



JAEA-Data/Code

2006-006



JP0650365

## FCA-XVII-1炉心による MOX燃料高速炉ベンチマーク実験

Benchmark Experiments of MOX Fueled LMFBR Using FCA-XVII-1 Core

安藤 真樹 飯島 進\* 大井川 宏之 桜井 健  
根本 龍男\* 岡嶋 成晃 大杉 俊隆\* 大野 秋男  
早坂 克久 袖山 博志

Masaki ANDOH, Susumu IJJIMA\*, Hiroyuki OIGAWA, Takeshi SAKURAI  
Tatsuo NEMOTO\*, Shigeaki OKAJIMA, Toshitaka OSUGI\*, Akio OHNO  
Katsuhisa HAYASAKA and Hiroshi SODEYAMA

原子力基礎工学研究部門  
核設計技術開発グループ

Reactor Physics Group  
Nuclear Science and Engineering Directorate

March 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-  
Data/  
Code

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に刊行している研究開発報告書です。  
本レポートの全部または一部を複写・複製・転載する場合は下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課

Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

This report was issued subject to the copyright of Japan Atomic Energy Agency.  
Inquiries about the copyright and reproduction should be addressed to :

Intellectual Resources Section,

Intellectual Resources Department

2-4, Shirakata-shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, JAPAN

Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

©日本原子力研究開発機構, Japan Atomic Energy Agency, 2006

## FCA-XVII-1 炉心による MOX 燃料高速炉ベンチマーク実験

日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究部門核工学・炉工学ユニット

安藤 真樹、飯島 進<sup>\*1</sup>、大井川 宏之、桜井 健、根本 龍男<sup>\*2</sup>、

岡嶋 成晃、大杉 俊隆<sup>\*3</sup>、大野 秋男<sup>\*</sup>、早坂 克久<sup>+</sup>、袖山 博志<sup>+</sup>

(2006 年 1 月 26 日受理)

新型燃料高速炉の研究開発の一環として、金属燃料高速炉模擬実験 (FCA-XVI-1 及び XVI-2 炉心) と比較する参照データを取得することを目的として、従来型燃料である MOX 燃料を用いた高速炉の模擬体系 (FCA-XVII-1 炉心) においてベンチマーク実験を実施した。測定した核特性量は以下のとおりである。

- (1) 臨界性
- (2) 核分裂率 ( $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ ) 及び中性子捕獲反応率 ( $^{238}\text{U}$ ) の反応率比及び軸方向分布
- (3) 板状サンプル (燃料板、共鳴物質板等)、中性子吸収材 ( $\text{B}_4\text{C}$ ) 等の反応度値
- (4) ナトリウムボイド反応度効果
- (5)  $^{238}\text{U}$  ドップラー反応度効果

また、広範な炉型に対応した実験データを取得することを目的として、FCA-XVII-1 炉心の一部を変更した以下の実験を実施した。

- (1) プルトニウム組成を変化させた体系でのナトリウムボイド反応度効果の測定
- (2) 軸方向ブランケット部をナトリウム層に置き換えた体系でのナトリウムボイド反応度効果の測定
- (3) 窒化物燃料を模擬した燃料領域を設けた体系での各種特性量の測定

本報告書は、これら実験の測定方法と結果及び解析手法をまとめたものである。

---

原子力科学研究所（駐在）：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

\*1 核物質管理センター

\*2 株式会社コンピューター総合研究所

\*3 放射線利用振興協会

※ 技術開発協力員（東海研究開発センター原子力科学研究所安全試験施設管理部）

+ 東海研究開発センター原子力科学研究所安全試験施設管理部

Benchmark Experiments of MOX Fueled LMFBR Using FCA-XVII-1 Core

Masaki ANDOH, Susumu IIJIMA<sup>\*1</sup>, Hiroyuki OIGAWA, Takeshi SAKURAI,  
Tatsuo NEMOTO<sup>\*2</sup>, Shigeaki OKAJIMA, Toshitaka OSUGI<sup>\*3</sup>, Akio OHNO<sup>※</sup>,  
Katsuhsia HAYASAKA<sup>+</sup> and Hiroshi SODEYAMA<sup>+</sup>

Division of Nuclear Data and Reactor Engineering  
Nuclear Science and Engineering Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 26, 2006)

As a part of research and development of an advanced fueled fast reactor, we carried out benchmark experiments in the FCA-XVII-1 core with MOX simulating fuel to obtain reference data to be compared with those measured in the FCA-XVI-1 and XVI-2 cores simulating metallic fueled FBR. Following nuclear characteristics were measured in the experiments: (1) Criticality, (2) Fission reaction rates of  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  (i.e. F9, F5 and F8) and capture reaction rate of  $^{238}\text{U}$  (i.e. C8), their ratios (F8/F9, C8/F9 and C8/F5) and axial distributions of F9, F5, F8 and C8, (3) Sample reactivity worth (e.g. plate sample (fuel materials or resonance materials),  $\text{B}_4\text{C}$ ), (4) Sodium void reactivity effect and (5)  $^{238}\text{U}$  Doppler effect.

In addition, extra measurements were performed in modified FCA-XVII-1 cores to obtain experimental data for various reactor types: (1) Measurement of sodium void reactivity effect in various plutonium isotope compositions, (2) Measurement of sodium void reactivity effect in a core where axial blanket was replaced with a sodium layer and (3) Measurement of various nuclear characteristics in a nitride fuel region.

This report describes methods and results of the above experiments and method of analysis.

Keywords: MOX, FBR, Benchmark Experiment, Criticality, Reaction Rate, Sample Reactivity Worth, Resonance Material,  $\text{B}_4\text{C}$ , Sodium Void Reactivity Effect, Doppler Effect, Nitride Fuel

---

\*1 Nuclear Material Control Center

\*2 Computer Associated Laboratory, Inc.

\*3 Radiation Application Development Association

※ Cooperative Staff (Department of Criticality and Fuel Cycle Research Facilities, Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center)

+ Department of Criticality and Fuel Cycle Research Facilities, Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center

## 目 次

1. はじめに	1
2. 実験体系	2
3. 測定方法と実験結果	8
3. 1 臨界性	8
3. 2 反応率比と反応率分布	10
3. 2. 1 反応率比	10
3. 2. 2 反応率分布	11
3. 3 サンプル反応度価値	13
3. 3. 1 炉中心板状サンプル反応度価値	14
3. 3. 2 ポロン反応度価値	15
3. 3. 3 プルトニウム反応度価値軸方向分布	16
3. 3. 4 円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値	16
3. 4 ナトリウムボイド反応度効果	17
3. 5 $^{238}\text{U}$ ドップラー効果	18
4. 炉心の一部を変更した体系での実験	34
4. 1 炉心の一部を変更した体系での実験の概要	34
4. 2 窒化アルミニウム板を用いた FCA-XVII-1N 炉心での実験	34
4. 2. 1 実験体系と臨界性	34
4. 2. 2 サンプル反応度価値	36
4. 2. 3 ナトリウムボイド反応度効果	39
4. 2. 4 $^{238}\text{U}$ ドップラー効果	39
5. 実験解析	51
5. 1 実験解析手法	51
5. 2 臨界性及び反応率比の解析	54
6.まとめ	58
謝辞	58
参考文献	59
付録	61

## Contents

1.	Introduction	1
2.	Description of Experimental Core	2
3.	Method and Results of Experiments	8
	3.1 Criticality	8
	3.2 Reaction Rate Ratio and Distribution	10
	3.2.1 Reaction Rate Ratio	10
	3.2.2 Reaction Rate Distribution	11
	3.3 Sample Reactivity Worth	13
	3.3.1 Plate Sample Reactivity Worth at Core Center	14
	3.3.2 Boron Reactivity Worth	15
	3.3.3 Axial Distribution of Plutonium Reactivity Worth	16
	3.3.4 Cylindrical Actinide Sample Reactivity Worth	16
	3.4 Sodium Void Reactivity Effect	17
	3.5 $^{238}\text{U}$ Doppler Effect	18
4.	Experiments in Partially Arranged Cores	34
	4.1 Outline of the Experiments	34
	4.2 Experiments in FCA-XVII-1N Core with Aluminum Nitride Plates	34
	4.2.1 Experimental Core and Criticality	34
	4.2.2 Sample Reactivity Worth	36
	4.2.3 Sodium Void Reactivity Effect	39
	4.2.4 $^{238}\text{U}$ Doppler Effect	39
5.	Analysis of Experiment	51
	5.1 Method of Analysis	51
	5.2 Analysis of Criticality and Reaction Rate Ratio	54
6.	Summary	58
	Acknowledgement	58
	Reference	59
	Appendix	61

## 1. はじめに

高速増殖炉の開発では、安全性及び経済性の向上をめざした将来炉の研究が進められており、その一環として混合酸化物（MOX）燃料の替わりに金属燃料や窒化物燃料等の熱伝導特性に優れた新型燃料を使った炉心が検討されている。燃料組成を変えることは、中性子スペクトルの変化あるいは中性子インポータンスのエネルギー分布の変化をもたらし、それに伴って、炉心特性が多様に変化することになる。そこで、燃料組成が変化することによる炉心特性の変化を評価し、高速炉の炉心設計における炉心特性の計算精度を評価するため、高速炉臨界実験装置（FCA: Fast Critical Assembly）を用いた新型燃料高速炉の核特性に関する実験が計画され、金属燃料高速炉を模擬した FCA-XVI-1 及び FCA-XVI-2 炉心について炉心特性実験が行われた<sup>1)~3)</sup>。

本研究では、これら金属燃料高速炉模擬体系において測定された炉心特性と比較する参照データを得ることを目的として、従来型の MOX 燃料を用いる高速炉を模擬した FCA-XVII-1 炉心においてベンチマーク実験を行った。

測定した基本核特性量は以下のとおりである。

- (1) 臨界性
- (2) 核分裂率 ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ )、中性子捕獲反応率 ( $^{238}\text{U}$ ) の反応率比及び軸方向分布
- (3) サンプル反応度値：板状サンプル（燃料板、共鳴物質板等）、中性子吸収材 ( $\text{B}_4\text{C}$ )、アクチノイドサンプル ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{235}\text{U}$ )
- (4) ナトリウムボイド反応度効果
- (5)  $^{238}\text{U}$  ドップラー反応度効果

さらに、広範な炉型に対応した実験データを取得することを目的として、炉心の一部を変更したさまざまな炉心により以下の測定を実施した。

- (1) プルトニウム組成を変化させた領域でのナトリウムボイド反応度効果の測定
- (2) 軸方向ブランケット部をナトリウム層に置き換えた体系でのナトリウムボイド反応度効果の測定
- (3) 窒化アルミニウム板を用い、酸素を窒素に置き換えたことによる影響を評価するための各種核特性量の測定

これまで、FCA-XVII-1 炉心において測定された反応率比、ナトリウムボイド反応度効果、ドップラー反応度効果等については、それぞれすでに報告書や論文として公開されている<sup>4)~10)</sup>が、本報告書では、実験データ集とすべく、標準体系及び炉心の一部を変更した炉心での実験について、測定方法の概略と測定結果を述べるとともに、臨界性及び反応率比について実験解析に基づく計算精度評価を述べる。個々の実験項目の詳細や計算精度評価については各参考文献を参照されたい。

## 2. 実験体系

FCA では、薄板状の燃料板や模擬物質板を 2 インチ (5.08cm) 厚さに束ね（これを単位セルと呼ぶ）、ステンレス製の角形容器に収めて燃料体とする（これを燃料引出しと呼ぶ）。燃料引出しを固定側 (F-side) 及び移動側 (M-side) 集合体のステンレス製格子管へ装荷し炉心を組み上げる。

FCA-XVII-1 炉心は、ナトリウム冷却 MOX 燃料高速増殖炉をゾーン型炉心として模擬した体系である。体系の中心には MOX 燃料を模擬した T2 セルを円筒型に配置したテスト領域（等価直径は 68.52 cm、高さ 91.44 cm）があり、テスト領域の周辺を 2 種類のドライバー領域 (PD 及び UD セル) さらに劣化ウランブロック領域 DUB が囲んでいる。テスト領域の上部と下部に厚さ 30.48 cm の軸方向ブランケット SB セルがあり、大型均質高速炉の炉心高さ方向の形状を概ね正確に模擬している。ドライバー領域内には、FCA を運転するための制御棒及び安全棒 SCR が設置される。FCA では、通常、制御棒及び安全棒として燃料板を装填した燃料引出しを使用する。FCA-XVII-1 炉心には、左右の集合体それぞれに 1 系統の制御棒と 3 系統の安全棒が装荷されている。1 系統の制御棒は、2 本の燃料引出しにより構成した。安全棒は制御棒と同じ組成であり、制御棒と同様に 1 系統の安全棒は 2 本の燃料引出しにより構成した。すなわち、制御棒と安全棒を、片側の集合体に 8 本、左右の集合体で合計 16 本設けている。制御棒と安全棒は、左右の集合体の軸方向外端から密着面（炉心中心面）まで挿入される。原子炉の運転時には、すべての安全棒は密着面まで全挿入され、制御棒が中途挿入されたところで原子炉は臨界となる。

FCA-XVII-1 炉心に装荷したテスト領域、ドライバー領域及び制御安全棒の各燃料引出しについて、単位セルのパターン図と引出し装填図をそれぞれ Fig. 2-1 と Fig. 2-2 に示す。また、各領域（単位セルに引出しと格子管のステンレスを加えたもの）の均質原子数密度を Table 2-1 に示す。テスト領域の炉心部の単位セル T2 は、ステンレス被覆 92%<sup>239</sup>Pu-Al 合金板（以下、Pu92 板とする）2 枚、劣化ウラン酸化物板（以下、DUO<sub>2</sub> 板とする）3 枚、アルミナ板 2 枚そしてステンレス被覆金属ナトリウム板（以下、Na 板とする）4 枚を使用した。T2 セルの核分裂性プルトニウム比 (Pu-fissile / (Pu+U)) は 13.2 %、燃料体積比は約 46% となる。テスト領域には、固定側集合体と移動側集合体にそれぞれ 121 本の T2 及び SB セルからなる燃料引出し（以下、単に T2 引出しと呼ぶ）を装荷した。ドライバー領域には、プルトニウム燃料ドライバー PD 引出し及び濃縮ウラン燃料ドライバー UD 引出し（ともに上部と下部に軸方向ブランケットとして NU ブロックを配置）を装荷した。実験の目的に応じてこれらドライバー燃料引出の本数を加減し臨界量を調整する。FCA は臨界集合体の特性として低出力で運転されることから、燃焼による燃料組成の変化は考慮する必要はないが、<sup>241</sup>Pu は半減期 14.36 年で崩壊するため実験を実施した時期により値が変化する。この表の <sup>241</sup>Pu の原子数密度は、臨界性測定を実施した 1992 年 1 月末日で計算した値である。

FCA-XVII-1 炉心は、121 本の T2 引出しに加え、PD 引出し 60 本及び UD 引出し 42 本（いずれも片側集合体当たり）を装荷し、2 系統の制御棒を途中挿入とした状態で臨界となつた。臨界体系の水平断面図を Fig. 2-3 に示す。

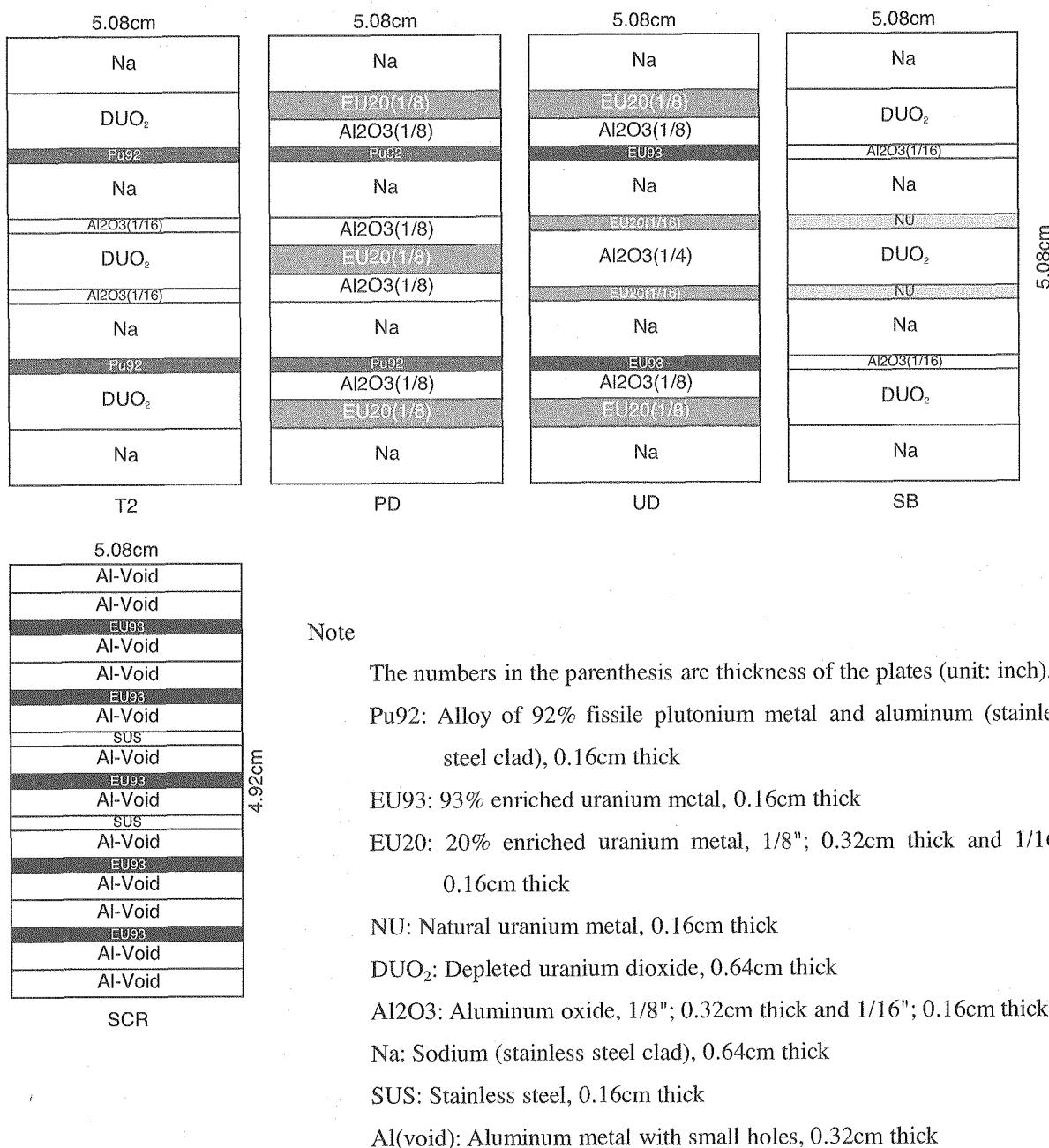
Table 2-1 Atomic number density of the homogenized cells used in the FCA-XVII-1 assembly

(x10<sup>24</sup> atoms/cm<sup>3</sup>)

Nuclide <sup>a</sup>	T2	SB	PD	UD	SCR	NUB	DUB	MTX <sup>b</sup>
H	-	6.6199E-5	7.1148E-5	1.4821E-4	1.4695E-4	-	-	-
C	-	5.5560E-5	5.9707E-5	1.2439E-4	1.2335E-4	-	-	-
O	1.7038E-2 <sup>c</sup>	1.7066E-2	1.3133E-2	1.3427E-2	6.3652E-5	-	-	-
Na	7.6563E-3	7.6563E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	-	-	-	-
Al	2.3188E-3	2.1688E-3	8.8251E-3	8.8785E-3	1.6951E-2	-	-	-
Si	1.9671E-5	-	1.9671E-5	-	-	-	-	-
Cr	3.3850E-3	3.1174E-3	3.3850E-3	3.1174E-3	3.3594E-3	1.8101E-3	1.8101E-3	1.2290E-3
Mn	2.5007E-4	2.2939E-4	2.5007E-4	2.2939E-4	2.3263E-4	1.2001E-4	1.2001E-4	8.2000E-5
Fe	1.2226E-2	1.1217E-2	1.2226E-2	1.1217E-2	1.2046E-2	6.4727E-3	6.4727E-3	4.3930E-3
Ni	1.5471E-3	1.4131E-3	1.5471E-3	1.4131E-3	1.4606E-3	7.8944E-4	7.8944E-4	5.3600E-4
<sup>235</sup> U	1.3954E-5	3.1633E-5	1.4701E-3	3.7305E-3	5.6514E-3	2.8968E-4	8.4422E-5	-
<sup>238</sup> U	6.8690E-3	9.3075E-3	5.8348E-3	6.0049E-3	4.2724E-4	3.9888E-2	4.0174E-2	-
<sup>239</sup> Pu	1.0455E-3	-	1.0455E-3	-	-	-	-	-
<sup>240</sup> Pu	9.1348E-5	-	9.1348E-5	-	-	-	-	-
<sup>241</sup> Pu	3.4581E-6	-	3.4581E-6	-	-	-	-	-
<sup>242</sup> Pu	8.0368E-7	-	8.0368E-7	-	-	-	-	-
<sup>241</sup> Am	5.1932E-6	-	5.1932E-6	-	-	-	-	-

a) Hydrogen, carbon and a part of oxygen is included in a coating of the EU93 or EU20 or NU plates as impurities. Silicon is included in the Pu92 plates as an impurity.

b) Empty matrix (stainless steel). c) Read as 1.7038 × 10<sup>-2</sup>.

**Note**

The numbers in the parenthesis are thickness of the plates (unit: inch).

Pu92: Alloy of 92% fissile plutonium metal and aluminum (stainless steel clad), 0.16cm thick

EU93: 93% enriched uranium metal, 0.16cm thick

EU20: 20% enriched uranium metal, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

NU: Natural uranium metal, 0.16cm thick

DUO<sub>2</sub>: Depleted uranium dioxide, 0.64cm thick

Al2O3: Aluminum oxide, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

Na: Sodium (stainless steel clad), 0.64cm thick

SUS: Stainless steel, 0.16cm thick

Al(void): Aluminum metal with small holes, 0.32cm thick

Fig. 2-1 Cell patterns of each region used in the FCA-XVII-1 assembly

5.08cm×9cell=45.72cm

5.08cm×6cell=30.48cm

Na	Na
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
Pu92	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)
Na	Na
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)	NU
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)	NU
Na	Na
Pu92	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
Na	Na

(a) T2 drawer: T2 cell×9 + SB cell×6

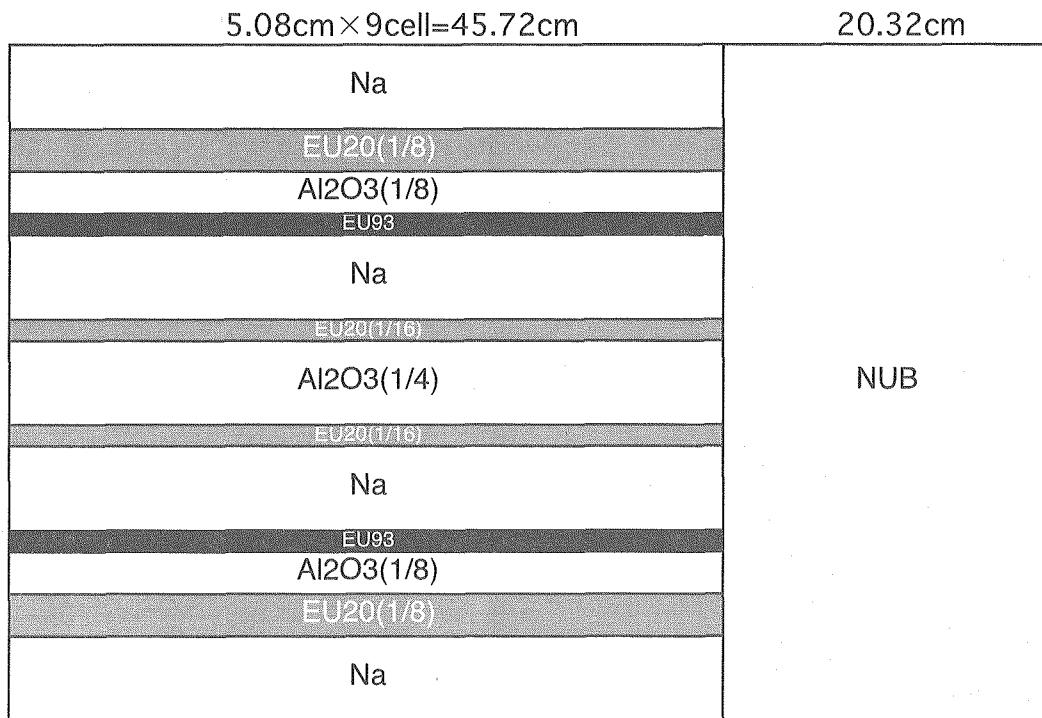
5.08cm×9cell=45.72cm

20.32cm

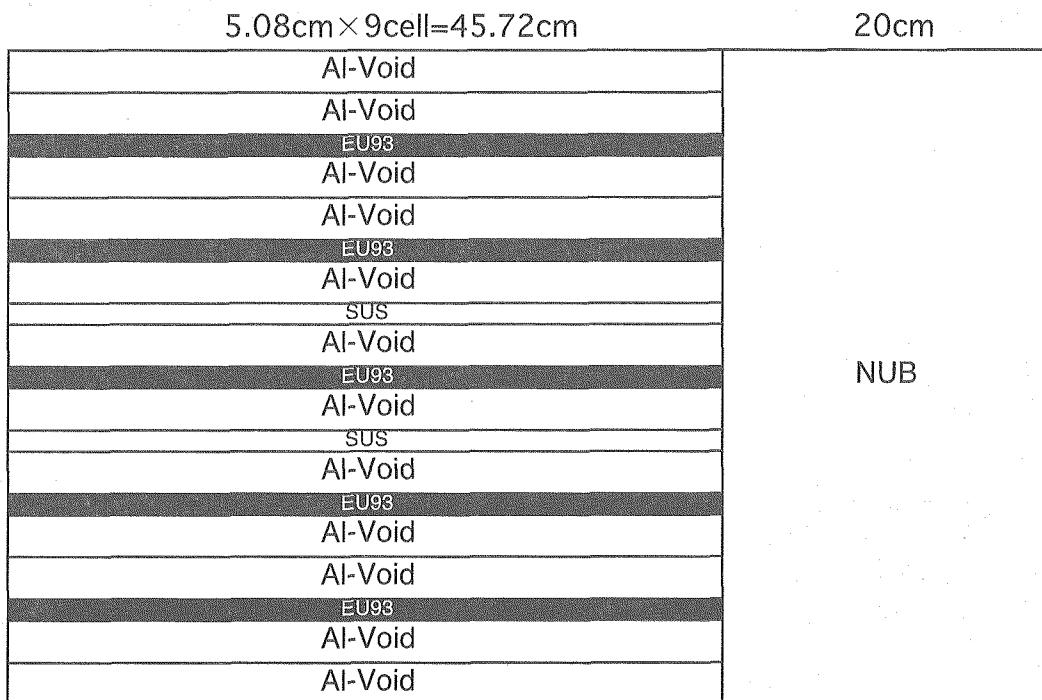
Na	NUB
EU20(1/8)	
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/8)	
Pu92	
Na	
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/8)	
EU20(1/8)	
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/8)	
Na	
Pu92	
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/8)	
EU20(1/8)	
Na	

(b) PD drawer: PD cell×9 + NUB

Fig. 2-2 Configurations of the fuel drawers used in the FCA-XVII-1 assembly

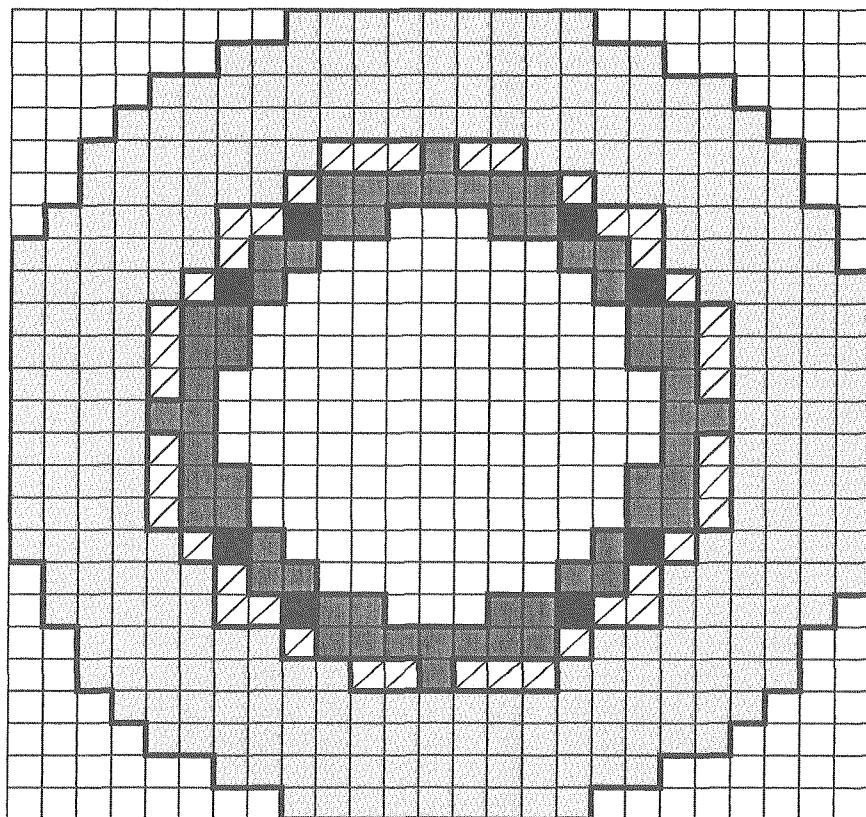


(c) UD drawer: UD cell×9 + NUB



(d) Safety/Control Rod: SCR cell×9 + NUB

Fig. 2-2 (continued)

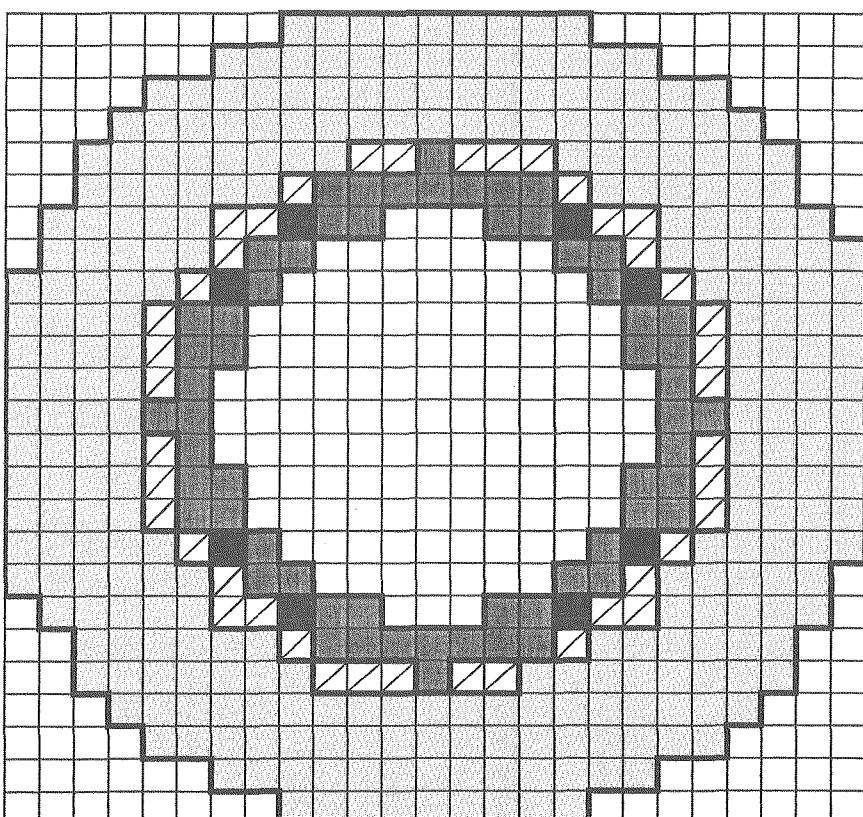


Number of drawers

<input type="checkbox"/>	T2	121
<input checked="" type="checkbox"/>	PD	60
<input type="checkbox"/>	UD	42
<input type="checkbox"/>	SCR	8
<input type="checkbox"/>	DUB	288
	Total	519

 Empty matrix

(a) F-side



Number of drawers

<input type="checkbox"/>	T2	121
<input checked="" type="checkbox"/>	PD	60
<input type="checkbox"/>	UD	42
<input type="checkbox"/>	SCR	8
<input type="checkbox"/>	DUB	288
	Total	519

 Empty matrix

(b) M-side

Fig. 2-3 Horizontal cross sections at midplane of the critical core of the FCA-XVII-1 assembly

### 3. 測定方法と実験結果

#### 3. 1 臨界性

制御棒較正実験及び基準反応度の測定（ペリオドの測定）を行い、実験体系の基本性能である実効増倍率  $k_{\text{eff}}$  を求める。

##### 制御棒較正実験

制御棒較正実験では、臨界状態の体系に基準反応度 ( $1\rho_0$  と呼ぶ) を添加し、それをうち消して原子炉を臨界に保つ制御棒の移動距離を測定する。この測定を繰り返すことにより、制御棒には基準反応度を単位とする目盛りがつけられる。位置と基準反応度の組合せ（4組以上）を3次式に当てはめ各係数を求め、mm 単位の制御棒位置に対する  $\rho_0$  を単位とする反応度曲線を求める。サンプル反応度価値やナトリウムボイド反応度効果など臨界法による反応度価値の実験では、較正した制御棒を用い任意の制御棒挿入位置に対する  $\rho_0$  単位の反応度価値を測定する。

##### 基準反応度の測定

FCA の実験では、基準反応度  $1\rho_0$  を「臨界状態の炉心に 1 系統の安全棒を 50 mm 引き抜いた位置から炉心中心の密着面まで全挿入したときに添加される反応度」と定義し、反応度の測定単位として使用する。 $\rho_0$  単位から  $\Delta k/k$  単位への換算係数を求めるためには、臨界状態の体系に基準反応度 ( $1\rho_0$ ) を添加したときのペリオドを測定する。具体的には、まず 6 系統ある安全棒の中の 1 系統を密着面から 50 mm 引き抜いた位置におき臨界とする。次に、臨界状態の炉心に、この 1 系統の安全棒を 50 mm 引き抜いた位置から炉心中心の密着面まで全挿入し、出力倍加時間を測定し  $1\rho_0$  添加したときのペリオドを求める。そして、測定したペリオドと計算により求められた核分裂核種の 1~6 群の実効遅発中性子割合 ( $\beta_i$ ) を用い、逆時間方程式により  $\rho_0$  単位から  $\Delta k/k$  単位への換算係数を求める。本研究では、Tomlinson<sup>11)</sup>の評価した遅発中性子収率と Saphere ら<sup>12)</sup>の評価した核分裂スペクトルを用い、遅発中性子割合を計算した。その際、体系の中性子束及び随伴中性子束は、JENDL-3.2<sup>13)</sup>による 3 次元 (XYZ) 70 群拡散計算（非等方拡散係数を使用）によって求めた。

測定誤差として、ペリオド測定時の出力倍加時間に対して  $\pm 0.5\text{sec}$  を考慮した。 $\beta_{\text{eff}}$  計算に起因する誤差は、ペリオド測定誤差約 1% に対して十分小さいものと考え考慮していない。FCA 体系の  $\beta_{\text{eff}}$  の値は、プルトニウムを核分裂性核種とする一般の高速炉体系の値 ( $\sim 0.003$ ) より大きな値となる。これは、ドライバー燃料として、濃縮ウランを使用したためである。

##### 実効増倍率

実効増倍率  $k_{\text{eff}}$  は炉心の臨界性を評価する重要な特性量である。まず、核分裂連鎖反応による臨界点（真の臨界点）を求める測定を行った。真の臨界点を求めるためには、プルトニウムの自

発核分裂による中性子の影響を取り除く必要がある。この測定では、出力無限大における臨界時の制御棒位置を求めた。すなわち、制御棒 CR#1 を 75.00mm の位置に固定し、二つの異なる出力での臨界時の制御棒 CR#2 の位置から出力無限大における臨界時の制御棒位置を外挿により求めた。真の臨界点測定時の実験データ ('92.1.17 測定) を以下に示す。( ) 内は、制御・安全棒位置に対応した反応度を  $\rho_0$  単位で記したものである。なお、安全棒 SR#1 は、前述のペリオド測定の際の 1  $\rho_0$  添加のために、あらかじめ全挿入から 50.00mm だけ引き抜かれた状態にある。

Reactor Power		CR Position		Core	Remarks
Ch.#5		CR#1	CR#2	temperature	
$0.2037 \times 10^{-6} A$	75.00mm	76.18 mm	19.49°C	SR#1:50.08mm	
$0.2042 \times 10^{-5} A$	75.00mm	72.59mm	19.50°C	SR#1:50.08mm	
$\infty$	75.00mm (1.5820 $\rho_0$ )	72.19mm (1.5163 $\rho_0$ )	19.50°C	SR#1:50.08mm (1.000 $\rho_0$ )	

制御棒 75.00mm と 72.19mm を全挿入した際の反応度を制御棒較正曲線より求め、安全棒 50.08mm の 1  $\rho_0$  と合計し(表中の( )内数値を合計)、as built な余剰反応度 4.098  $\rho_0$ を得た。

後述するように、ここで得た  $k_{\text{eff}}$  は 3 次元体系計算値と比較されるため、 $k_{\text{eff}}$  測定体系は対称性を考慮して臨界体系の片側集合体に UD 引出し 2 本ずつを加え、UD 引出し 44 本(片側)を装荷した体系とした。以下、この体系を基準体系と呼ぶ。対称性を考慮した FCA-XVII-1 基準体系の水平断面図を Fig. 3-1 に、RZ モデル図を Fig. 3-2 に示す。

as built な余剰反応度に温度補正、燃料引出し補正を実験的に施し、モンテカルロ法による計算値と比較するための実験値を得る。さらに、決定論的手法による計算値と比較するための実験値を得るために、ギャップ補正を実験的に施し、密着面ステンレス補正を計算により求めた。各種反応度補正量は以下のとおりである。

- ・ 温度補正  $\rho_T$  : 炉心の温度係数により 20.0°C での値に補正

$$\rho_T = \{20.00 - (19.50 \pm 0.05)^\circ C\} \times (-0.0552 \pm 0.002) \rho_0 / ^\circ C = -0.0276 \pm 0.003 \rho_0$$

- ・ 燃料引出し補正  $\rho_D$  : 対称性を考慮した UD 引出し本数の補正

$$\rho_D = (4\text{-drawer}) \times (3.0 \pm 0.004) \rho_0 / (2\text{-drawer}) = 6.0 \pm 0.006 \rho_0$$

- ・ ギャップ補正  $\rho_{\text{Gap}}$  : ギャップ係数により密着時の両側集合体燃料間のギャップ 2.1mm を 0mm に補正

$$\rho_{\text{Gap}} = (2.1 \pm 0.3) \text{mm} \times (0.993 \pm 0.02) \rho_0 / \text{mm} = 2.09 \pm 0.3 \rho_0$$

- ・ 密着面ステンレス補正  $\rho_{\text{SUS}}$  : 密着面に存在するステンレスを取り去った場合の反応度補正

$$\rho_{\text{SUS}} = -0.14 \pm 0.2 \rho_0$$

臨界性の測定結果を Table 3-1 にまとめた。なお、as built な余剰反応度  $\rho_{\text{ex}}$  の誤差  $\delta\rho_{\text{ex}}$  として、各制御安全棒の位置測定誤差を  $\pm 0.05 \text{mm}$  として全 8 系統合計で  $\pm 0.14 \text{mm}$  ( $\pm 0.0028 \rho_0$ )、集合体の密着安定性に起因する誤差として  $\pm 0.001 \text{mm}$  ( $\pm 0.00099 \rho_0$ ) を考慮し、以下のように合計は  $\pm 0.003 \rho_0$

とした。

$$\delta\rho_{ex}^2 = (\pm 0.14 \text{ mm} \times 1 \text{ } \rho_0/50\text{mm})^2 + (\pm 0.001\text{mm} \times 0.993 \text{ } \rho_0/\text{mm})^2$$

$$\delta\rho_{ex} = (0.0028^2 + 0.00099^2)^{1/2} = 0.0030 \text{ } \rho_0$$

### 3. 2 反応率比と反応率分布

実験体系の中性子場を評価するためのスペクトル指標及び炉心設計における増殖性能指標の計算精度を把握するため反応率実験を行った。さらに、中性子束分布の計算制度を把握するため、実験体系の軸方向及び径方向反応率分布を測定した。測定には、プルトニウム箔、濃縮ウラン箔及び劣化ウラン箔を使用した。測定手法の詳細は文献 4)及び 5)に詳しいので、ここでは概略を述べる。

#### 3. 2. 1 反応率比

##### (1) 箔照射

プルトニウム箔、濃縮ウラン箔及び劣化ウラン箔を中性子照射することにより、 $^{238}\text{U}$  捕獲反応率 (C8)、 $^{239}\text{Pu}$  核分裂率 (F9)、 $^{235}\text{U}$  核分裂率 (F5) 及び  $^{238}\text{U}$  核分裂率 (F8) の反応率の絶対値（単位原子数当たりの反応率）を測定し、それらの比をとることにより反応率比を求めた。特に  $^{238}\text{U}$  捕獲反応/ $^{239}\text{Pu}$  核分裂反応率比 (C8/F9) 及び  $^{238}\text{U}$  捕獲反応/ $^{235}\text{U}$  核分裂反応率比 (C8/F5) は、増殖性能を評価する上で重要な指標である。

実験では、固定側集合体の炉心中心 T2 引出し前端面の燃料セルに以下の箔を挿入し照射した。ウラン箔は、市販のアルミシートに包んだ後、炉心中心セル内の DUO<sub>2</sub> 板 (1/4"厚さ) を 1/2"厚さのもの 2 枚に換え、これら燃料板の間に挟み照射した。プルトニウム箔は、Pu92 板を実験孔 (20mm  $\phi$ )を持つものに置換し、プルトニウム円形箔をこの実験孔中に装填（テープで実験孔中心に固定）した。プルトニウム箔は厚さ 0.15mm のアルミニウムで被覆されているが、さらに、箔保護のため厚さ 0.1mm のアルミニウム製保護カバーに包み装填した。実験に使用した箔の仕様は以下のとおりである。

箔	直径(mm)	厚さ (mm)	含有率
Depleted U	12.7	0.127	$^{238}\text{U}$ ; 99.96 %
Pu	11.0	0.10	$^{239}\text{Pu}$ ; 94 %
Enriched U	12.7	0.025	$^{235}\text{U}$ ; 93 %

箔照射は以下に示すように、2 回に分けて行った。

原子炉出力・照射時間		測定項目	箔
第 1 回	60W・3hrs	$^{235}\text{U}$ 核分裂率	Enriched U
		$^{238}\text{U}$ 捕獲反応率	Depleted U
第 2 回	90W・3hrs	$^{239}\text{Pu}$ 核分裂率	Pu
		$^{235}\text{U}$ 核分裂率	Enriched U
		$^{238}\text{U}$ 核分裂率	Depleted U

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

## (2) $\gamma$ 線測定と箔装填位置における反応率の絶対値の決定

照射後、箔を取り出し 18 時間から 120 時間の間で、同軸型ゲルマニウム検出器より構成された箔データ処理システムを使用して以下の FP あるいは  $^{239}\text{Np}$  からの  $\gamma$  線光電ピーク計数を周期的に数回以上測定した。1 回の測定時間は箔により異なり、十分な計数が得られるように 5000 秒～15000 秒とした。

	$\gamma$ - ray	Half life
C8	$^{239}\text{Np}$ ; 278 keV	56.3 hr.
F5, F8, F9	$^{143}\text{Ce}$ ; 293 keV $^{133}\text{I}$ ; 529.8 keV	33.0 hr. 20.9 hr.
	$^{97}\text{Nb}$ ; 657.9 keV	16.9 hr.
	$^{97}\text{Zr}$ ; 743.4 keV	16.9 hr.

$\gamma$  線スペクトルの処理には、非線形最小自乗法に基づく  $\gamma$  線スペクトル解析コードを使用して、コンプトン成分及び寄生ピークの影響を排除した光電ピーク計数を得た。各光電ピークに対するゲルマニウム検出器の実効的な  $\gamma$  線計数効率の校正は、核分裂反応については平行板電極型核分裂計数管と箔照射の組み合わせで、 $^{238}\text{U}$  捕獲反応については強度既知の  $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$  線源を用いて行った。

さらに、セル平均の反応率を求めるために、炉心中心セル内の反応率の微細分布を測定し、セル平均係数を求めた。絶対校正、セル非均質性の他、各種補正についての詳細は、文献 4) 及び 5) を参照されたい。

以上の結果求められたセル平均の反応率比 F8/F9、C8/F9 及び C8/F5 を Table 3-2 に示す。

## 3. 2. 2 反応率分布

プルトニウム箔、濃縮ウラン箔及び劣化ウラン箔を固定側集合体の炉心中心 T2 引出しの各セ

ルに装填し、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{235}\text{U}$  及び  $^{238}\text{U}$  核分裂率と  $^{238}\text{U}$  捕獲反応率の、箔装填位置における軸方向分布を測定した。分布測定位置は燃料引出し前端セル（1Z）から後端セル（9Z）までの合計 9 セルである。

前節で述べた反応率比測定と同様に各種補正を施し、前端セル（1Z）での測定結果により規格化した。以下、核分裂率及び捕獲反応率それぞれの測定の概要と測定結果をまとめる。

### 核分裂率分布

反応率比の測定と同様に、プルトニウム箔については固定側テスト領域中心引出の Pu92 板を実験孔付きのものに置き換え、ウラン箔については DUO<sub>2</sub> 板（1/2”厚さ）2 枚の間に箔を設置した。

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

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

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

### $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率分布

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

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

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

### 測定結果

炉心中心セルにて規格化した反応率分布の実験結果を Table 3-3 に示す。実験誤差として以下の

各項目について考慮し、炉心中心セルでの測定誤差を各位置での誤差に伝搬して評価した。

- (イ) 時間減衰補正（本節（1））を行った後の計数率値間のばらつき
- (ロ) 箔重量誤差

### 3. 3 サンプル反応度値

中性子スペクトル及び燃料核種や共鳴吸収核種などの断面積精度を評価する実験として、炉心中心において燃料板反応度値、ボロン反応度値、円筒形アクチノイド・サンプル反応度値の測定を行った。また、中性子束や中性子インポータンスの分布特性を評価する実験としてプルトニウム板反応度値中心軸方向分布の測定を行った。以下に測定項目と測定手法そして測定結果について述べる。

反応度値の測定では、Reference 体系とサンプルを挿入した体系との余剰反応度差 $\Delta\rho_{\text{ex}}$ を臨界法により求めた。

$$\Delta\rho_{\text{ex}} = \rho_{\text{ex}} - \rho_{\text{ex}}^{\text{ref}}$$

ここで、 $\rho_{\text{ex}}$ は測定対象サンプルを炉心に装荷した際の余剰反応度値、 $\rho_{\text{ex}}^{\text{ref}}$ は Reference 体系の余剰反応度値である。それぞれの余剰反応度は臨界時の制御棒位置から制御棒較正曲線を用いて求めた。その際、炉心温度の変化により付加される反応度効果を、測定した炉心温度と温度係数により補正した（以下、 $\Delta\rho_T$ とする）。

なお、余剰反応度の測定誤差は、以下のように定めた。

① 制御・安全棒の位置表示値に起因する誤差として、常に全挿入状態である安全棒1組につき $\pm 0.01\text{mm}$ を、臨界点測定毎に挿入位置を変える制御棒1組につき $\pm 0.05\text{mm}$ を仮定し、全安全棒（6組）及び全制御棒（2組）では $\pm 0.07\text{mm}$ とした。すなわち1回の測定につき、 $\delta\rho_{\text{SCR}} = \pm 0.07\text{mm} \times 1\rho_0 / 50\text{mm} = \pm 0.0014\rho_0$ とした。

②  $\Delta\rho_T$ の誤差として、以下のように評価した。温度の測定誤差を $\pm 0.05^\circ\text{C}$ とし、2回の余剰反応度測定による誤差 $\delta\Delta T$ を $\pm 0.07^\circ\text{C}$ とした。温度変化を $\Delta T$ 、温度係数  $f_T = -0.0552 \pm 0.002\rho_0^\circ\text{C}$ として、 $\Delta\rho_T = \Delta T \times f_T$ の誤差 $\delta\Delta\rho_T$ は、

$$\Delta\rho_T \pm \delta\Delta\rho_T = (\Delta T \pm \delta\Delta T) \times (f_T \pm \delta f_T) = \Delta T \times f_T \pm (\Delta T^2 \times \delta f_T^2 + f_T^2 \times \delta\Delta T^2)^{1/2} \quad \text{より、}$$

$$\delta\Delta\rho_T = (4 \times \Delta T^2 + 14.93)^{1/2} \times 10^{-3} \text{ と表され、温度変化によって以下のように求められる。}$$

$$\Delta T = 0.1^\circ\text{C} \text{ のとき } \delta\Delta\rho_T = \pm 0.0039\rho_0$$

$$\Delta T = 0.5^\circ\text{C} \text{ のとき } \delta\Delta\rho_T = \pm 0.0040\rho_0$$

$$\Delta T = 1^\circ\text{C} \text{ のとき } \delta\Delta\rho_T = \pm 0.00440\rho_0$$

③ 両集合体間ギャップの測定誤差については、1日のギャップ変化幅が約 $0.0015\text{mm}$ と測定精度 $(\pm 0.003\text{mm})$ より少ないため、ギャップ変動による反応度補正是施さず、ギャップ変動誤差

として $\pm 0.001\text{mm}$ を考慮した。すなわち、ギャップ係数  $f_G = -0.993 \pm 0.02\rho_0/\text{mm}$ として、 $\delta\rho_G = \pm 0.001\text{mm} \times f_G = \pm 0.001\rho_0$ とした。

これら測定誤差の合計として、2回の余剰反応度の測定誤差は以下のように求められた。

$$(\delta\Delta\rho_{ex})^2 = (\delta\rho_{SCR})^2 + (\delta\Delta\rho_T)^2 + (\delta\rho_G)^2 \text{として、}$$

$\delta\Delta\rho_{ex}$ は、

$$\Delta T = 0.1^\circ\text{C} \text{のとき} \quad \delta\Delta\rho_{ex} = (2 \times 0.0014^2 + 0.0039^2 + 0.001^2)^{1/2} = \pm 0.0045\rho_0$$

$$\Delta T = 0.5^\circ\text{C} \text{のとき} \quad \delta\Delta\rho_{ex} = (2 \times 0.0014^2 + 0.0040^2 + 0.001^2)^{1/2} = \pm 0.0046\rho_0$$

$$\Delta T = 1^\circ\text{C} \text{のとき} \quad \delta\Delta\rho_{ex} = (2 \times 0.0014^2 + 0.0044^2 + 0.001^2)^{1/2} = \pm 0.0049\rho_0$$

密着後（数時間経過）の温度変化は、 $1^\circ\text{C}$ に満たないことから、以下、2回の余剰反応度の測定誤差 $\delta\Delta\rho_{ex}$ を $\pm 0.005\rho_0$ とする。

### 3. 3. 1 炉心中心板状サンプル反応度価値

燃料核種や共鳴吸収核種などの断面積精度を評価するための実験データ取得を目的として、燃料板や共鳴物質板などの各種板状サンプルの反応度価値を炉心中心部（いずれの測定も固定側集合体のみ）にて測定した。以下、各測定項目について測定方法を述べる。セル内のサンプル装填位置をFig. 3-3 に、炉心での測定位置を Fig. 3-4(a)及び(b)に示す。

#### (1) Pu92 板反応度価値 (Fig. 3-3 中のセル名: “T2-P1”を参照のこと)

炉心中心 T2 引出し前端セル (1Z) において燃料セルの 2 枚の Pu92 板を  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板に置換した前後の余剰反応度差を求め、Pu92 板のステンレス鋼被覆とステンレス鋼板の重量差 9.34g による反応度価値を補正することによりプルトニウム正味の反応度価値を求めた。

#### (2) ウラン燃料板反応度価値 (同: “T2-P2”, “T2-P3”, “T2-P4”, “T2-P5”)

炉心中心 T2 引出し前端セル (1Z) の 2 枚の Pu92 板を  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板に置換したセル (Fig. 3-3 中のセル名“T2-P1”) を Reference 体系とし、このステンレス鋼板を各種燃料板 (EU93、EU20、NU) に置換した体系との過剰反応度による反応度の変化を測定した。そして、ステンレス鋼板のステンレス 31g の反応度価値を差し引くことにより、燃料板正味の反応度価値を得た。また、炉心中心 T2 引出し 1Z の 3 枚の DUO<sub>2</sub> 板を 12 枚の  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板に置換した前後の余剰反応度差を求め、ステンレス鋼板のステンレス 186.0g の反応度価値を差し引くことにより、DUO<sub>2</sub> 正味の反応度価値を求めた。

#### (3) 共鳴物質板反応度価値 (同: “T2-P7”, “T2-P8”, “T2-P9”, “T2-P10”, “T2-P11”)

1/16"厚さの Ni, Mn 及び Cu サンプル各 36 枚、1/64"厚さの Mo 及び Nb サンプル各 144 枚を用い、これら板状サンプルの反応度値を炉心中心 3 行×3 列の T2 引出し（9 体）の 1Z 及び 2Z の計 18 セルにおいて測定した。測定位置の各燃料セル中の 2"×2"×1/16" サイズの Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 板（合計 36 枚）を同数の 2"×1"×1/16" サイズのステンレス鋼板に置換したセル（Fig. 3-3 中のセル名”T2-P6”）を Reference 体系とし、このステンレス鋼板を各サンプルに置換した前後の余剰反応度差を求め、ステンレス鋼板のステンレス 558g の反応度値を差し引くことにより、各共鳴物質正味の反応度値を求めた。

#### (4) プルトニウム同位体組成に関する反応度値 (同: “T2-P12”及び “T2-P13”)

炉心中心 3 行×3 列の T2 引出し（9 体）の 1Z 及び 2Z の計 18 セルにおいて、Pu92 板合計 36 枚を同サイズ同数の 81% fissile Pu 板（以下、Pu81 板とする）と 75% fissile Pu 板（以下、Pu75 板とする）それぞれ 36 枚へ置換した際の反応度値を測定した。プルトニウムベクトル及び質量バランスは以下のとおりである。

Plutonium vector (wt%) of each Pu plate

Pu92 : 239:240:241:242=91.2:8.0:0.8:0.07

Pu81 : 239:240:241:242=78.4:18.2:3.0:0.4

Pu75 : 239:240:241:242=68.3:21.7:7.5:2.0

Mass balance (g)

Pu92 × 36 → Pu81 × 36	Pu92 × 36 → Pu75 × 36
<sup>239</sup> Pu : -25.42	<sup>239</sup> Pu : -102.02
<sup>240</sup> Pu : 160.20	<sup>240</sup> Pu : 232.67
<sup>241</sup> Pu : 11.88	<sup>241</sup> Pu : 38.70
<sup>241</sup> Am : 21.06	<sup>241</sup> Am : 66.89

なお、上記の(a)～(c)各サンプル反応度値の測定でのステンレス鋼板反応度補正は、次のように求めた。固定側炉心中心 3 行×3 列の T2 引出し（9 体）の 1Z 及び 2Z の計 18 セルにおいて、2"×2"×1/16" サイズの Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 板（合計 36 枚）の位置にて 2"×2"×1/16" と 2"×1"×1/16" サイズのステンレス鋼板（36 枚）の反応度値の差を測定した。その結果、ステンレス 558g の反応度値からステンレス板の単位質量当たりの反応度値は、 $1.57 \times 10^{-4} (\pm 6\%) \rho_0 / g$  と得られた。

以上の板状サンプル反応度値の測定結果を Table 3-4 にまとめて示す。

### 3. 3. 2 ボロン反応度値

中性子吸収剤として制御棒に用いられるボロンの反応度特性を評価するため、ボロン反応度値を測定した。ボロン反応度値の測定では、ボロン試料として天然(20%)、40%、60%及び 90% 濃縮 <sup>10</sup>B からなる B<sub>4</sub>C を板状に加工し、それをステンレス鋼で被覆し 2"×2"×1/8" のサイズとし

たものを使用した。

### 炉心中心での測定

固定側炉心中心 T2 引出しの 1Z の燃料セルにおいてセル中央の  $\text{DUO}_2$  板 1 枚を  $2'' \times 2'' \times 1/8''$  サイズのステンレス鋼ボイド缶 2 枚に置換した (Fig. 3-3 中のセル名“T2-P14”を使用した) 体系を Reference 体系とし、このステンレス鋼ボイド缶をボロン試料に置換した体系との余剰反応度差としてボロン試料の反応度値を得た。セル内のボロン試料装填位置を Fig. 3-3 中のセル名“T2-P15”, “T2-P16”, “T2-P17”及び“T2-P18”に、炉心での測定位置を Fig. 3-4(a)に示す。測定結果を Table 3-5 に示す。

### 炉心中心軸での分布測定

炉心中心 1Z での測定の他に、固定側炉心中心軸に沿って 1Z から 15Z まで 1 セル毎にボロン反応度値分布の測定が実施された<sup>9)</sup>。測定に用いたボロン試料は、各セルにおいて 90% 濃縮  $^{10}\text{B}_4\text{C}$  板 2 枚である。詳細な測定方法や解析結果は、文献 9)に詳しいのでここでは省略し、測定結果のみを Table 3-6 に示す。1Z において、Table 3-5 での 90%  $^{10}\text{B}_4\text{C}$  の値と（誤差の範囲内で一致しているが）異なる要因として、反応度値分布の測定では、Reference 体系にステンレス鋼ボイド缶でなくアルミニウム板を用いていることが挙げられる。

### 3. 3. 3 プルトニウム反応度値軸方向分布

中性子束（あるいは中性子インポータンス）の空間分布の指標として、プルトニウム反応度値の炉心軸方向分布を測定した。測定範囲は固定側炉心中心 T2 引出しの 1Z から 9Z までの 1 セル毎とした。反応度値の測定方法は、単位燃料セルあたり 2 枚の Pu92 板を  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板 2 枚に置換したことによる反応度変化を臨界法により測定するものである。Pu の変化量は、70.46g である。セル内の測定位置を Fig. 3-3 中のセル名: “T2-P1”に、炉心での測定位置を Fig. 3-4(c)に示す。測定結果を Table 3-7 に示す。

### 3. 3. 4 円筒形アクチノイド・サンプル反応度値

円筒形状のアクチノイド・サンプルを用い、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{240}\text{Pu}$  の反応度値を測定した。測定に先立ち、予め固定側径方向中心（26 行目）に位置する全燃料引出しの 1Z セルの燃料板及び模擬物質板を全て実験孔（20mm  $\phi$ ）のあるものに変更し、径方向にサンプルを炉心外から炉心中心へ装填するためのガイドチューブを設置した。これに伴い、余剰反応度調整のため UD 引出しを移動側に 1 本追加装荷した。また、測定対象であるサンプル反応度値が制御棒の反応度値に対して小さいため、微分反応度値が SCR より小さい微調整棒 FR (Fine Rod) 1 本を臨界

調整に用いた。FR は PD 引出し（移動側集合体の 1 本）と置き換え配置した。円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値の測定体系水平断面図を Fig. 3-5 に示す。

測定では、炉心径方向サンプル駆動装置を用いてサンプルの交換や移動を遠隔操作にて行った。測定に用いたサンプルの仕様を以下にまとめると。

サンプル	O	核種毎の重量 (g)					
		$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	スペーサ重量
$^{235}\text{U}$	23.621	19.99	0.011				9.85
$^{239}\text{Pu}$	2.678		19.82	0.177	0.002	25.69	
$^{240}\text{Pu}$	2.0078		0.1094	14.745	0.1016	14.58	

各サンプルを炉心中心に位置するよう遠隔操作により操作し、サンプル挿入前後の臨界時の FR 位置変化からサンプルの反応度価値を求める。FR 位置は、炉出力追随の自動制御とし、その位置を 0.5sec 間隔で 160 回連続して測定し平均を取る。さらにこの操作を連続して数回繰り返し、その平均値を最終的な臨界 FR 位置とする。その際の標準偏差を測定誤差として評価した。これら一連の操作をアクチノイド・サンプルそれについて行った。また、ステンレス重量の異なる 2 種類の Dummy Can を用い、その差から、ステンレスの単位重量当たりの反応度価値を求め、各サンプルによって重量が異なるスペーサ（ステンレス製）の反応度補正を施した。さらに、サンプルと同量のステンレスのみからなる Dummy Can の反応度価値を差し引き、サンプル正味の反応度価値を得る。補正を施したアクチノイド・サンプルの反応度価値測定結果を Table 3-8 に示す。

### 3. 4 ナトリウムボイド反応度効果

炉心の一部領域でナトリウムをボイド化した状態を模擬し、ナトリウムボイド反応度効果を測定した。ボイド状態は単位セル当たりナトリウム板 4 枚をステンレス製のボイド缶に置換することにより模擬した (Fig. 3-3 中のセル名 “T2-Na-V” 及び “SB-Na-V” を参照のこと)。

測定の種類として、

- 1) 軸方向の各 Z 位置でのナトリウムボイド反応度（ステップ・ボイド）

測定位置 : 1Z, 2Z, ..., 11Z

- 2) ボイド規模依存性の測定

測定位置 : 1Z~2Z, 1Z~6Z, 1Z~9Z, 1Z~15Z

について測定した。測定箇所は、いずれも固定側集合体中心軸に沿った 3 行 × 3 列の領域である。Fig. 3-6 にボイド化する領域の概略図を示す。

9 本の燃料引出しのナトリウム板をボイド缶へ置換した前後の体系の臨界時の余剰反応度差を測定した。詳細な実験条件等については、文献 6), 7) を参照のこと。実験誤差の評価方法は、サンプル反応度価値の測定と同じである。

実験結果を Table 3-9 に示す。ナトリウムボイド反応度効果は、炉心中心 (1Z) で最大となり、

測定位置が軸方向外側へ移動するにつれて小さくなり、炉心中心から約 28 cm の位置で 0 となり正から負の値へと変化する。

### 3. 5 $^{238}\text{U}$ ドップラー効果

$^{238}\text{U}$  ドップラー効果は即発的な負の反応度フィードバック効果を与える安全上重要な核特性量であり、これまで FCA を用いて、ドップラー効果の予測精度を評価するための実験データの蓄積を図ってきた<sup>14)~16)</sup>。また、より高温領域での予測精度の向上を目的に、1500°Cまで測定可能なサンプル加熱・反応度価値測定法による測定装置及びレーザー照射により 2000°Cまで測定可能な箔加熱・反応率測定法による測定装置が開発された<sup>17)~19)</sup>。本炉心においては、従来の測定技術である 800°Cまでのドップラー効果測定に加え、これら高温領域でのドップラー効果測定技術を用いた実験を実施した。詳細な測定手法については文献<sup>+</sup>を参照のこととし、ここでは、FCA-XVII-1 体系において測定した  $^{238}\text{U}$  ドップラー効果について実験手法の概要と結果をまとめる。

いざれの測定においても、炉心中心引出し（両側集合体）をドップラー効果測定用特殊引出しに変更して測定を行った。これに伴い、余剰反応度調整のため、UD 引出しを固定側に 1 本、移動側に 2 本それぞれ追加装荷した。ドップラー効果測定体系を Fig. 3-7 に示す。

また、サンプル加熱・反応度価値測定法では、測定対象であるドップラー効果が制御棒の反応度価値に対して小さいため、前述の円筒形アクチノイドサンプル反応度価値の測定と同様に、微調整棒 (FR) 1 本を移動側 PD 引出しと置換して臨界調整に用いた。測定方法を以下にまとめる。

測定法	測定試料	加熱方法	測定量
サンプル加熱・反応度価値測定法	円筒形ウランサンプル	電気ヒーター	反応度価値
箔加熱・反応率測定法	ディスク形状ウラン箔	レーザー照射	中性子捕獲反応率

サンプル加熱・反応度価値測定法では、800°Cまで昇温可能な円筒形ドップラー効果測定用サンプル（以下、ドップラーサンプルとする）及び 1500°Cまで測定可能なドップラーサンプルとそれぞれの温度範囲に専用の測定装置一式を用いた。ドップラーサンプルは金属又は酸化物のペレットからなり、全長はいずれも 15.0cm である。800°Cまでの測定では、 $^{238}\text{U}$  の自己遮蔽効果を系統的に変化させドップラー効果の予測精度を評価するために、組成・外径の異なるドップラーサンプルを用いた。測定に用いたドップラーサンプルを Table 3-10 にまとめる。

以下、各測定法の測定原理と測定結果を示す。

#### サンプル加熱・反応度価値測定法

サンプル加熱・反応度価値測定法によるドップラー効果の測定では、炉心中心に挿入したピン状サンプルの温度上昇による反応度価値変化（以下、ドップラー反応度価値と呼ぶ）を求める。

<sup>+</sup> 800°Cまでの従来の測定技術については文献 14) や 15)、高温領域でのドップラー効果測定技術については文献 17)~19)など。

ドップラーサンプルは、加熱容器に封入されドップラー効果測定用特殊引出しの片側端部に固定し、反対側端部には、室温のままのダミーサンプル（主に NU 板）を装填する。

室温  $T_0$  及び温度  $T$  に昇温したドップラーサンプルを炉心中心に挿入した際の反応度価値をそれぞれ  $\rho_{\text{Sample}}(T_0)$  と  $\rho_{\text{Sample}}(T)$  とし、ドップラー反応度価値 ( $\rho_{\text{Doppler}}(T)$ ) を次式のように定義する。

$$\text{Doppler reactivity worth : } \rho_{\text{Doppler}}(T) = \rho_{\text{Sample}}(T) - \rho_{\text{Sample}}(T_0)$$

ドップラー反応度価値の測定温度点  $T$  は、サンプルによって異なる。 $\rho_{\text{Sample}}$  は、ドップラーサンプル及びダミーサンプルを炉心中心に交互に置いた際の臨界時の制御棒挿入位置変化より求め。これを数回行い、微少な反応度価値を高精度にて測定する。（本測定法は、サンプル・オシレーション法と呼ばれる。）測定誤差として、数回繰り返し測定した制御棒位置の標準偏差を採用した。なお、ステンレス製被覆管のドップラー反応度価値寄与を除きウラン正味のドップラー反応度価値を得るために、別途、ステンレス製被覆管のみ（Empty Can）のドップラー反応度価値も測定し、各サンプルのドップラー反応度価値から差し引いた。なお、DUO<sub>2</sub>(20)サンプルの測定には、25 φ用加熱容器を用い、空管はタンクステン製である。

また、Empty Can から室温のドップラーサンプルへの置換反応度（サンプル反応度価値： $\rho_{\text{Sample}}$ ）も測定した。

燃料本数が基準体系と異なるため、ドップラー効果測定に当たり、ドップラー効果測定体系にて、基準体系と同様に制御棒較正及び標準反応度  $1\rho_0$  の測定を行った。ドップラー効果の実験期間中に 3 回測定した結果 ( $1\rho_0=6.02 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 、 $6.03 \times 10^{-4} \Delta k/k$  及び  $5.98 \times 10^{-4} \Delta k/k$ ) の平均をとり、

$$1\rho_0=(6.01 \pm 0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$$

とした。ドップラー反応度価値の測定結果を Table 3-11 に示す。また、室温サンプル反応度価値の測定結果を Table 3-12 に示す。なお、DUO<sub>2</sub>(20)-1500 のみ室温サンプル反応度価値の実験誤差が小さいのは、本測定のみサンプルオシレーション法にて室温サンプルと Empty can の反応度差を評価したためである。

### 箔加熱・反応率測定法

ドップラー効果測定用引出しの保持装置内に箔を設置し炉心中心に挿入し、レーザー照射により 2000°Cまで昇温したうえで所定の炉出力で中性子照射する。また、昇温した場合とは別に、レーザー照射せず室温のままで中性子照射する。炉出力による規格化のために、別の箔を用意し、燃料セル中において同時に中性子照射した。中性子照射後、反応率測定における <sup>238</sup>U の中性子捕獲反応率測定と同様の方法により、<sup>239</sup>Np の 106、210、277.6keV の γ 線ピークを測定することにより <sup>238</sup>U の中性子捕獲反応率を求める。得られた温度  $T$  での反応率  $C(T)$  及び室温での反応率  $C(T_0)$  から、ドップラー効果  $D(T)$  を

$$D(T)=C(T)/C(T_0)-1$$

として求める。測定温度  $T$  は、800、1100、1500、2000°Cの 4 点である。ドップラー効果の測定結果を Table 3-13 に示す。

Table 3-1 Experimental results of the criticality in the FCA-XVII-1 assembly

Doubling time (sec)		44.1±0.5
$\beta_{\text{eff}}$		0.00498
$1/\rho_0 (\times 10^{-4} \Delta k/k)$		6.03±0.06
$\rho_{\text{ex}}$ as built ( $\rho_0$ )		4.098±0.003
Corrections for $\rho_{\text{ex}} (\rho_0)$	$\rho_T$	-0.0276±0.003
	$\rho_D$	6.0±0.006
	$\rho_{\text{Gap}}$	2.09±0.3
	$\rho_{\text{SUS}}$	-0.14±0.2
Corrected $\rho_{\text{ex}}$ for MC <sup>a</sup> ( $\rho_0$ )		10.07±0.007
	( $\times 10^{-3} \Delta k/k$ )	6.072±0.061
Corrected $\rho_{\text{ex}}$ for DC <sup>b</sup> ( $\rho_0$ )		12.02±0.36
	( $\times 10^{-3} \Delta k/k$ )	7.248±0.23
$k_{\text{eff}}$ for MC <sup>a</sup>		1.00611±0.00006
$k_{\text{eff}}$ for DC <sup>b</sup>		1.0073±0.0002

a) MC:  $\rho_T$  and  $\rho_D$  were applied to  $\rho_{\text{ex}}$  to be compared with Monte Carlo calculations.

b) DC:  $\rho_T$ ,  $\rho_D$ ,  $\rho_{\text{Gap}}$  and  $\rho_{\text{SUS}}$  were applied to  $\rho_{\text{ex}}$  to be compared with deterministic calculations.

Table 3-2 Experimental results of the reaction rate ratios in the FCA-XVII-1 assembly<sup>5)</sup>

F8/F9	0.0258±1.9% <sup>a</sup>
C8/F9	0.1452±2.0%
C8/F5	0.1322±1.7%

a) Experimental error (relative error).

Table 3-3 Experimental results of the axial reaction rate distributions in the FCA-XVII-1 assembly

Distance (cm) <sup>a</sup>	F9	F5	F8	C8
2.54	1.000	1.000	1.000	1.000
7.62	0.986±1.3% <sup>b</sup>	0.988±0.70%	0.985±0.71%	0.981±0.30%
12.70	0.950±1.1	0.961±0.92	0.942±0.81	0.952±0.34
17.78	0.908±1.0	0.913±0.93	0.904±0.60	0.910±0.30
22.86	0.852±1.1	0.852±0.64	0.840±0.80	0.847±0.29
27.94	0.773±1.2	0.782±0.93	0.762±0.83	0.780±0.29
33.02	0.687±1.0	0.703±0.74	0.667±0.79	0.704±0.29
38.10	0.603±1.1	0.612±0.96	0.567±0.79	0.619±0.31
43.18	0.518±1.4	0.542±1.1	0.432±0.88	0.535±0.30

a) Distance from the midplane. b) Experimental error (relative error).

Table 3-4 Experimental results of the plate sample reactivity worth in the FCA-XVII-1 assembly

Sample	Mass (g)	Measured worth ( $\rho_o$ )	SUS correction ( $\rho_o$ )		Corrected worth ( $\times 10^{-4} \Delta k/k$ ) <sup>a</sup>
			( $\rho_o$ )	( $\rho_o$ )	
Pu92	70.46 <sup>b</sup>	0.3304±0.005 <sup>d</sup>	-0.0015±0.0001	0.3289±0.005	1.983±0.036
EU93	147.02	0.5385	-0.0049±0.0003	0.5336±0.005	3.218±0.044
EU20	148.54	0.0911	-0.0049±0.0003	0.086±0.005	0.520±0.031
NU	150.26	-0.0320	-0.0049±0.0003	-0.0369±0.005	-0.222±0.030
DUO <sub>2</sub>	477.70	-0.1046	-0.0292±0.0017	-0.1338±0.005	-0.807±0.033
Ni	1224.32	-0.1930	-0.0876±0.005	-0.2806±0.007	-1.692±0.046
Mn	992.12 <sup>c</sup>	-0.2033	-0.0876±0.005	-0.2909±0.007	-1.754±0.046
Cu	1248.13	-0.2812	-0.0876±0.005	-0.3688±0.007	-2.224±0.048
Mo	1443.20	-0.6111	-0.0876±0.005	-0.3688±0.007	-4.213±0.060
Nb	1210.30	-0.7528	-0.0876±0.005	-0.8404±0.007	-5.068±0.066
Pu81	1443.35	0.0114		0.0114±0.005	0.069±0.030
Pu75	1544.51	-0.1817		-0.1817±0.005	-1.096±0.032

a)  $1\rho_o = (6.03\pm0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$  was adopted. b) Excluding aluminum (1.04g).

c) Mn/Cu/Ni: 74.4/9.0/16.9 wt%. d) Experimental error.

Table 3-5 Experimental results of the  $B_4C$  plate sample reactivity worth in the FCA-XVII-1 assembly

Sample	Mass of $^{10}B$ (g)	Reactivity worth ( $\rho_o$ )	( $\times 10^{-4} \Delta k/k$ ) <sup>a</sup>
20% $B_4C$	4.22	-0.380±0.005 <sup>b</sup>	-2.288±0.038
40% $B_4C$	8.46	-0.665	-4.010±0.050
60% $B_4C$	12.58	-0.889	-5.358±0.061
90% $B_4C$	18.96	-1.182	-7.125±0.077

a)  $1\rho_o=(6.03\pm 0.06)\times 10^{-4}\Delta k/k$  was adopted. b) Experimental error.

Table 3-6 Experimental results of the axial distribution of the 90% $B_4C$  plate sample reactivity worth in the FCA-XVII-1 assembly<sup>9)</sup>

Position	Distance <sup>a</sup> (cm)	Reactivity worth ( $\rho_o$ )	( $\times 10^{-4} \Delta k/k$ ) <sup>b</sup>
1Z	2.54	-1.174±0.005 <sup>c</sup>	-7.079±0.077
2Z	7.62	-1.149	-6.928±0.075
3Z	12.70	-1.072	-6.464±0.071
4Z	17.78	-0.974	-5.873±0.066
5Z	22.86	-0.846	-5.101±0.059
6Z	27.94	-0.700	-4.221±0.052
7Z	33.02	-0.550	-3.317±0.045
8Z	38.10	-0.410	-2.472±0.039
9Z	43.18	-0.275	-1.658±0.034
10Z	48.26	-0.161	-0.971±0.032
11Z	53.34	-0.089	-0.537±0.031
12Z	58.42	-0.046	-0.277±0.030
13Z	63.50	-0.023	-0.139±0.030
14Z	68.58	-0.004	-0.024±0.030
15Z	73.66	-0.001	-0.006±0.030

a) Distance from the midplane. b)  $1\rho_o=(6.03\pm 0.06)\times 10^{-4}\Delta k/k$  was adopted.

c) Experimental error.

Table 3-7 Experimental results of the axial distribution of the plutonium reactivity worth in the FCA-XVII-1 assembly

Position	Distance <sup>a</sup> (cm)	Reactivity worth ( $\rho_o$ )	( $\times 10^{-4} \Delta k/k$ ) <sup>b</sup>
1Z	2.54	-0.333±0.005 <sup>c</sup>	-2.008±0.036
2Z	7.62	-0.324	-1.954±0.036
3Z	12.70	-0.304	-1.833±0.035
4Z	17.78	-0.277	-1.670±0.034
5Z	22.86	-0.241	-1.453±0.033
6Z	27.94	-0.201	-1.212±0.032
7Z	33.02	-0.157	-0.947±0.032
8Z	38.10	-0.122	-0.736±0.031
9Z	43.18	-0.086	-0.519±0.031

a) Distance from the midplane. b)  $1\rho_o=(6.03\pm 0.06)\times 10^{-4}\Delta k/k$  was adopted.

c) Experimental error.

Table 3-8 Experimental results of the reactivity worth of the cylindrical actinide samples in the FCA-XVII-1 assembly

Sample	Reactivity worth	
	( $\rho_o$ )	( $\times 10^{-5} \Delta k/k$ ) <sup>a</sup>
$^{235}\text{U}$	$0.075 \pm 0.003^b$	$4.55 \pm 0.17$
$^{239}\text{Pu}$	$0.095 \pm 0.003$	$5.70 \pm 0.21$
$^{240}\text{Pu}$	$0.0072 \pm 0.0007$	$0.43 \pm 0.04$

a) 1  $\rho_o = (6.03 \pm 0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$  was adopted.

b) Experimental error.

Table 3-9 Experimental results of the sodium void reactivity effect in the FCA-XVII-1 assembly<sup>7)</sup>

Position ID	Distance <sup>a</sup> (cm)	Reactivity worth	
		( $\rho_o$ )	( $\times 10^{-4} \Delta k/k$ ) <sup>b</sup>
(Step void)			
1z	2.54	$0.0890 \pm 0.005^c$	$0.537 \pm 0.031$
2z	7.62	0.0835	$0.504 \pm 0.031$
3z	12.70	0.0642	$0.387 \pm 0.030$
4z	17.78	0.0490	$0.295 \pm 0.030$
5z	22.86	0.0298	$0.180 \pm 0.030$
6z	27.94	0.0040	$0.024 \pm 0.030$
7z	33.02	-0.0194	$-0.117 \pm 0.030$
8z	38.10	-0.0424	$-0.256 \pm 0.030$
9z	43.18	-0.0598	$-0.361 \pm 0.030$
10z	48.26	-0.0578	$-0.349 \pm 0.030$
11z	53.34	-0.0303	$-0.183 \pm 0.030$
(Void volume dependence)			
1-2z	(5.08) <sup>d</sup>	$0.1671 \pm 0.005$	$1.008 \pm 0.032$
1-6z	(30.48)	0.3121	$1.882 \pm 0.035$
1-9z	(45.72)	0.1607	$0.969 \pm 0.032$
1-15z	(73.20)	0.0090	$0.054 \pm 0.030$

a) Distance from the midplane. b)  $1 \rho_o = (6.03 \pm 0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$  was adopted.

c) Experimental error.

d) Values in the parenthesis are range in the axial direction of the voided region.

Table 3-10 Characteristics of the Doppler samples used in the FCA-XVII-1 experiment

Temperature (°C)	Sample Content	Sample ID	Outer Diameter (cm)	Mass of $^{238}\text{U}$ (g)
800	Natural U metal	NU(25)	2.48	1337
	Natural U metal	NU(20)	2.00	863
	Natural $\text{UO}_2$	NUO <sub>2</sub> (25)	2.50	601
	Natural $\text{UO}_2$	NUO <sub>2</sub> (20)	2.00	374
	Natural $\text{UO}_2\text{&BeO}$	NUO <sub>2</sub> +BeO(1:1) <sup>a</sup>	2.50	292
	Natural $\text{UO}_2\text{&BeO}$	NUO <sub>2</sub> +BeO(1:5) <sup>a</sup>	2.50	97
1500	Depleted $\text{UO}_2$ <sup>b</sup>	DUO <sub>2</sub> (20)	1.98	388
	Depleted $\text{UO}_2$ <sup>b</sup>	DUO <sub>2</sub> (20)-1500	1.98	388

a) Values in parentheses are the volume ratio of  $\text{UO}_2$  to BeO.

b) The sample is canned with tungsten.

Table 3-11 Experimental results of the  $^{238}\text{U}$  Doppler effect in the FCA-XVII-1 assembly<sup>10),18)</sup>

Sample ID	Temperature (°C)	$\rho_{\text{Doppler}}$ (T) ( $\rho_0$ )	$(\times 10^{-5} \Delta k/k)^a$
NU(25)	300	-0.0137±0.00029 <sup>b</sup>	-0.823±0.019
	550	-0.0215±0.00033	-1.294±0.024
	800	-0.0279±0.00038	-1.678±0.028
NU(20)	300	-0.00909±0.00042	-0.546±0.026
	550	-0.0142±0.00040	-0.856±0.026
	800	-0.0182±0.00042	-1.097±0.027
NUO <sub>2</sub> (25)	300	-0.00669±0.00025	-0.402±0.016
	550	-0.0104±0.00033	-0.627±0.021
	800	-0.0138±0.00029	-0.829±0.019
NUO <sub>2</sub> (20)	300	-0.00468±0.00040	-0.281±0.024
	550	-0.00682±0.00038	-0.410±0.023
	800	-0.00874±0.00035	-0.526±0.022
NUO <sub>2</sub> +BeO(1:1)	300	-0.0408±0.00024	-0.245±0.015
	550	-0.0646±0.00026	-0.388±0.016
	800	-0.0813±0.00027	-0.489±0.017
NUO <sub>2</sub> +BeO(1:5)	550	-0.00263±0.00032	-0.158±0.019
	800	-0.00324±0.00030	-0.195±0.018
DUO <sub>2</sub> (20)	300	-0.00383±0.00038	-0.230±0.023
	550	-0.00609±0.00039	-0.366±0.024
	800	-0.00826±0.00039	-0.496±0.023
DUO <sub>2</sub> (20)-1500	550	-0.00731±0.00052	-0.439±0.031
	800	-0.00876±0.00034	-0.527±0.021
	1100	-0.01052±0.00035	-0.632±0.021
	1500	-0.01191±0.00042	-0.716±0.026

a) 1  $\rho_0 = (6.01 \pm 0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$  was adopted. b) Experimental error.

Table 3-12 Experimental results of the sample reactivity worth of the Doppler samples in the FCA-XVII-1 assembly<sup>10),18)</sup>

Sample	Reactivity worth	
ID	(ρ <sub>o</sub> )	(x10 <sup>-5</sup> Δk/k) <sup>a</sup>
NU(25)	-0.293±0.005 <sup>b</sup>	-17.6±0.30
NU(20)	-0.195	-11.7±0.26
NUO <sub>2</sub> (25)	-0.169	-10.2±0.27
NUO <sub>2</sub> (20)	-0.105	-6.31±0.25
NUO <sub>2</sub> +BeO(1:1)	-0.126	-7.57±0.25
NUO <sub>2</sub> +BeO(1:5)	-0.087	-5.23±0.25
DUO <sub>2</sub> (20)	-0.121	-7.27±0.25
DUO <sub>2</sub> (20)-1500	-0.107±0.002	-6.43±0.14

a) 1 ρ<sub>o</sub>=(6.01±0.06)×10<sup>-4</sup>Δk/k was adopted.

b) Experimental error.

Table 3-13 Experimental results of the Doppler effect by the reaction rate measurement in the FCA-XVII-1 assembly<sup>19)</sup>

Temperature (°C)	Experiment
	D(T)
800	0.044±0.007*
1100	0.053±0.007
1500	0.055±0.007
2000	0.064±0.004

\* Experimental error.

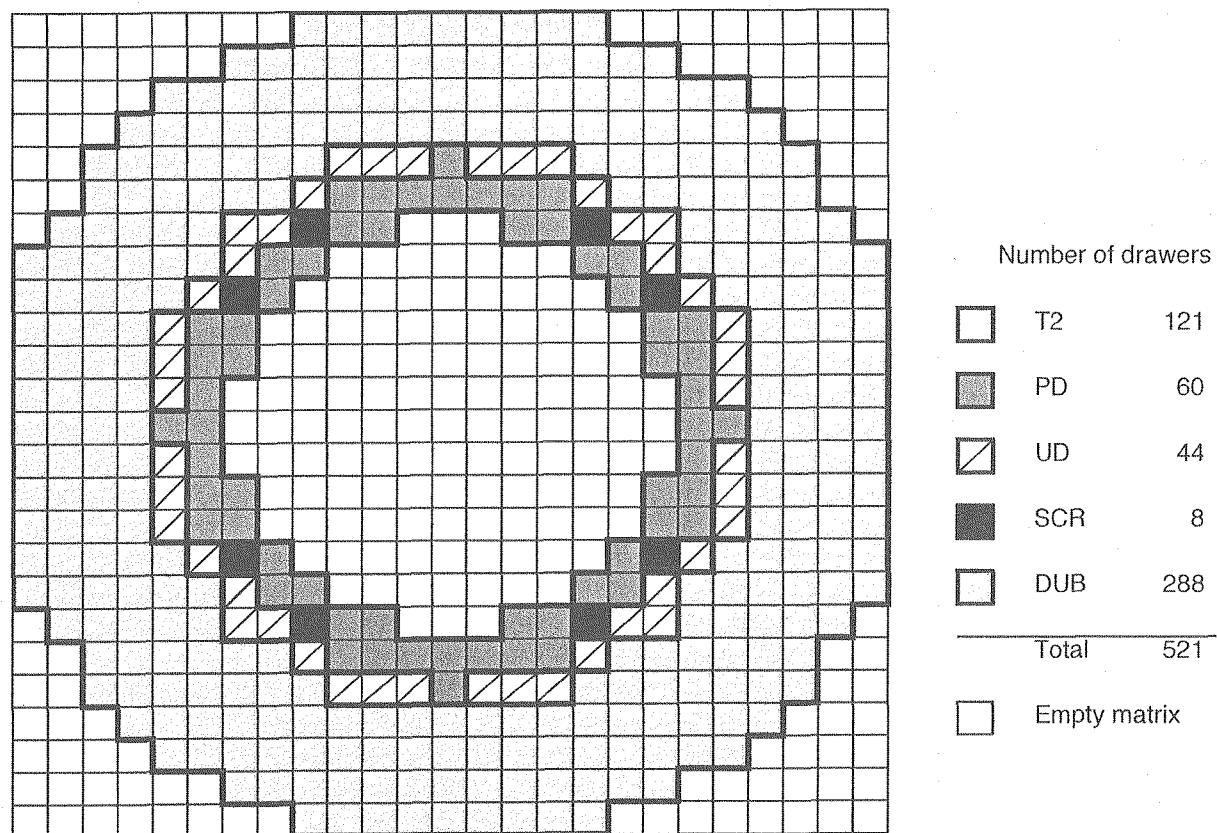


Fig. 3-1 Horizontal cross section at midplane of the standard core of the FCA-XVII-1 assembly

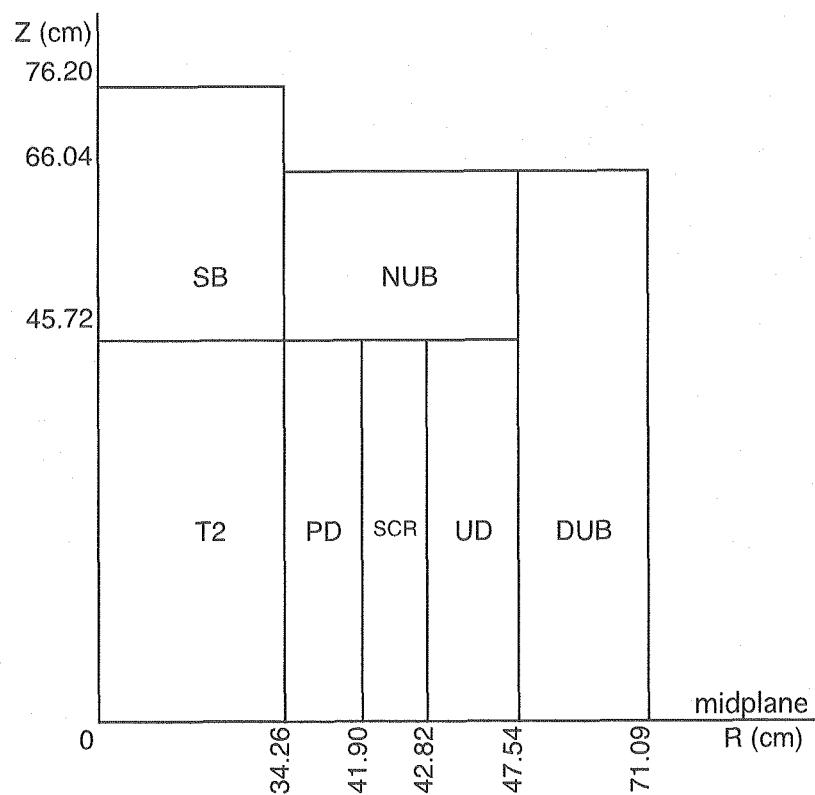


Fig. 3-2 R-Z model of the standard core of the FCA-XVII-1 assembly

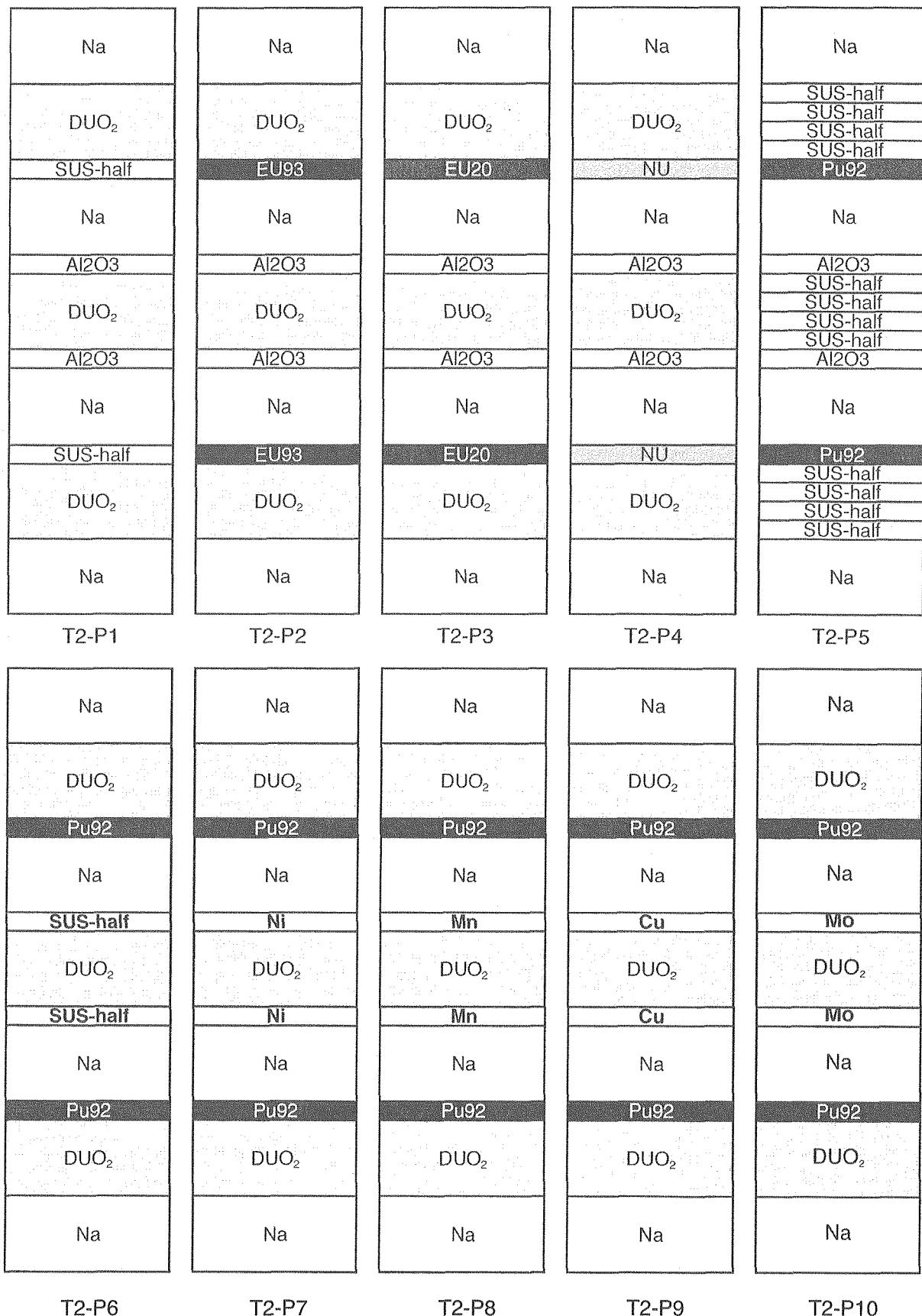
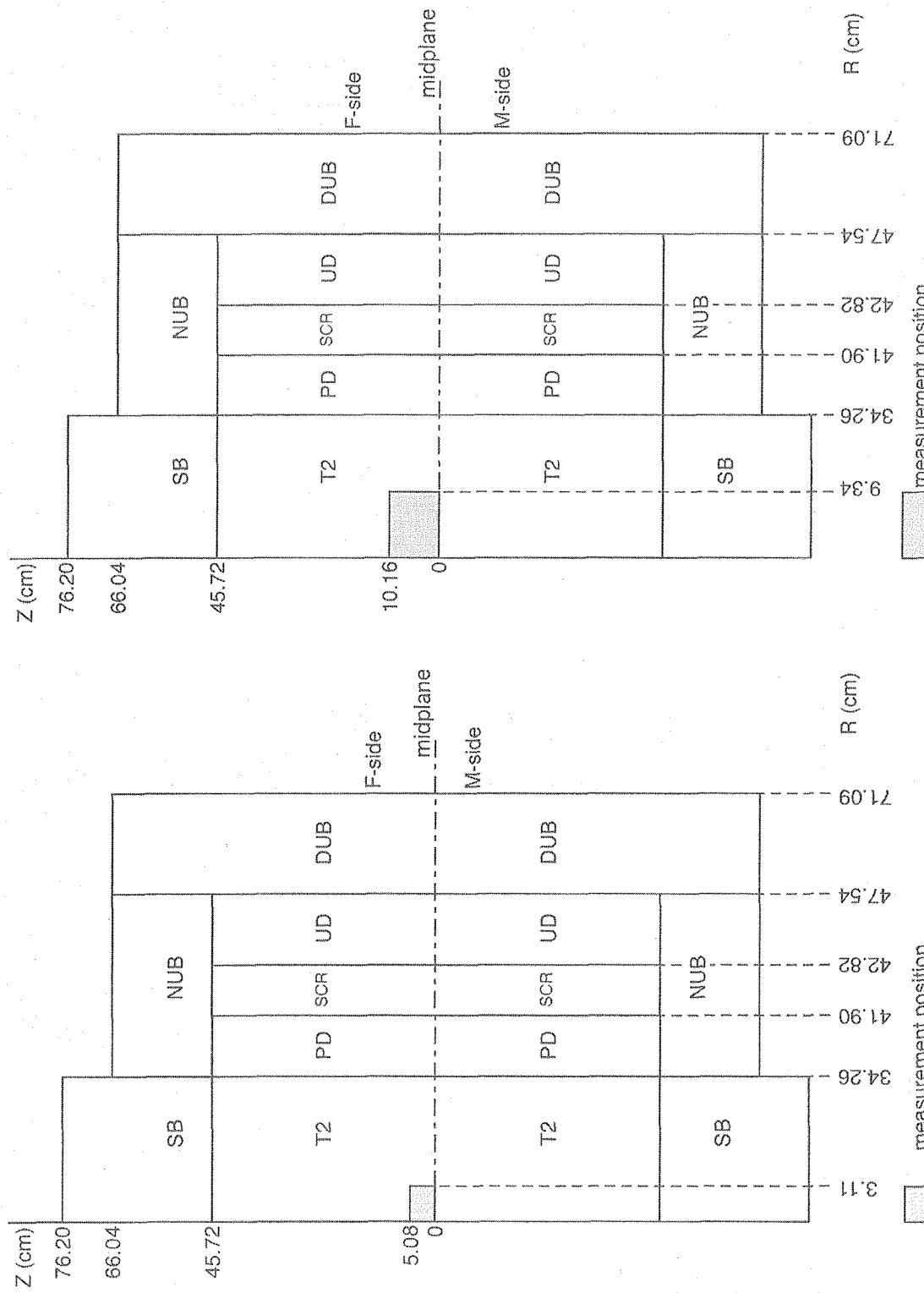


Fig. 3-3 Cell patterns used for the measurement of the plate sample reactivity worths and the sodium void reactivity effect in the FCA-XVII-1 assembly

T2-P11	T2-P12	T2-P13	T2-P14	T2-P15
Na	Na	Na	Na	Na
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
Pu92	Pu81	Pu75	Pu92	Pu92
Na	Na	Na	Na	Na
Nb	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	Void-can	B <sub>4</sub> C-20%
Nb	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Void-can	B <sub>4</sub> C-20%
Na	Na	Na	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>
Pu92	Pu81	Pu75	Pu92	Pu92
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
Na	Na	Na	Na	Na
T2-P16	T2-P17	T2-P18	T2-Na-V	SB-Na-V
Na	Na	Na	Na-void	Na-void
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
Pu92	Pu92	Pu92	Pu92	Al2O <sub>3</sub>
Na	Na	Na	Na-void	Na-void
Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	NU
B <sub>4</sub> C-40%	B <sub>4</sub> C-60%	B <sub>4</sub> C-90%	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
B <sub>4</sub> C-40%	B <sub>4</sub> C-60%	B <sub>4</sub> C-90%	Al2O <sub>3</sub>	NU
Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Al2O <sub>3</sub>	Na-void
Na	Na	Na	Na-void	Al2O <sub>3</sub>
Pu92	Pu92	Pu92	Pu92	DUO <sub>2</sub>
DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>	DUO <sub>2</sub>
Na	Na	Na	Na-void	Na-void

Fig. 3-3 (continued)



(a) Fuel plates (Pu92, EU93, EU20, NU and DUO<sub>2</sub>) and B<sub>4</sub>C samples  
 (b) Resonance materials and plutonium isotope samples

Fig. 3-4 Measurement position of the sample reactivity worths

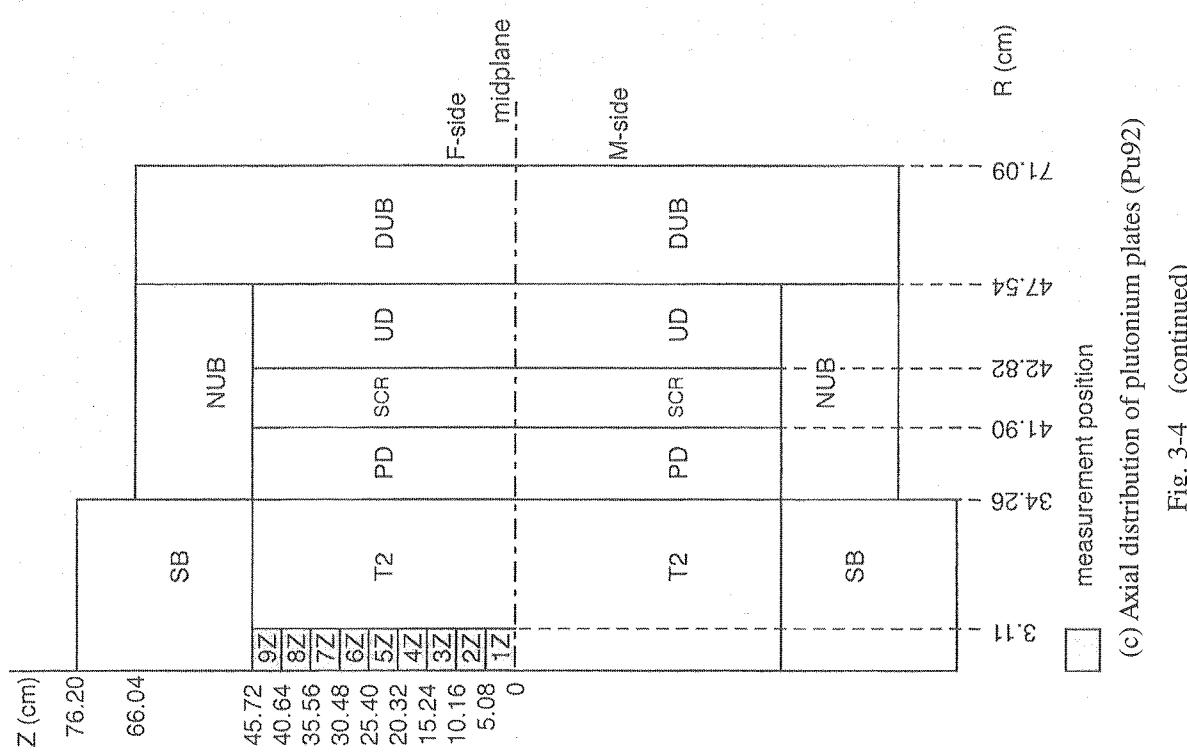


Fig. 3-4 (continued)

(c) Axial distribution of plutonium plates (Pu92)

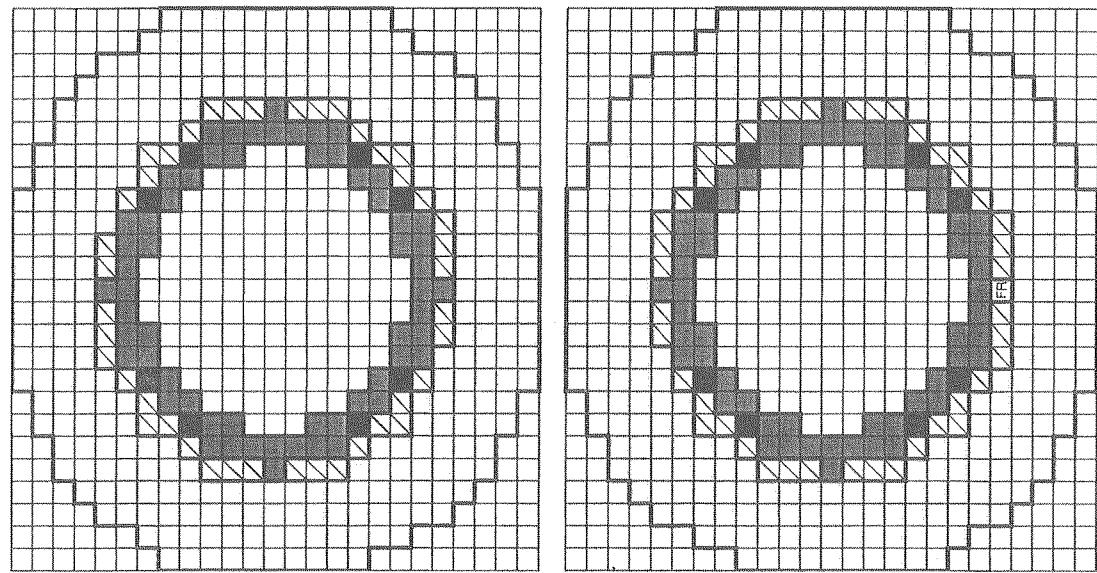


Fig. 3-5 Horizontal cross sections of the FCA-XVII-1 assembly used for the measurement of the cylindrical actinide sample reactivity worth

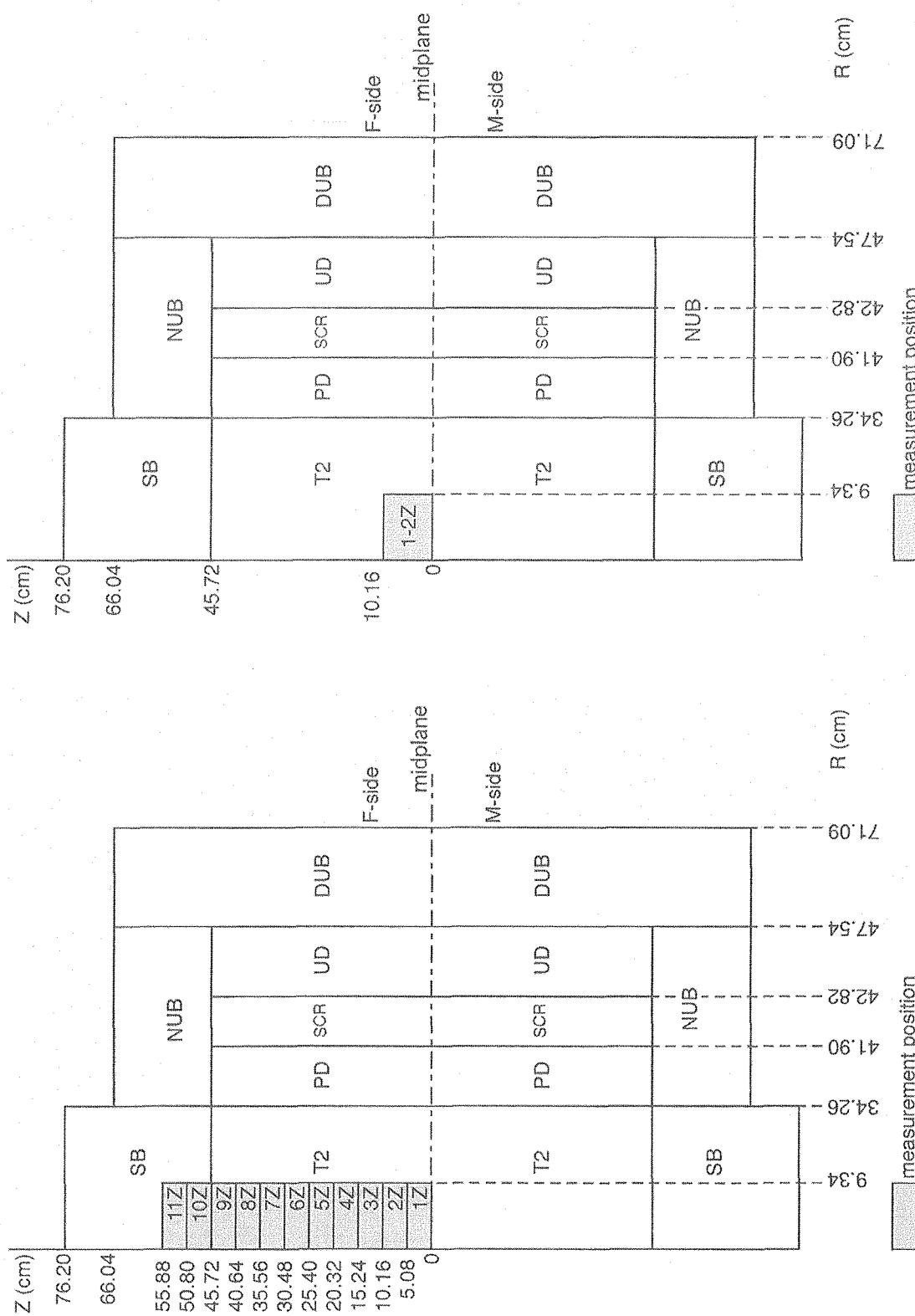


Fig. 3-6 Measurement position of the sodium void reactivity effect

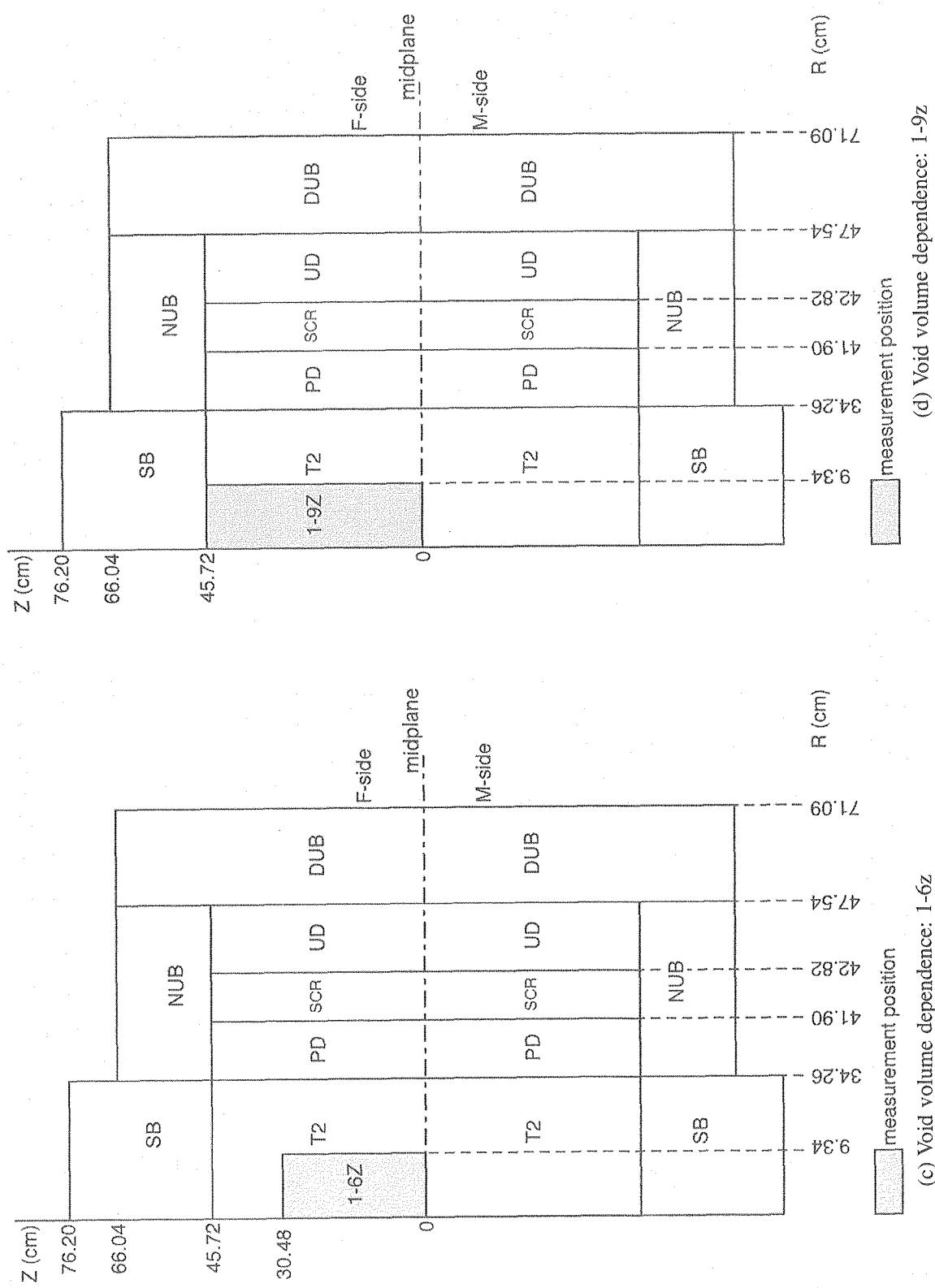


Fig. 3-6 (continued)

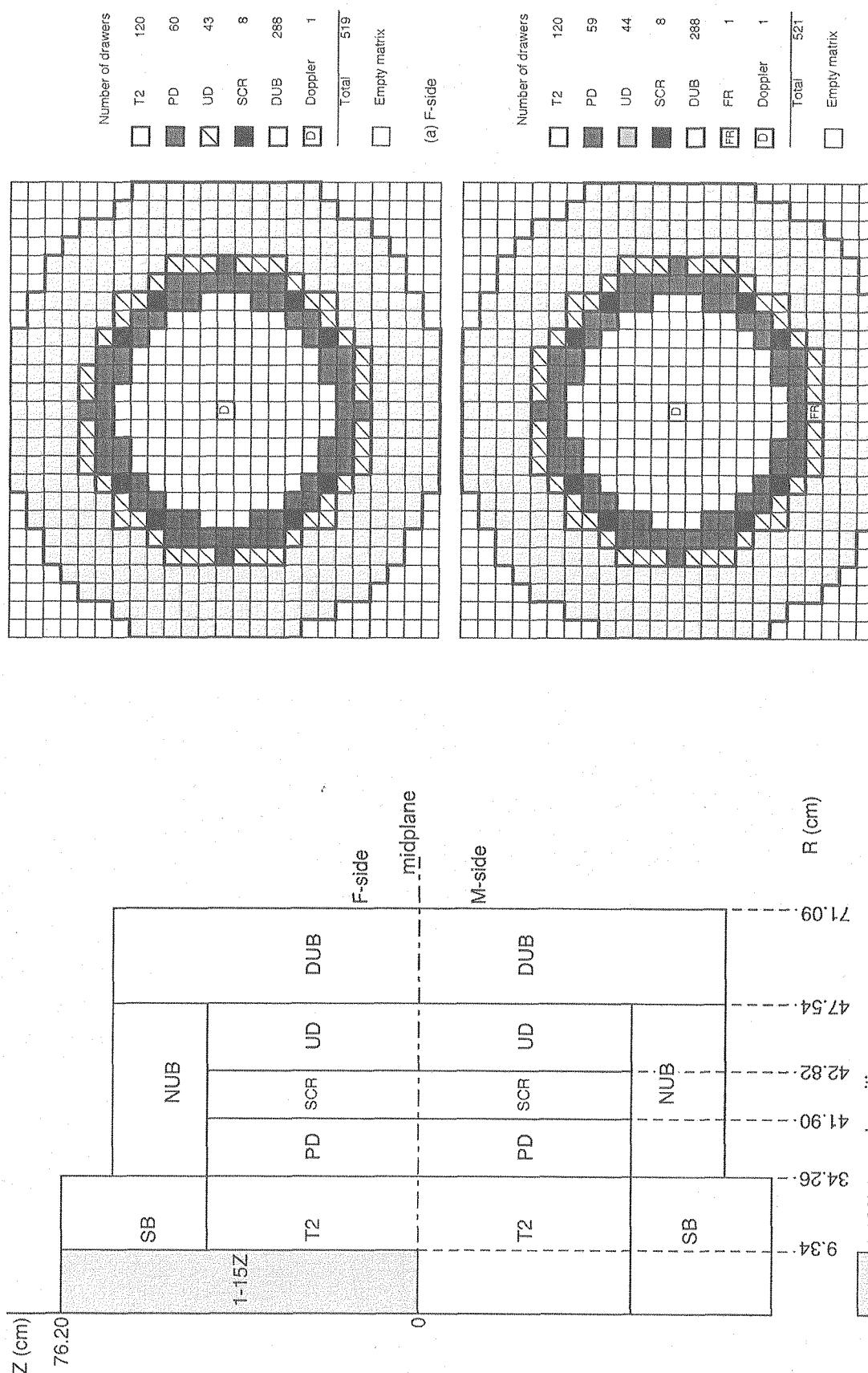


Fig. 3-7 Horizontal cross sections of the FCA-XVII-1 assembly used for the measurement of the  $^{238}\text{U}$  Doppler effect

Fig. 3-6 (continued)

## 4. 炉心の一部を変更した体系での実験

### 4. 1 炉心の一部を変更した体系での実験の概要

広範な炉型に対応した実験データを取得することを目的として、FCA-XVII-1 炉心の一部を変更した体系において以下の測定を実施した。

#### (1) プルトニウム組成を変化させた体系

T2 セルのプルトニウム板 (Pu92 板) を Pu81 板及び Pu75 板のプルトニウム板に置き換え、プルトニウム組成を変化させた領域を設け、ナトリウムボイド反応度効果を測定した。

#### (2) 軸方向ブランケット部をナトリウム層に置き換えた体系

軸方向ブランケット SB の代わりにナトリウム板を配置した体系においてナトリウムボイド反応度効果を測定した。

#### (3) 窒化物燃料を模擬した燃料領域を設けた体系

窒化アルミニウム板を用い、酸素を窒素に置き換えたことによる影響を評価するための各種核特性量を測定した。

(1) 及び (2) についてはナトリウムボイド反応度に関する研究の一環として、すでに文献 6) 及び 7) にて詳細に考察されているため、ここでは (3) についてのみ実験内容及び測定結果をまとめる。

### 4. 2 窒化アルミニウム板を用いた FCA-XVII-1N 炉心での実験

FCA-XVII-1 炉心の一部を変更してナトリウム冷却混合窒化物燃料を模擬した燃料領域を設けた。この実験体系を FCA-XVII-1N 炉心と呼ぶ。FCA-XVII-1N 炉心において測定した特性量は、Na ボイド反応度値、板状サンプル反応度値、円筒サンプル反応度値、 $^{238}\text{U}$  ドップラー効果<sup>20)</sup> である。各実験の測定手法は、前述の FCA-XVII-1 炉心での方法に準ずるため、ここでは、異なる点と実験結果のみについて述べる。

#### 4. 2. 1 実験体系と臨界性

##### 実験体系

窒化物燃料を模擬した領域は、FCA-XVII-1 炉心の固定側及び移動側の中心部 5 行 × 5 列領域 ( $27.6 \times 27.6 \times 91.4\text{cm}$ ) である。窒化物燃料を模擬した単位セル T2N は、T2 セルの Pu92 板と Na

板枚数を保存させ、DUO<sub>2</sub> と Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 板の代わりに NU 板と窒化アルミニウム板（以下、AIN 板とする）を使用したものである。また、軸方向ブランケットには、T2N セルの Pu92 板の代わりに NU 板を用いた SBN セルを用いた。T2N 及び SBN セルの単位セルのパターン図を Fig. 4-1 に、燃料引出し装填図を Fig. 4-2 に、均質原子数密度を Table 4-1 に示す。この表の <sup>241</sup>Pu の原子数密度は、臨界性測定を実施した 1993 年 10 月末日で計算した値である。

Table 2-1 の T2 セルと Table 4-1 の T2N セルを比較すると、以下のようになる。

	T2 セル	T2N セル
燃料核種( $\times 10^{24}$ atoms/cm <sup>3</sup> )	$8.029 \times 10^{-3}$	$8.511 \times 10^{-3}$
Pu-fissile( $\times 10^{24}$ atoms/cm <sup>3</sup> )	$1.049 \times 10^{-3}$	$1.049 \times 10^{-3}$
富化度(Pu-fissile/燃料核種)	13.1%	12.3%
窒素：燃料核種	-	1.1 : 1.0
酸素：燃料核種	2.1 : 1.0	-

セル中の燃料核種個数密度は T2N セルの方が約 6% 大きく<sup>+</sup>、Pu-fissile 量は同じであるため、T2N セルのプルトニウム富化度は T2 セルより約 6% 小さい。燃料核種に対する窒素の比率は、T2 セルの燃料核種に対する酸素の比率のほぼ 1/2 である。すなわち、T2 セルの酸素 O<sub>2</sub> を窒素 N に置き換えた組成にはほぼ等しい。

## 臨界性

FCA-XVII-1N 炉心は、T2N 及び SBN セルからなる燃料引出し（以下、単に T2N 引出しと呼ぶ）25 本、T2 引出し 96 本、PD 引出し 60 本及び UD 引出し 43 本（いずれも片側集合体当たり）を装荷し、2 系統の制御棒を途中挿入状態とし臨界となつた。臨界体系の水平断面図を Fig. 4-3 に示す。

FCA-XVII-1 炉心と同様の方法により臨界性測定を行い、実効増倍率  $k_{\text{eff}}$  を求めた。真の臨界点測定時の実験データ（'93.11.8 測定）を以下に示す。（ ）内は、制御・安全棒位置に対応した反応度を  $\rho_0$  単位で記したものである。なお、安全棒 SR#4 は、前述のペリオド測定の際の  $1\rho_0$  添加のために、あらかじめ全挿入から 50.00mm だけ引き抜かれた状態にある。

Reactor Power	CR position		Core	Remarks
	Ch.#5	CR#1		
		CR#2	Temperature	
$0.2020 \times 10^{-6} \text{A}$	75.00mm	58.25mm	21.60°C	SR#4:50.07mm
$0.2035 \times 10^{-5} \text{A}$	75.00mm	54.49mm	21.61°C	SR#4:50.07mm
$\infty$	75.00mm	54.07mm	21.61°C	SR#4:50.07mm
	(1.6175 $\rho_0$ )	(1.1365 $\rho_0$ )		(1.000 $\rho_0$ )

<sup>+</sup> 窒化物燃料は熱伝導性能が MOX 燃料より高いため、燃料密度を 30% 以上高くすることができますといわれているが、本実験では、酸素を窒素に置き換えた効果を調べるために主眼をおいたため、窒化物燃料の組成を厳密に模擬しているわけではない。

制御棒 75.00mm と 54.07mm を全挿入した際の反応度を制御棒較正曲線より求め、安全棒 50.07mm の  $1 \rho_0$  と合計（表中の（ ）内数値を合計）し、as built な余剰反応度  $3.754 \rho_0$ を得た。

臨界性測定体系は、対称性を考慮して臨界体系の両側集合体に UD 引出しを 1 本ずつ加え、UD 引出し 44 本（片側集合体当たり）を装荷した体系とした。以下、この対称性を考慮した体系を FCA-XVII-1N 基準体系と呼ぶ。FCA-XVII-1N 基準体系の水平断面図を Fig. 4-4 に、RZ モデル図を Fig. 4-5 に示す。

as built な余剰反応度に、温度補正を実験的に施し、モンテカルロ法による計算値と比較するための実験値を得る。さらに、決定論的手法による計算値と比較するための実験値を得るために、ギャップ係数-1.043  $\rho_0/\text{mm}$  により密着時の両側集合体燃料間のギャップ 2.1mm を 0mm に実験的に補正し、対称性を考慮した UD 引出し反応度補正（燃料引出し補正）を施した。密着面に存在するステンレスを取り去った場合の反応度補正是、FCA-XVII-1 炉心での値をそのまま用いた。

$$\text{温度補正} \rho_T : \{20.00 - (21.61 \pm 0.05)^\circ\text{C}\} \times (-0.0577 \pm 0.002) \rho_0 / ^\circ\text{C} = 0.0929 \pm 0.004 \rho_0$$

$$\text{燃料引出し補正} \rho_D : 3.07 \pm 0.004 \rho_0$$

$$\text{ギャップ補正} \rho_{\text{Gap}} : (2.1 \pm 0.3) \text{mm} \times (1.043 \pm 0.02) \rho_0 / \text{mm} = 2.19 \pm 0.3 \rho_0$$

前述の FCA-XVII-1 炉心と同様に、臨界状態の体系に安全棒 50mm 分の反応度を添加したときのペリオドを測定し、基準反応度  $1 \rho_0$  を測定した。臨界性の測定結果を Table 4-2 にまとめた。

なお、as built な  $\rho_{\text{ex}}$  の誤差  $\delta\rho_{\text{ex}}$  として、各制御安全棒の位置測定誤差を  $\pm 0.05 \text{mm}$  として全 8 系統合計で  $\pm 0.14 \text{mm}$  ( $\pm 0.0028 \rho_0$ )、集合体の密着安定性に起因する誤差として  $\pm 0.001 \text{mm}$  ( $\pm 0.00099 \rho_0$ ) を考慮し、合計は、 $\pm 0.003 \rho_0$  とした。

$$\begin{aligned} \delta\rho_{\text{ex}}^2 &= (\pm 0.14 \text{mm} \times 1 \rho_0 / 50 \text{mm})^2 + (\pm 0.001 \text{mm} \times 1.043 \rho_0 / \text{mm})^2 \\ \delta\rho_{\text{ex}} &= (0.0028^2 + 0.0010^2)^{1/2} = 0.0030 \rho_0 \end{aligned}$$

#### 4. 2. 2 サンプル反応度価値

FCA-XVII-1 炉心と同様の方法により、各種サンプルの反応度価値を測定した。サンプル反応度価値に用いたセルパターンを Fig. 4-6 に示す。各種反応度価値の測定位置は、FCA-XVII-1 炉心と同様であるため、Fig. 3-4 を参照されたい。

##### サンプル反応度価値の誤差評価

FCA-XVII-1 炉心と同様に、反応度価値測定時の誤差を評価した。

①制御・安全棒の位置表示値に起因する誤差として、1 回の測定につき、 $\delta\rho_{\text{SCR}} = \pm 0.07 \text{mm} \times 1 \rho_0 / 50 \text{mm} = \pm 0.0014 \rho_0$  とした。

② $\Delta\rho_T$  の誤差： $\delta\Delta T$  を  $\pm 0.07^\circ\text{C}$  とし、温度変化を  $\Delta T$ 、温度係数  $f_T = -0.0577 \pm 0.002 \rho_0 / ^\circ\text{C}$  として、 $\Delta\rho_T = \Delta T \times f_T$  の誤差  $\delta\Delta\rho_T$  は、

$$\Delta\rho_T \pm \delta\Delta\rho_T = (\Delta T \pm \delta\Delta T) \times (f_T \pm \delta f_T) = \Delta T \times f_T \pm (\Delta T^2 \times \delta f_T^2 + f_T^2 \times \delta\Delta T^2)^{1/2} \quad \text{より、}$$

$\delta\Delta\rho_T = (4 \times \Delta T^2 + 16.31)^{1/2} \times 10^{-3}$  と表され、温度変化によって以下のように求められる。

$$\Delta T = 0.1^\circ\text{C} のとき \delta\Delta\rho_T = \pm 0.0040 \rho_0$$

$$\Delta T = 0.5^\circ\text{C} のとき \delta\Delta\rho_T = \pm 0.0042 \rho_0$$

$$\Delta T = 1^\circ\text{C} のとき \delta\Delta\rho_T = \pm 0.0045 \rho_0$$

③両集合体間ギャップの測定誤差については、ギャップ変動誤差として  $\pm 0.001\text{mm}$  を考慮し、ギャップ係数  $f_G = -1.043 \pm 0.02 \rho_0/\text{mm}$  として、 $\delta\rho_G = \pm 0.001\text{mm} \times f_G = \pm 0.001 \rho_0$  とした。

これら測定誤差の合計として、密着したままでの 2 回の余剰反応度の測定誤差は以下のように求められた。

$$(\delta\Delta\rho_{ex})^2 = (\delta\rho_{SCR})^2 + (\delta\Delta\rho_T)^2 + (\delta\rho_G)^2 \text{ として、}$$

$\delta\Delta\rho_{ex}$  は、

$$\Delta T = 0.1^\circ\text{C} のとき \quad \delta\Delta\rho_{ex} = (2 \times 0.0014^2 + 0.0040^2 + 0.001^2)^{1/2} = \pm 0.0046 \rho_0$$

$$\Delta T = 0.5^\circ\text{C} のとき \quad \delta\Delta\rho_{ex} = (2 \times 0.0014^2 + 0.0042^2 + 0.001^2)^{1/2} = \pm 0.0047 \rho_0$$

$$\Delta T = 1^\circ\text{C} のとき \quad \delta\Delta\rho_{ex} = (2 \times 0.0014^2 + 0.0045^2 + 0.001^2)^{1/2} = \pm 0.0050 \rho_0 \quad \text{となる。}$$

密着後（数時間経過）の温度変化は、 $1^\circ\text{C}$ に満たないことから、以下、2回の余剰反応度の測定誤差  $\delta\Delta\rho_{ex}$  を  $\pm 0.005 \rho_0$  とする。

### (1) 炉心中心板状サンプル反応度価値

#### Pu 反応度価値

固定側炉心中心 T2N 引出しの前端セル（1Z）の 2 枚の Pu92 板を  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板に置換した前後の余剰反応度差を求め、Pu92 板のステンレス鋼被覆とステンレス鋼板の重量差 9.34g による反応度価値を補正することによりプルトニウム正味の反応度価値を求めた。セル内の試料装填位置を Fig. 4-6 中のセル名“T2N-P1”に示す。

#### 共鳴物質、他の反応度価値

1) 共鳴物質 (Ni, Mn, Cu (以上  $1/16''$  厚さ)、Mo 及び Nb (以上  $1/64''$  厚さ)) については、以下の Reference 体系及びサンプル装荷体系の余剰反応度の差を求め、ステンレス鋼板のステンレス 558g の反応度価値を差し引くことにより、正味の反応度価値を得た。セル内の試料装填位置を Fig. 4-6 中のセル名“T2N-P3”, “T2N-P4”, “T2N-P5”, “T2N-P6”及び“T2N-P7”に示す。

Reference 体系：固定側炉心中心 3 行  $\times$  3 列の T2N 引出し（9 体）の 1Z 及び 2Z の計 18 セルの  $2'' \times 2'' \times 1/16''$  サイズの AlN 板 (Fig.4-6 中の“T2N-P2”的 SUS-half に示す位置の合計 36 枚) を同数の  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板に置換した体系

### サンプル装荷体系：Reference 体系のステンレス鋼板を各サンプルに置換した体系

- 2) Al (1/8"厚さ) については、固定側炉心中心 3 行×3 列の T2N 引出し（9体）の 1Z 及び 2Z の計 18 セルの各燃料セル中の  $2'' \times 2'' \times 1/16''$  サイズの AlN 板（合計 144 枚）を  $2'' \times 2'' \times 1/8''$  サイズの Al 板（合計 72 枚）とした場合と  $2'' \times 1'' \times 1/8''$  サイズの Al 板（合計 72 枚）とした場合の余剰反応度の差からアルミニウム（重量 780g）の反応度価値を求めた。セル内の試料装填位置を Fig. 4-6 中のセル名“T2N-P8”及び“T2N-P9”に示す。
- 3) AlN (1/16"厚さ) については、固定側炉心中心 3 行×3 列の T2N 引出し（9体）の 1Z の各燃料セル中の  $2'' \times 2'' \times 1/16''$  サイズの AlN 板 72 枚を  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズの AlN 板に置換した前後の余剰反応度差を求め、窒化アルミニウム（重量 440g）の反応度価値を求めた。セル内の試料装填位置を Fig. 4-6 中のセル名“T2N-P10”に示す。

なお、ステンレス鋼板の反応度価値は、固定側炉心中心 3 行×3 列の T2N 引出し（9体）の 1Z 及び 2Z の計 18 セルにおいて、AlN 板の位置（Fig.4-6 中の“T2N-P2”的 SUS-half に示す位置）にて  $2'' \times 2'' \times 1/16''$  と  $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板 36 枚の反応度価値の差から求めた。その結果、ステンレス 558g の反応度価値からステンレス板の単位質量当たりの反応度価値は、 $1.45 \times 10^{-4}(\pm 6\%)p_0/g$  と得られた。

### プルトニウム同位体組成に関する反応度価値

固定側炉心中心 3 行×3 列の T2N 引出し（9体）の 1Z 及び 2Z の Pu92 板（合計 36 枚）を同サイズ同数の Pu81 板と Pu75 板へそれぞれ置換した際の反応度価値を測定した。プルトニウムベクトル及び質量バランスは FCA-XVII-1 炉心での測定と同じである。セル内の試料装填位置を Fig. 4-6 中のセル名“T2N-P11”及び“T2N-P12”に示す。

### ボロン反応度価値

炉心中心燃料引出しの 1Z セルの中央に位置する NU 板を挟む 4 枚の AlN 板を  $2'' \times 2'' \times 1/8''$  サイズのステンレス鋼ボイド缶 2 枚に置換した体系を基準とし、このボイド缶をステンレス鋼被覆ボロン試料に置換した体系との余剰反応度差としてボロン正味の反応度価値を求めた。測定に用いたボロン試料は FCA-XVII-1 炉心での測定に用いたものと同じである。セル内の試料装填位置を Fig. 4-6 中のセル名“T2N-P13”，“T2N-P14”，“T2N-P15”，“T2N-P16”及び“T2N-P17”に示す。

以上の板状サンプル反応度価値の測定結果を Table 4-3 及び Table 4-4 に示す。

### (2)軸方向 Pu92 板反応度価値分布

固定側の炉心中心軸に沿い 1Z セルから 9Z セルまで、T2N セルの 2 枚の Pu92 板を  $2'' \times 1'' \times 1/16''$

サイズのステンレス鋼板に置換した前後の余剰反応度差を求めた。セル内の試料装填位置を Fig. 4-6 中のセル名“T2N-P1”に示す。炉心での測定位置は、FCA-XVII-1 炉心と同様であるため、Fig. 3-4(c)を参照されたい。

軸方向 Pu92 板反応度価値分布の測定結果を Table 4-5 に示す。

### (3) 円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値

FCA-XVII-1 炉心と同様、予め固定側径方向中心（26 行目）に位置する全燃料引出しの 1Z セルの燃料板及び模擬物質板を全て実験孔（20mm $\phi$ ）のあるものに変更し、径方向にサンプルを炉心外から炉心中心へ装填するためのガイドチューブを設置した。これに伴い、余剰反応度調整のため UD 引出しを移動側に 1 本追加装荷した。また、測定対象であるサンプル反応度価値が制御棒の反応度価値に対して小さいため、微分反応度価値が SCR より小さい微調整棒 FR（Fine Rod）1 本を臨界調整に用いた。FR は PD 引出し（移動側 1 本）と置き換え配置した。円筒アクチノイド・サンプル反応度価値の測定体系を Fig. 4-7 に示す。

アクチノイド・サンプル;  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{240}\text{Pu}$  の反応度価値測定結果を Table 4-6 に示す。

## 4. 2. 3 ナトリウムボイド反応度効果

固定側炉心中心の 3 行×3 列の T2N 引出し（9 体）にて、炉心中心からブランケットにかけて、FCA-XVII-1 炉心と同様の方法により、また同様の測定位置において、ナトリウムボイド反応度効果を測定した。測定誤差の評価方法は、サンプル反応度価値での評価方法と同じである。測定結果を Table 4-7 に示す。

## 4. 2. 4 $^{238}\text{U}$ ドップラー効果

800°Cまで昇温可能な円筒形ドップラーサンプルを用いたサンプル加熱反応度価値測定法によりドップラー効果の測定を行った。

FCA-XVII-1 炉心と同様に、炉心中心の T2N 引出し（両側集合体）をドップラー効果測定用引出しに変更した。反応度調整のため、UD 引出しを固定側に 2 本、移動側に 1 本追加装荷した。また、前述の円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値の測定と同様に、微調整棒（FR）1 本を移動側 PD 引出しと置換して臨界調整に用いた。ドップラー効果測定体系を Fig. 4-8 に示す。燃料本数が基準体系と異なるため、ドップラー効果測定体系にて、制御棒較正及び標準反応度  $1\rho_0$  の測定を行った。その結果、 $1\rho_0$  は以下のように求められた。

$$\text{Doubling time} = 44.6 \pm 0.5 \text{ sec}, 1\rho_0 = 5.96 \pm 0.06 \times 10^{-4} \Delta k/k$$

ドップラー反応度価値の測定結果を室温サンプル反応度価値の結果とあわせて Table 4-8 に示す。

Table 4-1 Atomic number density of the homogenized cells used  
in the FCA-XVII-1N assembly ( $\times 10^{24}$  atoms/cm<sup>3</sup>)

Nuclide <sup>a</sup>	T2N	SBN
H	7.7586E-5 <sup>b</sup>	1.4398E-4
<sup>10</sup> B	3.1086E-7	3.1086E-7
<sup>11</sup> B	1.1309E-6	1.1309E-6
C	7.0163E-5	1.2575E-4
N	9.1443E-3	9.1443E-3
O	2.3107E-4	2.5977E-4
Na	7.6564E-3	7.6564E-3
Al	9.2944E-3	9.1445E-3
Si	2.1999E-5	2.3273E-6
Cr	3.3850E-3	3.1174E-3
Mn	2.5007E-4	2.2939E-4
Fe	1.2226E-2	1.1217E-2
Ni	1.5471E-3	1.4131E-3
<sup>235</sup> U	5.3037E-5	7.0716E-5
<sup>238</sup> U	7.3148E-3	9.7533E-3
<sup>239</sup> Pu	1.0455E-3	-
<sup>240</sup> Pu	9.1348E-5	-
<sup>241</sup> Pu	3.1781E-6	-
<sup>242</sup> Pu	8.0369E-7	-
<sup>241</sup> Am	5.4732E-6	-

a) Hydrogen, boron, carbon, oxygen and silicon are impurities included in the Pu92 and AlN plates and in a coating of the NU plates.

b) Read as  $7.7586 \times 10^{-5}$ .

Table 4-2 Experimental results of the criticality in the FCA-XVII-1N assembly

Doubling time (sec)		46.6±0.5
$\beta_{\text{eff}}$		0.00496
$1 \rho_0 (\times 10^{-4} \Delta k/k)$		5.78±0.06
$\rho_{\text{ex}}$ as built ( $\rho_0$ )		3.754±0.003
Corrections for $\rho_{\text{ex}} (\rho_0)$	$\rho_T$	0.0929±0.004
	$\rho_D$	3.07±0.004
	$\rho_{\text{Gap}}$	2.19±0.3
	$\rho_{\text{SUS}}$	-0.14±0.2
Corrected $\rho_{\text{ex}}$ for MC <sup>a</sup> ( $\rho_0$ )		6.917±0.006
	$(10^{-3} \Delta k/k)$	3.998±0.042
Corrected $\rho_{\text{ex}}$ for DC <sup>b</sup> ( $\rho_0$ )		8.967±0.36
	$(10^{-3} \Delta k/k)$	5.18±0.21
$k_{\text{eff}}$ for MC <sup>a</sup>		1.00401±0.00004
$k_{\text{eff}}$ for DC <sup>b</sup>		1.0052±0.0002

a) MC:  $\rho_T$  and  $\rho_D$  were applied to  $\rho_{\text{ex}}$  to be compared with Monte Carlo calculations.

b) DC:  $\rho_T$ ,  $\rho_D$ ,  $\rho_{\text{Gap}}$  and  $\rho_{\text{SUS}}$  were applied to  $\rho_{\text{ex}}$  to be compared with deterministic calculations.

Table 4-3 Experimental results of the plate sample reactivity worth in the FCA-XVII-1N assembly

Sample	Mass (g)	Measured worth ( $\rho_0$ )	SUS correction ( $\rho_0$ )	Corrected worth ( $\rho_0$ )	$(\times 10^{-4} \Delta k/k)^a$
Pu92	70.46 <sup>b</sup>	0.3245±0.005 <sup>d</sup>	-0.0014±0.0001	0.3259±0.005	1.868±0.035
Ni	1224.32	-0.1673	-0.0809±0.005	-0.2482±0.007	-1.435±0.043
Mn	992.12 <sup>c</sup>	-0.2120	-0.0809±0.005	-0.2929±0.007	-1.693±0.044
Cu	1248.13	-0.2717	-0.0809±0.005	-0.3526±0.007	-2.038±0.046
Mo	1443.20	-0.6155	-0.0809±0.005	-0.6964±0.007	-4.025±0.058
Nb	1210.30	-0.7438	-0.0809±0.005	-0.8347±0.007	-4.767±0.064
Al	780.30	-0.1602		-0.1602±0.005	-0.926±0.030
AlN	440.64	-0.1736		-0.1736±0.005	-1.003±0.031
Pu81	1443.35	-0.0118		-0.0118±0.005	-0.068±0.029
Pu75	1544.51	-0.2376		-0.2376±0.005	-1.373±0.032

a) 1  $\rho_0 = (5.78 \pm 0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$  was adopted. b) Excluding aluminum (1.04g).

c) Mn/Cu/Ni: 74.4/9.0/16.9 wt%. d) Experimental error.

Table 4-4 Experimental results of the  $\text{B}_4\text{C}$  plate sample reactivity worth in the FCA-XVII-1N assembly

Sample	Mass of $^{10}\text{B}$ (g)	Reactivity worth ( $\rho_0$ )	Reactivity worth ( $\times 10^{-4}\Delta k/k$ ) <sup>a</sup>
20% $\text{B}_4\text{C}$	4.22	-0.388±0.005 <sup>b</sup>	-2.243±0.037
40% $\text{B}_4\text{C}$	8.46	-0.673	-3.890±0.050
60% $\text{B}_4\text{C}$	12.58	-0.901	-5.208±0.061
90% $\text{B}_4\text{C}$	18.96	-1.198	-6.924±0.077

a) 1  $\rho_0=(5.78\pm 0.06)\times 10^{-4}\Delta k/k$  was adopted. b) Experimental error.

Table 4-5 Experimental results of the axial distribution of the plutonium reactivity worth in the FCA-XVII-1N assembly

Position	Distance <sup>a</sup> (cm)	Reactivity Worth	
		( $\rho_0$ )	( $\times 10^{-4}\Delta k/k$ ) <sup>b</sup>
1Z	2.54	-0.324±0.005 <sup>c</sup>	-1.876±0.035
2Z	7.62	-0.312	-1.805±0.034
3Z	12.70	-0.294	-1.702±0.034
4Z	17.78	-0.266	-1.540±0.033
5Z	22.86	-0.231	-1.339±0.032
6Z	27.94	-0.195	-1.130±0.031
7Z	33.02	-0.156	-0.902±0.030
8Z	38.10	-0.1194	-0.690±0.030
9Z	43.18	-0.0862	-0.498±0.029

a) Distance from the midplane. b) 1  $\rho_0=(5.78\pm 0.06)\times 10^{-4}\Delta k/k$  was adopted. c) Experimental error.

Table 4-6 Experimental results of the reactivity worth of the cylindrical actinide samples in the FCA-XVII-1N assembly

Sample	Reactivity Worth	
	( $\rho_0$ )	( $\times 10^{-5}\Delta k/k$ ) <sup>a</sup>
$^{235}\text{U}$	0.072±0.003 <sup>b</sup>	4.19±0.17
$^{239}\text{Pu}$	0.091±0.004	5.28±0.23
$^{240}\text{Pu}$	0.007±0.001	0.406±0.06

a) 1  $\rho_0=(5.78\pm 0.06)\times 10^{-4}\Delta k/k$  was adopted.  
b) Experimental error.

Table 4-7 Experimental results of the sodium void reactivity effect in the FCA-XVII-1N assembly

Position	Distance <sup>a</sup> (cm)	Reactivity Worth ( $\rho_0$ )	$(\times 10^{-4} \Delta k/k)^b$
(Step void)			
1z	2.54	0.0684±0.005 <sup>c</sup>	0.395±0.029
2z	7.62	0.0577	0.334±0.030
3z	12.70	0.0466	0.269±0.030
4z	17.78	0.0304	0.176±0.030
5z	22.86	0.0161	0.093±0.030
6z	27.94	-0.0077	-0.045±0.030
7z	33.02	-0.0261	-0.151±0.030
8z	38.10	-0.0448	-0.259±0.030
9z	43.18	-0.0579	-0.335±0.030
10z	48.26	-0.0544	-0.314±0.030
11z	53.34	-0.0326	-0.188±0.030
(Void volume dependence)			
1-2z	(5.08) <sup>d</sup>	0.1278±0.005	0.739±0.030
1-6z	(30.48)	0.2077	1.201±0.031
1-9z	(45.72)	0.0339	0.196±0.029
1-15z	(73.20)	-0.1262	-0.729±0.030
10-15z	(30.48)	-0.1409	-0.814±0.030

a) Distance from the midplane. b)  $1 \rho_0 = (5.78 \pm 0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$  was adopted. c) Experimental error.

d) Values in the parenthesis are range in the axial direction of the voided region.

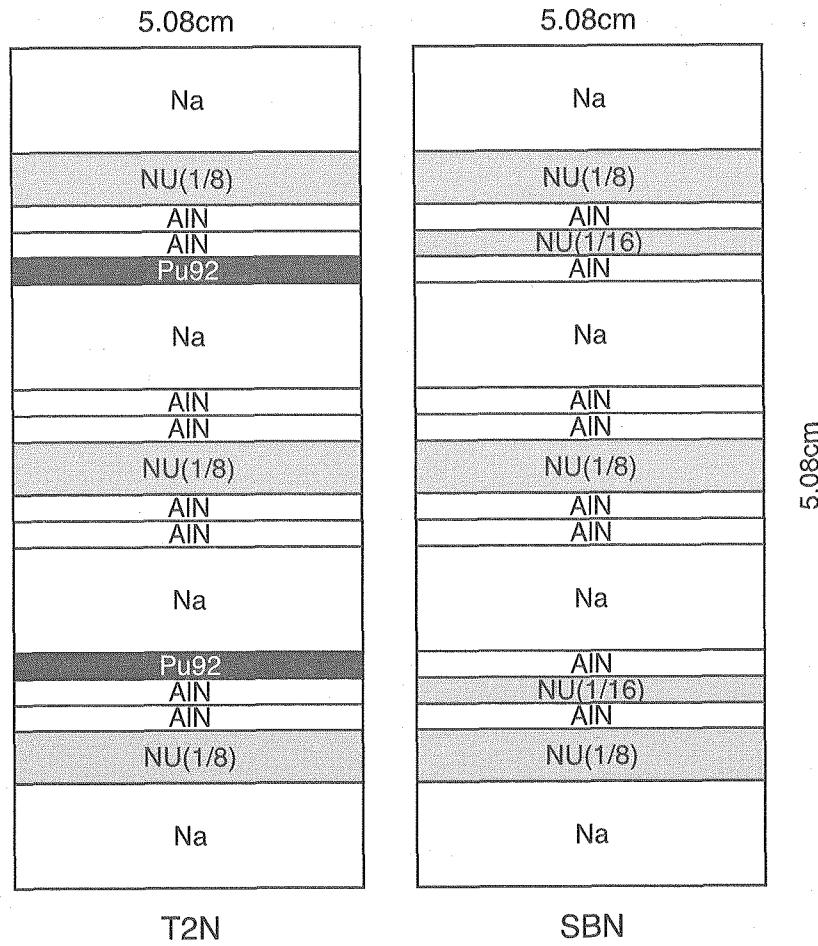
Table 4-8 Experimental results of the  $^{238}\text{U}$  Doppler effect in the FCA-XVII-1N assembly<sup>20)</sup>

Sample	Reactivity Worth		
ID	(°C)	( $\rho_0$ )	$(\times 10^{-5} \Delta k/k)^a$
NU(25)	room <sup>b</sup>	-0.2754±0.005 <sup>c</sup>	-16.42±0.34
	300	-0.0145±0.0006	-0.864±0.035
	550	-0.0232±0.0005	-1.38±0.033
	800	-0.0297±0.0005	-1.77±0.037
NUO <sub>2</sub> (25)	room	-0.1584±0.005	-9.45±0.31
	300	-0.00759±0.0006	-0.453±0.034
	550	-0.0119±0.0005	-0.710±0.030
	800	-0.0157±0.0005	-0.933±0.033

a)  $1 \rho_0 = (5.96 \pm 0.06) \times 10^{-4} \Delta k/k$  was adopted.

b) Sample reactivity worth at the room temperature.

c) Experimental error.



### Note

The numbers in the parenthesis are thickness of the plates (unit: inch).

Pu92: Alloy of 92% fissile plutonium metal and aluminum (stainless steel clad), 0.16cm thick

NU: Natural uranium metal, 1/8"; 0.32cm and 1/16"; 0.16cm thick

AlN: Aluminum nitride, 0.16cm thick

Na: Sodium (stainless steel clad), 0.64cm thick

Fig. 4-1 Cell patterns of the fuel drawer of the test zone in the FCA-XVII-1N assembly

5.08cm×9cell=45.72cm		5.08cm×6cell=30.48cm	
Na		Na	
NU		NU	
AlN		AlN	
AlN		NU	
Pu92		AlN	
Na		Na	
AlN		AlN	
AlN		AlN	
NU		NU	
AlN		AlN	
AlN		AlN	
Na		Na	
Pu92		AlN	
AlN		NU	
AlN		AlN	
NU		NU	
Na		Na	

T2N drawer: T2N cell×9 + SBN cell×6

Fig. 4-2 Configuration of the fuel drawer of the test zone of the FCA XVII-1N assembly

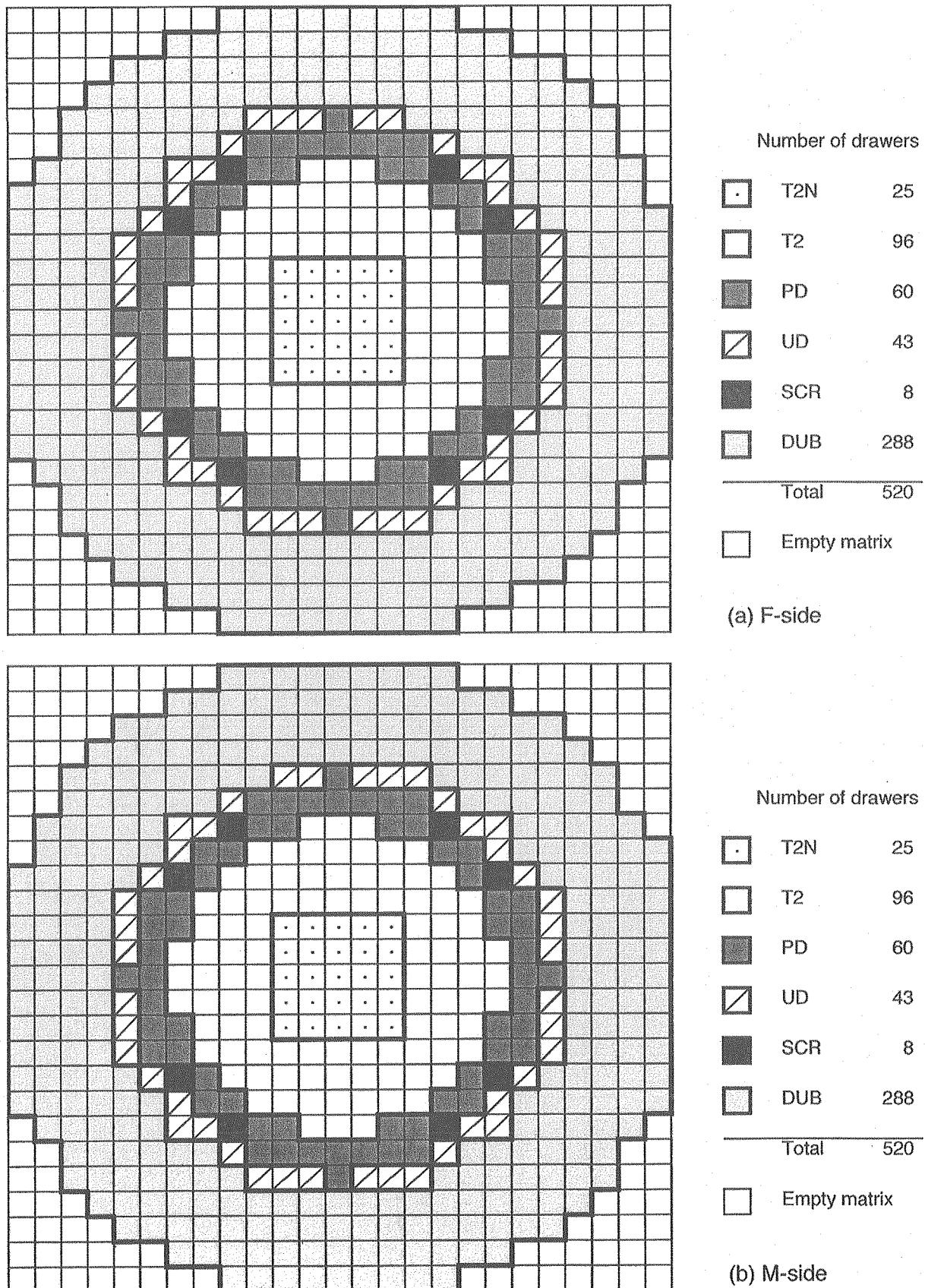


Fig. 4-3 Horizontal cross sections at midplane of the critical core of the FCA-XVII-1N assembly

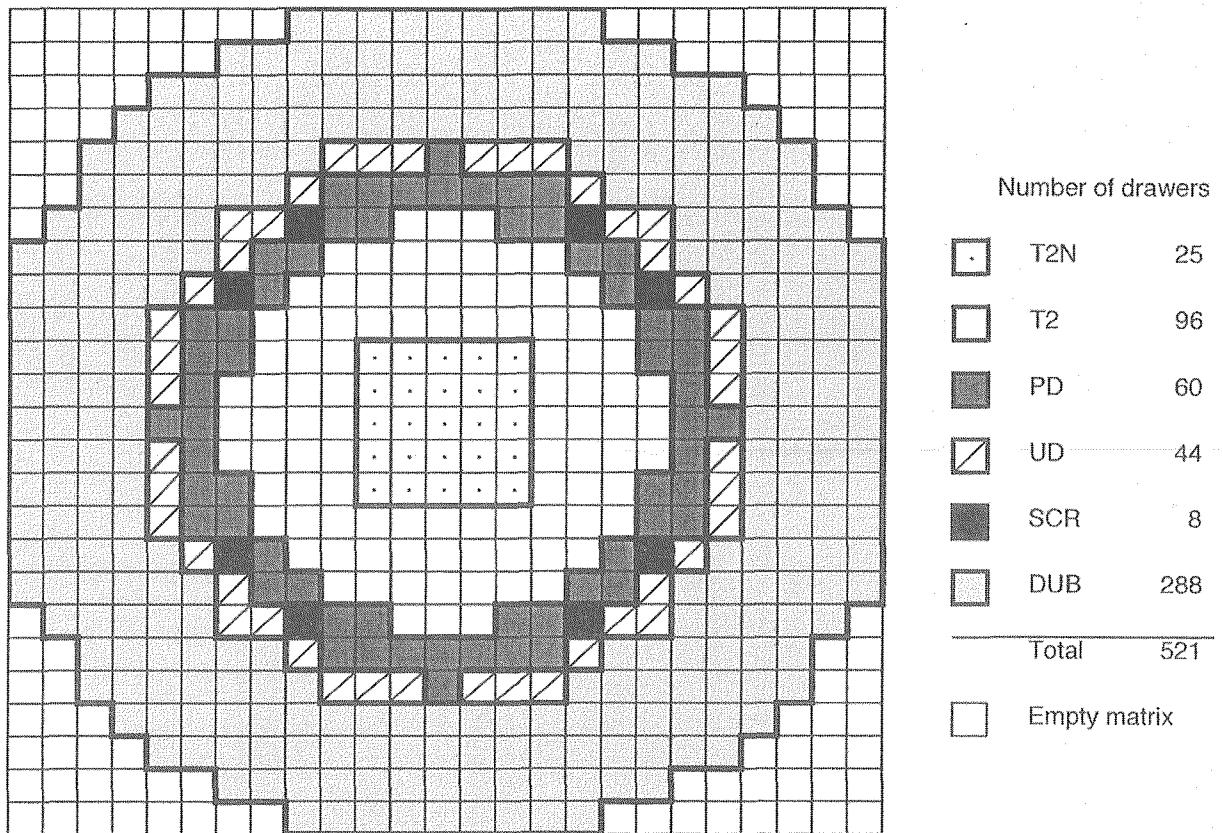


Fig. 4-4 Horizontal cross section at midplane of the standard core of the FCA-XVII-1N assembly

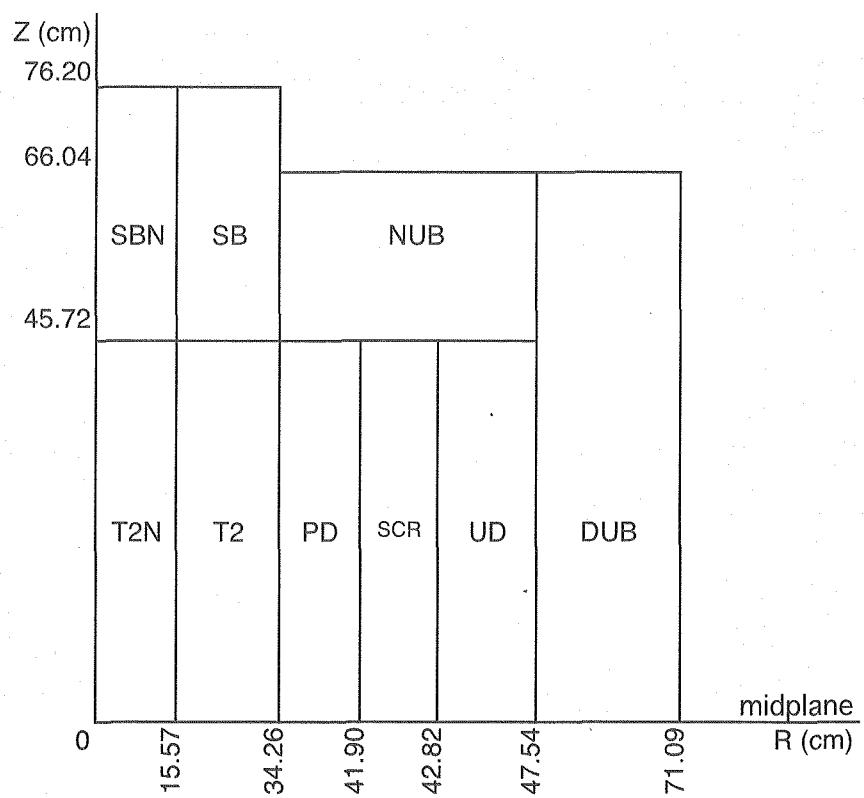


Fig. 4-5 R-Z model of the standard core of the FCA-XVII-1N assembly

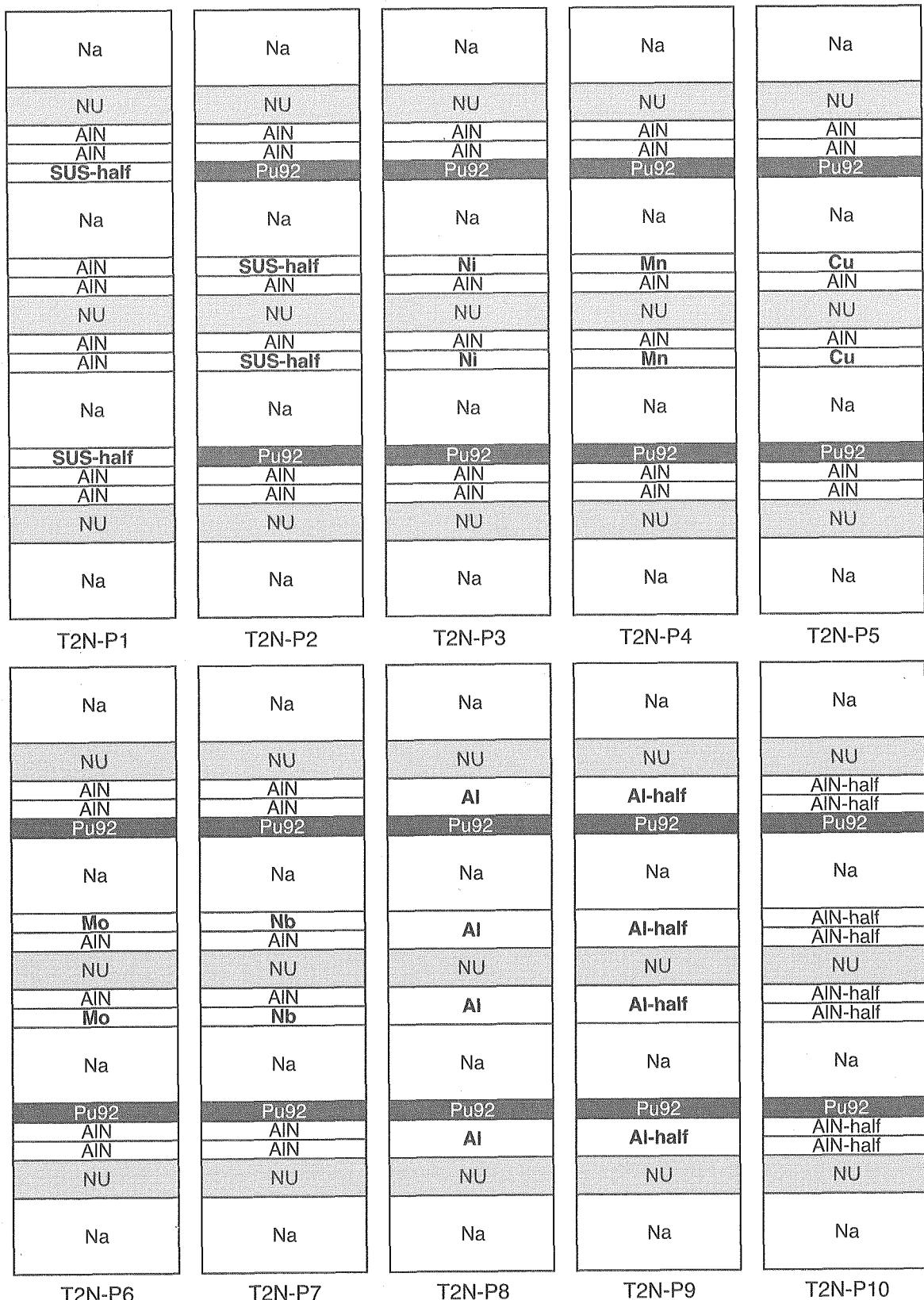


Fig. 4-6 Cell patterns used for the measurement of the plate sample reactivity worth and the sodium void reactivity effect in the FCA-XVII-1N assembly

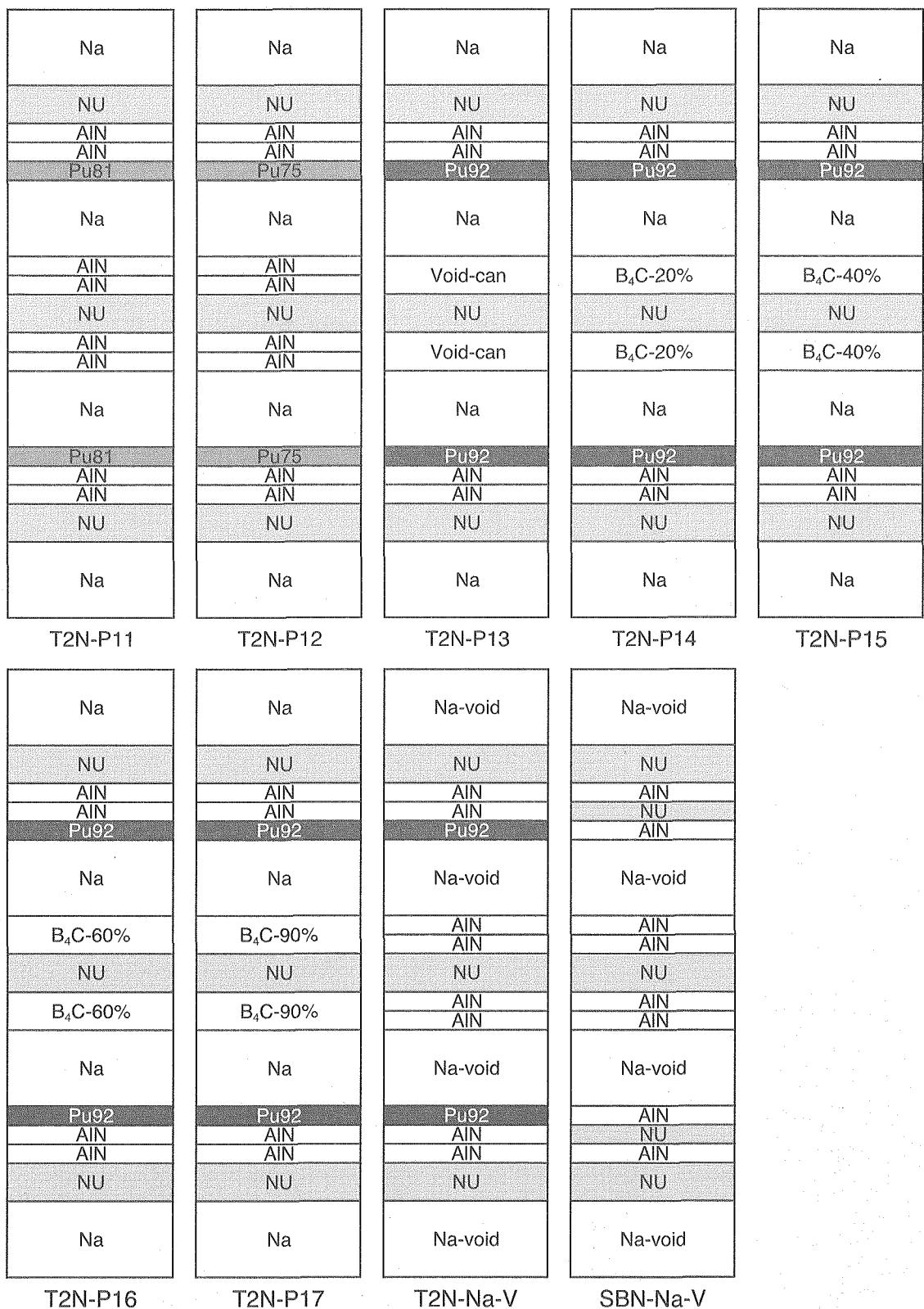


Fig. 4-6 (continued)

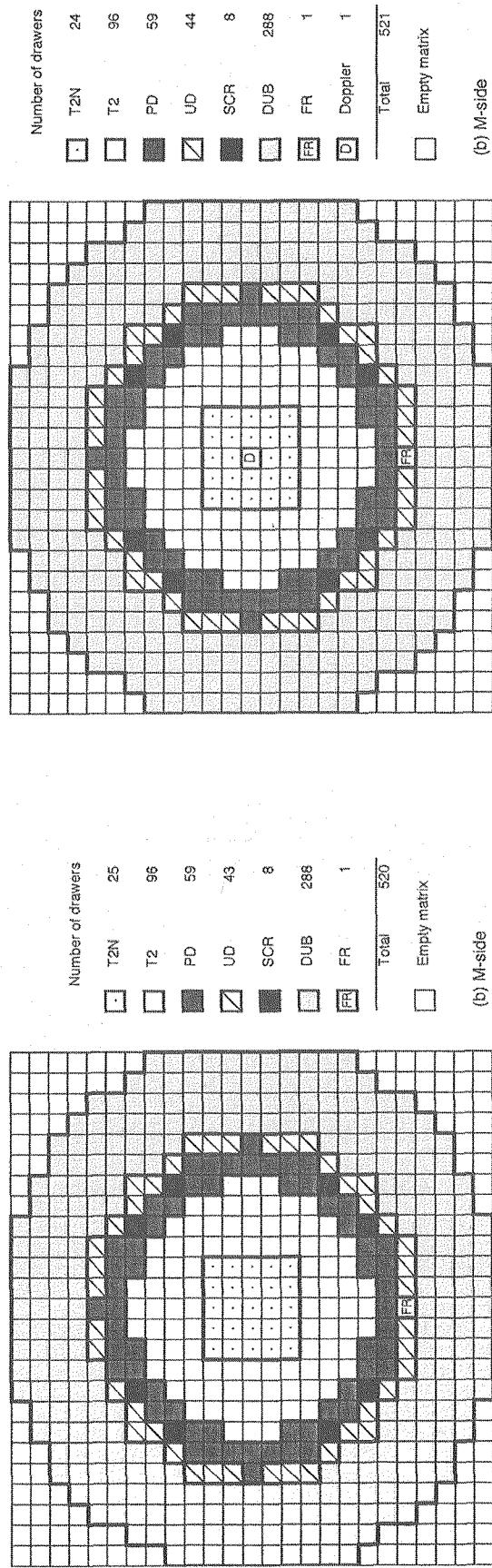
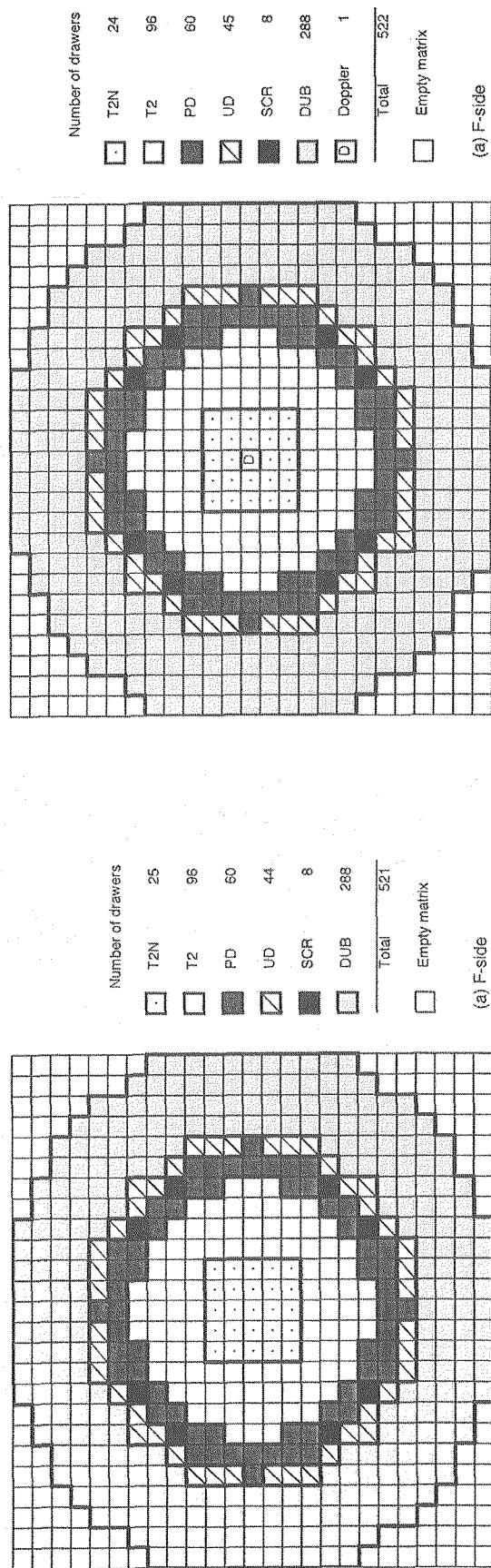


Fig. 4-7 Horizontal cross sections of the FCA-XVII-1N assembly used for the measurement of the cylindrical actinide sample reactivity worth

Fig. 4-8 Horizontal cross sections of the FCA-XVII-1N assembly used for the measurement of the  $^{238}\text{U}$  Doppler effect

## 5. 実験解析

### 5. 1 実験解析手法

ここでは、評価済み核データライブラリを処理した 70 群断面積ライブラリー JFS version-3<sup>21)</sup>及び原研において開発した高速炉解析システム EXPARAM<sup>22)</sup>を用いた実験解析手法について述べる。

#### (1) 燃料セル均質化実効断面積の計算

実験体系のテスト領域及びドライバー領域等に適用される領域ごとの均質化実効断面積を、セル計算コード SLAROM<sup>23)</sup>により計算する。FCA では板状の物質板により燃料セルを構成しており、実験解析に用いたセル計算について以下に具体的に述べる。セル計算では、Fig. 2-1 に示した燃料セル内の物質板配列、周辺のステンレス鋼の引出し及び格子管を含む 5.52 x 5.52 cm の正方形の領域を燃料単位とし、セルモデルを作成する。セルモデルではこれら物質板等を無限平板として扱う。左右の格子管及びステンレス鋼の引出しの左右の板は混合し、無限平板としてセルモデルの左右両端におく。上下の格子管と引出しの底板は、燃料板以外の物質板に均質に混ぜ合わせ、炉心内に存在する物質の量を保存する。このとき燃料板に混合しないのは、燃料核種の自己遮蔽因子を精度良く評価するための配慮である。両端部境界条件は、繰り返し境界 (periodic) とする。

セル計算では、次の手順により領域平均実効断面積を求める。

##### 1) 物質板の実効断面積の計算

燃料セルを構成する物質板ごとに、実効ミクロ断面積及び実効マクロ断面積を計算する。その際に、f-table を用いて自己遮蔽因子を求め、物質板の温度、厚さ及び物質板とその周辺領域の組成を考慮した実効断面積を計算する。

##### 2) セル内中性子束空間分布の計算

無限平板セルモデルを用い、衝突確率法により、燃料セル内の中性子束空間分布を計算する。

##### 3) 均質化実効断面積の計算

中性子束を重み関数として、物質板ごとの実効マクロ断面積を平均化し、セル平均の均質化実効マクロ断面積を計算する。

高速炉体系では、拡散係数の方向依存性を考慮することにより計算精度の向上を図ることができることから、拡散係数として、物質板配列に直角方向と平行方向の方向依存拡散係数（異方性拡散係数）を計算する。この異方性拡散係数は、セル計算で求めた方向依存の衝突確率を用い、Benoist の方法<sup>24)</sup>により計算する。この異方性拡散係数の実験解析の適用方法については、次の体系計算の項で述べる。

マクロ断面積の計算と併せて、物質板ごとに求めた実効ミクロ断面積を、中性子束を重み関数として平均化しセル平均のミクロ断面積を計算する。セル平均ミクロ断面積は反応率の計算に使

用する。

### (2) 反応度価値計算に用いる実効断面積の計算

反応度価値の摂動計算に用いる実効断面積については、サンプルを挿入した単位セルの両サイドに均質化テスト領域燃料セルを2セル分配置し、端部境界条件を繰り返し境界(periodic)とした1次元平板スーパーセルによって計算する。これは、サンプル挿入に伴い、核分裂中性子スペクトルが変化することを防ぐためである。

円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値の解析では、各サンプル（ステンレス被覆管とサンプルを均質に混ぜたもの）について、サンプル領域の周囲を炉心燃料を均質化した領域が囲む2領域1次元無限円筒モデルとし、サンプル領域のみの実効断面積を作成する。

### (3) ドップラーサンプルの実効断面積の計算

ドップラー効果の解析では、サンプル領域（ミート部）及びカプセル領域（ステンレス製被覆管や加熱容器等の実験装置を均質化したもの）の周囲を炉心燃料を均質化した領域が囲む3領域1次元無限円筒モデルとし、サンプル及びカプセル領域それぞれについて、自己遮蔽効果を考慮した実効断面積を作成する。その際、SLAROMコードのほかに超微細群衝突確率計算コードPEACO-X<sup>25)</sup>を用いる。PEACO-Xでは、衝突確率法に基づき、100keVから0.2eVのエネルギー範囲を約300,000群の超微細群構造で各領域の中性子束を計算するため、サンプル中の<sup>238</sup>Uとサンプルの周囲にある共鳴核種（炉心燃料中の<sup>238</sup>Uなど）の間の共鳴の重なりによる共鳴遮蔽効果（あるいは共鳴干渉効果）を考慮することができる。これに対し、SLAROM等を用いて孤立円筒モデルでドップラーサンプルの断面積を作成する場合、共鳴干渉効果を正確に取り扱えずその効果が背景断面積 $\sigma_0$ に反映されないため、実際の遮蔽効果を考慮した場合の値よりも大きめとなる。よって遮蔽因子 $f(T, \sigma_0)$ が1に近くなり、結果的に大きめの実効断面積を与えることになる。

室温(293K)の他に、サンプル領域に含まれる核種の温度を300、550、800°Cの各温度点（それぞれ573K、823K、1073K）に変えた場合についても実効断面積を作成する。Empty Canのサンプル領域（ミート部）は本来空洞であるが、計算上はステンレス製被覆管に含まれる核種をサンプル領域にスマアした原子数密度としている。各ドップラーサンプル及びカプセルの原子数密度を付録に示す。

### (4) 体系計算

実験体系を2次元あるいは3次元で模擬した計算モデルにより、多群拡散理論に基づく体系計算をおこない、中性子束、随伴中性子束及び実効増倍率( $k_{\text{eff}}$ )を計算する。2次元計算では、各領域の体積を保存したRZモデルを用いる。体系計算は、拡散計算コードCITATION<sup>26)</sup>を基に、高速炉体系計算用に開発した計算コードPOPLARS<sup>22)</sup>により行なう。

その際、異方性拡散係数を用いることにより、中性子の漏れの方向依存性を考慮する。FCA燃料セルの物質板配列に直角方向の拡散係数を $D_{\perp}$ 、同じく平行方向の拡散係数を $D_{\parallel}$ として、

3 次元 XYZ 体系 :  $D_x = D_{\perp}, D_y = D_{//}, D_z = D_{//}$

2 次元 RZ 体系計算 :  $D_r = 1/2 (D_{\perp} + D_{//}), D_z = D_{//}$

となる。

メッシュの切り方は、3 次元 XYZ 体系では単位セル当たり 2 メッシュ（メッシュ間隔 : X 及び Y 方向 2.76cm、Z 方向 2.54cm）とし、2 次元 RZ 体系では R 方向 : 約 1.5cm、Z 方向 : 2.54cm 間隔とする。

円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値の解析では、各サンプル（ステンレス被覆管とサンプルを均質に混ぜたもの）を炉心中心に挿入した 2 次元 RZ 体系とする。ただし、測定では炉心径方向にサンプルを挿入するが、解析では軸方向に挿入した RZ モデルとする。RZ 計算モデルを Fig. 5-1 に示す。

$^{238}\text{U}$  ドップラー効果の解析では、室温（293K）の各サンプルそれぞれについて、サンプル（被覆管を含まない）領域と被覆管及びその周囲の加熱容器等からなるカプセル領域を炉心中心に置いた 2 次元 RZ 体系とする。RZ 計算モデルを Fig. 5-2 に示す。

### (5) 反応率比及び反応率分布計算

SLAROM コードにより得られるセル平均の実効ミクロ断面積と臨界性解析において計算した中性子束とを用い、反応率を計算する。高速炉解析システムの RADAMES コード<sup>27)</sup>では、任意の核種（あらかじめ SLAROM コード等により断面積を作成しておいたもの）、任意の位置での反応率比及び反応率分布を計算することができる。

### (6) 摂動理論による反応度価値計算

サンプル反応度価値、ナトリウムボイド反応度、 $^{238}\text{U}$  ドップラー効果等の反応度価値の計算は、体系計算によって得られた中性子束及び随伴中性子束及び実効マクロ断面積を用い、摂動計算コード PERKY<sup>28)</sup>を用いて 1 次摂動計算または厳密摂動計算により行う。

#### サンプル反応度価値の計算

摂動量の大きいプルトニウム同位体組成に関する反応度価値やボロン反応度価値については、通常、厳密摂動計算により行う。その他の板状サンプル反応度価値や円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値については、1 次摂動計算により求める。

$2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板に置換したセルを Reference 体系とした反応度価値（ウラン燃料板反応度価値や共鳴物質板反応度価値など）については、 $2'' \times 1'' \times 1/16''$  サイズと  $2'' \times 2'' \times 1/16''$  サイズのステンレス鋼板の置換反応度価値も計算し、Reference 体系からサンプルに置換した反応度価値の計算値から差し引き、サンプル正味の反応度価値とする

円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値の場合、ステンレス被覆管とサンプルを均質に混ぜた領域（Fig. 5-1 の Sample 領域）の実効マクロ断面積と Dummy Can（ステンレス被覆管のみをスミアした領域）との置換反応度とする。

### Na ボイド反応度価値の計算

Na ボイド反応度価値の計算では、拡散計算で求めたエネルギー70 群の中性子束分布及び随伴中性子束分布、格子計算で求めたボイド化前後の実効マクロ断面積を用い、1 次摂動計算及び厳密摂動計算を行う。ステップボイドの解析では1 次摂動計算とし、ボイド規模依存性の解析では各ボイド状態について体系計算を行い厳密摂動計算とする。

### $^{238}\text{U}$ ドップラー効果の計算

ドップラー反応度価値  $\rho_{\text{Doppler}}(T)$  は1 次摂動計算とする。摂動反応度は、室温（293K）のサンプルを他の温度点（573K, 823K, 1073K）のサンプルに置換することにより求める。

室温サンプル反応度価値  $\rho_{\text{sample}}$  については、室温サンプルを Empty can に置換した際の反応度価値を1 次摂動により計算し、符号を逆転する。

### (7) 輸送補正計算

実験解析では、拡散理論に基づく計算値に輸送補正を加える。この補正係数の計算では、 $S_n$  法に基づく輸送計算コード TWOTRAN-II<sup>29)</sup> または DANTSYS<sup>30)</sup> を使用する。摂動計算には、SN-PERT コード<sup>31)</sup>を使用する。

輸送計算と統一をとるため、方向依存拡散係数を用いず、全方向について等方拡散係数  $D=1/(3\Sigma_{\text{tr}})$  を用いた拡散計算を POPLARS コードにより行う。拡散係数の相違点のほかは、前述の方向依存拡散係数を用いた拡散計算と同じ方法で計算する。

臨界性解析では、これら輸送計算と等方拡散係数を用いた拡散計算により求められた実効増倍率の計算値の比を輸送補正係数とし、前述の方向依存拡散係数を用いた拡散計算に基づく値に乗じる。反応度価値の解析では、輸送計算と等方拡散係数を用いた拡散計算に基づく摂動計算により求められた反応度価値の計算値の比を輸送補正係数とし、前述の方向依存拡散係数を用いた拡散計算に基づく摂動計算値に乗じる。ただし、Na ボイド反応度価値については、ボイドによる中性子漏洩の効果をより正確に解析するため、非漏洩項と漏洩項それぞれについて、拡散計算に対する輸送計算の比を求め、各項別々に輸送補正を施す。

## 5. 2 臨界性及び反応率比の解析

これまでの FCA-XVII-1 炉心に関する論文等の公開後、核データ JENDL-3.2 に基づく 70 群断面積ライブラリー JFS-3-J3.2 の改訂版 JFS-3-J3.2R<sup>32)</sup> が公開された。そこで、本報告書では、これを用い基本核特性量である臨界性及び反応率比について再解析を実施した。

JFS-3-J3.2R を用い SLAROM によるセル計算を行い、実験体系の各領域について 70 群構造の均質化実効マクロ断面積を求めた。次に、3 次元 XYZ 体系にて、POPLARS による拡散計算を行い

中性子束分布及び実効増倍率を計算した。輸送補正係数を求めるため、2次元 RZ 体系にて TWOTRAN-II による 70 群輸送計算 ( $S_n$  次数=8) 及び POPLARS による拡散計算（拡散係数に  $1/3 \Sigma_{tr}$  を使用）を行い<sup>+</sup>、両計算の実効増倍率の比（輸送／拡散）を輸送効果の補正係数とした。反応率比の計算では、炉心中心での測定であるため輸送補正是施さず、異方性拡散係数を使用した3次元 XYZ 拡散計算のみとした。

実効増倍率の計算結果を Table 5-1 に、反応率比の計算結果を Table 5-2 にそれぞれ示す。実効増倍率の計算値と実験値の比（C/E 値）は、0.995 となり、計算は実験体系の実効増倍率を 0.5% 過小評価した。これは、従来版の JFS-3-J3.2 を用いた解析結果<sup>8)</sup>と同じ結果である。また、反応率比に関しても、従来版 JFS-3-J3.2 を用いた解析結果<sup>5)</sup>とほぼ同じ結果であった。

Table 5-1 Results of the analysis of the criticality of the FCA XVII-1 assembly

Diffusion calculation (3 dimensional XYZ model)	$k_{eff}=0.99696$
Transport correction (2 dimensional RZ model)	
Transport calculation	$k_{eff}=1.01486$
Diffusion calculation	$k_{eff}=1.00942$
Transport correction factor <sup>a</sup>	1.00539
Transport corrected value <sup>b</sup>	$k_{eff}=1.00233$
Experimental value	$k_{eff}=1.00743 \pm 0.00013^c$

a) Ratio between the  $k_{eff}$  values calculated by the transport and diffusion calculations with the 2-dimensional model.

b) The result of the 3-dimensional diffusion calculation was multiplied by the transport correction factor.

c) Experimental error.

Table 5-2 Results of the analysis of the reaction rate ratios of the FCA-XVII-1 assembly

Reaction rate ratio	Calculation	C/E
F8/F9	0.0247	$0.957 \pm 1.9\%^a$
C8/F9	0.1445	$0.995 \pm 2.0\%$
C8/F5	0.1344	$1.017 \pm 1.7\%$

a) Experimental error (relative error).

<sup>+</sup> 2005 年 10 月現在の高速炉解析システムを用いた FCA 実験解析では、輸送計算に DANTSYS (3 次元計算用 THREEDANT) コードを用い、3 次元 XYZ 体系エネルギー 70 群 ( $S_n$  次数=8) とし、均質化実効断面積の小数群への縮約は行っていない。ただし、ドップラー効果の解析などでは 2 次元 RZ 体系とする必要があるため、2 次元計算用 TWODANT を用いている。

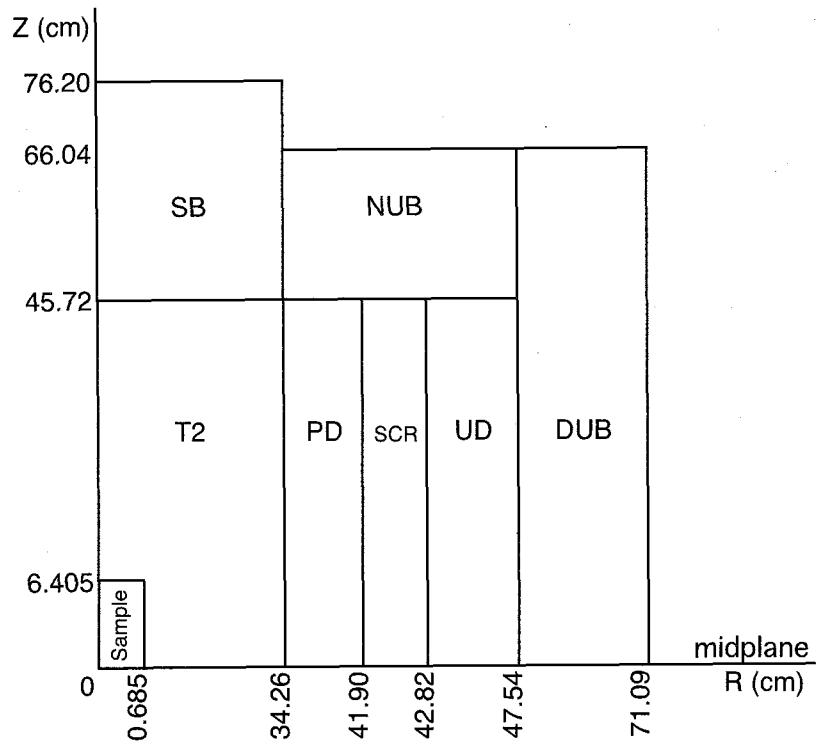
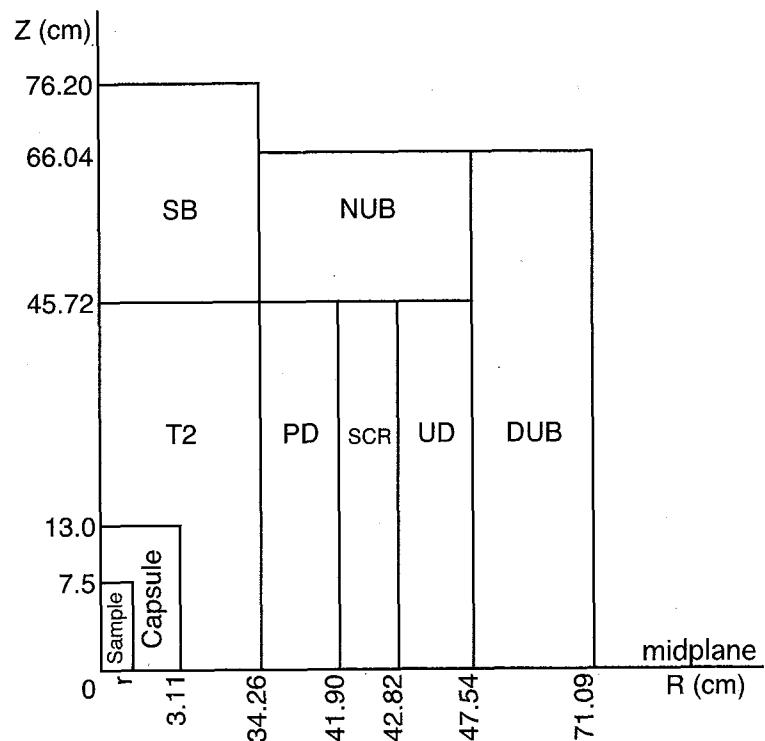


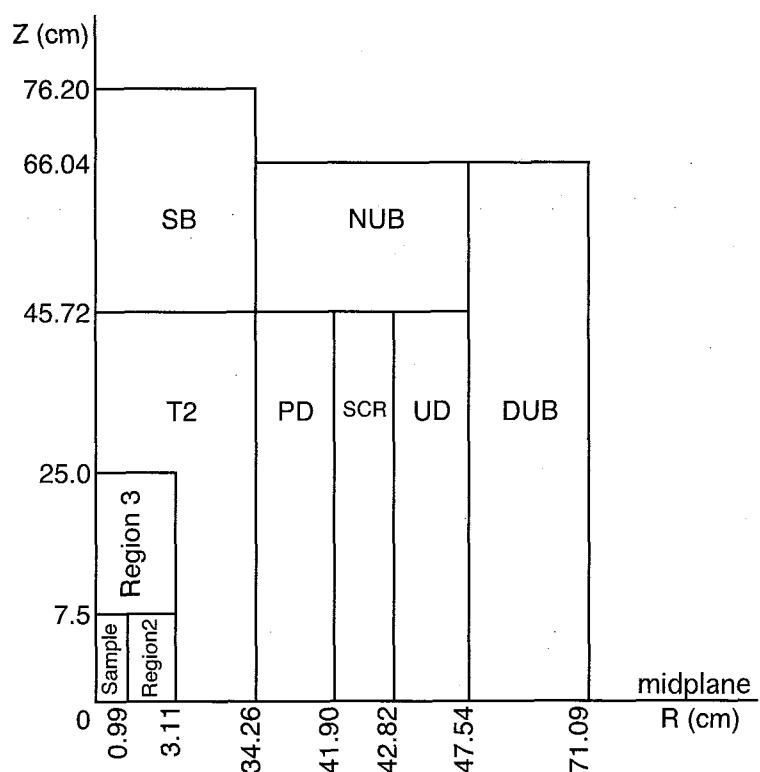
Fig. 5-1 Calculation model for the analysis of the cylindrical actinide sample reactivity worth measured in the FCA-XVII-1 assembly



r: Radius of the Doppler sample; see Table 3-10

(a) Measurement up to 800°C

Fig. 5-2 Calculation model for the analysis of the Doppler effect measured in the FCA-XVII-1 assembly



(b) Measurement up to 1,500°C<sup>17)</sup>

Fig. 5-2 (Continued)

## 6.まとめ

新型燃料高速炉の研究開発の一環として、金属燃料高速炉模擬炉心の炉心特性と比較する参照データを得るため、MOX 燃料高速炉の中性子スペクトル場を構築した FCA-XVII-1 炉心においてベンチマーク実験を実施し、以下の核特性量を測定した。

- (1) 臨界性
- (2) 核分裂率 ( $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ )、中性子捕獲反応率 ( $^{238}\text{U}$ ) の反応率比及び軸方向反応率分布
- (3) サンプル反応度価値：板状サンプル（燃料板、共鳴物質板等）、中性子吸収材 ( $\text{B}_4\text{C}$ )、円筒形アクチノイド・サンプル ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{235}\text{U}$ )
- (4) ナトリウムボイド反応度効果
- (5)  $^{238}\text{U}$  ドップラー反応度効果

また、広範な炉型に対応した実験データを取得することを目的として、FCA-XVII-1 炉心の一部を変更した以下の体系において実験を実施した。

- (1) プルトニウム組成を変化させた体系でのナトリウムボイド反応度効果の測定
- (2) 軸方向ブランケット部をナトリウム層に置き換えた体系でのナトリウムボイド反応度効果の測定
- (3) 硫化物燃料を模擬した燃料領域を設けた体系での各種特性量の測定

JENDL-3.2 に基づく改良版ライブラリー JFS-3-J3.2R 及び高速炉解析システムを用いた実験解析手法により臨界性及び反応率比について解析を実施した。その結果、これら特性量に関しては、従来版ライブラリー JFS-3-J3.2 によるこれまでの解析結果と同様の C/E 値となった。

## 謝 辞

本報告書をまとめるに当たって多くの有益な助言と激励を頂いた元炉物理研究室長向山武彦氏、炉物理研究グループ（現核設計技術開発グループ）・リーダー森貴正氏に感謝いたします。本研究を行うに当たり、長時間にわたり FCA 本体施設及び特定施設の運転をしていただいた FCA スタッフに感謝します。また、解析にご協力いただいた IT Japan の加藤雄一氏とコンピューター総合研究所の高崎謙一氏に感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 飯島進、他：“FCA による金属燃料高速炉ベンチマーク実験(I)-FCA XVI-1 炉心の選定と臨界性-”, JAERI-M 92-196 (1992).
- 2) 飯島進、他：“FCA による金属燃料高速炉ベンチマーク実験(II)-FCA XVI-1 炉心の実験と解析-”, JAERI-M 93-186 (1993).
- 3) 大井川宏之、他：“FCA XVI-1 及び XVI-2 における  $^{238}\text{U}$  ドップラー反応度価値の測定と解析”, JAERI-M 92-113 (1992).
- 4) 桜井健、根本龍男：“高速炉臨界集合体 FCA における増殖性能指標  $^{238}\text{U}$  捕獲反応/ $^{239}\text{Pu}$  核分裂反応率比と  $^{238}\text{U}$  捕獲反応/ $^{235}\text{U}$  核分裂反応率比の測定と解析”, JAERI-Research 95-054 (1995).
- 5) T. Sakurai, et al.: “Measurement of Reaction Rate Ratios as Indexes of Breeding Performance in Mock-up Cores of FCA Simulating Metallic-fueled LMFBR and MOX-fueled LMFBR”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **36**, 661(1999).
- 6) 大井川宏之、飯島進：“FCA を使った金属燃料及び酸化物燃料高速炉模擬体系におけるナトリウムボイド反応度価値の測定と解析”, JAERI-Research 95-007 (1995).
- 7) H. Oigawa, S. Iijima and M. Andoh : “Experiments and Analyses on Sodium Void Reactivity Worth in Mock-up Cores of Metallic Fueled and MOX Fueled Fast Reactors at FCA”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **35**, 264(1998).
- 8) H. Oigawa, et al.: “A Proposal of Benchmark Calculation on Reactor Physics for Metallic Fueled and MOX Fueled LMFBR Based upon Mock-up Experiment at FCA”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **37**, 186(2000).
- 9) 長家康展、大野秋男、大杉俊隆：“FCA XVII-1 炉心における  $\text{B}_4\text{C}$  及び Pu 反応度価値の軸方向空間分布の解析”, JAERI-Research 95-003 (1995).
- 10) 安藤真樹、岡嶋成晃、大井川宏之：“FCA XVII-1 における種々のサンプルを用いた  $^{238}\text{U}$  ドップラー効果測定”, JAERI-Research 2001-017 (2001).
- 11) L.Tomlinson : “Delayed Neutron from Fission”, AERE-R 6993 (1972).
- 12) D.Saphier, et. al.: “Evaluated Delayed Neutron Spectra and Their Importance in Reactor Calculations” , *Nucl. Sci. Eng.*, **62**, 660(1977).
- 13) T. Nakagawa, et. al.: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library version 3 revision-2: JENDL-3.2”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **32**, 1259(1995).
- 14) 岡嶋成晃、向山武彦：“FCA X-3 および XI-1 集合体におけるドップラー効果の測定”, JAERI-M 84-086 (1984).
- 15) 岡嶋成晃、向山武彦：“FCA XII-1 集合体におけるドップラー効果の測定”, JAERI-M 85-218 (1985).
- 16) 大井川宏之、他：“FCA XVI-1 及び XVI-2 における  $^{238}\text{U}$  ドップラー反応度価値の測定と解析”, JAERI-M 92-113 (1992).
- 17) 大井川宏之、他：“FCA における高温ドップラー効果測定 (1) -サンプル加熱・反応度価値測

- 定法測定装置の開発-”, JAERI-M 94-043 (1994).
- 18) S. Okajima, *et al.*: “High Temperature Doppler Effect Experiment for  $^{238}\text{U}$  at FCA (I) Reactivity Worth Measurement with a Small Heated Sample up to 1,500degC. ”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **33**, 202(1996).
  - 19) S. Okajima, *et al.*: “High Temperature Doppler Effect Experiment for  $^{238}\text{U}$  at FCA (II) Reaction Rate Measurement up to 2,000degC with a Foil Heated by Laser Exposure”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **34**, 13(1997).
  - 20) M. Andoh, *et al.*: “Measurement of  $^{238}\text{U}$  Doppler Effect in A Nitride Fueled LMFBR at FCA”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **36**, 386(1999).
  - 21) H. Takano and Y. Ishiguro : ”Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2”, JAERI-M 82-135 (1982).
  - 22) 飯島進、他：“高速炉核特性計算コードシステム EXPARAM”, JAERI-Data/Code 2004-016 (2004).
  - 23) M. Nakagawa and K. Tsuchihashi : “SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor”, JAERI 1294 (1984).
  - 24) P. Benoist : “Streaming Effects and Collision Probabilities on Lattices”, *Nucl. Sci. Eng.*, **34**, 285(1968).
  - 25) 岡嶋成晃、大井川宏之、向山武彦：“FCA における高温ドップラー効果測定 (3) -超微細群によるセル計算コード(PEACO-X)の開発-”, JAERI-M 92-185 (1992).
  - 26) T. B. Fowler, D. R. Vondy and G. W. Cunningham : “Nuclear Reactor Analysis Code; CITATION”, LA-4432 (1970).
  - 27) 軍司康義、飯島進：私信.
  - 28) 飯島進、岡嶋成晃：“多群拡散摂動計算コード:PERKY(2002年版)”, JAERI-Data/Code 2002-023 (2002).
  - 29) K. D. Lathlop and F. W. Brinkly : “TWOTRAN-II: An Interfaced, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-dimensional Transport”, LA-4848-MS (1973).
  - 30) R.E. Alcouffe, *et al.*: “DANTSYS: A diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System” , LA-12969M (1995).
  - 31) 角田弘和：私信.
  - 32) 千葉豪、羽様平、石川眞：“高速炉用炉定数セット JFS-3-J3.2 の改訂”, *Trans. At. Energy Soc. Jpn.*, **1**, 335(2002).

## 付 錄

本レポートでは、全核特性について JFS-3-J3.2R による再解析を行ってはいない。以下、今後の解析の際に参考となるよう、サンプル反応度価値等の解析に用いるデータ等を示す。

### 1) サンプル反応度価値

FCA-XVII-1 炉心にて測定した各サンプル反応度価値に用いたセル (Fig. 3-3 参照) の均質化原子数密度を Table A-1 に示す。また、FCA-XVII-1N 炉心にて測定した各サンプル反応度価値に用いたセル (Fig. 4-6 参照) の均質化原子数密度を Table A-2 に示す。円筒形アクチノイド・サンプル反応度価値に用いた各サンプルの原子数密度を Table A-3 に、ドップラー効果の測定に用いた各サンプル及びその周囲の測定装置の原子数密度を Table A-4 及び Table A-5 に示す。

### 2) ナトリウムボイド反応度効果

FCA-XVII-1 及び FCA-XVII-1N 炉心にてナトリウムボイド反応度効果の測定に用いたセルの均質化原子数密度を Table A-1 中 T2-Na-V、SB-Na-V 及び Table A-2 中 T2N-Na-V、SBN-Na-V に示す。今回、FCA-XVII-1 炉心でのナトリウムボイド反応度効果について、改良版 70 群断面積ライブラリである JFS-3-J3.2R を用いてエネルギー70 群 3 次元 XYZ 拡散計算（異方性拡散係数使用）及び摂動計算を行ったので、参考にその結果を Table A-6 に示す。

Table A-1 Atomic number densities of the homogenized cells used in the measurement of the sample reactivity worth and sodium void effect in the FCA-XVII-1 assembly ( $\times 10^{24}$  atoms/cm $^3$ )

Nuclide	T2-P1	T2-P2	T2-P3	T2-P4	T2-P5	T2-P6	T2-P7	T2-P8	T2-P9	T2-P10
H		5.8672E-5	4.1688E-5	6.6392E-5						
$^{10}\text{B}$										
$^{11}\text{B}$										
C	4.9367E-5	3.5244E-5	5.5587E-5							
O	1.7038E-2 <sup>a</sup>	1.7063E-2	1.7056E-2	1.7067E-2	3.2757E-3	1.3762E-2	1.3762E-2	1.3762E-2	1.3762E-2	1.3762E-2
Na	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3
Al	2.1688E-3	2.1688E-3	2.1688E-3	2.1688E-3	2.3188E-3	1.4997E-4	1.4997E-4	1.4997E-4	1.4997E-4	1.4997E-4
Si					1.9671E-5	1.9671E-5	1.9671E-5	1.9671E-5	1.9671E-5	1.9671E-5
Cr	3.5475E-3	3.1174E-3	3.1174E-3	3.1174E-3	5.9654E-3	3.8151E-3	3.8150E-3	3.8150E-3	3.8150E-3	3.8150E-3
Mn	2.6222E-4	2.2939E-4	2.2939E-4	2.2939E-4	4.4707E-4	2.8290E-4	2.5007E-4	3.1537E-3	2.5007E-4	2.5007E-4
Fe	1.2746E-2	1.1217E-2	1.1217E-2	1.1217E-2	2.1398E-2	1.3754E-2	1.2226E-2	1.2226E-2	1.2226E-2	1.2226E-2
Ni	1.5952E-3	1.4131E-3	1.4131E-3	1.4131E-3	2.6394E-3	1.7292E-3	6.0655E-3	2.1568E-3	1.5471E-3	1.5471E-3
Cu								3.0617E-4	4.2459E-3	
Nb										3.2443E-3
Mo										1.3955E-5
$^{235}\text{U}$	1.3955E-5	2.2746E-3	5.0377E-4	3.1634E-5		1.3955E-5	1.3955E-5	1.3955E-5	1.3955E-5	1.3955E-5
$^{238}\text{U}$	6.8690E-3	7.0399E-3	8.8132E-3	9.3075E-3		6.8690E-3	6.8690E-3	6.8690E-3	6.8690E-3	6.8690E-3
$^{239}\text{Pu}$					1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3
$^{240}\text{Pu}$					9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5
$^{241}\text{Pu}$					3.4581E-6	3.4581E-6	3.4581E-6	3.4581E-6	3.4581E-6	3.4581E-6
$^{242}\text{Pu}$					8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7
$^{241}\text{Am}$					5.1932E-6	5.1932E-6	5.1932E-6	5.1932E-6	5.1932E-6	5.1932E-6

a) Read as  $1.7038 \times 10^{-2}$ .

Table A-1 (continued) ( $\times 10^{24}$  atoms/cm $^3$ )

Nuclide	T2-P11	T2-P12	T2-P13	T2-P14	T2-P15	T2-P16	T2-P17	T2-P18	T2-Na-V	SB-Na-V
H										
$^{10}\text{B}$										6.6392E-5
$^{11}\text{B}$										
C										
O	1.3762E-2 <sup>a</sup>	1.7038E-2	1.7038E-2	1.2451E-2	1.2451E-2	1.2451E-2	1.2451E-2	1.2451E-2	1.2451E-2	5.5587E-5
Na	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	8.1475E-4
Al	1.4997E-4	2.3332E-3	2.3525E-3	2.3188E-3	2.3188E-3	2.3188E-3	2.3188E-3	2.3188E-3	2.3188E-3	1.7067E-2
Si	1.9671E-5	1.6347E-5	1.9394E-5	1.9671E-5						
Cr	3.3850E-3	3.4039E-3	3.4129E-3	3.6530E-3	3.6521E-3	3.6521E-3	3.6521E-3	3.6521E-3	3.6521E-3	3.4685E-3
Mn	2.5007E-4	2.5347E-4	2.4695E-4	2.6729E-4	2.6724E-4	2.6724E-4	2.6724E-4	2.6724E-4	2.6724E-4	2.2494E-4
Fe	1.2226E-2	1.2290E-2	1.2292E-2	1.3222E-2	1.3219E-2	1.3219E-2	1.3219E-2	1.3219E-2	1.3219E-2	1.1100E-2
Ni	1.5471E-3	1.5502E-3	1.5512E-3	1.6566E-3	1.6562E-3	1.6562E-3	1.6562E-3	1.6562E-3	1.6562E-3	1.4334E-3
Cu										
Nb										
Mo										
$^{235}\text{U}$	1.3955E-5	1.3955E-5	1.3955E-5	9.3030E-6	9.3030E-6	9.3030E-6	9.3030E-6	9.3030E-6	9.3030E-6	1.3955E-5
$^{238}\text{U}$	6.8690E-3	6.8690E-3	6.8690E-3	4.5793E-3	4.5793E-3	4.5793E-3	4.5793E-3	4.5793E-3	4.5793E-3	6.8690E-3
$^{239}\text{Pu}$	1.0455E-3	1.0226E-3	9.5331E-4	1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3	1.0455E-3	9.3075E-3
$^{240}\text{Pu}$	9.11348E-5	2.3641E-4	3.0166E-4	9.11348E-5						
$^{241}\text{Pu}$	3.4581E-6	1.3694E-5	3.7655E-5	3.4581E-6						
$^{242}\text{Pu}$	8.0369E-7	5.6579E-6	2.8129E-5	8.0369E-7						
$^{241}\text{Am}$	5.1932E-6	2.4495E-5	6.5677E-5	5.1932E-6						

a) Read as  $1.3762 \times 10^{-2}$ .

Table A-2 Atomic number densities of the homogenized cells used in the measurement of the sample reactivity worth and sodium void effect in the FCA-XVII-1N assembly ( $\times 10^{24}$  atoms/cm $^3$ )

Nuclide	T2N-P1	T2N-P2	T2N-P3	T2N-P4	T2N-P5	T2N-P6	T2N-P7	T2N-P8	T2N-P9	T2N-P10
H	7.7586E-5 <sup>a</sup>	7.7586E-5								
<sup>10</sup> B	3.1086E-7	2.3315E-7	3.1086E-7							
<sup>11</sup> B	1.1309E-6	8.4818E-7	5.6545E-7							
C	7.0163E-5	6.8803E-5	6.7313E-5							
N	9.1443E-3	6.8582E-3	4.5700E-3							
O	2.3107E-4	1.8166E-4	1.3224E-4							
Na	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3
Al	9.1445E-3	7.0083E-3	4.7199E-3							
Si	2.3273E-6	2.1417E-5	2.0780E-5							
Cr	3.5475E-3	3.8151E-3	3.8150E-3	3.3850E-3						
Mn	2.6222E-4	2.8290E-4	2.5007E-4	3.1533E-3	2.5007E-4	2.5007E-4	2.5007E-4	2.5007E-4	2.5007E-4	2.5007E-4
Fe	1.2746E-2	1.3755E-2	1.2226E-2							
Ni	1.5952E-3	1.7292E-3	6.0655E-3	2.1568E-3	1.5471E-3	1.5471E-3	1.5471E-3	1.5471E-3	1.5471E-3	1.5471E-3
Cu				3.0617E-4	4.2459E-3		2.8159E-3			
Nb						3.2443E-3				
Mo						5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5
<sup>235</sup> U	5.3037E-5					5.3037E-5				5.3037E-5
<sup>238</sup> U	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3
<sup>239</sup> Pu		1.0455E-3								
<sup>240</sup> Pu	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5	9.1348E-5
<sup>241</sup> Pu		3.1781E-6								
<sup>242</sup> Pu	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7	8.0369E-7
<sup>241</sup> Am		5.4732E-6								

a) Read as  $7.7586 \times 10^5$ .

Table A-2 (continued) ( $\times 10^{24}$  atoms/cm $^3$ )

Nuclide	T2N-P11	T2N-P12	T2N-P13	T2N-P14	T2N-P15	T2N-P16	T2N-P17	T2N-Na-V	SBN-Na-V
H	7.7586E-5 <sup>a</sup>	7.7586E-5	1.4398E-4						
<sup>10</sup> B	3.1086E-7	3.1086E-7	1.5543E-7	1.6387E-3	3.2898E-3	4.8923E-3	7.3721E-3	3.1086E-7	3.1086E-7
<sup>11</sup> B	1.1309E-6	1.1309E-6	5.6545E-7	6.5687E-3	4.9150E-3	3.2289E-3	8.1531E-4	1.1309E-6	1.1309E-6
C	7.0163E-5	7.0163E-5	6.7442E-5	2.1044E-3	2.1339E-3	2.1135E-3	2.1442E-3	7.0163E-5	1.2575E-4
N	9.1443E-3	9.1443E-3	4.5721E-3	4.5721E-3	4.5721E-3	4.5721E-3	4.5721E-3	9.1443E-3	9.1443E-3
O	2.3107E-4	2.3107E-4	1.3224E-4	1.3224E-4	1.3224E-4	1.3224E-4	1.3224E-4	2.3107E-4	2.5977E-4
Na	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3	7.6564E-3
Al	9.3088E-3	9.3282E-3	4.7222E-3	4.7222E-3	4.7222E-3	4.7222E-3	4.7222E-3	9.2944E-3	9.1445E-3
Si	1.8674E-5	2.1722E-5	2.0835E-5	2.0835E-5	2.0835E-5	2.0835E-5	2.0835E-5	2.1999E-5	2.3273E-6
Cr	3.4039E-3	3.4129E-3	3.6530E-3	3.6521E-3	3.6521E-3	3.6521E-3	3.6521E-3	3.4685E-3	3.2009E-3
Mn	2.5347E-4	2.4695E-4	2.6729E-4	2.6724E-4	2.6724E-4	2.6724E-4	2.6724E-4	2.4562E-4	2.2494E-4
Fe	1.2290E-2	1.2292E-2	1.3222E-2	1.3219E-2	1.3219E-2	1.3219E-2	1.3219E-2	1.2109E-2	1.1100E-2
Ni	1.5502E-3	1.5512E-3	1.6566E-3	1.6562E-3	1.6562E-3	1.6562E-3	1.6562E-3	1.5674E-3	1.4334E-3
<sup>235</sup> U	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	5.3037E-5	7.0716E-5
<sup>238</sup> U	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	7.3148E-3	9.7533E-3
<sup>239</sup> Pu	1.0226E-3	9.5331E-4	1.0455E-3						
<sup>240</sup> Pu	2.3641E-4	3.0166E-4	9.1348E-5						
<sup>241</sup> Pu	1.2585E-5	3.4606E-5	3.1781E-6						
<sup>242</sup> Pu	5.6579E-6	2.8129E-5	8.0369E-7						
<sup>241</sup> Am	2.5604E-5	6.8726E-5	5.4732E-6						

a) Read as  $7.7586 \times 10^5$ .

Table A-3 Atomic number densities of the cylindrical actinide samples<sup>a</sup> ( $\times 10^{24}$  atom/cm $^3$ )

Nuclide	U-235	Pu-239	Pu-240	Dummy can
O	7.218E-3 <sup>a</sup>	5.338E-3	4.002E-3	-
Cr	7.729E-3	7.729E-3	7.729E-3	7.729E-3
Fe	2.958E-2	2.958E-2	2.958E-2	2.958E-2
Ni	3.042E-3	3.042E-3	3.042E-3	3.042E-3
<sup>235</sup> U	2.713E-3	-	-	-
<sup>238</sup> U	1.474E-6	-	-	-
<sup>239</sup> Pu	-	2.645E-3	1.460E-5	-
<sup>240</sup> Pu	-	2.352E-5	1.959E-3	-
<sup>241</sup> Pu	-	-	1.345E-5	-

a) Read as  $7.218 \times 10^{-3}$ .Table A-4 Atomic number density of each sample<sup>\*</sup> used for the Doppler effect measurement up to 800°C ( $\times 10^{24}$  atom/cm $^3$ )

Nuclide	NU(25)	NU(20)	NUO <sub>2</sub> (25)	NUO <sub>2</sub> (20)	NUO <sub>2</sub> +BeO(1:1)	NUO <sub>2</sub> +BeO(1:5)
<sup>235</sup> U	3.351E-4 <sup>a</sup>	3.377E-4	1.503E-4	1.463E-4	7.302E-5	2.433E-5
<sup>238</sup> U	4.593E-2	4.633E-2	2.063E-2	2.008E-2	1.002E-2	3.328E-3
Be	-	-	-	-	3.006E-2	5.650E-2
O	-	-	4.157E-2	4.045E-2	5.024E-2	4.980E-2

a) Read as  $3.351 \times 10^{-4}$ .Table A-4 (continued) ( $\times 10^{24}$  atom/cm $^3$ )

Nuclide	DUO <sub>2</sub> (20)	E.C.(25) <sup>a</sup>	E.C.(20) <sup>a</sup>	Capsule(25) <sup>b</sup>	Capsule(20) <sup>b</sup>
<sup>235</sup> U	5.714E-5	-	-	-	-
<sup>238</sup> U	2.126E-2	-	-	-	-
O	4.264E-2	-	-	-	-
Cr	-	2.368E-3	3.109E-3	5.185E-3	4.929E-3
Fe	-	8.485E-3	1.114E-2	1.888E-2	1.794E-2
Ni	-	1.105E-3	1.451E-3	3.496E-3	4.198E-3

a) E.C. means "Empty can". b) Capsule means a region surrounding the Doppler sample.

+ The size of the samples including stainless steel container: 1.37cmφ × 12.81cmL. (See Fig. 5-1)

\* The sample region excludes stainless steel container; See Fig. 5-2.

Table A-5 Atomic number density of each region used for the Doppler effect measurement up to 1500°C<sup>17)</sup> (x10<sup>24</sup> atom/cm<sup>3</sup>)

Nuclide	DUO <sub>2</sub> (20)-1500	Region 2 <sup>a</sup>	Region 3 <sup>b</sup>
<sup>235</sup> U	5.701E-5 <sup>c</sup>	-	-
<sup>238</sup> U	2.127E-2	-	-
O	4.265E-2	1.058E-3	2.919E-4
Al	-	7.053E-4	1.946E-4
Cr	-	3.646E-3	4.398E-3
Mn	-	2.271E-4	2.740E-4
Fe	-	1.390E-2	1.676E-2
Ni	-	1.981E-3	2.390E-3
<sup>182</sup> W	-	1.337E-3	5.348E-4
<sup>183</sup> W	-	7.270E-4	2.908E-4
<sup>184</sup> W	-	1.566E-3	6.263E-4
<sup>186</sup> W	-	1.454E-3	5.816E-4

a) The region radially surrounding the sample.

b) The region axially surrounding the sample.

c) Read as 5.701x10<sup>-5</sup>.

Table A-6 Calculated sodium void reactivity effect (in the FCA-XVII-1 assembly) using the JFS-3-J3.2R data set

	Diffusion calculation ( $\Delta k/k$ )	
	N.L. <sup>a</sup>	L. <sup>b</sup>
(Step void)		
1z	5.114E-5 <sup>c</sup>	-5.553E-7
2z	4.945E-5	-3.474E-6
3z	4.620E-5	-9.104E-6
4z	4.167E-5	-1.705E-5
5z	3.625E-5	-2.672E-5
6z	3.041E-5	-3.738E-5
7z	2.469E-5	-4.814E-5
8z	1.964E-5	-5.790E-5
9z	1.570E-5	-6.513E-5
(Void volume dependence)		
1-2z	1.044E-4	-5.289E-6
1-6z	2.666E-4	-9.511E-5
1-9z	3.299E-4	-2.646E-4

a) Non-leakage term. b) Leakage term.

c) Read as 5.114x10<sup>-5</sup>.