

J A E R I - M  
84-075

FCA XI-1集合体による大型高速炉臨界実験

1984年3月

大杉 俊隆・飯島 進・小坪 龍男  
岡嶋 成晃・三田 敏男\*・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。  
入手の問合せは、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（〒319-41 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 Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷機

## FCA XI-1 集合体による大型高速炉臨界実験

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

大杉俊隆・飯島 進・小坪龍男

岡嶋成晃・三田敏男・中野正文

(1984年3月12日受理)

FCA XI-1 集合体は、1983年4月臨界に達し、以降、大型高速炉の炉物理特性に関する実験研究が進められてきた。XI-1集合体は大型炉の内側炉心組成を模擬した直径60cm 炉心高さ90cm のテスト領域とドライバー領域とからなる。

本報告書は、サンプルワース、核分裂反応率、ナトリウムボイド効果およびB<sub>4</sub>C 制御棒反応度価値に関する測定データをまとめたものである。上記の測定データの内主要なものについては、70群定数セットを拡散あるいは輸送計算コードを用いて解析し併せて報告する。

XI-1集合体のテスト領域は、以前にFCAにて実験が行なわれた各種集合体と比較して、最も軟らかな中性子スペクトルを形成しており、大型高速炉心の炉物理特性を良く模擬していることを測定データにより確認した。

サンプルワースについて計算値と実験値とを比較すると、中心に関しては良く一致したが、軸方向分布に関しては多少のずれがあった。軸方向核分裂率分布のC/E値にプランケット領域の中で大きな不一致があった。<sup>238</sup>Uの核分裂率分布の場合、輸送計算によりこの大きな不一致は改善された。<sup>237</sup>Np/<sup>235</sup>Uおよび<sup>239</sup>Pu/<sup>235</sup>Uの中心核分裂率比のC/E値はほぼ1.0であったが、<sup>238</sup>U/<sup>235</sup>UのC/E値は1.1と計算値は実験値をかなり過大評価した。

第一次摂動法を用いたNaボイド効果の計算値は炉心中心で実験値を18%程過大評価しているが、軸方向分布の形そのものは良く再現していた。

B<sub>4</sub>C 制御棒反応度価値は、炉心中心領域にて、B<sub>4</sub>CペレットとSS管とからなる模擬制御棒を用いて測定し、<sup>10</sup>B濃縮度、<sup>10</sup>B密度および<sup>10</sup>Bの空間分布による影響を検討した。

---

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なった研究の成果である。

\* 外来研究員：日立エネルギー研究所

Critical Experiment for Large Fast Reactor  
at FCA XI-1 Assembly

Toshitaka OSUGI, Susumu Iijima, Tatsuo KOAKUTSU,  
Shigeaki OKAJIMA, Toshio SANDA\* and Masafumi Nakano

Department of Reactor Engineering,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received March 12, 1984)

Experimental study on fundamental physics aspects of conventional large fast reactors has been performed at FCA XI-1 assembly which went critical at the beginning of April 1983. The assembly has a central test region of 60 cm diameter x 90 cm height simulating the inner core composition of the reactor.

The present report compiled the experimental results of sample worths, fission rates, Na void effects and B<sub>4</sub>C control rod reactivity effects. Preliminary analysis on some of the results was also made using 70 group constant set and the diffusion and transport theory code, and presented in this report.

It was shown with the measured data that the test region of the assembly has the most softened neutron spectrum compared with that of the previous FCA assemblies and well simulates the physics aspects of the large fast reactor core.

Close agreements were obtained between the calculated and measured data for central sample worths. The calculated values of axial sample worth distributions, however, deviated to some extent from those of measured distributions. Concerning the axial fission rate distributions

---

This work was performed under contract between Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation and JAERI.

\* On leave from Energy Research Laboratory, Hitachi, Ltd.

of  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  and  $^{235}\text{U}$ , large discrepancies between the calculated and measured distributions were found in the axial blanket region. Transport calculations could improve the result obtained by diffusion calculation for  $^{238}\text{U}$  fission rate distribution. The calculated central fission rate ratio of  $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$  failed to predict the measured ratio, while calculated ratios of  $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$  well agreed to these measured ratios.

The calculated Na void effect with use of the first order perturbation method overestimated the measured effects by about 18% in the central part of the test region of the assembly. No significant discrepancy in the shape of axial distribution, however, was found between the calculated and measured Na void effects.  $\text{B}_4\text{C}$  control rod worth was measured at core center region using mock-up control rod which consist of  $\text{B}_4\text{C}$  pellet and SS tube. The effects of control rod worth were examined for  $^{10}\text{B}$  enrichment,  $^{10}\text{B}$  density and  $^{10}\text{B}$  distribution condition.

Keywords : Fast Reactor, Critical Experiment, FCA XI-1 Assembly,  
Sample Worth, Fission rate, Na void Effect,  
 $\text{B}_4\text{C}$  Rod Reactivity Effect, Diffusion Calculation  
Transport Calculation, JFS - 3 J2 Set.

## 目 次

1. 序 .....	1
2. 実験の概要 .....	1
3. 計算手法 .....	9
4. サンプルワース .....	13
4.1 サンプルワースの測定 .....	13
4.2 軸方向サンプルワース分布の解析 .....	15
5. 核分裂反応率 .....	26
5.1 核分裂反応率の測定 .....	26
5.2 核分裂反応率の解析 .....	27
6. ナトリウムボイド効果 .....	40
6.1 ナトリウムボイド効果の測定 .....	40
6.2 軸方向ナトリウムボイド効果分布の解析 .....	41
7. 制御棒反応度値 .....	45
7.1 実験項目と測定方法 .....	45
7.2 実験結果と検討 .....	46
8. まとめ .....	52
謝 辞 .....	52
参考文献 .....	53

## Contents

1.	Introduction .....	1
2.	General Description of Experiment .....	1
3.	Calculation Method .....	9
4.	Sample Worth .....	13
4.1	Measurement of Sample Worth .....	13
4.2	Analysis for Axial Sample Worth Distribution .....	15
5.	Fission rate .....	26
5.1	Measurement of Fission rate .....	26
5.2	Analysis for Fission rate .....	27
6.	Sodium Void Effect .....	40
6.1	Measurement of Sodium Void Effect .....	40
6.2	Analysis of Axial Sodium Void Effect Distribution ..	41
7.	Control Rod Reactivity Worth .....	45
7.1	Measured Items and Method .....	45
7.2	Results and Discussions .....	46
8.	Conclusion .....	52
	Acknowledgement .....	52
	Reference .....	53

## 1. 序

FCA XI-1 集合体は 1983年4月 5 日に臨界を達成し、特性実験に引続き、大型炉の炉物理特性を実験的に得るためにサンプルワース、核分裂反応率、Na ポイド効果、制御棒反応度価値、ドップラー効果、TLDを用いての  $\gamma$  線発熱等の測定がなされてきた。さらに、アクチノイド核種、構造材核種に関する積分実験が実施された。本報告書では、上記測定項目の内、サンプルワース、核分裂反応率、Na ポイド効果、制御棒反応度価値に関する測定データをまとめたものである。また、これらの測定データの内主要なものについては、簡単な解析を実施し併せて報告する。詳細な解析および他の実験項目に関しては、後程、個々に報告する予定である。

大型均質高速炉を模擬した FCA XI-1集合体の炉物理特性に関する予備解析の結果および臨界近接<sup>1)</sup>、特性実験に関しては別に報告した<sup>1)</sup>。それらの内主要なものについては、第2章に略述する。第3章では解析に用いた群定数セット、計算モデル、計算手法について述べる。引続き、第4章にサンプルワース、第5章に核分裂反応率、第6章にNa ポイド効果、第7章に制御棒反応度価値に関して、それぞれの測定方法・測定データ・解析結果について述べる。

## 2. 実験の概要

FCA XI-1集合体は、大型高速炉の内側炉心組成を模擬したテスト領域と、系を臨界にするためのドライバー領域とから成る、ゾーン装荷体系である。テスト領域の等価半径は約 30cm、ドライバー領域を含めた等価半径は約 48cm であり、また炉心高さは実機にはほぼ等しく約 90cm で、全体として  $H/D = 0.94$  の円筒形を成している。これらの炉心領域の周囲に、軸方向には厚さ約 20cm、径方向には等価厚さ約 24cm のプランケット領域が設けられている。

テスト領域の燃料の濃縮度 (Fissile to Heavy Metal Ratio) を約 0.09 とするため、濃縮度の異なる 2 つの燃料引出、T 1 および T 2 (1 パック当たりのPu板は T 1 で 1 枚、T 2 で 2 枚) を作成し、それらをほぼ同じ数だけ交互に配置した。FCA XI-1 集合体にて用いられている各燃料引出内の模擬物質板装填図を Fig. 2.1~Fig. 2.8 に示し、それらの引出装荷図を Fig. 2.9 に、各領域の原子数密度を Table 2.1 に示す。Fig. 2.9 に示された装荷図は、固定側、移動側共濃縮ウランドライバー燃料EUDを 74 本づつ装荷したものであり、余剰反応度は約  $4\rho_0$  ( $\rho_0$  は標準反応度単位、後述) で、以降の実験の基準体系となるものである。この体系での燃料装荷量を以下に示す。

FCA XI-1集合体の標準体系における燃料装荷量 (EUD 148本装荷)

	$^{235}\text{U}$ (kg)	$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ (kg)
テスト領域	—	78.2
ドライバー領域	297.8	144.9
計	297.8	223.1

## 1. 序

FCA XI-1 集合体は 1983年4月 5 日に臨界を達成し、特性実験に引続き、大型炉の炉物理特性を実験的に得るためサンプルワース、核分裂反応率、Na ポイド効果、制御棒反応度価値、ドップラー効果、TLD を用いての  $\gamma$  線発熱等の測定がなされてきた。さらに、アクチノイド核種、構造材核種に関する積分実験が実施された。本報告書では、上記測定項目の内、サンプルワース、核分裂反応率、Na ポイド効果、制御棒反応度価値に関する測定データをまとめたものである。また、これらの測定データの内主要なものについては、簡単な解析を実施し併せて報告する。詳細な解析および他の実験項目に関しては、後程、個々に報告する予定である。

大型均質高速炉を模擬した FCA XI-1集合体の炉物理特性に関する予備解析の結果および臨界近接<sup>1)</sup>、特性実験に関しては別に報告した<sup>1)</sup>。それらの内主要なものについては、第 2 章に略述する。第 3 章では解析に用いた群定数セット、計算モデル、計算手法について述べる。引続き、第 4 章にサンプルワース、第 5 章に核分裂反応率、第 6 章に Na ポイド効果、第 7 章に制御棒反応度価値に関して、それぞれの測定方法・測定データ・解析結果について述べる。

## 2. 実験の概要

FCA XI-1 集合体は、大型高速炉の内側炉心組成を模擬したテスト領域と、系を臨界にするためのドライバー領域とから成る、ゾーン装荷体系である。テスト領域の等価半径は約 30cm、ドライバー領域を含めた等価半径は約 48cm であり、また炉心高さは実機にはほぼ等しく約 90cm で、全体として  $H/D = 0.94$  の円筒形を成している。これらの炉心領域の周囲に、軸方向には厚さ約 20cm、径方向には等価厚さ約 24cm のプランケット領域が設けられている。

テスト領域の燃料の濃縮度 (Fissile to Heavy Metal Ratio) を約 0.09 とするため、濃縮度の異なる 2 つの燃料引出、T 1 および T 2 (1 パック当りの Pu 板は T 1 で 1 枚、T 2 で 2 枚) を作成し、それらをほぼ同じ数だけ交互に配置した。FCA XI-1 集合体にて用いられている各燃料引出内の模擬物質板装填図を Fig. 2.1~Fig. 2.8 に示し、それらの引出装荷図を Fig. 2.9 に、各領域の原子数密度を Table 2.1 に示す。Fig. 2.9 に示された装荷図は、固定側、移動側共濃縮ウランドライバー燃料 EUD を 74 本づつ装荷したものであり、余剰反応度は約 400 ( $\rho_0$  は標準反応度単位、後述) で、以降の実験の基準体系となるものである。この体系での燃料装荷量を以下に示す。

FCA XI-1集合体の標準体系における燃料装荷量 (EUD 148本装荷)

	$^{235}\text{U}$ (kg)	$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ (kg)
テスト領域	—	78.2
ドライバー領域	297.8	144.9
計	297.8	223.1

以下、特性実験により得られたFCA XI-1集合体の主要特性について略述する。

#### 標準反応度 $\rho_0$ の較正

安全棒No.3 (SR #3) の引抜距離 50mmから完全挿入に対応する反応度印加を  $1\rho_0$  とした。  
<sup>2)</sup>  $1\rho_0$  に對応するペリオド T を測定し、Tomlinson により評価された遅発中性子に関するデータを用いて、標準反応度  $\rho_0$  を  $\Delta k/k$  単位に換算した。主要な動特性パラメータと共に以下に示す。

$$\text{標準反応度} \quad \rho_0 = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

$$\text{ペリオド} \quad T = 6.12 \quad \text{sec}$$

$$\text{中性子生成時間} \quad A = 2.70 \times 10^{-7} \quad \text{sec}$$

$$\text{実効遅発中性子割合} \quad \beta = 5.05 \times 10^{-3}$$

但し、上記の体系計算には、群定数セットに JFS-3-J 2 70 群セット<sup>3)</sup> を用い、2次元円柱モデル拡散近似により計算した。

#### 補正係数：間隙係数 $f_G$ および温度係数 $f_T$

FCAは二分割型臨界集合体であり、密着面間の間隙は測定体系により多少変動するので、反応度変化の測定値に対し間隙効果の補正が必要になる。間隙係数  $f_G$  は間隙距離を種々変化させ、それらによる反応度変化を測定することにより求めた。また、Puを燃料として用いた場合、Puの  $\alpha$ 崩壊により体系の温度は上昇するため、FCAでは空気による強制冷却設備を設けている。体系の温度を約 5°C 上昇させ、それらの反応度変化を測定することにより、温度係数  $f_T$  を求め測定体系間の温度変化に伴う反応度変化を補正することとした。測定された  $f_G, f_T$  の値は以下の如くである。

$$f_G = -0.81 \pm 0.06 (\rho_0 / \text{mm-gap}) = -5.1 \pm 0.4 (10^{-4} \Delta k/k / \text{mm-gap})$$

$$f_T = -0.051 \pm 0.002 (\rho_0 / ^\circ\text{C}) = -0.32 \pm 0.02 (10^{-4} \Delta k/k / ^\circ\text{C})$$

#### 臨界性に関する検討

参考文献 1 により、計算と対比可能な FCA XI-1集合体の臨界体系の実効増倍率  $K_{eff}$  (Exp) は、種々の補正を加えた後  $1.00070 \pm 0.00020$  と求められた。ここで、臨界体系とは、Fig. 2.9 の装荷図に示された体系にて、固定側から 2 本 (F19-31, F33-21), 移動側から 2 本 (M19-31, M33-21) それぞれ EUD を DUB と置換し、 $\frac{1}{4}$  象限にて対称となるように変更された体系である。また、上記の値は円筒化モデルに対する補正を施していないので、二次元 XY あるいは三次元 XYZ モデルによる計算値と対比すべきものである。

Table 2.1 Homogeneous atomic number densities of drawers  
in FCA X1-1 Assembly $(\times 10^{22} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-3})$ 

Region Nuclide	Test Region			Driver Region	
	Core		Ax. Blanket	Core	
	T1	T2	DUP	PD(92)	PD(81)
Pu-239	0.05228	0.10455	-	0.2091	0.2080
Pu-240	0.00461	0.00922	-	0.01843	0.02597
Pu-241	0.000433	0.000865	-	0.00173	0.00321
U-235	0.00316	0.00140	0.00316	0.00140	0.00140
U-238	0.9307	0.6869	0.9307	0.6869	0.6869
O	1.5400	1.7038	1.7038	1.3762	1.3762
Na	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656
Al	0.1159	0.2319	0.2169	0.0300	0.0307
Cr	0.3213	0.3347	0.3079	0.3615	0.3624
Fe	1.1827	1.2351	1.1304	1.3397	1.3431
Ni	0.1463	0.1530	0.1396	0.1664	0.1666

Region Nuclide	Driver Region			Radial Blanket	Control Rod SCR
	Core		Ax. Blanket		
	PUD	EUD	NUB		
Pu-239	0.1568	-	-	-	-
Pu-240	0.01382	-	-	-	-
Pu-241	0.00130	-	-	-	-
U-235	0.1144	0.2845	0.0289	0.0084	0.4521
U-238	0.6954	0.6892	3.9889	4.0174	0.0342
O	1.3762	1.3623	-	-	4.2584
Na	0.7656	0.7656	-	-	-
Al	0.0225	0.9082	-	-	2.8194
Cr	0.3481	0.3079	0.1846	0.1846	0.2819
Fe	1.2873	1.1304	0.6722	0.6722	1.0258
Ni	0.1597	0.1396	0.0804	0.0804	0.5224

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

Fig. 2.1 Plate configuration in T1 drawer

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

Fig. 2.2 Plate configuration in T2 drawer

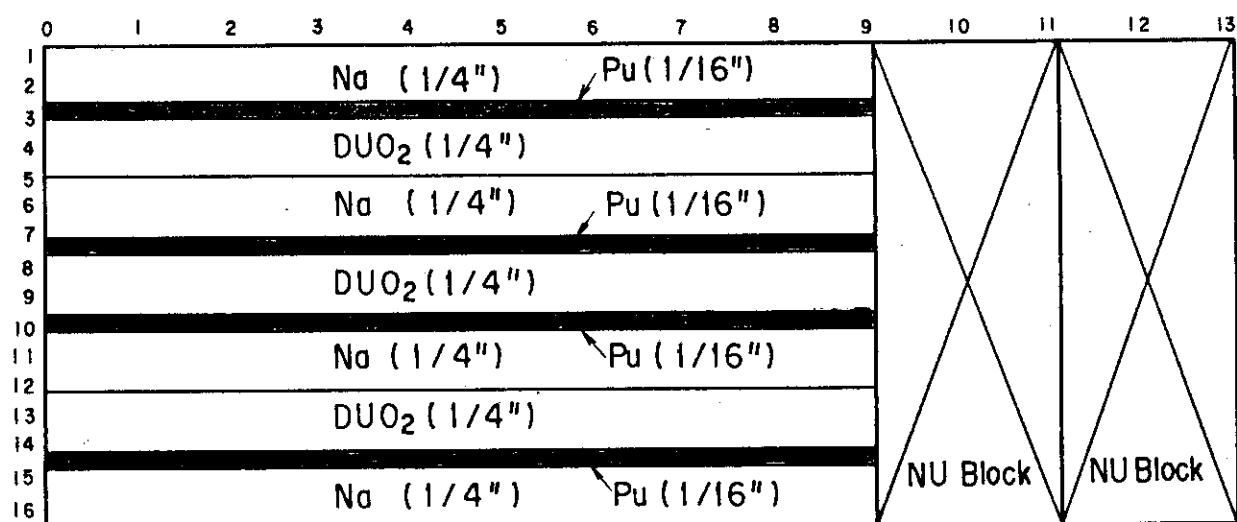


Fig. 2.3 Plate configuration in PD(92) drawer

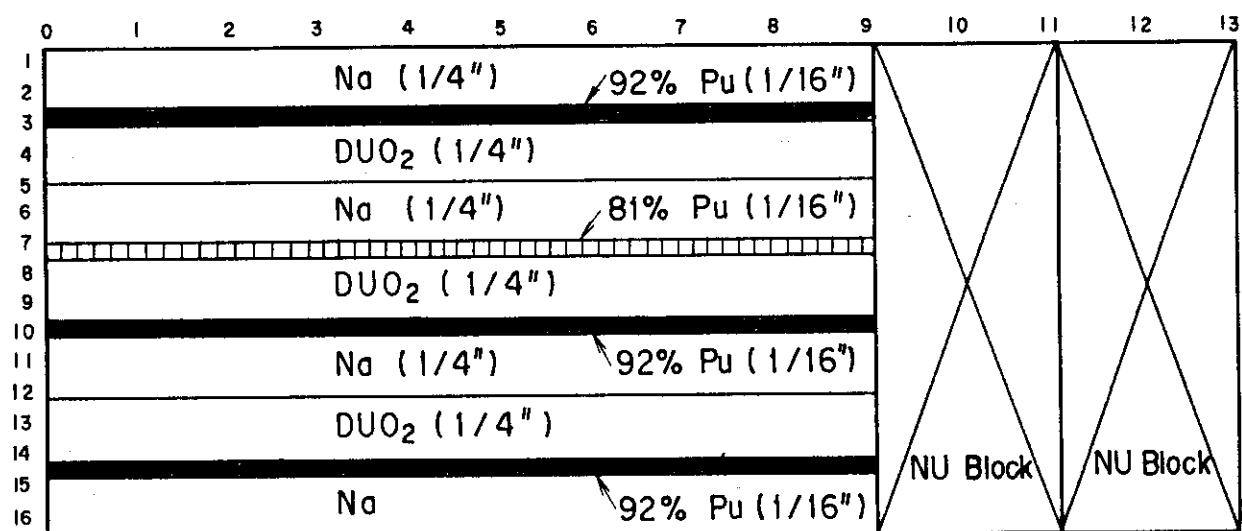


Fig. 2.4 Plate configuration in PD(81) drawer

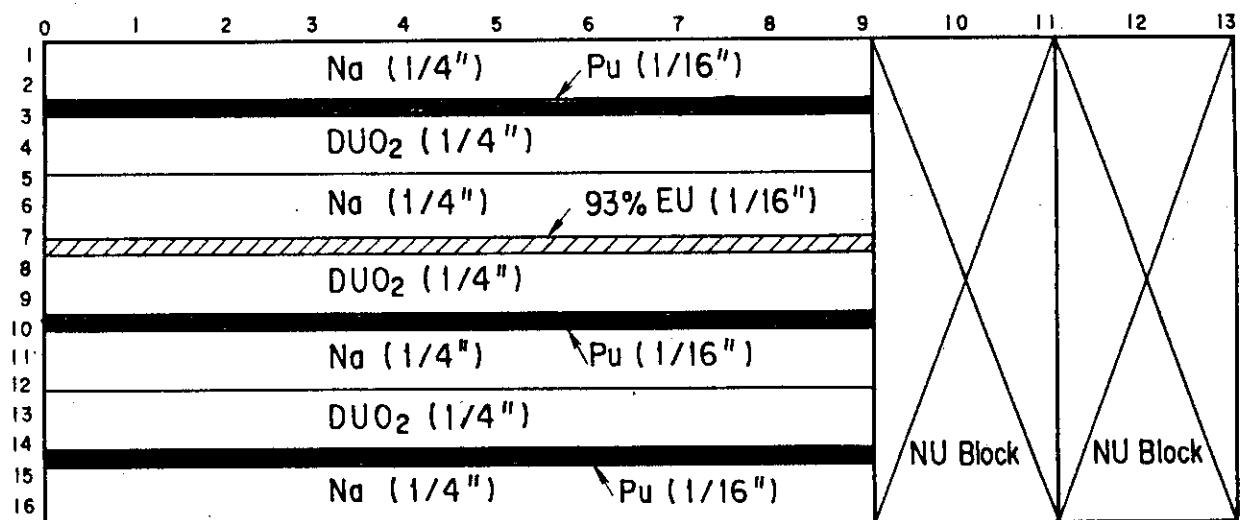


Fig. 2.5 Plate configuration in PUD drawer

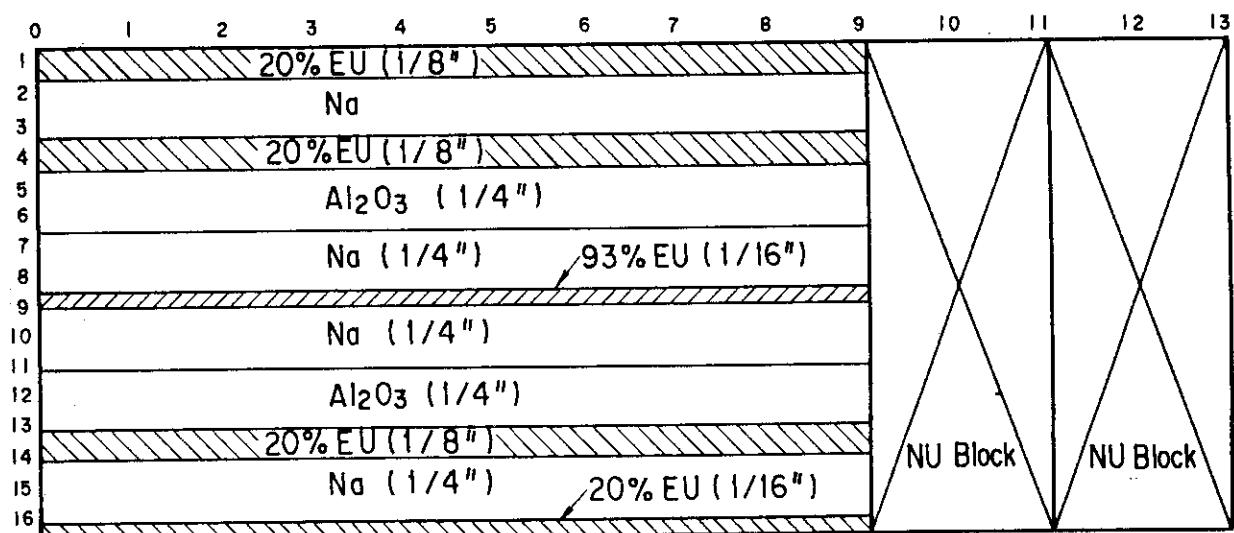


Fig. 2.6 Plate configuration in EUD drawer

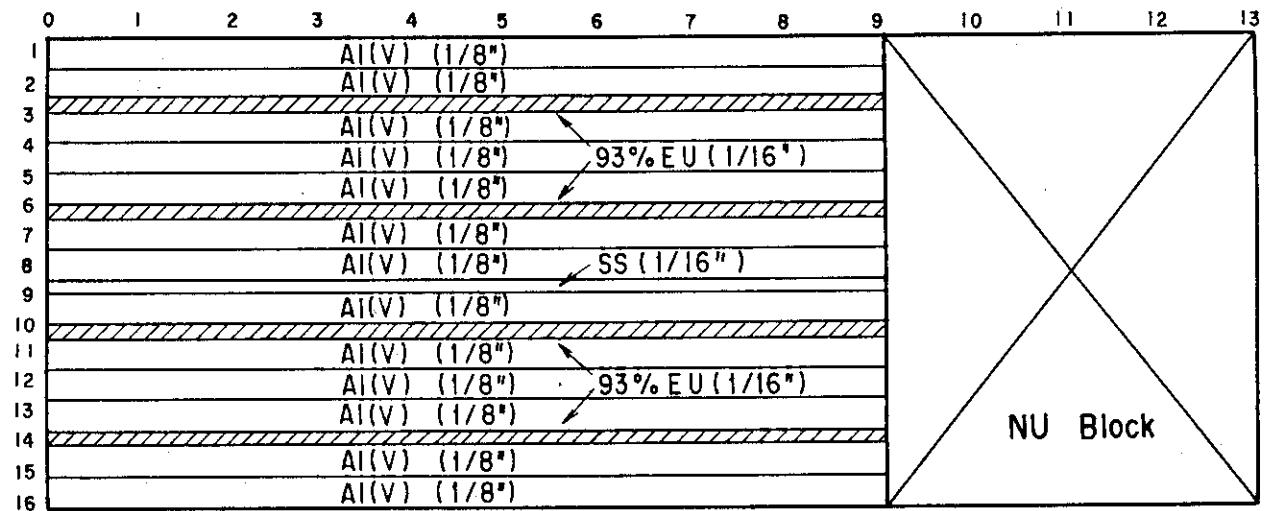


Fig. 2.7 Plate configuration in SCR drawer

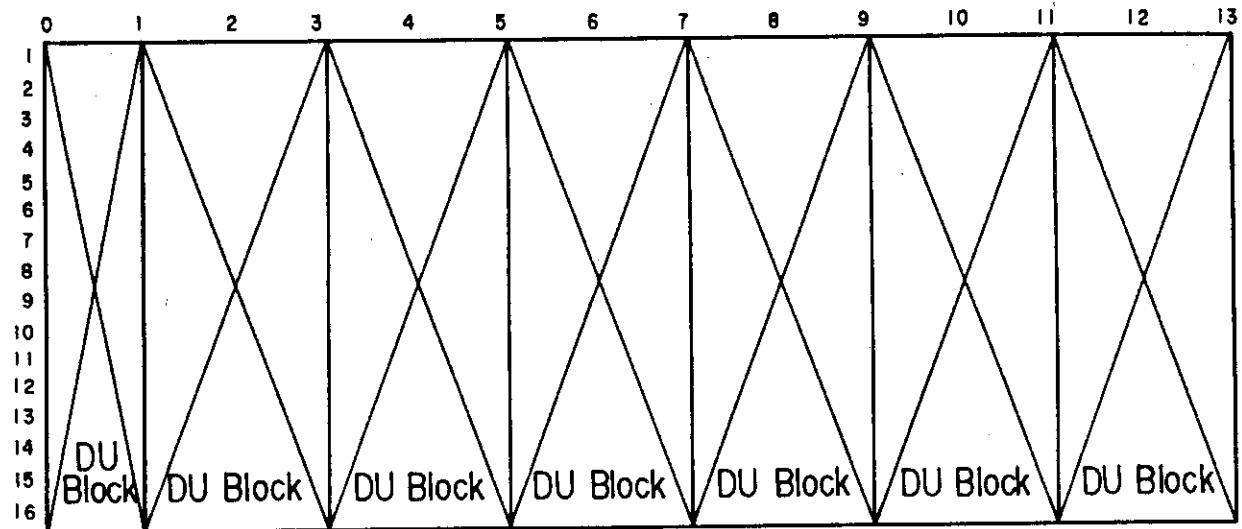
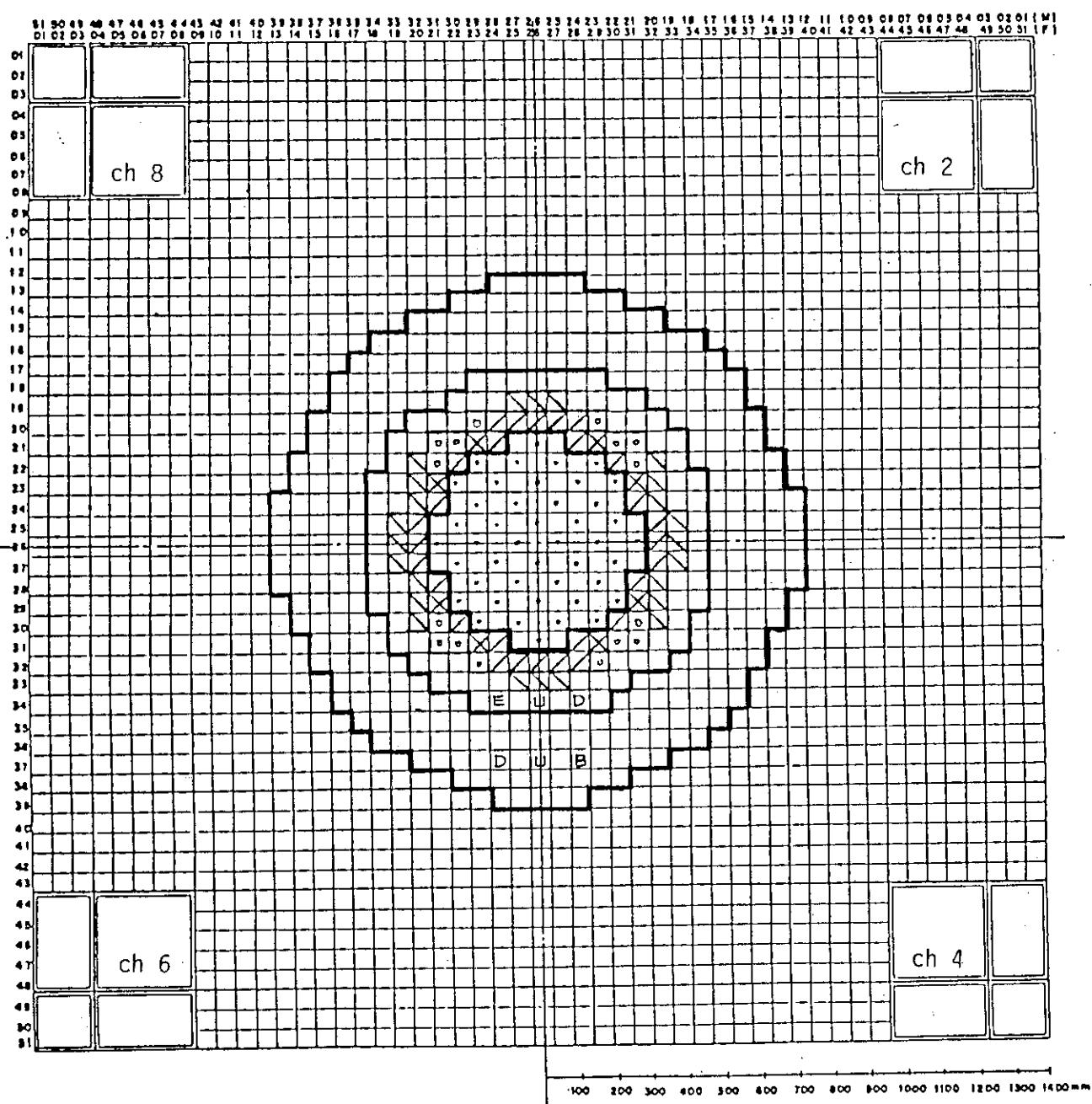


Fig. 2.8 Plate configuration in DUB drawer



<input type="checkbox"/>	: T1-Drawer	{	Test Region	
<input type="square"/>	: T2-Drawer			
<input checked="" type="checkbox"/>	, <input type="checkbox"/>	: Pu-Driver	<input checked="" type="checkbox"/>	: Safety/Control Drawer
E U D : Enriched Uranium Driver			D U B : Radial Blanket	

Fig. 2.9 Loading pattern of FCA XI-1 assembly (fixed side)

### 3. 計 算 手 法

本章では以下の章にて用いられる解析手法の一般的な内容について略述する。それぞれの章での特徴的な項目については、それぞれの章にて述べることにする。

群定数セットとして JFS-3-J<sub>2</sub> 70 群セット、非均質セル計算コードとして衝突確率法に基づき積分輸送方程式を解く SLAROM<sup>4)</sup> を用いて、セルの実効炉定数を作成した。このとき、テスト領域およびドライバー領域の燃料セルに対しては、セル計算に際し実効倍増率が 1.0 になるように、トランスマースバックリングを調整した。セル平均の g - エネルギー群の x - 反応実効断面積  $\tilde{\Sigma}_{x,g}$ 、通常の拡散係数  $\tilde{D}_g$  および方向依存拡散係数  $\tilde{D}_{g,J}$  (J は方向を表わす) は以下の如く定義した。

$$\tilde{\Sigma}_{x,g} = \frac{\sum_{\ell} \Sigma_{x,g}^{\ell} \phi_g^{\ell} V^{\ell}}{\sum_{\ell} \phi_g^{\ell} V^{\ell}} \quad (3.1)$$

$$\tilde{D}_g = \frac{1}{3 \tilde{\Sigma}_{TR,g}} \quad (3.2)$$

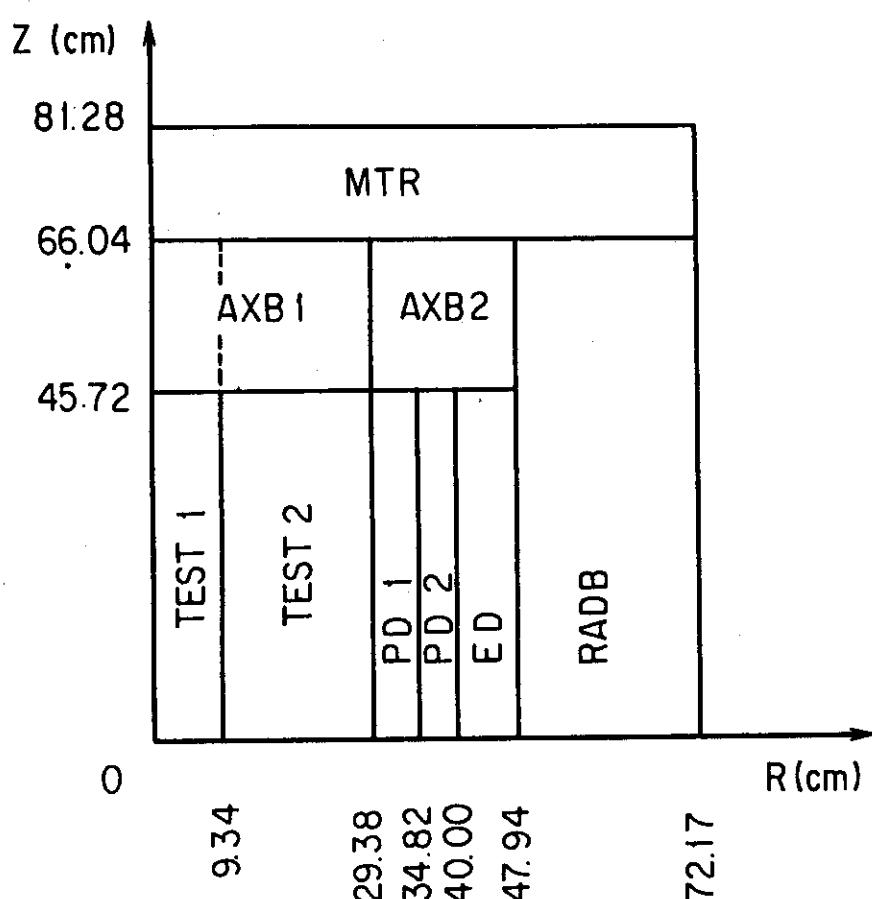
$$\tilde{D}_{g,J} = \frac{\sum_{\ell} \sum_{\ell'} \phi_g^{\ell'} V^{\ell'} P_{g,J}^{\ell' \ell} / \Sigma_{TR,g}^{\ell}}{\sum_{\ell} \phi_g^{\ell} V^{\ell}} \quad (3.3)$$

ここで、 $\Sigma_{x,g}^{\ell}$  はセル内物質領域  $\ell$  の X - 反応断面積、 $\phi_g^{\ell}$  と  $V^{\ell}$  は領域  $\ell$  での中性子束と体積である。 $P_{g,J}^{\ell' \ell}$  はセル内物質領域  $\ell'$  で発生した中性子が物質領域  $\ell$  にて衝突する確率の J 方向成分である。FCA XI-1 集合体の燃料引出内の物質板配列を考慮し、二次元 XY 拡散計算の場合には、X および Y 方向の拡散係数として、 $\tilde{D}_X = \tilde{D}_{\perp}$ 、 $\tilde{D}_Y = \tilde{D}_{\parallel}$  をそれぞれ用い、二次元 RZ 拡散計算の場合には、R および Z 方向の拡散係数として、 $\tilde{D}_R = \frac{1}{2} (\tilde{D}_{\perp} + \tilde{D}_{\parallel})$ 、 $\tilde{D}_Z = \tilde{D}_{\parallel}$  をそれぞれ用いた。ここで、 $\tilde{D}_{\perp}$ 、 $\tilde{D}_{\parallel}$  は(2.3) 式にて定義された セル内の物質板に対してそれぞれ垂直、平行な方向の拡散係数である。

各模擬物質板は、厚さ 0.8mm の引出に装填され、外径寸法 55.2 × 55.2mm、厚さ 1.0mm の格子管に装荷されている。模擬物質板領域の寸法を 50.8mm とし、左右に 2.2mm の寸法の領域を設け全体で 55.2mm のセル計算モデルを作成した。左右の 2.2mm の寸法の領域は、格子管側面および引出側面さらに物質板までの空隙を 1 つにした領域である。今回のセル計算モデルの作成に際しては、格子管の上下面および引出の底面の不銹鋼は、物質板の中に均一に混ぜ、かつ、被覆管を有する物質板の場合 (Pu 板、Na 板および B<sub>4</sub>C 板) には被覆材と物質とを混ぜ合わせ、同一領域として扱った。以上のセル計算モデルの作成には、プレートメインテナンスコード (仮称)<sup>5)</sup> を用いた。各物質板の寸法、組成データ等は上記コードに内蔵されている。

以上の如く作成された実効炉定数と、方向依存拡散係数を用いた拡散計算コード CITATION<sup>6)</sup> -FBR<sup>7)</sup> および輸送計算コード TWOTRAN<sup>7)</sup> とを用いて体系計算を行ない、一次摂動計算コード

PERKY<sup>8)</sup>によりサンプルワースおよび反応度効果を計算した。FCA X-1集合体の標準計算体系を二次元 RZ モデルについて Fig. 3.1に、二次元 XY モデルについて Fig. 3.2 に示す。この標準計算体系とは、Fig. 2.9に示した実験基準体系を計算の簡便さを考慮して、F19-31, F33-21 M19-31およびM33-21のEUD引出をそれぞれDUB引出と置換し、 $\frac{1}{4}$ 象限にて対称となるように変更した体系である。



<u>Region</u>	<u>Composition</u>	
Test Region	TEST 1	$T_1/T_2 = 4/5$
	TEST 2	$T_1/T_2 = 40/40$
Pu Driver	PD 1	$SCR / PD(81) = 8/28$
	PD 2	$PD(92) / PUD = 16/24$
EU Driver	ED	EUD = 72
Axial Blanket	AXB1	DUP = 89
	AXB2	NUB = 148
Radial Blanket	RADB	DUB = 300
Matrix	MTR	

Fig. 3.1 Calculational 2RZ model of FCA XI-1 assembly

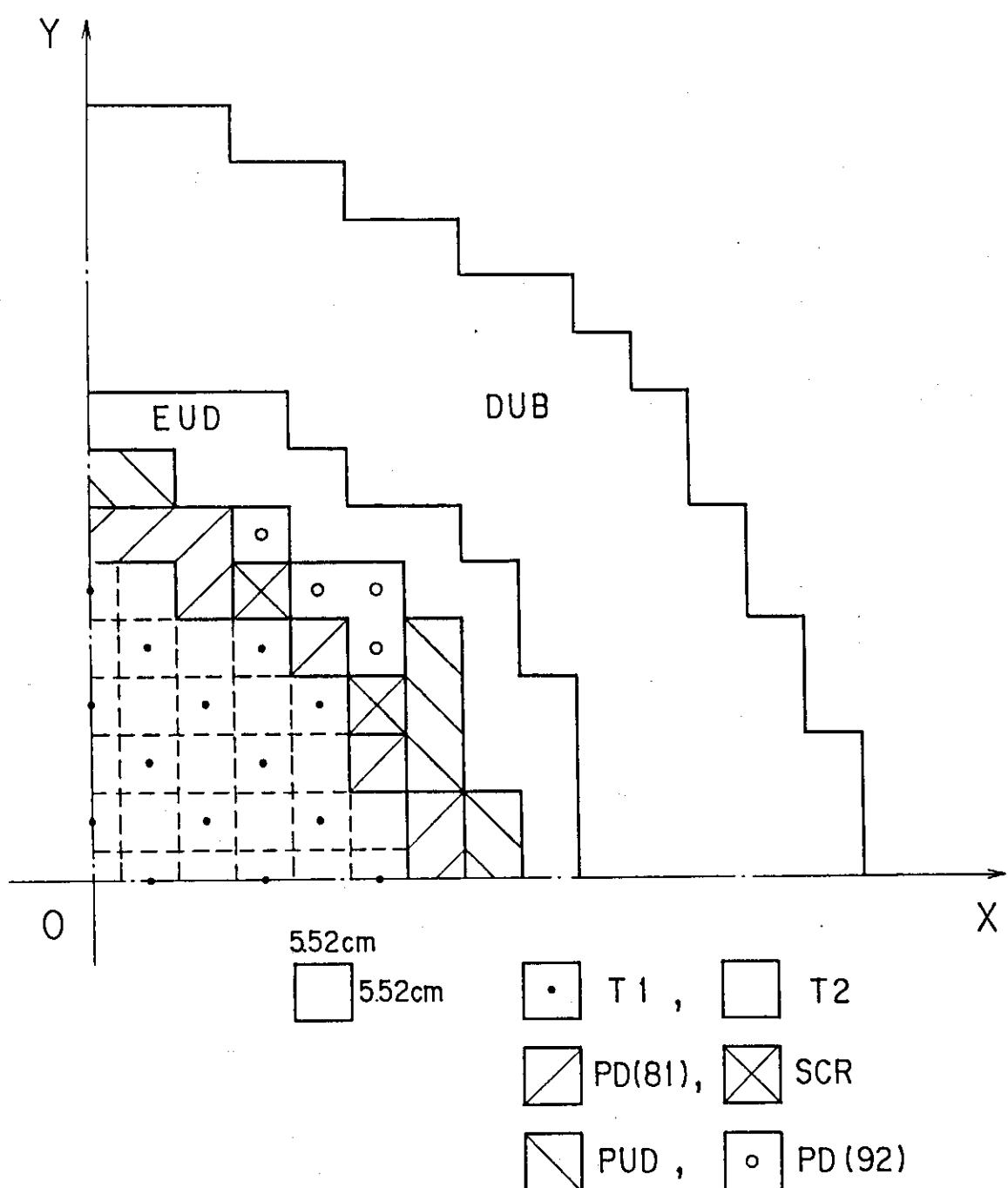


Fig. 3.2 Calculational 2XY model of FCA XI-1 assembly

## 4. サンプルワース

FCA XI-1 集合体のテスト領域の構成物質である、 92%Pu, NU, DUO<sub>2</sub>, SS, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> の他, 93%EU, 20%EU, Al, 天然B<sub>4</sub>C および 90%B<sub>4</sub>C の各物質の中心サンプルワースを測定した。このうち, 92%Pu, 93%EU, NU, DUO<sub>2</sub>, SS, 天然B<sub>4</sub>C の 6 物質については固定側集合体の中心引出 (F 26/26) を用いて軸方向分布を, 92%Pu および SS については, 径方向分布をも測定した。さらに, サンプルの量を多くし測定誤差を小さくするため固定側集合体の中心引出を含む 3 行 3 列 (F 3×3) の計 9 本の引出を用いて, DUO<sub>2</sub>, SS, Al, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> のサンプルワースを測定した。また Pu の同位体効果を見るために各種 Pu 板, 92%, 81% および 75%Pu 板の相互の置換反応度を測定した。4.1節にこれらのサンプルワースの測定手法・測定データを示す。4.2 節で, 92%Pu, 93%EU, NU, DUO<sub>2</sub>, SS および 天然B<sub>4</sub>C の各サンプルワースの軸方向分布を, 一次摂動法を用いて解析した結果について述べる。

### 4.1 サンプルワースの測定

各物質のサンプルワースは, 92%Pu 板 (核分裂プルトニウムが 92 weight %), 93%EU 板, 20%EU 板については  $\frac{1}{2}$ SS 板 (断面が  $2'' \times 1''$ , 厚さが  $\frac{1}{16}''$ ; SS 重量は 15.5g) との置換反応度, その他の物質についてはボイド缶 (断面が  $2'' \times 2''$ , 厚さが  $\frac{1}{4}''$ ; SS 重量は 24.05g) との置換反応度としてそれぞれ測定した。さらに,  $\frac{1}{2}$ SS 板, ボイド缶および Pu 板, B<sub>4</sub>C 板の被覆材等の SS の反応度価値を, SS のサンプルワースの測定値から求め, 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ワースを求めた。

#### 中心サンプルワース

固定側中心引出 (F 26/26) の密着面側第 1 パックにおいて中心サンプルワースを測定した。中心引出は Fig. 2.2 に示した T 2 引出である。図中第 1 パックの 2 枚の Pu 板を 2 枚の  $\frac{1}{2}$ SS 板と置換した系を基準とし, 92%Pu 板, 93%EU 板および 20%EU 板の置換反応度を, また, DUO<sub>2</sub> 板 3 枚をボイド缶 3 枚と置換した系を基準とし, NU 板, SS 板, Al 板, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 板および 天然B<sub>4</sub>C 板の置換反応度を測定した。90%B<sub>4</sub>C 板については, 第 1 パックの中央の DUO<sub>2</sub> 板 (厚さ  $\frac{1}{4}''$ ) 1 枚をボイド缶に置換した系を基準とし置換反応度を測定した。Table 4.1 に各物質の正味のサンプルワースを示す。置換反応度の測定誤差は, 制御棒の位置精度を  $\pm 0.05\text{mm}$ , および密着状態での温度の変化分の測定精度を  $\pm 0.01^\circ\text{C}$  間隙距離の変化分の測定精度を  $\pm 0.001\text{mm}$  として推定した。<sup>1)</sup>

サンプルワースに対するサンプルの置換領域の大きさの影響を調べると同時に測定誤差を小さくするために, 中心引出を含む固定側集合体の 3 行 3 列計 9 本の引出を用いて, 92%Pu, DUO<sub>2</sub>, SS, Al, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> のサンプルワースを測定した。92%Pu については, 9 本の引出の第 1 および第 2 パックの全ての 92%Pu 板 28 枚を, 同一の大きさで板の中央に直径 20mm の実験孔を有する 92

% Pu Exにて置換し反応度変化を測定した。他の物質については、3行3列の各引出の第1および第2パックの中央のDUO<sub>2</sub>板(厚さ $\frac{1}{4}$ "")計18枚をボイド缶にて置換した系を基準とし、各物質板とのそれぞれの置換反応度を測定した。ボイド缶の反応度値を補正し各物質の正味のサンプルワースを求め、結果をTable 4.2に示す。同一重量当りの反応度値に換算して、Table 4.1の中心引出におけるサンプルワースとそれぞれ比較するとA  $\ell$ を除き両者は測定誤差の範囲内に一致している(Table 4.3参照)。

#### プルトニウム高次同位元素効果

前述の3行3列引出の第1、第2パックを用いて、同位体組成の異なるプルトニウム板の置換反応度を測定した。28枚の92% fissile プルトニウム板を81% fissile プルトニウム板および75% fissile プルトニウム板にそれぞれ置換し、その反応度変化を測定し、また、92%Pu Exとの置換反応度により、92%Pu 板自身の反応度値を測定した。結果をTable 4.4に示す。上記各種プルトニウム板の同位体組成を、Table 4.5に示す。但し、<sup>241</sup>Puに関しては、<sup>241</sup>Puの $\beta$ 崩壊の半減期を13.2年とし測定の行なわれた83年6月時点での値に換算してある。

#### 軸方向分布

92%Pu、93%EU、NU、DUO<sub>2</sub>、SSおよび天然B<sub>4</sub>Cの6物質について、サンプルワースの軸方向分布を測定した。測定位置は固定側集合体の中心引出(F 26/26)である。92%Pu、93%EUについては $\frac{1}{2}$ SS板(厚さ $\frac{1}{16}$ ")2枚との、また、NU、DUO<sub>2</sub>、SSおよび天然B<sub>4</sub>Cについてはボイド缶(厚さ $\frac{1}{4}$ ")3枚との置換反応度を測定し、 $\frac{1}{2}$ SS板あるいはボイド缶の反応度効果を補正した。さらに、92%Pu板および天然B<sub>4</sub>C板の被覆材のSSの反応度効果を補正し各物質正味のサンプルワースを求めた。結果をTable 4.6に示す。

#### 径方向分布

SSおよび92%Puについてサンプルワースの径方向分布を固定側集合体の26行目の引出の密着面側第1パックを用いて測定した。SSの場合、F 26/26～F 26/34引出についてはDUO<sub>2</sub>板(厚さ $\frac{1}{4}$ ")3枚をボイド缶に、また、F 26/35およびF 26/37引出(径方向ブランケット)についてはDUブロック(厚さ2")をボイド缶に全て置換した系を基準とし、SS板との置換反応度を測定した。92%Puについては、 $\frac{1}{2}$ SS板(厚さ $\frac{1}{16}$ ")1枚との置換反応度を測定した。各引出に使用されている92%Pu板の枚数はT1, T2, PD(81), PUDに対してそれぞれ、1, 2, 3, 3枚である。これらを区別するため、それぞれの引出内で、炉心中心側から番号を付し、引出内のセル平均としてではなく、それぞれのPu板毎に $\frac{1}{2}$ SS板との置換反応度を測定した。各物質正味のサンプルワースに換算し、SSについてTable 4.7に、92%PuについてTable 4.8に結果を示す。SSのサンプルワースの径方向分布はテスト領域内では、中性子吸収項が大きく負の値を持ち、その値はほぼ一定である。ドライバー領域から径方向ブランケット領域にかけて、中性子漏洩項が大きくなり負の値から正の値に転じ、ブランケット領域内で正のピーク値を取る。一方、プルトニウムのサンプルワースの径方向分布は、SSの場合と同じくテスト領域内ではほぼ平坦な分布であり、ドライバー領域内で徐々に減少する。

#### 4.2 軸方向サンプルワース分布の解析

拡散近似に基づく一次摂動法により、92%Pu, 93%EU, NU, DUO<sub>2</sub>, SS および天然B<sub>4</sub>Cのサンプルワース軸方向分布を解析した。Fig. 2.2に示したT2引出の模擬物質板配列を基準系とし、各サンプルを装填した引出を摂動系としてそれぞれセル平均実効断面積を計算した。体系計算モデルは、Fig. 3.1に示した二次元円柱モデルを若干変更し、TEST 1領域として、中心部にT2引出からのみなる等価半径3.11cm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とを用いて、サンプルの置換反応度を計算した。測定値に対してと同様に、 $\frac{1}{2}$ "SS板、ボイド缶、被覆材のSSの反応度値を補正し、各物質の正味のサンプルワースを計算した。各サンプルに対し、計算値(C)、計算値-実験値(C-E)および計算値/実験値(C/E)をTable 4.9～Table 4.14に示し、また、計算値および実験値をFig. 4.1～Fig. 4.6に図示した。

92%PuのサンプルワースのC/E値は、中心付近では1.0に近いが、その他の炉心領域では0.90～0.95程度となる。炉心の軸方向ブランケット近傍では測定誤差程度、計算値は実験値を過少評価している。93%EUの場合、C/E値は中心で1.02、炉心中間部で1.00、軸方向ブランケットとの境界付近で0.93程度となる。NU, DUO<sub>2</sub>および天然B<sub>4</sub>Cに関してもC/E値の傾向は93%EUの場合と良く似ている。いずれも炉心中心部ではC/E値は大きく、軸方向ブランケットとの境界付近でC/E値が小さくなる。拡散近似による体系計算では、炉心領域とブランケット領域との境界近くで、中性子束の大きさを過小評価し過ぎている可能性がある。このことについては、次章の核分裂率分布の解析の項で拡散計算と輸送計算(S4, P0)とを比較しながら再度検討することにする。SSのサンプルワースのC/E値は、炉心中央部で0.85～1.14、軸方向ブランケットとの境界付近で1.9～2.0となる。C-E値をみると、測定誤差の2倍の範囲内であり、比較的良く合っているといえる。一般にサンプルワースは、サンプル自身の中性子吸収その他による負の反応度効果と、中性子の漏洩を少なくすることによる正の反応度効果とから成っている。これら2つの項がどの程度の大きさを持つかをNU, DUO<sub>2</sub>, SSのサンプルについて計算し、Table 4.11～Table 4.13とFig. 4.3～Fig. 4.5に併せて示した。SSの場合には、第7パック近傍で、これら2つの反応度効果の大きさがほぼ等しくなり、2つを合わせた反応度効果は零に近くなる。計算値はこれらの反応度効果の軸方向分布を良く再現していると言える。

Table 4.1 Central sample worths at FCA X1-1 assembly

Sample position : F26/26(1Z)

Sample	Weight (g)	Worth ( $\rho_0$ )
92%Pu	70.23	$0.265 \pm 0.005$
93%EU	147.02	$0.446 \pm 0.005$
20%EU	148.54	$0.075 \pm 0.005$
NU	901.58	$-0.163 \pm 0.006$
DUO <sub>2</sub>	421.11	$-0.106 \pm 0.005$
SS	373.35	$-0.036 \pm 0.006$
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	171.06	$-0.038 \pm 0.005$
Al	72.15	$-0.017 \pm 0.005$
Nat.B <sub>4</sub> C	87.24	$-0.808 \pm 0.005$
90% B <sub>4</sub> C	27.28	$-0.839 \pm 0.005$

$$1\rho_0 = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

Table 4.2 Sample worths at central 3×3 drawers of FCA X1-1 assembly

Sample position : F3×3(1-2Z)

Sample	Weight (g)	Worth ( $\rho_0$ )
92%Pu	158.14	$0.594 \pm 0.006$
DUO <sub>2</sub>	2526.66	$-0.630 \pm 0.006$
SS	2240.1	$-0.242 \pm 0.007$
Al	780.48	$-0.158 \pm 0.006$
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1026.36	$-0.247 \pm 0.006$

$$1\rho_0 = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

Table 4.3 Comparisons of sample worth between center and 3×3 drawers

Sample	Weight (g)	Worth ( $\rho_0$ )	
		Center Drawer	3×3 Drawer
92%Pu	70.23	0.265 ± 0.005	-0.264 ± 0.003
DUO <sub>2</sub>	421.11	-0.106 ± 0.005	-0.105 <sub>0</sub> ± 0.001 <sub>0</sub>
SS	373.35	-0.036 ± 0.006	-0.040 <sub>3</sub> ± 0.001 <sub>2</sub>
Al	130.08	-0.017 ± 0.005	-0.026 <sub>3</sub> ± 0.001 <sub>1</sub>
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	171.06	-0.038 ± 0.005	-0.041 <sub>1</sub> ± 0.001 <sub>0</sub>

$$1\rho_0 = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

Table 4.4 Reactivity change due to Pu plate substitution at central 3×3 drawers of FCA X1-1 assembly

Sample position : F3×3(1-2Z)

Substitution (28 plates)	Reactivity Change ( $\rho_0$ )
92%PuEx → 92%Pu	0.594 ± 0.006
92%Pu → 81%Pu	0.025 ± 0.006
92%Pu → 75%Pu	-0.010 ± 0.006

$$1\rho_0 = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

Table 4.5 Isotopic composition of Pu plates as of June 1983

Plate	Isotopic Compositions (g)			Total Pu (g)
	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	
92%PuEx	26.91	2.418	0.141	29.469
92%Pu	32.119	2.843	0.155	35.117
81%Pu	31.413	7.496	0.601	39.51
75%Pu	29.285	10.429	1.662	41.376

Table 4.6 Axial sample worth distribution at FCA X1-1 assembly

Sample position : F26/26 drawer

Region	Position	Sample Worth ( $\rho_o$ )						Nat. $B_4C$ (87.24g)
		92%Pu (70.23g)	93%EU (147.02g)	NU (901.58g)	DUO <sub>2</sub> (421.11g)	SS (373.35g)		
Core	F26/26(1Z)	0.265±0.005	0.446±0.005	-0.163±0.006	-0.106±0.005	-0.036±0.006	-0.808±0.005	
	F26/26(2Z)	0.263±0.005	0.428±0.005	-0.155±0.006	-0.104±0.005	-0.045±0.006	-0.776±0.005	
	F26/26(3Z)	0.251±0.005	0.398±0.005	-0.143±0.006	-0.096±0.005	-0.033±0.006	-0.725±0.005	
	F26/26(4Z)	0.216±0.005	0.369±0.005	-0.122±0.006	-0.083±0.005	-0.027±0.006	-0.657±0.005	
	F26/26(5Z)	0.196±0.005	-	-	-	-	-	
	F26/26(6Z)	0.169±0.005	0.271±0.005	-0.082±0.006	-0.052±0.005	-0.017±0.006	-0.462±0.005	
	F26/26(7Z)	0.128±0.005	-	-	-	-	-	
	F26/26(8Z)	0.094±0.005	0.164±0.005	-0.034±0.006	-0.016±0.005	0.007±0.006	-0.255±0.005	
	F26/26(9Z)	0.067±0.005	0.119±0.005	-0.011±0.006	-0.008±0.005	0.011±0.006	-0.169±0.005	
Axial Blanket	F26/26(10Z)	-	-	-	-	0.019±0.006	-	
	F26/26(11Z)	-	-	-	-	-	-	
	F26/26(12Z)	-	-	-	-	0.000±0.006	-	

$$1\rho_o = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

Table 4.7 Radial SS sample worth distribution at FCA X1-1 assembly

Region	Position	Worth ( $\rho_o$ )
Test Region	F26/26(1Z)	-0.036 ± 0.006
	F26/27(1Z)	-
	F26/28(1Z)	-
	F26/29(1Z)	-0.029 ± 0.006
	F26/30(1Z)	-
	F26/31(1Z)	-0.033 ± 0.006
Driver Region	F26/32(1Z)	-0.037 ± 0.006
	F26/33(1Z)	-0.006 ± 0.006
	F26/34(1Z)	0.029 ± 0.005
Radial Blanket	F26/35(1Z)	0.045 ± 0.002
	F26/36(1Z)	-
	F26/37(1Z)	0.006 ± 0.002

$$1\rho_o = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

SS Sample weight : 373.35 g

Table 4.8 Radial distribution of 92%Pu sample worth at FCA X1-1 assembly

Region	Position	Plate No.	Worth ( $\rho_o$ )
Test Region	F26/26(1Z)	1	0.135 ± 0.005
	F26/27(1Z)	1	0.143 ± 0.005
	F26/28(1Z)	1	0.136 ± 0.005
	F26/28(1Z)	2	0.131 ± 0.005
	F26/29(1Z)	1	0.128 ± 0.005
	F26/30(1Z)	1	0.126 ± 0.005
Driver Region	F26/30(1Z)	2	0.131 ± 0.005
	F26/31(1Z)	1	0.126 ± 0.005
	F26/32(1Z)	1	0.119 ± 0.005
	F26/32(1Z)	3	0.110 ± 0.005
	F26/33(1Z)	3	0.090 ± 0.005

$$1\rho_o = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

92%Pu Sample weight : 35.117 g

Plate No. : See text P. 14

Table 4.9 Calculated and C/E value of axial 92%Pu sample worth distribution in core region

Sample weight : 70.23g 92%Pu

Position* (cm)	Calc. Worth** $10^{-4} \Delta k/k$	C - E	C/E
		$10^{-4} \Delta k/k$	
2.54	1.66 <sub>4</sub>	-0.00 <sub>3</sub>	0.99 <sub>8</sub>
7.62	1.60 <sub>7</sub>	-0.04 <sub>7</sub>	0.97 <sub>2</sub>
12.70	1.49 <sub>9</sub>	-0.08 <sub>0</sub>	0.94 <sub>9</sub>
17.78	1.34 <sub>8</sub>	-0.01 <sub>1</sub>	0.99 <sub>2</sub>
22.86	1.16 <sub>3</sub>	-0.07 <sub>0</sub>	0.94 <sub>3</sub>
27.94	0.95 <sub>9</sub>	-0.10 <sub>4</sub>	0.90 <sub>2</sub>
33.02	0.75 <sub>1</sub>	-0.05 <sub>4</sub>	0.93 <sub>3</sub>
38.10	0.55 <sub>3</sub>	-0.03 <sub>8</sub>	0.93 <sub>6</sub>
43.18	0.38 <sub>4</sub>	-0.03 <sub>7</sub>	0.91 <sub>2</sub>

\* Distance from core center to sample center.

\*\* The calculations were made with use of the first order perturbation method.

Table 4.10 Calculated and C/E value of axial 93%EU sample worth distribution in core region

Sample weight : 147.02g

Position* (cm)	Calc. Worth** $10^{-4} \Delta k/k$	C - E	C/E
		$10^{-4} \Delta k/k$	
2.54	2.85 <sub>2</sub>	0.04 <sub>7</sub>	1.01 <sub>7</sub>
7.62	2.75 <sub>6</sub>	0.06 <sub>4</sub>	1.02 <sub>4</sub>
12.70	2.57 <sub>3</sub>	0.07 <sub>0</sub>	1.02 <sub>8</sub>
17.78	2.31 <sub>6</sub>	-0.00 <sub>5</sub>	0.99 <sub>8</sub>
22.86	2.00 <sub>4</sub>	-	-
27.94	1.66 <sub>0</sub>	0.04 <sub>5</sub>	0.97 <sub>4</sub>
33.02	1.31 <sub>0</sub>	-	-
38.10	0.98 <sub>0</sub>	-0.05 <sub>2</sub>	0.95 <sub>0</sub>
43.18	0.69 <sub>8</sub>	-0.05 <sub>1</sub>	0.93 <sub>2</sub>

\* Distance from core center to sample center.

\*\* The calculations were made with use of the first order perturbation method.

Table 4.11 Calculated and C/E value of axial NU sample worth distribution in core region

Sample weight : 901.584g

Position <sup>*</sup> (cm)	Calculated Worth <sup>**</sup> ( $10^{-4}$ Δk/k)			C - E $10^{-4}$ Δk/k	C/E
	Non-Leakage	Leakage	Total		
2.54	-1.06 <sub>2</sub>	0.00 <sub>1</sub>	-1.06 <sub>1</sub>	-0.03 <sub>6</sub>	1.03 <sub>5</sub>
7.62	-1.02 <sub>6</sub>	0.01 <sub>3</sub>	-1.01 <sub>3</sub>	-0.03 <sub>8</sub>	1.03 <sub>9</sub>
12.70	-0.95 <sub>7</sub>	0.03 <sub>3</sub>	-0.92 <sub>4</sub>	-0.02 <sub>5</sub>	1.02 <sub>8</sub>
17.78	-0.85 <sub>9</sub>	0.06 <sub>1</sub>	-0.79 <sub>8</sub>	-0.03 <sub>1</sub>	1.04 <sub>0</sub>
22.86	-0.74 <sub>1</sub>	0.09 <sub>6</sub>	-0.64 <sub>5</sub>	-	-
27.94	-0.61 <sub>1</sub>	0.13 <sub>5</sub>	-0.47 <sub>5</sub>	0.04 <sub>1</sub>	0.92 <sub>1</sub>
33.02	-0.47 <sub>7</sub>	0.17 <sub>2</sub>	-0.30 <sub>4</sub>	-	-
38.10	-0.34 <sub>9</sub>	0.20 <sub>6</sub>	-0.14 <sub>4</sub>	0.07 <sub>0</sub>	0.67 <sub>3</sub>
43.18	-0.23 <sub>5</sub>	0.22 <sub>3</sub>	-0.00 <sub>3</sub>	0.06 <sub>6</sub>	(0.00 <sub>4</sub> )

<sup>\*</sup> Distance from core center to sample center.<sup>\*\*</sup> The calculations were made with use of the first order perturbation method.Table 4.12 Calculated and C/E value of axial DUO<sub>2</sub> sample worth distribution in core region

Sample weight : 421.11g

Position <sup>*</sup> (cm)	Calculated Worth <sup>**</sup> ( $10^{-4}$ Δk/k)			C - E $10^{-4}$ Δk/k	C/E
	Non-Leakage	Leakage	Total		
2.54	-0.71 <sub>7</sub>	0.00 <sub>2</sub>	-0.71 <sub>5</sub>	-0.04 <sub>8</sub>	1.07 <sub>2</sub>
7.62	-0.69 <sub>2</sub>	0.01 <sub>2</sub>	-0.68 <sub>0</sub>	-0.02 <sub>6</sub>	1.04 <sub>0</sub>
12.70	-0.64 <sub>5</sub>	0.03 <sub>0</sub>	-0.61 <sub>5</sub>	-0.01 <sub>1</sub>	1.01 <sub>8</sub>
17.78	-0.57 <sub>9</sub>	0.05 <sub>6</sub>	-0.52 <sub>3</sub>	-0.00 <sub>1</sub>	1.00 <sub>2</sub>
22.86	-0.50 <sub>0</sub>	0.08 <sub>9</sub>	-0.41 <sub>1</sub>	-	-
27.94	-0.41 <sub>2</sub>	0.12 <sub>5</sub>	-0.28 <sub>7</sub>	0.04 <sub>3</sub>	0.86 <sub>9</sub>
33.02	-0.32 <sub>2</sub>	0.15 <sub>9</sub>	-0.16 <sub>3</sub>	-	-
38.10	-0.23 <sub>8</sub>	0.19 <sub>0</sub>	-0.04 <sub>8</sub>	0.05 <sub>3</sub>	0.47 <sub>5</sub>
43.18	-0.16 <sub>3</sub>	0.21 <sub>5</sub>	0.05 <sub>2</sub>	0.10 <sub>2</sub>	( - )

<sup>\*</sup> Distance from core center to sample center.<sup>\*\*</sup> The calculations were made with use of the first order perturbation method.

Table 4.13 Calculated and C/E value of axial SS sample worth distribution

Sample weight : 373.35g

Region	Position <sup>*</sup> (cm)	Calculated Worth <sup>**</sup> ( $10^{-4}$ Δk/k)			$10^{-4}$ Δk/k	C/E
		Non-Leakage	Leakage	Total		
Core (Test Region)	2.54	-0.258	0.001	-0.257	-0.031	1.137
	7.62	-0.249	0.010	-0.239	0.044	0.845
	12.70	-0.233	0.027	-0.206	-0.002	0.990
	17.78	-0.208	0.050	-0.159	0.011	0.935
	22.86	-0.180	0.078	-0.102	-	-
	27.94	-0.148	0.109	-0.038	0.069	0.355
	33.02	-0.115	0.140	0.025	-	-
	38.10	-0.083	0.166	0.083	0.039	1.886
Axial Blanket	43.18	-0.056	0.190	0.134	0.065	1.942
	48.26	-0.037	0.161	0.129	0.009	1.075
	53.34	-0.020	0.108	0.080	-	-
	58.42	-0.009	0.073	0.064	0.064	( - )

\* Distance from core center to sample center.

\*\* The calculations were made with use of the first order perturbation method.

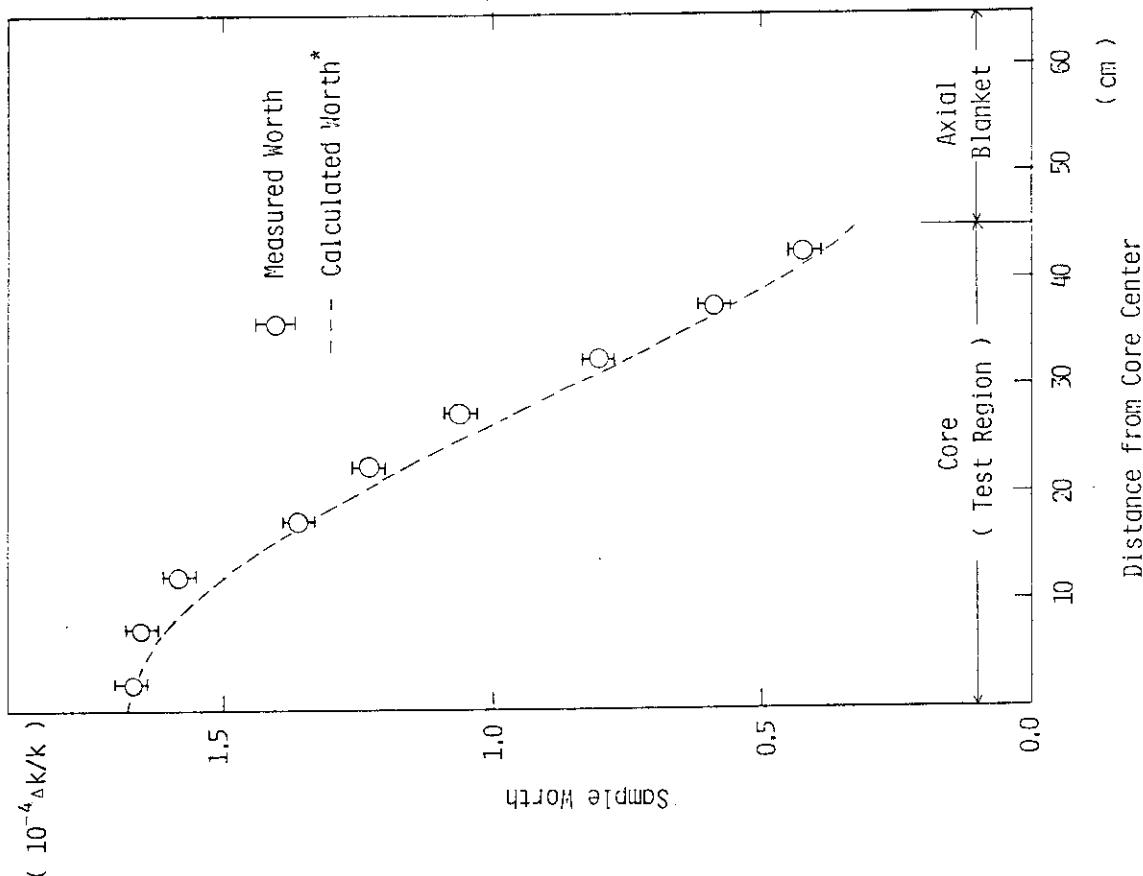
Table 4.14 Calculated and C/E value of axial B<sub>4</sub>C sample worth distribution in core region

Sample weight : 87.24g

Position <sup>*</sup> (cm)	Calc. Worth <sup>**</sup> $10^{-4}$ Δk/k	$10^{-4}$ Δk/k	C/E
2.54	-5.141	-0.059	1.012
7.62	-4.958	-0.077	1.016
12.70	-4.608	-0.048	1.011
17.78	-4.114	0.019	0.995
22.86	-	-	-
27.94	-2.849	0.057	0.980
33.02	-	-	-
38.10	-1.528	0.076	0.953
43.18	-1.009	0.054	0.949

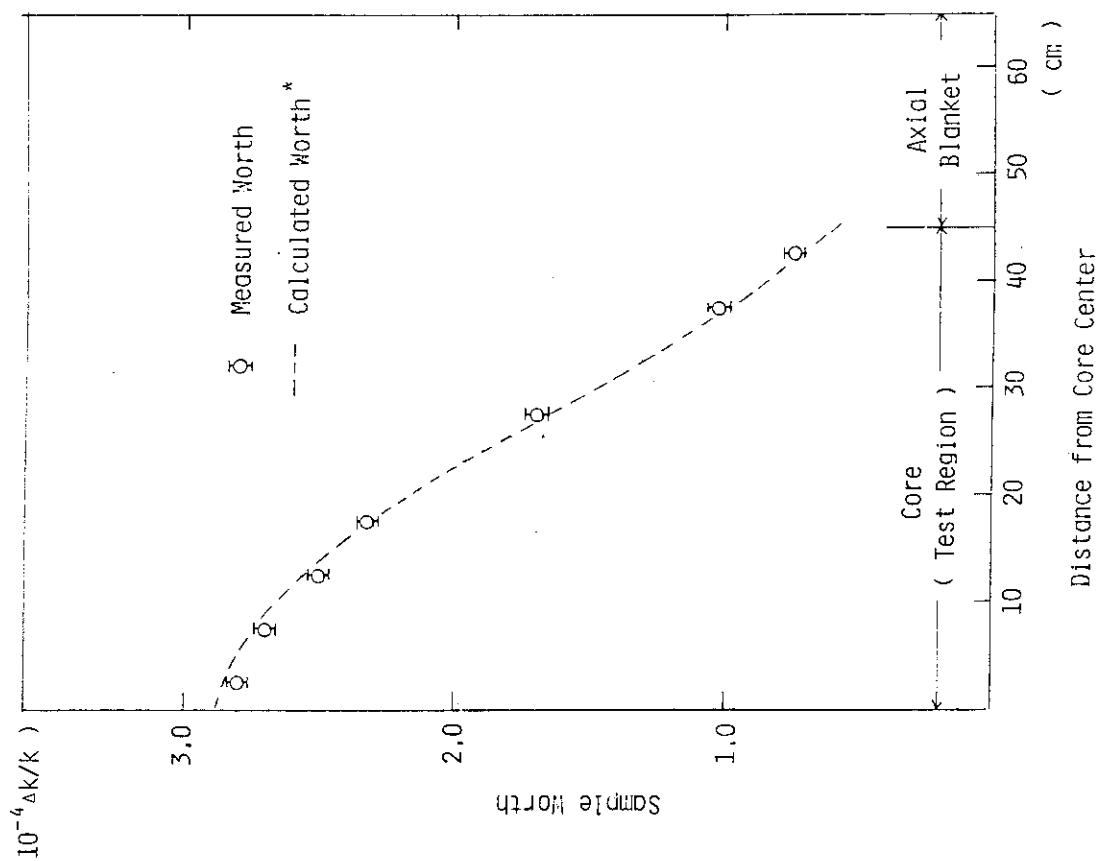
\* Distance from core center to sample center.

\*\* The calculations were made with use of the first order perturbation method.



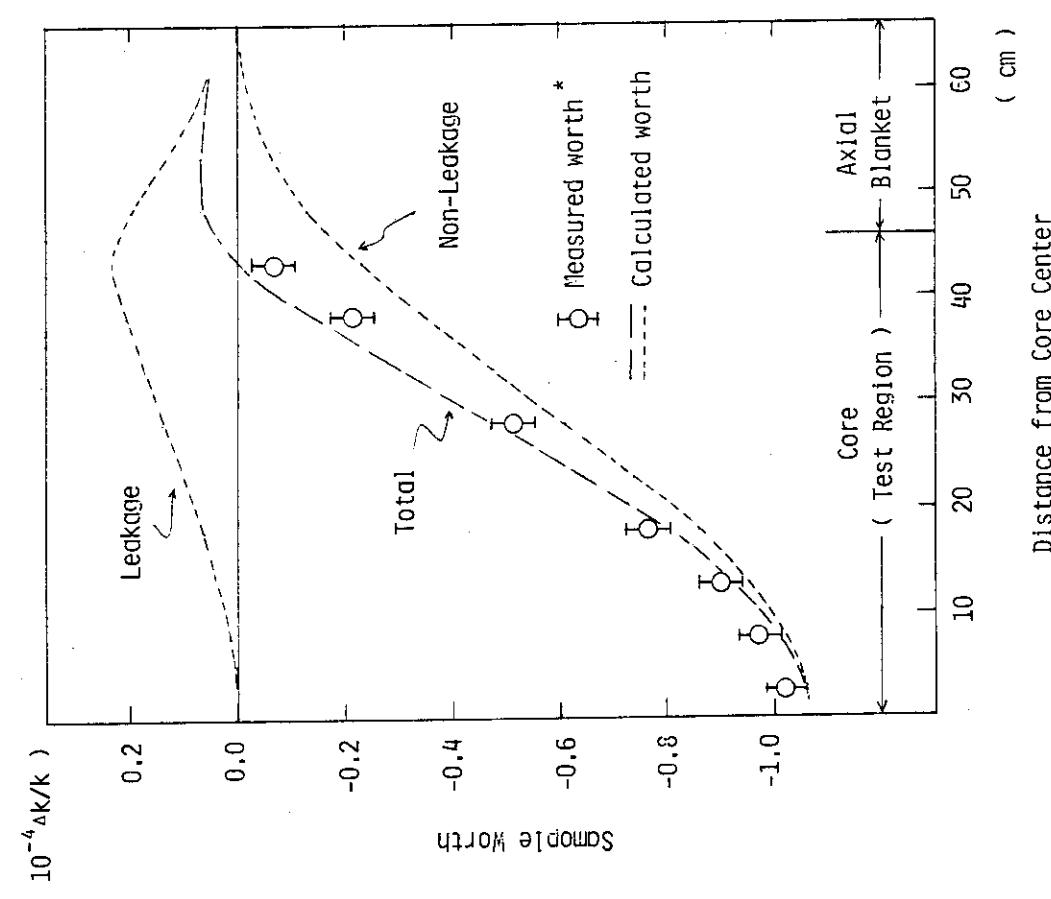
\* The calculations were made with use of the first order perturbation method.

Fig. 4.1 Comparison of calculated and measured axial sample worth distribution of 92% Pu at FCA XI-1 assembly



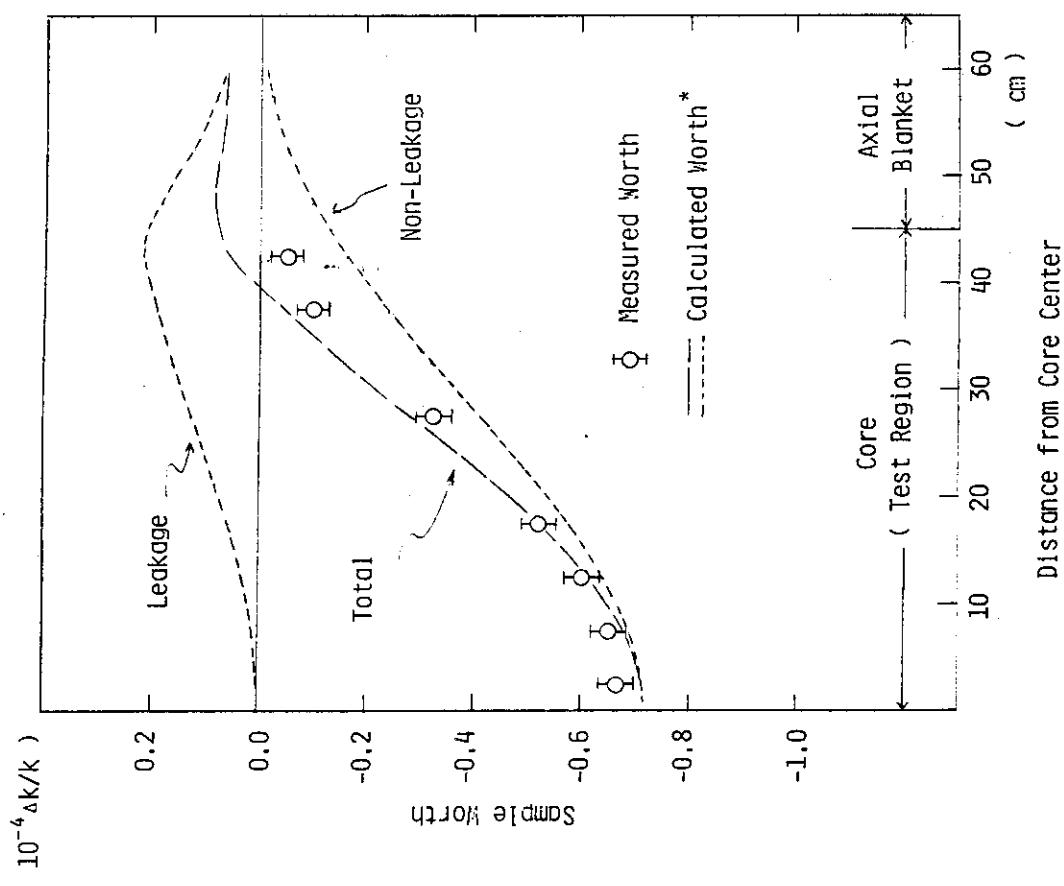
\* The calculations were made with use of the first order perturbation method.

Fig. 4.2 Comparison of calculated and measured axial sample worth distribution of 93% Eu at FCA XI-1 assembly



\* The calculations were made with use of the first order perturbation method, and the leakage and non-leakage components were shown by dotted lines.

Fig. 4.3 Comparison of calculated and measured axial sample worth distribution of NU at FCA XI-1 assembly.



\* The calculations were made with use of the first order perturbation method, and the leakage and non-leakage components were shown by dotted lines.

Fig. 4.4 Comparison of Calculated and Measured axial sample worth distribution of DUO<sub>2</sub> FCA XI-1 assembly

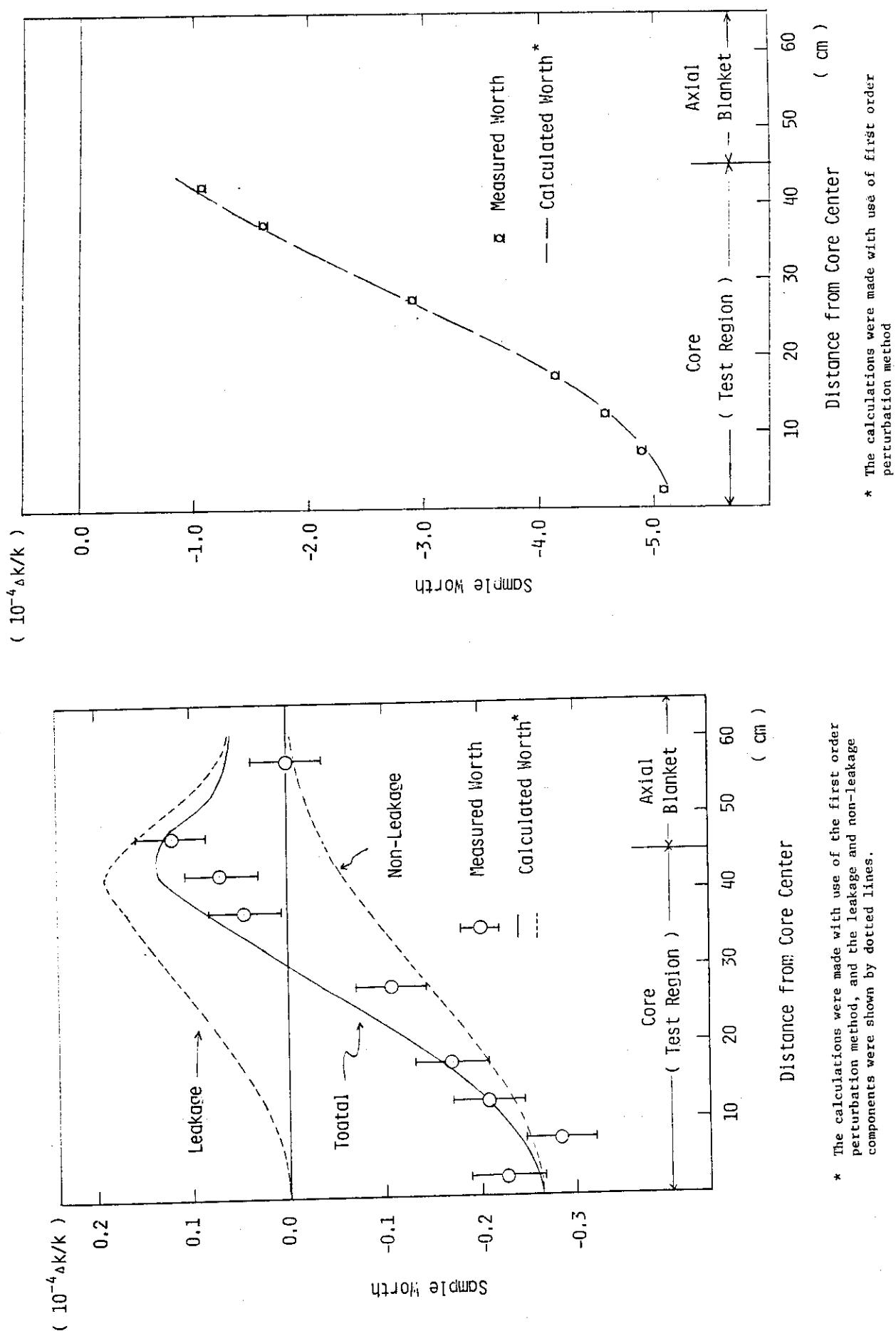


Fig. 4.5 Comparison of Calculated and measured axial sample worth distribution of SS at PCA XI-1 assembly

Fig. 4.6 Comparison of Calculated and Measured axial sample worth distribution of  $B_4C$  PCA XI-1 assembly

\* The calculations were made with use of first order perturbation method

Fig. 4.6 Comparison of Calculated and Measured axial sample worth distribution of  $B_4C$  PCA XI-1 assembly

## 5. 核分裂反応率

### 5.1 核分裂反応率の測定

小型核分裂計数管 (micro fission chamber) を用いて、炉心中心における核分裂率比、径方向および軸方向の核分裂率分布を測定した。用いた計数管の種類は4種類であり、それらの電極塗布物質は93%濃縮ウラン (EU), 天然ウラン (NU), プルトニウム (Pu) およびネプチニウム (Np) である。絶対較正された実効原子数および同位元素組成をTable 5.1に示す。計数管の形状は円筒形で、外径6mm, 有効長さ32mmである。これらの計数管を、直径8mm, 肉厚0.6mmの細長いアルミニウム保護管内に装填し、EUとNU, 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。

測定中は自動制御により炉出力を一定に保った。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にて規格化し、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、劣化ウランを用いたM1およびネプチニウムを用いたM2の2系統の中型核分裂計数管を用いた。M1, M2の設置位置はそれぞれF36/28, F37/25である。本実験ではモニターM2の計数で規格した各核分裂計数管の計数を核分裂率の測定データとした。計数は、同一位置で10回程度測定しその平均値をとり、測定誤差はその分散から推定した。本実験では体系中に実験孔を設け、その中で計数管を移動させ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の効果の補正が問題となる。本実験ではこの補正を施していないが、プランケット領域で特にNU計数管に対しては約5%程の補正（計数値を小さくする）が必要になると報告されている。<sup>9)</sup>

絶対較正された4種類の計数管による核分裂率の測定データから、<sup>238</sup>U, <sup>237</sup>Np, <sup>239</sup>Pu, <sup>235</sup>Uの核分裂反応率を求めた。<sup>238</sup>Uと<sup>235</sup>Uの核分裂反応率は、EU計数管とNU計数管の測定値と両数管に含まれる<sup>238</sup>Uと<sup>235</sup>Uの原子数比から求めた。EU計数管に含まれる<sup>234</sup>Uおよび<sup>236</sup>Uの核分裂の効果は非常に小さいので無視した。Pu計数管に含まれている<sup>240</sup>Puおよび<sup>241</sup>Puの核分裂の効果は計算値を用いて補正し、それぞれ±10%および±5%の不確かさがあると仮定して測定誤差に組込んだ。また、Np計数管に含まれているPu全て<sup>239</sup>Puであると仮定して補正した。

#### 軸方向核分裂率分布

固定側および移動側の中心引出 (F26/26, M26/26) 内に軸方向に、深さ1', 幅 $\frac{1}{2}$ " の溝を設け、その中を核分裂計数管を移動させて軸方向核分裂率分布を測定した。この溝を設けるために断面が2"×1"のNU板およびAℓ板を用いた。溝を設けた中心引出の炉心部および軸方向プランケット部の断面図をFig. 5.1に示す。<sup>238</sup>U, <sup>237</sup>Np, <sup>239</sup>Pu, <sup>235</sup>Uの各核種の軸方向核分裂率分布をTable 5.2に示す。この表の測定誤差は、計数率の統計的変動をのみ考慮したものであり、計数管に含まれる核種の実効原子数に対する誤差は考慮していない。

### 径方向核分裂率分布

径方向核分裂率分布は、固定側集合体の第26行の引出の密着面第1パックに、径方向に直径20mmの実験孔を設け、その中で計数管を移動させ測定した。実験孔の中心の位置は密着面から25.4mm内側にあるので、測定点も体系の軸方向の中心から25.4mmだけ離れていることになる。 $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{235}\text{N}$ の各核種の径方向核分裂率分布をTable 5.3に示す。考慮された測定誤差は、Table 5.2と同様、計数率の統計点変動のみである。

### 中心核分裂率比

セル内の微細構造の影響を取除くため炉心中心のセル平均の核分裂率比をTable 5.3の径方向トラバースの測定値から求めた。前述した如く、径方向トラバースの場合測定点は中心軸から25.4mmだけ離れているので、文字通りの炉心中心ではない。結果をTable 5.4に示す。表に与えられた $^{235}\text{U}$ に対する $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ の核分裂率比の誤差としては、統計的変動による計数誤差のみでなく、各計数管の実効原子数の誤差も含まれている。Table 5.4には中心セル内の核分裂比の微細分布をも併わせ示した。単位セルのXY断面は55.2mm×55.2mmであるのに対し、計数管の有効長さは32mmであり、セルの約 $\frac{1}{2}$ の大きさの領域の平均の核分裂反応率を与えることになる。中心セル内の92%Pu板は2枚であるので微細分布は必ずしも平坦ではない。特に、核分裂源の存在に影響され易い $^{238}\text{U}$ の核分裂反応率は、セルの境界と中心とでは約5%の相違を生じている。<sup>10)</sup> Table 5.5には、これまでFCAにて実験が行なわれた代表的な集合体、X-1<sup>10)</sup>, VI-1<sup>11)</sup>およびVI-2<sup>12)</sup>について、その中心核分裂率比の測定値を、XI-1集合体と比較して示す。X-1, VI-1, VI-2集合体は、それぞれ、実験炉「常陽」MK-II, 原型炉「もんじゅ」の外側炉心、同じく「もんじゅ」の内側炉心を模擬したものである。中性子スペクトルの相違による核分裂率比の変動が顕著であり、XI-1集合体がその中心においてもっとも軟らかな中性子スペクトルを形成していることを示している。

Table 5.2, Table 5.3より、炉心中心における $^{235}\text{U}$ に対する $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ の核分裂反応率の比を求めTable 5.6に示す。ここでいう炉心中心とは、軸方向、径方向共に実際の中心から25.4mmだけ離れた位置である。表の誤差には、統計的変動による測定誤差に加えて、各計数管の実効原子数の誤差を考慮したものである。軸方向トラバースにより得られた結果は、径方向トラバースにより得られた結果と比較して、 $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ で6.5%,  $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ で5.8%大きな値を与える。 $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ で5.8%大きな値を与える。 $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ の場合の両者の差は測定誤差内である。これらの差は、軸方向トラバースの場合計数管が2枚のPu板と平行にそれらの間に配置されているのに対し、径方向トラバースの場合計数管は実験孔を通して2枚のPu板と直角に配置されていることに起因する。核分裂反応にしきい値を持つ $^{238}\text{U}$ および $^{237}\text{Np}$ の核分裂反応率は、周囲の核分裂源の分布に直接影響され易く、計数管の有感部がPu板に狭まれた形の軸方向トラバースの場合の方が高めになる。測定値の解析に際してはこれらの点を考慮に入れておく必要がある。

## 5.2 核分裂反応率の解析

拡散計算および輸送計算により軸方向核分裂反応率分布および、中心における核分裂率比を解

析した。計算モデルは Fig. 3.1 に示した二次元 RZ モデルを用い、拡散計算は 70 群にて行ない、輸送計算は 18 群、S4-P0 近似にて行なった。核分裂計数管の各核種の実効核分裂断面積としては特に定義せず、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により代用した。 $^{237}\text{Np}$  に関しては、燃料板の中に含まれていないので、無限希釈断面積を用いた。

#### 軸方向核分裂率分布

Table 5.7～Table 5.10 に、それぞれ  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  および  $^{235}\text{U}$  に対する計算値および C/E 値を示す。また、この C/E 値を Fig. 5.2 に図示する軸方向トラバースの場合、固定側・移動側両集合体密着面間に存在する不銹鋼が中心での核分裂率の測定値に影響を与えている可能性がある。そこで、計算値との比較においては、中心から 2.54 cm 離れた位置 (Table 5.2 の Pos. 0.5) にて 1.0 に規格化し、軸方向分布を比較した。炉心とブランケットとの境界近傍を除くと炉心内では拡散計算、輸送計算共全ての核種について測定値と良く合っている。ブランケットとの境界付近では、全ての核種について計算値は測定値を 5 % 程過小評価している。この傾向は軸方向サンプルワース分布の解析に際してもみられた。炉心領域ではブランケットとの境界近傍でも拡散計算と輸送計算との相違は小さい。一方、ブランケット領域では、C/E 値の傾向が核種によって異なり、拡散計算と輸送計算との相違も核分裂断面積にしきい値を有する  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$  の場合には大きくなる。 $^{238}\text{U}$  の場合、拡散計算の C/E 値は ≈ 1.10、輸送計算の C/E 値は 1.02 程度であり、輸送計算により C/E 値は改善されている。但し、この場合実験孔の存在による中性子ストリーミング効果を考慮すると実験値は多少小さくなる可能性もある。 $^{237}\text{Np}$  の場合には、炉心との境界近傍で ≈ 1.0 で、炉心から離れるに従い C/E 値が小さくなる。炉心から 10 cm 程離れた位置で、拡散計算の C/E 値は 0.97、輸送計算の C/E 値は 0.94 程度である。 $^{239}\text{Pu}$  および  $^{235}\text{U}$  の場合、C/E 値は拡散計算、輸送計算共炉心から離れるに従い小さくなり、炉心から 8 cm 程離れた位置で、 $^{239}\text{Pu}$  の場合 ≈ 0.82,  $^{235}\text{U}$  の場合 ≈ 0.89 である。これらの核種の核分裂率分布の計算値において拡散計算と輸送計算との相違は小さい。

以上をまとめて、今回の核分裂率分布の計算値は、炉心領域と比較してブランケット領域で測定値との一致が悪く、ブランケット領域での中性子スペクトルを硬く評価し過ぎていると言える。また、輸送計算による C/E 値の改善も  $^{238}\text{U}$  を除くと充分ではない。

#### 中心における核分裂率比

Table 5.4 に示したセル平均の中心核分裂率比を拡散計算コードおよび輸送計算コードを用いて解析し、結果を Table 5.11 に示す。 $^{235}\text{U}$  に対する  $^{237}\text{Np}$  および  $^{239}\text{Pu}$  の核分裂率比については、拡散計算および輸送計算による計算値は共に測定値と良い一致を示す。しかしながら  $^{235}\text{U}$  に対する  $^{238}\text{U}$  の核分裂率比に関しては、C/E 値が拡散計算で 1.12、輸送計算で 1.10 となり、両者共測定値を 10 % 以上過大に評価している。体系計算の手法上、すなわち拡散計算と輸送計算との差異が小さいことから、また、 $^{238}\text{U}$  と同様に核分裂断面積にしきい値を持つ  $^{237}\text{Np}$  の核分裂率比の C/E 値がほぼ 1.0 であることから、上記の過大評価は  $^{238}\text{U}$  の核データあるいはセル平均の実効断面積の作成手法上の問題と思われる。

Table 5.1 Effective atoms and isotopic composition of fission chambers

Detector	Enriched U	Natural U	Plutonium	Neptunium
Effective atom	$3.04 \times 10^{17}$ ±2.0%	$4.16 \times 10^{18}$ ±2.0%	$7.10 \times 10^{17}$ ±2.0%	$1.42 \times 10^{18}$ ±4.0%
Ingredient	U-234	0.0095 ± 0.0001		
	U-235	0.9331 ± 0.0005	0.007204 ±0.000007	
	U-236	0.0041 ± 0.0001		
	U-238	0.0534 ± 0.0004	0.9928	
	Np-237			0.9949
	Pu-239		0.9443 ± 0.0002	
	Pu-240		0.0522 ± 0.0002	
	Pu-241		0.00338 ± 0.00002	
	Pu-242		≈ 0.00013	0.00506*

\* Isotopic composition of this Pu not known.  
 Regarded as 100% Pu-239 in this report.

Table 5.2 Axial fission rate distributions at FCA X1-1 assembly

Region	Position *	$^{238}\text{U}$	$^{237}\text{Np}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{235}\text{U}$
Core (Movable) Side	- 4.5	0.01166 ± 1.4	0.0920 ± 0.5	0.5698 ± 0.5	0.6399 ± 0.4
	- 4.0	0.01199 ± 1.5	0.0952 ± 0.4	0.5941 ± 0.4	0.6621 ± 0.4
	- 3.0	0.01260 ± 1.4	0.1013 ± 0.5	0.6273 ± 0.3	0.7031 ± 0.4
	- 2.0	0.01332 ± 1.3	0.1060 ± 0.4	0.6516 ± 0.2	0.7313 ± 0.3
	- 1.0	0.01384 ± 1.5	0.1087 ± 0.5	0.6668 ± 0.2	0.7519 ± 0.3
	- 0.5	0.01383 ± 1.3	0.1097 ± 0.5	0.6722 ± 0.3	0.7617 ± 0.3
	- 0.25	0.01380 ± 1.5	0.1097 ± 0.4	0.6739 ± 0.3	0.7632 ± 0.3
	0.0	0.01366 ± 1.3	0.1086 ± 0.6	0.6797 ± 0.2	0.7610 ± 0.5
	0.25	0.01399 ± 1.4	0.1094 ± 0.5	0.6741 ± 0.3	0.7621 ± 0.3
	0.5	0.01378 ± 1.4	0.1101 ± 0.4	0.6731 ± 0.3	0.7512 ± 0.2
Core (Fixed) Side	1.0	0.01384 ± 1.5	0.1085 ± 0.6	0.6692 ± 0.4	0.7519 ± 0.3
	1.5	0.01362 ± 1.4	0.1079 ± 0.5	0.6593 ± 0.3	0.7426 ± 0.3
	2.0	0.01332 ± 1.3	0.1056 ± 0.5	0.6506 ± 0.3	0.7313 ± 0.3
	2.5	0.01295 ± 1.4	0.1045 ± 0.4	0.6393 ± 0.4	0.7184 ± 0.4
	3.0	0.01260 ± 1.4	0.1016 ± 0.5	0.6227 ± 0.4	0.7031 ± 0.4
	4.0	0.01199 ± 1.5	0.0955 ± 0.7	0.5864 ± 0.5	0.6621 ± 0.4
	5.0	0.01113 ± 1.3	0.0874 ± 0.5	0.5393 ± 0.4	0.6154 ± 0.4
	6.0	0.00972 ± 1.4	0.0775 ± 0.5	0.4860 ± 0.3	0.5561 ± 0.5
	7.0	0.00840 ± 1.7	0.0664 ± 0.4	0.4289 ± 0.4	0.4895 ± 0.4
	8.0	0.00661 ± 1.5	0.0535 ± 0.4	0.3680 ± 0.4	0.4233 ± 0.3
Axial Blanket	8.5	0.00576 ± 1.6	0.0464 ± 0.6	0.3360 ± 0.4	0.3929 ± 0.4
	9.0	0.00423 ± 2.3	0.0371 ± 0.5	0.3123 ± 0.4	0.3651 ± 0.3
	9.5	0.00302 ± 2.6	0.0282 ± 0.6	0.2844 ± 0.4	0.3336 ± 0.5
	10.0	0.00225 ± 3.6	0.0224 ± 0.7	0.2579 ± 0.4	0.3015 ± 0.3
	10.5	0.00168 ± 3.5	0.0179 ± 0.7	0.2275 ± 0.4	0.2635 ± 0.4
	11.0	-	0.0140 ± 0.6	0.1965 ± 0.4	-
	12.0	-	0.0084 ± 0.6	0.1376 ± 0.7	-

\* in pack unit (= 5.08 cm)

Table 5.3 Radial fission rate distributions at FCA X1-1 assembly

Region	Position*	$^{238}\text{U}$	$^{237}\text{Np}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{235}\text{U}$
Core (Test Region)	- 5.50	0.01731 $\pm$ 1.0	0.1332 $\pm$ 0.4	0.5909 $\pm$ 0.5	0.6197 $\pm$ 0.2
	- 5.00	0.01608 $\pm$ 1.0	0.1274 $\pm$ 0.5	0.6109 $\pm$ 0.3	0.6483 $\pm$ 0.4
	- 4.50	0.01483 $\pm$ 1.3	0.1197 $\pm$ 0.6	0.6309 $\pm$ 0.3	0.6799 $\pm$ 0.2
	- 4.00	0.01472 $\pm$ 1.2	0.1173 $\pm$ 0.5	0.6371 $\pm$ 0.4	0.6969 $\pm$ 0.4
	- 3.00	0.01356 $\pm$ 1.4	0.1092 $\pm$ 0.5	0.6566 $\pm$ 0.4	0.7266 $\pm$ 0.2
	- 2.50	0.01293 $\pm$ 1.4	0.1069 $\pm$ 0.5	0.6688 $\pm$ 0.3	0.7339 $\pm$ 0.3
	- 2.00	0.01325 $\pm$ 1.4	0.1076 $\pm$ 0.5	0.6656 $\pm$ 0.3	0.7433 $\pm$ 0.5
	- 1.00	0.01284 $\pm$ 1.5	0.1045 $\pm$ 0.4	0.6758 $\pm$ 0.4	0.7567 $\pm$ 0.3
	- 0.625	0.01224 $\pm$ 1.5	0.1024 $\pm$ 0.3	0.6757 $\pm$ 0.4	0.7639 $\pm$ 0.3
	- 0.50	0.01245 $\pm$ 1.4	0.1028 $\pm$ 0.5	0.6776 $\pm$ 0.3	0.7592 $\pm$ 0.3
	- 0.25	0.01285 $\pm$ 1.3	0.1052 $\pm$ 0.6	0.6776 $\pm$ 0.4	0.7596 $\pm$ 0.3
Core (Test Region)	0.00	0.01312 $\pm$ 1.3	0.1056 $\pm$ 0.4	0.6748 $\pm$ 0.4	0.7617 $\pm$ 0.5
	0.25	0.01278 $\pm$ 1.4	0.1047 $\pm$ 0.4	0.6748 $\pm$ 0.3	0.7617 $\pm$ 0.3
	0.50	0.01251 $\pm$ 1.4	0.1030 $\pm$ 0.4	0.6772 $\pm$ 0.3	0.7625 $\pm$ 0.5
	0.625	0.01224 $\pm$ 1.5	0.1018 $\pm$ 0.6	0.6766 $\pm$ 0.3	0.7639 $\pm$ 0.3
	1.00	0.01268 $\pm$ 1.6	0.1049 $\pm$ 0.5	0.6778 $\pm$ 0.3	0.7588 $\pm$ 0.3
	1.375	0.01295 $\pm$ 1.6	0.1037 $\pm$ 0.5	0.6758 $\pm$ 0.3	0.7542 $\pm$ 0.3
	1.50	0.01303 $\pm$ 1.6	0.1037 $\pm$ 0.4	0.6764 $\pm$ 0.2	0.7527 $\pm$ 0.3
	1.75	0.01317 $\pm$ 1.6	0.1062 $\pm$ 0.3	0.6724 $\pm$ 0.5	0.7496 $\pm$ 0.3
	2.00	0.01327 $\pm$ 1.6	0.1063 $\pm$ 0.3	0.6674 $\pm$ 0.3	0.7465 $\pm$ 0.3
	2.25	0.01301 $\pm$ 1.5	0.1076 $\pm$ 0.6	0.6718 $\pm$ 0.2	0.7435 $\pm$ 0.4
Core Driver (Region)	2.50	0.01285 $\pm$ 1.4	0.1069 $\pm$ 0.5	0.6688 $\pm$ 0.3	0.7400 $\pm$ 0.4
	3.00	0.01356 $\pm$ 1.4	0.1103 $\pm$ 0.4	0.6610 $\pm$ 0.3	0.7266 $\pm$ 0.2
	4.00	0.01472 $\pm$ 1.2	0.1177 $\pm$ 0.6	0.6458 $\pm$ 0.3	0.6969 $\pm$ 0.4
	4.50	0.01483 $\pm$ 1.3	0.1199 $\pm$ 0.5	0.6339 $\pm$ 0.5	0.6799 $\pm$ 0.2
	5.00	0.01608 $\pm$ 1.0	0.1248 $\pm$ 0.4	0.6205 $\pm$ 0.4	0.6483 $\pm$ 0.4
Radial Blanket	5.50	0.01731 $\pm$ 1.0	0.1335 $\pm$ 0.5	0.6031 $\pm$ 0.4	0.6197 $\pm$ 0.2
	6.00	0.01886 $\pm$ 0.9	0.1393 $\pm$ 0.4	0.5730 $\pm$ 0.5	0.5834 $\pm$ 0.4
	6.50	0.01890 $\pm$ 0.8	0.1399 $\pm$ 0.5	0.5423 $\pm$ 0.3	0.5436 $\pm$ 0.3
	7.00	0.01817 $\pm$ 0.9	0.1334 $\pm$ 0.5	0.5109 $\pm$ 0.2	0.4985 $\pm$ 0.3
	8.00	0.01340 $\pm$ 1.0	0.1019 $\pm$ 0.4	0.4179 $\pm$ 0.4	0.4065 $\pm$ 0.4
Radial Blanket	8.50	0.00953 $\pm$ 1.1	0.0794 $\pm$ 0.6	0.3576 $\pm$ 0.4	0.3488 $\pm$ 0.4
	9.00	0.00529 $\pm$ 2.0	0.0538 $\pm$ 0.7	0.2842 $\pm$ 0.4	0.2797 $\pm$ 0.3
	10.00	0.00184 $\pm$ 2.6	0.0248 $\pm$ 0.5	0.1732 $\pm$ 0.4	0.1752 $\pm$ 0.2
	11.00	0.00070 $\pm$ 5.4	0.0116 $\pm$ 0.5	0.1005 $\pm$ 0.5	0.1020 $\pm$ 0.9
	12.00	-	0.00531 $\pm$ 1.1	0.0565 $\pm$ 1.1	-
	13.00	-	0.00231 $\pm$ 1.2	0.0307 $\pm$ 1.0	-

\* in matrix unit (= 5.52 cm)

Table 5.4 Fission rate ratio at the center of FCA XI-1 assembly

	$^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$	$^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$
Center (Pos. 0)	$0.01722 \pm 3.2\%$	$0.1386 \pm 4.6\%$	$0.8859 \pm 2.9\%$
Fine structure			
Pos. -0.5*	0.9523	0.9770	1.0075
Pos. -0.25	0.9824	0.9992	1.0069
Pos. 0.0	1.0000	1.0000	1.0000
Pos. 0.25	0.9743	0.9917	1.0000
Pos. 0.5	0.9528	0.9746	1.0025
Cell averaged	$0.01683 \pm 3.4\%$	$0.1375 \pm 4.7\%$	$0.8886 \pm 2.8\%$

\* in matrix unit : 5.52 cm

Table 5.5 Comparison of central fission rate ratio between FCA assemblies

Assembly	Fission rate ratio			Remarks
	$^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$	$^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$	
X-2	$0.0501 \pm 3.5\%$	$0.353 \pm 4.7\%$	$1.093 \pm 3.2\%$	"Joyo" MK-II
V-1	$0.0323 \pm 4\%$	-	$1.033 \pm 4\%$	Outer core of "Monju"
V-2	$0.0219 \pm 3\%$	-	$0.956 \pm 3\%$	Inner core of "Monju"
XI-2	$0.01683 \pm 3.4\%$	$0.1375 \pm 4.7\%$	$0.8886 \pm 2.8\%$	Large fast reactor

Table 5.6 Comparison of central fission rate ratio between axial and radial traverse

Position : R = 2.54 cm, Z = 2.54 cm

	$^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$	$^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$
From Axial Traverse	$0.01834 \pm 3.2\%$	$0.1466 \pm 4.5\%$	$0.8960 \pm 2.9\%$
From Radial Traverse	$0.01722 \pm 3.2\%$	$0.1386 \pm 4.6\%$	$0.8859 \pm 2.9\%$

Table 5.7 Calculated and C/E values for  $^{238}\text{U}$  axial fission rate distribution\*

Region	Position ** (cm)	Diffusion Calculation		Transport Calculation	
			C/E		C/E
Core	2.54	1.0000	1.000	1.0000	1.000
	5.08	0.9934	0.989	0.9934	0.989
	7.62	0.9826	0.995	0.9825	0.994
	10.16	0.9674	1.000	0.9675	1.001
	12.70	0.9479	1.008	0.9481	1.009
	15.24	0.9242	1.011	0.9245	1.011
	17.78	0.8965	-	0.8971	-
	20.32	0.8646	0.994	0.8656	0.995
	22.86	0.8287	-	0.8302	-
	25.40	0.7889	0.976	0.7914	0.979
	27.94	0.7452	-	0.7490	-
	30.48	0.6976	0.990	0.7022	0.996
	33.02	0.6459	-	0.6510	-
	35.56	0.5900	0.967	0.5959	0.977
Axial Blanket	38.10	0.5295	-	0.5366	-
	40.64	0.4637	0.966	0.4708	0.981
	43.18	0.3918	0.937	0.3936	0.942
	45.72	0.3121	1.017	0.3058	0.996
	48.26	0.2377	1.085	0.2244	1.025
	50.80	0.1804	1.107	0.1647	1.010
	53.34	0.1362	1.116	0.1240	1.016
	55.88	0.1017	-	0.0939 <sub>0</sub>	-
	58.42	0.0745 <sub>1</sub>	-	0.0704 <sub>0</sub>	-
	60.96	0.0526 <sub>7</sub>	-	0.0518 <sub>1</sub>	-
	63.50	0.0346 <sub>3</sub>	-	0.0373 <sub>4</sub>	-

\* Normalized at axial position of 2.54 cm from core center

\*\* Distance from core center

Table 5.8 Calculated and C/E values for  $^{237}\text{Np}$  axial fission rate distribution\*

Region	Position ** (cm)	Diffusion Calculation		Transport Calculation	
			C/E		C/E
Core	2.54	1.0000	1.000	1.0000	1.000
	5.08	0.9934	1.009	0.9934	1.009
	7.62	0.9825	1.003	0.9825	1.003
	10.16	0.9672	1.009	0.9673	1.009
	12.70	0.9476	0.999	0.9478	0.999
	15.24	0.9238	1.001	0.9242	1.001
	17.78	0.8959	-	0.8966	-
	20.32	0.8639	0.996	0.8649	0.998
	22.86	0.8279	-	0.8293	-
	25.40	0.7880	0.992	0.7901	0.995
	27.94	0.7443	-	0.7473	-
	30.48	0.6968	0.990	0.7004	0.995
	33.02	0.6456	-	0.6496	-
	35.56	0.5906	0.979	0.5953	0.987
Axial Blanket	38.10	0.5318	-	0.5371	-
	40.64	0.4690	0.965	0.4740	0.975
	43.18	0.4019	0.955	0.4032	0.958
	45.72	0.3300	0.979	0.3258	0.967
	48.26	0.2620	1.023	0.2531	0.989
	50.80	0.2064	1.017	0.1959	0.965
	53.34	0.1609	0.987	0.1527	0.937
	55.88	0.1235	0.972	0.1187	0.935
	58.42	0.0923 <sub>0</sub>	-	0.0907 <sub>5</sub>	-
	60.96	0.0658 <sub>9</sub>	0.867	0.0673 <sub>4</sub>	0.886
	63.50	0.0430 <sub>4</sub>	-	0.0472 <sub>0</sub>	-

\* Normalized at axial position of 2.54 cm from core center

\*\* Distance from core center

Table 5.9 Calculated and C/E values for  $^{239}\text{Pu}$  axial fission rate distribution\*

Region	Position ** (cm)	Diffusion Calculation		Transport Calculation	
			C/E		C/E
Core	2.54	1.0000	1.000	1.0000	1.000
	5.08	0.9935	0.999	0.9935	0.999
	7.62	0.9828	1.004	0.9828	1.004
	10.16	0.9679	1.001	0.9679	1.001
	12.70	0.9488	0.999	0.9488	0.999
	15.24	0.9257	1.001	0.9257	1.001
	17.78	0.8987	-	0.8987	-
	20.32	0.8681	0.997	0.8681	0.997
	22.86	0.8339	-	0.8339	-
	25.40	0.7964	0.994	0.7965	0.994
	27.94	0.7559	-	0.7561	-
	30.48	0.7127	0.987	0.7130	0.988
	33.02	0.6672	-	0.6675	-
	35.56	0.6198	0.973	0.6200	0.973
Axial Blanket	38.10	0.5711	-	0.5712	-
	40.64	0.5217	0.954	0.5216	0.954
	43.18	0.4724	0.947	0.4717	0.945
	45.72	0.4241	0.914	0.4224	0.910
	48.26	0.3760	0.889	0.3737	0.883
	50.80	0.3270	0.854	0.3254	0.850
	53.34	0.2781	0.823	0.2782	0.823
	55.88	0.2296	0.786	0.2322	0.795
	58.42	0.1818	-	0.1872	-
	60.96	0.1348	0.661	0.1429	0.700
	63.50	0.0884 <sub>9</sub>	-	0.0982 <sub>6</sub>	-

\* Normalized at axial position of 2.54 cm from core center

\*\* Distance from core center

Table 5.10 Calculated and C/E values for  $^{235}\text{U}$  axial fission rate distribution\*

Region	Position ** (cm)	Diffusion Calculation		Transport Calculation	
			C/E		C/E
Core	2.54	1.0000	1.000	1.0000	1.000
	5.08	0.9936	0.993	0.9936	0.993
	7.62	0.9830	0.994	0.9830	0.994
	10.16	0.9683	0.994	0.9681	0.994
	12.70	0.9494	0.993	0.9492	0.993
	15.24	0.9267	0.990	0.9264	0.990
	17.78	0.9001	-	0.8998	-
	20.32	0.8700	0.988	0.8696	0.987
	22.86	0.8365	-	0.8360	-
	25.40	0.7999	0.977	0.7994	0.976
	27.94	0.7605	-	0.7600	-
	30.48	0.7187	0.971	0.7181	0.970
	33.02	0.6750	-	0.6742	-
	35.56	0.6298	0.966	0.6290	0.965
Axial Blanket	38.10	0.5838	-	0.5829	-
	40.64	0.5378	0.955	0.5369	0.954
	43.18	0.4929	0.942	0.4921	0.941
	45.72	0.4504	0.927	0.4494	0.925
	48.26	0.4071	0.917	0.4063	0.915
	50.80	0.3598	0.897	0.3604	0.899
	53.34	0.3101	0.884	0.3124	0.890
	55.88	0.2588	-	0.2634	-
	58.42	0.2065	-	0.2138	-
	60.96	0.1539	-	0.1639	-
	63.50	0.1011	-	0.1126	-

\* Normalized at axial position of 2.54 cm from core center

\*\* Distance from core center

Table 5.11 Calculated and C/E values of central fission rate ratio (cell averaged)

Fission Rate Ratio	Diffusion Calculation		Transport Calculation	
		C/E		C/E
$^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$	0.01889	1.122	0.01854	1.102
$^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$	0.1387	1.009	0.1362	0.991
$^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$	0.8874	0.999	0.8835	0.994

( ) : Size of plate in inch

	Na ( 2"-2"-1/4" )
	DUO <sub>2</sub> ( 2"-2"-1/4" )
	Al ( 2"-2"-1/8" )
92%Pu	( 2"-2"-1/16" )
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	( 2"-2"-1/16" )
	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ( 2"-1"-1/4" )
	NU ( 2"-1"-1/8" )
	NU ( 2"-1"-1/8" )
	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ( 2"-1"-1/8" )
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	( 2"-2"-1/16" )
92%Pu	( 2"-2"-1/16" )
	DUO <sub>2</sub> ( 2"-2"-1/4" )
	Na ( 2"-2"-1/8" )

92%Pu ( 2"-2"-1/16" )  
 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ( 2"-2"-1/16" )

Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ( 2"-2"-1/16" )  
 92%Pu ( 2"-2"-1/16" )

(1) Core

	Na ( 2"-2"-1/4" )
	DUO <sub>2</sub> ( 2"-2"-1/4" )
	Al ( 2"-2"-1/8" )
NU	( 2"-2"-1/16" )
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	( 2"-2"-1/16" )
	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ( 2"-1"-1/8" )
	NU ( 2"-1"-1/8" )
	NU ( 2"-1"-1/8" )
	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ( 2"-1"-1/8" )
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	( 2"-2"-1/16" )
NU	( 2"-2"-1/16" )
	DUO <sub>2</sub> ( 2"-2"-1/4" )
	Na ( 2"-2"-1/4" )

NU ( 2"-2"-1/16" )  
 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ( 2"-2"-1/16" )

Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ( 2"-2"-1/16" )  
 NU ( 2"-1"-1/8" )

NU ( 2"-1"-1/8" )  
 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ( 2"-1"-1/8" )

Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ( 2"-2"-1/16" )  
 Al ( 2"-2"-

(2) Blanket

Fig. 5.1 Plate configuration in central T2 drawer for fission rate measurement at FCA XI-1 assembly

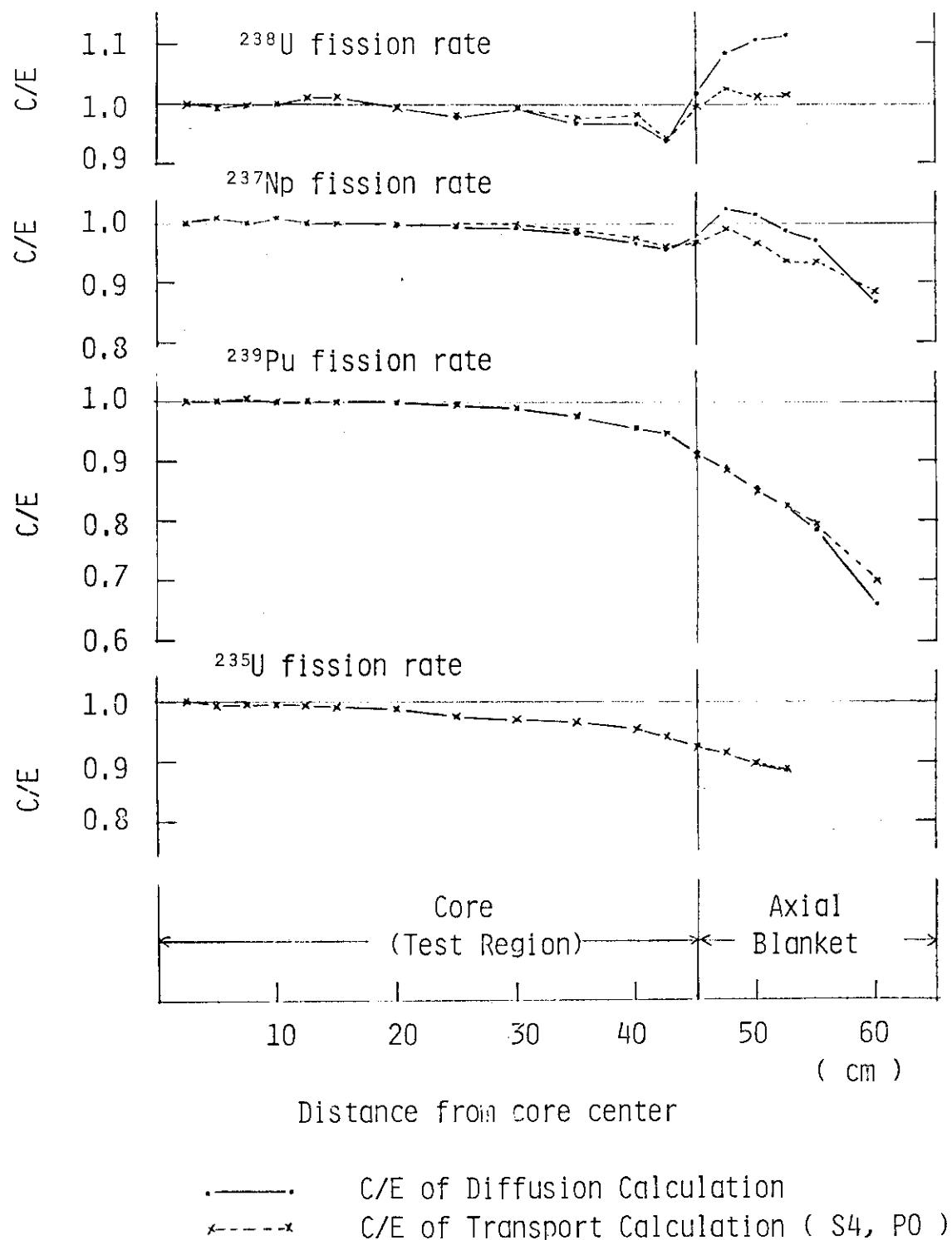


Fig. 5.2 The C/E values of axial fission rate distributions normalized at a position of 2.54 cm from core center

## 6. ナトリウムボイド効果

### 6.1 ナトリウムボイド効果の測定

テスト領域の燃料引出 T1およびT2の1パックには4枚のNa板が装填されている。これらのナトリウム板を同一大きさのボイド缶と置換することにより、ナトリウムボイド効果を測定した。ナトリウムボイド効果は炉心中央部で正の値を持ち、周辺部にて負の値を持つ。そこで、Naボイド効果が炉心内でどのような分布をし、どのようなボイドパターンで正の最大値を持つかを知ることが、炉の安全上必要になる。本実験では、中心引出あるいは中央の3行3列、計9本の引出を用いて、Naボイド効果の軸方向分布について詳細な実験を行なった。また、径方向分布についてもテスト領域内の分布を測定した。測定は全て固定側集合体にて行ない、サンプルワースの測定と同様分離密着に伴う測定誤差の増大を避けるため、Na板とボイド缶の置換は全て集合体を密着させたまま行なった。なお、Na板の被覆管とボイド管缶のSSの量はそれぞれ、24.123g, 24.05gとほぼ等しく、これらの置換による反応度変化はNaボイド効果そのものとし、測定値に対するSSの反応度価値による補正是していない。

#### 中心引出における Na ボイド効果

固定側中心引出(F26/26)を用いて、ボイド領域の大きさを種々変化させNaボイド効果を測定した。測定結果をTable 6.1に示す。第1パックから第6パック(炉心部は9パックよりなる)までをボイドにしたときの反応度効果が最も大きな正の値を持つ。ボイド領域をさらに大きくするとNaボイド効果は減少するが、中心引出では全てのNaを除去しても負にはならなかった。

#### 3×3引出における軸方向Naボイド効果分布

Table 6.2に測定結果を示す。Naボイド効果は中心で最大となり、中心から離れるに従い徐々に減少する。第7パックにて負の値となり、炉心とブランケットとの境界付近にて負の極大値を取る。また、Naボイド効果の加算性を検討するため、ボイド効果が正の値をとる第1パックから第6パックまでについてボイド領域の大きさを変えて測定した。個々のNaボイド効果を加え合わせた値とボイド領域を大きくしたNaボイド効果とは測定誤差の範囲内で一致しており、上記のボイド領域の範囲内で加算性は成立している。

#### Naボイド効果分布

炉心部(第1パック～第9パック)のNaが全て除去された場合のNaボイド効果の径方向分布を測定した(Table 6.3)。T1引出とT2引出にて若干の差異はあるが、テスト領域内にてNaボイド効果の径方向分布はほぼ平坦であると言える。これは、プルトニウムのサンプルワースの径方向分布が平坦であったことと同様に、テスト領域内のインポータンスの分布が平坦であることによると思われる。

## 6.2 ナトリウムボイド効果軸方向分布の解析

JFS-3-J 2 70群セットと一次摂動法により、Naボイド効果の径方向分布を解析した。Na板を装填したセルと、ボイド缶を充填したセルとに対し、衝突確率法に基づく非均質セル計算を行ない、それぞれのセル平均の実効断面積を求めた。

Table 6.4 にナトリウムボイド効果の計算値、また、実験値と比較して、 $C-E$  値および $C/E$  値を示す。計算値は、中性子漏洩の増大による負の反応度効果と、それ以外の正の反応度効果とに分解して示した。これらを Fig. 6.1 に図示した。炉心中心部では  $(C/E)$  値はほぼ 1.15 ~ 1.18 であり、計算値は実験値を過大評価している。 $(C-E)$  値をみると、測定誤差の 3 倍程度である。しかしながら、Fig. 6.1 にみられるように、計算値は Na ボイド効果の分布に関しては実験値を良く再現している。

Table 6.1 Na void effect at the central drawer  
in FCA X1-1 assembly

Void Pattern	Removed Na g	Na Void Worth $\rho_o$
F26/26(1-3Z)	135.72	$0.022 \pm 0.005$
F26/26(1-6Z)	271.44	$0.038 \pm 0.005$
F26/26(1-9Z)	407.16	$0.027 \pm 0.005$
F26/26(1-13Z)	588.12	$0.018 \pm 0.005$

$$\rho_o = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

Table 6.2 Axial Na void effect distribution at central  
3×3 drawers in FCA X1-1 assembly

Region	Void Pattern	Removed Na g	Na Void Effect $10^{-4} \Delta k/k$
Core	F3×3 (1Z)	407.16	$0.094 \pm 0.006$
	F3×3 (2Z)	407.16	$0.090 \pm 0.006$
	F3×3 (3Z)	407.16	$0.078 \pm 0.006$
	F3×3 (4Z)	407.16	$0.062 \pm 0.006$
	F3×3 (5Z)	407.16	$0.038 \pm 0.006$
	F3×3 (6Z)	407.16	$0.016 \pm 0.006$
	F3×3 (7Z)	407.16	$-0.005 \pm 0.006$
	F3×3 (8Z)	407.16	$-0.026 \pm 0.006$
	F3×3 (9Z)	407.16	$-0.038 \pm 0.006$
Axial Blanket	F3×3(10Z)	407.16	$-0.037 \pm 0.006$
	F3×3(11Z)	407.16	$-0.019 \pm 0.006$
	F3×3(12Z)	407.16	$-0.014 \pm 0.006$
Core	F3×3(1-2Z)	814.32	0.182 0.006
	F3×3(1-3Z)	1221.48	0.257 0.006
	F3×3(4-6Z)	1221.48	0.116 0.006

$$\rho_o = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

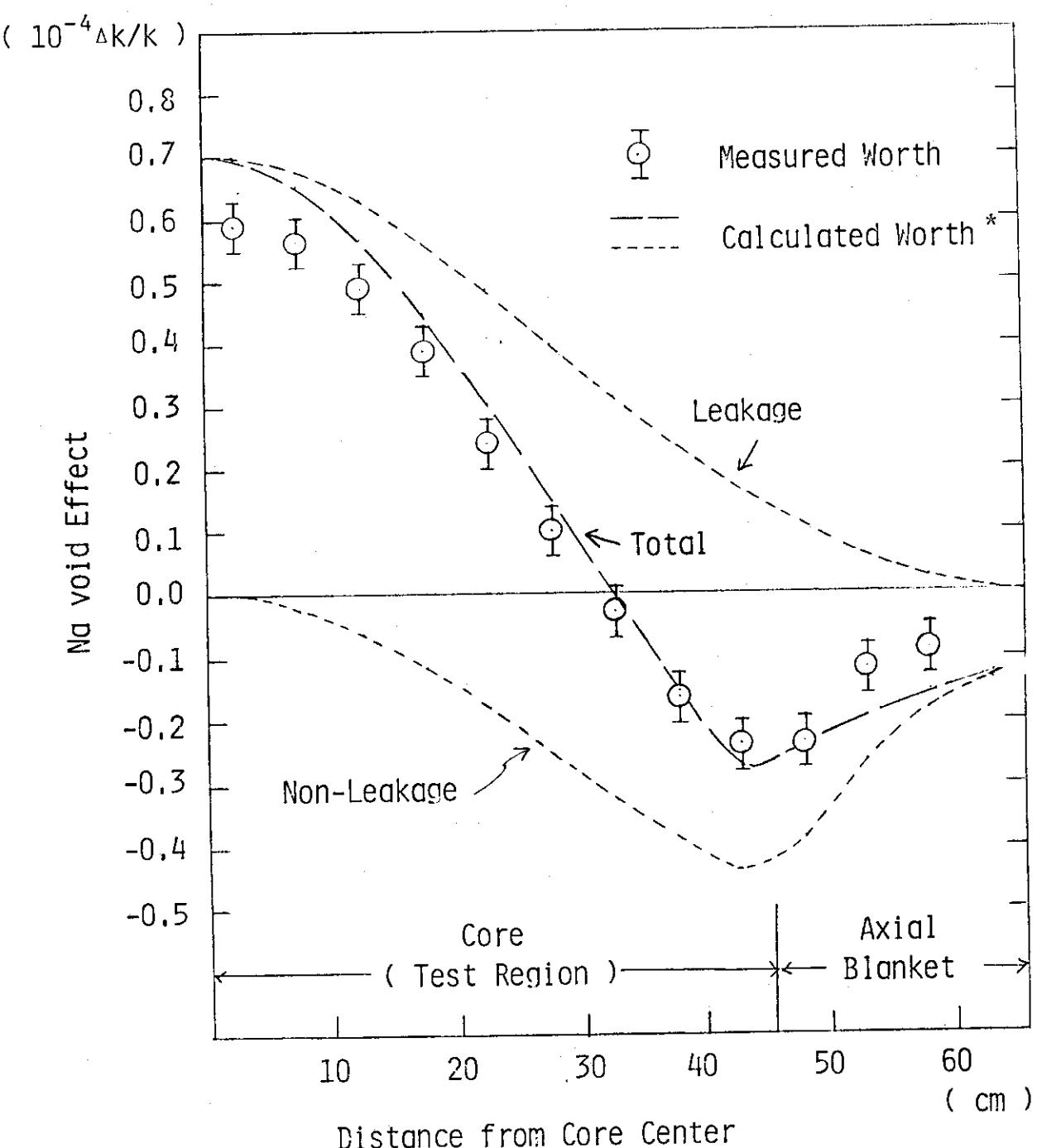
Table 6.3 Radial Na void effect distribution in the test region of FCA X1-1 assembly

Void Pattern	Removed Na g	Na Void Worth $\rho_o$
F26/26(1-9Z)	407.16	$0.027 \pm 0.005$
F26/27(1-9Z)	407.16	$0.032 \pm 0.005$
F26/28(1-9Z)	407.16	$0.023 \pm 0.005$
F26/29(1-9Z)	407.16	$0.031 \pm 0.005$
F26/30(1-9Z)	407.16	$0.025 \pm 0.005$

$$\rho_o = 6.29 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

Table 6.4 Calculated and C/E value of Na void effect axial distribution at FCA X1-1 assembly

Region	Position (cm)	Na Void Effect ( $10^{-4} \Delta k/k$ )			C-E ( $10^{-4} \Delta k/k$ )	C/E
		Non-Leakage	Leakage	Total		
Core	2.54	0.70 <sub>0</sub>	-0.00 <sub>4</sub>	0.69 <sub>6</sub>	0.10 <sub>5</sub>	1.17 <sub>8</sub>
	7.62	0.67 <sub>6</sub>	-0.02 <sub>3</sub>	0.65 <sub>3</sub>	0.08 <sub>7</sub>	1.15 <sub>4</sub>
	12.70	0.63 <sub>0</sub>	-0.06 <sub>2</sub>	0.56 <sub>8</sub>	0.07 <sub>7</sub>	1.15 <sub>7</sub>
	17.78	0.56 <sub>1</sub>	-0.11 <sub>6</sub>	0.44 <sub>9</sub>	0.05 <sub>9</sub>	1.15 <sub>1</sub>
	22.86	0.48 <sub>7</sub>	-0.18 <sub>1</sub>	0.30 <sub>5</sub>	0.06 <sub>6</sub>	1.28
	27.94	0.40 <sub>1</sub>	-0.25 <sub>3</sub>	0.14 <sub>8</sub>	0.04 <sub>7</sub>	1.47
	33.02	0.31 <sub>5</sub>	-0.32 <sub>6</sub>	-0.01 <sub>1</sub>	0.02 <sub>0</sub>	0.35
	38.10	0.23 <sub>5</sub>	-0.39 <sub>1</sub>	-0.15 <sub>6</sub>	0.00 <sub>9</sub>	0.95
	43.18	0.16 <sub>6</sub>	-0.43 <sub>9</sub>	-0.27 <sub>3</sub>	-0.03 <sub>4</sub>	1.14
Axial Blanket	48.26	0.11 <sub>1</sub>	-0.38 <sub>5</sub>	-0.27 <sub>4</sub>	-0.04 <sub>1</sub>	1.18
	53.34	0.06 <sub>2</sub>	-0.26 <sub>5</sub>	-0.20 <sub>3</sub>	-0.08 <sub>3</sub>	1.69
	58.42	0.02 <sub>7</sub>	-0.18 <sub>4</sub>	-0.15 <sub>7</sub>	-0.06 <sub>9</sub>	1.78
	63.50	0.00 <sub>7</sub>	-0.14 <sub>0</sub>	-0.13 <sub>3</sub>	-	-



\* The calculations were made with use of the first order perturbation method, and the leakage and non-leakage components were shown by dotted lines.

Fig. 6.1 Comparison of calculated and measured axial Na void effect distribution at FCA XI-1 assembly

## 7. 制御棒反応度価値

制御棒反応度価値の実験は、ボロンを中性子吸収材とする模擬制御棒引出を作成し、あらかじめ集合体に装荷されているナトリウムを装填した引出とこの模擬制御棒引出を置換し、体系の未臨界度を測定することにより行なった。未臨界度の測定は中性子源増倍法を用いて行ない中性子源としては、燃料中に含まれる<sup>240</sup>Puの自発核分裂中性子を利用した。FCA XI-1 集合体は大型高速炉の基本核特性を測定することを主な目的とする炉心であることから、制御棒反応度価値の実験では炉心中心部での反応度価値を測定することとし、(i)ボロン濃縮度、(ii)ボロン密度および(iii)ボロンの空間的な分散の効果を主な測定課題とした。XI-1 集合体は大型炉心を目標にテスト領域中心の中性子スペクトルを軟化させた体系であり、そのことによる制御棒反応度価値への影響を調べるために、FCAで先に行なった最も中性子スペクトルの硬い、高速実験炉「常陽」MK-II 炉心のモックアップ実験での測定値と比較した。

### 7.1 実験項目と測定方法

制御棒反応度価値実験の基準体系は、臨界基準体系の燃料引出をナトリウム装填引出に置換して、制御棒チャンネル(CRP)を設置した炉心である。今回の実験では2種類の制御棒実験用基準体系を作り、それぞれ基準体系-1、基準体系-2とした。

基準体系-1は、移動側、固定側それぞれの中心燃料引出1本をナトリウム引出に置換した体系であり、臨界基準体系の余剰反応度を加算すると、臨界ぎりぎりの体系である。

基準体系-2は制御棒チャンネルを拡大し、移動側、固定側それぞれ4本の燃料引出をナトリウム引出に置換した体系である。FCAの引出4本を制御棒領域としたため、制御棒チャンネルは中心からずれた位置に設定することになった。基準体系のX-Y断面図をFig. 7.1に示す。断面図の中に中性子検出器の位置を合せて示した。検出器は大型核分裂計数管2本とHe-3計数管1本を使用した。計数管設定位置は、炉心全体をながめることができかつ必要な計数率の得られる場所に定めた。

模擬制御棒は内径約11.4 mmのステンレスの管を用い、この中にB<sub>4</sub>Cペレットを挿填したもの(以下B<sub>4</sub>Cピンと呼ぶ)を1単位とし、これとペレットを装填しないからの管(ボイドピン)を使用し、B<sub>4</sub>Cピンとボイドピンの比率と配列を変えることにより、数種類の模擬制御棒を作成した。B<sub>4</sub>Cペレットは天然ボロンと90%濃縮ボロンの2種類を使用した。

基準体系-2の測定では、同じB<sub>4</sub>Cピンを使用したが、ステンレスの管の数が不足したため、1部でナトリウム板を併用した。制御棒引出の断面図をFig. 7.2に示す。またB<sub>4</sub>Cペレットおよびステンレス管のデータをTable 7.1に示す。

## 7.2 実験結果と検討

制御棒反応度価値の測定は、3系統の測定系でそれぞれ計数率を測定し、それから求めた反応度価値を平均して制御棒反応度価値の実験値を得た。計数率の測定は繰返して行ない計数率のバラツキを実験値の誤差とした。実験値は他の実験データと同じく、 $\mu_0$ 単位で得られる。実験値をTable 7.2に示す。このうちナトリウム引出の値は、燃料ドロワーとナトリウム引出の置換反応度であり、模擬制御棒の値はナトリウム引出との置換反応度である。

また(8)の測定値は移動側のみナトリウム引出を制御棒引出に置換した値である。

天然ボロンを90%濃縮ボロンに変えると制御棒反応度価値は約1.7倍になる。この結果をFCA X集合体での測定値と比較し、中性子スペクトル軟化の効果を検討した。X集合体は高速実験炉「常陽」MK-II炉心のモックアップ実験として組まれた体系であり、FCAでのプルトニウム燃料の炉心としては、最も中性子スペクトルの硬い炉心である。同じく天然ボロンと90%濃縮ボロンの反応度価値の比をとり両者を比較してFig. 7.3に示す。X集合体では天然ボロンに対し90%濃縮ボロンの反応度価値は3倍の値となる。この結果から明らかのようにXI-1集合体では中性子スペクトルが軟かいために天然ボロンを濃縮ボロンに変える効果が小さくなることがわかる。

ボロン密度を変えたことによる効果は引出に装填するB<sub>4</sub>Cピンの本数を変えることにより測定した。天然ボロンピンを4本、8本および16本に増加させると、ナトリウム引出との置換反応度は、ほぼ直接的に増加することがわかる。4本から8本に増やしたときの傾きでそのまま16本まで外挿した値は実測値より約11%大きくなる。また8本、16本および24本の値もほぼ直線上にのり、8本と16本のデータを24本まで外挿すると実測値との差は約6%となる。

天然ボロンピンを外側に置き、90%濃縮ボロンを内側に配置した制御棒(5)では反応度価値が異なり、後者の方が約5%大きな値となる。

B<sub>4</sub>Cピンを空間的に分散させた効果は基準体系-2の測定値(11)と(12)を比較することにより求められる。今回の分散程度では両者の差は約5%である。

大型高速炉の基本的核特性の測定を目的とするFCA XI-1集合体においてB<sub>4</sub>C制御棒反応度価値を測定した。実験の結果、ボロン濃縮度、制御棒中のB<sub>4</sub>Cの密度およびボロンの空間的配置による効果が実測できた。

Table 7.1 Material Data for B<sub>4</sub>C Pin in FCA(1) Natural and 90% Enriched B<sub>4</sub>C Pin

## Dimensions

Pin length	304.8 mm
Pin outer diameter	12.60 mm
Pin inner diameter	11.30 mm
B <sub>4</sub> C absorber length	300.45 mm
B <sub>4</sub> C absorber diameter	11.03 mm

## Weight

Natural B <sub>4</sub> C	69.68 gr
90% enriched B <sub>4</sub> C	67.23 gr ( <sup>10</sup> B = 90.16 a/o)
SS can (SUS 304)	65.69 gr

Composition in B<sub>4</sub>C pellet

B	77.9 w/o
C	21.2
Fe	0.13
Si	0.20
Al	0.05

Table 7.2 B4C Control Rod Worth Measured in FCA Assembly XI-1

(Unit : $\rho_0$ )

## Reference Core-1 (CRP : Single Drawer)

(1) Na Drawer	$2.221 \pm 0.008$
(2) Natural B4C 16 Pin	$14.416 \pm 0.018$
(3) 90% Enriched B4C 16 Pin	$28.681 \pm 0.090$
(4) 90% / Natural (8/8) Model-1	$22.359 \pm 0.020$
(5) 90% / Natural (8/8) Model-2	$23.458 \pm 0.103$
(6) Natural / Void (8/8)	$8.279 \pm 0.043$
(7) Natural /Void (4/12)	$4.401 \pm 0.022$
(8) Natural 16 Pin (M side)	
Na Drawer (F side)	$7.257 \pm 0.033$

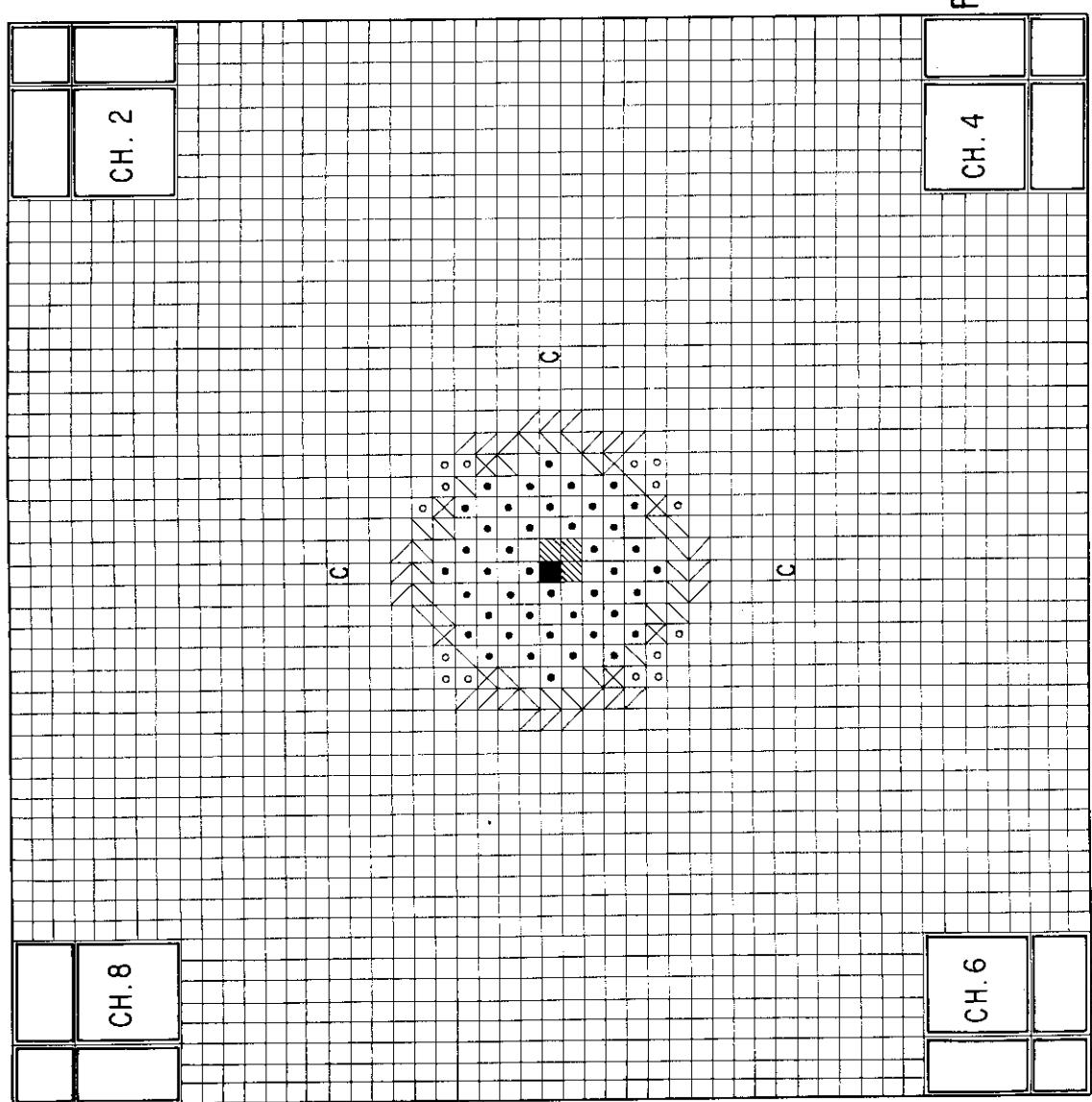
## Reference Core-2 (CRP : Four Drawers)

(9) Na Drawer	$4.738 \pm 0.052$
(10) Natural / Void (16/48)	$14.963 \pm 0.270$
(11) Natural / Void (24/40) Model-1	$20.466 \pm 0.384$
(12) Natural / Void (24/40) Model-2	$21.393 \pm 0.415$

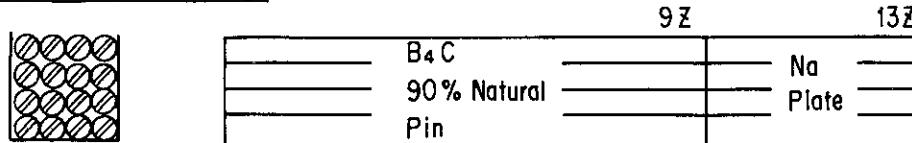
$$\rho_0 = 0.0629\% \Delta K/K$$

CRP : Reference Core - I

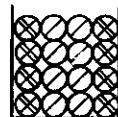
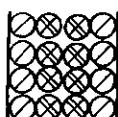
CRP : Reference Core - 2



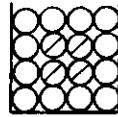
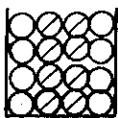
**Fig. 7.1** Control Rod Position for B4C Rod Worth Measurements in FCA XI-1

Reference Core -1

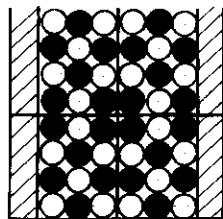
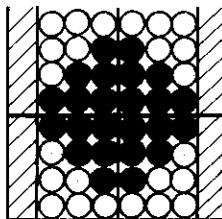
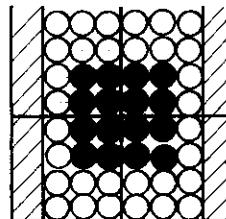
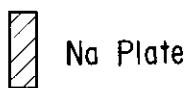
- (i) B<sub>4</sub>C - 90% 16 P      : 90% enriched B<sub>4</sub>C Pin  
 (ii) B<sub>4</sub>C - Natural 16 P      : Natural B<sub>4</sub>C Pin



- Natural B<sub>4</sub>C Pin  
 90 % enriched B<sub>4</sub>C Pin

(iii) B<sub>4</sub>C 90%/Natural (8/8) (Model - I)(iv) B<sub>4</sub>C 90% Natural (8/8) (Model - II)

- Natural B<sub>4</sub>C Pin  
 Empty Pin

(v) B<sub>4</sub>C Natural / Void (8/8)(vi) B<sub>4</sub>C Natural / Void (4/12)Reference Core -2(i) B<sub>4</sub>C Natural  
16 / 64(ii) B<sub>4</sub>C Natural  
24 / 64  
Model I(iii) B<sub>4</sub>C Natural  
24 / 64  
Model II

B<sub>4</sub>C Natural  
 Empty Pin

Fig. 7.2 Cross - sectional Views of Rod Design  
Used in FCA XI - 1

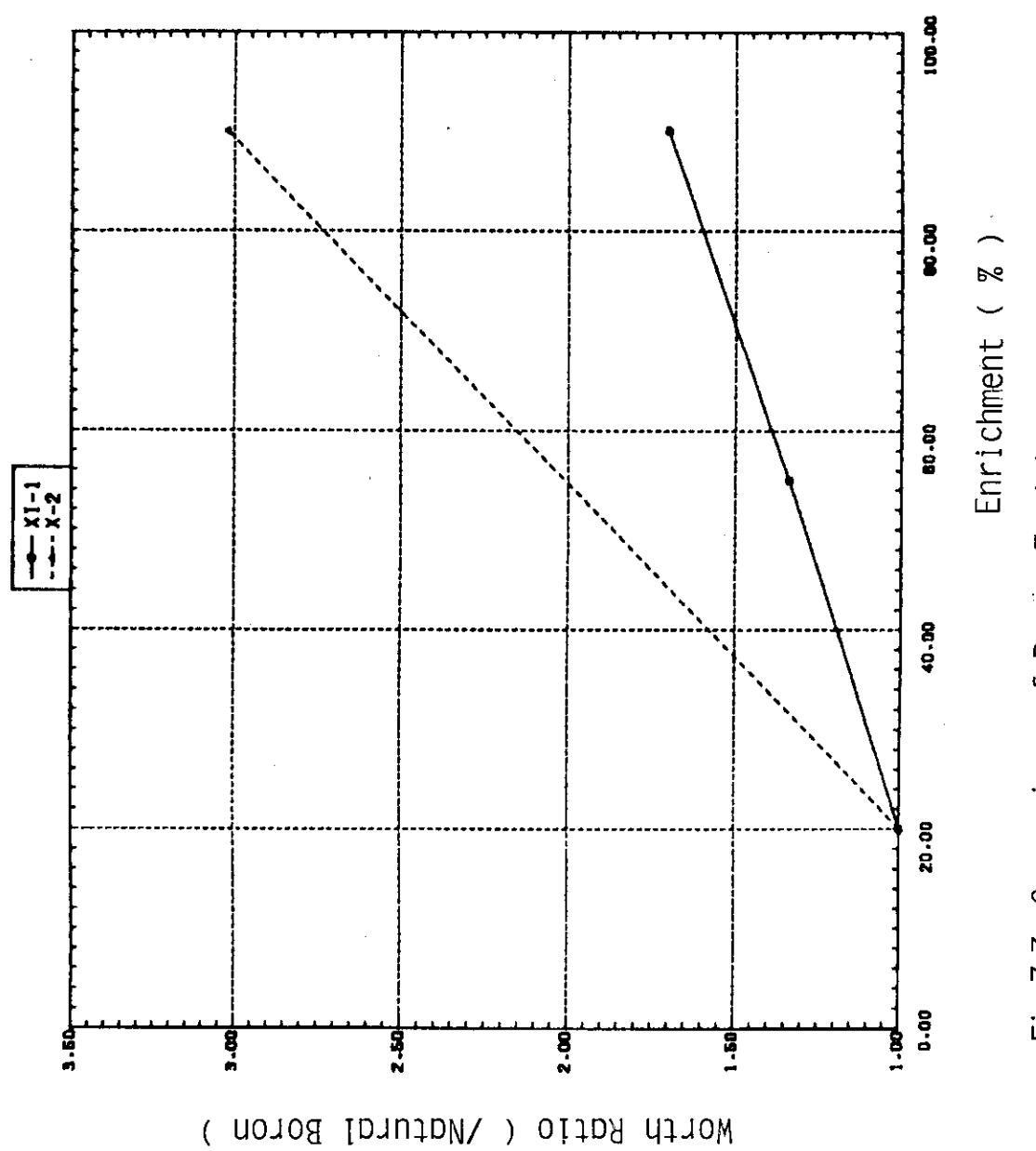


Fig.7.3 Comparison of Boron Enrichment Effects in CR Rod Worth

## 8. ま と め

大型均質高速炉心の炉物理特性を実験的に得ることを目的として、FCA XI-1 集合体による一連の実験が実施された。それらの内、サンプルワース、核分裂反応率、Na ポイド効果、制御棒反応度価値に関する実験について、それぞれの測定方法・測定データをまとめた。また、一部の測定データについて、JFS-3-J 2 70 群セットと拡散計算コードあるいは輸送計算コードを用いて解析した。

高速炉の主要な構成物質の中心サンプルワースを測定した。 $^{92}\text{Pu}$ ,  $^{93}\text{EU}$ ,  $\text{NU}$ ,  $\text{DUO}_2$ ,  $\text{SS}$  および天然  $\text{B}_4\text{C}$  の物質のサンプルワースの軸方向分布を解析した。測定値と計算値との一致は比較的良好く、中心での (C-E) 値は測定誤差の 1.5 倍程度であり、炉心内軸方向分布に関しても (C-E) 値は測定誤差の 3 倍を越えなかった。しかしながら全体的傾向として、中心と比較して炉心-ブランケット境界近傍で計算値は実験値を絶対値で小さく評価している。同様な傾向は核分裂率分布の解析によっても確認された。また、中心で規格化した  $^{238}\text{U}$  の核分裂率分布の拡散計算による C/E 値はブランケット内で約 1.10 (輸送計算の C/E 値は  $\approx 1.02$ ) であり、 $^{237}\text{Np}$  の C/E 値は  $\approx 0.97$  となった。 $^{239}\text{Pu}$  および  $^{235}\text{U}$  に対する C/E 値は同一領域で 0.82~0.89 であった。輸送計算による核分裂率分布の C/E 値の改善も  $^{238}\text{U}$  を除くとそれ程大きくなかった。今回の計算値はブランケット領域にて中性子スペクトルを硬く評価し過ぎている傾向がある。中心における核分裂率比に関しては、 $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$  および  $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$  に対しては C/E 値はほぼ 1.0 であったが、 $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$  に対しては、拡散計算および輸送計算による C/E 値は約 1.1 となり両者共かなり測定値を過大評価していた。

FCA XI-1集合体のテスト領域内にて Na ポイド効果の詳細な分布を測定した。Na ポイド効果の軸方向分布を一次摂動法により解析し、炉心中心部での C/E 値として 1.15 ~ 1.18 を得た。(C-E) 値は軸方向分布全体に対して測定誤差の 3 倍以内であった。

ブランケット領域での核分裂率分布および炉心中心をも含めた Na ポイド効果の解析に際しては、さらに詳細な解析が必要である。また、炉心中心における  $^{238}\text{U}$  の  $^{235}\text{U}$  に対する核分裂率比に関しては、 $^{238}\text{U}$  の核データおよび実効ミクロ断面積の作成手法についての検討が必要である。

$\text{B}_4\text{C}$  制御棒反応度価値を測定し、ボロン濃縮度、制御棒中の  $\text{B}_4\text{C}$  密度およびボロンの空間的配置による効果を検討した。

### 謝 辞

本研究を進めるに当り、高速炉物理研究室長吉田弘幸氏からは有益な助言をいただきました。また、実験を遂行するに当たり種々の御協力をいただいた FCA 管理機関の方々に深く感謝いたします。

## 8. ま と め

大型均質高速炉心の炉物理特性を実験的に得ることを目的として、FCA XI-1 集合体による一連の実験が実施された。それらの内、サンプルワース、核分裂反応率、Na ポイド効果、制御棒反応度係数に関する実験について、それぞれの測定方法・測定データをまとめた。また、一部の測定データについて、JFS-3-J 2 70 群セットと拡散計算コードあるいは輸送計算コードを用いて解析した。

高速炉の主要な構成物質の中心サンプルワースを測定した。92%Pu, 93%EU, NU, DUO<sub>2</sub>, SS および天然B<sub>4</sub>C の物質のサンプルワースの軸方向分布を解析した。測定値と計算値との一致は比較的良好く、中心での(C-E) 値は測定誤差の 1.5倍程度であり、炉心内軸方向分布に関しても(C-E) 値は測定誤差の 3 倍を越えなかった。しかしながら全体的傾向として、中心と比較して炉心-ブランケット境界近傍で計算値は実験値を絶対値で小さく評価している。同様な傾向は核分裂率分布の解析によっても確認された。また、中心で規格化した<sup>238</sup>U の核分裂率分布の拡散計算によるC/E 値はブランケット内で約 1.10 (輸送計算の C/E 値は ≈ 1.02) であり、<sup>237</sup>Np の C/E 値は ≈ 0.97 となった。<sup>239</sup>Pu および<sup>235</sup>Uに対するC/E 値は同一領域で 0.82~0.89 であった。輸送計算による核分裂率分布の C/E 値の改善も<sup>238</sup>U を除くとそれ程大きくなかった。今回の計算値はブランケット領域にて中性子スペクトルを硬く評価し過ぎている傾向がある。中心における核分裂率比に関しては、<sup>237</sup>Np/<sup>235</sup>U および<sup>239</sup>Pu/<sup>235</sup>U に対しては C/E 値はほぼ 1.0 であったが、<sup>238</sup>U/<sup>235</sup>U に対しては、拡散計算および輸送計算による C/E 値は約 1.1 となり両者共かなり測定値を過大評価していた。

FCA XI-1集合体のテスト領域内にてNa ポイド効果の詳細な分布を測定した。Na ポイド効果の軸方向分布を一次摂動法により解析し、炉心中心部でのC/E 値として 1.15~1.18 を得た。(C-E) 値は軸方向分布全体に対して測定誤差の 3 倍以内であった。

ブランケット領域での核分裂率分布および炉心中心をも含めたNa ポイド効果の解析に際しては、さらに詳細な解析が必要である。また、炉心中心における<sup>238</sup>U の<sup>235</sup>U に対する核分裂率比に関しては、<sup>238</sup>U の核データおよび実効ミクロ断面積の作成手法についての検討が必要である。

B<sub>4</sub>C 制御棒反応度係数を測定し、ボロン濃縮度、制御棒中のB<sub>4</sub>C 密度およびボロンの空間的配置による効果を検討した。

### 謝 辞

本研究を進めるに当り、高速炉物理研究室長吉田弘幸氏からは有益な助言をいただきました。また、実験を遂行するに当り種々の御協力をいただいたFCA管理機関の方々に深く感謝いたします。

## 参考文献

- 1) 大杉俊隆他：“FCA XI-1集合体の選定と特性実験”，JAERI-M 83-211(1983)
- 2) Tomlinson L. : "Delayed Neutrons from Fission", AERE-R 6993 (1972)
- 3) Takano H. et al. : "Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constants Set JFS-3-J2", JAERI-M 82-135 (1982)
- 4) 中川正幸他：“SLAROM, 高速炉の非均質系炉心解析コード”, JAERI-M 5916 (1974)
- 5) 飯島進他：公刊予定
- 6) 飯島進他：公刊予定
- 7) Lathrop K. et al. : "Theory and use of the General Geometry TWOTRAN Program", LA-4432 (1970)
- 8) 飯島進他：“2次元・3次元摂動理論計算コード：PERKY”, JAERI-M 6993 (1977)
- 9) Konishi T., Ichimori T. and Obu M. : "Measurement of Central Fission Ratios and Fission Rate Distributions in FCA", JAERI-memo 4356 (1971)
- 10) 中野正文他：“FCA X-2集合体による「常陽」MK-II炉心模擬実験”（私信）
- 11) 弘田実弥他：“FCA VII-1集合体の臨界実験”, JAERI-M 9059 (1980)
- 12) 飯島勉他：“FCA VII-2集合体の臨界実験”, JAERI-M 7888 (1978)