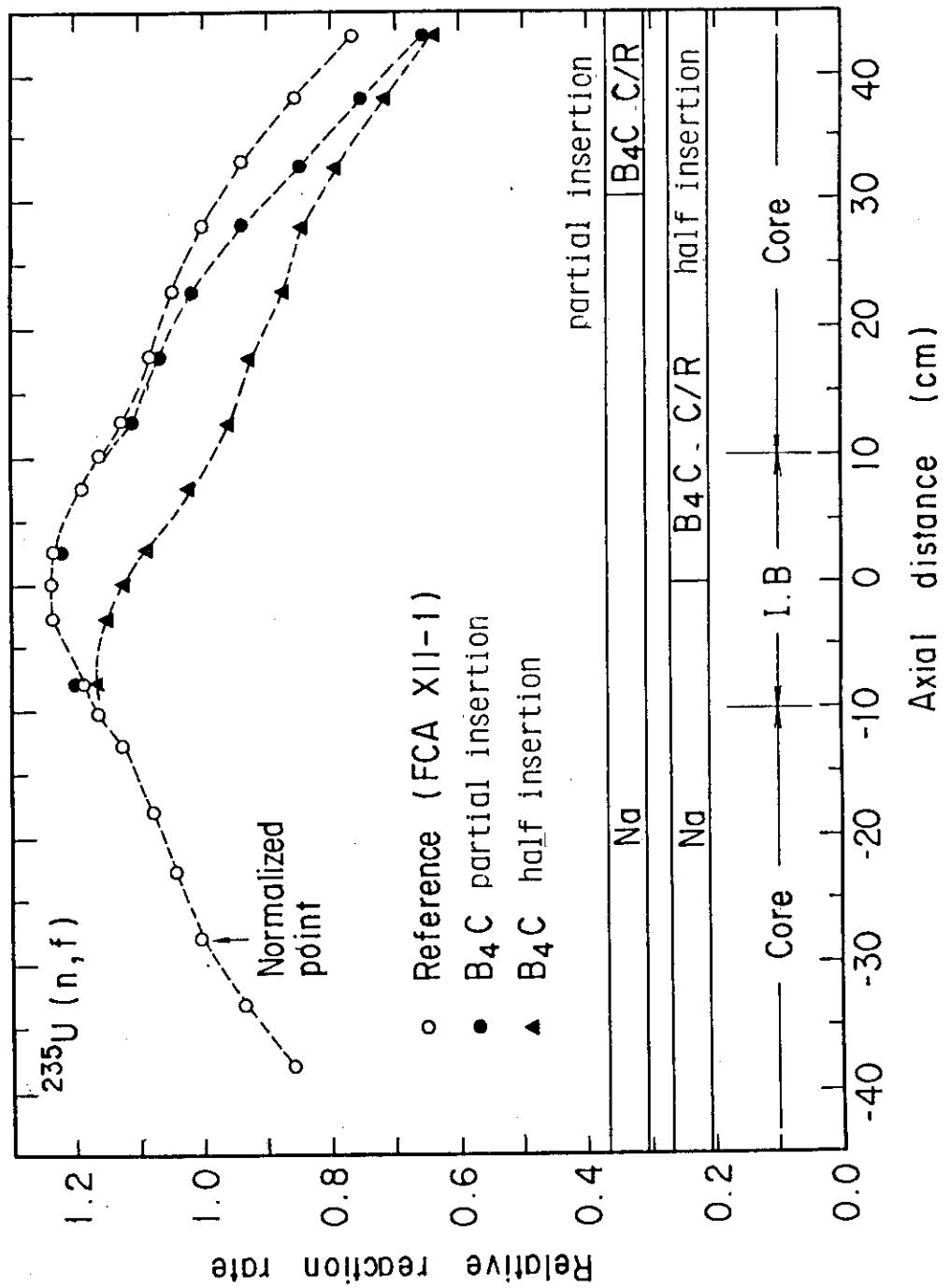


Fig. 10.2 Ratios of 92% Pu sample worth B₄C C/R insertion core to reference core



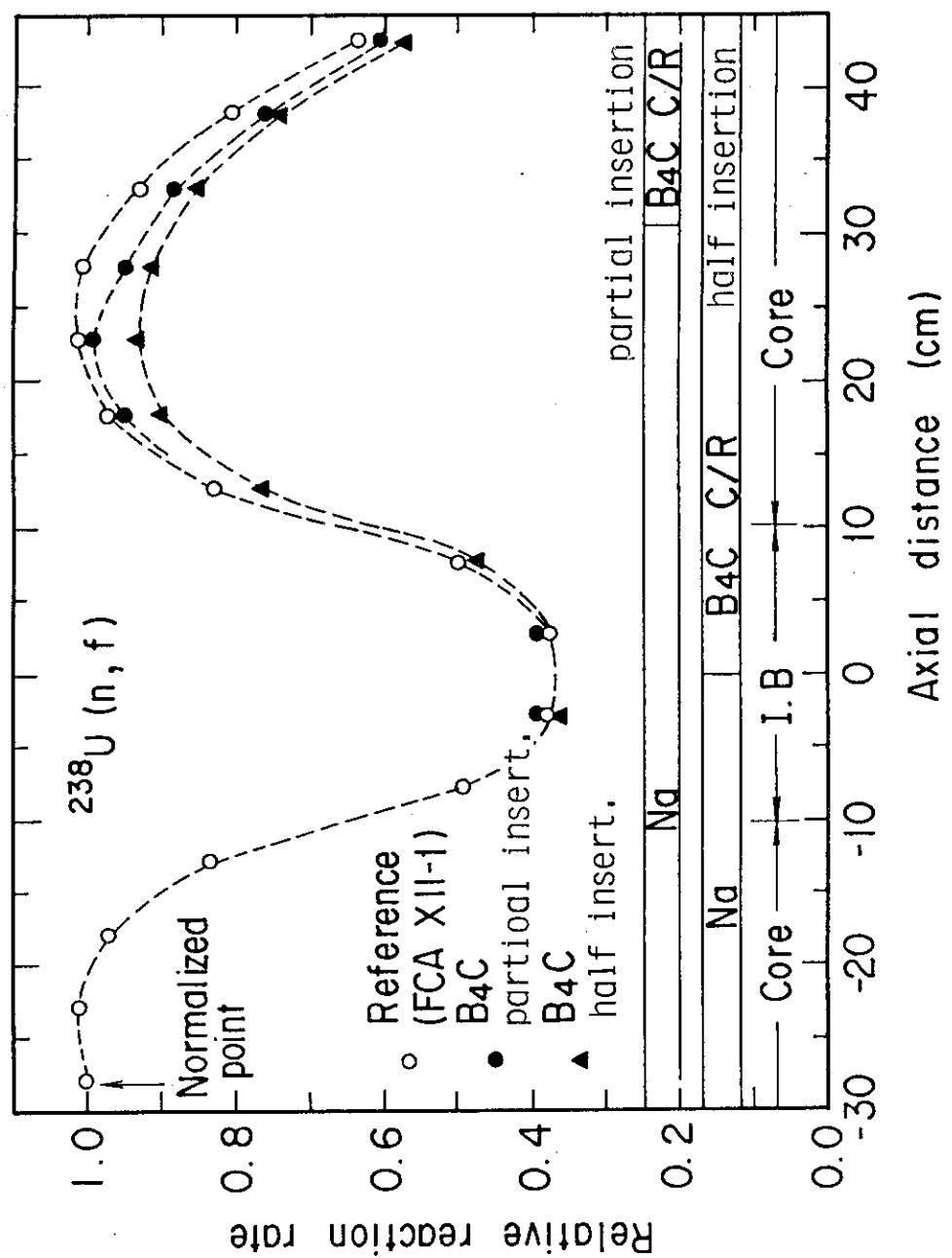
Each datum point is connected with dotted line.

Fig. 10.3 Axial ^{239}Pu fission rate distributions at simulated B_4C control rod insertion



Each datum point is connected with dotted line.

Fig. 10.4 Axial ^{235}U fission rate distributions at simulated B_4C control rod insertion



Each datum point is connected with dotted line.

Fig. 10.5 Axial ^{238}U fission rate distributions at simulated B_4C control rod insertion

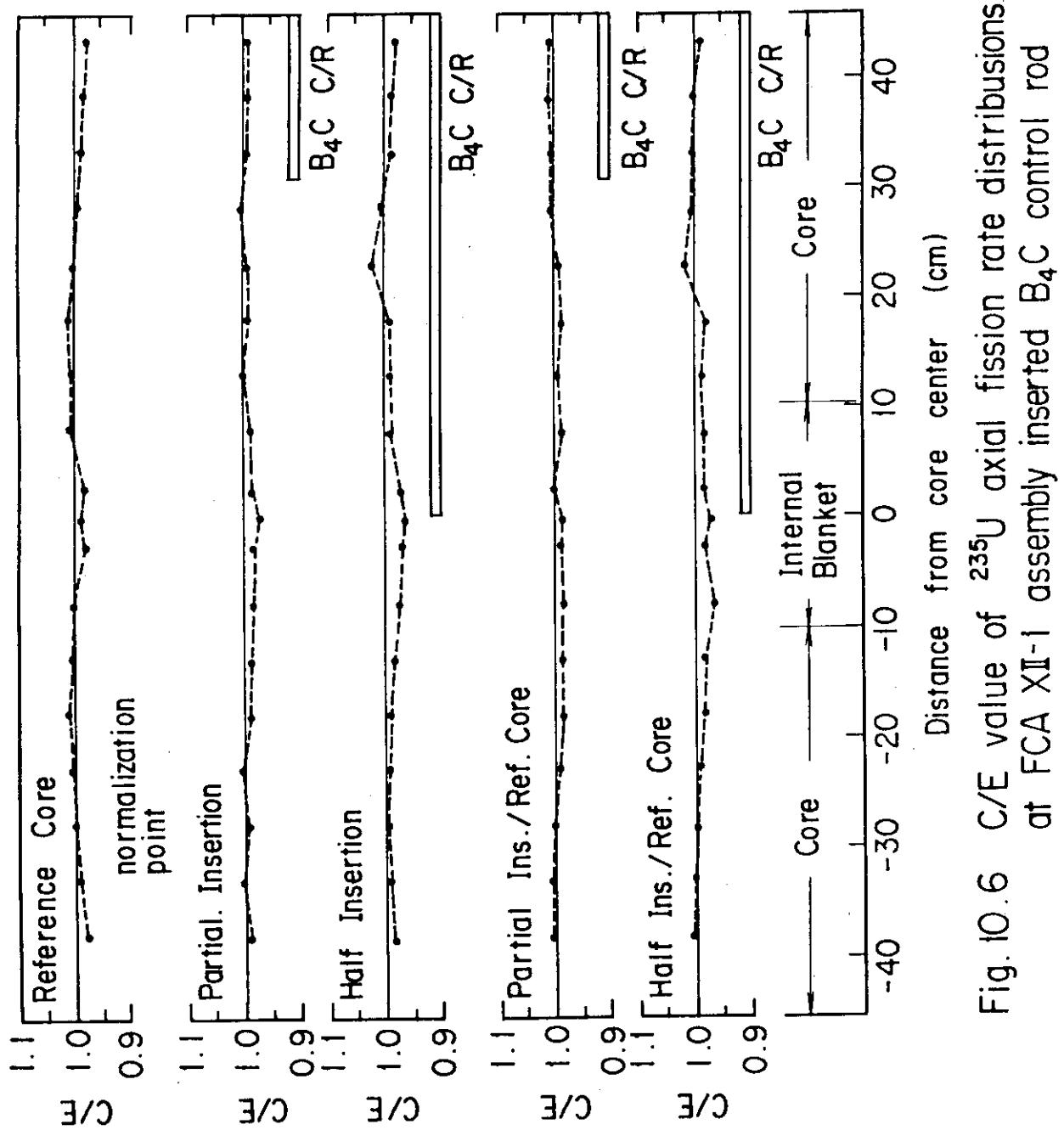


Fig. 10.6 C/E value of ^{235}U axial fission rate distributions at FCA XII-1 assembly inserted B_{4}C control rod

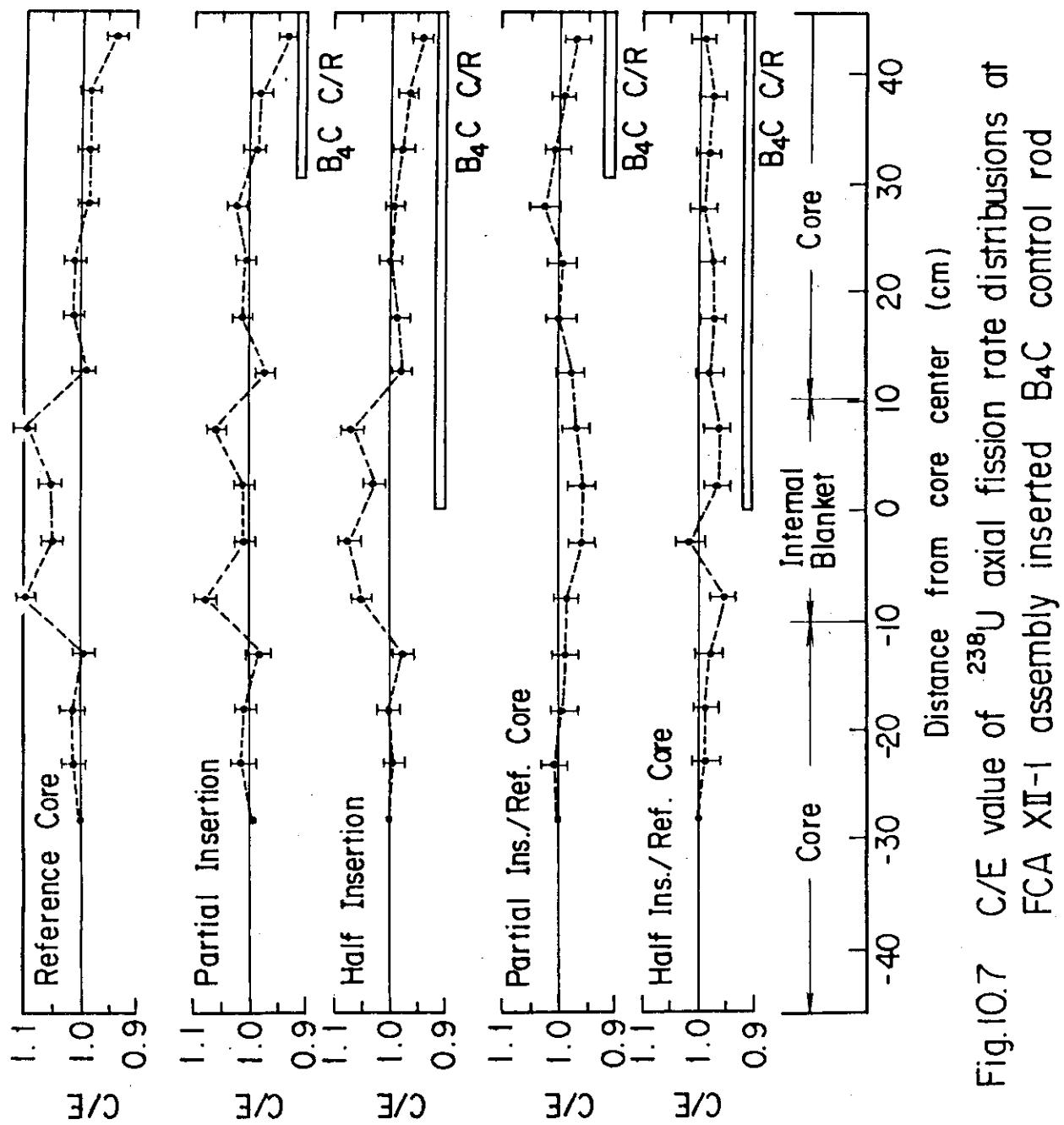


Fig. I.O.7 C/E value of ^{238}U axial fission rate distributions at
FCA XII-I assembly inserted B_4C control rod

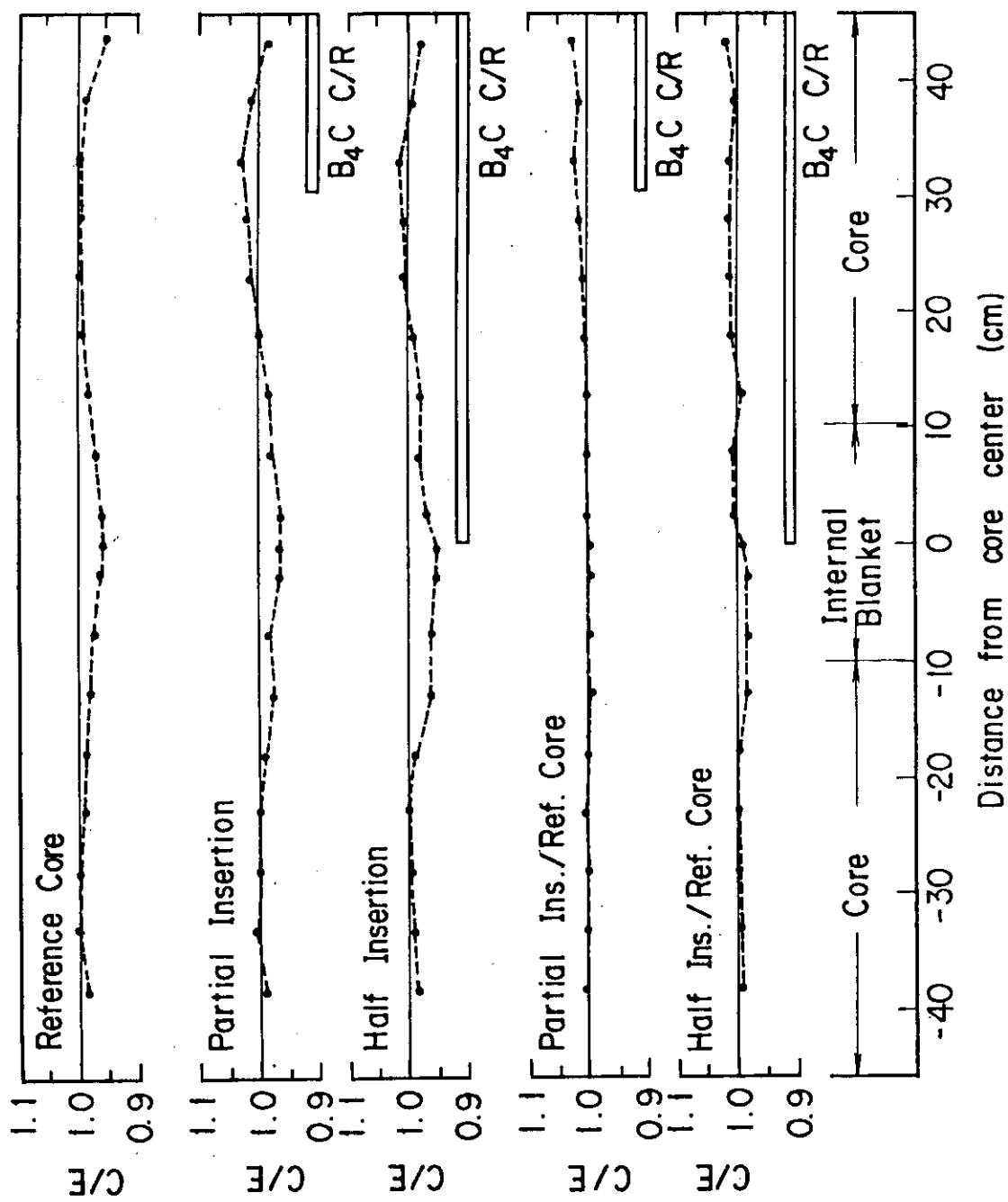


Fig. 10.8 C/E value of ^{239}Pu axial fission rate distributions at FCA XII-1 assembly inserted B_4C control rod

11. ま　と　め

FCA XII-1 集合体は軸方向非均質炉心模擬実験計画における軸方向特性測定の標準炉であり、軸方向非均質炉心核特性全般にわたる実験を行った。また実験解析として、核データに JENDL-2 を使用し、原研の標準的核特性計算手法に基づく計算を行った。

体系の中心に内部ブランケット領域が存在するため、 $^{239}\text{Pu}(\text{n},\text{f})$ および $^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})$ 軸方向反応率分布は炉心から内部ブランケットにむかって、平坦化する傾向がみられる。 ^{239}Pu および DUO_2 サンプル反応度価値の軸方向分布では、 $^{239}\text{Pu}(\text{n},\text{f})$ および $^{238}\text{U}(\text{n},\gamma)$ 反応率分布に比べて炉心から内部ブランケットにかけての平坦化が、さらに顕著になることが観測された。ナトリウムボイド反応度価値の軸方向分布においても、炉心から内部ブランケットにかけての平坦化が観測された。反応率分布およびサンプル反応度価値の解析においては、内部ブランケットと炉心部でその C/E 値の傾向が異なることが解析上の問題点として示された。また拡散計算による基準値に対して輸送計算による補正を考慮することにより、内部ブランケットと炉心の C/E の差が明確に現れることが明らかとなり、軸方向非均質炉心の解析において輸送補正が重要な意味をもつことが示された。

ドップラー反応度価値の実験では ^{238}U および構造材について、炉心および内部ブランケットでの測定を行った。 UO_2 サンプルのドップラー反応度価値について炉心と内部ブランケットの値を比較すると、温度上昇によるドップラー反応度価値が内部ブランケットで (3 % ~ 10 %) 小さな値となる。

B_4C 制御棒反応度価値の実験では、制御棒反応度ストローク曲線および制御棒反応度価値の ^{10}B 濃縮度依存性を測定した。ストローク曲線は内部ブランケットが存在する体系中心付近で、その微分値が小さくなり、平坦化した分布となることが観測された。

TLD を用いたガンマ線発熱分布の測定では、内部ブランケットの発熱量は炉心領域の発熱量の約 1/2 であることが明らかとなった。

標準体系の実験に続いて、体系の中心に B_4C 模擬制御棒を挿入した体系での反応率分布、サンプル反応度価値の測定を行った。

以上 XII-1 集合体では内部ブランケットと炉心部での核特性の相違が観測されること、および解析における C/E 値の傾向が両領域で異なるなどの問題が実験および解析を通じて明らかとなつた。これらの問題は体系中心に内部ブランケットが存在することによる中性子スペクトルおよび中性子インポータンスの変化、そして解析におけるスペクトルおよびインポータンスの評価誤差に起因する部分が大きいと考えられ、今後内部ブランケット厚を 20 cm から 30 cm に変え、スペクトルおよびインポータンスをさらに変化させた体系での実験を行い、軸方向非均質炉心の軸方向核特性の特徴を明らかにする予定である。

謝 辞

本実験計画の立案および解析において多くの助言をいただいた日立エネルギー研究所瑞慶覧
篤氏および原研高速炉物理研究室吉田 弘幸室長に感謝の意を表します。また実験におけるFCA
管理機関員の皆様の協力を深く感謝いたします。

参考文献

- (1) Inoue K., et al. : "Axial Heterogeneous Core Concept for Large LMFBRs and its HCDA Behavior", Nucl. Technol., 63, 215 (1983)
- (2) Nakano M., et al. : "Experimental Study of LMFBR Heterogeneous Core at FCA", JAERI-M 8117 (1979)
- (3) Takano H., et al. : "Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constants Set JFS-3-J2", JAERI-M 82-135 (1982)
- (4) Nakagawa M., et al. : "SLAROM", JAERI-1294 (1984)
- (5) 飯島 進, 他: "CITATION - FBR" (公刊予定)
- (6) 飯島 進, 但: "PERKY" JAERI-M 6993 (1977)
- (7) Lathrop K., et al. : "TWOTRAN-II", LA-4848-MS (1973)
- (8) 小坪龍男, 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)
- (9) 小坪龍男: " 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 (1984)
- (10) Konishi T., Ichimori T. and Obu M. : "Measurement of Central Fission Ratios and Fission Rate Distributions in FCA", JAERI-memo 4356 (), (1971)
- (11) 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)
- (12) 岡嶋成晃, 向山武彦: "FCA XI-1 集合体におけるドップラー効果の測定" JAERI-M (to be published)
- (13) 向山武彦, 他: JAERI-M 6067 (1975)
- (14) 溝尾宜辰, 他: JAERI-M 7135 (1977)
- (15) 飯島 進, 他: 私信
- (16) 中野正文, 他: 私信
- (17) 大杉俊隆, 他: JAERI-M 84-075 (1984)
- (18) Tanaka S. and Sasamoto N. : J. Nucl. Sci. Technol., 22 (1985) 109-119
- (19) 岡嶋成晃, 大杉俊隆他: "FCA XI-1 集合体におけるガンマ線発熱分布とその解析" JAERI-M 84-144 (1984)
- (20) Okajima S., Osugi T. and et al. : J. Nucl. Sci. Technol., 22 (1985) 70-79
- (21) Yamano N. : "JSD 1000 : Multi-Group Cross Section Sets for Shielding Materials", JAERI-M 84-038 (1984)

Appendix A プレート・データ

9.2% fissile plutonium (9.2% Pu)

type 2-2-1/16

weight	meat		can	
	²³⁹ Pu	32.166 g	Cr	1.774 g
	²⁴⁰ Pu	2.835 g	Fe	7.374 g
	²⁴¹ Pu	0.253 g *	Ni	1.002 g
	Al	0.520 g		

* determined on 1 st. January, 1973.

20% enriched uranium (20% EU)

type 2-2-1/8

weight	²³⁵ U	29.603 g
	²³⁸ U	119.00 g

Depleted uranium oxide (DUO₂)

type 2-2-1/4

weight	U (total)	140.4 g
	²³⁵ U	0.200 w/o

Depleted uranium block (DUB)

type 2-2-2

weight	U (total)	4,926 g
	²³⁵ U	0.206 w/o

Sodium (Na)

type 2-2-1/4

weight	Na	11.310 g
	SS	24.13 g
	Cr	18.10 w/o
	Fe	72.15 w/o
	Ni	9.75 w/o

Aluminium oxide (Al₂O₃)

type 2-2-1/16 2-2-1/8

weight Al ₂ O ₃	14.74 g	28.51 g
---------------------------------------	---------	---------

93% enriched uranium (93% EU)

type	2-2-1/16
weight	2.35 U 68.282 g
	2.38 U 5.228 g

Natural uranium (NU)

type	2-2-1/8
weight	2.35 U 1.070 g
	2.38 U 14.94 g

Stainless steel (SS)

type	2-2-1/4
------	---------

weight	SS 124.45 g
	Cr 18.91 w/o
	Fe 71.75 w/o
	Ni 9.34 w/o

Appendix B 臨界特性試験

B.1 臨界特性の詳細なデータ

体系の未臨界度 線型出力計 (ch. 5) の表示 0.2×10^{-6} A を反応度値の測定等、臨界法による測定で使用しており、 0.2×10^{-6} Aでの体系の未臨界度を評価した。

出力を 10 倍の 0.2×10^{-5} A に上げた場合の反応度変化は $-0.107 \rho_0$ である。この結果から 0.2×10^{-6} A における未臨界度は

$$\begin{aligned} \rho_{\text{SUB}} &= \frac{-0.107}{\frac{0.2 \times 10^{-6}}{0.2 \times 10^{-5}} - 1} \\ &= 0.119 \rho_0 \end{aligned} \quad (\text{B.1})$$

なお (B.1) 式の導出は参考文献 (17) に詳しい。

出力較正 線型出力計 (ch. 5) の表示 0.2×10^{-6} A の出力を以下の式で評価した。

$$P = \frac{F}{3.1 \times 10^{10}} \quad (\text{watt}) \quad (\text{B.2})$$

$$F = \frac{S}{\nu} = \frac{1}{\nu} \frac{S_0}{\rho_{\text{SUB}}} \quad (\text{B.3})$$

P : 出力 (watt)

1 watt の出力を発生させるのに必要な核分裂の数を 3.1×10^{10} fiss./watt とする。

F : 体系内の核分裂の数 (fiss./sec)

S : 核分裂により発生する中性子の数 (n/sec)

S_0 : S の中に含まれる ^{240}Pu の自発核分裂により発生する中性子の数 (n/sec)

^{240}Pu の装荷量 21.8 kg $^{240}\text{Pu}/\text{g}$ 当り発生する自発核分裂中性子数 $9 \times 10^2 \text{n/sec}$ より $1.96 \times 10^7 \text{n/sec}$ となる。

XII-1 集合体において 0.2×10^{-6} A 表示時の出力は 4 watt となる。

臨界点の再現性 集合体の分離密着を繰り返し、同じ装荷状態にある体系の臨界点を測定し、その再現性を検討した。再現性を乱す要因としては、集合体の分離密着に伴なう微妙な密着状態の相違、炉心内温度分布の安定度および臨界点の読み取り誤差が考えられる。

分離密度を繰り返した時の反応度の相違は $\pm 0.016 \rho_0$ であった。また臨界点を正確におさえるため温度安定後測定系にバイアス電流を流し、より精度の高い測定を行うと反応度の相違は

± 0.005 ρ_0 となる。なお制御棒位置の読み取り精度は上記測定値を充分に保障する精度を有している。

温度係数 集合体内 6 点で測定した温度の平均値の変化に対する反応度変化から 2 つの方法により温度係数を求めた。

温度上昇は数日間で炉室空調設備を使用して行った。

$$\textcircled{1} \quad \Delta \rho / \Delta T = 0.086 \pm 0.0032 \rho_0 / ^\circ C \quad (21.17 ^\circ C \rightarrow 28.43 ^\circ C)$$

② 集合体密度後作動する冷却風により次第に変化する炉心温度とそれに伴なう反応度変化から温度係数を求めた。

$\Delta \rho / \Delta T = 0.079 \pm 0.004 \rho_0$ ($19.31 ^\circ C \rightarrow 19.73 ^\circ C$) 両者の差は小さく測定値に加える補正值としては充分な精度で一致している。反応度に対する補正係数としては①の値を採用した。

間隙効果

$$\Delta \rho / \Delta x = -0.590 \pm 0.046 \rho_0 / mm$$

密着面ステンレス効果 固定側ドロワーの第 1 パックのステンレスボイド板 2 枚をステンレス板 2 枚に置換し、その反応度変化を測定した。複数本ドロワーのステンレスを置換し、その領域は面積積分が容易になるような断面の一部を選んだ。1 ドロワー当たりのステンレス変化量は 200.8 g である。

テスト領域	12 本	- 0.254 ± 0.023 ρ_0
プルトニウムドライバー領域	13 本	- 0.235 ± 0.023 ρ_0
ウランドライバー領域	24 本	0.088 ± 0.023 ρ_0
径方向プランケット領域		

B.2 ドロワー置換反応度

置換ドロワー	置換位置	反応度価値 (ρ_0)
EUCD → DUB	F 133- 20 ^(a)	- 1.853 ± 0.023
"	F 133- 19	- 1.223 ± 0.023
"	F 135- 23	- 1.538 ± 0.023
"	F 134- 21	- 1.599 ± 0.023
PUDB → EUCD	F 131- 21	0.515 ± 0.023
"	F 129- 19	0.514 ± 0.023
"	F 130- 19	0.537 ± 0.023
PD92B → EUCD	F 131- 21	0.805 ± 0.023
"	F 130- 20	0.782 ± 0.023
"	F 131- 20	0.740 ± 0.023
T2B 2 → PD81B	F 127- 21	1.397 ± 0.023
"	F 128- 21	1.340 ± 0.023
"	F 129- 22	1.409 ± 0.023

T2B 2 → PD 92B F 130-22 1.353 ± 0.023

S/R → PD 81B -3.537 ± 0.023

(a) F : 固定側を表わす。

Appendix C サンプル反応度値測定誤差評価

(1) 手法

JAERI-M 83-211 より

(反応度変化)

$$\begin{aligned}\Delta \rho_{I \rightarrow II} &= \rho_{II} - \rho_I \\ &= \rho_{II}(CR) - \rho_I(CR) - f_G \Delta G_{I \rightarrow II} - f_T \Delta T_{I \rightarrow II}\end{aligned}$$

 $\rho_I(CR), \rho_{II}(CR)$: 制御, 安全棒の反応度 f_G : 間隙係数 $\Delta G_{I \rightarrow II}$: 間隙差 f_T : 温度係数 $\Delta T_{I \rightarrow II}$: 温度差

(誤差)

$$\rho_{I \rightarrow II} = \sqrt{\underbrace{\delta \rho_I(CR)^2 + \delta \rho_{II}(CR)^2}_{\text{制御・安全棒位置}} + \underbrace{\delta \rho_G^2 + \delta \rho_T^2 + \delta \rho_L^2}_{\text{間隙差補正 温度差補正 装荷変更}}}$$

(2) 誤差

(単位 $\rho_0 = 0.0452 \% \Delta k/k$)

種類		$\delta \rho_I$	$\delta \rho_{II}$	$\delta \rho_G$	$\delta \rho_T$	$\delta \rho_L$	$\delta \rho_{I \rightarrow II}$	備考
	92% Pu → SSH (B:SSH→Pu)	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.002	± 0.003	中心1本
軸	DUO ₂ → B ₄ C	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.002	± 0.003	中心1本
軸	DUO ₂ → SSV	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.003	± 0.004	4本 (3×3Dr)
軸	DUO ₂ → SS	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.003	± 0.004	4本 (3×3Dr)
軸	Na → SSV	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.004	± 0.005	9本 (3×3Dr)
径	92% Pu → SSH (B:SSH→Pu)	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.001	± 0.003	± 0.004	2本

① 制御・安全棒位置表示の誤差 $\delta \rho_I(CR), \delta \rho_{II}(CR)$ '85 1/23 XI-1S 実験における制御棒位置の再現性のテストより、8組の制御棒で 0.001 ρ_0 以下の精度。

$$\delta \rho(CR) = \pm 0.001 \rho_0$$

② 密着面間隙測定誤差 $\delta \rho_G$

・密着のまま測定した間隙の変化分に対する測定誤差 ± 0.001 mm

$$\delta \rho_G = \pm \sqrt{(\delta f_G \Delta G_{I \rightarrow II})^2 + (f_G \cdot \delta \Delta G_{I \rightarrow II})^2}$$

- 本実験では, $f_G = 0.59 \rho_0 / \text{mm-gap}$ $\Delta G_{I \rightarrow II} = 10^{-4} \text{ mm}$
 $\delta f_G = \pm 0.046 \rho_0 / \text{mm-gap}$ $\delta \Delta G_{I \rightarrow II} = \pm 0.001 \text{ mm}$

$$\begin{aligned}\delta \rho_G &= \pm \sqrt{(0.046 \rho_0 \times 10^{-4})^2 + (0.59 \rho_0 \times 10^{-3})^2} \\ &= \pm \sqrt{(0.046)^2 + (5.9)^2} \times 10^{-4} \rho_0 \\ &= \pm 5.9 \times 10^{-4} \rho_0 \\ &= \pm 0.001 \rho_0 \quad (\text{小数点以下4ケタ切上げ})\end{aligned}$$

③ 炉心温度測定誤差 $\delta \rho_T$

- 密着の状態のまま測定した間隙の変化分に対する測定誤差 $\pm 0.01^\circ\text{C}$

$$\delta \rho_T = \pm \sqrt{(\delta f_T \Delta T_{I \rightarrow II})^2 + (f_T \delta \Delta T_{I \rightarrow II})^2}$$

- 本実験では $f_T = 0.087 \rho_0$ $\delta \Delta T_{I \rightarrow II} = 0.01$
 $\delta f_T = \pm 0.0032 \rho_0$ $\Delta T_{I \rightarrow II} = 0.02$
- $$\begin{aligned}\delta \rho_T &= \pm \sqrt{(0.0032 \rho_0 \times 0.02)^2 + (0.087 \rho_0 \times 0.01)^2} \\ &= \pm \sqrt{(0.32 \times 2)^2 + (8.7)^2} \times 10^{-4} \rho_0 \\ &= \pm 8.72 \times 10^{-4} \rho_0 \\ &= \pm 0.001 \rho_0 \quad (\text{小数点以下4ケタ目切り上げ})\end{aligned}$$

④ 装荷変更に伴う誤差 $\delta \rho_L$

- 燃料移動による反応度変化を1本当りにつき $\pm 0.0012 \rho_0$ *

<軸方向>

- 1本 Pu, B₄C $\delta \rho_L = \pm 0.002 \rho_0$ ← 切り上げ
- 4本 SV, SS $\delta \rho_L = \pm 0.003 \rho_0$ 切り上げ
- 9本 Na ボイド $\delta \rho_L = \pm 0.004 \rho_0$ 切り上げ

<径方向>

- 2本 Pu $\delta \rho_L = \pm 0.003 \rho_0$ 切り上げ
 (reference に対し, 2本)

* ドロワー1本の1列でPu板が1mmづれた時の最大ワース変化

XII-1サンプルワース分布より 4Z~9Z Pu プレートが一様に 3Z~1mm づれた

時が最大 $(0.245/2 - 0.123/2)/50.8 \text{ mm} = 0.0012 \rho_0$

プレートは中心へづれるのみと仮定

Appendix D 修正中性子源増倍法による補正係数の算出

修正中性子源増倍法（MSM）では（8.2）式のAを、検出効率 ϵ と実効的外部中性子源強度 S_{eff} とを用いて以下の式で表わす。

$$A = \epsilon \cdot S_{\text{eff}} \quad (\text{D}-1)$$

$$\epsilon = \frac{\langle \Sigma_d \phi \rangle}{\langle \varphi^+ M \phi \rangle} \quad (\text{D}-2)$$

$$S_{\text{eff}} = \langle S \varphi^+ \rangle \quad (\text{D}-3)$$

ここで、 $\langle \rangle$ は全ての独立変数についての積分を実行する内積を表わし、 Σ_d は検出器断面積である。 ϕ は中性子束であり、外部中性子源の存在する未臨界体系を記述する以下の原子炉方程式を解くことにより得られる。

$$L \phi(\mu) - M \phi(\mu) = S(\mu) \quad (\text{D}-4)$$

L ：中性子消滅の演算子

M ：中性子生成の演算子

S ：外部中性子源

μ ：全ての独立変数

φ^+ は以下の固有値方程式（D-5式）の随伴方程式（D-6式）を解くことにより得られる。

$$L \varphi(\mu) - \lambda M \varphi(\mu) = 0 \quad (\text{D}-5)$$

$$L^+ \varphi^+(\mu) - \lambda M^+ \varphi^+(\mu) = 0 \quad (\text{D}-6)$$

λ ：固有値

以上の如く（D-1）式にてAを定義したとき、未知の未臨界体系の反応度 ρ_1^{MSM} は（8.2）式の代わりに以下の式にて表わされる。

$$-\rho_1^{\text{MSM}} = \frac{A_0}{C_1} \cdot f_1 = -\rho_1^{\text{SM}} \cdot f_1 \quad (\text{D}-7)$$

$$\text{但し, } f_1 = f_{\epsilon 1} \cdot f_{S1} \quad (\text{D}-8)$$

$$f_{\epsilon 1} = \frac{\epsilon_1}{\epsilon_0} = \frac{\langle \Sigma_d \phi_1 \rangle / \langle \varphi^+ M_1 \phi_1 \rangle}{\langle \Sigma_d \phi_0 \rangle / \langle \varphi_0^+ M_0 \phi_0 \rangle}$$

$$f_{S1} = \frac{S_{\text{eff}, 1}}{S_{\text{eff}, 0}} = \frac{\langle S_1 \varphi_1^+ \rangle}{\langle S_0 \varphi_0^+ \rangle}$$

ここで、添字0は反応度 ρ_0 が既知の較正体系を、1は未知の未臨界体系を示すものとする。

（D-7）式は通常の中性子源増倍法による反応度 ρ^{SM} と修正中性子源増倍法による反応度 ρ^{MSM} との関係を与えるものであり、補正係数 f_i は計算によって求められる。

以下、ケース1の5つの測定体系について f_1 をそれぞれ計算し検討した結果について報告する。5つの測定体系として、中性子束分布が対称で最も未臨界度が浅い体系（Na/FoL体系）最も未

臨界度が深い体系 ($B_4C(6/6)$ 体系) の他、中性子束分布が軸方向に非対称で未臨界度の異なる $B_4C(0/6)$, $B_4C(3/6)$ および $B_4C(5/6)$ を選んだ。 () 内の数字は模擬制御棒の挿入位置を示す (Fig. 8.5 参照)。

計算体系は 2 次元円柱体系とし、6 群非等方拡散計算を行った。検出器断面積 (Σ_d) として、 ^{235}U 核分裂計数管については径方向ブランケットの ^{235}U 核分裂断面積、 3He 計数管については ^{10}B の吸収断面積にて代用した。Table D-1 に上記各体系に対する MSM 補正係数の計算値を示す。補正係数の検出器位置依存性を検討するため各径方向位置に対して補正係数を求めた。また同様に、補正係数の体系内での分布をみるため、中性子束分布が非対称である $B_4C(3/6)$ および $B_4C(5/6)$ 体系について、さらに、最も未臨界度の深い $B_4C(6/6)$ 体系について、それぞれ、その分布図を Fig. D-1 ~ Fig. D-3 に示す。

以上の検討により、次なる結論を得た。

- (1) 最も MSM 補正量が大きいのは、 $B_4C(3/6)$ 体系であるが、その補正量は 0.5% 以下である。
- (2) 検出器による補正量の相違は $^{235}U - \sigma_f$ と $^{10}B - \sigma_a$ を検出器断面積とした場合、0.3% 以下である。
- (3) 検出器の位置による補正量の変動は、径方向に約 15 cm 離れた場合でも約 0.3% 以下である。
- (4) MSM 補正係数の分布は、模擬制御棒付近で 1.0 より小さく、離れるに従い増加する傾向を持つが、径方向ブランケット領域の密着面付近では各体系共補正量は 0.5% 以下におさまっている。
- (5) 今回の測定では、各測定体系共補正係数が 1.0 に近い位置に検出器が置かれており、検出器位置の選択は適切であったと言える。

Table D-1 MSM Correction Factor : f

$\sum d$	Detector Position*	MSM Correction Factor : f					
		Na Fol	0/6	3/6	5/6	6/6	
^{235}U σ_r	-0.93	0.9987	0.9989	0.9957	0.9989	1.0011	
	1.68	0.9988	0.9991	0.9964	0.9998	1.0019	
	4.89	0.9989	0.9992	0.9971	1.0006	1.0028	
	7.94	0.9990	0.9993	0.9977	1.0012	1.0034	
	10.83	0.9991	0.9994	0.9982	1.0017	1.0039	
	13.60	0.9991	0.9995	0.9985	1.0021	1.0043	
^{10}B σ_s	-0.93	0.9991	0.9988	0.9950	1.0012	1.0037	
	13.60	0.9993	0.9994	0.9981	1.0033	1.0056	

* Distance from EUCD-RB Boundary

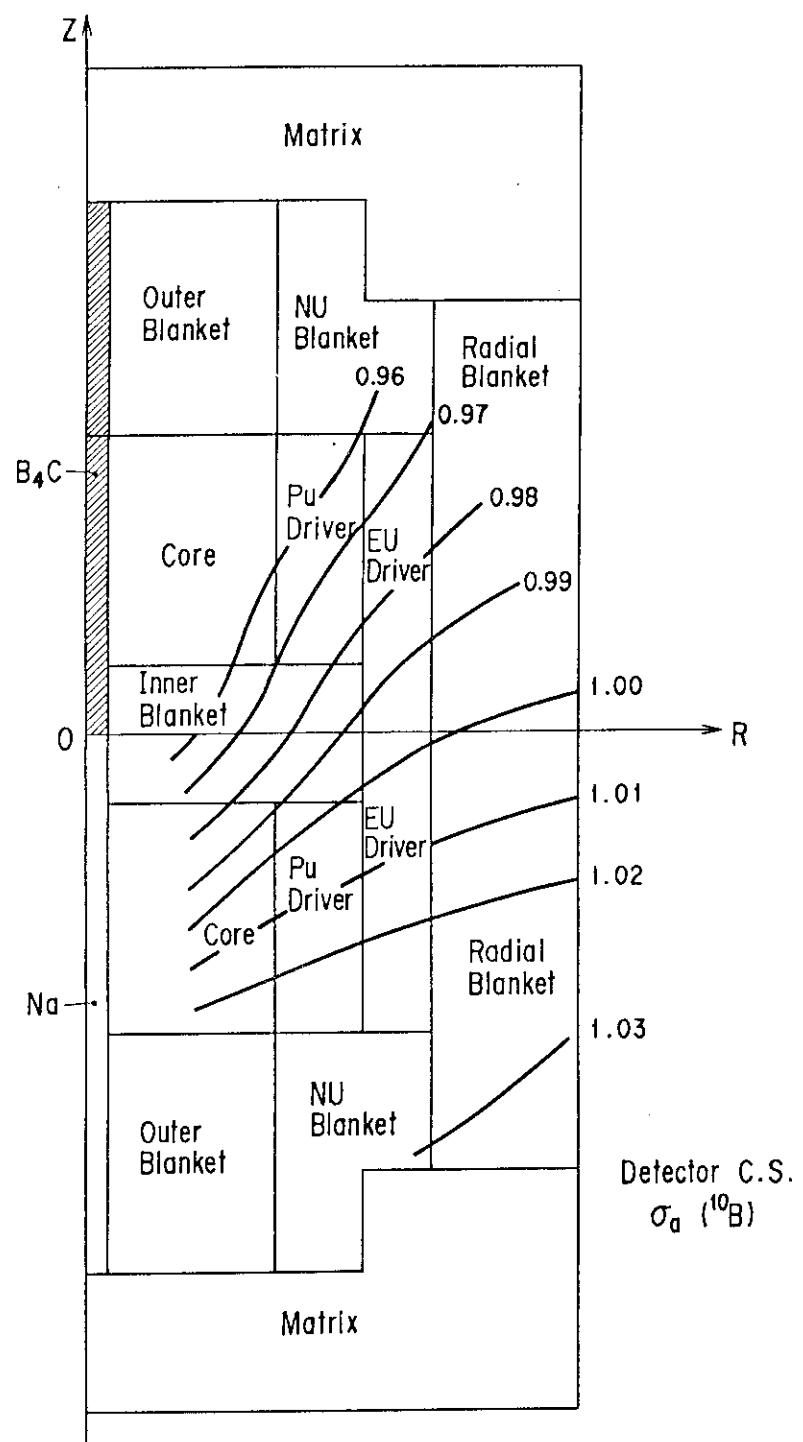


Fig. D-1 Distribution Map of MSM Correction Factor
Rod Position : 3/6

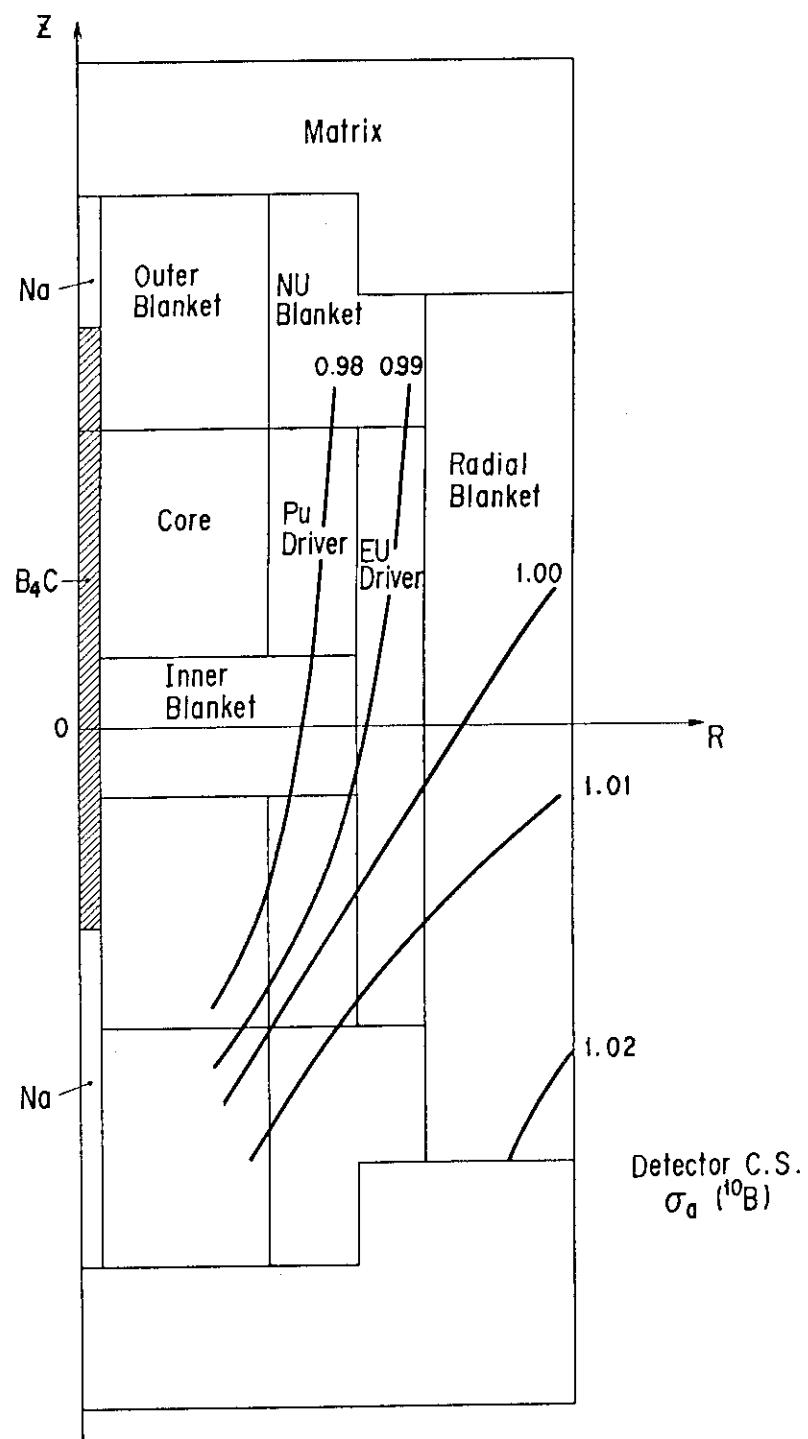


Fig. D-2 Distribution Map of MSM Correction Factor
Rod Position : 5/6

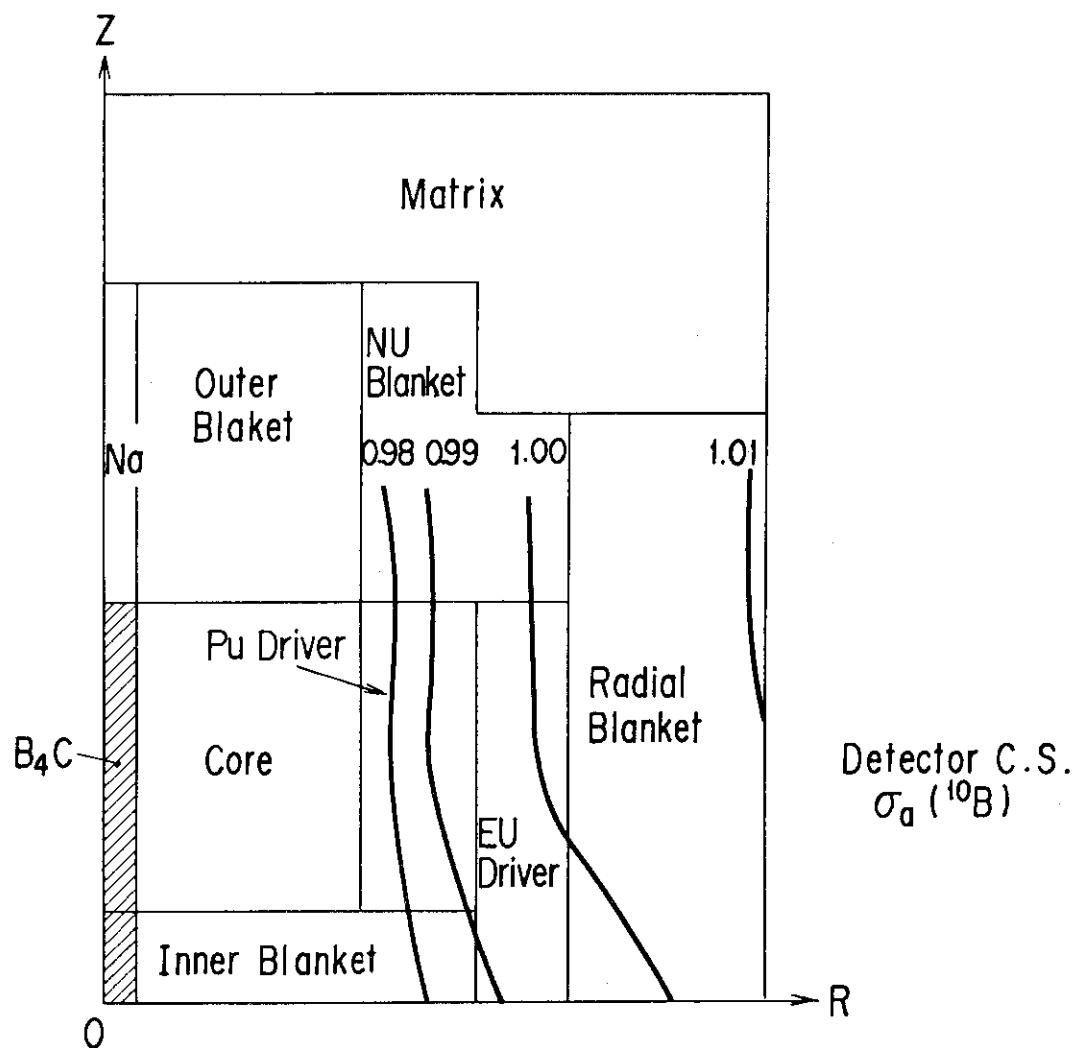


Fig. D-3 Distribution Map of MSM Correction Factor
Rod Position : 6/6