

JAERI-M
9090

高速炉の炉心溶融模擬体系における反応率
およびサンプル反応度価値の測定

1980年9月

中野正文・角田弘和^{*}・弘田実弥

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

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

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

高速炉の炉心溶融模擬体系における反
応率およびサンプル反応度価値の測定

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

(1980年8月26日受理)

FCAVII-2集合体による炉心溶融模擬体系において、核分裂率およびサンプル反応度価値を測定し、高速炉の燃料スランピングに伴う中性子束分布の歪みを検討した。実験は燃料移動領域の軸方向位置およびその大きさの異なる合計4種類のパターンについて行われた。燃料スランピング領域は炉心中心の3行3列引出し（等価半径9.3cm）である。

主な実験結果は次の通りである。

- i) ^{238}U 核分裂率分布の歪みは最大40%で、その値は高密度燃料領域とボイド領域では大体等しい。
- ii) ^{235}U 核分裂率分布の歪みは大きくないがボイド領域の外側境界付近で正のピークを示す。
- iii) 核分裂率比F8/F5の歪みは燃料移動領域を越えて軸方向ブランケット内までゆるやかに拡がる。
- iv) Puサンプル反応度価値分布は ^{238}U 核分裂率分布と同様の歪みを示す。

* 東北大学工学部

Fission Rate and Sample Worth Measurement in Simulated
LMFBR Meltdown Cores

Masafumi NAKANO, Hirokazu TSUNODA* and Jitsuya HIROTA

Division of Reactor Engineering, Tokai, JAERI

(Received August 26, 1980)

A study has been made of the distortion of neutron flux distribution due to fuel slumping in fast reactors, measuring fission rate, fission rate ratio and sample worth distributions in FCA VIII-2 Assembly built to simulate LMFBR meltdown cores. A series of the experiments were performed on four patterns of the central 3 rows by 3 columns (equivalent radius of 9.3 cm) different in the axial position and size of the fuel slumping region.

The main experimental results are the followings:

- i) Distortion of ^{238}U fission rate distribution is 40 % at maximum both in the compacted and voided region.
- ii) Although ^{235}U fission rate distribution is less distorted, it has a positive peak near the outside boundary of the voided region.
- iii) Distortion of neutron spectrum indicated by $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ fission rate ratio spreads over the fuel slumping region even to the axial blanket.
- iv) Pu sample worth distribution is distorted similarly to ^{238}U fission rate distribution.

Keywords: LMFBR, Core Meltdown, Critical Experiment, Flux Distortion, Fission Rate, Fission Rate Ratio, Sample Worth, FCA Assembly

* Tohoku University

目 次

1. 序 論	1
2. 実験体系	2
3. 実験方法 および結果	7
3.1 反応率	7
3.2 サンプル反応度価値	25
4. まとめ	31
辞 辞	32
参考文献	32
付 錄	33

Contents

1. Introduction	1
2. Description of the assembly	2
3. Experimental procedure and results	7
3.1 Fission rate	7
3.2 Sample worth	25
4. Conclusion	31
Acknowledgement	32
References	32
Appendix.....	33

1. 序 論

高速炉の炉心溶融・燃料移動に伴う反応度効果に関する基礎的研究として、FCA VII-2 集合体により、炉心中心領域の燃料スランピング実験が行われた。この実験は、燃料移動に伴う反応度変化の計算手法を評価・検討することを主目的に行われ、中心領域の燃料スランピングに伴う反応度変化が系統的に測定された。反応度変化は事故解析における最も基礎的な炉物理量であるが、燃料移動による反応度変化の機構は複雑であり、計算値と測定値の間に不一致がみられたときに、反応度変化のみの比較から計算手法上の問題点を解明することは困難と考えられる。

炉心溶融時には、燃料や構造材の移動・再配置によって炉心内に燃料の稠密な領域やボイド領域が生じ、炉心内のスペクトルや中性子流が場所によって大巾に変化する。したがって、燃料スランピングに伴う中性子束分布あるいはスペクトルの変化に関する実験的研究は、複雑な反応度変化の機構を考察し、計算手法上の問題点を詳細に検討するために、極めて重要と考えられる。また、これらのデータは事故解析における出力分布の計算予測性を検討する上でも有用である。このような観点から、FCA VII-2 集合体による燃料スランピング実験では、反応度変化の系統的な測定の他に、各燃料スランピング体系について、 ^{238}U および ^{235}U 核分裂率、 $^{238}\text{U} / ^{235}\text{U}$ 核分裂率比および Pu サンプル反応度価値の空間分布が測定された。本報告は、これら中性子束分布の変化に関する実験結果をまとめたものである。なお、燃料移動に伴う反応度変化の測定結果とその初期的な解析については先に報告されている⁽¹⁾。

原型炉級の高速炉炉心溶融模擬実験としては、英国の Zebra による MZB 炉心⁽²⁾や米国の ZPPR Assembly-5⁽³⁾の結果が報告されている。しかしながら、これらの実験では、模擬実験という性格から、燃料移動パターンが必ずしも単純でなく、しかも、測定値として反応度変化しか取り上げられていないために、計算手法の系統的検討に十分なデータを提供しているとは云い難い。一方、より基礎的な研究として、最近、 ZPR-9 による実験⁽⁴⁾が報告されている。この実験では、我々の実験と同様に、燃料移動に伴う反応度変化の他に ^{238}U サンプル反応度価値分布や ^{235}U 核分裂率分布等が測定されているが、比較的広い領域(炉心の約 18 %) の燃料スランピングを取扱っており、核計算手法の系統的な評価・検討に際しては、炉心中心領域に着目した我々の実験と相補的なものと考えられる。

FCA VII-2 集合体は炉心中心部に原型炉級炉心の内炉心組成および軸方向寸法を模擬した試験領域をもつ円筒体系である。燃料スランピング領域として試験領域の中心 3×3 引出し(半径 9.3 cm) を選び、事故シーケンスに従った模擬実験よりもむしろ単純化されたモデルについて実験が行われた。燃料移動として中心対称および非対称な合計 4 種類のパターンを取り上げた。各体系の燃料スランピング領域中心とスランピング領域の外側の 2 点において、 ^{238}U および ^{235}U 核分裂率の軸方向分布を測定した。検出器には、劣化ウランおよび高濃縮ウラン小型核分裂計数管を用いた。これらの計数管は絶対較正が行われており、核分裂率の相対分布と同時に、核分裂率比 $^{238}\text{U} / ^{235}\text{U}$ の軸方向分布が得られた。Pu サンプル反応度価値については炉心中心における軸方向分布を測定した。サンプルには炉心燃料として

使用されている標準寸法（ $2''-2''-1/16''$ ）のPu板を用いた。この測定値は燃料の反応度効果に関する詳細な情報を与える他、 ^{235}U 核分裂分布の結果と合せると、核分裂中性子のインポータンス分布が推定できる。

以下、第2章では実験体系の概要を示し、実験方法および実験結果は第3章に述べる。

2. 実験体系

実験はFCA-VII-2集合体で行われた。基準となる臨界体系の炉心断面図をFig. 1に、R-Z構成図をFig. 2に示す。FCA-VII-2集合体は中心部に原型炉級高速炉の内炉心組成を模擬した半径約30cmのPu燃料から成る試験領域をもち、その外側を ^{235}U 燃料のドライバーで囲んだ円筒形ゾーン体系である。ドライバー領域には、試験領域に外接して、FCA制御・安全棒が設けられている。1組の制御・安全棒は引出し2本で構成され、固定側および移動側1/2集合体に、それぞれ、1組の制御棒と3組の安全棒がある。両1/2集合体の制御棒位置は、干渉効果を避けるため、中心対称になっている。

基準体系は、Fig. 2に示すように、炉心中心面に関してZ方向（軸方向）に対称である。試験領域の炉心高さは91.44cmであり、その上下に厚さ35.56cmの軸方向ブランケットがある。ドライバーの高さは試験領域の炉心高さに等しい。ドライバー領域の軸方向ブランケットには天然ウラン(NU)・ブロックが用いられており、厚さは約20cmである。径方向ブランケットには劣化ウラン(DU)・ブロックが用いられた。基準体系の寸法および各領域の引出し装填図は付録にまとめた。

試験領域の等価半径は29.38cmであり、その中心附近ではほど基本モードスペクトルが達成されていることが計算上確かめられている。軸方向の燃料スランピングは試験領域の中心 3×3 引出し(等価半径9.34cm)で行われた。核分裂率の軸方向分布は炉心中心(格子管位置F/M26-26)および燃料スランピング領域に外接する格子管位置F/M24-24(半径 $r = 15.6\text{ cm}$)で測定した。一方、Puサンプル反応度値の軸方向分布は燃料スランピング領域で測定した。本報告では軸方向の位置は、Fig. 2に示すように、炉心中心面を基準に5.08cm(1パックの軸方向長さ)を単位に1Z, 2Z, ...と名前を付け、中心面から下部を負符号で表わす。

本実験で取り上げた燃料移動パターンをFig. 3に、各領域のセルの燃料・模擬物質板の配列をFig. 4に示す。燃料スランピングの基準となる体系AOは中心 3×3 引出しの炉心部および上下軸方向ブランケット部のナトリウム板が除去されており、その代りに外寸法の等しい不銹鋼スペーサーが装填されたナトリウム・ボイド系である。不銹鋼スペーサーの組成および重量はナトリウム缶とはほど等しい。

燃料移動は炉心高さを6等分した小領域を単位にして行った。移動パターンは中心面对称パターン(S)と非対称パターン(A1, A2およびA3)とに分けられる。各パターンは、いずれも、ある小領域の燃料物質が体積の等しい他の小領域へ一様に移動し、不銹鋼スペーサーは燃料物質と逆方向に移動した構成になっている。Fig. 4に示すように、基準セルは引出し装填物質のうちスペーサーが丁度1/2の体積を占めており、残りは燃料物質である。

使用されている標準寸法（ $2''-2''-1/16''$ ）のPu板を用いた。この測定値は燃料の反応度効果に関する詳細な情報を与える他、 ^{235}U 核分裂分布の結果と合せると、核分裂中性子のインポータンス分布が推定できる。

以下、第2章では実験体系の概要を示し、実験方法および実験結果は第3章に述べる。

2. 実験体系

実験はFCA VII-2集合体で行われた。基準となる臨界体系の炉心断面図をFig. 1に、RZ構成図をFig. 2に示す。FCA VII-2集合体は中心部に原型炉級高速炉の内炉心組成を模擬した半径約30cmのPu燃料から成る試験領域をもち、その外側を ^{235}U 燃料のドライバーで囲んだ円筒形ゾーン体系である。ドライバー領域には、試験領域に外接して、FCA制御・安全棒が設けられている。1組の制御・安全棒は引出し2本で構成され、固定側および移動側1/2集合体に、それぞれ、1組の制御棒と3組の安全棒がある。両1/2集合体の制御棒位置は、干渉効果を避けるため、中心対称になっている。

基準体系は、Fig. 2に示すように、炉心中心面に関してZ方向（軸方向）に対称である。試験領域の炉心高さは91.44cmであり、その上下に厚さ35.56cmの軸方向ブランケットがある。ドライバーの高さは試験領域の炉心高さに等しい。ドライバー領域の軸方向ブランケットには天然ウラン(NU)・ブロックが用いられており、厚さは約20cmである。径方向ブランケットには劣化ウラン(DU)・ブロックが用いられた。基準体系の寸法および各領域の引出し装填図は付録にまとめた。

試験領域の等価半径は29.38cmであり、その中心附近ではほど基本モードスペクトルが達成されていることが計算上認められている。軸方向の燃料スランピングは試験領域の中心 3×3 引出し(等価半径9.34cm)で行われた。核分裂率の軸方向分布は炉心中心(格子管位置F/M 26-26)および燃料スランピング領域に外接する格子管位置F/M 24-24(半径 $r = 15.6\text{ cm}$)で測定した。一方、Puサンプル反応度値の軸方向分布は燃料スランピング領域で測定した。本報告では軸方向の位置は、Fig. 2に示すように、炉心中心面を基準に5.08cm(1パックの軸方向長さ)を単位に1Z, 2Z, ...と名前を付け、中心面から下部を負符号で表わす。

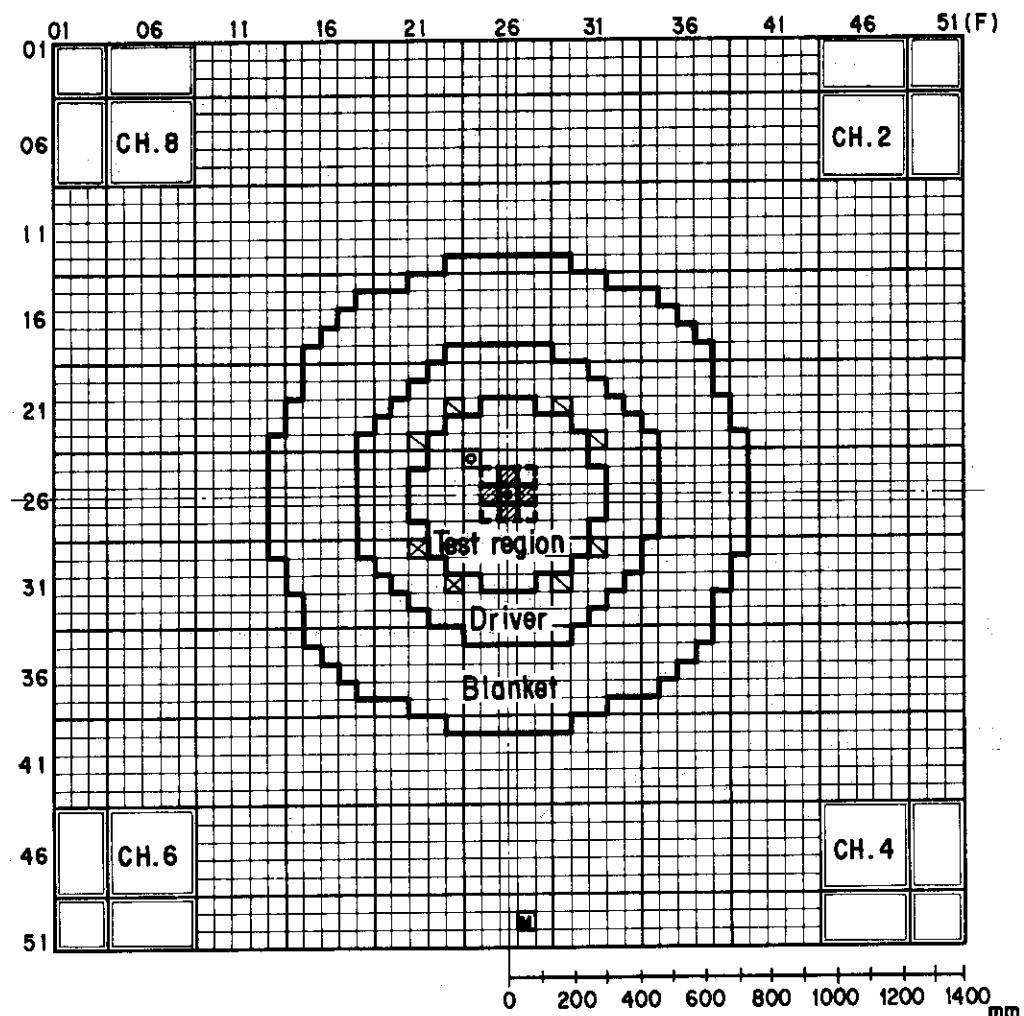
本実験で取り上げた燃料移動パターンをFig. 3に、各領域のセルの燃料・模擬物質板の配列をFig. 4に示す。燃料スランピングの基準となる体系AOは中心 3×3 引出しの炉心部および上下軸方向ブランケット部のナトリウム板が除去されており、その代りに外寸法の等しい不銹鋼スペーサーが装填されたナトリウム・ボイド系である。不銹鋼スペーサーの組成および重量はナトリウム缶とはほど等しい。

燃料移動は炉心高さを6等分した小領域を単位にして行った。移動パターンは中心面对称パターン(S)と非対称パターン(A1, A2およびA3)とに分けられる。各パターンは、いずれも、ある小領域の燃料物質が体積の等しい他の小領域へ一様に移動し、不銹鋼スペーサーは燃料物質と逆方向に移動した構成になっている。Fig. 4に示すように、基準セルは引出し装填物質のうちスペーサーが丁度1/2の体積を占めており、残りは燃料物質である。

したがって、燃料スランピングにより高密度燃料領域の燃料密度は標準の2倍になる。一方、燃料除去領域はスペーサーのみが標準の2倍装填されたボイド領域になり、中心 3×3 引出しからの正味の物質除去或は追加はない。

非対称パターンは中心面の上部にある小領域の燃料物質が中心面下部の対応する小領域に移動した体系である。燃料移動の結果、中心面の下部に高密度燃料領域ができ、逆に上部には不鏽鋼スペーサーのボイド領域が残る。非対称燃料スランピングとして、Fig. 3に示すように、燃料移動領域を中心面から炉心境界まで順次広げた3種類のパターンA1, A2およびA3を選んだ。一方、中心対称パターンSは中央 $1/3$ 領域の燃料物質が、中心面对称に外側に移動した体系であり、上下軸方向ブランケットに接する小領域は基準炉心（ナトリウム・ボイド）のまゝ残っている。

各領域の平均原子数密度をTable 1にまとめた。 ^{241}Pu の原子数密度は実験の行われた1979年6月の値に補正されている。



Key

- Control/Safety rod
- Power monitor counter
- Counter position for axial traverse
- ▨ Drawers used for sample worth measurement

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

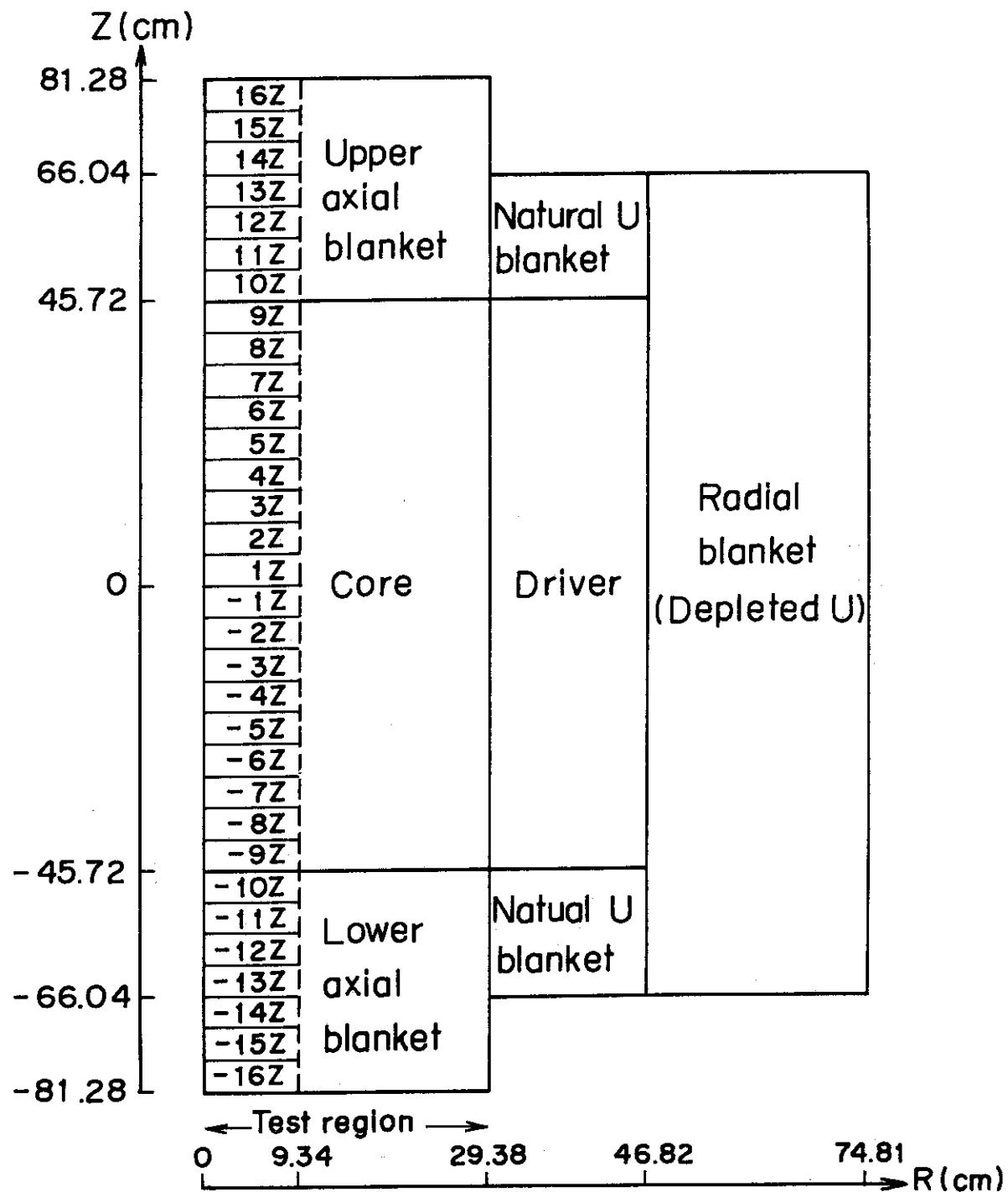


Fig. 2 RZ configuration of Assembly VII-2

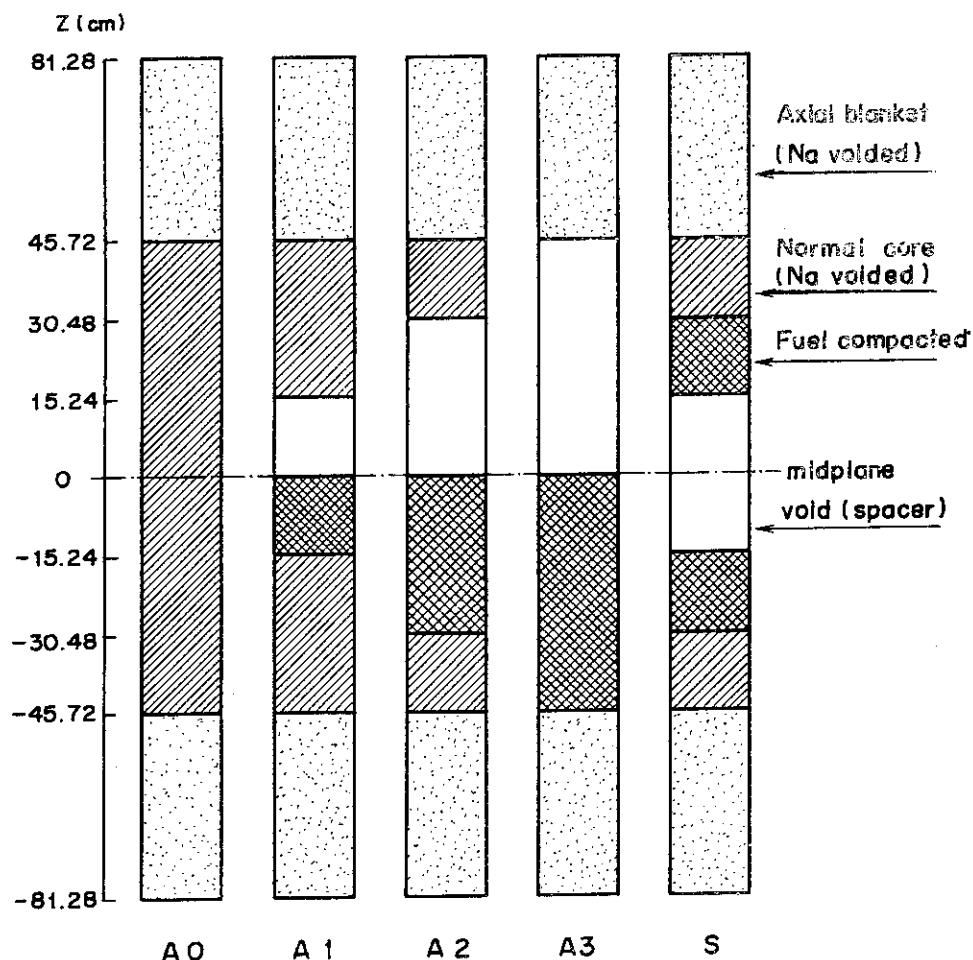


Fig. 3 Configurations of the central 3×3 drawers used in the slumping experiment

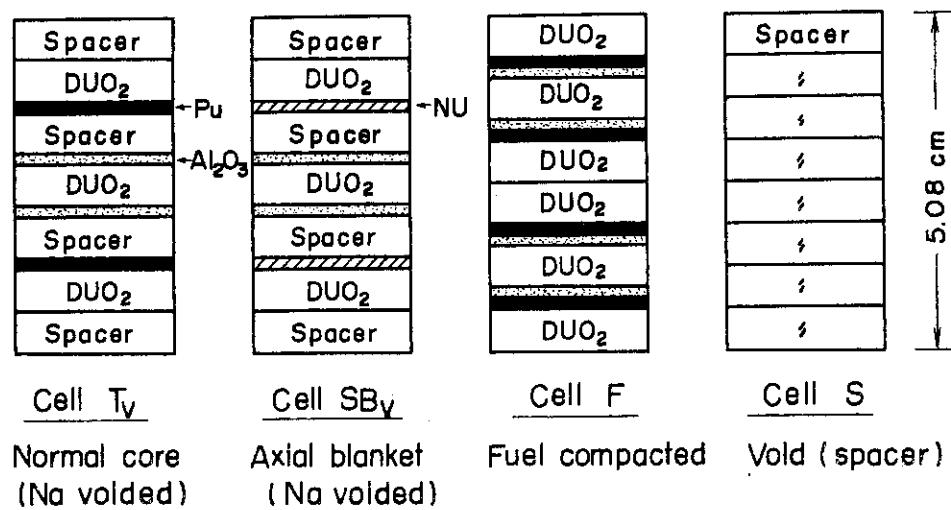


Fig. 4 Plate arrangement of each cell loaded in the central 3×3 drawers

Table 1 Composition of FCA Assembly VIII-2

(10²² atoms/cm³)

Material	Test region						Driver region			Blanket	
	Core			Axial blanket			Driver	Control / Safety rod	Depleted U**	Natural U***	
	Normal	Na void	Compacted fuel	Void	Normal	Na void					
Pu-239	0.1046	0.1046	0.2091	-	-	-	-	-	-	-	
Pu-240	0.0092	0.0092	0.0184	-	-	-	-	-	-	-	
Pu-241*	0.0006	0.0006	0.0013	-	-	-	-	-	-	-	
U-235	0.0014	0.0014	0.0028	-	0.0032	0.0032	0.2845	0.3880	0.0084	0.0289	
U-238	0.6869	0.6869	1.3737	-	0.9307	0.9307	0.6892	0.2201	4.017	3.989	
O	1.714	1.714	3.428	-	1.714	1.714	1.363	-	-	-	
Na	0.766	-	-	-	0.766	-	0.766	-	-	-	
Al	0.240	0.240	0.480	-	0.225	0.225	0.908	1.695	-	-	
Cr	0.340	0.346	0.236	0.456	0.313	0.319	0.313	0.321	0.1827	0.1827	
Fe	1.255	1.259	0.874	1.643	1.150	1.154	1.150	1.167	0.6652	0.6652	
Ni	0.155	0.149	0.106	0.192	0.142	0.136	0.140	0.139	0.0796	0.0796	

*) 1979.6

**) Radial blanket

***) Axial blanket of driver region

3. 実験方法および結果

3.1 反応率

基準体系の中心 3×3 引出しからナトリウム除去したAO体系および各燃料スランピング体系(A1, A2, A3およびS)において ^{235}U および ^{238}U 核分裂率の軸方向分布を測定し、各体系の核分裂率分布を比較検討した。測定位置は、Fig. 1に示したように、炉心中心(格子管位置F/M26-26)および燃料スランピング領域に接した格子管位置F/M24-24の2箇所である。測定には外径約6mmの小型核分裂計数管を用いた。計数管の仕様をTable 2に示す。用いた計数管は2種類の型式に分けられる。濃縮ウラン(EU)および天然ウラン(NU)計数管は管壁がアルミニウム製で実効長が32mmあるのに対し、劣化ウラン(DU)計数管は不銹鋼製で実効長が25mmとやや短い。EUおよびNU計数管は絶対較正がなされており、各検出器の実効原子数がTable 2に与えられている。本実験では核分裂率の空間分布の測定にはEUおよびDU計数管を用いたが、DU計数管は絶対較正が行われていないので、代表点におけるEUおよびNU計数管の測定値と比較することにより較正し、 ^{238}U の核分裂率を算出した。

軸方向分布を測定するために、格子管位置F/M26-26(炉心中心)およびF/M24-24の引出し中央部に、-13Z(高密度燃料側)から炉心中心面を越えて16Z(ボイド側)までの軸方向実験孔を設けた。各領域の実験孔用セルの燃料・模擬物質板配列をFig. 5に示す。実験孔はセルの中央部上半分にあり、断面は、 $3/8"$ (9.5mm)×1"(25.4mm)の長方形である。各セルとも実験孔以外の部分は可能な限り標準状態を保存するよう工夫されており、実験孔を設けたことによる系の振動は小さいと考えられる。なお、軸方向ブランケット部の実験孔は炉心セルのPu板をNU板に置きかえた形になっている。

小型核分裂計数管は外径約9mmのアルミニウム管中に装填し、Fig. 5に示すように2つの検出器を束ねて2系統の計測を同時に行った。セルの中心に近いDet. 1はDU(或はNU)計数管、Det. 2にはEU計数管を選び、両者の実効中心が一致するように2本のアルミニウム管を束ねた。この管を体系外に設けた駆動装置により遠隔操作で駆動することにより軸方向のトラバースを行った。測定は-11Z(高密度燃料側ブランケット領域)から+11Z(ボイド側ブランケット領域)までを、原則として、5.08cm毎に行った。各測定点の検出器位置精度は1mm以内と考えられる。

FCA制御棒は固定側および移動側1/2集合体にそれぞれ1組づつ設けているが、制御棒引抜き量が両1/2集合体でほど等しく(1mm以下)になるように調節し、両1/2集合体の制御棒位置が異なることによる中性子束の軸方向分布の歪みを避けた。各体系は余剰反応度が互に異なる。体系の余剰反応度を調節するためにA2およびA3体系では格子管位置F/M23-18のドライバー引出しを除去し、代りに径方向ブランケット引出しを装荷した。その結果、全体系の測定時の制御棒位置は約90mmから約140mmの範囲になった。なお、検出器の移動に伴う制御棒位置の変化は、各体系とも、3mm以内であった。

炉出力モニターとして体系外の格子管位置 F 50 - 27 (Fig. 1 参照) の密着面近く(ボイド領域側)に中型²³⁵U核分裂計数管を設置した。炉心中心からの距離は約 1.3 m である。非対称燃料移動の場合、中性子束の歪みは中心面に対し非対称になるが中心面附近の中性子束レベルの変化は大きくなく、密着面近くに設置したモニターの計数率と炉出力との間の比例定数は測定体系間で大きく変化しないと考えられる。

各点における核分裂率の計数は、炉出力約 9 W で、原則として 100 秒間ずつ 4 ~ 5 回行った。各検出器の計数は同時に測定した出力モニターの計数で規格化することにより炉出力の微少変動を補正し、その平均値を実験値とした。測定誤差として各測定値の分散から推定される誤差と全計数の統計誤差のうち大きい方を探った。EU 計数管の場合誤差はおむね 0.5 ~ 1 %, DU 計数管の場合は若干誤差が大きくなつた。なお、一連の測定で、検出器の計数率は最大 3×10^2 cps、測定時の出力変動は最大 1 % 程度におさえた。

各体系における軸方向の²³⁵U および²³⁸U 核分裂率分布の実験結果を Table 3 ~ 7 に示す。基準となる体系 AO および対称燃料スランピング体系 S については炉心中心面から正方向の値のみが示されているが、負方向についても代表点を選んで測定した結果分布は中心面对称であることが確認されている。核分裂率分布の実験値は出力モニターの計数で規格化した測定値を各検出器の実効原子数で規格化し、単位原子数当りの核分裂率という形で示した。ただし、DU 計数管の²³⁵U 核分裂および EU 計数管の²³⁸U 核分裂の効果は実験的に補正した。EU 計数管に含まれる²³⁴U および²³⁶U の核分裂の寄与はともに 0.1 % 或はそれ以下でありこゝでは無視した。各表の実験値から²³⁸U と²³⁵U の核分裂率比 F 8 / F 5 の軸方向分布が得られる。また、出力モニターの計数率と炉出力の間の比例定数は、前述のように、測定体系間ではほど一定と考えられるので、各体系間の実験値の相違が、炉出力で規格化した場合の核分裂率分布の歪みを示していると考えられる。

Table 3 ~ 7 では測定誤差として、前述のように、測定値の計数の誤差のみを示した。検出器位置の不確かさ (1 mm 以下) による誤差は、表では考慮されていないが、軸方向分布の勾配から考えて最大 0.3 % 程度、大抵の場合は 0.1 % 以下である。また、実験値には、核分裂率の相対分布を示すという観点から、各検出器の実効原子数の不確かさ ~ 2 % (Table 2 参照) は含まれていない。

各体系の代表点における核分裂率比 F 8 / F 5 を Table 8 にまとめた。これらの値は Table 3 ~ 7 に示した実験値から算出できるものであるが、測定誤差として Table 8 では実効原子数の不確かさも含まれており、絶対値として計算値と比較できる値である。

基準体系 AO の核分裂率分布

基準体系 AO の炉心中心における核分裂率分布を Fig. 6 に示す。炉心中心から炉心の中心程 5 Z までは²³⁸U と²³⁵U の核分裂率分布は完全に重なりスペクトル変化がほとんどないが、プランケットに近づくにつれて²³⁸U の核分裂率が²³⁵U に比べて減少し、スペクトルが軟化してゆく様子がわかる。軸方向分布は、Fig. 7 に示すように、炉心中心と中心 3 × 3 (ナトリウム・ボイド領域) の外側 F 24 - 24 ($r = 15.6$ cm, 以後簡単のため off center と記す) で有意な差はみられない。しかしながら、Fig. 8 に示すように、核分裂率比 F 8 / F 5 は off center に比べて炉心中心軸上の値は一様に大きい。両者の違いは炉心中心

部で約4%，炉心境界からブランケット部にかけては差は若干少なくなる傾向がみられる。

非対称燃料スランピング体系の核分裂率分布

非対称スランピング体系の中心軸上における ^{238}U および ^{235}U 核分裂率分布を、それぞれ、Fig. 9およびFig. 10に示す。測定値はいずれも中心面 $z = 0$ で 1 に規格化して示されている。 ^{238}U 核分裂率は、基準体系 A 0 に比べて高密度燃料領域で大巾に増加し、ボイド領域では逆に減少する。その結果、 ^{238}U 核分裂率は炉心中心面附近で急激に変化し、その勾配は、50 mm 当り約30%に達する。この勾配は燃料移動領域の大きさによってほとんど変わらない。一方、 ^{235}U 核分裂率分布の歪み*は小さく、歪みの最も大きいA 3 体系の場合でも、ボイド領域の分布は A 0 体系と比べてほとんど変化しない。

核分裂率分布の歪みをより明確にするために、基準体系に対する各体系の核分裂率の比を Fig. 11 および Fig. 12 に示す。図に示す値は各体系の出力モニターの計数で規格化した核分裂率の比である。Off-center $r = 15.6\text{ cm}$ では、 ^{238}U 核分裂率および ^{235}U 核分裂率とも、中心面で比がほど1であり、しかも歪みが中心面に対してほど対称であることから本実験で得た核分裂率は、各体系とも、共通の出力で測定された核分裂率に近いと考えられる。

^{238}U 核分裂率分布の歪みは、高密度燃料領域とボイド領域とで符号が逆であるが、分布の形およびその大きさは両者で良く似ている。燃料移動領域が軸方向に広がるとともに歪みは大きくなり、歪みの最大値は A 1, A 2 および A 3 体系で、それぞれ、約 20%, 30% および 40% になる。一方、燃料移動領域の外側 $r = 15.6\text{ cm}$ では歪みは大巾に緩和され、軸方向にも移動領域内でピークをもつというよりも歪み領域が体系全体にゆるやかに広がる傾向がみられる。

^{235}U 核分裂率分布の歪みは ^{238}U 核分裂率分布の場合に比べて小さい。Off-center $r = 15.6\text{ cm}$ における ^{235}U 核分裂率分布の歪みは ^{238}U の場合と同様の形を示すが歪みの最大値は A 1 体系で 2%，A 3 体系でも 5% 程度である。一方、中心軸上の歪みは ^{235}U と ^{238}U とでかなり様子が違う。特徴的なのは、 ^{235}U 核分裂率の場合ボイド領域でも値は減少せず、歪みがボイド領域の外側境界附近で正のピークを示すことである。

Fig. 13 および Fig. 14 に核分裂率比 F 8 / F 5 の軸方向分布を示す。中心軸上では、 ^{238}U 核分裂率分布の大きな歪みを反映して、高密度燃料領域とボイド領域の接する中心面附近で中性子スペクトルが急激に変化する様子がわかる。高密度領域内の核分裂率比は燃料移動領域が広がるとともに大きくなるが、A 2 体系と A 3 体系の最大値の差は小さい。また、燃料移動領域が炉心中心部に限られた A 1 体系や A 2 体系でもスペクトルの歪みが燃料移動領域を越えて軸方向ブランケットにまで及ぶ傾向がみられる。Off-center では、核分裂率分布の歪みが小さい上に ^{238}U と ^{235}U の歪みが同様の分布を示すために、燃料移動に伴う核分裂率比の相異は大きくない。

* 基準体系 A 0 における核分裂率分布からのずれ（相対値）

対称燃料スランピング体系の核分裂率分布

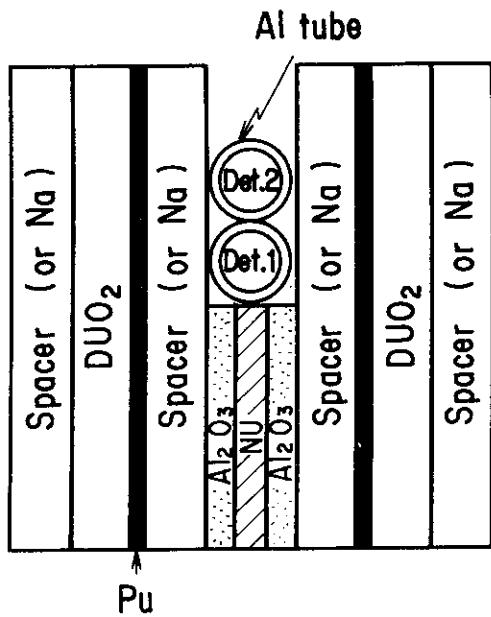
対称スランピング体系 S の中心軸上における核分裂率分布および基準体系 A 0 からの歪みを Fig. 15 に示す。歪みは、非対称スランピング体系の場合と同様に、出力モニターの計数で規格化した相対核分裂率の比で示されている。

^{238}U 核分裂率分布の歪みはボイド領域で最大約 -30 %, 高密度燃料領域で最大約 +20 %であるが、これらの値はそれぞれ非対称スランピング体系の A 2 パターンのボイド領域および A 1 パターンの高密度燃料領域における歪みの最大値とほど等しい。体系 S は燃料移動領域としては A 2 体系と同じ大きさであるが、高密度燃料領域は 2 個所に分かれているためにそれぞれの厚みは A 1 体系の場合に等しくなっている。したがって、 ^{238}U 核分裂率分布の歪みは、ボイド領域や高密度燃料領域の生ずる位置に依らずその領域の組成と大きさによってほど決っていると考えられる。

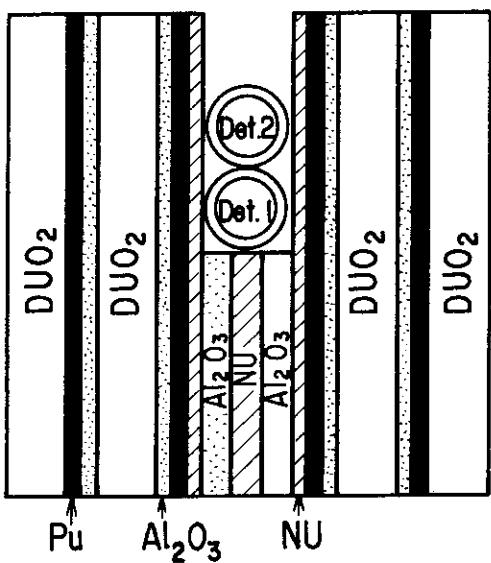
^{235}U 核分裂率分布の歪みは小さく、燃料移動領域の外側では有意な歪みはみられない。ボイド領域で核分裂率が若干増加する傾向にあること、ボイド領域の外側境界附近で歪みがピークを示すことは非対称スランピング体系の場合と同様である。

Table 2 Specification of micro fission chambers

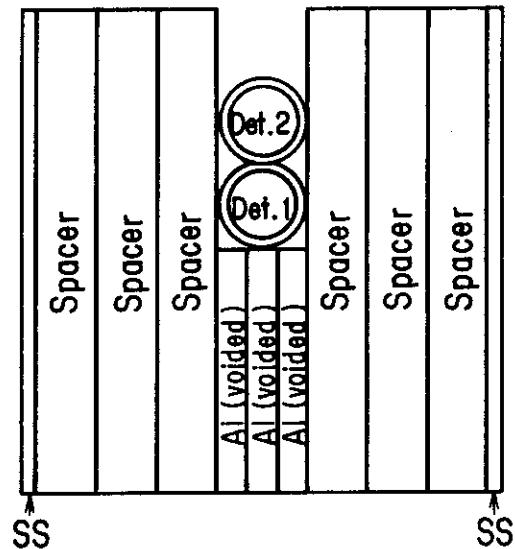
Detector	EU	NU	DU	
Serial No	F 6 9	F 6 1	R B 1 9 9 9	
Effective atom	4.10×10^{17} ($\pm 2\%$)	4.16×10^{18} ($\pm 2\%$)	$(4\text{mg of U}_3\text{O}_8)$	
Isotopic fraction (%)	U-234 U-235 U-236 U-238	0.95 ± 0.01 9.331 ± 0.05 0.41 ± 0.01 5.34 ± 0.04	0.7204 ± 0.0007 9.928	0.044 9.9956
Effective length (mm)	32	32	25	



(a) Normal core



(b) Fuel compacted



(c) Void

Fig. 5 Plate arrangement for micro fission chamber traverse

Table 3 Axial fission rate distributions in FCA VIII-2 AO

Region	Axial Position (cell unit)	Distance from midplane (cm)	Fission rate		
			^{235}U	Core center $^{238}\text{U} \times 10^{-2}$	Off-center ($r=1.56\text{ cm}$) ^{235}U
Core	C	0	0.2615 ± 0.5%	0.6610 ± 0.8%	0.2546 ± 0.5%
	1 Z	2.5	0.2615 ± 0.8%	0.6611 ± 1.2%	0.2546 ± 0.6%
	2 Z	7.6	0.2572 ± 0.6%	0.6547 ± 1.1%	0.2508 ± 0.8%
	3 Z	12.7	0.2467 ± 1.2%	0.6339 ± 1.4%	0.2442 ± 0.8%
	3.5Z	15.2	0.2423 ± 0.8%	0.6122 ± 1.5%	0.2371 ± 0.6%
	4 Z	17.8	0.2351 ± 1.0%	0.6019 ± 1.6%	0.2301 ± 0.9%
	5 Z	22.9	0.2211 ± 1.0%	0.5579 ± 1.2%	0.2153 ± 0.7%
	6 Z	27.9	0.2040 ± 1.2%	0.5058 ± 1.2%	0.1973 ± 1.4%
	6.5Z	30.5	0.1942 ± 0.8%	0.4767 ± 1.9%	—
	7 Z	33.0	0.1828 ± 0.6%	0.4442 ± 0.8%	—
	8 Z	38.1	0.1617 ± 0.8%	0.3694 ± 1.7%	0.1559 ± 0.8%
	9 Z	43.2	0.1419 ± 0.7%	0.2798 ± 1.8%	0.1348 ± 1.3%
	9.5Z	45.7	0.1316 ± 0.8%	0.2123 ± 1.2%	0.1247 ± 0.7%
Axial blanket	10Z	48.3	0.1223 ± 0.9%	0.1531 ± 1.0%	0.1160 ± 0.9%
	11Z	53.3	0.1031 ± 1.2%	0.0905 ± 1.9%	0.0952 ± 1.4%

Table 4 Axial fission rate distributions in FCA VIII-2 A1

Region	Axial position (cell unit)	Distance from midplane (cm)	Fission rate						
			Core center			Off-center ($r = 15.6$ cm)			
			^{235}U	$\times 10^{-2}$	^{235}U	$\times 10^{-2}$	^{238}U	$\times 10^{-2}$	
Upper axial blanket	1.1 Z	5.3.3	0.1 0 1.2 ± 0.9%	0.0 8 5.6 ± 2.3%	0.0 9 3.2 ± 0.9%	0.0 7 6.4 ± 2.6%	0.0 7 6.4 ± 2.6%	0.0 7 6.4 ± 2.6%	
	1.0 Z	4.8.3	0.1 2 2.1 ± 0.9%	0.1 4 6.5 ± 1.8%	0.1 1 3.8 ± 0.8%	0.1 3 0.7 ± 1.7%	0.1 3 0.7 ± 1.7%	0.1 3 0.7 ± 1.7%	
	9.5 Z	4.5.7	0.1 2 9.4 ± 1.0%	0.2 0 1.2 ± 1.7%	0.1 2 3.6 ± 1.3%	0.1 3 2.7 ± 1.1%	0.2 4 5.4 ± 1.7%	0.1 8 0.3 ± 2.1%	
	9 Z	4.3.2	0.1 3 9.4 ± 0.8%	0.2 6 8.6 ± 1.2%	0.1 3 2.7 ± 1.1%	0.1 5 3.9 ± 0.9%	0.2 4 5.4 ± 1.7%	0.1 8 0.3 ± 2.1%	
	8 Z	3.8.1	0.1 6 0.0 ± 0.9%	0.3 5 5.2 ± 1.7%	0.1 5 3.9 ± 0.9%	0.3 3 8.9 ± 0.9%	0.3 3 8.9 ± 0.9%	0.3 3 8.9 ± 0.9%	
	7 Z	3.3.0	0.1 8 1.6 ± 0.6%	0.4 3 3.8 ± 1.2%	0.1 7 4.4 ± 1.5%	0.4 0 9.7 ± 0.8%	0.4 6 5.8 ± 1.2%	0.4 6 5.8 ± 1.2%	
Normal	6 Z	2.7.9	0.2 0 1.7 ± 0.7%	0.4 9 0 5 ± 1.6%	0.1 9 4.6 ± 0.6%	0.4 6 5.8 ± 1.2%	0.4 6 5.8 ± 1.2%	0.4 6 5.8 ± 1.2%	
	5 Z	2.2.9	0.2 2 1.0 ± 0.6%	0.5 4 0 5 ± 1.2%	0.2 1 3.6 ± 0.7%	0.5 1 5.9 ± 1.4%	0.5 1 5.9 ± 1.4%	0.5 1 5.9 ± 1.4%	
	4 Z	1.7.8	0.2 3 8.0 ± 0.8%	0.5 5 4 5 ± 0.9%	0.2 2 9.9 ± 1.0%	0.5 5 1 3 ± 0.8%	0.5 5 1 3 ± 0.8%	0.5 5 1 3 ± 0.8%	
	3.5 Z	1.5.2	0.2 4 8.1 ± 0.7%	0.5 3 3.9 ± 1.4%	—	—	—	—	
	3 Z	1.2.7	0.2 5 5.0 ± 0.6%	0.5 0 6 4 ± 0.9%	0.2 4 1.3 ± 1.0%	0.5 7 6.3 ± 1.1%	0.5 7 6.3 ± 1.1%	0.5 7 6.3 ± 1.1%	
	2 Z	7.6	0.2 6 1.2 ± 0.9%	0.5 0 1 8 ± 0.9%	0.2 4 9.6 ± 0.8%	0.5 9 9.3 ± 0.8%	0.5 9 9.3 ± 0.8%	0.5 9 9.3 ± 0.8%	
Void	1 Z	2.5	0.2 6 6.3 ± 0.8%	0.5 4 5.5 ± 0.7%	0.2 5 4.8 ± 0.7%	0.6 1 8.0 ± 0.8%	0.6 1 8.0 ± 0.8%	0.6 1 8.0 ± 0.8%	
	C	0	0.2 6 5.4 ± 0.5%	0.6 3 2.1 ± 0.5%	0.2 5 5.4 ± 0.5%	0.6 2 2.9 ± 0.7%	0.6 2 2.9 ± 0.7%	0.6 2 2.9 ± 0.7%	
	-1 Z	-2.5	0.2 6 4.6 ± 0.7%	0.7 1 8.6 ± 0.7%	0.2 5 4.0 ± 0.6%	0.6 2 7.8 ± 1.0%	0.6 2 7.8 ± 1.0%	0.6 2 7.8 ± 1.0%	
	-2 Z	-7.6	0.2 6 1.6 ± 0.8%	0.7 7 3.5 ± 1.6%	0.2 5 2.8 ± 0.9%	0.6 3 2.2 ± 1.1%	0.6 3 2.2 ± 1.1%	0.6 3 2.2 ± 1.1%	
	-3 Z	-1 2.7	0.2 5 3.2 ± 0.8%	0.7 4 6.2 ± 0.9%	0.2 4 4.6 ± 0.8%	0.6 1 0 5 ± 0.8%	0.6 1 0 5 ± 0.8%	0.6 1 0 5 ± 0.8%	
	-3.5 Z	-1 5.2	0.2 4 5.2 ± 0.9%	0.6 9 5.6 ± 1.1%	—	—	—	—	
Core	-4 Z	-1 7.8	0.2 3 8.4 ± 0.9%	0.6 4 0 4 ± 1.4%	0.2 3 2 0 ± 0.7%	0.5 8 6.7 ± 0.9%	0.5 8 6.7 ± 0.9%	0.5 8 6.7 ± 0.9%	
	-5 Z	-2 2.9	0.2 2 4.7 ± 0.6%	0.5 8 0 1 ± 0.9%	0.2 1 7.2 ± 0.9%	0.5 4 6.1 ± 0.8%	0.5 4 6.1 ± 0.8%	0.5 4 6.1 ± 0.8%	
	-6 Z	-2 7.9	0.2 0 6.9 ± 0.7%	0.5 1 7.4 ± 1.7%	0.2 0 1 3 ± 0.8%	0.4 9 7.3 ± 1.9%	0.4 9 7.3 ± 1.9%	0.4 9 7.3 ± 1.9%	
	-7 Z	-3.3.0	0.1 8 4.3 ± 0.6%	0.4 6 0 1 ± 1.1%	0.1 7 9.0 ± 0.6%	0.4 3 1 1 ± 1.0%	0.4 3 1 1 ± 1.0%	0.4 3 1 1 ± 1.0%	
	-8 Z	-3.8.1	0.1 6 4.7 ± 0.9%	0.3 8 0 3 ± 1.5%	0.1 5 8.2 ± 0.9%	0.3 5 8.4 ± 0.9%	0.3 5 8.4 ± 0.9%	0.3 5 8.4 ± 0.9%	
	-9 Z	-4 3.2	0.1 4 2.4 ± 0.9%	0.2 9 1.8 ± 1.7%	0.1 3 7.6 ± 0.7%	0.2 7.5 5 ± 0.9%	0.2 7.5 5 ± 0.9%	0.2 7.5 5 ± 0.9%	
Normal	-9.5 Z	-4 5.7	0.1 3 3.5 ± 0.9%	0.2 2 8.1 ± 1.0%	0.1 2 7.6 ± 1.1%	0.2 1 1.7 ± 1.0%	0.2 1 1.7 ± 1.0%	0.2 1 1.7 ± 1.0%	
	-1 0 Z	-4 8.3	0.1 2 3.8 ± 0.9%	0.1 6 5.0 ± 1.0%	0.1 1 6.8 ± 0.7%	0.1 4 9.1 ± 1.0%	0.1 4 9.1 ± 1.0%	0.1 4 9.1 ± 1.0%	
	-1 1 Z	-5 3.3	0.1 0 4.7 ± 1.7%	0.0 9 5.0 ± 2.6%	0.0 9 7.2 ± 1.4%	0.0 8 5.0 3 ± 2.8%	0.0 8 5.0 3 ± 2.8%	0.0 8 5.0 3 ± 2.8%	
Lower axial blanket		Compacted Fuel						Compacted Fuel	

Table 5 Axial fission rate distributions in FCA VIII-2 A2

Region	Axial position (cell unit)	Distance from midplane (cm)	Fission rate					
			Core center			Off-center ($r = 15.6$ cm)		
			^{235}U	$\times 10^{-2}$	^{238}U	$\times 10^{-2}$	^{235}U	$\times 10^{-2}$
Upper axial blanket	1.1 Z	5.3.3	0.1 0 0 7 ± 1.2 %		0.0 8 3 3 ± 3.2 %		0.0 9 1 6 ± 1.2 %	
	1.0 Z	4.8.3	0.1 0 2 5 ± 0.9 %		0.1 4 1 9 ± 1.2 %		0.1 1 2 1 ± 0.9 %	
	9.5 Z	4.5.7	0.1 2 9 7 ± 0.9 %		0.1 9 5 5 ± 1.5 %		0.1 2 1 7 ± 0.7 %	
	9 Z	4.3.2	0.1 3 9 2 ± 0.9 %		0.2 5 8 9 ± 1.7 %		0.1 3 1 0 ± 0.8 %	
	8 Z	3.8.1	0.1 6 0 8 ± 1.1 %		0.3 4 6 8 ± 1.3 %		0.1 5 2 4 ± 0.7 %	
	7 Z	3.3.0	0.1 8 5 5 ± 0.6 %		0.3 9 6 0 ± 0.8 %		0.1 7 4 4 ± 1.3 %	
	6.5 Z	3.0.5	0.2 0 1 2 ± 0.6 %		0.3 9 6 0 ± 1.0 %		—	
	6 Z	2.7.9	0.2 0 9 8 ± 1.0 %		0.3 8 3 2 ± 1.5 %		0.1 9 1 9 ± 0.6 %	
	5 Z	2.2.9	0.2 2 5 0 ± 0.7 %		0.3 9 4 6 ± 1.2 %		0.2 1 1 6 ± 0.6 %	
	4 Z	1.7.8	0.2 4 0 5 ± 0.8 %		0.4 1 6 9 ± 1.4 %		0.2 2 5 3 ± 1.0 %	
Void	3 Z	1.2.7	0.2 5 1 7 ± 1.0 %		0.4 4 1 5 ± 1.6 %		0.2 3 9 0 ± 0.9 %	
	2 Z	7.6	0.2 6 1 0 ± 0.9 %		0.4 7 7 6 ± 1.6 %		0.2 4 6 2 ± 0.7 %	
	2.5	2.5	0.2 6 5 6 ± 0.7 %		0.5 3 4 1 ± 1.0 %		0.2 5 2 2 ± 0.6 %	
	0	0	0.2 6 5 5 ± 0.5 %		0.6 2 8 6 ± 0.7 %		0.2 5 3 3 ± 0.5 %	
	—	2.5	0.2 6 5 3 ± 0.6 %		0.7 2 3 0 ± 0.9 %		0.2 5 4 4 ± 0.7 %	
	—	1 Z	—		0.7 2 3 0 ± 0.9 %		0.2 5 4 4 ± 0.7 %	
	—	2 Z	—		0.8 0 1 0 ± 0.7 %		0.2 5 2 9 ± 0.6 %	
	—	3 Z	—		0.8 0 8 8 ± 0.7 %		0.2 4 7 5 ± 1.0 %	
	—	4 Z	—		0.7 7 9 6 ± 0.7 %		0.2 3 8 6 ± 0.6 %	
	—	5 Z	—		0.7 2 6 8 ± 1.1 %		0.2 2 3 2 ± 0.6 %	
Core	—	6 Z	—		0.6 3 7 7 ± 1.2 %		0.2 0 3 4 ± 0.9 %	
	—	6.5 Z	—		0.5 6 2 8 ± 1.0 %		—	
	—	7 Z	—		0.4 9 4 8 ± 1.0 %		0.1 8 3 1 ± 0.9 %	
	—	8 Z	—		0.4 0 4 4 ± 0.9 %		0.1 6 1 2 ± 0.9 %	
	—	9 Z	—		0.3 0 0 0 ± 1.7 %		0.1 3 9 1 ± 1.3 %	
	—	9.5 Z	—		0.2 3 4 6 ± 1.6 %		0.1 2 9 2 ± 0.9 %	
	—	10 Z	—		0.1 6 8 1 ± 1.5 %		0.1 1 9 0 ± 0.6 %	
	—	11 Z	—		0.0 9 9 3 ± 1.9 %		0.0 9 8 0 ± 0.7 %	
	No normal							0.0 8 8 1 ± 2.3 %
	Lower axial blanket							

Table 6 Axial fission rate distributions in FCA VIII-2 A3

Region	Axial position (cell unit)	Distance from midplane (cm)	Fission rate					
			Core center			Off-center ($r = 15.6$ cm)		
			^{235}U	$^{238}\text{U} \times 10^{-2}$	^{235}U	^{235}U	$^{238}\text{U} \times 10^{-2}$	$^{238}\text{U} \times 10^{-2}$
Upper axial blanket	1.1	Z	5.3.3	0.1 0 5.3 ± 1.2 %	0.0 7 4.7 ± 4.1 %	0.0 9 3.4 ± 1.3 %	0.0 7 1.8 ± 1.5 %	0.1 2 7.7 ± 1.5 %
	1.0	Z	4.8.3	0.1 3 0.3 ± 0.9 %	0.1 2 0.8 ± 2.2 %	0.1 1 3.2 ± 0.9 %	0.1 1 3.2 ± 0.9 %	0.1 2 7.7 ± 1.5 %
	9.5	Z	4.5.7	0.1 4 3.2 ± 1.1 %	0.1 5 5.9 ± 1.7 %	0.1 2 3.4 ± 1.6 %	0.1 7 7.8 ± 1.3 %	0.1 7 7.8 ± 1.3 %
	9	Z	4.3.2	0.1 5 2.1 ± 1.3 %	0.1 8 7.6 ± 1.2 %	0.1 3 0.8 ± 0.6 %	0.2 3 4.7 ± 0.9 %	0.2 3 4.7 ± 0.9 %
	8	Z	3.8.1	0.1 6 8.4 ± 0.9 %	0.2 3 2.9 ± 1.6 %	0.1 5 1.1 ± 0.7 %	0.3 1 3.5 ± 1.4 %	0.3 1 3.5 ± 1.4 %
	7	Z	3.3.0	0.1 8 6.7 ± 1.1 %	0.2 8 3.8 ± 1.7 %	0.1 7 2.5 ± 0.9 %	0.3 7 6.3 ± 1.4 %	0.3 7 6.3 ± 1.4 %
	6	Z	2.7.9	0.2 0 4.4 ± 0.7 %	0.3 2 6.8 ± 1.0 %	0.1 8 9.6 ± 0.8 %	0.4 3 0.1 ± 1.3 %	0.4 3 0.1 ± 1.3 %
	5	Z	2.2.9	0.2 2 1.8 ± 0.8 %	0.3 6 3.2 ± 1.0 %	0.2 0 6.2 ± 0.9 %	0.4 7 4.4 ± 1.1 %	0.4 7 4.4 ± 1.1 %
	4	Z	1.7.8	0.2 3 6.4 ± 0.6 %	0.3 9 5.9 ± 0.9 %	0.2 2 1.5 ± 0.8 %	0.5 1 8.8 ± 1.3 %	0.5 1 8.8 ± 1.3 %
	3	Z	1.2.7	0.2 4 9.6 ± 1.1 %	0.4 3 2.7 ± 0.8 %	0.2 3 4.8 ± 1.4 %	0.5 4 7.4 ± 1.2 %	0.5 4 7.4 ± 1.2 %
Void	7.6	Z	0.2 5 8.4 ± 1.3 %	0.4 7 0.8 ± 1.4 %	0.2 4 3.4 ± 1.1 %	0.5 8 1.5 ± 0.9 %	0.5 8 1.5 ± 0.9 %	0.5 8 1.5 ± 0.9 %
	2	Z	2.5	0.2 6 3.6 ± 0.7 %	0.5 3 0.4 ± 0.9 %	0.2 5 0.5 ± 0.7 %	0.6 0 9.1 ± 0.7 %	0.6 0 9.1 ± 0.7 %
	1	Z	0	0.2 6 4.3 ± 0.6 %	0.6 2 4.8 ± 0.6 %	0.2 5 2.0 ± 0.5 %	0.6 1 7.2 ± 0.6 %	0.6 1 7.2 ± 0.6 %
	-1	Z	-2.5	0.2 6 4.9 ± 0.9 %	0.7 1 9.2 ± 0.9 %	0.2 5 3.5 ± 0.6 %	0.6 2 5.3 ± 1.0 %	0.6 2 5.3 ± 1.0 %
	-2	Z	-7.6	0.2 6 8.0 ± 1.0 %	0.8 0 4.9 ± 1.3 %	0.2 5 4.6 ± 0.7 %	0.6 4 1.9 ± 0.9 %	0.6 4 1.9 ± 0.9 %
	-3	Z	-1.2.7	0.2 6 6.3 ± 0.6 %	0.8 2 0.2 ± 1.5 %	0.2 4 8.8 ± 0.9 %	0.6 3 1.6 ± 1.2 %	0.6 3 1.6 ± 1.2 %
	-4	Z	-17.8	0.2 5 8.9 ± 0.6 %	0.7 9 9.6 ± 0.9 %	0.2 4 0.6 ± 1.4 %	0.6 1 7.1 ± 0.9 %	0.6 1 7.1 ± 0.9 %
	-5	Z	-2.2.9	0.2 4 3.9 ± 1.1 %	0.7 6 5.2 ± 0.8 %	0.2 2 6.1 ± 0.7 %	0.5 7 8.7 ± 1.2 %	0.5 7 8.7 ± 1.2 %
	-6	Z	-2.7.9	0.2 2 5.4 ± 0.9 %	0.6 9 9.6 ± 1.1 %	0.2 0 8.0 ± 1.2 %	0.5 2 6.9 ± 1.3 %	0.5 2 6.9 ± 1.3 %
	-7	Z	-3.3.0	0.2 0 1.7 ± 0.7 %	0.6 1 9.3 ± 1.6 %	0.1 8 7.4 ± 0.9 %	0.4 6 3.6 ± 1.0 %	0.4 6 3.6 ± 1.0 %
Fuel compacted	-8	Z	-3.8.1	0.1 7 4.0 ± 0.6 %	0.5 1 3.3 ± 1.2 %	0.1 6 4.3 ± 0.9 %	0.3 8 5.1 ± 1.5 %	0.3 8 5.1 ± 1.5 %
	-9	Z	-4.3.2	0.1 4 5.7 ± 0.8 %	0.3 7 4.3 ± 1.1 %	0.1 4 1.4 ± 0.9 %	0.2 9 1.9 ± 1.4 %	0.2 9 1.9 ± 1.4 %
	-9.5	Z	-4.5.7	0.1 3 3.1 ± 1.3 %	0.2 7 6.9 ± 1.5 %	0.1 3 0.8 ± 1.3 %	0.2 2 1.3 ± 1.6 %	0.2 2 1.3 ± 1.6 %
	-4.8	Z	-4.8.3	0.1 2 4.4 ± 0.6 %	0.1 8 4 ± 1.1 %	0.1 2 0.9 ± 0.9 %	0.1 5 7.3 ± 2.1 %	0.1 5 7.3 ± 2.1 %
	-5.3	Z	-5.3.3	0.1 0 7.2 ± 0.9 %	0.1 0 5.2 ± 1.7 %	0.0 9 9.4 ± 0.9 %	0.0 8 9.3 ± 2.2 %	0.0 8 9.3 ± 2.2 %
Lower axial blanket								

Table 7 Axial fission rate distributions in FCA VIII-2 S

Region	Axial position (cell unit)	Distance from midplane (cm)	Fission rate			
			Core center		Off-center ($r = 1.56$ cm)	
			^{235}U $\times 10^{-2}$	^{238}U $\times 10^{-2}$	^{235}U	^{238}U $\times 10^{-2}$
	C	0.	0.2671 \pm 0.7%	0.4780 \pm 0.7%	0.2544 \pm 0.7	0.6010 \pm 0.8%
Void	1 Z	2.5	0.2672 \pm 0.8%	0.4792 \pm 0.9%	0.2544 \pm 1.1	0.6020 \pm 1.2%
	2 Z	7.6	0.2640 \pm 0.8%	0.4854 \pm 1.0%	0.2508 \pm 0.9	0.5960 \pm 1.0%
	3 Z	12.7	0.2594 \pm 0.8%	0.5243 \pm 1.7%	0.2430 \pm 1.1	0.5859 \pm 1.4%
	3.5 Z	15.2	0.2549 \pm 1.4%	0.5946 \pm 1.2%	—	—
	4 Z	17.8	0.2441 \pm 0.6%	0.6669 \pm 0.7%	0.2294 \pm 1.2	0.5690 \pm 1.5%
	4.5 Z	20.3	0.2350 \pm 1.4%	0.6713 \pm 1.2%	—	—
	5 Z	22.9	0.2258 \pm 1.1%	0.6597 \pm 1.0%	0.2164 \pm 0.9	0.5382 \pm 1.0%
	6 Z	27.9	0.2026 \pm 0.6%	0.5906 \pm 1.1%	0.1984 \pm 0.9	0.4806 \pm 1.1%
	6.5 Z	30.5	0.1917 \pm 0.7%	0.5182 \pm 0.9%	—	—
	7 Z	33.0	0.1820 \pm 0.6%	0.4650 \pm 1.3%	0.1790 \pm 0.6	0.4229 \pm 1.5%
	8 Z	38.1	0.1616 \pm 1.2%	0.3805 \pm 0.9%	0.1557 \pm 1.1	0.3504 \pm 1.1%
	9 Z	43.2	0.1414 \pm 0.7%	0.2866 \pm 1.3%	0.1350 \pm 0.9	0.2600 \pm 1.5%
	9.5 Z	45.7	0.1320 \pm 0.9%	0.2152 \pm 1.3%	0.1246 \pm 0.9	0.1984 \pm 1.8%
Axial blanket	10 Z	48.3	0.1232 \pm 1.1%	0.1582 \pm 1.3%	0.1159 \pm 1.0	0.1405 \pm 1.6%
	11 Z	53.3	0.1033 \pm 0.7%	0.0901 \pm 3.5%	0.0943 \pm 1.0	0.0795 \pm 2.0%

Table 8 Fission rate ratio of $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ in FCA VIII-2

	Axial position	A 0	A 1	A 2	A 3	S
Core center ($r = 1.5, 6 \text{ cm}$)	1 1Z	0.0 0 8 8 \pm 4.2%	0.0 0 8 5 \pm 4.3%	0.0 0 8 3 \pm 4.9%	0.0 0 7 1 \pm 5.5%	0.0 0 8 7 \pm 5.0%
	8 Z	0.0 2 2 8 \pm 4.0%	0.0 2 2 2 \pm 4.0%	0.0 2 1 6 \pm 3.9%	0.0 1 3 8 \pm 4.0%	0.0 2 3 6 \pm 3.8%
	5 Z	0.0 2 5 3 \pm 3.9%	0.0 2 4 5 \pm 3.8%	0.0 1 7 5 \pm 3.8%	0.0 1 6 4 \pm 3.8%	0.0 2 9 2 \pm 3.8%
	2 Z	0.0 2 5 5 \pm 3.8%	0.0 1 9 2 \pm 3.8%	0.0 1 8 3 \pm 4.0%	0.0 1 8 2 \pm 4.0%	0.0 1 8 4 \pm 3.8%
	C	0.0 2 5 3 \pm 3.6%	0.0 2 3 8 \pm 3.6%	0.0 2 3 7 \pm 3.6%	0.0 2 3 6 \pm 3.6%	0.0 1 7 9 \pm 3.7%
	- 2 Z		0.0 2 9 6 \pm 4.0%	0.0 3 0 0 \pm 3.8%	0.0 3 0 0 \pm 3.9%	
	- 5 Z		0.0 2 5 8 \pm 3.7%	0.0 3 0 7 \pm 3.8%	0.0 3 1 4 \pm 3.8%	
	- 8 Z		0.0 2 3 1 \pm 3.9%	0.0 2 4 3 \pm 3.8%	0.0 2 9 5 \pm 3.8%	
	-1 1 Z		0.0 0 9 1 \pm 4.7%	0.0 0 9 2 \pm 4.1%	0.0 0 9 8 \pm 4.0%	
Off-center ($r = 1.5, 6 \text{ cm}$)	1 1Z	0.0 0 8 4 \pm 4.5%	0.0 0 8 2 \pm 4.5%	0.0 0 8 1 \pm 4.0%	0.0 0 7 7 \pm 4.1%	0.0 0 8 4 \pm 4.2%
	8 Z	0.0 2 2 2 \pm 3.7%	0.0 2 2 0 \pm 3.8%	0.0 2 1 7 \pm 3.8%	0.0 2 0 7 \pm 3.9%	0.0 2 2 5 \pm 3.9%
	5 Z	0.0 2 4 4 \pm 3.7%	0.0 2 4 2 \pm 3.8%	0.0 2 3 1 \pm 3.7%	0.0 2 3 0 \pm 3.8%	0.0 2 4 9 \pm 3.8%
	2 Z	0.0 2 4 4 \pm 3.7%	0.0 2 4 0 \pm 3.7%	0.0 2 4 1 \pm 3.9%	0.0 2 3 9 \pm 3.8%	0.0 2 3 8 \pm 3.8%
	C	0.0 2 4 6 \pm 3.6%	0.0 2 4 5 \pm 3.6%	0.0 2 4 5 \pm 3.6%	0.0 2 4 5 \pm 3.6%	0.0 2 3 6 \pm 3.7%
	- 2 Z		0.0 2 5 0 \pm 3.8%	0.0 2 5 2 \pm 3.7%	0.0 2 5 2 \pm 3.7%	
	- 5 Z		0.0 2 5 1 \pm 3.7%	0.0 2 5 5 \pm 3.8%	0.0 2 5 6 \pm 3.8%	
	- 8 Z		0.0 2 2 6 \pm 3.8%	0.0 2 3 0 \pm 3.8%	0.0 2 3 4 \pm 3.9%	
	-1 1 Z		0.0 0 8 8 \pm 4.7%	0.0 0 9 0 \pm 4.3%	0.0 0 9 0 \pm 4.2%	

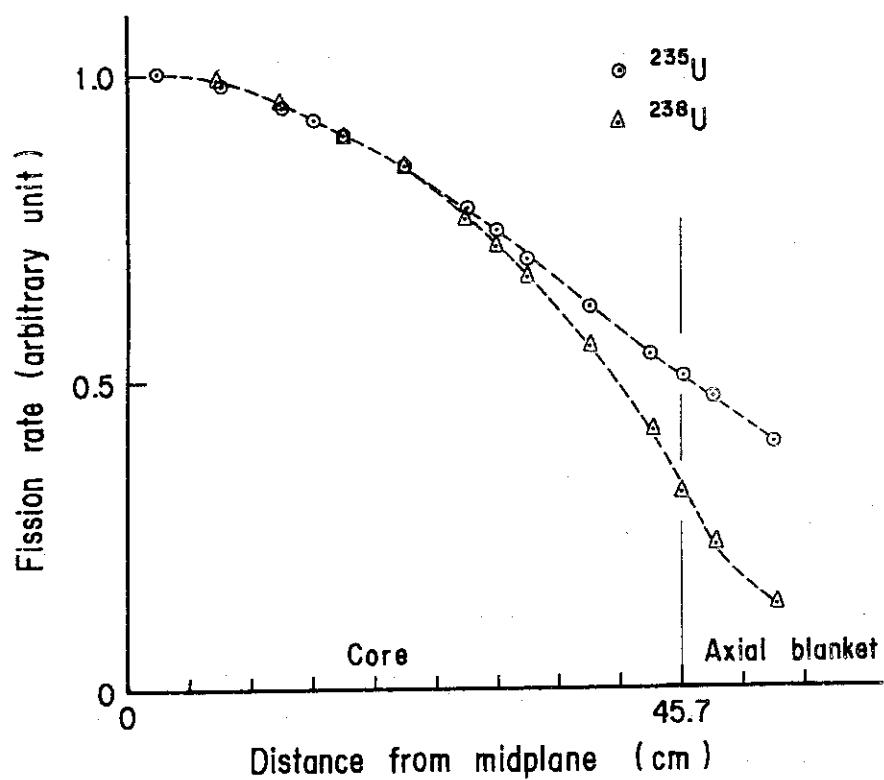


Fig. 6 Axial fission rate distribution along the axis of FCA VIII-2 A0

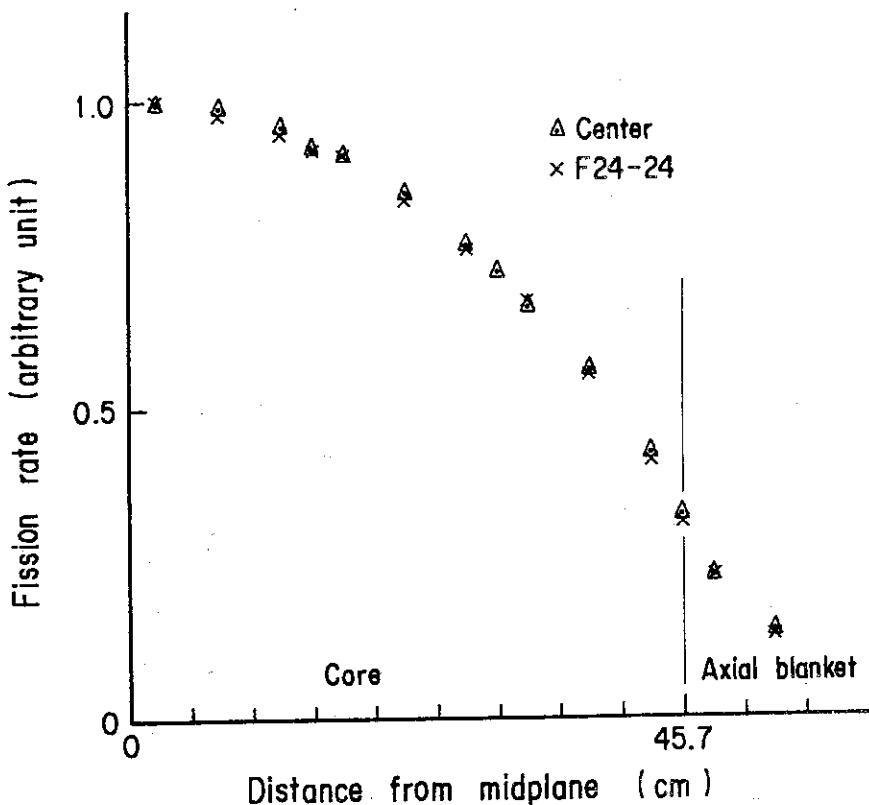


Fig. 7 Axial distribution of ^{238}U fission rate in FCA VIII-2 A0

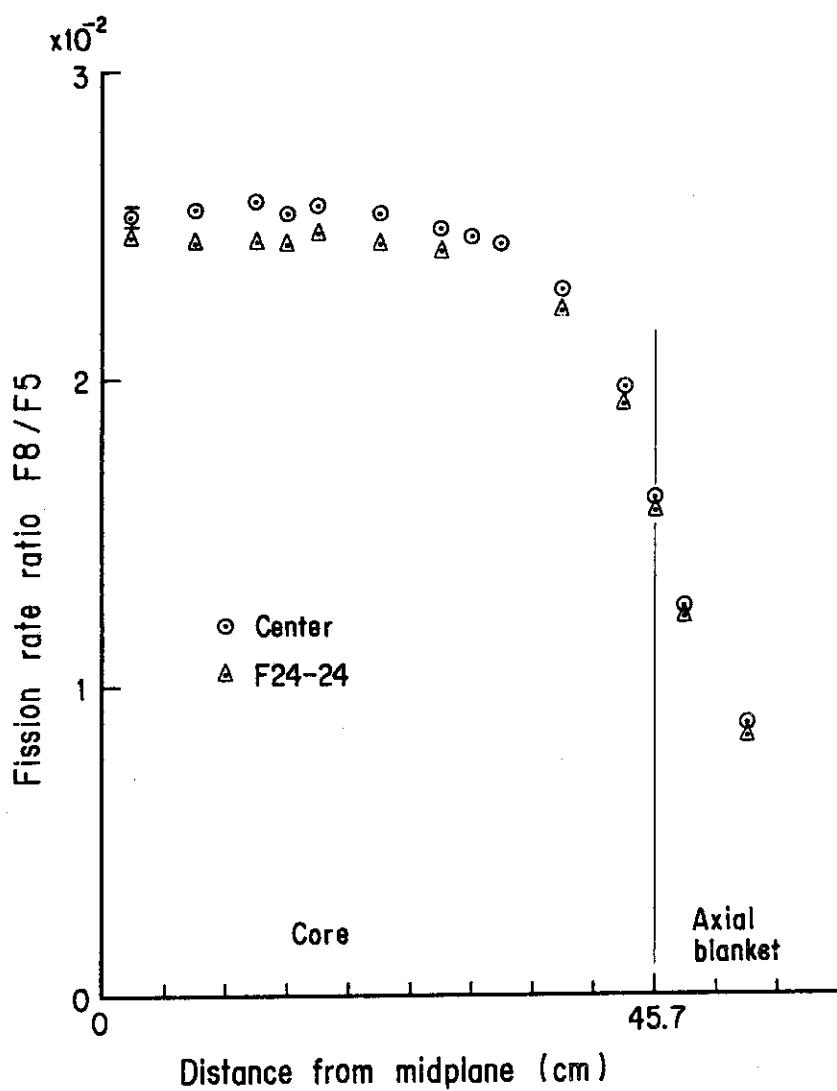


Fig. 8 Axial distribution of fission rate ratio
of $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ in FCA VIII-2 AO

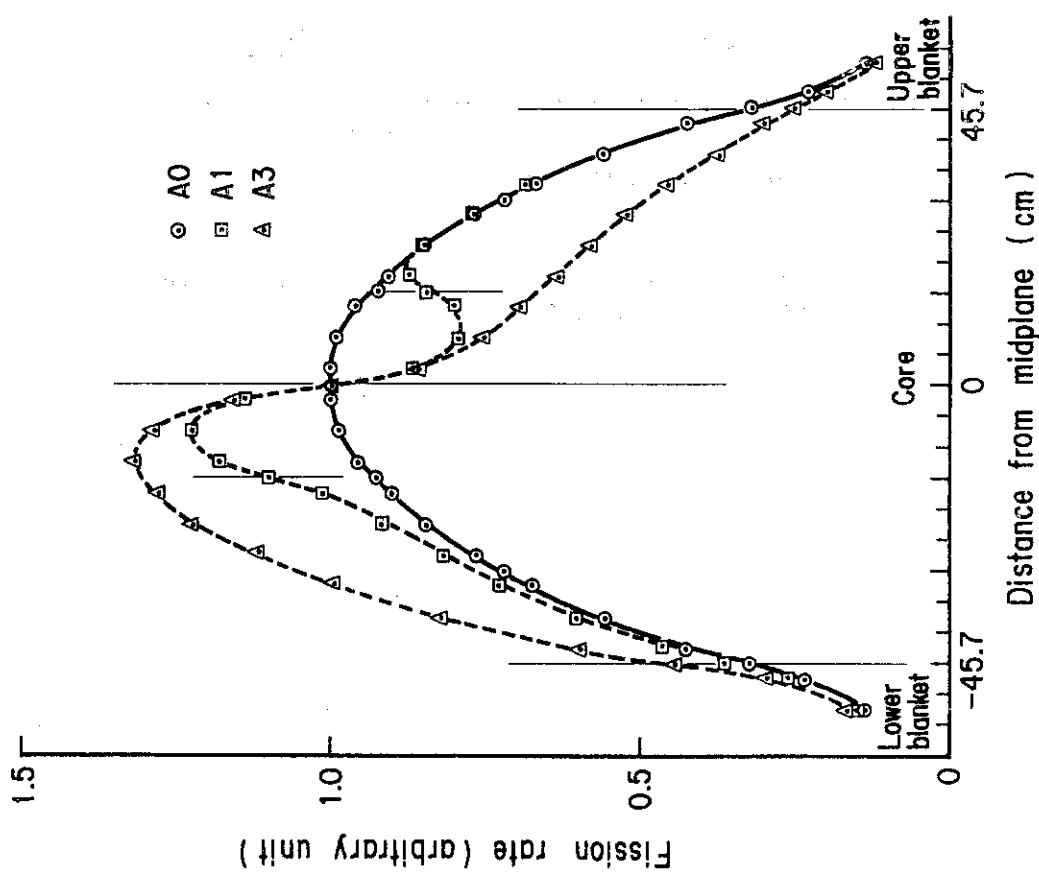


Fig. 9 Axial ^{238}U fission rate distribution along the axis of FCA VIII-2

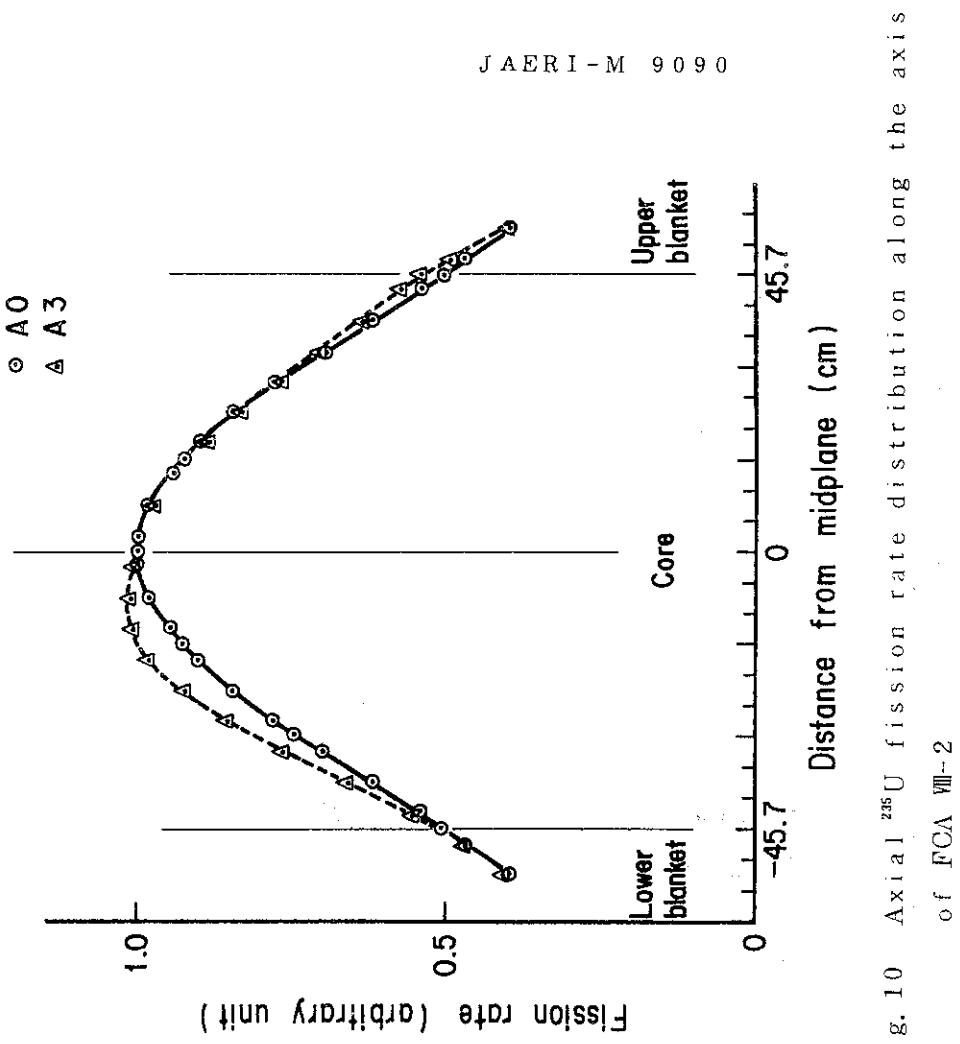


Fig. 10 Axial ^{235}U fission rate distribution along the axis of FCA VIII-2

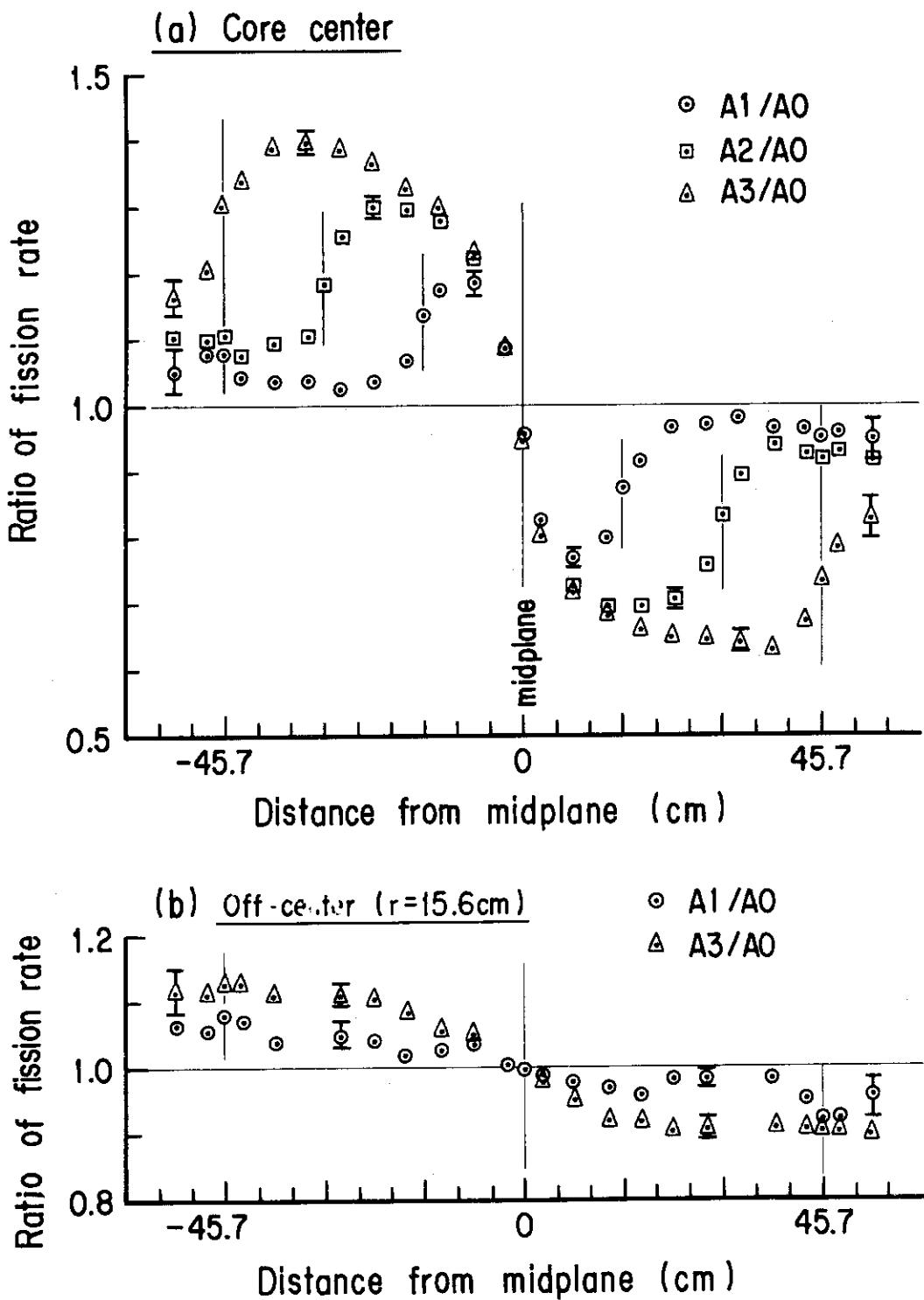


Fig. 11 Distortion of ^{238}U fission rate due to fuel slumping in the central 3×3 drawers of FCA VII-2

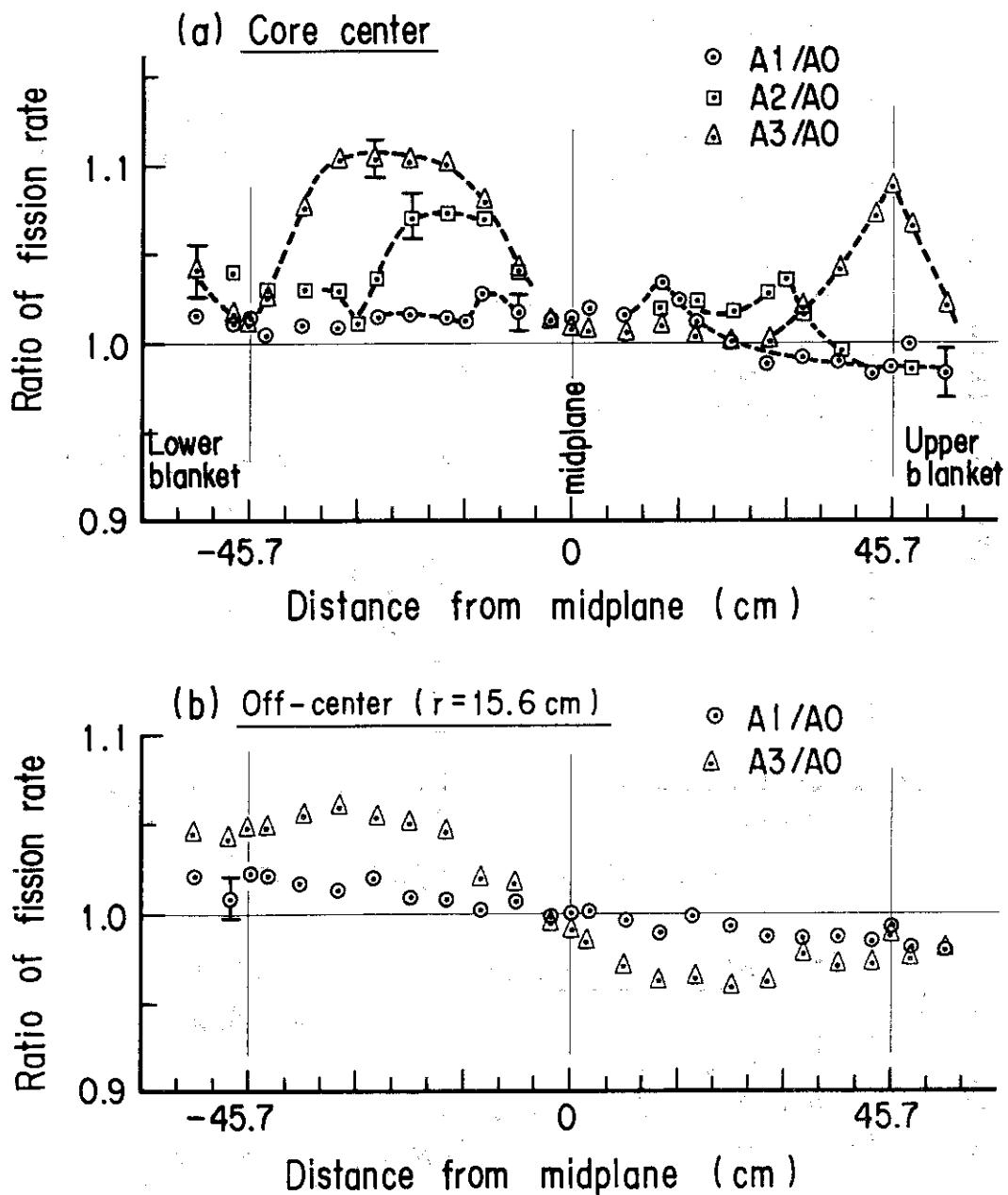


Fig. 12 Distortion of ^{235}U fission rate due to fuel slumping in the central 3×3 drawers of FCA VII-2.

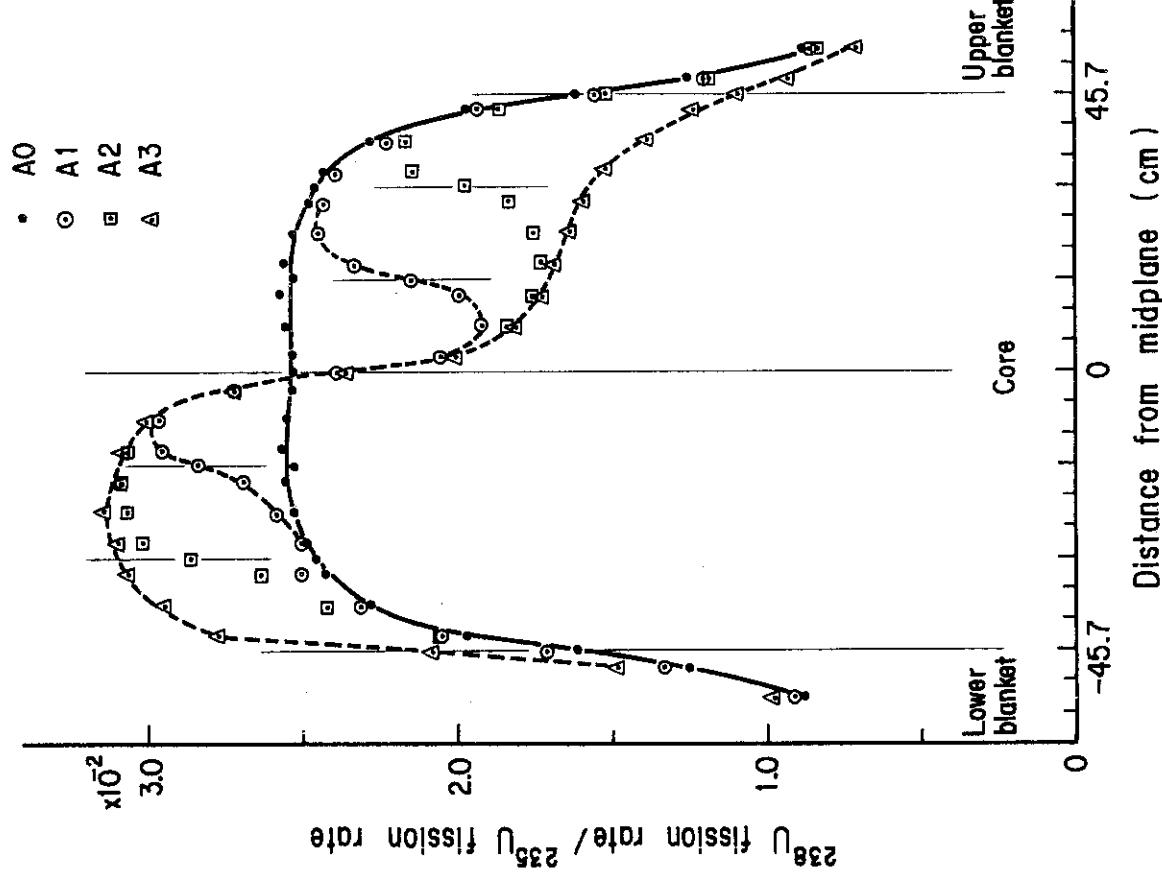


Fig. 13 Axial distribution of fission rate ratio $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ along the axis of FCA VIII-2

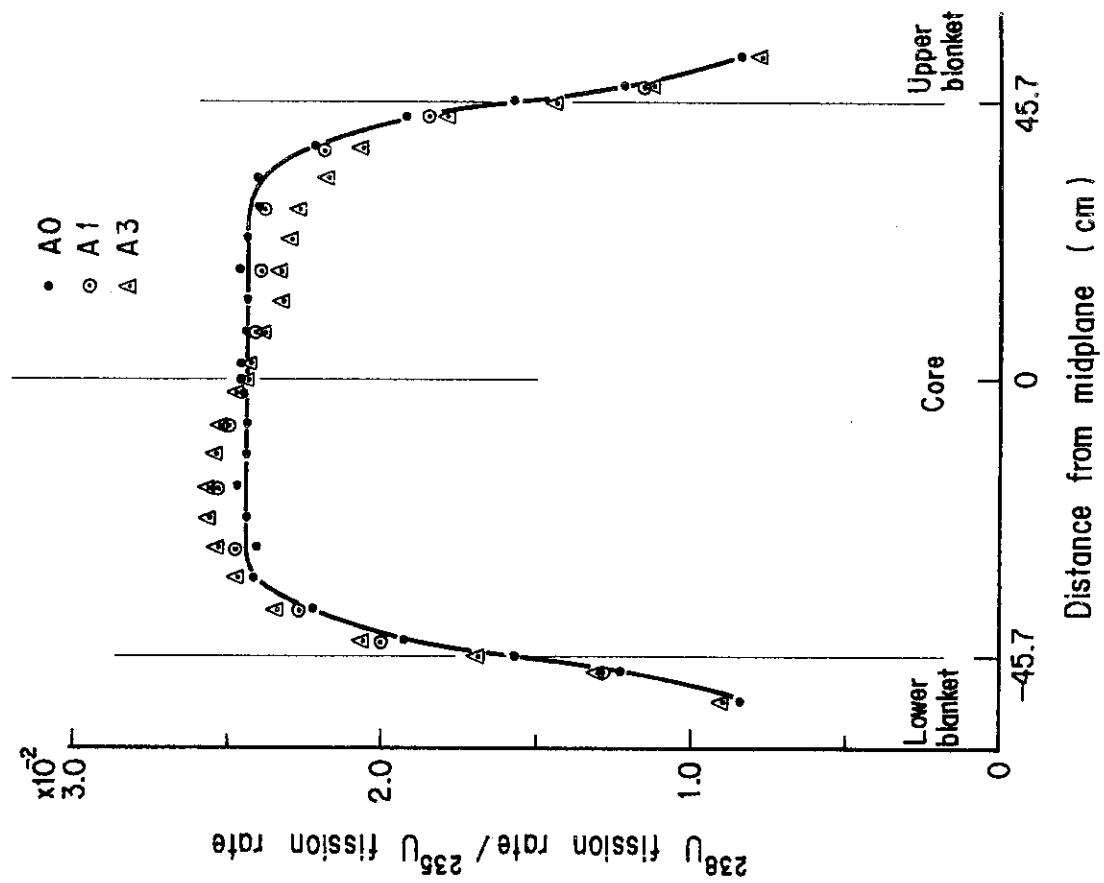


Fig. 14 Axial distribution of fission rate ratio $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ at the position of $r = 15.6 \text{ cm}$

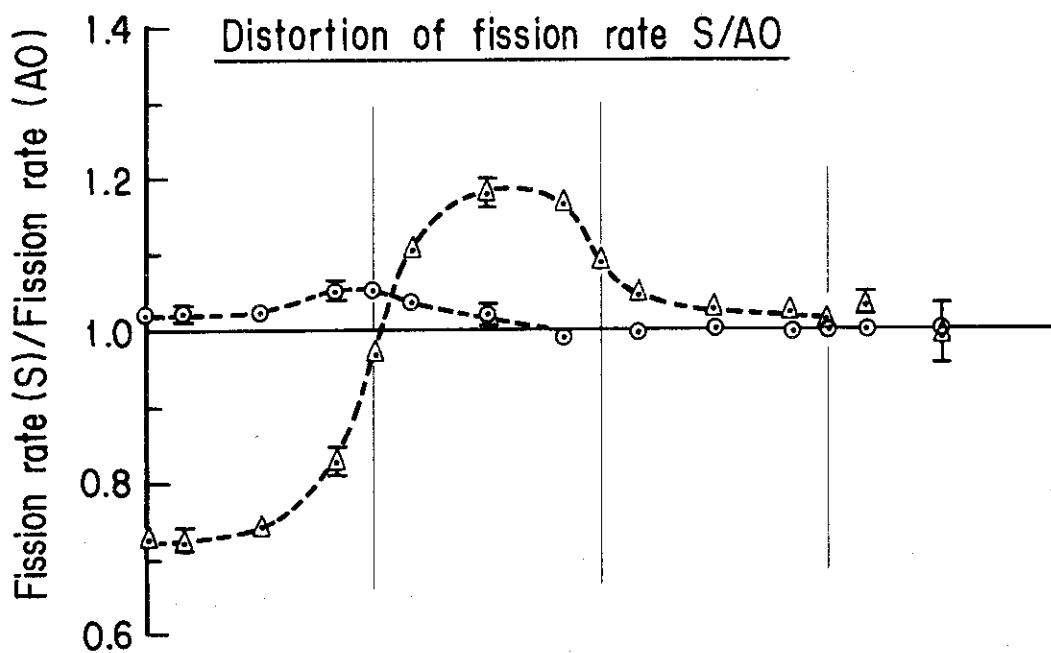
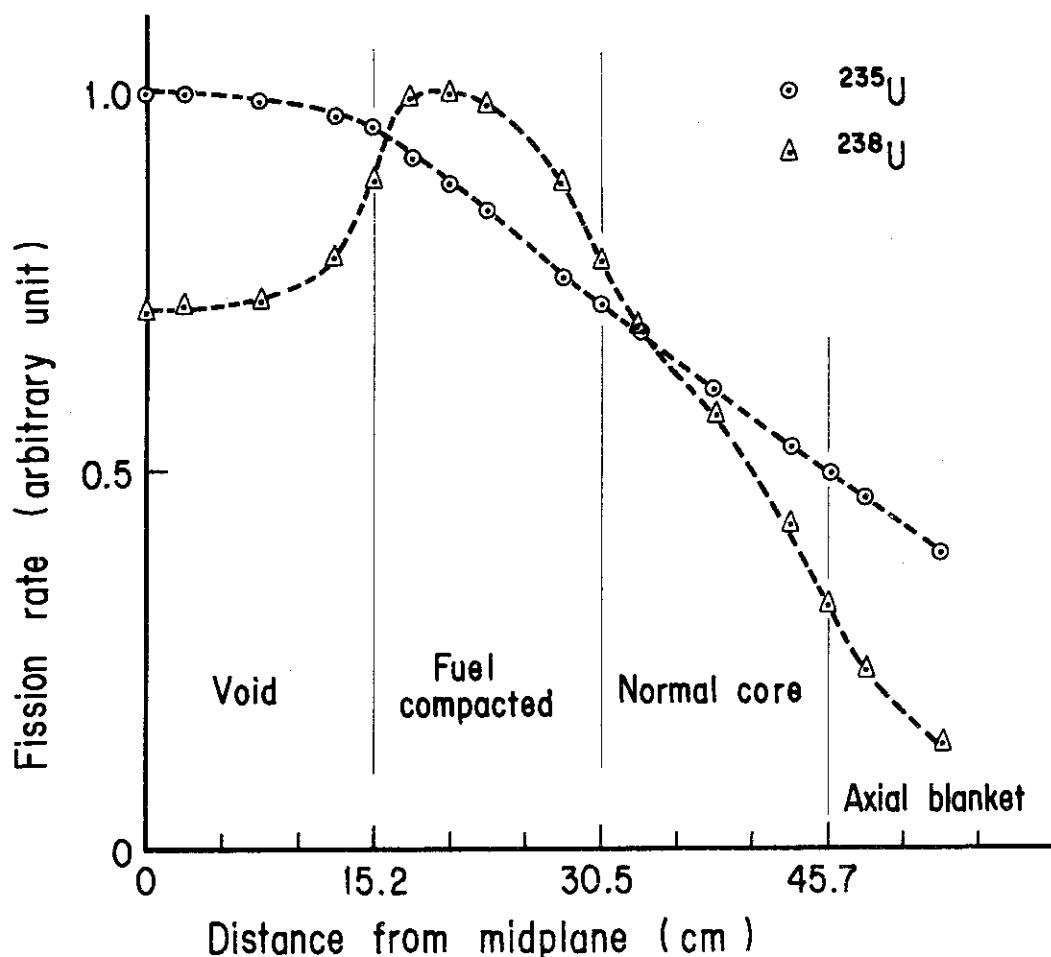


Fig.15 Axial fission rate distribution along the axis of FCA VIII-2-S

3.2 サンプル反応度価値

基準体系および各燃料スランピング体系において、Pu サンプル反応度価値の軸方向分布を測定した。測定には中心 3×3 引出しのうち十字形から中心を除いた 4 本の引出し（格子管位置 25-26, 26-25, 26-27 および 27-26, Fig. 1 参照）を利用した。測定に用いた引出しの各セルの燃料・模擬物質板配列を Fig. 1 に示す。ボイド領域および軸方向ブランケット領域については、測定位置のセルの物質板配列が、Fig. 6 のように、標準のものから若干変更されている。Pu サンプルには炉心燃料として用いられている標準の Pu 板（9.2% fiss., 2-2-1/16 型）を利用し、スペーサーとして用いた断面が 1/2 の不銹鋼板（2-1-1/16 型）との置換による反応度変化を、軸方向にセル単位（5.08 cm）で測定した。Pu サンプルおよび不銹鋼板の重量、組成等が Table 9 にまとめられている。Pu 板は不銹鋼で被覆されており、その重量は不銹鋼板の重量に比べてやゝ少ないが、両者の違いによる反応度効果は全反応度変化の 0.4% 以下であることが実験的に確認されている。

測定には 4 枚の Pu 板を用い、Fig. 1 に示すように、セル当たり 1 枚の Pu 板と不銹鋼板とを置換した。反応度変化は臨界点を与える制御棒位置の差から求めた。制御棒位置から反応度への変換には、基準反応度 ρ_0 （安全棒 No. 1 50 mm → 0 mm の反応度価値）を単位に、比較法によって求めた制御棒較正曲線を用いた。基準反応度 ρ_0 の絶対値（ $\Delta k/k$ 単位の値）は ρ_0 。投入による出力倍増時間 T_d の測定値から逆時間公式により算出した。遅発中性子データには Tomlinson⁽⁵⁾ の評価した値を用い、実効値は JAERI-Fast Set Version II⁽⁶⁾ 25 群定数を用いた 2 次元円筒モデルの拡散計算により求めた。制御棒較正是各体系ごとに行つた。

基準体系では Pu サンプル反応度価値の他、炉心部の劣化 UO₂ および不銹鋼サンプルの反応度価値分布を測定した。測定方法は Pu サンプルの場合と同様で、中心部の引出し 4 本を利用し、標準の炉心セルに装填されている 2-2-1/4 型劣化 UO₂ 板 3 枚のうち中心を除く 2 枚（Fig. 1 参照）を外寸法の等しい不銹鋼製のボイド缶に、さらにボイド缶を不銹鋼板に置換した場合の反応度変化を求めた。したがって、各ステップで合計 8 枚の物質板が置換されることになる。各物質板の重量、組成等は Table 9 に示されている。

実験体系は Pu 燃料による発熱があるために強制空冷されている。しかしながら、1/2 集合体分離時と密着時では冷却風の流れが異なるために 1/2 集合体の密着により炉心温度が変動し、平衡状態に達するまでに、通常、数時間を必要とする。本実験では、温度変化による反応度ドリフトの補正を少くするために、測定は 1/2 集合体密着後 2 時間程度経過してから行われた。その結果、温度補正是 $1.5 \times 10^{-2} \rho_0$ 以下であった。なお、温度係数は各体系ごとに実測した。

各体系における Pu サンプル反応度価値の実験結果を Table 10 に示す。実測値は Pu 板と不銹鋼板との置換反応度変化が示されており、両者の不銹鋼重量の違いは補正されていない。反応度価値は、炉心内では、おもむね 1% 以内の精度で測定されている。測定誤差としては、臨界点決定に伴う誤差（制御棒位置の不確かさ）、制御棒位置の差から反応度への変換（制御棒較正曲線）の誤差の他基準反応度 ρ_0 値を決定する際の出力倍増時間の測定誤

差が考慮されているが、倍増時間から反応度スケールの絶対値（%△k/kの値）を算出する際の遅発中性子データの不確かさに伴う誤差は含まれていない。

Pu サンプル反応度価値の軸方向分布および各燃料スランピング体系と基準体系の反応度価値の比を Fig. 17 に示す。ただし、こゝでいう基準体系は、前節の核分裂率分布の場合と違って、炉心中心 3×3 引出しのナトリウムが除去される前の体系である。Pu サンプル反応度価値は、 ^{238}U 核分裂率の場合と同様、高密度燃料領域で大巾に増加し、ボイド領域では逆に減少するが、基準体系からの歪みの大きさはボイド領域内よりも高密度燃料領域内ではより大きくなる傾向がみられる。Pu サンプル反応度価値分布は、大略、Pu 核分裂率分布と核分裂中性子のインポータンス分布によって決ると考えられるが、Pu 核分裂率分布とよく似た特性をもつ ^{235}U 核分裂率分布は燃料スランピングによる歪みが顕著でないことから、Pu 反応度価値分布の歪みは、主として、インポータンス分布の歪みによって生じていると考えられる。

基準体系における劣化 UO_2 と不銹鋼サンプルの反応度価値を Table 11 に示す。不銹鋼反応度価値は $2 - 2 - 1/4$ 型ボイド缶 4 枚を同型の不銹鋼に置換した場合の値で、不銹鋼重量 402 g に対応するものである。一方、劣化 UO_2 の場合は、ボイド缶の反応度効果が不銹鋼サンプル反応度価値の測定値を用いて補正されており、劣化 UO_2 ($^{235}\text{U} 0.2\text{ w/o}$) 628 g の反応度価値が示されている。ボイド缶の反応度効果補正是測定値の 10 % 以下であった。

Table 9 Specification of sample plates used for substitution experiment

Sample	Outer dimension (inches)	Weight (g)	SS composition Cr/Fe/Ni (w/o)
Pu	$2 - 2 - 1/16$	Pu-239 32.12 Pu-240 2.84 Pu-241* 0.20 Al 0.52 SS 10.31	17.4/72.8/9.8
SS spacer	$2 - 1 - 1/16$	SS 15.5	18.6/72.5/8.9
Depleted UO_2	$2 - 2 - 1/4$	U-235 0.28 U-238 14.01 O 16.6	-
SS	$2 - 2 - 1/4$	SS 124.5	18.9/71.8/9.3
Void can	$2 - 2 - 1/4$	SS 24.05	17.3/69.4/13.3

*) 1979. 6

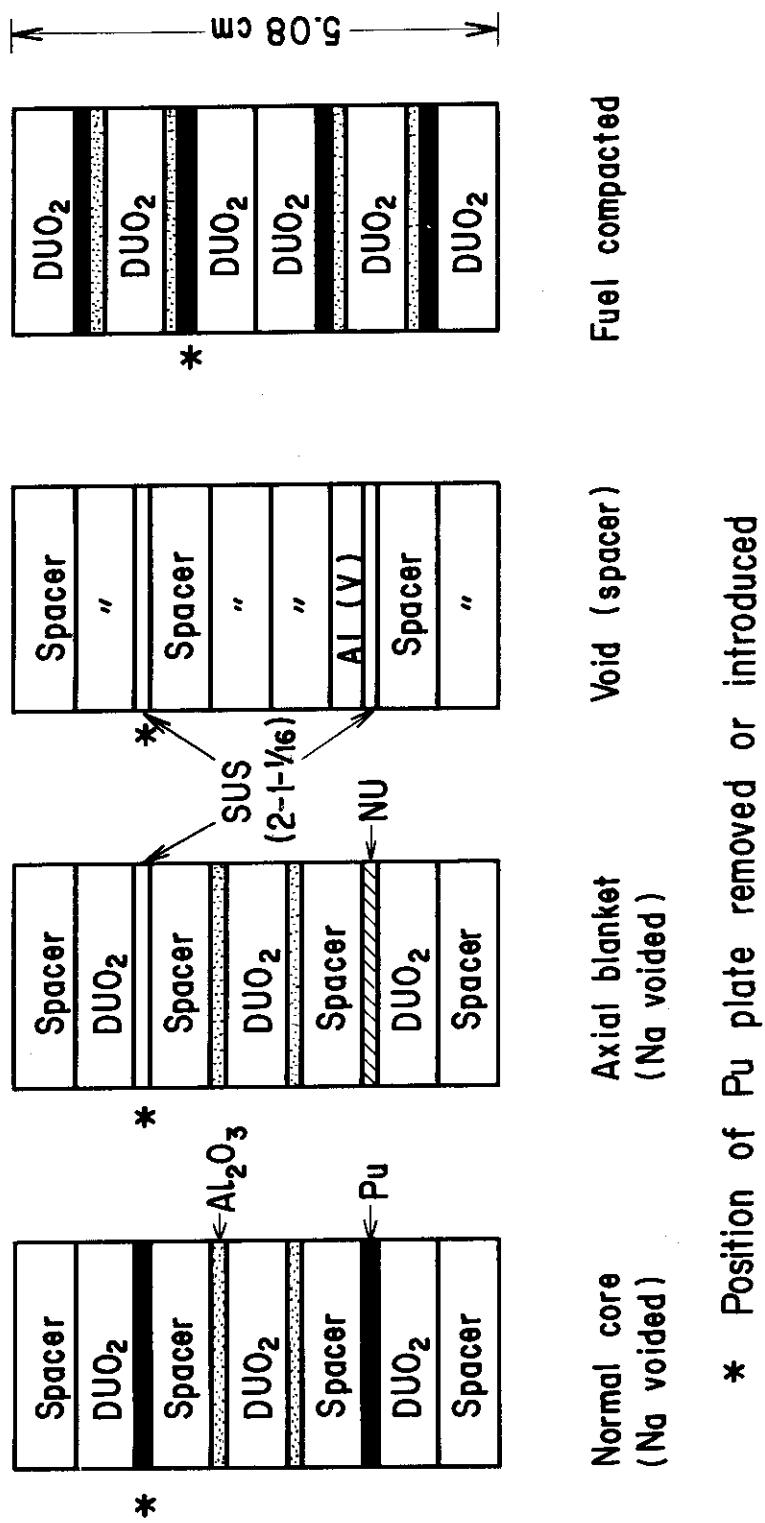


Fig. 16 Plate arrangement for Pu sample worth measurement

* Position of Pu plate removed or introduced

Normal core
(Na voided)
Axial blanket
(Na voided)
Void (spacer)
Fuel compacted

Table 10 Pu sample worth measured in the central 4 drawers of FCA Assembly VIII-2 ($10^{-4} \Delta k/\sqrt{k}$)

Axial position <i>Z</i>	Reference	A 1	A 2	A 3	S
1 1	0.500 ± 0.014 (2.7%)	0.448 ± 0.012 (2.7%)	0.453 ± 0.011 (2.5%)	0.471 ± 0.011 (2.3%)	0.514 ± 0.010 (2.0%)
1 0	0.756 ± 0.012 (1.6%)				
9	1.086 ± 0.014 (1.3%)				
8	1.533 ± 0.017 (1.1%)	1.555 ± 0.017 (1.1%)	1.474 ± 0.016 (1.1%)	1.352 ± 0.015 (1.1%)	1.562 ± 0.017 (1.1%)
6					2.779 ± 0.025 (0.9%)
5	3.070 ± 0.025 (0.8%)	2.991 ± 0.027 (0.9%)	2.561 ± 0.023 (0.9%)	2.428 ± 0.022 (0.9%)	3.434 ± 0.028 (0.8%)
4					3.778 ± 0.030 (0.8%)
3					3.720 ± 0.030 (0.8%)
2	4.166 ± 0.033 (0.8%)	3.739 ± 0.030 (0.8%)	3.511 ± 0.028 (0.8%)	3.432 ± 0.027 (0.8%)	3.686 ± 0.029 (0.8%)
1	4.283 ± 0.038 (0.9%)	3.990 ± 0.032 (0.8%)	3.845 ± 0.031 (0.8%)	3.794 ± 0.030 (0.8%)	3.681 ± 0.029 (0.8%)
- 1		4.595 ± 0.037 (0.8%)	4.508 ± 0.036 (0.8%)	4.651 ± 0.037 (0.8%)	
- 2		4.753 ± 0.038 (0.8%)	4.861 ± 0.039 (0.8%)	5.032 ± 0.040 (0.8%)	
- 3		4.364 ± 0.035 (0.8%)	4.775 ± 0.038 (0.8%)	4.897 ± 0.039 (0.8%)	
- 5		3.183 ± 0.025 (0.8%)	3.806 ± 0.030 (0.8%)	4.160 ± 0.033 (0.8%)	
- 8		1.569 ± 0.017 (1.1%)	1.655 ± 0.018 (1.1%)	2.029 ± 0.020 (1.0%)	

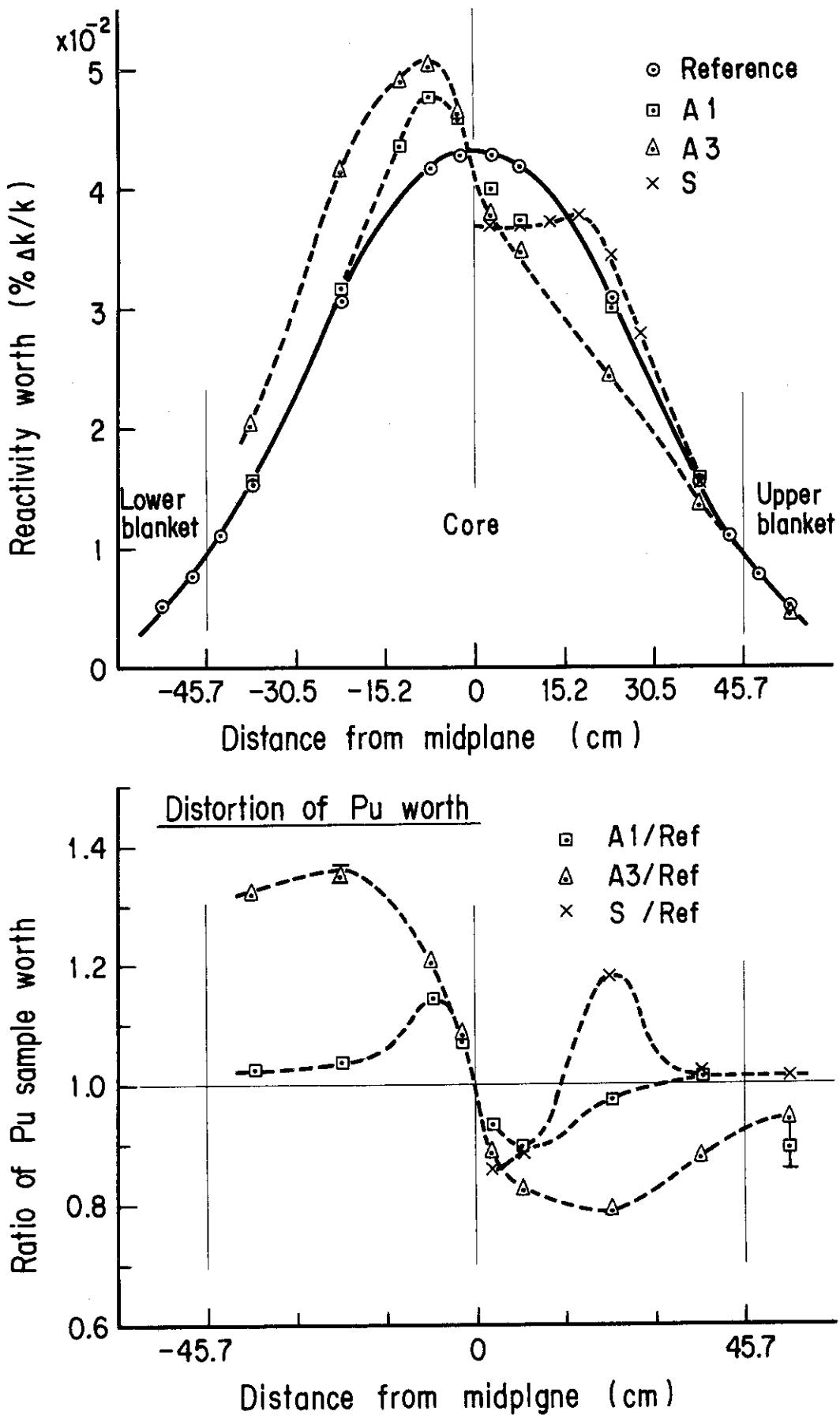


Fig. 17 Axial distribution of Pu sample worth measured in the central 4 drawers of FCA VII-2

Table 11 Reactivity worth of depleted UO_2 and SS samples
 measured in the central 4 drawers of FCA Assembly
 VII-2 Reference

Axial position	Reactivity worth ($\rho_0^{(1)} - \text{unit}$)	
	Depleted UO_2 ⁽²⁾	SS ⁽³⁾
2 Z	-3.5.3 ± 0.4	-13.3 ± 0.3
5 Z	-23.8 ± 0.3	- 6.7 ± 0.2
8 Z	- 7.3 ± 0.2	+ 2.1 ± 0.2

Notes : (1) $\rho_0 = 0.0485\% \Delta k/k$

(2) Void \rightarrow 4 depleted UO_2 plates (See Table 9)

(3) 4 void cans \rightarrow 4 SS plates (See Table 9)

4. まとめ

FCA VII-2 集合体による燃料スランピング実験において、各燃料移動体系を対象に、 ^{238}U および ^{235}U 核分裂率分布、 $^{238}\text{U} / ^{235}\text{U}$ 核分裂率比および Pu サンプル反応度価値を測定した。実験結果をまとめると次のようになる。

- 1) 基準体系 A 0 における核分裂率の軸方向分布は Center と Off-center でほとんど差がない。しかしながら、Center における核分裂率比 F 8 / F 5 は、Off-center に比べて炉心中心部で約 4 % 大きい値を示した。これは、中心 3 行 3 列がナトリウム・ボイド状態であり、減速材であるナトリウムが除去されたことによりスペクトルが硬化しているためであると考えられる。
- 2) 燃料スランピング体系では、Center と Off-center の核分裂率分布の間に大きな違いがみられた。Center における ^{238}U 核分裂率分布の歪みは大きく、燃料移動が炉心軸長全域に及ぶ A 3 体系における歪みは、高密度燃料領域とボイド領域でともに最大 40 % に達した。また、歪みの大きさは、燃料移動の生ずる位置には依らず、その領域の組成と大きさによってほど決ることが確認された。
- 3) 一方、Center における ^{235}U 核分裂率分布の歪みは小さく、軸方向分布も ^{238}U 核分裂率分布の場合とかなり異っている。特徴的なことは、ボイド領域の外側境界附近で歪みが正のピークを示すことである。これは、ボイド領域を通過した高速中性子がその外側で減速・反射され、エネルギーの低い中性子が境界附近に留るためであると考えられる。
- 4) Off-center(燃料スランピング領域の外側 $r = 15.6\text{ cm}$) では、Center に比べて、歪みは大巾に緩和される。 ^{238}U 核分裂率分布の歪みは軸方向の燃料移動領域内でピークを示すよりも歪み領域が体系全体にゆるやかに広がる傾向がみられた。 ^{235}U 核分裂率分布の歪みは ^{238}U の場合と同様の軸方向分布を示すがその大きさは ^{238}U 核分裂率分布の歪みの $1/2$ 程度であった。
- 5) Center では、 ^{238}U 核分裂率分布の大きな歪みの結果、核分裂率比 F 8 / F 5 は高密度燃料領域とボイド領域の境界で急激な変化を示した。また、非対称スランピング体系では F 8 / F 5 の歪みが燃料移動領域を越えて軸方向ブランケットにまで及ぶ傾向がみられた。
- 6) Off-center では核分裂率分布の歪みが小さい上に ^{238}U と ^{235}U 核分裂率の歪みが同様の軸方向分布を示すために燃料移動に伴う核分裂率比 F 8 / F 5 の変化は大きくない。
- 7) 燃料スランピング領域における Pu サンプル反応度価値の軸方向分布は、 ^{238}U 核分裂率

分布の場合と同様、基準体系に比べて高密度燃料領域で大巾に増加しボイド領域で逆に減少するが、歪みの大きさはボイド領域内よりも高密度燃料領域内でより大きくなる傾向がみられた。 ^{235}U 核分裂率分布の歪みが顕著でないことから、Puサンプル反応度価値分布の歪みは、主に、核分裂中性子のインポータンス分布の歪みによって生じたものであると考えられる。

謝 詞

本実験を遂行するに当たり種々の御協力をいただいたFCA管理機関の諸氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥: FCA VII-2集合体による燃料スランピング実験, 昭和55年日本原子力学会年会要旨集C22(1980)。
- 2) Collins, P. G., Ingram, G., Codd, J.: Proc. Int. Symp. Phy. Fast Reactors, Tokyo, Oct. 16-19, A40 (1973).
- 3) Kaiser, R. E., Beck, C. L., Lineberry, M. L.: Simulation of an HCDA Sequence on the ZPPR Critical Facility, Proc. Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago (1976).
- 4) Bhattacharyya, S. K., et al.: A Critical Experimental Study of Integral Physics Parameters in Simulated Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Meltdown Cores, Nuclear Technology Vol. 46 517 (1979).
- 5) Tomlinson, L.: Delayed Neutrons from Fission, AERE-R 6993 (1972).
- 6) Takano, H. et al.: JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II, JAERI 1255 (1978).

分布の場合と同様、基準体系に比べて高密度燃料領域で大巾に増加しボイド領域で逆に減少するが、歪みの大きさはボイド領域内よりも高密度燃料領域内でより大きくなる傾向がみられた。 ^{235}U 核分裂率分布の歪みが顕著でないことから、Puサンプル反応度価値分布の歪みは、主に、核分裂中性子のインポータンス分布の歪みによって生じたものであると考えられる。

謝 詞

本実験を遂行するに当り種々の御協力をいただいたFCA管理機関の諸氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥: FCA VII-2集合体による燃料スランピング実験, 昭和55年日本原子力学会年会要旨集C22(1980)。
- 2) Collins, P. G., Ingram, G., Codd, J.: Proc. Int. Symp. Phy. Fast Reactors, Tokyo, Oct. 16-19, A40 (1973).
- 3) Kaiser, R. E., Beck, C. L., Lineberry, M. L.: Simulation of an HCDA Sequence on the ZPPR Critical Facility, Proc. Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago (1976).
- 4) Bhattacharyya, S. K., et al.: A Critical Experimental Study of Integral Physics Parameters in Simulated Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Meltdown Cores, Nuclear Technology Vol. 46 517 (1979).
- 5) Tomlinson, L.: Delayed Neutrons from Fission, AERE-R 6993 (1972).
- 6) Takano, H. et al.: JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II, JAERI 1255 (1978).

分布の場合と同様、基準体系に比べて高密度燃料領域で大巾に増加しボイド領域で逆に減少するが、歪みの大きさはボイド領域内よりも高密度燃料領域内でより大きくなる傾向がみられた。 ^{235}U 核分裂率分布の歪みが顕著でないことから、Puサンプル反応度価値分布の歪みは、主に、核分裂中性子のインポータンス分布の歪みによって生じたものであると考えられる。

謝 詞

本実験を遂行するに当り種々の御協力をいただいたFCA管理機関の諸氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥: FCA VII-2集合体による燃料スランピング実験, 昭和55年日本原子力学会年会要旨集C22(1980)。
- 2) Collins, P. G., Ingram, G., Codd, J.: Proc. Int. Symp. Phy. Fast Reactors, Tokyo, Oct. 16-19, A40 (1973).
- 3) Kaiser, R. E., Beck, C. L., Lineberry, M. L.: Simulation of an HCDA Sequence on the ZPPR Critical Facility, Proc. Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago (1976).
- 4) Bhattacharyya, S. K., et al.: A Critical Experimental Study of Integral Physics Parameters in Simulated Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Meltdown Cores, Nuclear Technology Vol. 46 517 (1979).
- 5) Tomlinson, L.: Delayed Neutrons from Fission, AERE-R 6993 (1972).
- 6) Takano, H. et al.: JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II, JAERI 1255 (1978).

付録 基準体系の臨界性

FCA VIII-2 集合体の基準臨界体系の寸法を Table A. 1に、各領域の引出し装填図を Fig. A. 1~A. 3に示す。試験領域の炉心部には1パック ($5.52 \times 5.52 \times 5.08 \text{ cm}^3$) 当り $2 - 2 - 1/16$ 型 Pu 板 (9.2% fissile) が2枚装填されている。劣化 UO₂板は ^{235}U が 0.200 w/o のものである。燃料・模擬物質板の配列は中心対称であり、ナトリウム板が体積の $1/2$ を占めている。試験領域の軸方向ブランケットは炉心部の Pu 板を天然ウラン板 (NU) に置きかえた模擬ブランケットであり、その他の燃料・模擬物質板は炉心部と共通である。ドライバーには1パック当り 9.3% 濃縮ウラン板 1枚 ($2 - 2 - 1/16$ 型) と 2.0% 濃縮ウラン板 4枚 ($2 - 2 - 1/8$ 型 3枚と $2 - 2 - 1/16$ 型 1枚) が用いられている。FCA 制御棒・安全棒はドライバー領域にあるが、所定の反応度をもつように、ドライバー引出しに比べて約 1.4 倍の ^{235}U 燃料が装填されている。

第2章の Fig. 1 に示した装荷状態において、制御・安全棒を完全挿入した場合の余剰反応度に対して、温度効果および $1/2$ 集合体間隙効果を補正した結果、炉心平均温度 23°Cで密着面の燃料端面間の距離 θ に対する k_{eff} 値として $k_{\text{eff}} = 1.0032 \pm 0.0003$ を得た。

Table A.1 Critical Dimensions of Assembly VIII-2

Equivalent radius (cm)	
{ Test region	29.38
Driver	46.82
Radial blanket	74.81
Core height (cm)	
	91.44
Axial blanket thickness (cm)	
{ Test region	35.56
Driver	20.32
Core volume (l)	
{ Test region	248.0
Driver	381.7

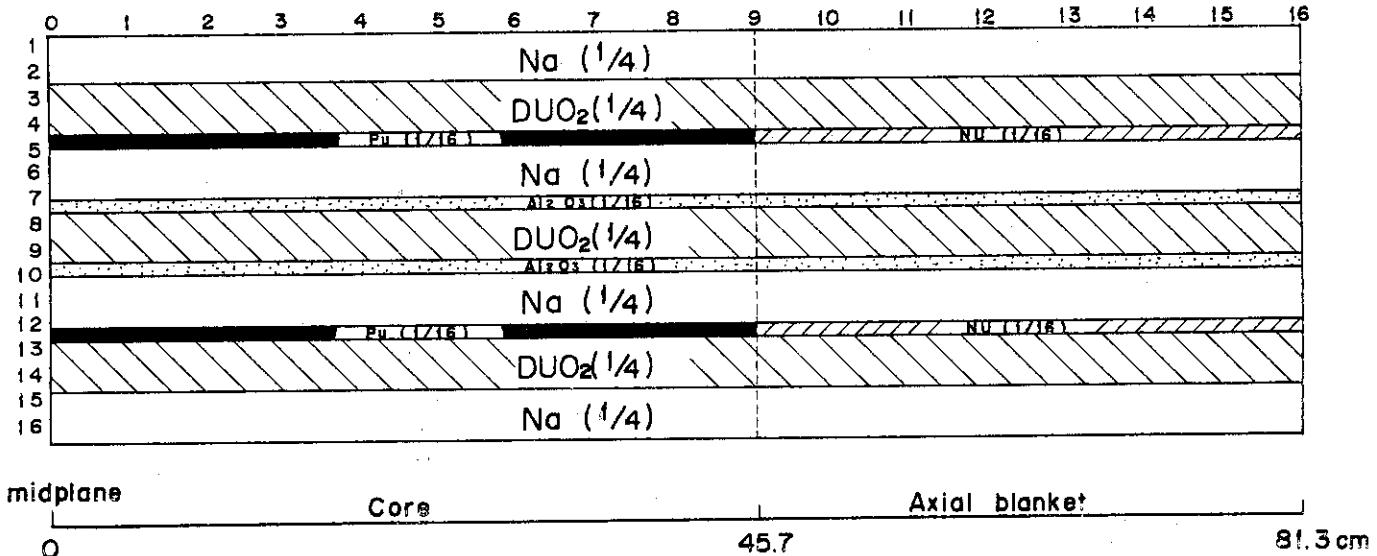


Fig. A.1 Loading pattern of test region drawer of FCA Assembly VIII - 2

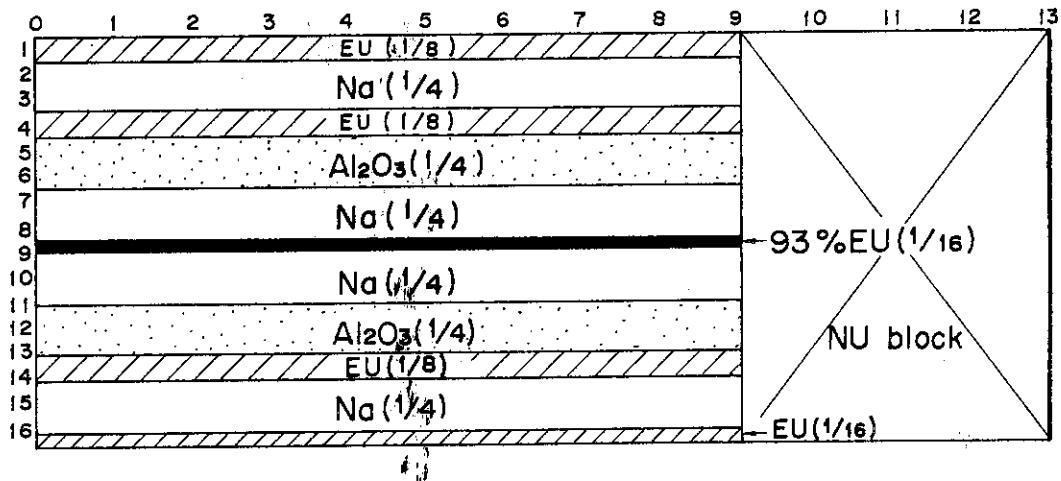


Fig. A.2 Loading pattern of driver drawer of Assembly VIII - 2

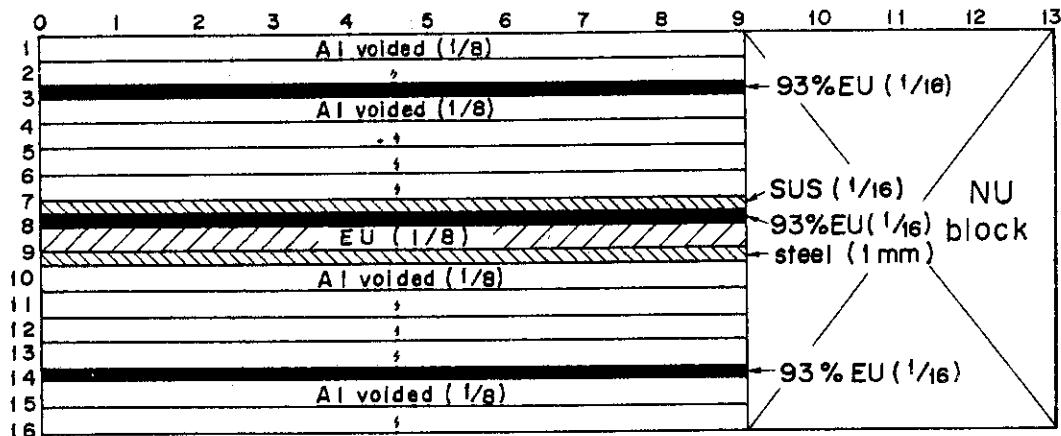


Fig. A.3 Loading pattern of control / safety rod of Assembly VIII - 2