

JAERI-Research  
2000-017



JP0050330



FCAを用いた窒化物燃料高速炉の  
模擬実験および解析

2000年3月

安藤真樹・飯島 進・岡嶋成晃・桜井 健・大井川宏之

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

FCAを用いた窒化物燃料高速炉の模擬実験および解析

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部

安藤 真樹・飯島 進・岡嶋 成晃・桜井 健・大井川宏之<sup>+</sup>

(2000年2月7日受理)

新型燃料を用いた高速炉の研究の一環として、窒化物燃料高速炉の核特性の計算精度評価を目的とした模擬実験を高速炉臨界実験装置 (FCA) を用いて行った。本研究では、窒化物燃料高速炉を模擬したXIX-2炉心において測定した臨界性、物質反応度値およびNaボイド反応度値に関して、FCAの高速炉系解析に標準的に用いられている解析手法を用い標準解を求め、その予測精度について検討した。解析の結果、臨界性の解析では、従来のFCA窒化物燃料高速炉模擬炉心での実効増倍率に関する解析結果とほぼ同様のC/Eが得られた。板状物質反応度値の解析では、Pu反応度値の径方向分布に関しては炉心中心から遠ざかるにつれて過大評価の傾向が強まった。また、Naボイド反応度値の解析では、炉心中心部において約10~20%の過大評価となり、漏洩項が支配的な炉心周辺部においてC/E値が1に近づくという結果が得られた。非漏洩項に対する輸送補正量が炉心中心部においても大きく、輸送補正を含め非漏洩項の計算精度に問題があると考えられる。

## Critical Experiment and Analysis for Nitride Fuel Fast Reactor Using FCA

Masaki ANDOH, Susumu IJIMA, Shigeaki OKAJIMA,  
Takeshi SAKURAI and Hiroyuki OIGAWA<sup>+</sup>

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

(Received February 7, 2000)

As a research on FBR with new types of fuel, a series of experiments on a nitride fuel fast reactor was carried out at Fast Critical Assembly (FCA) to evaluate the calculation accuracy on the neutronic characteristics of the reactor. In this report, criticality, sample reactivity worth and sodium void reactivity worth were measured in the FCA XIX-2 core simulating a nitride fuel fast reactor and were analyzed using the standard analysis method for FCA fast reactor cores. The accuracy of the analysis on the effective multiplication factor was the same as those of the other FCA cores. For the plate sample reactivity worth, analysis on the radial distribution of plutonium plate reactivity worth overestimated the measurement depending on the distance from the center of the core. For the sodium void reactivity worth, the calculation overestimated the experimental value 10 to 20% at the core center, while the overestimation was improved as the voided position was located at the core boundary. It was found that the transport effect was considerable even at the center of the core. It was considered that the calculation accuracy on the non-leakage term of the void reactivity worth and transport correction should be improved.

Keywords: Nitride Fuel, Fast Reactor, Fast Critical Assembly, Criticality, Sample Worth, Sodium Void Reactivity Worth

---

<sup>+</sup> Center for Neutron Science

## 目次

1. はじめに .....	1
2. 実験 .....	1
2.1. 実験体系 .....	1
2.2. 臨界実験 .....	3
2.2.1. 実効増倍率 .....	3
2.2.2. 物質反応度価値 .....	3
2.2.3. ナトリウムボイド反応度価値 .....	5
3. 解析 .....	16
3.1. 解析手法 .....	16
3.2. 解析結果の検討 .....	18
3.2.1. 実効増倍率 .....	18
3.2.2. 物質反応度価値 .....	18
3.2.3. ナトリウムボイド反応度価値 .....	18
4. まとめ .....	24
謝辞 .....	24
参考文献 .....	25
付録A 各種反応度補正量の測定 .....	26
A-1. 制御棒較正、各種補正係数および基準反応度 $1\rho_0$ の測定 .....	26
A-2. 実効増倍率に関する反応度補正 .....	29
付録B 余剰反応度の誤差評価 .....	34

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Experiment .....	1
2. 1. Core Configuration .....	1
2. 2. Critical Experiment .....	3
2. 2. 1. Effective Multiplication Factor .....	3
2. 2. 2. Sample Reactivity Worth .....	3
2. 2. 3. Sodium Void Reactivity Worth .....	5
3. Analysis .....	16
3. 1. Method of Analysis .....	16
3. 2. Results and Discussions .....	18
3. 2. 1. Effective Multiplication Factor .....	18
3. 2. 2. Sample Reactivity Worth .....	18
3. 2. 3. Sodium Void Reactivity Worth .....	18
4. Summary .....	24
Acknowledgments .....	24
References .....	25
Appendix .....	26

## 1. はじめに

混合酸化物 (MOX) 燃料にかわる高速炉用新型燃料として、窒化物燃料や炭化物燃料などが検討されている。そのなかで窒化物燃料は伝熱特性が酸化物燃料に比べ優れているため、(1)燃料密度をMOX燃料高速炉より高くし線出力密度を大きくすることができる、(2)反応度損失を減少させることができる、(3)高増殖比が期待できるなどの利点を持つ<sup>1)</sup>。しかしながら、天然窒素に多く含まれる $^{14}\text{N}$ は(n,p)反応により放射性の $^{14}\text{C}$ へと変化するため、使用済燃料の再処理工程においては、従来の湿式でなく乾式再処理を採用する必要がある。

新型燃料を用いた高速炉の研究の一環として、窒化物燃料高速炉の核特性に対する計算精度の評価を目的として窒化物燃料高速炉の模擬実験を高速炉臨界実験装置 (FCA) を用いて行うことを計画した。MOX燃料と窒化物 ( $^{14}\text{N}$ ) 燃料を比較した場合、酸素と窒素の断面積の違いや燃料密度の違い等が炉心の核特性に影響を与えられと考えられる。すなわち、窒化物燃料では酸素の共鳴散乱 (数100keV~) のかわりに窒素の中性子捕獲反応 (数MeV) が存在し、窒素の散乱断面積は 100 keV 以下で酸素より大きいといった特徴がある。本研究では、これら断面積の違いによる効果が空間分布特性を含めた核特性解析精度に与える影響を調べるために、FCAにおいて窒化物燃料高速炉を模擬した均質1領域炉心を構築し臨界実験を行った。実機模擬性という観点では実証炉クラスの炉心とは体積が大きく異なるが、ドライバー燃料を用いない均質1領域炉心において積分データを得ることを主目的として実験体系を選定した。本実験体系は特に小型炉心であるため、中性子の漏れの多い体系での空間分布特性やナトリウムボイド反応度値の解析精度に着目した。

本報告書では、窒化物燃料高速炉の設計に資する実験データをまとめるとともにFCA高速炉模擬体系標準解析手法を用いて解析を行った結果を標準解として示す。以下、第2章では、実効増倍率、物質反応度値およびナトリウムボイド反応度値の測定方法および結果について述べる。第3章では、FCAでの高速炉解析手法を用い解析を行いその予測精度について検討する。

## 2. 実験

### 2.1. 実験体系

本研究において構築した実験体系XIX-2炉心<sup>2)</sup>は、炉心部と軸方向および径方向のブランケット部からなる。

## 炉心部

炉心部を構成する単位セルMNは、金属プルトニウム板 ( $^{239}\text{Pu}$  92%) および金属天然ウラン板を窒化アルミニウム板と組み合わせて混合窒化物燃料を模擬したものである。その他、冷却材を模擬するためにステンレス被覆ナトリウム板 (以下、Na板とする) も装填されている。1領域炉心で臨界を達成させるため、MNセルのプルトニウム富化度は約22%(Pu-fissile/heavy metal)と、MOX燃料高速炉を模擬したXVII-1炉心<sup>3)</sup> (富化度約12%) よりも高富化度とした。窒素の混入量は、窒素:(U,Pu)=0.71:1.0となり、U,Puに対する窒素の比率が若干小さい。また、炉心領域内には制御・安全棒 (SCR引出) が片側集合体当たり8本装荷される。

## ブランケット部

炉心領域の周囲には、劣化ウラン酸化物板および炉心領域と同量のNa板からなるソフトブランケット (SBセル) を炉心の軸方向および径方向に配置している。径方向ソフトブランケットの外周には、金属劣化ウランのみからなるブランケット (DUBセル) を設けた。

炉心部の形状をより円筒に近いものとするために、MNセルとSBセル半分ずつからなるMNLあるいはMNRセルを装填した燃料引出も用いた。これらMNLまたはMNR引出2本でMN引出1本分のPu燃料に相当する。実験体系を構成する各セルパターンをFig. 2-1に、各引出の装填図をFig. 2-2に示す。各セルの均質化原子数密度をTable 2-1に示す。

臨界近接を行った結果、MN引出117本、MNL引出6本、MNR引出6本 (いずれも片側集合体当たりの本数) で臨界となった。この体系を標準体系と呼び、そのXY断面図をFig. 2-3に示す。MNLおよびMNR引出をMN引出に等価換算すると片側集合体でMN引出123本相当となる。そのRZモデルをFig. 2-4に示す。

2次元RZ70群拡散計算により求められた炉心中心での中性子スペクトルおよび随伴中性子スペクトルをMOX燃料のXVII-1炉心と比較したものをFig. 2-5およびFig. 2-6にそれぞれ示す。これら図より本実験体系の特徴として以下の点が挙げられる。

- (1) 酸素による散乱がないため数100keV付近の中性子の寄与がMOX炉心より大きい。
- (2) 高富化度燃料であるため中性子の平均エネルギーが高く全体的に高エネルギー側にシフトしたようなスペクトルとなっている。
- (3) 1MeV付近において随伴中性子が落ち込み、数100keV付近の随伴中性子スペクトルが平坦になっている。これは中性子の漏れが多い小型炉心の特徴でもある。

なお、MNセルの窒素の原子数密度はXVII-1炉心燃料セル中の酸素の約0.4倍であるため、窒素の散乱断面積が100keV以下で酸素より大きい効果はほとんどない。



## 2.2. 臨界実験

本実験では、実効増倍率、物質反応度値およびナトリウムボイド反応度値の測定を行った。以下、これら測定の方法と結果について述べる。なお、各種実験項目に応じてMN引出本数を適宜追加し余剰反応度を調整して実験を行った。

### 2.2.1. 実効増倍率

全制御・安全棒が炉心に全挿入された標準体系の実効増倍率 ( $k_{eff}$ ) を、炉心の余剰反応度 ( $\rho_{ex}$ ) を求めることにより得た。ただし、測定は余剰反応度の点から、MN引出が標準体系より0.5本ずつ多い片側集合体あたり123.5本相当で実施した。

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#2を58.00mm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#1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。測定結果をTable 2-2に示す。

真の臨界点での制御棒位置から制御棒校正曲線を用いて余剰反応度を求め、温度補正係数（付録A-1参照）により炉心温度20.0°Cに補正した ( $\rho_T$ )。また、標準体系である両側集合体合計でMN引出246本相当の体系とするための引出反応度補正 ( $\rho_{Drawer}$ )、両側集合体の引出前端間の間隙の反応度補正 ( $\rho_{Gap}$ ) ならびに引出前端面のステンレス反応度補正 ( $\rho_{SUS}$ ) を施した。これら反応度補正については、付録A-2に示す。

FCAの実験では、反応度の測定を基準反応度 ( $1\rho_0$ ) を単位として行う。 $1\rho_0$ は、安全棒1系統を30mm引き抜かれた状態から完全挿入まで移動させた際に印加される反応度である。 $1\rho_0$ の測定法については、付録A-1に詳しく述べる。求められた $1\rho_0$ は

$$\underline{1\rho_0 = 3.41 \pm 0.02 (0.61\%) (\times 10^{-4} \Delta k/k)}$$

である。実効増倍率測定結果を補正值とともにTable 2-3に示す。

### 2.2.2. 物質反応度値

物質反応度値として、燃料セル中の燃料板や模擬物質板の反応度値を測定した。今後の感度解析等に用いるデータを取得することを目的として、様々な板状サンプルについ

て反応度値を測定した。

#### (A) Pu板反応度値の径方向分布

固定側集合体の引出前端面1セルのPu燃料板の径方向反応度値分布を測定した。測定範囲は炉心中心（格子番号F126-26）から水平方向に6引出（同F126-31）までとした。1セル当たり4枚の92%Pu板（以下、Pu(92)板とする）のうち、外側に位置するPu(92)板2枚を2"×1"×1/16"のステンレス板（以下、SUS-halfとする）2枚に置換し、その際の置換反応度を測定した。置換反応度は、Pu(92)板をSUS-halfに置換した前後でそれぞれ求めた余剰反応度の差とした。余剰反応度は臨界時の制御棒位置から制御棒校正曲線を用いて求めた。余剰反応度の測定誤差については付録Bに示す。以下の反応度値測定においても同様の手順で置換反応度を求めた。測定結果をTable 2-4に示す。

#### (B) Puに関する反応度値

Pu同位体組成を変化させた際の反応度変化他、Puに関する反応度値を炉心中心部において測定した。

固定側炉心の中心部3×3格子の前端面に位置する9セルに含まれるPu(92)板全量（合計36枚）を<sup>239</sup>Pu 75%のPu板（以下、Pu(75)とする）および<sup>239</sup>Pu 81%のPu板（以下、Pu(81)とする）に置換した際の置換反応度を測定した。

また、固定側炉心中心引出の前端面1セルのPu(92)板4枚をSUS-half板2枚および1/16"厚93%濃縮ウラン板（以下、EU93板とする）2枚に置換した。

(B)の測定項目の名称と内容を以下にまとめる。測定結果をTable 2-5に示す。

名称	置換内容
Pu(75)：	Pu(92)×36枚 → Pu(75)×36枚
Pu(81)：	Pu(92)×36枚 → Pu(81)×36枚
Pu×4：	Pu(92)×4枚 → SUS-half×4枚
Pu×2：	Pu(92)×2枚 → SUS-half×2枚 (inner side)
EU93：	Pu(92)×4枚 → EU93×2枚+SUS-half×2枚

#### (C) Pu以外に関する物質反応度値

B<sub>4</sub>C反応度値の測定を次の要領で行った。固定側炉心中心引出の前端面1セルの燃料セル中の中央の1/8"厚金属天然ウラン板（以下、NU板とする）1枚を1/8"厚ステンレス鋼製ボイド缶（以下、1/8"厚ボイド缶）に置換した状態を基準状態とし、1/8"厚ボイド缶を同量の

ステンレスにより被覆された1/8"厚 $B_4C$ 板 ( $^{10}B$ 濃度：20%および90%) に置換した反応度値を求めた。

また、その他の燃料板の反応度値として以下の測定を行った。固定側炉心中心引出の前端面1セルの中央の $AIN(1/16") + NU(1/8") + AIN(1/16")$  (合計1/4"厚) を1/4"厚ステンレス鋼製ボイド缶 (以下、1/4"厚ボイド缶) 1枚に置換した状態を基準状態とし、1/4"厚ボイド缶を1/8"厚19%濃縮ウラン板 (以下、EU19板とする) 2枚、1/4"厚劣化ウラン酸化物板 (以下、 $DUO_2$ 板とする) 1枚ならびに1/8"厚NU板2枚に置換した反応度値を求めた。

(C)の測定項目の名称と内容は以下の通りである。測定結果をTable 2-6に示す。

名称	置換内容
20% $^{10}B_4C$ :	1/8"厚ボイド缶 → 20% $^{10}B_4C$
90% $^{10}B_4C$ :	同上 → 90% $^{10}B_4C$
EU19 :	1/4"厚ボイド缶 → EU19(1/8")×2
$DUO_2$ :	同上 → $DUO_2(1/4")$ ×1
NU :	同上 → NU(1/8")×2

### 2.2.3. ナトリウムボイド反応度値

ナトリウムボイド反応度値 (以下、Naボイド反応度値とする) は、燃料セル中の1/4インチ厚のNa板を同サイズの1/4"厚ボイド缶に置換することにより生じた反応度変化として求める。置換反応度は、Na板を1/4"厚ボイド缶に置換した前後でそれぞれ求めた余剰反応度の差とした。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。

測定項目は、ボイド化する位置をステップ状に軸方向に変化させていくステップボイドとボイド領域を軸方向に広げることによりボイド規模を変化させたボイド規模依存性の測定である。ステップボイドの測定では、ボイド領域の位置を密着面から1セル目 (1z) から密着面から8セル目 (8z) まで1セルずつ (5.08cm間隔) ボイド化した。ボイド規模依存性の測定では、(1z+2z)、(1z~4z)、(1z~6z)の領域 (それぞれ約10cm、20cm、30cm) の3通りとした。いずれも測定箇所は固定側集合体中心軸に沿った3行×3列の領域 (断面約16.5cm×16.5cm) である。

ステップボイドおよびボイド規模依存性の測定結果をTable 2-7およびTable 2-8にそれぞれ示す。Table 2-7より、本実験体系では、3セル目 (3z: 12.70cm) においてボイド反応度が負になっており、従来のFCA MOX 燃料体系等での測定結果<sup>4)</sup>と比較して、漏洩中性子による負の成分の寄与が大きいことが分かる。

Table 2-1 Atomic number density of each cell used in the XIX-2 core

Nuclide	MIN	SB	SCR	SBSR	DUB	MTX
H	7.7076E-05*	—	1.3388E-04	—	—	—
C	6.8773E-05	—	1.1645E-04	—	—	—
O	1.8164E-04	1.8350E-02	2.0624E-04	1.8349E-02	—	—
B-10	2.3314E-07	—	2.3314E-07	—	—	—
B-11	8.4818E-07	—	8.4817E-07	—	—	—
N	6.8582E-03	—	6.8581E-03	—	—	—
Na	7.6564E-03	7.6564E-03	7.6563E-03	5.7422E-03	—	—
Al	7.1583E-03	—	6.8583E-03	1.4126E-03	—	—
Si	4.1088E-05	—	1.7455E-06	—	—	—
Cr	3.6526E-03	3.1174E-03	4.2346E-03	3.9078E-03	1.8101E-03	1.2290E-03
Mn	2.7075E-04	2.2939E-04	3.0903E-04	2.8169E-04	1.2001E-04	8.2000E-05
Fe	1.3234E-02	1.1217E-02	1.5255E-02	1.4069E-02	6.4727E-03	4.3930E-03
Ni	1.6811E-03	1.4131E-03	1.9014E-03	1.7455E-03	7.8944E-04	5.3600E-04
U-235	5.3037E-05	1.8606E-05	2.7860E-03	1.8606E-05	8.4422E-05	—
U-238	7.3148E-03	9.1586E-03	6.9923E-03	9.1585E-03	4.0174E-02	—
Pu-239	2.0911E-03	—	—	—	—	—
Pu-240	1.8270E-04	—	—	—	—	—
Pu-241	5.6335E-06	—	—	—	—	—
Pu-242	1.6074E-06	—	—	—	—	—
Am-241	1.1669E-05	—	—	—	—	—

\* Read as  $7.7076 \times 10^{-5}$

Table 2-2 Criticality data for measurement of  $\rho_{ex}$  at infinite power

	Power Level		Rod position			Core temperature (°C)
	Ch. 5 (W)	Ch. 6 (A)	CR#1 (mm)	CR#2 (mm)	SR#4 (mm)	
2.5	0.5050E-7*	0.5005E-7	65.51	58.00	30.04	29.56
25	0.5039E-6	0.4999E-6	61.19	58.00	30.04	29.58
$\infty^{**}$			60.60	58.00	30.04	29.58

\* Read as  $0.5050 \times 10^{-7}$ .

\*\*  $\infty$  means that the reactor power was extrapolated to infinite power using two power levels; 2.5 (W) and 25 (W).

Table 2-3 Experimental results of  $k_{eff}$  in the XIX-2 assembly

Date of criticality	JUN/4/1996
$\rho_{ex}$ as built ( $\rho_0$ )	$5.096 \pm 0.002^*$
Corrections ( $\rho_0$ )	
$\rho_T$	$0.95 \pm 0.01$
$\rho_{Drawer}$	$-2.22 \pm 0.04$
$\rho_{Gap}$	$5.72 \pm 0.97$
$\rho_{SUS}$	$-0.53 \pm 0.03$
Corrected $\rho_{ex}$ ( $\rho_0$ )	$9.02 \pm 0.97$
( $10^{-3} \Delta k/k$ )	$3.08 \pm 0.33$
$k_{eff}$	$1.0031 \pm 0.0003$

\* Experimental error.

Table 2-4 Experimental results of the radial distribution of the plutonium plate sample worth

Position* (mm)	Reactivity worth ( $\rho_0$ )
0.0	$-1.321 \pm 0.008^{**}$
5.52	-1.269
11.04	-1.134
16.56	-0.943
22.08	-0.731
27.60	-0.521
33.12	-0.332

\* Distance from the core center in R-direction.

\*\* Experimental error.

Table 2-5 Experimental results of the plutonium plate sample worth

Item	Reactivity worth ( $\rho_0$ )
Pu(75)	$-0.100 \pm 0.008^*$
Pu(81)	0.432
Pu $\times$ 4	-2.580
Pu $\times$ 2	-1.327
EU93	-0.844

\* Experimental error.

Table 2-6 Experimental results of the plate sample reactivity worth measurements

Item	Reactivity worth ( $\rho_0$ )
20% $^{10}\text{B}_4\text{C}$	$-0.580 \pm 0.008^*$
90% $^{10}\text{B}_4\text{C}$	-2.160
EU19	0.670
DUO <sub>2</sub>	-0.064
NU	-0.116

\* Experimental error.

Table 2-7 Experimental results of the sodium void reactivity worth (step void measurements)

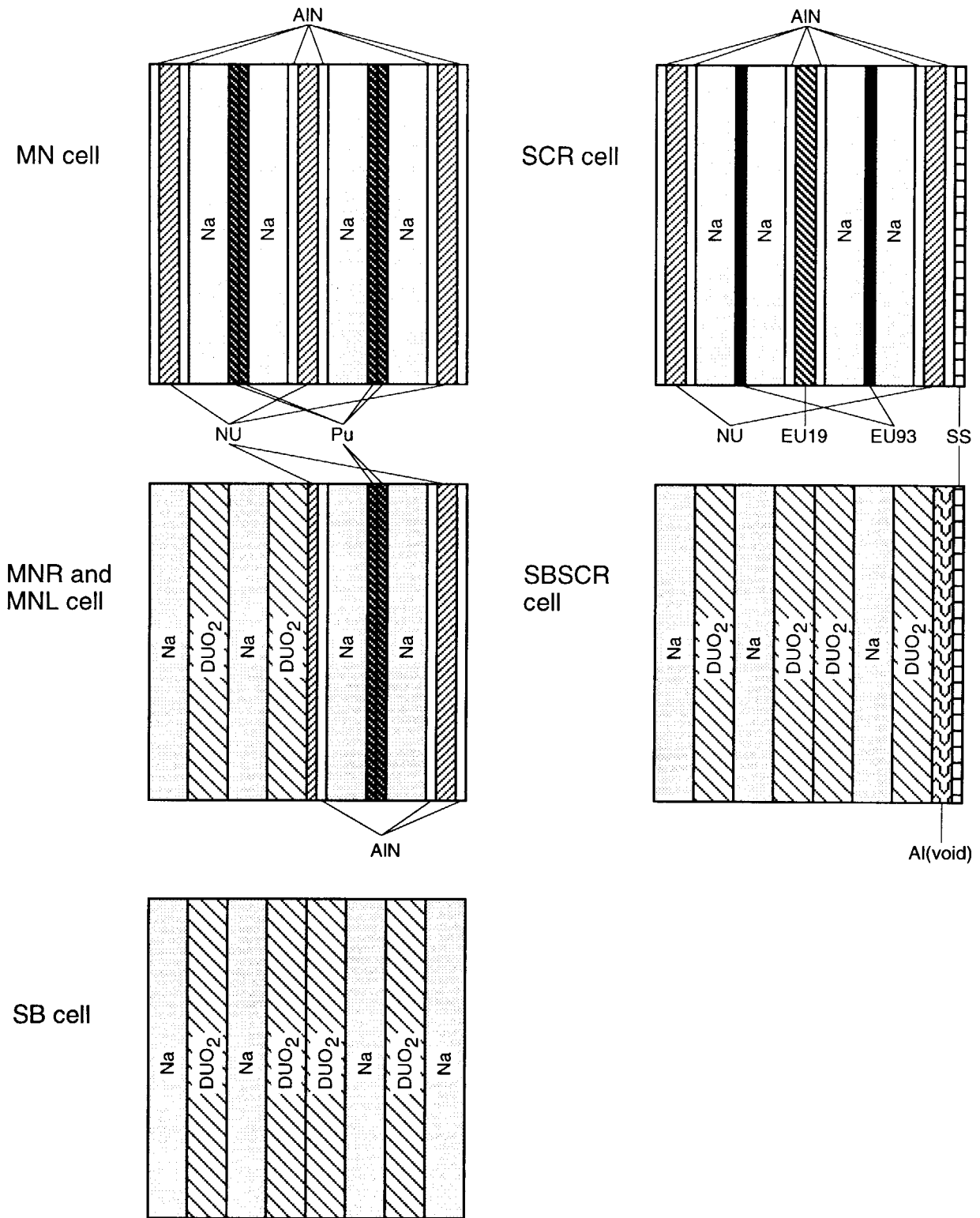
Void region (Position ID)	Distance from the core center (mm)	Void reactivity worth ( $\rho_0$ )
1z	2.54	$0.102 \pm 0.008^*$
2z	7.62	0.050
3z	12.70	-0.081
4z	17.78	-0.250
5z	22.86	-0.407
6z	27.94	-0.542
7z	33.02	-0.480
8z	38.10	-0.261

\* Experimental error.

Table 2-8 Experimental results of the sodium void reactivity worth (volume dependence measurements)

Void region	Void reactivity worth ( $\rho_0$ )
1z+2z	$0.151 \pm 0.008^*$
1z~4z	-0.172
1z~6z	-1.193

\* Experimental error.



Note

- |   |   |
|---|---|
| Pu : 92% fissile plutonium metal (SS clad), 1/16" <sup>t</sup>  | EU93 : 93% enriched uranium metal, 1/16" <sup>t</sup> |
| EU19 : 19% enriched uranium metal, 1/8" <sup>t</sup>            | NU : Natural uranium metal, 1/8" <sup>t</sup>         |
| DUO <sub>2</sub> : Depleted uranium di-oxide, 1/4" <sup>t</sup> | AIN : Aluminium nitride, 1/16" <sup>t</sup>           |
| Na : Sodium (SS clad) 1/4" <sup>t</sup>                         | SS : Stainless steel, 1/16" <sup>t</sup>              |
| Al(void) : Aluminium metal with void, 1/8" <sup>t</sup>         |   |

Fig. 2-1 Cell patterns of the FCA XIX-2 core



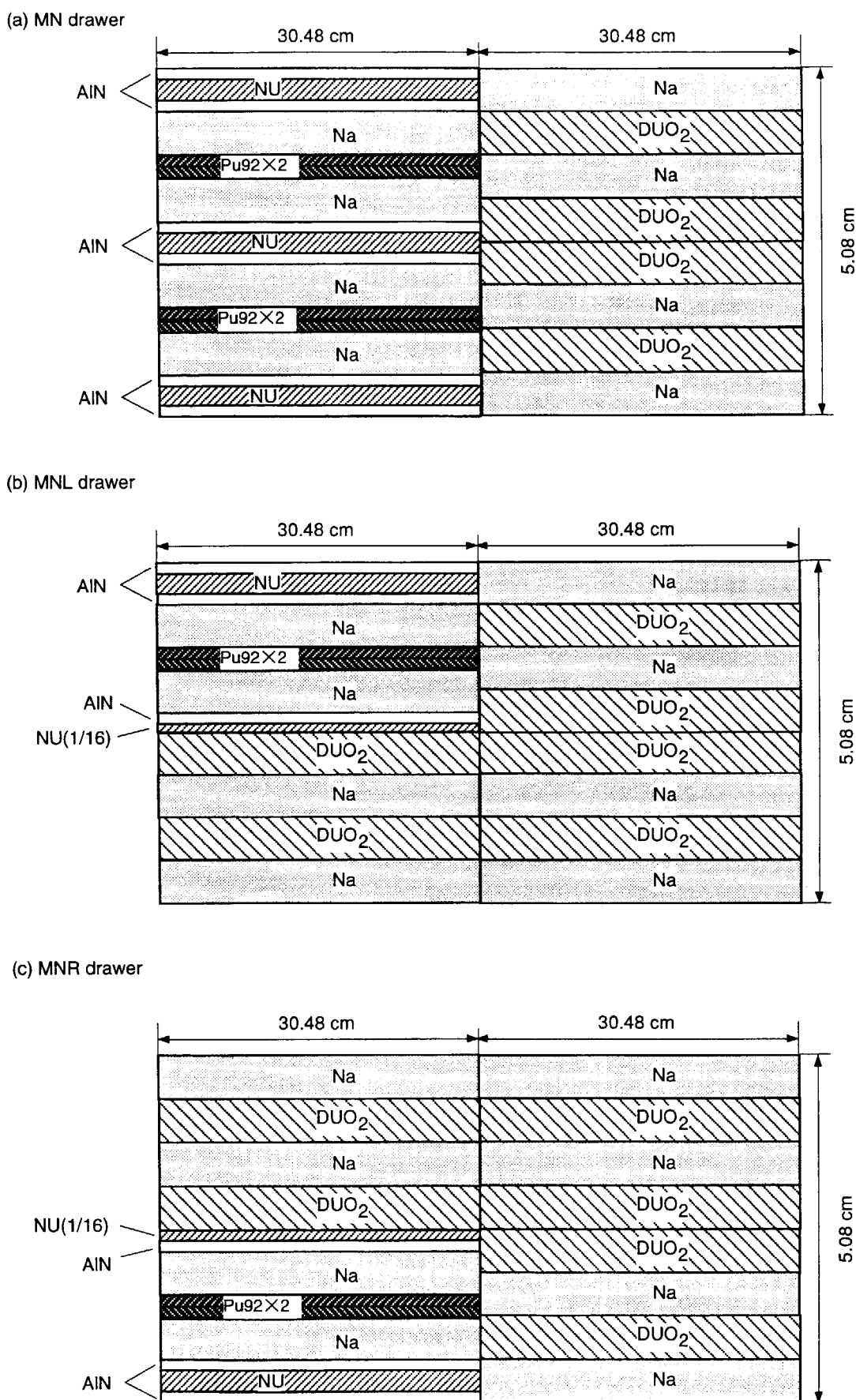
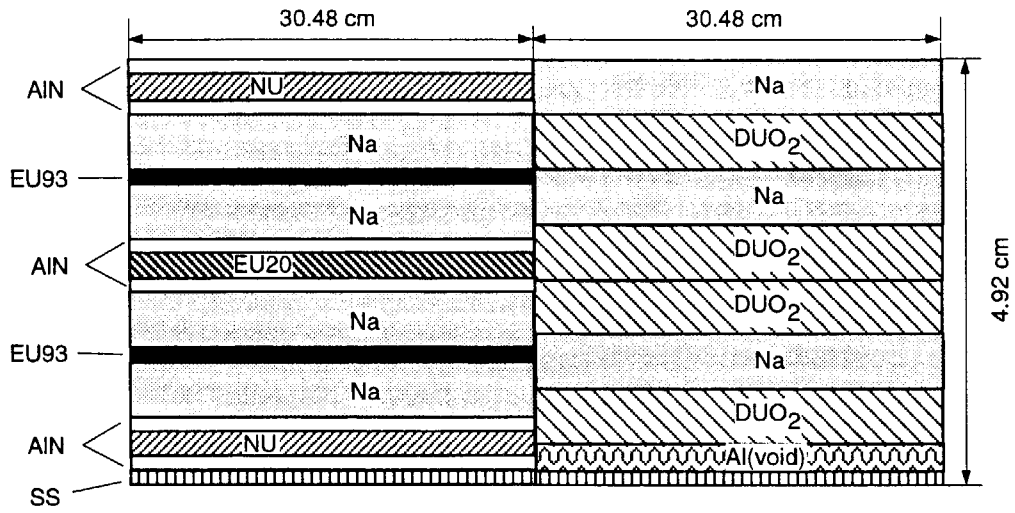


Fig. 2-2 Plate loading patterns of each drawer of the FCA XIX-2 core

(d) SCR drawer



(e) SB drawer

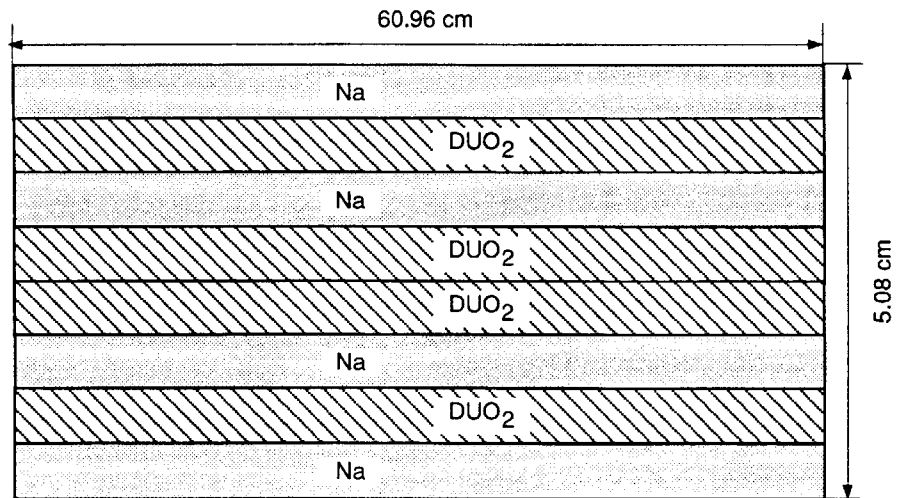
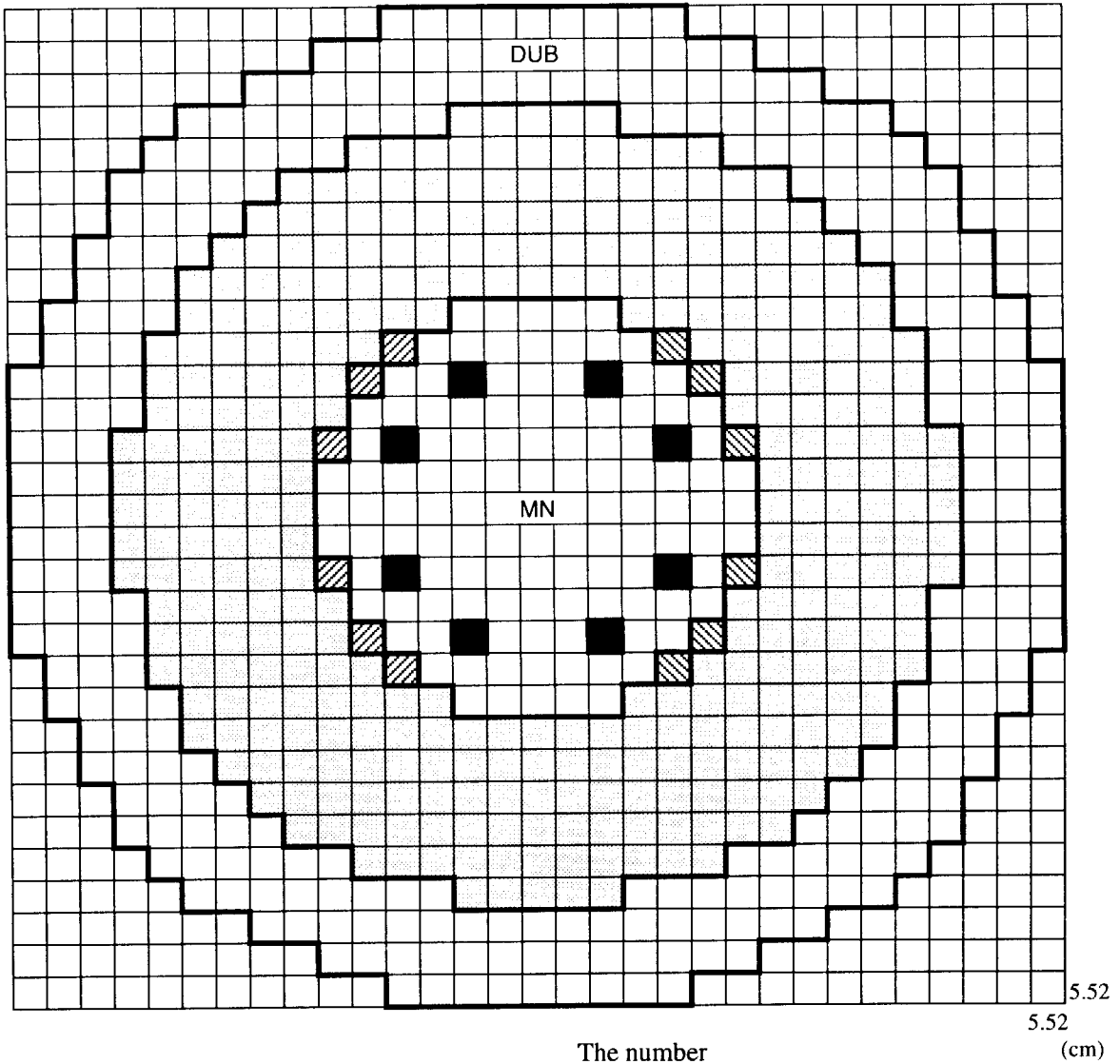


Fig. 2-2 Plate loading patterns of each drawer of the FCA XIX-2 core (continued)



The number  
of drawers

□	MN	117
▨	MNR	6
▩	MNL	6
◻	SB	344
■	SCR	8
□	DUB	288

Fig. 2-3 View of horizontal cross section of the FCA XIX-2 core

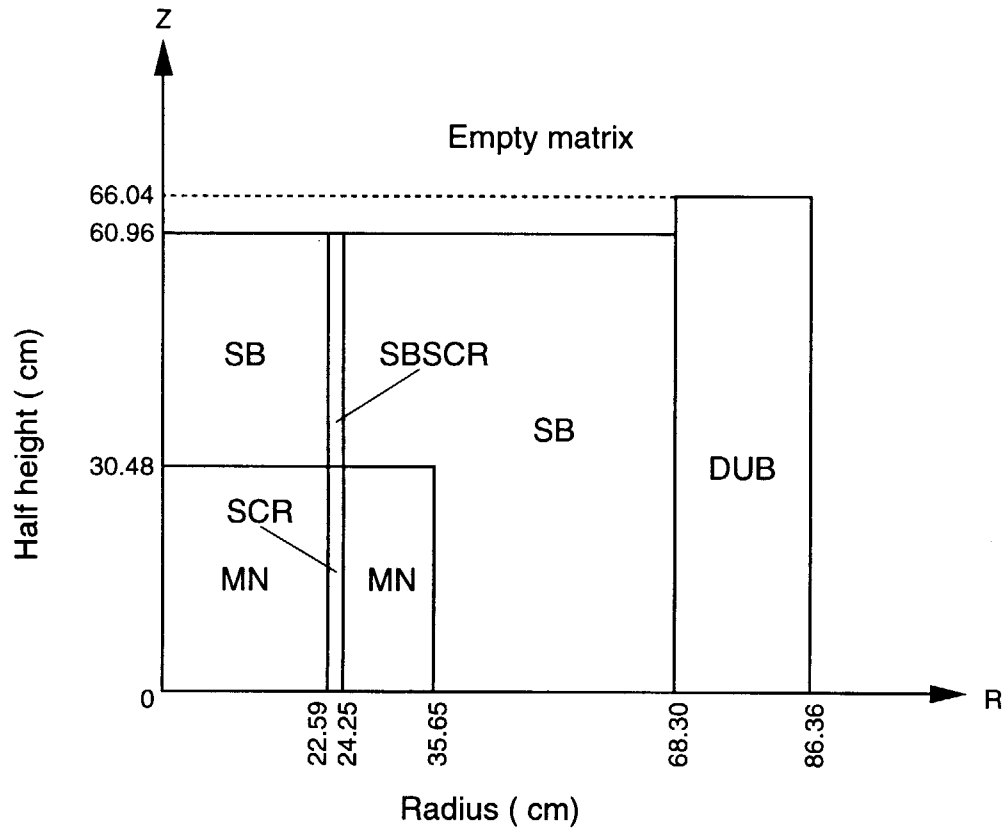


Fig. 2-4 RZ-model of the FCA XIX-2 core

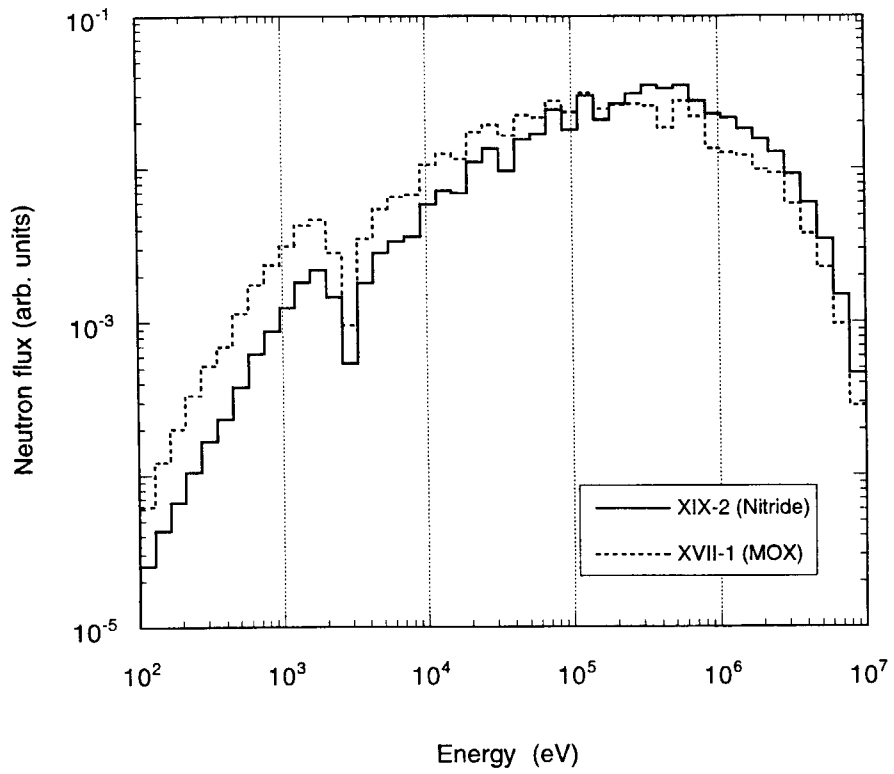


Fig. 2-5 Comparison of the neutron spectrum at the core center between the FCA XVII-1 (MOX FBR) and FCA XIX-2 cores

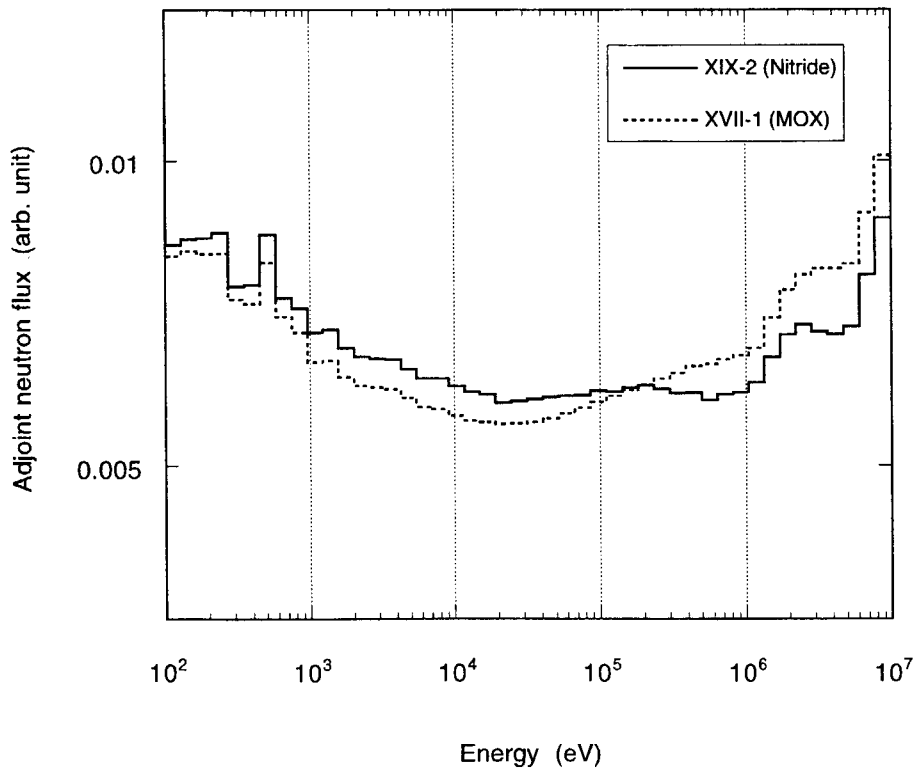


Fig. 2-6 Comparison of the adjoint neutron spectrum at the core center between the FCA XVII-1 (MOX FBR) and FCA XIX-2 cores

### 3. 解析

ここでは、FCAの高速炉模擬体系解析に標準的に用いられている解析手法を用い標準解を求め、その予測精度について検討する。

#### 3.1. 解析手法

本研究では、評価済核データライブラリーJENDL-3.2<sup>5)</sup>に基づく高速炉計算用70群定数セットJFS-3-J3.2を実験解析に用いる。以下では、FCAにおける標準解析手法の格子計算および体系計算の要点および各実験項目毎の解析手法を述べる。計算には汎用計算機M780を用いた。

#### FCA標準解析手法

##### (A) 格子計算

計算コードSLAROM<sup>6)</sup>を用いて1次元無限平板モデルにより模擬物質板の非均質性を考慮した巨視的実効断面積の計算を行う。ただし、ブランケット部のウランブロック、ブランケット外周の空のFCA格子管 (Empty Matrix) については均質モデルとした。

##### (B) 体系計算

拡散および輸送理論に基づく計算コードを用いて体系計算を行い、多群中性子束・随伴中性子束の分布およびスペクトル、実効増倍率などを得る。拡散計算では、Benoistのモデルによる異方性拡散係数<sup>7)</sup>を使用した (ただし、2次元RZ25群計算を除く)。

##### (1) 拡散計算：POPLARS<sup>8)</sup>

- ・2次元RZ70群：本計算により得た領域毎の70群中性子束を用いて断面積のエネルギー群数を70群から25群へ縮約。
- ・3次元XYZ25群
- ・2次元RZ25群：輸送補正を求めるための計算。用いる25群定数は3次元XYZ25群計算と同様に求める。異方性拡散係数を用いずに $D=1/3\Sigma_{tr}$ を全方向に使用。

##### (2) 輸送計算：TWOTRAN-II<sup>9)</sup>

- ・2次元RZ25群：計算に用いる25群定数は3次元XYZ25群拡散計算の場合と同様に求める。ただし、全断面積 $\Sigma_t$ の代わりに輸送断面積 $\Sigma_{tr}$ を使用。輸送計算の近似の次数は $S_8P_0$ 。

### 実効増倍率 $k_{eff}$ の計算

$k_{eff}$ の計算では、3次元XYZ25群拡散計算により得られた $k_{eff}$ 値に輸送補正を加えた。輸送補正は、25群2次元RZ体系でのPOPLARSコードとTWOTRAN-IIコードの $k_{eff}$ 計算値の比とした。3次元XYZ25群拡散計算では、メッシュ点は単位セル(5.52cm×5.52cm×5.08cm)あたり2メッシュとし、メッシュ幅効果は考慮しないこととした。なお、ベクトル計算機VPP500を用いて3次元XYZ70群の計算を試験的に行ったところ、 $k_{eff}$ の値は3次元XYZ25群計算での値とほぼ一致したためエネルギー群縮約補正は必要ないと考えられる。

### 物質反応度値の計算

物質反応度値の計算では、拡散計算で求めた中性子束分布および随伴中性子束分布と格子計算で求めた置換前後の実効断面積を用い、拡散理論に基づく動特性パラメータ計算コードPERKY<sup>10)</sup>により摂動計算を行った。

実験項目毎の計算内容の概略は以下の通りである。B<sub>4</sub>Cプレートの反応度値の解析では、B<sub>4</sub>Cの有無による中性子束の変化が大きいと考えられるため、厳密摂動計算とした。

測定項目	体系計算	摂動計算
(A) Pu板反応度値の径方向分布	3次元XYZ25群拡散	1次摂動
(B) Puに関する反応度値	2次元RZ70群拡散	1次摂動
(C) Pu以外に関する反応度値		
B <sub>4</sub> C (20%および90%)	2次元RZ70群拡散	厳密摂動
EU19、DUO <sub>2</sub> 、NU	2次元RZ70群拡散	1次摂動

### Naボイド反応度値の計算

Naボイド反応度値の計算では、拡散計算で求めたエネルギー70群の中性子束分布およ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断面積を用い、PERKYコードにより1次摂動計算および厳密摂動計算を行った。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した。なお、Na板がボイド状態のセルの格子計算では、ボイド缶を2枚の被覆と中空に分けた。

次に2次元RZ25群にて輸送計算と拡散計算を行った。輸送理論に基づく摂動計算コードSNPERT-II<sup>11)</sup>および拡散摂動コードPERKYによりそれぞれNaボイド反応度値を計算した。輸送補正係数は、Naボイド反応度値の非漏洩項と漏洩項それぞれについて、25群拡散計算に対する25群輸送計算の比(輸送理論/拡散理論)として求め、各項別々に輸送補正を施した。

## 3.2. 解析結果の検討

### 3.2.1. 実効増倍率

実効増倍率 $k_{\text{eff}}$ の解析結果をTable 3-1に示す。MOX燃料炉心であるXVII-1炉心の実効増倍率に関する解析結果<sup>3)</sup>とはほぼ同様のC/Eが得られた。臨界性に関しては、FCA標準解析手法の予測精度に問題はないといえる。

### 3.2.2. 物質反応度価値

各種物質反応度価値の解析結果をTable 3-2～Table 3-4に示す。

#### (A) Pu板反応度価値の径方向分布

計算結果を実験値とともにFig. 3-1に示す。Table 3-2より、炉心中心部において3%の過大評価となっており、炉心中心から遠ざかるにつれてその傾向が強まることが分かる。本報告書では3次元拡散計算を用いたが、3次元体系において輸送補正を施す必要があると考えられる。

#### (B) Puに関する物質反応度価値

Pu(75)に関しては、20%以上の過小評価となった。Pu(81)に関しては、逆に10%の過大評価となった。それ以外の測定項目に関しては5%以内で実験値とおおむね一致したが、Puの反応度価値は(A)と同様に過大評価の傾向にあり、C/EのPu枚数依存性も見られる。

#### (C) Pu以外に関する物質反応度価値

20%<sup>10</sup>B<sub>4</sub>Cおよび90%<sup>10</sup>B<sub>4</sub>Cの反応度価値では、いずれも実験誤差以上に2～4%の過小評価となった。その他の測定に関しては、実験誤差の範囲内で実験値と計算値はほぼ一致した。

### 3.2.3. ナトリウムボイド反応度価値

Naボイド反応度価値の解析結果をステップボイドについて、Table 3-5に示す。また、実験値とともに図示したものをFig. 3-2に示す。Fig. 3-2より計算値は実験値の傾向を良く再現していることがわかる。Table 3-5より、非漏洩項が比較的大きく占める1zや2zでは過大評価



となり、非漏洩項と漏洩項が拮抗する3zでは過小評価となり、漏洩項が支配的な炉心周辺部においてC/E値が1に近くなっていることが分かる。特に、1zにおいては実験誤差を越えて23%の過大評価となった。この結果より、特に非漏洩項の計算精度に問題があると考えられる。

漏洩項および非漏洩項に対する輸送補正量をTable 3-6に示す。Table 3-6より、非漏洩項に対する輸送補正量は、炉心中心部の1zにおいて35%もあり、1%以下である他の炉心<sup>4)</sup>と比較して輸送効果が非常に大きいことが分かる。

Naボイド反応度値のボイド規模依存性についての解析結果をTable 3-7に示す。ここでも非漏洩項が比較的大きく占める1z+2zでは過大評価、非漏洩項と漏洩項が拮抗する1z~4zでは過小評価となり、ともに予測精度が悪いという結果となった。

これら結果より、本実験体系のNaボイド反応度値の解析では、予測精度は中性子漏洩項だけでなく非漏洩項に対する輸送効果の計算精度にも依存するといえる。

Table 3-1 Comparison of the effective multiplication factor( $k_{\text{eff}}$ ) between the experiment and calculation.

	$k_{\text{eff}}$	C/E
Experiment	1.0031±0.0003	
Calculation*	0.99952	
		0.9964

\* XYZ 25group calculation ( $k_{\text{eff}}=0.98647$ ) corrected with the transport effect:  
Ratio between  $k_{\text{eff}}$ 's calculated by the TWOTRAN-II and POPLARS codes with RZ geometry 25 group; 1.01040/0.99721=1.01323.

Table 3-2 Comparison of the radial distribution of the plutonium plate sample reactivity worth between the calculated and experimental values.

Position (mm)	Expt. ( $10^4 \Delta k/k$ )	Calc. ( $10^4 \Delta k/k$ )	C/E
0.0	-4.51 ± 0.7%*	-4.650	1.031
5.52	-4.33 ± 0.8%	-4.495	1.038
11.04	-3.87 ± 0.8%	-4.054	1.048
16.56	-3.22 ± 0.9%	-3.399	1.056
22.08	-2.49 ± 1%	-2.632	1.057
27.60	-1.78 ± 1%	-1.872	1.052
33.12	-1.13 ± 2%	-1.212	1.073

\* Experimental error(relative error).

Table 3-3 Comparison of the plutonium plate sample reactivity worth between the calculated and experimental values.

Item	Expt. ( $10^4 \Delta k/k$ )	Calc. ( $10^4 \Delta k/k$ )	C/E
Pu(75)	-0.34 ± 6%*	-0.257	0.756
Pu(81)	1.47 ± 1%	1.619	1.101
Pu×4	-8.80 ± 0.7%	-9.227	1.049
Pu×2	-4.52 ± 0.7%	-4.625	1.023
EU93	-2.88 ± 0.9%	-2.795	0.970

\*Experimental error(relative error).

Table 3-4 Comparison of the plate sample reactivity worths between the calculated and experimental values.

Item	Expt. ( $10^{-4}\Delta k/k$ )	Calc. ( $10^{-4}\Delta k/k$ )	C/E
20% <sup>10</sup> B <sub>4</sub> C	-1.98 ± 1%*	-1.898	0.959
90% <sup>10</sup> B <sub>4</sub> C	-7.36 ± 0.7%	-7.240	0.984
EU19	2.28 ± 1%	2.315	1.015
DUO <sub>2</sub>	-0.22 ± 9.6%	-0.240	1.09
NU	-0.40 ± 5%	-0.431	1.08

\* Experimental error(relative error).

Table 3-5 Comparison of the step sodium void reactivity worth between the calculated and experimental values.

Void region (Position ID)	Distance from the core center (cm)	Expt. ( $10^{-4}\Delta k/k$ )	Calc. ( $10^{-4}\Delta k/k$ )	C/E
1z	2.54	0.35 ± 6%*	0.427	1.23
2z	7.62	0.17 ± 12	0.193	1.12
3z	12.70	-0.28 ± 7	-0.252	0.91
4z	17.78	-0.85 ± 2	-0.848	0.99
5z	22.86	-1.39 ± 2	-1.497	1.08
6z	27.94	-1.85 ± 1	-2.085	1.13
7z	33.02	-1.64 ± 1	-1.670	1.02
8z	38.10	-0.89 ± 2	-0.9017	1.01

\* Experimental error(relative error).

Table 3-6 Transport effect for the leakage and non-leakage term of the step sodium void reactivity worth.

Void region (Position ID)	Distance from the core center (cm)	Transport effect*	
		Leakage term	Non-leakage term
1z	2.54	1.354	0.566
2z	7.62	1.344	0.698
3z	12.70	1.321	0.763
4z	17.78	1.267	0.791
5z	22.86	1.202	0.805
6z	27.94	1.084	0.812
7z	33.02	0.940	0.788
8z	38.10	0.926	0.762

\* Ratio between the transport and diffusion calculation.

Table 3-7 Comparison of the volume dependency of sodium void reactivity worth between the calculated and experimental values.

Void region (Position ID)	Expt. ( $10^{-4}\Delta k/k$ )	Calc. ( $10^{-4}\Delta k/k$ )	C/E
1z+2z	$0.52 \pm 6\%^*$	0.770	1.48
1z~4z	$-0.59 \pm 5\%$	-0.281	0.48
1z~6z	$-4.07 \pm 1\%$	-4.108	1.01

\* Experimental error(relative error).

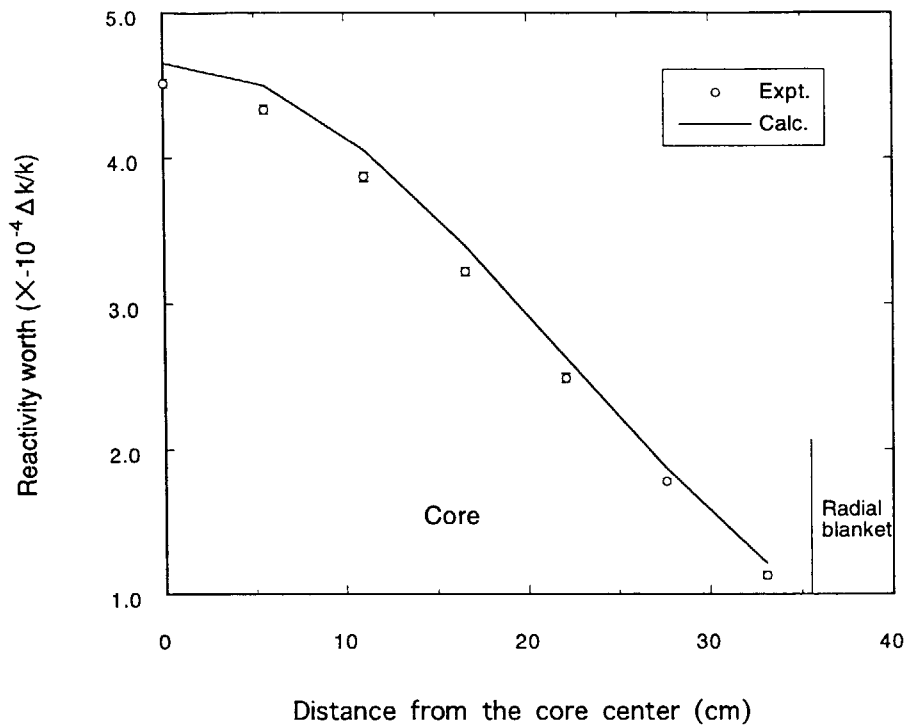


Fig. 3-1 Comparison of the radial distribution of the plutonium plate sample reactivity worth between the calculated and experimental values

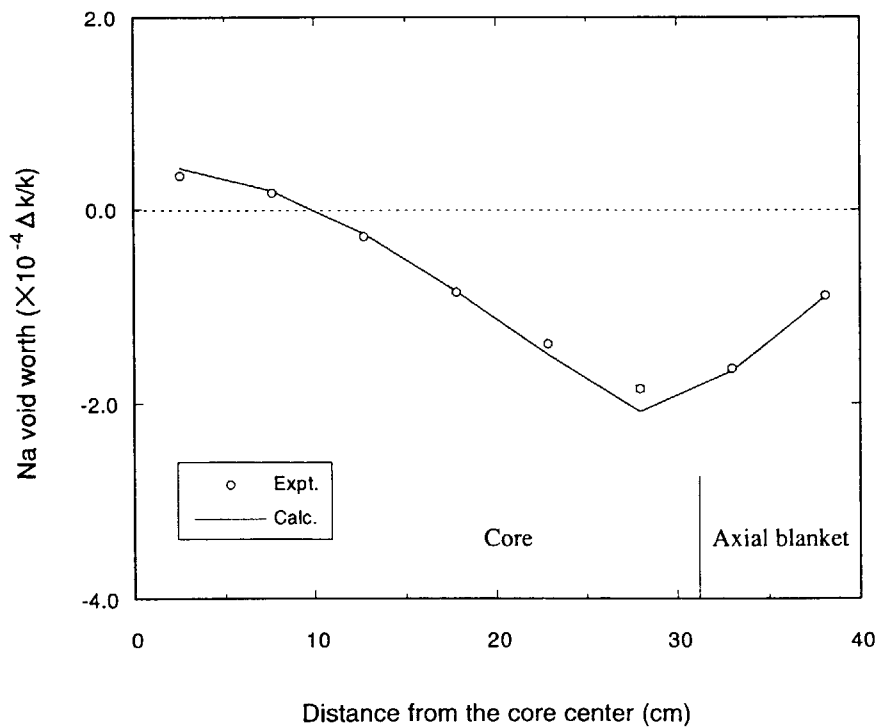


Fig. 3-2 Comparison of the step void worth of the sodium void reactivity worth between the calculated and experimental values

## 4. まとめ

本報告書では、窒化物燃料高速炉を模擬したXIX-2炉心において測定した実効増倍率、物質反応度価値およびNaボイド反応度価値に関して、FCA高速炉体系の解析に標準的に用いられている解析手法を用い標準解を求め、その予測精度について議論した。結論を以下にまとめる。

(1) 実効増倍率の解析では、MOX燃料炉心であるXVII-1炉心の実効増倍率に関する解析結果とほぼ同様の予測精度が得られた。

### (2) 物質反応度価値

#### (A) Pu板反応度価値の径方向分布

炉心中心部において3%の過大評価となっており、炉心中心から遠ざかるにつれてその傾向が強まった。3次元体系での輸送補正を施す必要があると考えられる。

#### (B) Puに関する反応度価値

Pu(75)やPu(81)に関しては予測精度が悪く、それ以外の測定項目に関しては5%以内で実験値とおおむね一致した。

#### (C) Pu以外に関する物質反応度価値

20%<sup>10</sup>B<sub>4</sub>Cおよび90%<sup>10</sup>B<sub>4</sub>Cいずれも実験誤差以上に2~4%の過小評価の傾向となった。その他の測定に関しては、実験誤差の範囲内で実験値と計算値はほぼ一致した。

### (3) Naボイド反応度価値

非漏洩項が比較的大きく占める1zや2zでは約10~20%の過大評価、非漏洩項と漏洩項が拮抗する3zでは逆に過小評価となり、漏洩項が支配的な炉心周辺部においてC/E値が1に近づく傾向がある。非漏洩項に対する輸送補正量が炉心中心部においても大きく、輸送補正を含め非漏洩項の計算精度に問題があると考えられる。

## 謝 辞

本研究成果報告書作成に当たり、大杉俊隆炉物理研究グループリーダー始め研究グループの方々から多くのアドバイスを頂いた。これらの方々には感謝します。実験実施に当たり、FCA管理機関の方々に多大なご協力を賜った。ここに感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 半田宗男, 他: 日本原子力学会誌, 31, 886(1989).
- 2) Sakurai T., et al: Progress in Nuclear Energy, 35, 131(1999).
- 3) Iijima S., et al: Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Sep. 16~19, 1996, 2 E-46(1996).
- 4) 大井川宏之, 飯島 進: JAERI-Research 95-007, "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値の測定と解析"(1995).
- 5) Nakagawa T., et al: J. Nucl. Sci. and Technol., 32, 1259(1995).
- 6) Nakagawa M. and Tsuchihashi K.:JAERI 1294, "SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor"(1984).
- 7) Benoist P. : CEA-R-2278(1964).
- 8) 飯島 進, 他: "拡散理論に基づく体系計算コード: POPLARS", 私信.
- 9) Lathlop K. D. and Brinkly F. W. : LA-4848-MS(1973).
- 10) 飯島 進, 他: JAERI-M 6993, "高速炉設計用計算プログラム・2 (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY) "(1977).
- 11) 角田弘和: "角度依存摂動計算コード: SNPERT-II", 私信.

## 付録A 各種反応度補正量の測定

FCA-XIX-2炉心の各種反応度補正量等の測定を行った。以下、A-1において、制御棒較正、余剰反応度に施す反応度補正量である温度補正係数及び密着面間隙補正係数について述べる。A-2において、実効増倍率を求める際に必要な反応度補正量の測定について述べる。

### A-1 制御棒較正、各種補正係数および基準反応度 $1\rho_0$ の測定

制御棒較正、温度補正係数および密着面間隙補正係数を反復操作により求めた。すなわち、最初に、密着面間隙・温度の変化を考慮せず制御棒較正曲線を求め、この較正曲線を用いて密着面間隙・温度補正係数を求める。次に、この密着面間隙・温度補正係数により補正を施した較正曲線を新たに求める。以下、各測定値の測定誤差より一桁小さい値を収束条件とし、収束するまでこの操作を繰り返した。これら各測定項目について、測定方法と結果の概略を述べる。なお、測定結果については収束値のみを記す。

また、基準反応度である  $1\rho_0$  の測定方法と結果についても述べる。

本実験体系は、MN引出117本、MNLおよびMNR引出各6本、すなわちMN引出123本相当（いずれも片側集合体当たりの本数）で臨界となったが、ここでは、適切な余剰反応度を得るためにMN引出123.5本相当とした。

#### 1) 制御棒較正

制御・安全棒の反応度較正を基準反応度法（臨界法）により実施し、制御棒No.1（CR#1）、No.2（CR#2）の反応度曲線を求めた。各測定ステップでの炉心温度および密着面間隙の変化による反応度変化については、各補正係数を用いて補正する。これらの置き換えの各ステップにおける制御棒の臨界位置、炉心温度および密着面間隙をTable A-1に示す。

各制御棒の位置とそれに対応する反応度の値4点を用い、制御棒が全挿入状態を原点とした3次曲線を得る。各体系の制御棒反応度曲線（較正曲線）の3次式の係数( $m_3, m_2, m_1$  and  $m_0$ )をTable A-2に示す。余剰反応度を求める際には、制御棒の位置に該当する範囲（3次式を解く際に使用した4点の制御棒位置に応じて決められる）の係数を使用する。本報告書の全ての余剰反応度測定には、ここで得られた制御棒 No. 1 (CR#1) および No. 2 (CR#2) の制御棒較正曲線を用いる。



## 2) 温度補正係数

密着状態で炉心内の温度変化が比較的安定した状態での温度補正係数を測定した。密着のまま臨界における制御棒位置、炉心温度、密着面間隙の変化を測定し、余剰反応度を求める。炉心出力 $0.5 \times 10^8$ (A)、CR#1の位置は、60.00(mm)に固定しCR#2を自動制御により臨界を維持した。なお、各1/2集合体の炉心中央部の異なる3点にて温度を測定し、計6点の温度の平均値を炉心温度として採用した。2時間経過後の炉心温度の変化に対する余剰反応度の変化を直線にフィッティングし、得られた傾きを温度補正係数  $f_T (\rho_0 / ^\circ\text{C})$  とした。制御棒の臨界位置をTable A-3に示す。なお、集合体が密着した時間は9:50であった。

また、余剰反応度測定の際に分離密着の操作を伴う場合の温度補正係数についても次の方法により測定した。ある基準状態から4日間かけて炉心温度を約 $5^\circ\text{C}$ 上昇させたときの余剰反応度の変化から温度補正係数  $f_T (\rho_0 / ^\circ\text{C})$  を測定した。炉心出力 $0.5 \times 10^8$ (A)、 $0.5 \times 10^7$ (A)、 $0.5 \times 10^6$ (A)の3点においてそれぞれ温度係数を求め平均を取った。温度上昇前後における制御棒の臨界位置をTable A-4に示す。

以上の測定の結果、各体系の温度補正係数は以下のように求められた。これら2つの測定値は誤差の範囲内で一致している。本報告書では、特に記述のない限り、密着状態で炉心内の温度変化が比較的安定した状態での温度補正係数 ( $-0.0989 \pm 1.5\%$ ) を採用する。

	$f_T (\rho_0 / ^\circ\text{C})$
密着状態	$-0.0989 \pm 1.5 \%$
分離密着	$-0.0961 \pm 9.3 \%$

なお、測定誤差は、密着状態での測定ではフィッティング誤差1.5%を採用した。分離密着での測定では、温度の測定誤差を測定毎に $\pm 0.05^\circ\text{C}$ とし(温度変化に $\pm 0.07^\circ\text{C}$ )、余剰反応度の測定誤差を測定毎に $\pm 0.028 \rho_0$ と仮定して算出した。

## 3) 密着面間隙補正係数の測定

制御盤上の表示値を目安にし、1/2集合体間の間隔距離を1.2mm, 0.8mm, 0.4mm, 0.0mmと変化させた際の系の余剰反応度の変化を測定した。間隔距離の測定値には、密着面の四隅に設置してある間隙メータの指示値を平均したものを採用した。各測定点での余剰反応

度に温度補正を施した。密着面間隙補正係数測定時の臨界データをTable A-5に示す。

通常の臨界状態では、密着状態での密着面間隙の変化を測定し余剰反応度に反応度補正を施すので、得られた各間隔に対する余剰反応度の測定点4点のうち密着状態に近い2点を用いて得られる傾きを密着面間隙補正係数  $f_G$  とした。

$$\underline{f_G = -2.726 \pm 9.2 \% (\rho_0/\text{mm})}$$

測定誤差は、間隙距離の測定誤差として $\pm 0.01 \text{ mm}$ を、余剰反応度の測定誤差として $\pm 0.028\rho_0$ をそれぞれ仮定して算出した。

#### 4) 基準反応度 $1 \rho_0$ の測定

基準反応度  $1 \rho_0$  を固定側の安全棒 No.4 (SR#4) の  $30.04 \text{ mm}$  から完全挿入 ( $0.04 \text{ mm}$ ) まで移動させ、出力倍増時間  $T_D$  を測り炉周期 (ペリオド) を求めることにより測定した。出力倍増時間  $T_D$  の測定結果をTable A-6に示す。

出力倍増時間から求めたペリオドと計算により求めた実験体系の遅発中性子割合を逆時間方程式に代入し、基準反応度  $1 \rho_0$  を得た。

$$\underline{1 \rho_0 = 3.41 \pm 0.61 \% (\times 10^{-4} \Delta k/k)}$$

測定誤差は、ストップウォッチによる  $T_D$  の測定誤差として  $\pm 0.5 \text{ sec}$  および制御棒位置の誤差による投入反応度の誤差として安全棒のストローク  $30 \text{ mm}$  に対して  $\pm 0.05 \text{ mm}$  すなわち  $0.17 \%$  を仮定して算出した。

本研究では、Tomlinson<sup>1</sup>により評価されたデータ (放出中性子数と半減期) および Saphier D., et al<sup>2</sup>により評価された遅発中性子スペクトルデータ (高速中性子による核分裂) を用い、遅発中性子割合を求めた。中性子束と随伴中性子束は、3次元 XYZ 体系でエネルギー-25群拡散計算により求めた。計算の結果得られた実効遅発中性子割合は以下の通りである。

$$\underline{\text{実効遅発中性子割合 } \beta_{\text{eff}} = 3.637 \times 10^{-3}}$$

<sup>1</sup> Tomlinson L. : AERE-R 6993, "Delayed Neutron from Fission,"(1972).

<sup>2</sup> Saphier D., et al: *Nucl. Sci. Eng.*, **62**, 660, "Evaluated Delayed Neutron Spectra and Their Importance in Reactor Calculations,"(1987).

## A-2 実効増倍率に関する反応度補正

実効増倍率の測定では、余剰反応度に温度補正、引出反応度値の補正、引出前端間の間隙反応度補正並びに引出前端面のステンレスの反応度補正を施した。ここでは、これら補正值の求め方について述べる。

### 1) 引出反応度補正

MN引出123.5本相当（片側集合体）の体系からMN引出をMNLあるいはMNRに置換した反応度値を測定し $\rho_{\text{Drawer}}$ を求める。置換反応度の測定結果をTable A-7に示す。測定の結果、置換反応度 $\rho_{\text{Drawer}}$ は以下のように求められた。

$$\rho_{\text{Drawer}} = -2.22 \pm 0.04 (\rho_0)$$

### 2) 引出前端間の間隙反応度補正

1/2集合体が密着した状態では、密着面において対面している固定側と移動側の引出前端間には、集合体の構造上、 $0.5 \pm 0.3$  mmの空間があり、また、引出端面には厚さ0.8 mmの不锈钢（ステンレス）がある。したがって、両1/2集合体が密着状態にあるとき、両側の燃料板の間には、 $\text{Gap} = 2.1 \pm 0.3$  mmの間隙があることになる。そこで、密着面間隙補正係数 $f_g$ を用いて $\text{Gap}$ を0.0 mmにした際に印加される反応度効果 $\rho_{\text{Gap}}$ を求める。なお、測定誤差は、 $f_g$ の誤差9.2%を考慮した。

$$\begin{aligned} \rho_{\text{Gap}} &= \text{Gap} \times f_g \\ &= 2.1(\text{mm}) \times 2.726(\rho_0/\text{mm}) \\ &= 5.72 \pm 0.97(\rho_0) \end{aligned}$$

### 3) 引出前端面のステンレス反応度補正

前述のとおり密着状態では固定側と移動側の引出前端間に厚さ0.8 mm  $\times$  2のステンレス（重さ $0.573 \text{ g/cm}^2$ ）がある。ここではこのステンレスの反応度値 $\rho_{\text{SUS}}$ を求める。実験では、あらかじめ引出前端に装填した1/4"厚のステンレス板と同サイズのステンレス製空管との置換反応度を炉心および径方向ブランケット中の数カ所において求める。得られた反応度値

値分布を積分し $\rho_{\text{SUS}}$ とする。測定の結果、置換反応度 $\rho_{\text{SUS}}$ は以下のように求められた。なお、測定誤差は、各余剰反応度の測定誤差 ( $\pm 0.006\rho_0$ ) を積算して求めた。

$$\rho_{\text{SUS}} = -0.53 \pm 0.03 (\rho_0)$$

Table A-1 Criticality data for the reactivity calibration of the control rods

Step No.	Rod position			Temperature ( $^{\circ}\text{C}$ )	Gap ( $10^{-2}\text{mm}$ )
	SR # 4 (mm)	CR # 1 (mm)	CR # 2 (mm)		
1	0.04	151.48	0.07	29.63	-0.438
2	30.04	122.41	0.07	29.62	-0.398
3	0.04	122.41	29.75	29.61	-0.401
4	30.04	94.22	29.75	29.60	-0.428
5	0.04	94.22	58.00	29.61	-0.395
6	30.04	66.33	58.00	29.60	-0.433
7	0.04	66.33	86.08	29.60	-0.472
8	30.04	38.35	86.08	29.59	-0.439
9	0.04	38.35	114.27	29.58	-0.395
10	30.04	9.51	114.27	29.58	-0.440
11	0.04	9.51	143.23	29.56	-0.405
12	30.04	0.04	123.04	29.55	-0.446
13	0.04	0.04	152.17	29.56	-0.468

Table A-2 Calibration curve of the control rods

CR # 1	Coefficients*	Control rod position (mm)			
		0-20	20-80	80-110	110-150
m3	-7.1314E-7**	-2.2009E-7	-8.8195E-8	-1.2936E-7	
m2	1.0089E-4	4.4589E-5	1.8355E-5	3.0003E-5	
m1	3.1176E-2	3.2921E-2	3.4558E-2	3.3491E-2	
m0	-1.2472E-3	-1.3175E-2	-4.4786E-2	-1.3296E-2	
CR # 2		0-40	40-70	70-130	130-150
m3		-2.5573E-7	-1.0594E-7	-1.4619E-7	7.9715E-8
m2		5.0121E-5	2.4084E-5	3.4482E-5	-4.3133E-5
m1		3.2461E-2	3.3851E-2	3.2987E-2	4.1692E-2
m0		-2.2725E-3	-2.4520E-2	-1.5595E-3	-3.1982E-1

\* Coefficients are used as follows: Reactivity ( $\rho_0$ )=  $m_3 \times x^3 + m_2 \times x^2 + m_1 \times x + m_0$ , where x means the control rod position (mm).

\*\* Read as  $-7.1314 \times 10^{-7}$ .

Table A-3 Criticality data for the temperature coefficient measurement (for the fitting procedure)

Step No.	Time (H:M:S)	CR#2 position (mm)	Temperature (°C)	Gap (mm)	Reactivity excess( $\rho_0$ )*
1	11:50:00	91.709	24.44	-0.02220	5.2155
2	11:54:01	91.742	24.43	-0.02128	5.2192
3	12:00:00	91.779	24.41	-0.02175	5.2192
4	12:05:00	91.804	24.39	-0.02104	5.2220
5	12:10:00	91.894	24.39	-0.02103	5.2253
6	12:15:00	91.868	24.37	-0.02162	5.2227
7	12:19:01	91.849	24.36	-0.02101	5.2237
8	12:25:14	91.940	24.34	-0.02107	5.2268
9	12:30:01	91.954	24.33	-0.02107	5.2273
10	12:36:00	92.022	24.31	-0.02142	5.2288
11	12:40:00	92.024	24.31	-0.02038	5.2317
12	12:45:01	92.068	24.29	-0.02108	5.2313

\* Gap is corrected to 0.0 mm.

Table A-4 Criticality data for the temperature coefficient measurement

Date	Power Lin #6 (A)	Core temperature (°C)	Control rod position		Gap (10 <sup>-2</sup> mm)	Reactivity excess* ( $\rho_0$ )
			CR#1 (mm)	CR#2 (mm)		
5/31	$0.5 \times 10^{-8}$	25.67	120.00	96.61	-0.02250	7.5282
	$0.5 \times 10^{-7}$	25.64	120.00	44.74	-0.02255	5.6814
	$0.5 \times 10^{-6}$	25.56	120.00	39.65	-0.02237	5.5008
6/4	$0.5 \times 10^{-8}$	30.28	120.00	82.76	-0.00216	7.0901
	$0.5 \times 10^{-7}$	30.12	120.00	30.85	-0.00276	5.2460
	$0.5 \times 10^{-6}$	29.99	120.00	25.96	-0.00297	5.0758

\* Gap is corrected to 0.0 mm.

Table A-5 Criticality data for the gap effect measurement

Gap indicator <sup>a)</sup> (mm)	Gap <sup>b)</sup> (mm)	Control rod position		Core temperature (°C)	Reactivity excess <sup>c)</sup> ( $\rho_0$ )
		CR # 1 (mm)	CR # 2 (mm)		
1.20	1.00457	30.00	20.40	29.70	2.6429
0.80	0.61835	30.00	53.03	29.71	3.7878
0.37	0.21922	30.00	85.31	29.69	4.9361
0.04	-0.00037	30.00	102.19	29.67	5.5348

a) Indicated by the position indicator on the control panel.

b) Measured at each corner of the assembly and averaged.

c) Temperature is corrected to 20.00 °C.

Table A-6 Measured doubling time ( $T_D$ ) and Period

Power level of Lin#6 (A)	$T_D$ (sec)	Period (sec)
$0.3 \times 10^{-5} \rightarrow 0.6 \times 10^{-5}$	62.4	
$0.4 \times 10^{-5} \rightarrow 0.8 \times 10^{-5}$	62.6 and 62.8	
Average	62.6	90.3

Table A-7 Criticality data for the measurement of  $\rho_{Drawer}$

The number of MN drawers (F/M)	Control rod position		Core temperature ( $^{\circ}\text{C}$ )	Gap (mm)	$\rho_{ex}^*$ ( $\rho_0$ )	$\rho_{Drawer}$ ( $\rho_0$ )
	CR # 1 (mm)	CR # 2 (mm)				
123.5/123.5	60.00	90.85	24.14	-0.01856	$5.5925 \pm 0.028$	
123/123	30.00	57.30	24.55	-0.01886	$3.3686 \pm 0.028$	
						$-2.224 \pm 0.040$

\* Temperature is corrected to 20.00  $^{\circ}\text{C}$  and gap is corrected to 0.0 mm.

## 付録B 余剰反応度の誤差評価

余剰反応度 ( $\rho_{ex}$ ) は、制御・安全棒挿入位置から制御棒較正曲線を用いて求め、温度効果と密着面間隙の変化に対して補正を加える。従って余剰反応度の測定誤差 ( $\delta\rho_{ex}$ ) には、これら測定量に起因する誤差をすべて考慮する必要がある。

## 1) 制御・安全棒の位置表示値に起因する誤差

## ■ 密着状態のまま測定する場合

密着状態のまま余剰反応度を測定する場合、安全棒No.3 (SR#3) ~No.8 (SR#8) は常に全挿入状態である。このときの安全棒挿入位置の誤差は、安全棒1組につき  $\pm 0.01$  mmを仮定する。他方、制御棒 No. 1 (CR#1)、No. 2 (CR#2) については、臨界点測定毎に挿入位置を変えるため、制御棒挿入位置の誤差は制御棒1組につき  $\pm 0.05$  mmを仮定する。したがって、全安全棒 (6組) 及び全制御棒 (2組) では、制御安全棒の位置表示値の誤差は以下のようなになる。

$$\sqrt{0.01^2 \times 6 + 0.05^2 \times 2} = \pm 0.07 \text{ mm}$$

制御・安全棒の反応度値を  $1 \rho_0 / 30 \text{ mm}$  とし、制御・安全棒位置に起因する誤差 ( $\delta\rho_{Rod}$ ) は以下のように求められる。

$$\delta\rho_{Rod} = 0.07 \text{ mm} \times 1 \rho_0 / 30 \text{ mm} = \pm 0.0023 \rho_0$$

## ■ 分離密着を繰り返して測定を行う場合

分離密着を繰り返して測定を行う場合には、安全棒挿入位置の誤差は、安全棒1組につき  $\pm 0.02 \text{ mm}$ を仮定する。制御棒 No. 1 (CR#1)、No.2 (CR#2) については、制御棒1組につき  $\pm 0.10 \text{ mm}$ を仮定する。したがって、全安全棒 (6組) 及び全制御棒 (2組) では、制御安全棒の位置表示値の誤差は以下のようなになる。

$$\sqrt{0.02^2 \times 6 + 0.10^2 \times 2} = \pm 0.15 \text{ mm}$$

制御・安全棒の反応度値を  $1 \rho_0 / 30 \text{ mm}$  とし、制御・安全棒位置に起因する誤差 ( $\delta\rho_{Rod}$ ) は以下のように求められる。

$$\delta\rho_{Rod} = 0.15 \text{ mm} \times 1 \rho_0 / 30 \text{ mm} = \pm 0.0050 \rho_0$$



## 2) 温度効果に起因する誤差

温度効果に起因する誤差 ( $\delta\rho_T$ ) については、測定毎に  $\pm 0.05$  °C を仮定する。

## ■ 密着状態のまま測定する場合

温度補正係数 ( $f_T$ ) を  $f_T = -0.0989 \rho_0 / ^\circ\text{C}$  とした場合、温度効果に起因する誤差  $\delta\rho_T$  は以下のように求められる。

$$\delta\rho_T = 0.05 \text{ } ^\circ\text{C} \times 0.0989 \rho_0 / ^\circ\text{C} = \pm 0.0049 \rho_0$$

## ■ 分離密着を繰り返して測定を行う場合

温度補正係数 ( $f_T$ ) を  $f_T = -0.0961 \rho_0 / ^\circ\text{C}$  とした場合、温度効果に起因する誤差  $\delta\rho_T$  は以下のように求められる。

$$\delta\rho_T = 0.05 \text{ } ^\circ\text{C} \times 0.0961 \rho_0 / ^\circ\text{C} = \pm 0.0048 \rho_0$$

## 3) 密着面間隙補正に起因する誤差

## ■ 密着状態のまま測定する場合

密着状態のまま測定した密着面間隙の誤差を  $\pm 0.001$  mm と仮定する。この場合、密着面間隙補正に起因する誤差  $\delta\rho_G$  は、密着面間隙補正係数 ( $f_G$ ) を  $f_G = -2.726 \rho_0 / \text{mm}$  とし、以下のように求められる。

$$\delta\rho_G = 0.001 \text{ mm} \times 2.726 \rho_0 / \text{mm} = \pm 0.0027 \rho_0$$

## ■ 分離密着を繰り返して測定を行う場合

分離密着を繰り返して測定を行う場合や密着面間隙を大きく変化させた場合には、分離密着に伴う密着面間隙の誤差として  $\pm 0.01$  mm を仮定する。この場合、密着面間隙補正に起因する誤差  $\delta\rho_G$  は、密着面間隙補正係数 ( $f_G$ ) を  $f_G = -2.726 \rho_0 / \text{mm}$  とし、以下のように求められる。

$$\delta\rho_G = 0.01 \text{ mm} \times 2.726 \rho_0 / \text{mm} = \pm 0.027 \rho_0$$

## 4) まとめ

以上より、余剰反応度の測定誤差は、密着状態のまま測定する場合、一回の余剰反応度

測定につき

$$\begin{aligned}\delta\rho_{\text{ex}} &= \sqrt{(0.0023)^2 + (0.0049)^2 + (0.0027)^2} \\ &= \pm 0.0060\rho_0\end{aligned}$$

---

とする。

また、分離密着を繰り返して測定を行う場合には、一回の余剰反応度測定につき

$$\begin{aligned}\delta\rho_{\text{ex}} &= \sqrt{(0.0050)^2 + (0.0048)^2 + (0.027)^2} \\ &= \pm 0.028\rho_0\end{aligned}$$

---

とする。

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10<sup>-19</sup>J  
1 u=1.66054×10<sup>-27</sup>kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射線能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10<sup>-10</sup>m  
1 bar=100kPa=10<sup>5</sup>Pa  
1 Gal=1cm/s<sup>2</sup>=10<sup>-2</sup>m/s<sup>2</sup>  
1 Ci=3.7×10<sup>10</sup>Bq  
1 R=2.58×10<sup>-4</sup>C/kg  
1 rad=1cGy=10<sup>-2</sup>Gy  
1 rem=1cSv=10<sup>-2</sup>Sv

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局1985年刊行による。ただし, 1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表す場合に限り表2のカテゴリに分類されている。
- E.C.国際理事會指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリに入れていない。

## 換算表

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘 度 1 Pa·s(N·s/m<sup>2</sup>)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s=10<sup>4</sup>St(ストークス)(cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa(=10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 <sup>2</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10 <sup>-1</sup>	1.35951×10 <sup>-3</sup>	1.31579×10 <sup>-3</sup>	1	1.93368×10 <sup>-2</sup>
	6.89476×10 <sup>-3</sup>	7.03070×10 <sup>-2</sup>	6.80460×10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813×10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150×10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407×10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487×10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082×10 <sup>19</sup>
	3.6×10 <sup>6</sup>	3.67098×10 <sup>5</sup>	1	8.59999×10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522×10 <sup>6</sup>	2.24694×10 <sup>23</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279×10 <sup>-6</sup>	1	3.96759×10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272×10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072×10 <sup>-1</sup>	252.042	1	778.172	6.58515×10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616×10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506×10 <sup>-3</sup>	1	8.46233×10 <sup>18</sup>
	1.60218×10 <sup>19</sup>	1.63377×10 <sup>20</sup>	4.45050×10 <sup>-20</sup>	3.82743×10 <sup>20</sup>	1.51857×10 <sup>22</sup>	1.18171×10 <sup>19</sup>	1

1 cal= 4.18605J (計量法)  
= 4.184J (熱化学)  
= 4.1855J (15°C)  
= 4.1868J (国際蒸気表)  
仕事率 1 PS(馬力)  
= 75 kgf·m/s  
= 735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 <sup>-11</sup>
	3.7×10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

FCAを用いた窒化物燃料高速炉の模擬実験および解析