

JAERI-M  
90-052

高転換軽水炉を模擬したF C A XIV  
炉心における反応率の測定

1990年3月

大部 誠・根本 龍男・桜井 健  
飯島 進・田原 義壽\*・大杉 俊隆

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

---

編集兼発行	日本原子力研究所
印刷	日立高速印刷株式会社

高転換軽水炉を模擬したFCA XIV炉心における反応率の測定

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

大部 誠・根本 龍男・桜井 健

飯島 進・田原 義壽\*・大杉 俊隆

(1990年2月14日受理)

FCAにおいて高転換軽水炉(HCLWR)に関する“Phase-1”実験で構築された3種類のウラン燃料系ゾーン型炉心について、反応率を測定した。各炉心は、異った燃料濃縮度および減速材/燃料体積比から成る中心試験領域を有している。径方向および軸方向の $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ の核分裂率分布は小型核分裂計数管をトラバースする方法により測定した。試験領域内の基本モード成立領域は、これら各種の核分裂率分布の一致を確認する手法で検証した。 $^{235}\text{U}$ 核分裂率に対する中心反応率比は、小型核分裂計数管および金属ウラン箔を用いて求め、3炉心間の反応率比の変化を調べた。測定データの解析は、核データファイルJENDL-2を用いたSRACコードシステムにより行った。反応率比は、計算値が $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率/ $^{235}\text{U}$ 核分裂率および $^{238}\text{U}$ 核分裂率/ $^{235}\text{U}$ 核分裂率の実験値を3炉心共、過大に予測している事が明らかになった。

Measurement of Reaction Rates in FCA XIV-Cores  
Simulating High Conversion Light Water Reactor

Makoto ŌBU, Tatsuo NEMOTO, Takeshi SAKURAI  
Susumu IJIMA, Yoshihisa TAHARA\* and Toshitaka OSUGI

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

(Received February 14, 1990)

Measurements of reaction rates have been performed in three uranium-fueled cores of the FCA constructed for "Phase-1 experiment" on a high conversion light water reactor (HCLWR). These cores possess central test zones of different fuel enrichments and moderator to fuel volume ratios. Radial and axial fission rates of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{237}\text{Np}$  were measured in each test zone by means of the micro-fission counter traverse. A region where the fundamental mode spectrum is established in the test zone were determined by utilizing these fission rate distributions. Central reaction rate ratios relative to the  $^{235}\text{U}$  fission rate were obtained from the measurements by the micro-fission counters and metallic uranium foils to examine in the reaction rate ratios among the three cores.

The measured data were analyzed by the SRAC code system with the nuclear data file JENDL-2. The results of reaction rate ratios show that the calculations overpredict the experimental values of the  $^{238}\text{U}$  capture /  $^{235}\text{U}$  fission and  $^{238}\text{U}$  fission /  $^{235}\text{U}$  fission rate ratios in the three cores.

---

\* Mitsubishi Atomic Power Industries, INC.

Keywords : High Conversion Light Water Reactor, FCA XIV-Cores, H/U Atomic Ratio, Fundamental Mode, Fission Rate Distribution, Reaction Rate Ratio, Micro-Fission Counter, Uranium Foil, SRAC Code, JENDL-2, C/E Ratio

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. FCA-HCLWR 炉心の概要 .....	2
3. 測定手順 .....	9
3.1 核分裂率分布の測定 .....	9
3.2 反応率比の測定 .....	9
3.2.1 小型核分裂計数管 .....	9
3.2.2 ウラン箔 .....	10
3.2.3 測定誤差の評価 .....	12
4. 解析方法 .....	25
5. 結果および検討 .....	27
5.1 核分裂率分布 .....	27
5.2 反応率比 .....	28
6. 結 語 .....	38
謝 辞 .....	38
参考文献 .....	39
付録 核分裂率分布の測定値および計算値のデータ .....	41

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of FCA-HCLWR core .....	2
3. Procedure for measurements .....	9
3.1 Measurement of fission rate distributions .....	9
3.2 Measurement of fission rate ratios .....	9
3.2.1 Micro fission counter .....	9
3.2.2 Uranium foil .....	10
3.2.3 Evaluation for measured errors .....	12
4. Method of analysis .....	25
5. Results and discussions .....	27
5.1 Fission rate distributions .....	27
5.2 Reaction rate ratios .....	28
6. Conclusion .....	38
Acknowledgment .....	38
References .....	39
Appendix   Data of measured and calculated values of fission rate distributions .....	41

## 1. はじめに

高速炉臨界実験装置 FCA を用いた高転換軽水炉 ( High Conversion Light Water Reactor, HCLWR ) の模擬実験が行われている。Phase-1 実験は、この模擬実験シリーズの最初の実験である。<sup>1) 2)</sup> 本実験は燃料として濃縮ウランを、減速材にポリスチレンを使用して高転換軽水炉の炉心スペクトルを模擬しており、基礎的な炉物理データを得る事を目的にしている。Phase-1 実験では、炉心パラメータである燃料濃縮度、減速材/燃料体積の比などを変えた FCA XIV-1, XIV-1 (45V) および XIV-2 の 3 炉心が構築された。炉内の中性子スペクトルは、これらの炉心パラメータを変える事により大きく変化する。反応率比の測定の目的の一つは、これら種々の炉心スペクトルの状態を検知するスペクトル・インデックスとして意義があり、特に転換比に関連するパラメータである  $^{238}\text{U}$  捕獲反応率/ $^{235}\text{U}$  核分裂率比の測定値は重要である。さらに、他の一つは反応率比の測定値を用いて、高転換軽水炉に適用する核計算の精度を評価する事にある。

実験の炉心はゾーン装荷型であり、炉心中央部に位置する試験領域内で中性子スペクトルが平衡に達することを意図して構築されているが、外側のドライバーから試験領域に流れ込む中性子の影響が無視できない。この影響を調べるため、小型核分裂計数管を用いて試験領域内の測定を行い、径方向および軸方向の  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{U}$  の核分裂率分布を求めた。これらエネルギー感度の異なる 4 つの核分裂反応の分布から、試験領域内で中性子束に基本モードが成立つ範囲を確定した。

試験領域の中心における反応率比の測定において、核分裂率比  $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$  は上述の小型核分裂計数管を用いて測定し、 $^{238}\text{U}$  捕獲反応率/ $^{235}\text{U}$  核分裂率は劣化ウランおよび 93%濃縮ウラン箔を用いて測定した。箔測定では、セル内の厚い燃料板内で起る中性子自己遮蔽効果を実験的に評価し、補正を行った。これらの核分裂率分布および反応率比の測定結果は、核データファイル JENDL-2<sup>3)</sup> を用いた SRAC コードシステム<sup>4)</sup> により解析した。

本報告では、核分裂率分布および反応率比の測定手順、測定誤差の評価および測定結果について述べる。これらの測定結果は計算値と比較し検討を行った。



## 2. FCA-HCLWR 炉心の概要

高転換軽水炉模擬炉心として、FCA XIV-1 (基準炉心)、XIV-1 (45V) および XIV-2 炉心が構築された。これらは、高転換軽水炉の炉心スペクトルを模擬した試験領域、それを円環状に取囲む不銹鋼バッファ領域、ドライバ領域およびブランケット領域から成るゾーン装荷型炉心である。FCA XIV-1 炉心の径方向断面図を Fig. 2.1 に示す。試験領域の寸法は底辺が約 50 cm × 50 cm で高さが約 90 cm である。FCA XIV-1、XIV-1 (45V) および XIV-2 炉心の R-Z 配置図を反応率の測定点と共に Fig. 2.2 ~ 2.4 に示す。FCA XIV-1 (45V) 炉心の試験領域の大きさは XIV-1 炉心のそれと同じであるが、XIV-2 炉心の試験領域は高さが低くなっている。XIV-2 炉心では分布測定は行わず、中心反応率比のみ測定している。

FCA XIV-1 および XIV-2 炉心の試験領域内セルの燃料板と模擬物質板の配列を Fig. 2.5 に示す。FCA XIV-1 のセルは、燃料として 20% 濃縮ウラン板を、また軽水減速材模擬物質としてポリスチレン板 (0% ボイド) を使用している。XIV-1 (45V) のセルではポリスチレン板 (0% ボイド) の代わりに空孔のある発泡ポリスチレン板 (45% ボイド) を使用して軽水減速材のボイド状態を模擬している。それ以外のセル板の配列は XIV-1 セルと同じである。一方、XIV-2 炉心のセルでは 0% ボイド状態ではあるが、セル内の減速材対燃料体積比を変える事により燃料濃縮度も変ったセル構成になっている。FCA-HCLWR 炉心の試験領域の主なセルパラメータを Table 2.1 に示す。

FCA XIV-1 (45V)、XIV-1 および XIV-2 炉心の試験領域における中性子スペクトルの計算値を Fig. 2.6 に示す。中性子スペクトルは H/U 原子数密度比の増加に伴って硬化から軟化の状態に向う事が解る。

Table 2.1 Main cell parameters in test zones of FCA-HCLWR cores

Cell parameter	FCA XIV-1(45V)	FCA XIV-1	FCA XIV-2
Polystyrene state	45% void	0% void	0% void
Fuel enrichment (% $^{235}\text{U}/\text{U}$ )	6.47	6.47	5.45
Moderator/Fuel volume ratio	0.6	0.6	1.0
Atomic number density ratio (H/U)	0.67	1.20	2.01

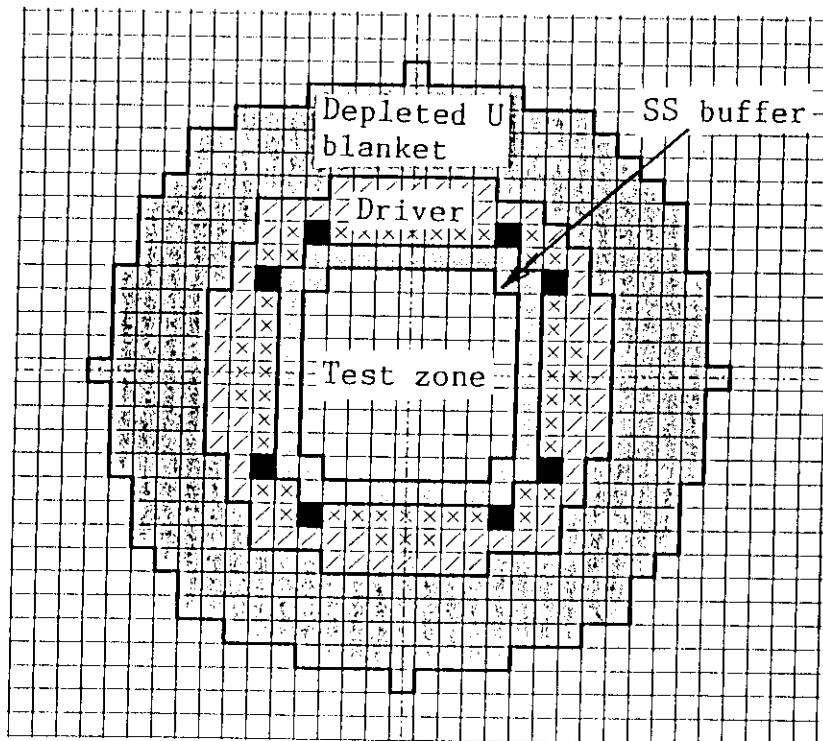


Fig. 2.1 Cross sectional view of FCA XIV-1 core

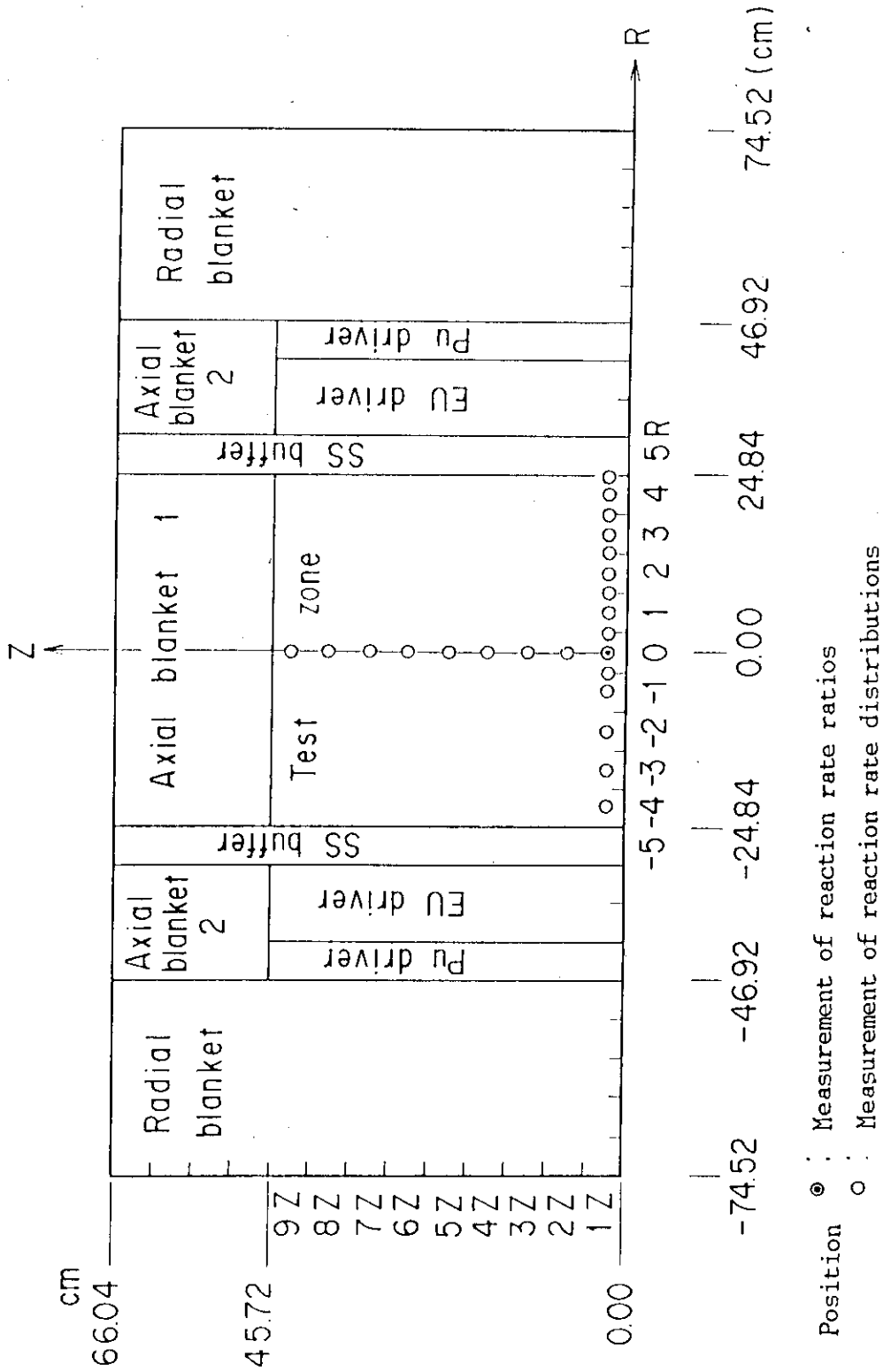


Fig. 2.2 R-Z geometry and positions of reaction rate measurements of FCA XIV-1 core

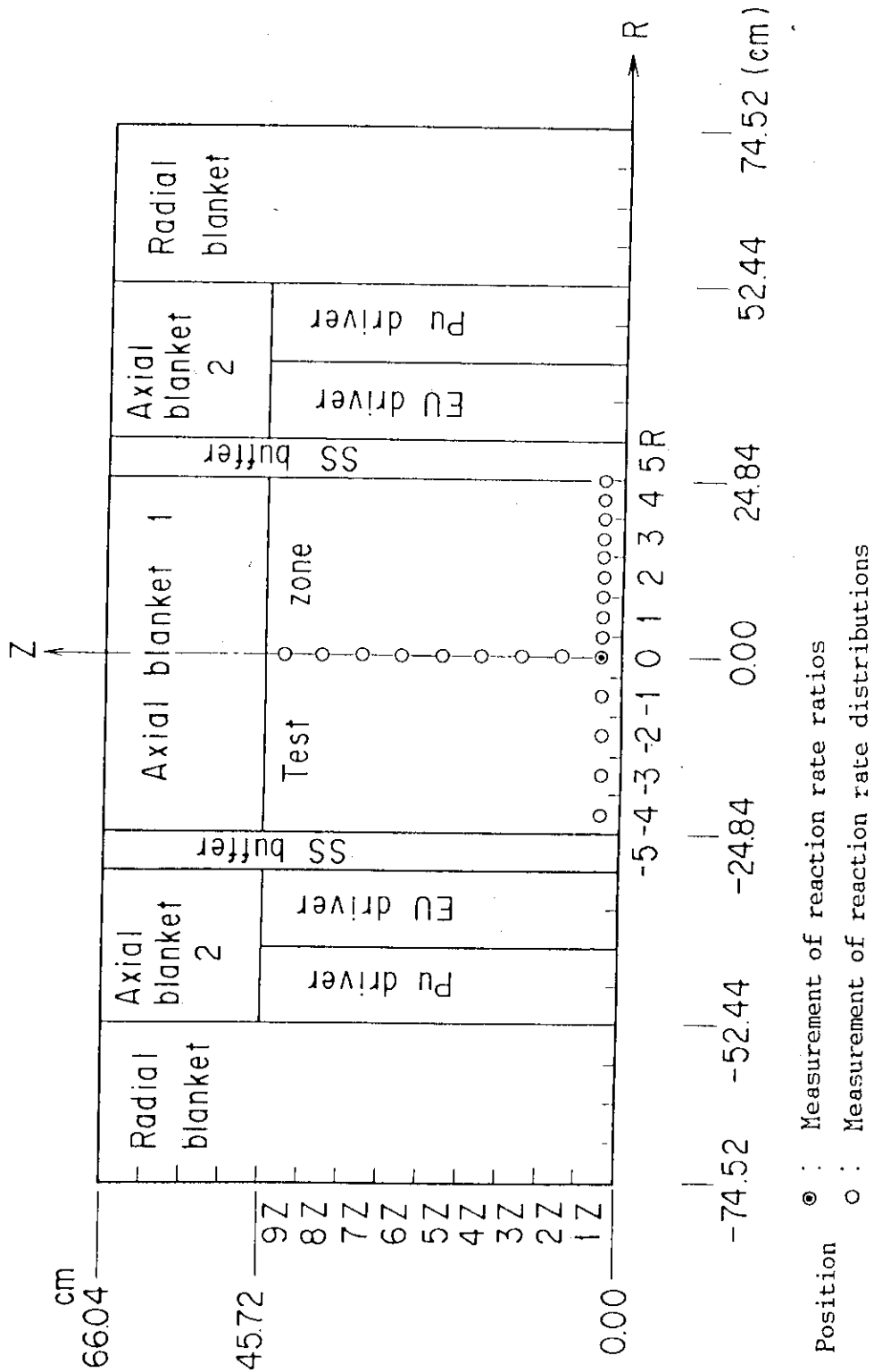
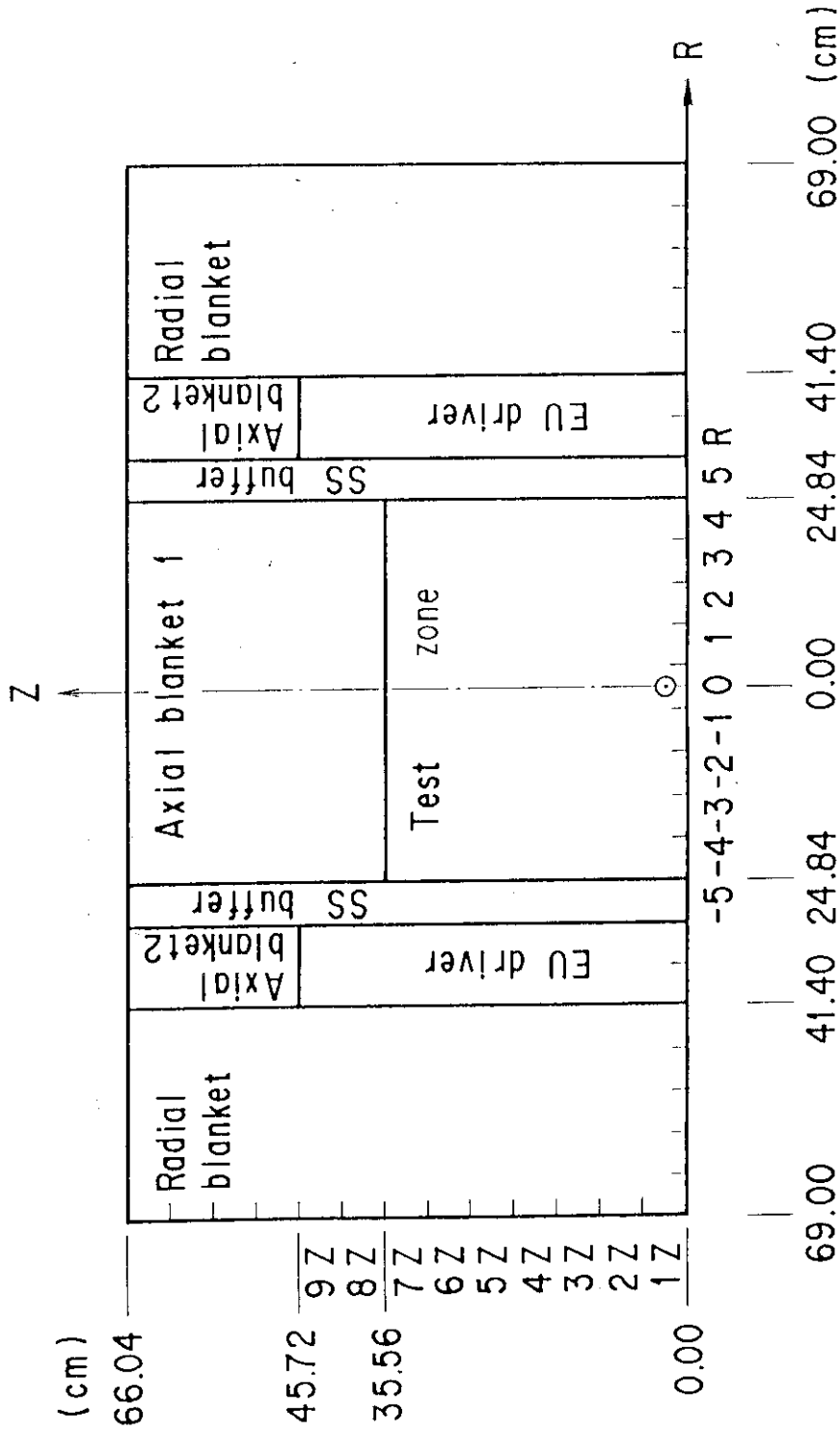


Fig. 2.3 R-Z geometry and positions of reaction rate measurements of FCA XIV-1(45V) core



Position ⊙ Measurement of reaction rate ratio

Fig. 2.4 R-Z geometry and positions of reaction rate measurements of FCA XIV-2 core

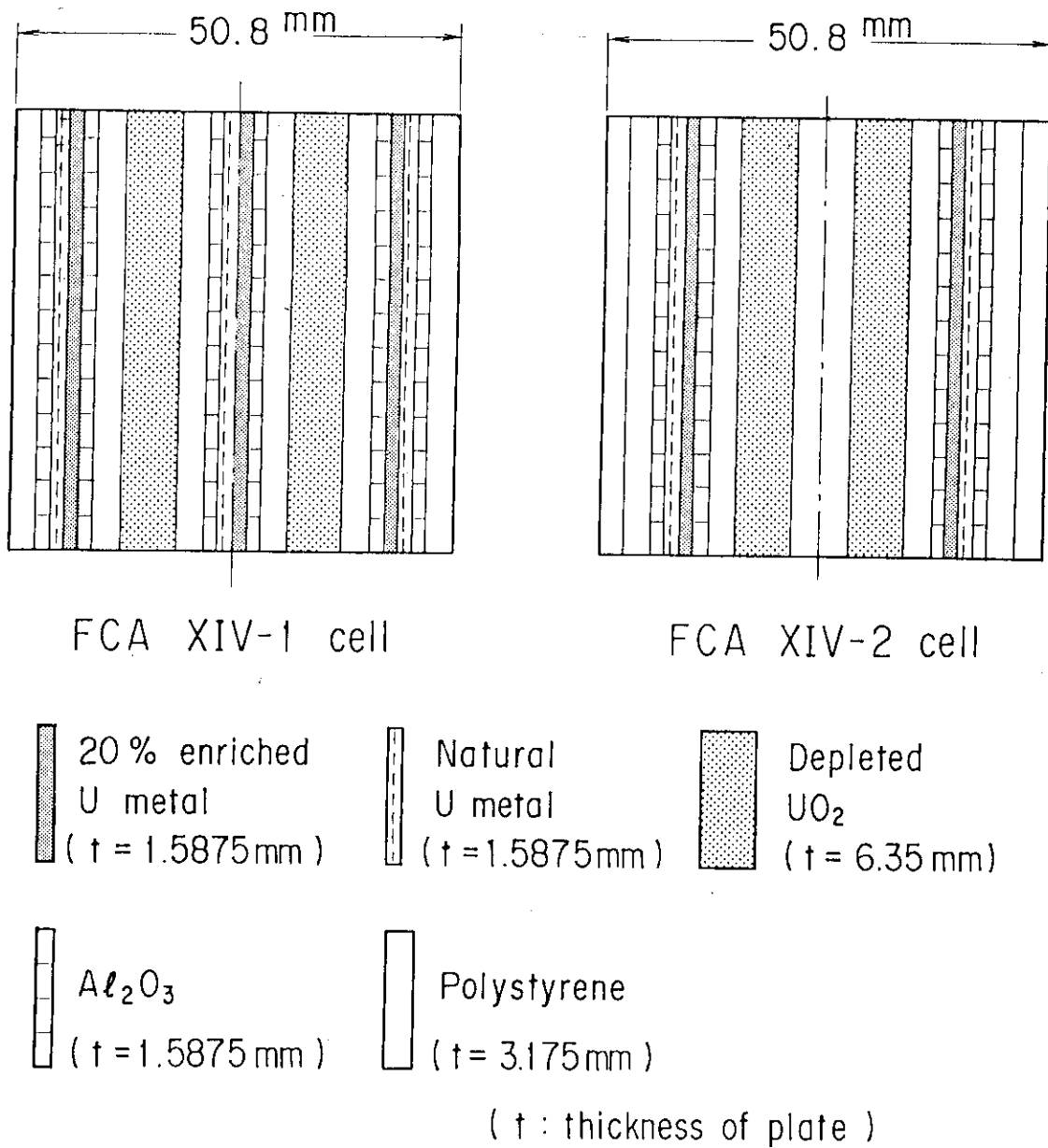


Fig. 2.5 Plate configuration in test zone cell of FCA XIV-1 and XIV-2 cores

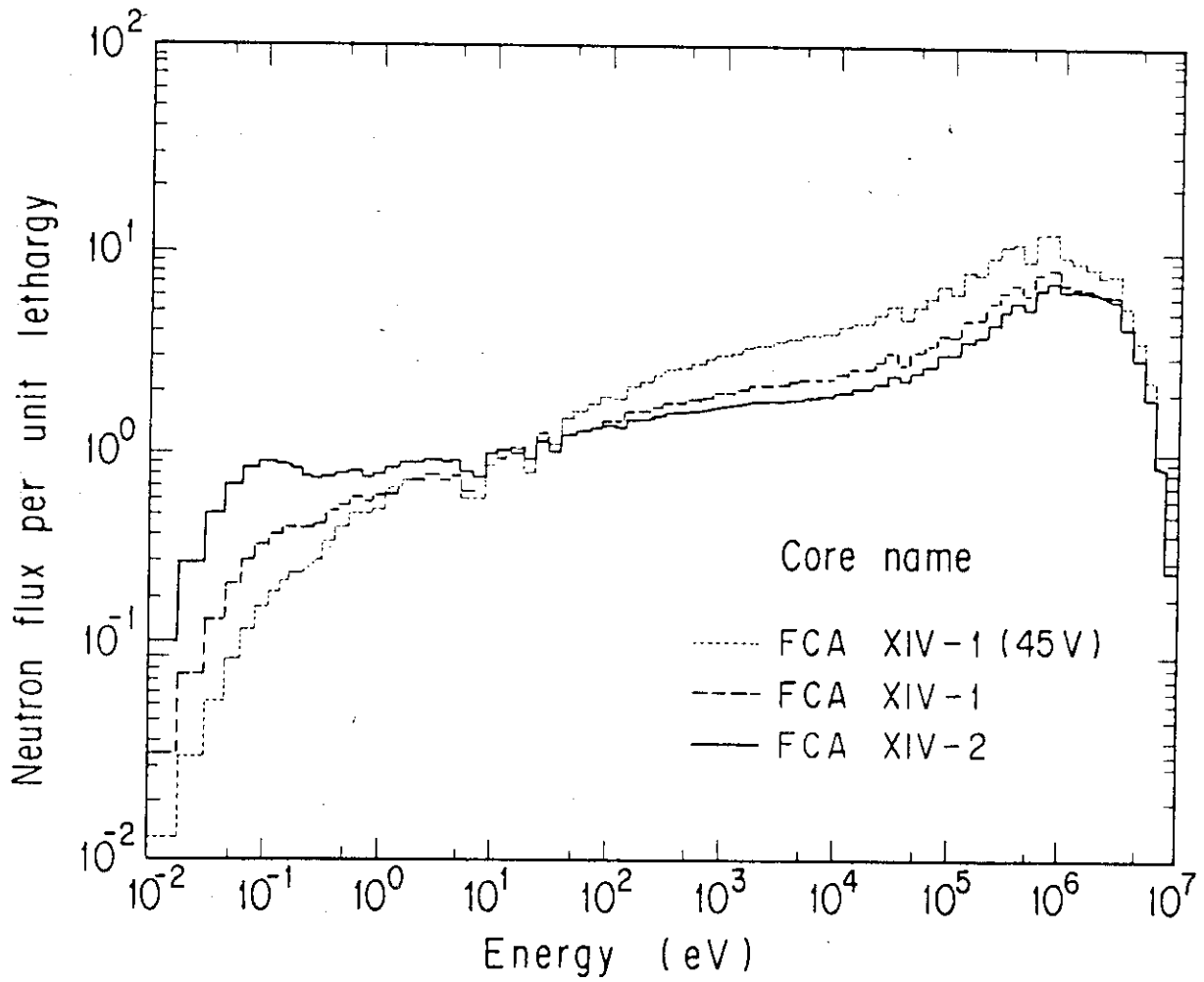


Fig. 2.6 Calculated neutron energy spectra in FCA XIV-1, XIV-1(45V) and XIV-2

### 3. 測定手順

#### 3.1 核分裂率分布の測定

FCA XIV-1 および XIV-1 (45V) 炉心の試験領域内で、径方向および軸方向の核分裂率分布を測定した。使用した計数管は EU (93.3%濃縮ウラン), Pu (94.4%  $^{239}\text{Pu}$ ), Nu (天然ウラン) および Np (99.5%  $^{237}\text{Np}$ ) の同形4種類である。小型核分裂計数管は壁厚さが 0.5mm のアルミニウム製で、外径 6mm, 有効長さ 32mm である。小型核分裂計数管の形状を Fig. 3.1 に示す。径方向のトラバース測定は、径方向に炉心全領域を貫く直径 20mm の実験孔を設けて、その中で計数管を移動させることにより行った。計数管はアルミニウム製の細長い支持管 (外径 0.8mm, 肉厚 0.6mm) の先端に固定し、支持管の他端を計数管駆動機構に取り付けて移動した。ここで、計数管の有効長さの中心点にあたる場所を測定位置とした。軸方向分布は、中心軸方向に配列されたセルの中央に幅 3/8", 高さ 1" の貫通溝を設け、その中で計数管を移動して測定した。

計数管からのパルス出力信号は、前置増幅器、主増幅器を通じてデータ処理装置に入力され計数処理ののち、核分裂パルス計数率が得られる。測定は、核種の異なる計数管の感度に応じて 2.5W~10W の炉出力で行った。測定中の炉の出力は一定に保たれるが、炉出力の微小変動の影響を取除くため、ブランケット領域に中型核分裂計数管を用いた 2チャンネルのモニター計数管を設けた。分布測定用の計数管とモニター計数管の両者の計数率の比をとることにより、炉出力の微小変動による測定結果への影響は排除される。なお、測定中のモニター計数率の変動は 1% 以内である。核分裂率分布の測定は、同じ位置につき数回の測定を行い、それらの値を平均した。

#### 3.2 反応率比の測定

##### 3.2.1 小型核分裂計数管

試験領域の中心で  $^{235}\text{U}$  に対する反応率比を測定した。 $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$  の核分裂率比は前述の小型核分裂計数管を用いて測定した。小型核分裂計数管は電極に塗布してある核分裂核種の実効原子数が較正されている。計数管は径方向の実験孔を使って挿入しセルの中心に置いて測定を行った。この配置で、計数管の有効長さ (32mm) に相当するセル内の平均核分裂率を求めた。計数管からの出力パルスは前置増幅器、主増幅器を通してマルチチャンネル・アナライザー (MCA) に積算した。得られたパルス波高分布から  $\alpha$  線バックグランド計数を差引いて (零外挿補正) 核分裂パルス計数率が得られる。

計数管の電極塗布核分裂性物質には、測定対象となる主要核種の他に核分裂性の同位体不純物が含まれているので、核分裂パルス計数率には、これらの同位体不純物からのパルスが含まれている。これらの同位体不純物からの計数率の寄与を差引いて主要核種のパルス計数率が得



られる。計数管から発生する不純物の計数率を含む核分裂パルス計数率の総計  $C$  と核分裂率の関係は次の式で表わされる。

$$C = k \cdot n \cdot \sum_i P_i \int_0^{E_{\max}} \sigma_i(E) \phi(E) dE \quad (1)$$

ここで、

- $k$  : パルス数 / fission で定義される計数管の効率
- $n$  : 計数管中の核分裂性同位体の原子の総数
- $P_i$  :  $i$  種の同位体の原子数の割合
- $\sigma_i(E)$  :  $i$  種の同位体の核分裂断面積
- $\phi(E)$  : 中性子束

である。(1)式の右辺の積分因子は  $i$  種の同位体の核分裂率 (fission /  $i$ -atom  $\cdot$  sec) である。計数管中の核分裂性同位体の実効原子数  $N_{\text{eff}}$  は  $N_{\text{eff}} = k \cdot n$  の形で較正されており、 $k \cdot n$  値と同位体組成は Table 3.1 に与えられている。

各計数管について、(1)式の左辺の  $C$  に実測値を使用し、右辺に Table 3.1 の値を代入すると、計数管の種類に応じてそれぞれ(1)式が成立つ。これらの式を利用して不純物同位体による核分裂率からの寄与を除き、主要核種の核分裂率を求めることができる。EU および NU 計数管については、両計数管を(1)式に適用して得られる2組の式から行列式を解いて  $^{235}\text{U}$  および  $^{238}\text{U}$  核分裂率 (fission / atom  $\cdot$  sec) を求めた。ただし、EU 計数管中に含まれる  $^{234}\text{U}$  と  $^{236}\text{U}$  同位体はしきい核分裂核種で寄与が小さいので  $^{238}\text{U}$  核分裂断面積と等価と仮定して  $^{238}\text{U}$  に組入れた。Pu 計数管については、(1)式から得られる式に  $^{241}\text{Pu}$  および  $^{240}\text{Pu}$  核分裂率の計算値を代入して解くことにより  $^{239}\text{Pu}$  核分裂率を求めた。ただし、高速炉系より中性子スペクトルが軟かい本炉心では、Pu 同位体中の  $^{239}\text{Pu}$  核分裂率の割合が圧倒的に多いので  $^{241}\text{Pu}$  と  $^{240}\text{Pu}$  からの寄与は無視できる程小さい。これに反して NU の場合は、中性子スペクトルの軟化により  $^{235}\text{U}$  同位体からの寄与が大きくなる。Np 計数管については、Np に含まれる Pu 不純物を全て  $^{239}\text{Pu}$  であるとみなし、上で得られた  $^{239}\text{Pu}$  核分裂率の実験値を式に代入して  $^{237}\text{Np}$  核分裂率を求めた。

### 3.2.2 ウラン箔

劣化ウラン箔を用いて  $^{238}\text{U}$  捕獲反応率を、濃縮ウラン箔を用いて  $^{235}\text{U}$  核分裂率を測定した。箔は円板形で、劣化ウラン箔、濃縮ウラン箔とも直径は同じである。これら2種類の箔を炉内で同時照射するさいの計数効率を考慮して濃縮ウラン箔の厚さは劣化ウラン箔の  $1/5$  厚さのものを用いている。使用した箔の仕様を Table 3.2 に示す。

箔の照射は、試験領域の中心におけるセル内の劣化ウラン酸化物 ( $\text{DUO}_2$ ) 板の中で行った。セル内の箔の固定位置を Fig. 3.2(a) に示す。セル構成板のうちで厚さ  $1/4$ " の  $\text{DUO}_2$  板の代わりに2枚の  $1/8$ " 厚さの  $\text{DUO}_2$  板を用い、その間に箔を挟んで固定した。濃縮ウラン、劣化ウラン箔ともこの位置の箔で絶対測定を行う。さらに、目的とする  $\text{DUO}_2$  板内の平均的な反応率を得るために、濃縮ウラン箔の場合は  $\text{DUO}_2$  板の中央の他に両側面にも箔を配置し、これら3枚の箔から得られる測定値の平均を採っている。一方、劣化ウラン箔の場合は  $^{238}\text{U}$  捕獲反

応率がDUO<sub>2</sub>板の厚みにより受ける中性子自己遮蔽効果を考慮しなければならない。この効果はDUO<sub>2</sub>板内に存在する<sup>238</sup>Uの共鳴吸収によって起り、結果としてDUO<sub>2</sub>板の内部で表面よりも中性子束が低下する効果をひき起す。この低下を補正して板内の平均反応率を得るため、DUO<sub>2</sub>板の厚み方向の断面に矩形の箔を並べて測定する補正実験を行った。DUO<sub>2</sub>板内の矩形箔の配置をFig. 3.2(b)に示す。高さ1/2寸法のDUO<sub>2</sub>板2枚を利用して一方の板の厚みの断面に辺寸法1.57mm×12.7mm、厚さ0.025mmの矩形箔を4枚並べ、その上に他方のDUO<sub>2</sub>板をのせて固定した。この箔の配置で4領域分割の<sup>238</sup>U捕獲反応率を測定している。

箔の照射は、炉出力80Wで3時間行った。照射終了後、約18時間の待時間を経て箔の誘導放射能を同軸型Ge検出器(直径43mm×長さ38mm)を用いたγ線スペクトロスコピー・システム<sup>5)6)</sup>により測定した。マルチチャンネル波高分析器(MCA)で表示された照射濃縮ウラン箔および劣化ウラン箔のγ線スペクトルをFig. 3.3と3.4に示す。<sup>235</sup>U核分裂については、<sup>235</sup>Uの核分裂生成物から発生するγ線のうちで比較的計測が容易な<sup>143</sup>Ceの293.2keV、<sup>133</sup>Iの529.8keVおよび<sup>97</sup>Zrの743.4keVの光電ピークを捕えて計数した。一方、<sup>238</sup>U捕獲反応率については、<sup>238</sup>Uの中性子捕獲反応により生ずる<sup>239</sup>Npのγ線のうち277.6keVの光電ピークを捕えて計数した。これら使用核種のγ線エネルギーに対するGe検出器の計数効率、標準熱中性子場で照射した濃縮ウラン箔および劣化ウラン箔から発生する着目γ線の光電ピークの計数から放射能を定める熱中性子較正法<sup>7)8)</sup>により較正されている。<sup>注)</sup>各光電ピークから得られた積算計数を反応率の関係式に代入して反応率を求めた。反応率の関係式については3.2.3項で誤差評価とともに述べる。

前述のごとく、DUO<sub>2</sub>板の厚み方向に並べた4枚の矩形箔を用いて、厚みの幅を4分割した領域別<sup>238</sup>U捕獲反応率分布を求めた。板の中央と側面間の反応率の比率をみるため、この分布は板中央に近い領域3の位置(後述)で1に規格化した。この規格化分布の平均値として定義される板平均係数(plate averaging factor)  $f_p$  は、先の円板箔から求めたDUO<sub>2</sub>板中央の<sup>238</sup>U捕獲反応率の絶対測定値をDUO<sub>2</sub>板平均<sup>238</sup>U捕獲反応率に変換するために用いられる。即ち  $f_p$  を用いると、DUO<sub>2</sub>板内の平均反応率(plate averaged reaction rate)  $R_a$  は

$$R_a = R_0 \cdot f_p \quad (2)$$

ここで、 $R_0$  はDUO<sub>2</sub>板の中央における反応率の絶対測定値である。DUO<sub>2</sub>板内の領域幅は等間隔にとっているため、 $f_p$  は領域別<sup>238</sup>U捕獲反応率分布の測定値を単に算術平均することにより求めた。

測定から得た  $f_p$  値の信頼性を確認するため、連続エネルギー・モンテカルロコードVIM<sup>9)</sup>を用いてセル内の領域別<sup>238</sup>U捕獲反応率分布および  $f_p$  の計算を行い、これらを測定値と比較した。計算にモンテカルロコードを用いた理由は、DUO<sub>2</sub>板内の反応率分布の低下の様子をかなり詳しく算出できるためである。測定および計算の結果をFig. 3.5(a)に示す。矩形箔の重量および位置により生ずる測定の不確かさを減らすため、独立した2回の照射を行い、それらの測定値を平均して最終測定値とした。VIM計算は次元無限平板によるセル計算を行った。

注) 熱中性子束照射による較正実験は京大炉KURの重水熱中性子設備を利用している。この較正実験は昭和62年度原研協力研究および同年度下期京大炉共同利用研究に基づいて行われた。

単位セルモデルにはFCAの構造材である格子管および燃料引出しを不銹鋼の無限平板として加味している。計算は中性子履歴を約 $10^5$ ヒストリーで行った。VIM計算による $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率分布は測定値と同様にDUO<sub>2</sub>板内の第3領域で1に規格化した。測定および計算から、 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率はDUO<sub>2</sub>板の側面から内部にかけてかなり低下していることが解る。領域別分布の計算値は測定値よりやや高い値を示している。これらの分布から見積った $f_p$ の計算値は測定値のそれより約3%高くなっている。この両者の差は補正量の見積りに関してやや大き過ぎると言え、さらに差を小さくすべく研究を進める必要がある。今回は実験的な補正を第1義に考え、測定値を用いて補正を行った。

一方、 $^{235}\text{U}$ 核分裂反応については、DUO<sub>2</sub>板内に含まれる $^{235}\text{U}$ 原子数が非常に少ないので、(DUO<sub>2</sub>のウランの劣化度：0.2% $^{235}\text{U}$ )、 $^{235}\text{U}$ 原子による中性子自己遮蔽効果は殆んど無視できる。DUO<sub>2</sub>板の中央と両側面で測定した $^{235}\text{U}$ 核分裂率およびVIM計算の結果をFig. 3.5(b)に示す。 $^{235}\text{U}$ 核分裂率分布はDUO<sub>2</sub>板内で平坦分布となっており、板内部での分布の低下は殆んど見られない。従って、DUO<sub>2</sub>板内の $^{235}\text{U}$ 平均核分裂率は上述3点の測定値の平均により求めた。

### 3.2.3 測定誤差の評価

小型核分裂計数管により得られた計数率あるいは箔による積算計数の実測値を各々の反応率の関係式に代入することにより反応率の値を求めることが出来る。先ず、反応率の関係式について説明を加え、次に、式に伴う誤差を評価する。

#### (1) 小型核分裂計数管

核分裂計数管の電極塗布核分裂性核種(同位体不純物を含む)のうちで、主要核種 $m$ の核分裂率を $F^m$ (fission/m-atom·sec)とすると、 $F^m$ は次の式で表わされる。

$$F^m = \frac{f_m \cdot C}{P_m k n} \quad (3)$$

ここで

- C : 計数管から得られる総パルス計数率(零外挿補正後)
- $f_m$  : 同位体不純物によるパルス計数率の補正係数<sup>注)</sup>
- $P_m$  : 電極塗布核分裂性核種のうちで $m$ 核種の同位体組成比
- k : 計数管の計数効率
- n : 電極塗布核分裂性核種の総数

である。(3)式において $F^m$ の相対誤差(%)を $\delta F^m$ とすると、 $\delta F^m$ は乗除式に関する誤差の伝播則により

$$\delta F^m = \sqrt{(\delta C)^2 + \{\delta(k \cdot n)\}^2 + (\delta f_m)^2 + (\delta P_m)^2} \quad (\%) \quad (4)$$

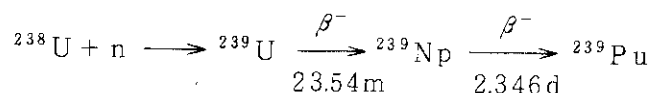
注) 3.2.1項で述べたように、同位体不純物によるパルス計数率の補正式は各計数で異なったものを用いているが、ここでは統一的にみるため補正量を $f_m$ とし(3)式の形にまとめた。

で表わされる。ただし、 $\delta C$ ,  $\delta(k \cdot n)$ ,  $\delta f_m$  および  $\delta P_m$  はそれぞれ(3)式の右辺の因子に対応する相対誤差(%)である。

測定はEU, Pu およびNU計数管を用いて行い、それぞれ $^{235}\text{U}$ 核分裂率( $F^{25}$ ),  $^{239}\text{Pu}$ 核分裂率( $F^{49}$ )および $^{238}\text{U}$ 核分裂率( $F^{28}$ )を求めた。FCA XIV-1炉心において測定を行った核分裂比の場合の測定誤差と誤差源の内訳をTable 3.3に示す。 $\delta C$ 中には測定中の炉出力微小変動を監視するモニター計数管の計数率の統計変動( $\pm 0.4\%$ )を含んでいる。なお $\delta P_m$ は非常に小さいので( $\pm 0.1\%$ 以下)今回の誤差算定では無視した。誤差源の内訳から解るように、小型核分裂計数管測定では実効原子数の校正の不確かさ $\delta(k \cdot n)$ がとりわけ大きく測定誤差のかなりの部分を占めている。また、 $F^{28}$ の場合、 $\delta f_m$ が目立って大きい、これは中性子スペクトルの軟かい体系でNU計数管を使用しているので $^{235}\text{U}$ 不純物の計数率の寄与が大きくなるためである。核分裂率比の誤差はそれぞれの核分裂率の比をとるさいの誤差伝播から算定した。

## (2) 劣化ウラン箔による $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率

$^{238}\text{U}$ が中性子を捕獲すると、次の過程をたどって $^{239}\text{Pu}$ に変換される。



照射した箔から生成される $^{239}\text{Np}$ の $r$ 線の光電ピークを捕えて計数する時、 $i$ 種のエネルギーをもつ光電ピークについての $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率 $C_i^{28}$ は次の式で表わす事ができる(ref. 7)。

$$C_i^{28} = \frac{(\lambda^{29} - \lambda^{39}) R_i^{39}}{\eta_i^{39} f_i N^{28} \left[ \frac{\lambda^{29}}{\lambda^{39}} (1 - e^{-\lambda^{39} t_r}) e^{-\lambda^{39} t_c} (1 - e^{-\lambda^{39} t_m}) - \frac{\lambda^{39}}{\lambda^{29}} (1 - e^{-\lambda^{29} t_r}) e^{-\lambda^{29} t_c} (1 - e^{-\lambda^{29} t_m}) \right]} \quad (5)$$

ここで、

- $R_i^{39}$  :  $^{239}\text{Np}$ の $r$ 線エネルギー $i$ の光電ピークを $t_m$ 時間測定したときの積算計数
- $\eta_i^{39}$  :  $^{239}\text{Np}$ の $r$ 線エネルギー $i$ の光電ピークに対するGe検出器測定システムの計数効率
- $f_i$  : 箔の厚みに対する光電ピーク $i$ の $r$ 線自己吸収係数
- $N^{28}$  : 劣化ウラン箔に含まれる $^{238}\text{U}$ の原子数
- $\lambda^{29}, \lambda^{39}$  :  $^{239}\text{U}$ および $^{239}\text{Np}$ のそれぞれの壊変定数
- $t_r$  : 箔の照射時間
- $t_c$  : 待時間
- $t_m$  : 測定時間

である。(5)式の $\lambda^{29}$ と $\lambda^{39}$ にかかわる項を整理して $K(t_r, t_c, t_m)$ と置くと、

$$C_i^{28} = \frac{R_i^{39}}{\eta_i^{39} f_i N^{28} K(t_r, t_c, t_m)} \quad (6)$$

ここで、

$$K(t_r, t_c, t_m) \equiv \frac{1}{\lambda^{29} - \lambda^{39}} \left[ \frac{\lambda^{29}}{\lambda^{39}} (1 - e^{-\lambda^{39} t_r}) e^{-\lambda^{39} t_c} (1 - e^{-\lambda^{39} t_m}) \right. \\ \left. - \frac{\lambda^{39}}{\lambda^{29}} (1 - e^{-\lambda^{29} t_r}) e^{-\lambda^{29} t_c} (1 - e^{-\lambda^{29} t_m}) \right]$$

と簡単に表記される。K(t<sub>r</sub>, t<sub>c</sub>, t<sub>m</sub>)は照射時間、待時間および測定時間の関数として表わされるC<sup>28</sup>の減衰補正係数である。η<sup>39</sup><sub>i</sub>値はi = 106.1 keV, 209.8 keV, 277.6 keVのr線光電ピークに対して較正してある。このη<sup>28</sup><sub>i</sub>値は<sup>239</sup>Npのr線分岐比も含んだ状態で較正されているが、一方、炉内測定においても計数R<sup>39</sup><sub>i</sub>中に同じ値のr線分岐比が含まれているので、(6)式において炉内測定時に較正時と同種の光電ピークiを対応させて求める限りr線分岐比が辺々消去される。f<sub>i</sub>値は箔の厚みに対する次のr線自己吸収の式を用いて算定した。

$$f_i = \frac{1 - e^{-\mu_{mi} \cdot X}}{\mu_{mi} \cdot X} \quad (7)$$

ここで、

x : 箔の厚さ

i : r線エネルギーの種類

μ<sub>mi</sub> : r線iに対するウランの質量吸収係数 (cm<sup>2</sup>/g)

μ<sub>mi</sub>の値として参考文献から以下の値を引用した。<sup>10)</sup>

106.1 keV      μ<sub>m 106</sub> : 1.50      (cm<sup>2</sup>/g)

209.8 keV      μ<sub>m 209</sub> : 1.11      "

277.6 keV      μ<sub>m 277</sub> : 0.610      "

ただし、放射化法では、もし、較正時とFCAにおける測定時に同一箔(形状、厚さ等)を使用すれば、η<sup>39</sup><sub>i</sub>に含まれるf<sub>i</sub>値とFCA測定時のf<sub>i</sub>値は等しくなりr線分岐比の場合と同様に(6)式において辺々消去される。(6)式に付随する誤差については後にまとめて述べる。

### (3) 濃縮ウラン箔による<sup>235</sup>U核分裂率

今、j種の核分裂生成物から発生するk種のr線エネルギーをもつ光電ピークを測定したときの<sup>235</sup>U核分裂率をF<sup>25</sup><sub>j,k</sub>とすると

$$F_{j,k}^{25} = \frac{\lambda_j R_{j,k}^{25}}{y_j^{25} \eta_{j,k}^{25} f_k N^{25} (1 - e^{-\lambda_j t'_r}) e^{-\lambda_j t'_c} (1 - e^{-\lambda_j t'_m})} \quad (8)$$

ここで、

R<sup>25</sup><sub>j,k</sub> : j種の核分裂生成物より発生するr線エネルギーkの光電ピークをt<sub>m</sub>時間測定したときの積算計数

- $y_j^{25}$  :  $j$ 種の核分裂生成物核種の核分裂収率  
 $\eta_{j,k}^{25}$  :  $j$ 種の核分裂生成物核種の  $r$ 線エネルギー  $k$ の光電ピークに対する Ge 検出器測定システムの計数効率  
 $f_k$  : 濃縮ウラン箔の厚さに対する  $r$ 線エネルギー  $k$ の光電ピークの  $r$ 線自己吸収係数  
 $N^{25}$  : 濃縮ウラン箔中に含まれる  $^{235}\text{U}$ の原子数  
 $\lambda_j$  :  $j$ 種の核分裂生成物の壊変定数  
 $t'_r, t'_c, t'_m$  : 照射時間, 待時間および測定時間

である。今、着目する核分裂生成物核種から発生する  $k$ 種の  $r$ 線光電ピークのうちで計測し易い1個の光電ピークを選ぶとし、(8)式において添字  $k$ を省いて簡単化すると

$$F_j^{25} = \frac{\lambda_j R_j^{25}}{y_j^{25} \eta_j^{25} f_j N^{25} (1 - e^{-\lambda_j t'_r}) e^{-\lambda_j t'_c} (1 - e^{-\lambda_j t'_m})} \quad (9)$$

ただし、 $r$ 線自己吸収係数は  $f_j$  ( $j \equiv k$ )となる。

(9)式の  $\lambda_j$ にかかわる項を整理すると、

$$F_j^{25} = \frac{R_j^{25}}{y_j^{25} \eta_j^{25} f_j N^{25} K_j(t'_r, t'_c, t'_m)} \quad (10)$$

ただし、

$$K_j(t'_r, t'_c, t'_m) \equiv \frac{1}{\lambda_j} (1 - e^{-\lambda_j t'_r}) e^{-\lambda_j t'_c} (1 - e^{-\lambda_j t'_m})$$

である。

(10)式を用いて  $F_j^{25}$ を求めた。ここで、 $y_j^{25}$ の値が核分裂を起す中性子のエネルギーに依存することに注意すべきである。校正実験では、箔を熱中性子束の照射で行っているのので、熱エネルギー核分裂時の  $y_j^{25}$ 値の既報のデータを利用した。<sup>11)</sup>一方、実験体系では、FCA炉心の中性子スペクトルに対する  $y_j^{25}$ 値を用いるのが妥当であるが、現在これに対する  $y_j^{25}$ 値は準備されていない。従ってここではFCA-HCLWR炉心が高速炉よりも熱中性子炉に近い中性子スペクトルを持つとの仮定から、熱中性子スペクトルにおける  $y_j^{25}$ 値を採用した。熱中性子スペクトルにおける核分裂生成物の収率  $y_j^{25}$ の使用値をTable 3.4に示す。なお、比較のため核分裂スペクトルに対する  $y_j^{25}$ ,  $y_j^{28}$ 値も同table中に載せてある。 $r$ 線自己吸収係数  $f_j$ は前述(7)式を使って算定した。

#### (4) 反応率比

反応率比  $C_i^{28}/F_j^{25}$ は(6)式と(10)式の比から

$$\frac{C_i^{28}}{F_j^{25}} = y_j^{25} \cdot \frac{\eta_j^{25}}{\eta_i^{39}} \frac{f_j N^{25} R_i^{39} K(t_r, t_c, t_m)}{f_i N^{28} R_j^{25} K_j(t'_r, t'_c, t'_m)} \quad (11)$$

と書き表わせる。(11)式において右辺の  $\eta_j^{25}/\eta_i^{39}$ は反応率比の絶対測定に係る Ge 検出器の計数

効率比である。校正実験から求めた計数効率比  $\eta_j^{25}/\eta_i^{39}$  値を Table 3.5 に示す。ここで Ge 検出器の計数効率を比の形で校正した理由は照射場の熱中性子束  $\phi_{th}$  ( $n/cm^2 \cdot sec$ ) の存在を排除して校正の精度を上げるためである。即ち、 $\eta_j^{25}$  および  $\eta_i^{39}$  の独立校正に必要なとされる照射場の熱中性子束の絶対測定値  $\phi_{th}$  ( $n/cm^2 \cdot sec$ )<sup>注)</sup> を任意の定数とし、 $\phi_{th}$  に計数効率を乗じて  $\phi_{th} \cdot \eta_j^{25}$  および  $\phi_{th} \cdot \eta_i^{39}$  の形で校正した。同一熱中性子束照射の条件のもとに両者の比をとると、 $\phi_{th}$  値は辺々消去されて  $\eta_j^{25}/\eta_i^{39}$  値が得られる。Table 3.5 中には参考のため  $\phi_{th} \cdot \eta_j^{25}$  および  $\phi_{th} \cdot \eta_i^{39}$  値を括弧を付して示してある。

#### (5) 反応率比の測定誤差

反応率比  $C_i^{28}/F_j^{25}$  は(11)式から求められる。しかし、反応率比の誤差評価を行うに当り、あらかじめ反応率  $C_i^{28}$  および  $F_j^{25}$  の誤差の内訳を見ておく必要がある。それ故(6)式と(10)式を使って  $C_i^{28}$  および  $F_j^{25}$  の誤差を調べ、次にこれらをもとに  $C_i^{28}/F_j^{25}$  の最終誤差を求めた。ただし、(6)式中の  $\eta_i^{39}$  および(10)式中の  $\eta_j^{25}$  はそれぞれ Table 3.5 に与えられた ( $\phi_{th} \eta_i^{39}$ ) と ( $\phi_{th} \eta_j^{25}$ ) に置換した。FCA XIV-1 炉心における誤差の算定結果の例を Table 3.6 に示す。FCA の他の炉心の測定についても似た結果が得られている。 $C_i^{28}$  は対象核種である  $^{239}\text{Np}$  の半減期 ( $T_{1/2} = 2.346 \text{ d}$ ) が比較的長く、十分な計数率をもって計測できるので精度良い結果が得られている。 $F_j^{25}$  については、照射直後の計数率は大きい、 $^{239}\text{Np}$  に比べると半減期が短いので [ $T_{1/2} (^{143}\text{Ce}) = 33.0 \text{ h}$ ,  $T_{1/2} (^{133}\text{I}) = 20.9 \text{ h}$ ,  $T_{1/2} (^{97}\text{Zr}) = 16.90 \text{ h}$ ] 全体として計数の統計誤差は大きくなる。 $F_j^{25}$  測定の主な誤差源は、 $\delta R_j$ ,  $\delta \eta_j^{25}$  および  $\delta K_j$  である。3種の光電ピークから求めた反応率  $F_j^{25}$  ( $j = ^{143}\text{Ce}, ^{133}\text{I}, ^{97}\text{Zr}$ ) 間には 2.4% 程の差が生じた。これらの光電ピークを用いて個別に求めた反応率比  $C_i^{28}/F_j^{25}$  ( $i = ^{239}\text{Np}$  277.6 keV,  $j = ^{143}\text{Ce}, ^{133}\text{I}, ^{97}\text{Zr}$ ) を平均して最終的な反応率比  $C_i^{28}/F_j^{25}$  とした。その誤差は個々の  $C_i^{28}/F_j^{25}$  の誤差を重みとする平均誤差を採った。

注) 照射場の  $\phi_{th}$  の絶対測定値は照射した金箔の誘導放射能を  $\beta - \gamma$  同時計数法で測定する事により得る事が可能であるが、測定には厳密な精度が要求される。

Table 3.1 Effective atoms and isotopic composition of fission counters

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

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

Table 3.2 Foil specification

Foil	Dimension	Average weight	Isotope composition
Enriched uranium	12.7mm diam. x 0.025mm thick covered with 0.017mm thick Al.	~ 58mg	$^{234}\text{U}$ : 0.993%, $^{235}\text{U}$ : 93.162% $^{236}\text{U}$ : 0.374%, $^{238}\text{U}$ : 5.471%
Depleted uranium	12.7mm diam. x 0.127mm thick covered with 0.017mm thick Al.	~ 290mg	$^{238}\text{U}$ : 99.96%, $^{235}\text{U}$ : 0.04%



Table 3.3 Errors of micro-fission counter measurement for FCA XIV-1 core

Source of error*	Measured error (%)		
	F <sup>25</sup>	F <sup>49</sup>	F <sup>28</sup>
$\delta C$	0.85	0.96	0.86
$\delta (k \cdot n)$	2.0	2.0	2.0
$\delta f_m$	0.3	0.1	5.1
$\delta F^m$	2.2	2.2	5.5
$\delta F^{49}/F^{25}$ or $\delta F^{28}/F^{25}$	—	3.1	6.0

- \*  $\delta C$  : counting statistics
- $\delta (k \cdot n)$  : uncertainty of calibration for effective atom in the counter
- $\delta f_m$  : uncertainty of correction for fission pulse rate generated from other isotopes
- $\delta F^m$  : total error of measured fission rate

Table 3.4 Yield data of each fission product nuclide  
Thermal spectrum yield

	<sup>143</sup> Ce	<sup>133</sup> I	<sup>97</sup> Zr
$y_j^{25} *$	0.059477	0.067003	0.059471

Fission spectrum yield			
	<sup>143</sup> Ce	<sup>133</sup> I	<sup>97</sup> Zr
$y_j^{25} *$	0.057114	0.066202	0.059628
$y_j^{28} *$	0.045270	0.065836	0.054984

\* Values of  $y_j^{25}$  and  $y_j^{28}$  refer to the ref.11.  
j = Ce-143, I-133, Zr-97

Table 3.5 Calibrated counting efficiencies of Ge detector system

$(\phi_{th} \eta_i^{39})$ a)	$(\phi_{th} \eta_j^{25})$ a)	$\eta_j^{25} / \eta_i^{39}$ b)	Date
$^{239}\text{Np}$ $2.347 \times 10^5 \pm 0.95\%$	$^{143}\text{Ce}$ $1.532 \times 10^6 \pm 1.6\%$	$6.527 \pm 1.9\%$	Nov. 1986
	$^{133}\text{I}$ $1.561 \times 10^6 \pm 1.6\%$	$6.651 \pm 1.8\%$	
	$^{97}\text{Zr}$ $1.137 \times 10^6 \pm 1.8\%$	$4.844 \pm 2.1\%$	

a) Values of  $(\phi_{th} \eta_i^{39})$  and  $(\phi_{th} \eta_j^{25})$  represented here are arbitrary constants related to the thermal flux  $\phi_{th}(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})$  in the irradiated field.

b) Absolute value. The  $\phi_{th}$  value is cancel out by taking the ratio of

$(\phi_{th} \eta_j^{25})$  to  $(\phi_{th} \eta_i^{39})$ .

$i = ^{239}\text{Np}(277.6\text{keV})$ .

$j = ^{143}\text{Ce}(293.2\text{keV}), ^{133}\text{I}(529.8\text{keV}), ^{97}\text{Zr}(743.4\text{keV})$ .

Table 3.6 Error items of foil measurements in FCA XIV-1 core

(1) Source of errors in  $^{238}\text{U}$  capture measurement

$$\delta R_i^{39} = \pm 0.37\%$$

$$\delta (\phi_{th} \eta_i^{39}) = \pm 0.95\%$$

$$\delta N^{28} = \pm 0.1\%$$

$$\delta K = \pm 0.6\%$$

$$\delta P^{a)} = \pm 0.6\%$$

---


$$\delta C_i^{28} = \pm 1.21\%$$

$$\delta C^{28} = \delta C_i^{28} = \pm 1.21\%$$

(2) Source of errors in  $^{235}\text{U}$  fission measurement

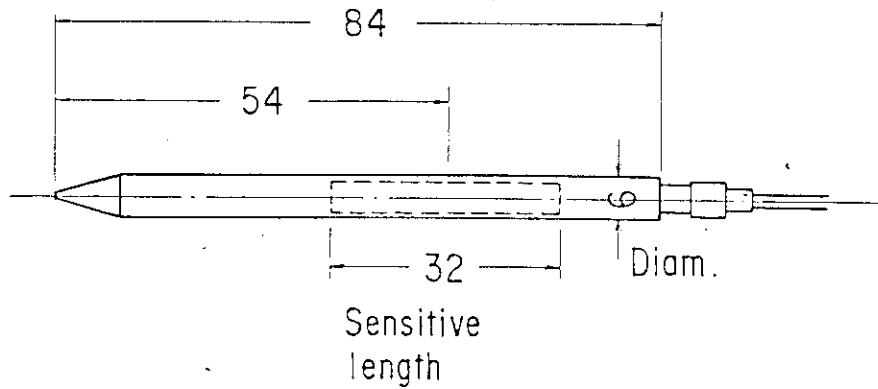
Error(%)

	Ce-143	I-133	Zr-97
$\delta R_j$	1.55	3.63	2.09
$\delta y_j$	—	—	—
$\delta (\phi_{th} \eta_j^{25})$	1.63	1.57	1.82
$\delta N^{25}$	0.2	0.2	0.2
$\delta K_j$	1.37	1.25	0.90
$\delta P^{a)}$	0.7	0.7	0.7
$\delta F_j^{25}$	2.73	4.12	3.00

(3) Measured error of reaction rate ratio

$$\delta (C^{28}/F^{25}) = \pm 2.8\%$$

a) Additional uncertainty of foil position



Fission counter, type 5102

(Dimensions in mm)

Fig. 3.1 Geometry of micro-fission counter

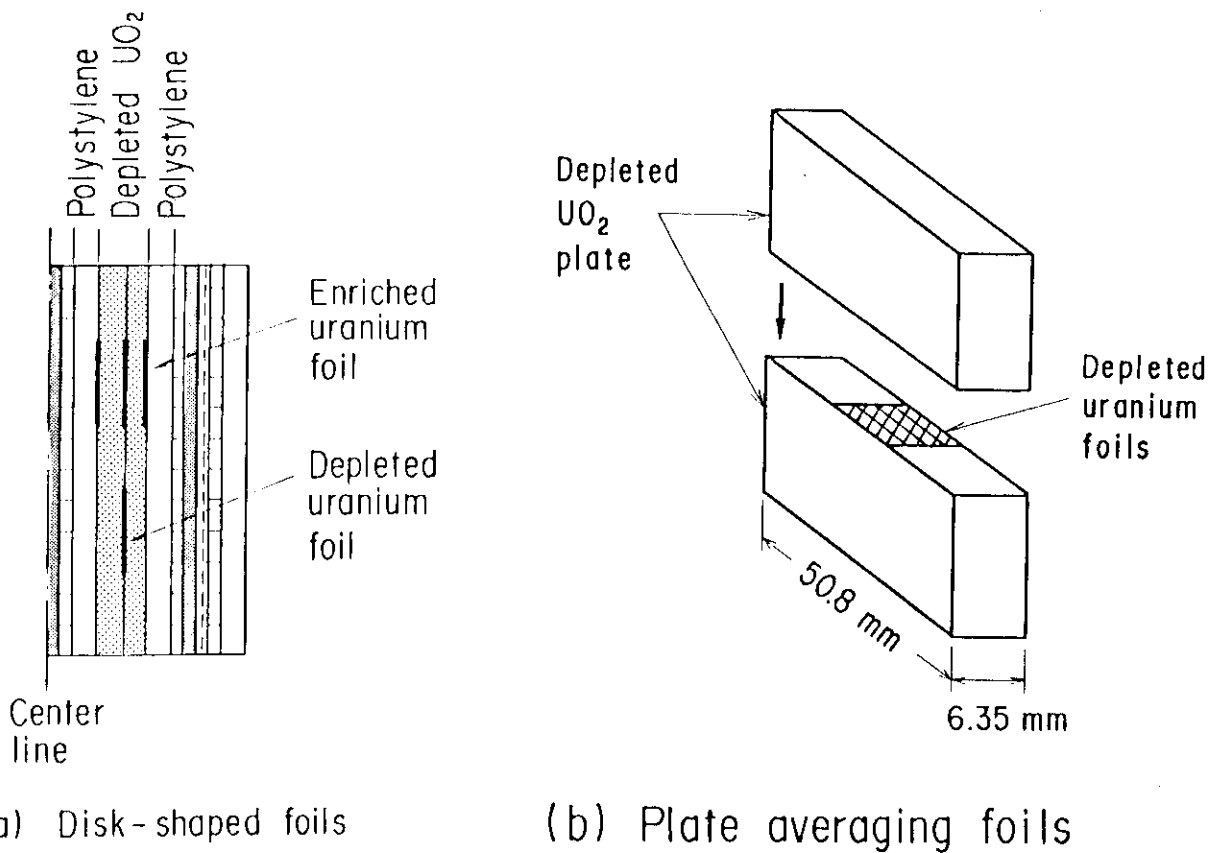


Fig. 3.2 Foil location in depleted  $UO_2$  plate in test zone cell

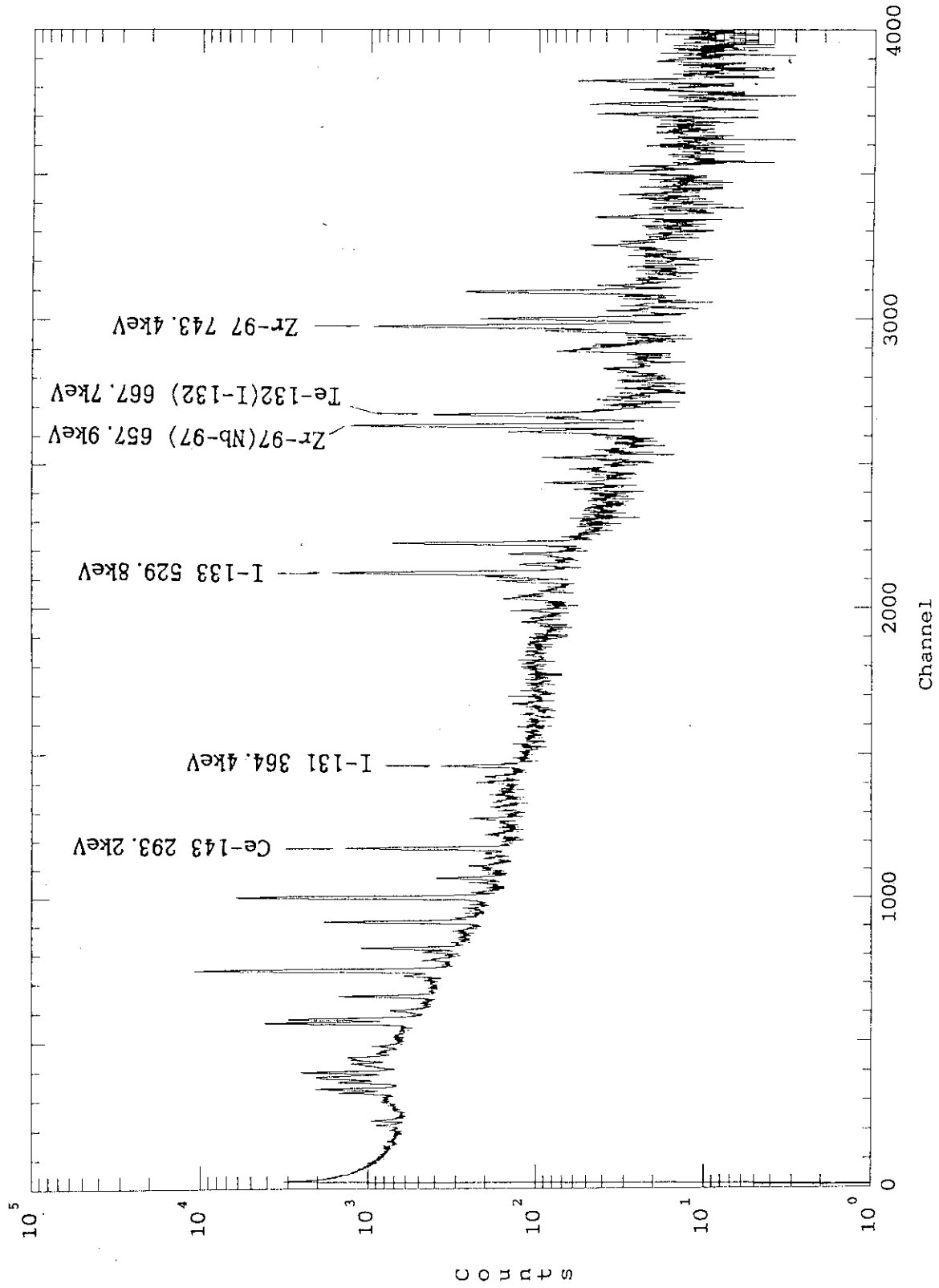


Fig. 3.3  $\gamma$ -ray energy spectrum of enriched uranium foil at 18 hour after irradiation

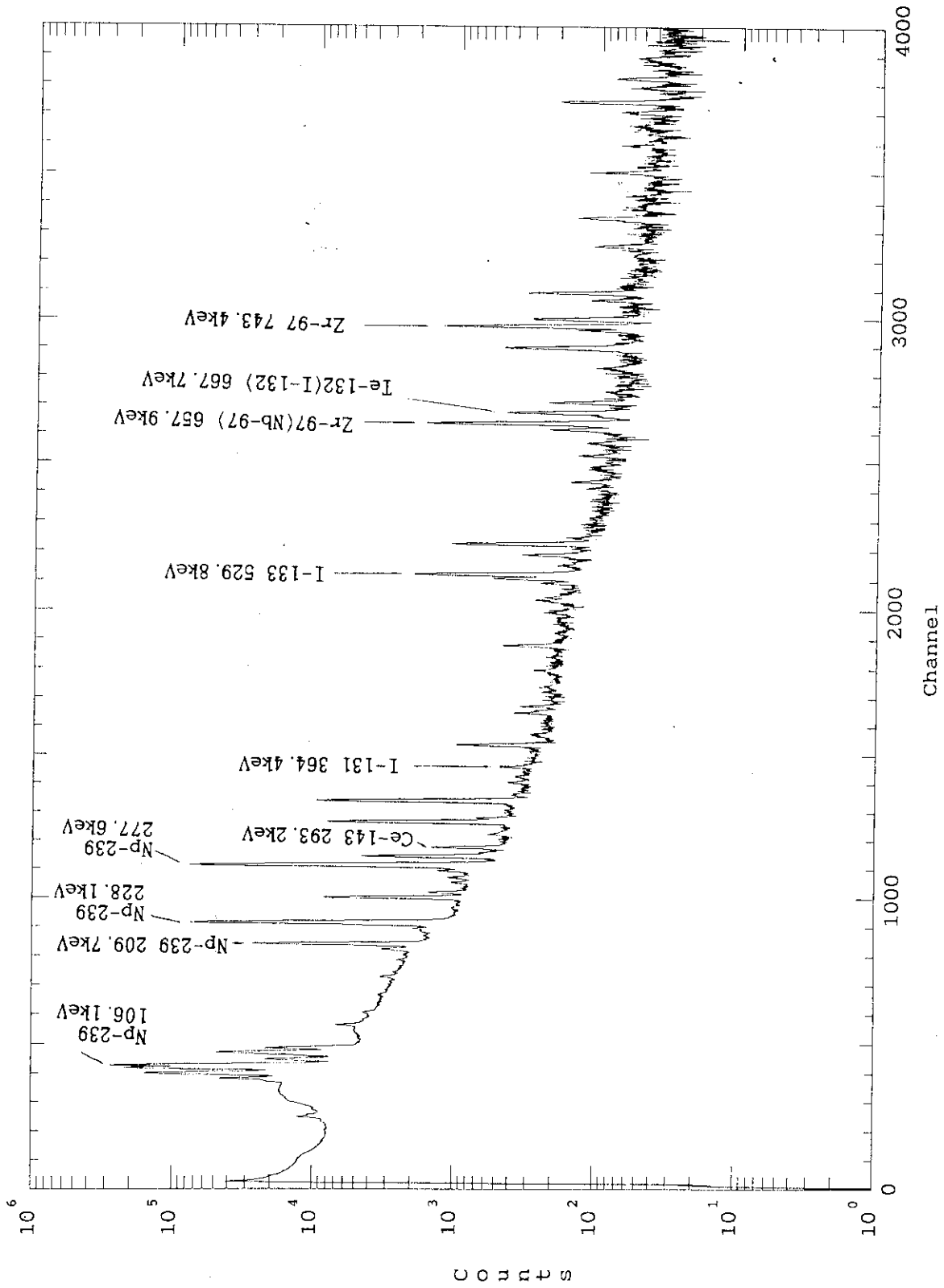
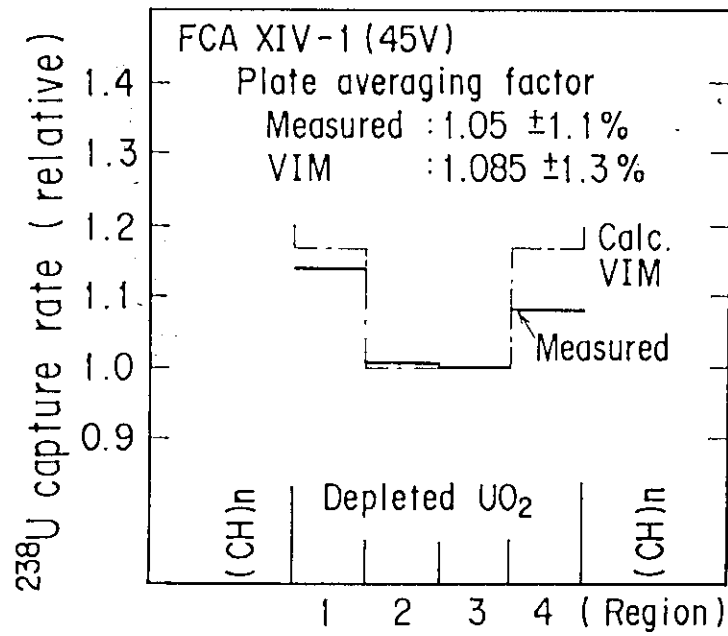
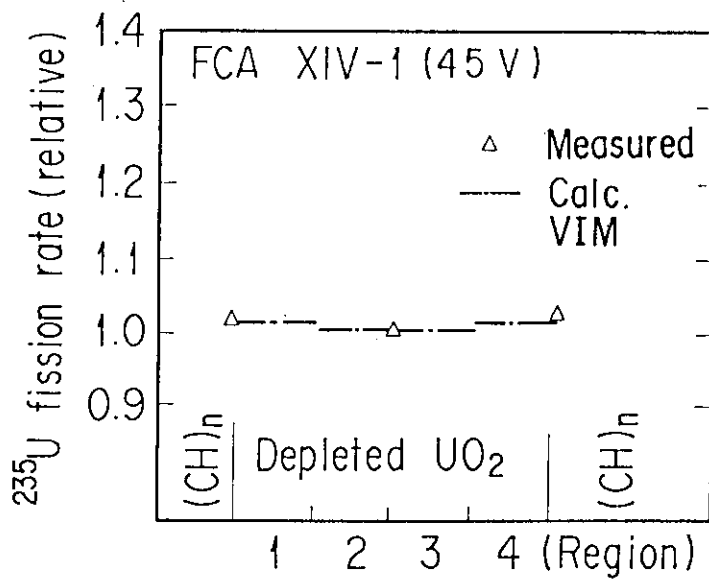


Fig. 3.4  $\gamma$ -ray energy spectrum of depleted uranium foil at 18 hour after irradiation



(a)



(b)

Fig. 3.5 Region-wise reaction rate distribution in 1/4" thick depleted UO<sub>2</sub> plate

## 4. 解析方法

反応率比および核分裂率分布はS R A Cコード・システムを用いて解析を行った。セル計算はJENDL-2核断面積ライブラリーから作成された86エネルギー群の群定数を使い、一次元、無限平板モデルにより行った。計算を行うにあたり、共鳴断面積はNR近似に基づいたTable-look-up法で作成している。

反応率比は測定を行った試験領域の中心およびその付近で中性子スペクトルに基本モードが成立っていると仮定してセル計算により求めた。この仮定の正当性は次章で述べるように、実験的に確認している。セルモデルには試験領域セル (Fig. 2.5 参照) の両側にFCAの単位格子管および燃料引出しの構造材を模擬した不銹鋼板領域 (厚さ 0.22 cm) を付加したものを用いた。即ち、単位セル幅は 5.52 cm である。燃料板内の<sup>235</sup>Uおよび<sup>238</sup>Uの微視的断面積には実効微視的断面積を用い、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>板、ポリスチレン板等の他の領域では無限希釈断面積を用いた。<sup>239</sup>Puに関しては全ての領域で無限希釈断面積を用いた。

小型核分裂計数管による測定値と比較するために、セル平均反応率 $R_v$  (reaction/atom・sec) を次式を用いて計算した。

$$R_v = \frac{\sum_{\ell} \sum_i \phi_{\ell}^i \sigma_{\ell}^i \Delta x_{\ell}}{\sum_{\ell} \Delta x_{\ell}} \quad (12)$$

$i$  : エネルギー群インデックス

$\ell$  : セル内領域のインデックス

ここで、 $\phi_{\ell}^i$  はエネルギー  $i$  群、セル内領域  $\ell$  における中性子束、 $\sigma_{\ell}^i$  はエネルギー  $i$  群、セル内領域  $\ell$  での断面積、 $\Delta x_{\ell}$  は領域  $\ell$  でのセル幅である。 $\Delta x_{\ell}$  を  $\ell$  について加算した単位セル幅は 5.52 cm である。

セル内の中心に配置した小型核分裂計数管の有感長さは 3.2 cm であるので、測定領域は単位セル幅よりやや狭くなっている。この配置でセルの平均反応率をカバーする場合の問題点を検討しておく。もしも、セルの微細構造による反応率の空間的変化が小さく、計数管測定で場所の依存性が現れない場合は、セルをカバーする平均的な反応率が得られると言えよう。FCA XIV-1 および XIV-1 (45V) 炉心において、単位セル内の数点を小型核分裂計数管を移動して反応率を測定したが、測定値間に生ずる差違は高々 1.3% 以内であり場所の依存性は殆んど認められない。従って、上記 2 炉心の場合は、測定値とセルの平均反応率の計算値との妥当な比較ができる。一方、FCA XIV-2 炉心は前の 2 炉心よりやや微細構造の効くセル構成になっていると考えられる。しかし、同炉心では単位セル内の計数管移動実験を行っていないので、(12)式で解析範囲を変えた計算により測定上の配置から生ずる差違を確かめる。解析範囲はセル内の計数管有感領域相当から単位セル幅まで種々に変えた。その結果、有感長さ相当の $R_v$  に対して解析範囲の取り方により $F^{25}$  および $F^{49}$  で最大約 2.5%、 $F^{28}$  で最大 1% の変化がみられた。これらの差違は反応率比 $F^{49}/F^{25}$  では辺々相殺されるので殆んど無視できるが、 $F^{28}/F^{25}$



では+3.5%の差として現れる。この計数管の配置上の補正は厳密には一次元セル計算では難しい。それ故、本報告では単純に(2)式による $R_v$ /単位セルの計算値を測定値と比較した。従って、 $F^{24}/F^{25}$ の計算値は約3.5% (過大評価)の不確かさがあると考えられる。

箔測定の場合は、セル中央のDUO<sub>2</sub>板内の平均反応率を測定しているの、計算も同DUO<sub>2</sub>板の平均反応率を求めて比較した。

試験領域における径方向と軸方向の核分裂率分布については、計算は86群断面積を10群に縮約した断面積を用い、3次元非等方拡散モデルによって行った。この計算を体系の基準計算とし、それに輸送効果の補正を行って計算結果とした。輸送効果の補正は次の手順で行った。即ち、x方向およびz方向を1次元平板体系でモデル化し、それぞれの方向で輸送計算( $S_4P_0$ )と拡散計算を行った。輸送補正係数は、各々の方向の輸送計算と拡散計算の比として求めた。x方向のモデルではバックリングの実験値 $B_y^2$ 、 $B_z^2$ を導入し、y方向とz方向の中性子の漏れを考慮した。z方向モデルについては、 $k_{\text{eff}}$ が1.0になるようにバックリング・サーチを行った。

## 5. 結果および検討

### 5.1 核分裂率分布

FCA XIV-1炉心の試験領域内で測定した径方向および軸方向の核分裂率分布をSRAC計算の結果と共にFig. 5.1およびFig. 5.2に示す。径方向分布はいずれも炉心中心で1に規格化した。一方、軸方向分布の炉心中心はFCAの密着面に相当し、固定側および移動側密着面の両面に厚さ0.8mmの不銹鋼が存在する。この不銹鋼の影響で、中心に極めて近い場所では、特に $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 等低エネルギーで感度の高い核分裂反応の分布が乱される。この影響を避けるため、軸方向分布は、炉心から7.62cm(1.5セル長さ)離れた点で規格化した。測定誤差は径方向分布が±1%以内( $^{237}\text{Np}$ は±2%)、軸方向分布が±2%以内( $^{238}\text{U}$ は±3%以内)である。計算値と測定結果の比較では、径方向分布の計算値は試験領域内の殆どどの部分(0~±19.0cm)で実験値と2%以内で一致しており、軸方向分布についても、同様に試験領域の殆どどの部分(2.5cm~38cm)で3%以内で一致している。ただし、両分布とも、試験領域の境界に近づくとも一致は悪くなっていく。以上の結果は、計算による分布が、境界附近を除いた試験領域内で実験値を良く再現していることを示している。これらの比較に用いた実験値および計算値のデータの詳細はC/E値とともに巻末の表にまとめてある(付録・1章参照)。

核分裂率分布の測定の主要目的は、試験領域内で中性子束に基本モードが成立つ範囲を実験的に確認することにある。中性子エネルギーに対して異なった感度をもつ $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{237}\text{Np}$ など種々の核種の核分裂反応により分布を得るとき、もし、領域内で中性子束に基本モードの関係が成立つならば、これら核種の分布の形は反応の種類に係らず同一形に一致するはずである。径方向分布の場合、Fig. 5.1(a)と5.1(b)に見られるように低エネルギーで感度の高い $^{235}\text{U}$ と $^{239}\text{Pu}$ の分布は広い範囲にわたり良く一致している。しかし、高エネルギーで感度の高い $^{238}\text{U}$ の分布は、炉心中心から約8cmまでは $^{235}\text{U}$ の分布と良く一致しているが、それ以上離れると両者に相違が出てくる。Fig. 5.1(c)は $^{238}\text{U}$ と $^{237}\text{Np}$ の分布を比較したものである。 $^{237}\text{Np}$ の分布は $^{235}\text{U}$ の分布よりはむしろ $^{238}\text{U}$ のそれにほとんど近いことが解る。この事は、 $^{237}\text{Np}$ のしきい値以上の反応では分布に殆んど相違が見られないことを示している。分布の一致の様子をさらに明瞭に見るため、得られた径方向分布の比をプロットした。結果をFig. 5.3に示す。各々の核分裂率分布は炉心中心で1に規格化した。 $^{239}\text{Pu}_f / ^{235}\text{U}_f$ の分布は予想どおり広い範囲で平坦性が確保されている。しかし、 $^{238}\text{U}_f / ^{235}\text{U}_f$ の分布の場合は、平坦性は測定誤差を考慮すると炉心中心から約±8cmの範囲に限られる。 $^{237}\text{Np}_f / ^{235}\text{U}_f$ の場合も $^{238}\text{U}_f / ^{235}\text{U}_f$ と同様の範囲を示している。

軸方向分布の場合、いずれの核種についても試験領域の境界附近を除く広い範囲(2.54cm~約38cm)で互いに良く一致している。これらの結果は、本炉心がゾーン装荷型であるため、試験領域の径方向については外側ドライバーの影響が大きく、軸方向では小さい事を意味している。以上から、FCA XIV-1炉心の試験領域では、径方向で約±8cm、軸方向で約38cm

の範囲で基本モードが成立している事が確認できた。

FCA XIV-1 (45V) 炉心の試験領域はFCA XIV-1炉心のそれに比べて幾何学的バックリングが小さな体系になっている。 $^{235}\text{U}$ および $^{239}\text{Pu}$ の径方向分布は殆んど平坦的である。FCA XIV-1 (45V) 炉心の径方向核分裂率分布の例をFig. 5.4に、また軸方向分布の例をFig. 5.5に示す。これらの分布形の比較から、FCA XIV-1 (45V) 炉心においても、径方向および軸方向についてXIV-1炉心とほぼ同様な基本モード領域をもっている事が確認された。実験データを計算値とC/E値と共に巻末に示す(付録・2章参照)。核分裂率分布は小型核分裂計数管による測定値を主データとして使用しているが、FCA XIV-1 (45V) 炉心では、他に、ウラン箔を用いて $^{235}\text{U}$ および $^{238}\text{U}$ の核分裂率分布も得ている。しかし、今回の箔測定は精度があまり良くないことから分布評価には用いず参考データにとどめた(付録・3章参照)。

FCA XIV-2 炉心では核分裂率分布の測定は行っていない。しかし、上述の2炉心の結果は、試験領域内で計算による分布が良く測定値を再現している事を示している。それ故、FCA XIV-2 炉心については、計算により基本モード領域を確定した。この炉心は、幾何学的バックリングがFCA XIV-1に近い体系であり(ref. 1)、XIV-1炉心と同様な基本モード領域をもっている結果を得ている。

## 5.2 反応率比

FCA XIV-1 (45V)、XIV-1 (基準形) およびXIV-2 炉心は、前述のごとく、試験領域のH/U原子数比の増加とともに中性子スペクトルが、順次、軟化している体系になっている。この様な条件下で反応率比は大きく変化する事が予想される。これら炉心の反応率に関する特徴を知るため、炉内のエネルギー別核分裂反応の割合を計算により調べた。結果をTable 5.1に示す。エネルギー領域は、I. 高速エネルギー領域、II. 共鳴エネルギー領域、III. 熱エネルギー領域に大別し、各炉心の核分裂の総数は1に規格化してある。3炉心を通じて、核分裂の起る割合は共鳴エネルギー領域がかなりの部分を占め約30%~56%に達している事が解る。この結果は、共鳴エネルギー領域の核断面積の取扱いが計算において極めて重要であることを示している。中性子スペクトルが軟化するにつれて、核分裂の割合は熱エネルギー成分が増加し、反対に、高速エネルギー成分が減少する。最も中性子スペクトルの軟かいFCA XIV-2 炉心では、核分裂の割合は熱エネルギー領域が支配的になり全体の約57.4%を占めている。

FCA XIV-1 (45V)、XIV-1 およびXIV-2 炉心で測定した炉心中心の反応率比、SRAC-JENDL-2による計算値および計算値対実験値比(C/E)の集約をTable 5.2に示す。反応率比の実験値は3炉心間で大きく変化しており、炉心中性子スペクトルの変化を良くあらわしている。反応率比の中では、 $\text{C}^{28}/\text{F}^{25}$ と $\text{F}^{28}/\text{F}^{25}$ が中性子エネルギーに対して特に敏感に変化し、これらの値は中性子スペクトルの軟化につれて大きく減少している。一方、 $\text{F}^{49}/\text{F}^{25}$ の場合は成分である $\text{F}^{49}$ と $\text{F}^{25}$ が中性子エネルギーに対して似た応答をするので、比をみるとさほど大きな変化は現れない。

反応率比の計算値と実験値を比較し、3炉心間でC/Eの傾向を調べた。反応率比 $C^{28}/F^{25}$ の計算値と実験値の一致はあまり良くなく、計算値は $C^{28}/F^{25}$ の実験値を約8%~10%過大に評価している。低エネルギー側については、 $F^{49}/F^{25}$ は3炉心とも計算値は過小評価になっている。しかし、これらのC/E間には中性子スペクトルに関する依存性がみられ、炉心中性子スペクトルが最も軟かいFCA XIV-2 炉心ではC/Eが1に近い値となる。核設計の立場から計算値の精度評価を行う場合、C/E値にスペクトル依存性があるのは好ましくない傾向である。さらに詳細な検討が必要とされる。高エネルギー側に関して、 $F^{28}/F^{25}$ の計算値はFCA XIV-1 (45V) およびXIV-1 炉心で実験値を約10%過大に評価しており、XIV-2 炉心で約20%の過大評価になっている。XIV-2 炉心のC/E値がとりわけ大きいのは、中性子スペクトルが軟かい炉心でのNU計数管の使用が $F^{28}$ の測定誤差を大きくしている事があげられる。また、同炉心ではセル微細構造による反応率の局所的变化が他の2炉心より大きく、計数管の測定における配置の影響が出るが、計算はこの影響を無視したので約3.5%の不確かをもつ事も差違の一因にあげられよう。しかし、これらの要因を考慮しても、計算値と実験値との差は大きい。さらに計算上の検討が望まれる。次回のPu燃料装荷によるPhase-2実験では、 $F^{28}/F^{25}$ を小型分裂計数管測定に加えてウラン箔による測定も行い、両者を比較検討する計画を進めている。

Table 5.1 Energy breakdown of fission reactions in FCA-HCLWR cores

Energy region <sup>a)</sup>	XIV-1(45V) <sup>b)</sup>	XIV-1 <sup>b)</sup>	XIV-2 <sup>b)</sup>
I . 10MeV ~ 67.4keV	0.226	0.172	0.126
II . 67.4keV ~ 0.683eV	0.563	0.445	0.300
III . 0.683eV ~ 10 <sup>-5</sup> eV	0.211	0.383	0.574

a) Group I : Fast energy region  
 Group II : Resonance energy region  
 Group III : Thermal energy region

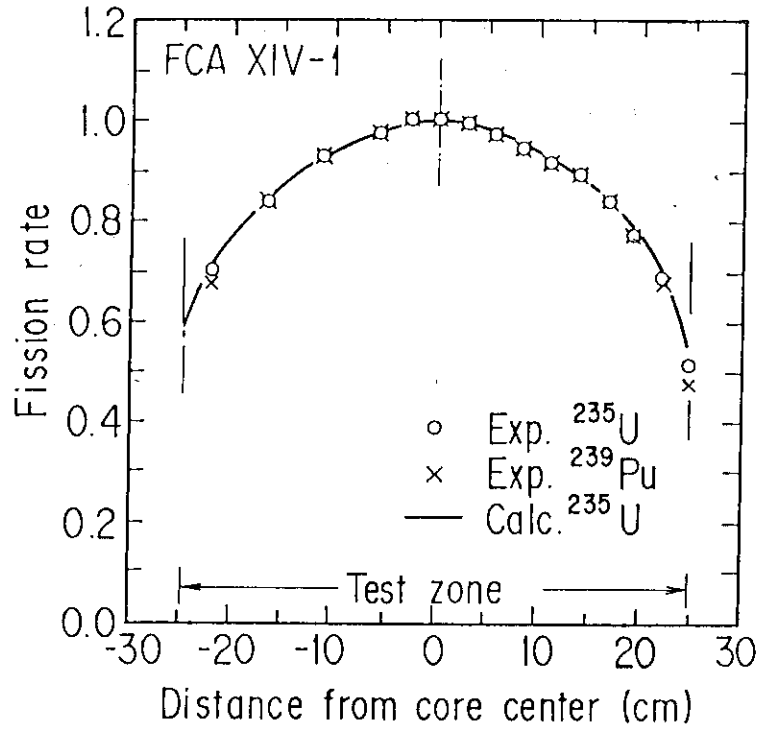
b) Total fission reaction for each core is normalized to unity.

Table 5.2 Central reaction rate ratios and C/E ratios in the FCA-HCLWR cores

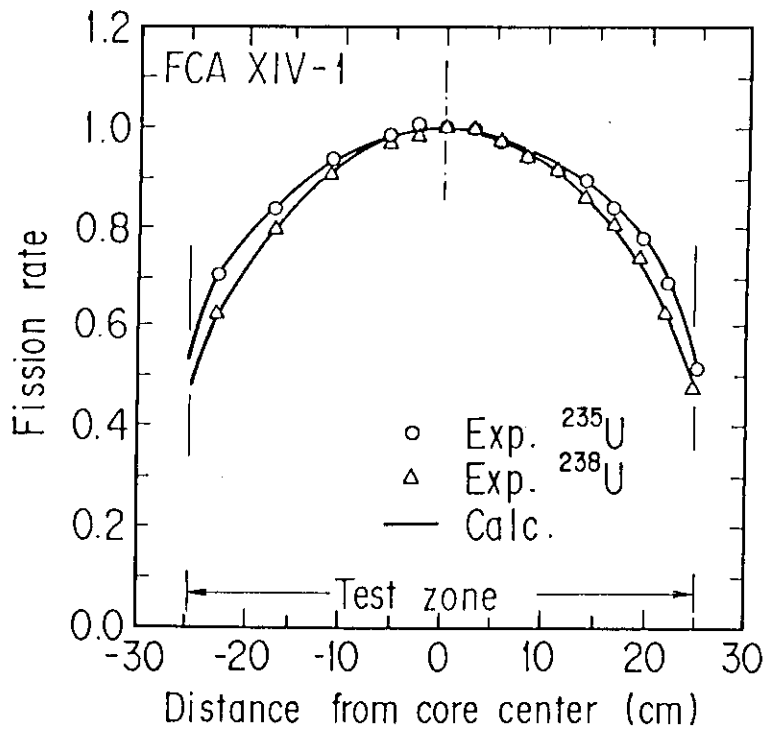
Core	Reaction rate ratio	Experimental	Calculated SRAC	C/E
FCA	$F^{49}/F^{25}$ <sup>a)</sup>	2.083 ± 3.0%	1.894	0.910
XIV-1	$F^{28}/F^{25}$ <sup>a)</sup>	0.00798 ± 5.0%	0.00881	1.104
(45V)	$C^{28}/F^{25}$ <sup>b)</sup>	0.0549 ± 2.2%	0.05917	1.078
FCA	$F^{49}/F^{25}$ <sup>a)</sup>	2.353 ± 3.1%	2.248	0.955
XIV-1	$F^{28}/F^{25}$ <sup>a)</sup>	0.00568 ± 6.0%	0.00635	1.118
(reference)	$C^{28}/F^{25}$ <sup>b)</sup>	0.0377 ± 2.8%	0.04144	1.100
FCA	$F^{49}/F^{25}$ <sup>a)</sup>	2.282 ± 3.1%	2.272	0.996
XIV-2	$F^{28}/F^{25}$ <sup>a)</sup>	0.00288 ± 9.1%	0.00348	1.208
	$C^{28}/F^{25}$ <sup>b)</sup>	0.0241 ± 2.4%	0.02623	1.087

a) : Measured by a micro fission counter

b) : Measured by foils located in the depleted UO<sub>2</sub> plate

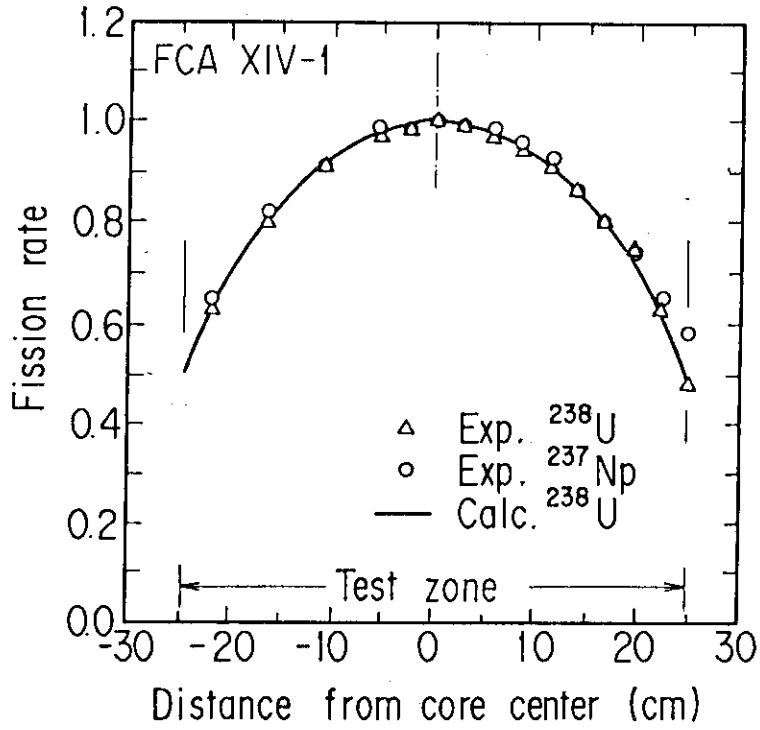


(a)  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  fissions



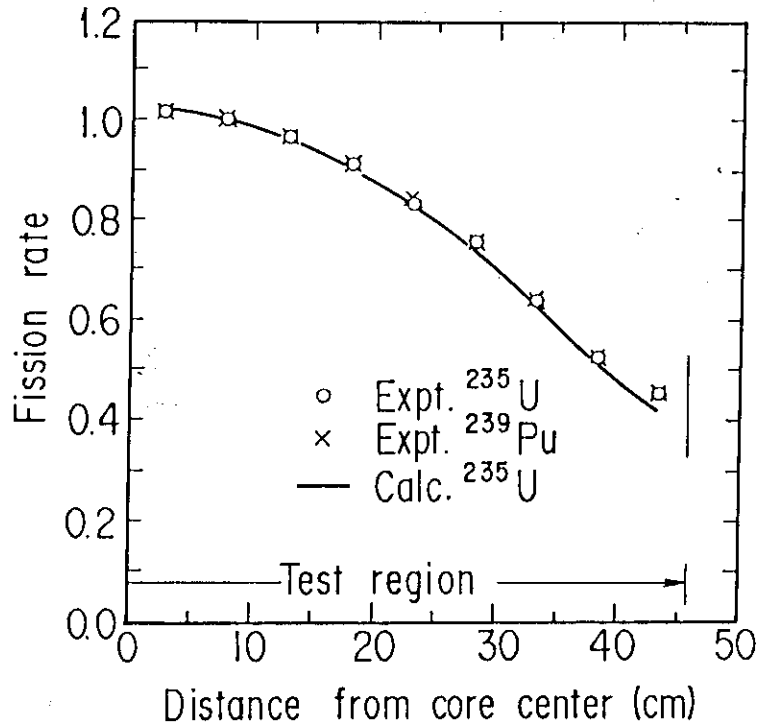
(b)  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  fissions

Fig. 5.1 Radial fission rate distributions in test zone of FCA XIV-1 core

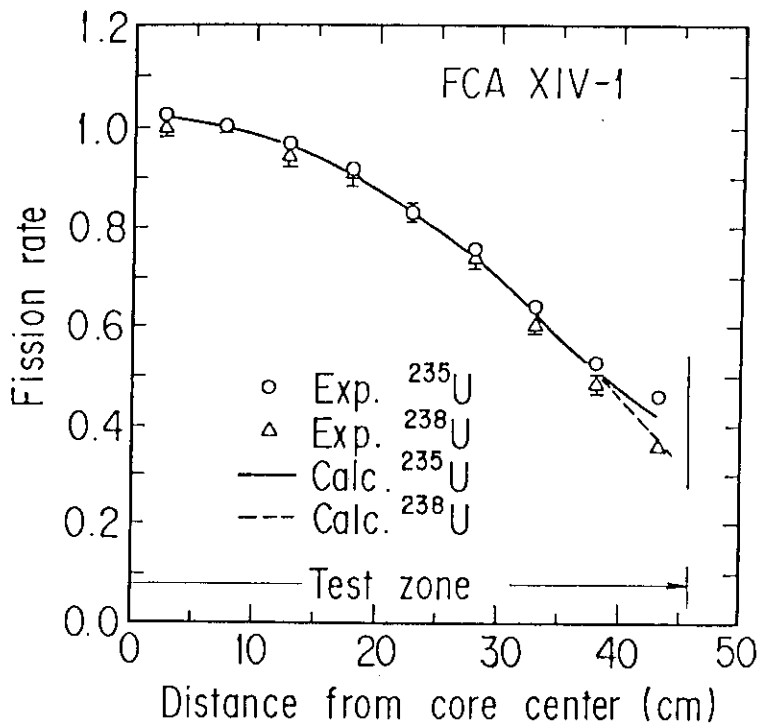


(c)  $^{238}\text{U}$  and  $^{237}\text{Np}$  fissions

Fig. 5.1 Radial fission rate distributions in test zone of FCA XIV-1 core (continued)



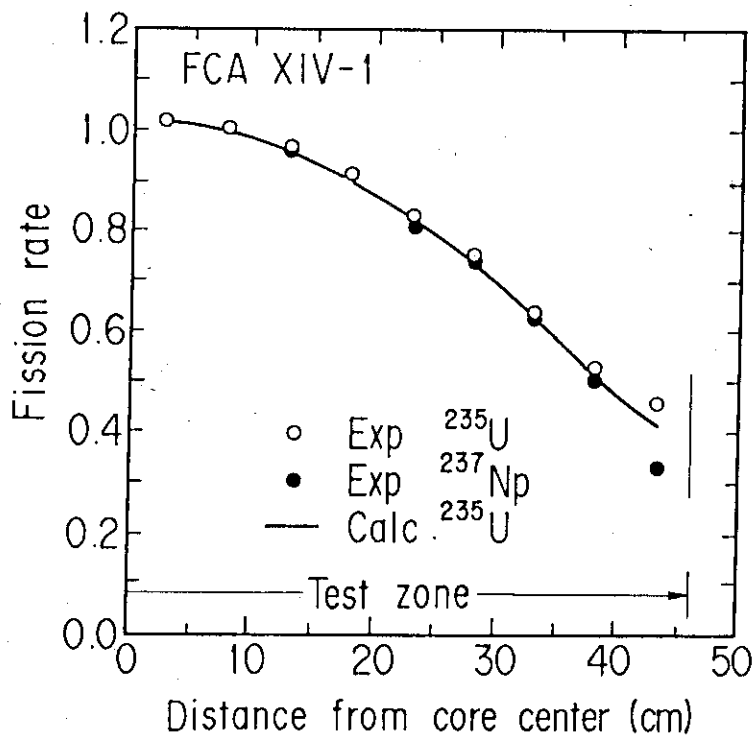
(a)  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  fissions



(b)  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  fissions

Fig. 5.2 Comparison of axial  $^{235}\text{U}(n, f)$  and  $^{239}\text{Pu}(n, f)$  distributions at OR in FCA XIV-1 test region





(c)  $^{235}\text{U}$  and  $^{237}\text{Np}$  fissions

Fig. 5.2 Comparison of axial  $^{235}\text{U}(n, f)$  and  $^{239}\text{Pu}(n, f)$  distributions at OR in FCA XIV-1 test region (Continued)

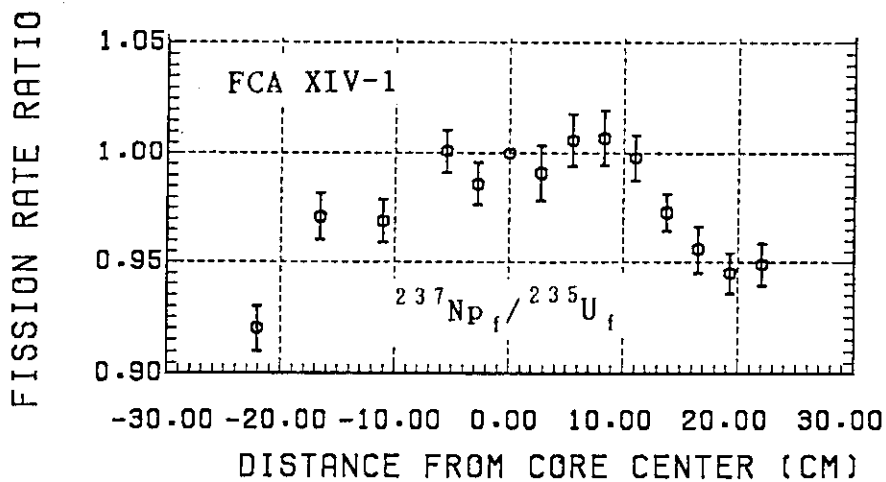
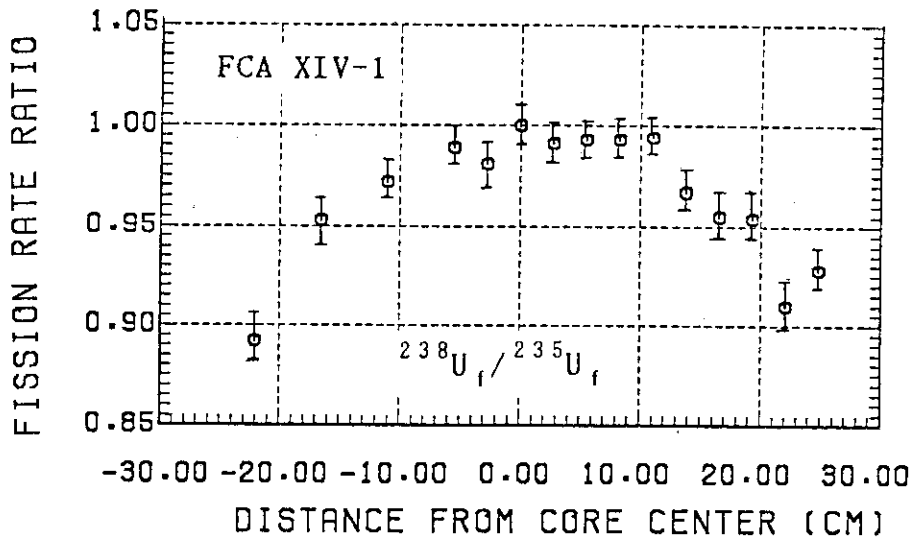
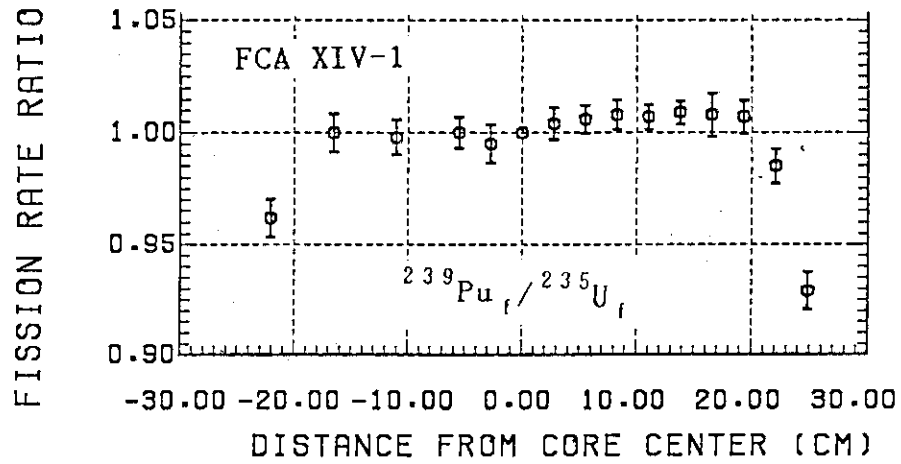
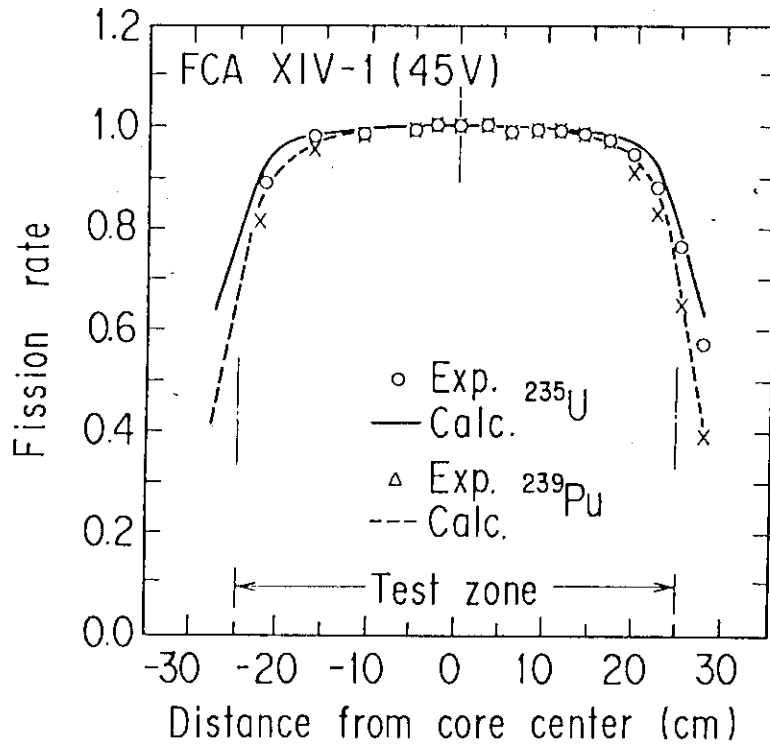
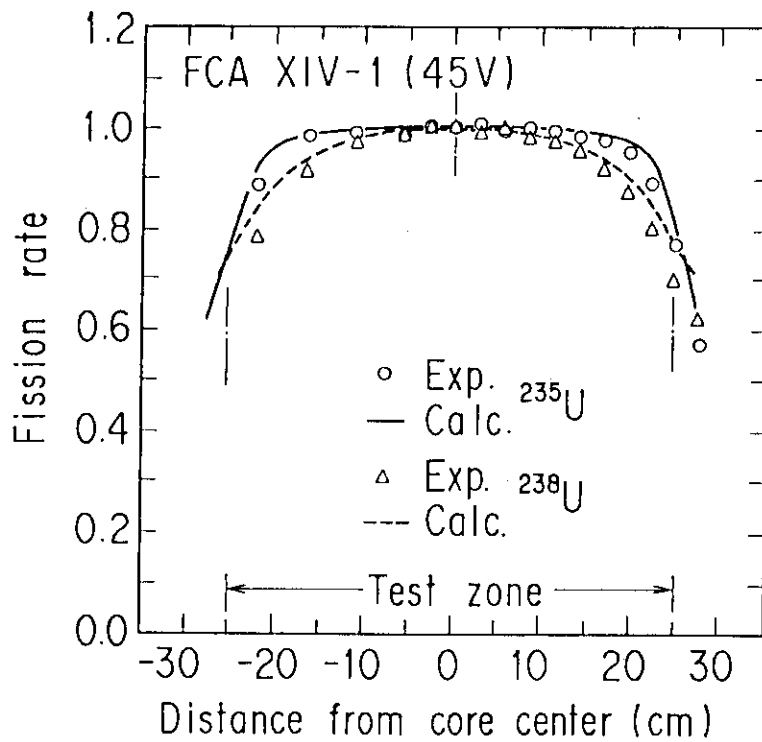


Fig. 5.3 Radial distributions of fission rate ratios (normalized)



(a)  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  fissions



(b)  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  fissions

Fig. 5.4 Radial fission rate distributions in test zone of FCA XIV-1(45V) core

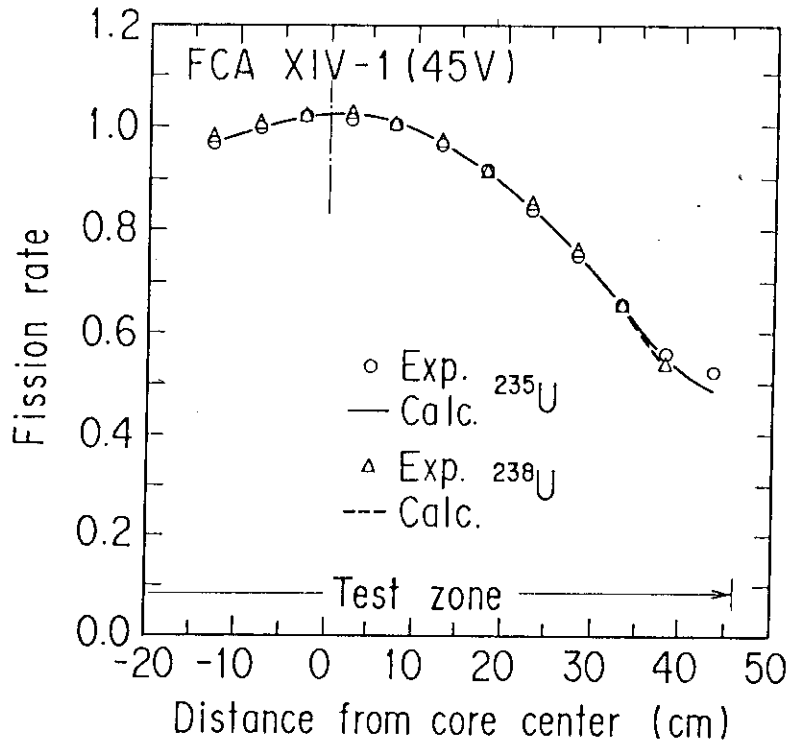


Fig. 5.5 Axial fission rate distributions in test zone of FCA XIV-1(45V) core

## 6. 結 語

FCAにおける高転換軽水炉模擬実験のPhase-1実験において、炉内の核分裂率分布および反応率比を測定し計算値と比較検討した。

FCA XIV-1 および XIV-1 (45V) 炉心の試験領域で $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$  および  $^{237}\text{Np}$  の4種の中性子エネルギー感度の異なる検出器で核分裂率分布を測定し、基本モードが成立つ領域の確定を行った。その結果、試験領域の径方向には約8cm、軸方向には軸方向の境界内側付近を除く殆どどの範囲で基本モードが確立している事が実験的に検証できた。また、試験領域内で核分裂率分布の計算値は測定値と±2%の測定誤差範囲内で良く一致しているので、計算値からも基本モードが成立つ領域の推定が十分にできることが明らかになった。

反応率比 $C^{28}/F^{25}$  および  $F^{28}/F^{25}$  は炉心のH/U原子数比に対して感度が良く、3炉心間の中性子スペクトルの変化を良く捕えている。

反応率比について、JENDL-2-SRACの計算結果を実験値と比較したが、両者の間で一致はあまり良くない。燃料の転換比に関係する積分量として興味ある $C^{28}/F^{25}$ の場合、計算値は3炉心を通じて実験値を8%~10%過大に予測していることが解った。一方、 $F^{49}/F^{25}$ の計数値はいずれも実験値を過小に予測しているが、これらのC/E値には中性子スペクトル依存性があり、炉心の中性子スペクトルが軟化するとC/Eは著るしく改善される傾向を示している事が指摘される。 $F^{28}/F^{25}$ については、計算値はFCA XIV-1 (45V) および XIV-1 炉心で約10%過大に予想され、中性子スペクトルが最も軟かいFCA XIV-2 炉心では約20%過大予測になっている。同炉心のように中性子スペクトルの軟かい炉心では $F^{28}/F^{25}$ の実験誤差を増す方向に作用するが、実験誤差の大きさを考慮しても計算値と実験値の差が大きく、今後の計算上の検討が望まれる。

計算は、JENDL-2/SRACのみで行っているが反応率に関して、C/E値が必ずしも満足すべき結果となっていない。検討のため、異なった核断面積ライブラリーを用いた計算を行ってみるのも興味深い。

## 謝 辞

本研究を遂行するにあたって、多くの御支援と助言を頂いた吉田弘幸氏(現在、本部企画室)および高速炉物理研究室中野正文室長に深く感謝いたします。また、実験にさいし御助力頂いた炉物理施設管理室早坂克久氏およびFCA管理機関員の諸氏に感謝の意を表わします。

## 6. 結 語

FCAにおける高転換軽水炉模擬実験のPhase-1実験において、炉内の核分裂率分布および反応率比を測定し計算値と比較検討した。

FCA XIV-1およびXIV-1(45V)炉心の試験領域で $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$ および $^{237}\text{Np}$ の4種の中性子エネルギー感度の異なる検出器で核分裂率分布を測定し、基本モードが成立つ領域の確定を行った。その結果、試験領域の径方向には約8cm、軸方向には軸方向の境界内側付近を除く殆どどの範囲で基本モードが確立している事が実験的に検証できた。また、試験領域内で核分裂率分布の計算値は測定値と±2%の測定誤差範囲内で良く一致しているので、計算値からも基本モードが成立つ領域の推定が十分にできることが明らかになった。

反応率比 $C^{28}/F^{25}$ および $F^{28}/F^{25}$ は炉心のH/U原子数比に対して感度が良く、3炉心間の中性子スペクトルの変化を良く捕えている。

反応率比について、JENDL-2-SRACの計算結果を実験値と比較したが、両者の間で一致はあまり良くない。燃料の転換比に関係する積分量として興味ある $C^{28}/F^{25}$ の場合、計算値は3炉心を通じて実験値を8%~10%過大に予測していることが解った。一方、 $F^{49}/F^{25}$ の計数値はいずれも実験値を過小に予測しているが、これらのC/E値には中性子スペクトル依存性があり、炉心の中性子スペクトルが軟化するとC/Eは著るしく改善される傾向を示している事が指摘される。 $F^{28}/F^{25}$ については、計算値はFCA XIV-1(45V)およびXIV-1炉心で約10%過大に予想され、中性子スペクトルが最も軟かいFCA XIV-2炉心では約20%過大予測になっている。同炉心のように中性子スペクトルの軟かい炉心では $F^{28}/F^{25}$ の実験誤差を増す方向に作用するが、実験誤差の大きさを考慮しても計算値と実験値の差が大きく、今後の計算上の検討が望まれる。

計算は、JENDL-2/SRACのみで行っているが反応率に関して、C/E値が必ずしも満足すべき結果となっていない。検討のため、異なった核断面積ライブラリーを用いた計算を行ってみるのも興味深い。

## 謝 辞

本研究を遂行するにあたって、多くの御支援と助言を頂いた吉田弘幸氏(現在、本部企画室)および高速炉物理研究室中野正文室長に深く感謝いたします。また、実験にさいし御助力頂いた炉物理施設管理室早坂克久氏およびFCA管理機関員の諸氏に感謝の意を表わします。

## 参 考 文 献

- 1) Osugi T., et al. : "Investigation on Criticality and Infinite Multiplication Factor of High Conversion Light Water Reactor Using Zone-Type FCA-HCLWR Core Fueled with Enriched Uranium" J. Nucl. Sci. Technol., 26 [5], 477 (1989).
- 2) Osugi T., et al. : "Reactor Physics Experiments and Analysis on High Conversion Light Water Reactor," Intern. React. Physics Conf., 4B, Jackson, Wyoming, Vol. II, II-361 (1988).
- 3) Nakagawa T., (Ed.) : "Summary of JENDL-2 General Purpose File," JAERI-M 84-103 (1984).
- 4) Tsuchihashi K., Ishiguro Y., Kaneko K., et al. : "Revised SRAC Code System," JAERI 1302 (1986).
- 5) 根本龍男, 大部 誠 : "箔実験におけるデータ処理コードシステム," JAERI-M 84-147 (1984).
- 6) 根本龍男 : "小型計算機による $\gamma$ 線スペクトル解析コード"GSFIT", JAERI-M 84-104 (1984)。
- 7) 小林圭二, 溝尾宣辰, 引田実弥 : "FCA V-2 集合体における $^{238}\text{U}$ 中性子捕獲率の絶対測定," JAERI-M 9054 (1980)。
- 8) Brumbach S.B. and Maddison D.W. : "Reaction Rate Calibration Techniques at ZPPR for  $^{239}\text{Pu}$  Fission,  $^{235}\text{U}$  Fission,  $^{238}\text{U}$  Fission, and  $^{238}\text{U}$  Capture," ANL-82-38, ANL Illinois (1982).
- 9) Milton L.J. : "VIM User's Guide," ANL Illinois (1980).
- 10) Hummel J.H. : "Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients from 10 keV to 100 GeV," NSRDS-NBS, 29 (1969).
- 11) Tasaka K., Ihara H., Akiyama M. : "JNDC Nuclear Data Library of Fission Products," JAERI 1287 (1983).

## 付録 核分裂率分布の測定値および計算値のデータ

## 1. FCA XIV-1 炉心の核分裂率分布

径方向核分裂率分布をTable A 1.1~A 1.4 に、軸方向核分裂率分布をTable A 1.5~A 1.8 に示す。測定はいずれも小型核分裂計数管を使用して行った。表中に記した“position”は本文中のFig. 2.2~2.4中に示す位置に対応している。 $^{237}\text{Np}$ については、測定分布は得られているが、解析は $^{237}\text{Np}$ の入力核断面積データの準備不足のため行っていない。従って測定分布のみ表に掲げた。

径方向の測定データは炉心中心で1に規格化した。測定誤差は一点につき数回の計数率の標準偏差、および規格化による誤差伝播から見積った。なお、トラバース実験は同一計数管を用いて行っているため、計数管中の実効原子数の不確かさは、分布に一樣に現れる。従って、相対分布測定の場合は規格化によってこの誤差は消去される。計算は3次元拡散計算を基準計算(Base calc.)とし、これに輸送補正係数 $T. C. = \text{Tr}/\text{Diff}$ を乗じて結果(Corrected)とした。ここでTrおよびDiffは一次元モデルによるxまたはz方向の輸送計算と拡散計算である。軸方向分布は2z(中心より7.62 cm)の位置で規格化し、径方向分布と同様の手順でデータを処理した。

## 2. FCA XIV-1 (45V) 炉心の核分裂率分布

径方向分裂率分布をTable A 2.1~A 2.4 に、軸方向核分裂率分布をTable A 2.5~A 2.8 に示す。測定値はいずれも小型分裂計数管を用いて得ている。

## 3. FCA XIV-1 (45V) 炉心の核分裂率分布-2

箔の照射はセル内右側の $\text{DUO}_2$ 板の位置で行った。この位置の $\text{DUO}_2$ 板(2"-2"-1/4")を2枚の薄い $\text{DUO}_2$ 板(2"-2"-1/8")に置換えてその間に箔を挟んで固定した。この様な配置で箔を順次、径方向または軸方向に並べて照射した。濃縮ウラン箔は2W-20分間、劣化ウラン箔は12W-60分間の照射を行った。分布測定では簡便のため、 $r$ 線光電ピークの解析は行わず、核分裂生成物から発生する600 keV以上の $r$ 線を計数した。径方向および軸方向の核分裂率分布をTable A 3.1~A 3.5 に示す。測定誤差は、計数率の統計的変動による不確かさ、箔の放射能減衰の補正の不確かさおよび分布の規格化による誤差伝播から見積った。



Table A1.1 Radial U-235 fission rate distribution at position 1Z and  
C/E in FCA Assembly XIV-1  
(measured by micro fission counter)

Position	Distance (CM)	Experi.	Error (%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-4.0R	-22.08	0.702	0.62	0.756	0.947	0.716	1.020
-3.0R	-16.56	0.842	0.76	0.874	0.971	0.849	1.012
-2.0R	-11.04	0.936	0.54	0.943	0.988	0.932	0.996
-1.0R	-5.52	0.982	0.55	0.986	0.997	0.982	1.000
-0.5R	-2.76	1.002	0.50	0.997	0.998	0.995	0.993
0.0R	0.0	1.000	0.00	1.000	1.000	1.000	1.000
0.5R	2.76	0.997	0.60	0.997	0.998	0.995	0.998
1.0R	5.52	0.973	0.52	0.986	0.997	0.982	1.010
1.5R	8.28	0.944	0.57	0.967	0.993	0.961	1.018
2.0R	11.04	0.919	0.44	0.943	0.988	0.932	1.014
2.5R	13.80	0.891	0.43	0.912	0.981	0.895	1.004
3.0R	16.56	0.841	0.84	0.874	0.971	0.849	1.010
3.5R	19.32	0.775	0.54	0.827	0.959	0.793	1.023
4.0R	22.08	0.687	0.63	0.756	0.947	0.716	1.041
4.5R	24.84	0.513	0.60	0.580	0.931	0.540	1.053

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A1.2 Radial Pu-239 fission rate distribution at position 1Z and  
C/E in FCA Assembly XIV-1  
(measured by micro fission counter)

Position	Distance (CM)	Experi.	Error (%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-4.0R	-22.08	0.675	0.61	0.735	0.951	0.699	1.035
-3.0R	-16.56	0.841	0.41	0.874	0.971	0.849	1.011
-2.0R	-11.04	0.934	0.59	0.943	0.988	0.932	0.998
-1.0R	-5.52	0.982	0.40	0.985	0.997	0.981	0.999
-0.5R	-2.76	0.996	0.52	0.996	0.998	0.994	0.998
0.0R	0.0	1.000	0.00	1.000	1.000	1.000	1.000
0.5R	2.76	1.001	0.40	0.996	0.998	0.994	0.993
1.0R	5.52	0.978	0.33	0.985	0.997	0.981	1.003
1.5R	8.28	0.952	0.35	0.967	0.993	0.960	1.009
2.0R	11.04	0.925	0.36	0.943	0.988	0.932	1.007
2.5R	13.80	0.899	0.30	0.912	0.981	0.895	0.995
3.0R	16.56	0.848	0.47	0.874	0.971	0.849	1.000
3.5R	19.32	0.781	0.54	0.822	0.960	0.789	1.010
4.0R	22.08	0.677	0.45	0.735	0.951	0.699	1.033
4.5R	24.84	0.477	0.68	0.502	0.942	0.473	0.992

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A1.3 Radial U-238 fission rate distribution at position 1Z and  
C/E in FCA Assembly XIV-1  
(measured by micro fission counter)

Position (CM)	Distance (CM)	Experi.	Error (%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-4.0R	-22.08	0.630	0.82	0.660	0.949	0.626	1.001
-3.0R	-16.56	0.803	0.78	0.820	0.977	0.801	1.001
-2.0R	-11.04	0.910	0.73	0.928	0.989	0.918	1.009
-1.0R	-5.52	0.972	0.74	0.981	0.996	0.978	1.006
-0.5R	-2.76	0.983	0.69	0.995	0.998	0.993	1.011
0.0R	0.0	1.000	0.00	1.000	1.000	1.000	1.000
0.5R	2.76	0.988	0.76	0.995	0.998	0.993	1.005
1.0R	5.52	0.966	0.75	0.981	0.996	0.978	1.012
1.5R	8.28	0.938	0.67	0.960	0.993	0.953	1.017
2.0R	11.04	0.914	0.76	0.928	0.989	0.918	1.005
2.5R	13.80	0.862	0.73	0.880	0.984	0.865	1.005
3.0R	16.56	0.806	0.93	0.820	0.977	0.801	0.997
3.5R	19.32	0.740	0.77	0.750	0.968	0.726	0.982
4.0R	22.08	0.629	0.79	0.660	0.949	0.626	1.001
4.5R	24.84	0.478	0.68	0.548	0.892	0.489	1.028

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A1.4 Radial Np-237 fission rate distribution at position 1Z and  
C/E in FCA Assembly XIV-1  
(measured by micro fission counter)

Position (CM)	Distance (CM)	Experi.	Error (%)
-4.0R	-22.08	0.646	0.90
-3.0R	-16.56	0.815	0.80
-2.0R	-11.04	0.907	0.86
-1.0R	-5.52	0.983	0.80
-0.5R	-2.76	0.987	0.69
0.0R	0.00	1.000	0.00
0.5R	2.76	0.989	1.12
1.0R	5.52	0.979	1.07
1.5R	8.28	0.951	1.13
2.0R	11.04	0.917	0.94
2.5R	13.80	0.867	0.77
3.0R	16.56	0.804	0.77
3.5R	19.32	0.733	0.83
4.0R	22.08	0.652	0.81
4.5R	24.84	0.585	1.01
5.0R	27.60	0.519	1.16
5.5R	30.36	0.499	1.56
6.0R	33.12	0.495	1.07
7.0R	38.64	0.411	1.16

Table A1.5 Axial U-235 fission rate distribution at position OR and C/E in FCA Assembly XIV-1 (measured by micro fission counter)

Position	Distance (CM)	Experi.	Error (%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-3Z	-12.70	0.968	0.68	0.960	1.001	0.961	0.993
-2Z	-7.62	1.013	0.60	1.000	1.000	1.000	0.987
-1Z	-2.54	0.996	0.82	1.019	0.999	1.019	1.023
1Z	2.54	1.016	0.76	1.019	0.999	1.019	1.003
2Z	7.62	1.000	0.00	1.000	1.000	1.000	1.000
3Z	12.70	0.965	0.61	0.960	1.001	0.961	0.997
4Z	17.78	0.910	0.86	0.901	1.003	0.904	0.994
5Z	22.86	0.827	0.85	0.823	1.006	0.828	1.002
6Z	27.94	0.750	0.66	0.729	1.009	0.736	0.981
7Z	33.02	0.634	1.02	0.620	1.012	0.627	0.988
8Z	38.10	0.524	0.93	0.500	1.015	0.508	0.970
9Z	43.18	0.452	0.63	0.417	0.996	0.415	0.918

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A1.6 Axial Pu-239 fission rate distribution at position OR and C/E in FCA Assembly XIV-1 (measured by micro fission counter)

Position	Distance (CM)	Experi.	Error (%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-3Z	-12.70	0.968	0.59	0.960	1.001	0.961	0.993
-2Z	-7.62	1.011	0.67	1.000	1.000	1.000	0.989
-1Z	-2.54	1.006	0.57	1.021	0.999	1.020	1.014
1Z	2.54	1.006	0.66	1.021	0.999	1.020	1.014
2Z	7.62	1.000	0.00	1.000	1.000	1.000	1.000
3Z	12.70	0.969	0.64	0.960	1.001	0.961	0.992
4Z	17.78	0.908	0.55	0.901	1.003	0.904	0.996
5Z	22.86	0.839	0.67	0.823	1.006	0.828	0.988
6Z	27.94	0.754	0.78	0.729	1.009	0.736	0.976
7Z	33.02	0.641	0.66	0.620	1.012	0.627	0.979
8Z	38.10	0.523	0.75	0.503	1.014	0.510	0.976
9Z	43.18	0.449	0.59	0.437	0.992	0.434	0.968

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A1.7 Axial U-238 fission rate distribution at position OR and  
C/E in FCA Assembly XIV-1  
(measured by micro fission counter)

Position	Distance (CM)	Experi.	Error (%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-3Z	-12.70	0.928	2.34	0.960	1.001	0.961	1.035
-2Z	-7.62	0.955	2.76	1.000	1.000	1.000	1.047
-1Z	-2.54	1.008	2.57	1.021	0.999	1.021	1.013
1Z	2.54	0.997	2.24	1.021	0.999	1.021	1.024
2Z	7.62	1.000	0.00	1.000	1.000	1.000	1.000
3Z	12.70	0.939	2.36	0.960	1.001	0.961	1.024
4Z	17.78	0.901	2.73	0.901	1.003	0.904	1.003
5Z	22.86	0.825	2.28	0.824	1.005	0.828	1.004
6Z	27.94	0.732	2.77	0.729	1.008	0.735	1.005
7Z	33.02	0.605	2.81	0.620	1.011	0.626	1.035
8Z	38.10	0.477	3.52	0.496	1.016	0.504	1.058
9Z	43.18	0.348	2.43	0.356	1.039	0.370	1.062

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A1.8 Axial Np-237 fission rate distribution at position OR and  
C/E in FCA Assembly XIV-1  
(measured by micro fission counter)

Position	Distance (CM)	Experi.	Error (%)
-3Z	-12.70	0.945	1.42
-2Z	-7.62	0.959	1.45
-1Z	-2.54	1.014	1.11
1Z	2.54	1.011	1.27
2Z	7.62	1.000	0.0
3Z	12.70	0.952	1.07
4Z	17.78	0.901	1.35
5Z	22.86	0.803	1.17
6Z	27.94	0.735	1.21
7Z	33.02	0.624	1.04
8Z	38.10	0.497	1.29
9Z	43.18	0.325	1.74

Table A2.1 Radial U-235 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-4.0R	-22.08	0.886	0.860	0.944	0.996	0.940	1.060
-3.0R	-16.56	0.979	0.640	0.992	0.997	0.989	1.010
-2.0R	-11.04	0.984	0.670	1.000	0.999	0.999	1.016
-1.0R	-5.52	0.985	0.480	1.000	1.000	1.000	1.016
-0.5R	-2.76	1.002	0.560	1.000	1.000	1.000	0.998
0.0R	0.0	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
0.5R	2.76	1.004	0.580	1.000	1.000	1.000	0.996
1.0R	5.52	0.987	0.530	1.000	1.000	1.000	1.013
1.5R	8.28	0.994	0.630	1.000	1.000	1.000	1.006
2.0R	11.04	0.988	0.770	1.000	0.999	0.999	1.011
2.5R	13.80	0.979	0.720	0.997	0.998	0.996	1.017
3.0R	16.56	0.972	0.660	0.992	0.997	0.989	1.018
3.5R	19.32	0.949	0.760	0.979	0.996	0.975	1.028
4.0R	22.08	0.887	0.820	0.944	0.996	0.940	1.060
4.5R	24.84	0.764	0.550	0.826	0.990	0.818	1.071
5.0R	27.60	0.571	0.730	0.634	0.987	0.626	1.097
6.0R	33.12	0.313	0.850	0.387	0.991	0.384	1.226

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A2.2 Radial Pu-239 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-4.0R	-22.08	0.817	0.570	0.878	0.998	0.877	1.073
-3.0R	-16.56	0.953	0.460	0.972	0.998	0.970	1.018
-2.0R	-11.04	0.978	0.460	0.995	0.999	0.994	1.017
-1.0R	-5.52	0.987	0.460	1.000	1.000	1.000	1.013
-0.5R	-2.76	1.001	0.400	1.000	1.000	1.000	0.999
0.0R	0.0	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
0.5R	2.76	1.006	0.480	1.000	1.000	1.000	0.994
1.0R	5.52	0.989	0.370	1.000	1.000	1.000	1.010
1.5R	8.28	0.992	0.630	0.998	1.000	0.998	1.007
2.0R	11.04	0.989	0.480	0.995	0.999	0.994	1.005
2.5R	13.80	0.977	0.450	0.987	0.999	0.985	1.009
3.0R	16.56	0.952	0.570	0.972	0.998	0.970	1.019
3.5R	19.32	0.907	0.500	0.944	0.997	0.941	1.037
4.0R	22.08	0.828	0.470	0.878	0.998	0.877	1.059
4.5R	24.84	0.649	0.500	0.678	0.996	0.675	1.040
5.0R	27.60	0.396	0.660	0.401	0.987	0.396	1.000
6.0R	33.12	0.161	0.710	0.175	0.994	0.174	1.081

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A2.3 Radial U-238 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error (%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-4.0R	-22.08	0.781	0.690	0.857	0.993	0.851	1.090
-3.0R	-16.56	0.910	0.600	0.935	1.002	0.937	1.029
-2.0R	-11.04	0.970	0.670	0.976	1.001	0.977	1.007
-1.0R	-5.52	0.985	0.670	0.995	1.000	0.995	1.010
-0.5R	-2.76	0.996	0.590	0.999	1.000	0.999	1.003
0.0R	0.0	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
0.5R	2.76	0.989	0.530	0.999	1.000	0.999	1.010
1.0R	5.52	0.997	0.700	0.995	1.000	0.995	0.997
1.5R	8.28	0.978	0.490	0.988	1.000	0.988	1.010
2.0R	11.04	0.968	0.510	0.976	1.001	0.977	1.009
2.5R	13.80	0.948	0.670	0.959	1.002	0.960	1.013
3.0R	16.56	0.912	0.660	0.935	1.002	0.937	1.027
3.5R	19.32	0.869	0.690	0.902	1.002	0.904	1.039
4.0R	22.08	0.794	0.730	0.857	0.993	0.851	1.072
4.5R	24.84	0.691	0.700	0.794	0.956	0.759	1.098
5.0R	27.60	0.612	0.730	0.758	0.924	0.700	1.145
6.0R	33.12	0.746	0.760	0.891	1.016	0.905	1.213

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A2.4 Radial Np-237 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error (%)
-4.0R	-22.08	0.867	0.90
-3.0R	-16.56	0.943	0.80
-2.0R	-11.04	0.975	0.86
-1.0R	-5.52	0.993	0.80
-0.5R	-2.76	1.003	0.69
0.0R	0.00	1.000	0.00
0.5R	2.76	0.987	1.12
1.0R	5.52	1.000	1.07
1.5R	8.28	0.984	1.13
2.0R	11.04	0.967	0.94
2.5R	13.80	0.954	0.77
3.0R	16.56	0.943	0.77
3.5R	19.32	0.923	0.83
4.0R	22.08	0.870	0.81
4.5R	24.84	0.850	1.01
5.0R	27.60	0.849	1.16
6.0R	33.12	0.968	1.56

Table A2.5 Axial U-235 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-3.0Z	-12.70	0.962	0.61	0.962	1.001	0.964	1.001
-2.0Z	-7.62	0.992	0.67	1.000	1.000	1.000	1.008
-1.0Z	-2.54	1.011	0.64	1.019	0.999	1.018	1.007
1.0Z	2.54	1.005	0.57	1.019	0.999	1.018	1.013
2.0Z	7.62	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
3.0Z	12.70	0.958	0.59	0.962	1.001	0.964	1.006
4.0Z	17.78	0.906	0.52	0.907	1.003	0.909	1.003
5.0Z	22.86	0.832	0.61	0.834	1.005	0.838	1.007
6.0Z	27.94	0.743	0.55	0.746	1.007	0.751	1.012
7.0Z	33.02	0.650	0.65	0.645	1.009	0.651	1.002
8.0Z	38.10	0.551	0.95	0.541	1.010	0.546	0.991
9.0Z	43.18	0.519	0.74	0.480	1.005	0.483	0.931

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A2.6 Axial Pu-239 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-3.0Z	-12.70	0.965	0.53	0.962	1.001	0.964	0.998
-2.0Z	-7.62	1.006	0.66	1.000	1.000	1.000	0.994
-1.0Z	-2.54	1.016	0.62	1.019	0.999	1.018	1.002
1.0Z	2.54	1.015	0.62	1.019	0.999	1.018	1.003
2.0Z	7.62	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
3.0Z	12.70	0.965	0.53	0.962	1.001	0.964	0.998
4.0Z	17.78	0.912	0.64	0.907	1.003	0.909	0.997
5.0Z	22.86	0.838	0.70	0.835	1.005	0.838	1.001
6.0Z	27.94	0.749	0.65	0.747	1.007	0.752	1.003
7.0Z	33.02	0.658	0.53	0.648	1.009	0.654	0.994
8.0Z	38.10	0.565	0.57	0.552	1.009	0.557	0.987
9.0Z	43.18	0.549	0.64	0.544	0.995	0.541	0.986

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A2.7 Axial U-238 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
-3.0Z	-12.70	0.973	1.00	0.962	1.001	0.963	0.999
-2.0Z	-7.62	0.999	0.98	1.000	1.000	1.000	1.001
-1.0Z	-2.54	1.009	0.89	1.019	1.000	1.019	1.010
1.0Z	2.54	1.021	0.96	1.019	1.000	1.019	0.998
2.0Z	7.62	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
3.0Z	12.70	0.967	0.84	0.962	1.001	0.963	0.996
4.0Z	17.78	0.910	0.96	0.907	1.002	0.909	0.999
5.0Z	22.86	0.845	1.16	0.834	1.004	0.838	0.992
6.0Z	27.94	0.755	0.89	0.746	1.006	0.750	0.994
7.0Z	33.02	0.652	1.01	0.643	1.009	0.649	0.995
8.0Z	38.10	0.542	1.35	0.526	1.015	0.534	0.985

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation

T.C. : Transport Correction Factor

Corrected : Corrected Value

Table A2.8 Axial Np-237 fission rate distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by micro fission counter)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)
-3.0Z	-12.70	0.961	0.77
-2.0Z	-7.62	1.000	0.84
-1.0Z	-2.54	1.015	0.77
1.0Z	2.54	1.016	0.85
2.0Z	7.62	1.000	0.00
3.0Z	12.70	0.961	0.85
4.0Z	17.78	0.899	1.24
5.0Z	22.86	0.838	1.20
6.0Z	27.94	0.751	0.82
7.0Z	33.02	0.644	1.03
8.0Z	38.10	0.180	1.38



Table A3.1 Radial U-235 fission distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by foil)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Corrected	C/E
-4.0R	-22.08	0.907	0.60	0.940	1.036
-3.0R	-16.56	1.009	1.30	0.989	0.980
-2.0R	-11.04	0.989	1.00	0.999	1.010
-1.0R	-5.52	1.001	0.60	1.000	0.999
0.0R	0.0	1.000	0.0	1.000	1.000
1.0R	5.52	0.989	0.70	1.000	1.011
2.0R	11.04	1.000	0.70	0.999	0.999
3.0R	16.56	0.969	0.60	0.989	1.021
4.0R	22.08	0.922	0.70	0.940	1.020

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A3.2 Radial U-238 fission distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by foil)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Corrected	C/E
-1.0R	-5.52	0.976	1.00	1.000	1.025
0.0R	0.0	1.000	0.0	1.000	1.000
1.0R	5.52	0.980	1.30	1.000	1.020
2.0R	11.04	0.957	1.30	0.999	1.044
3.0R	16.56	0.931	0.90	0.989	1.062
4.0R	22.08	0.790	0.90	0.940	1.190

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A3.3 Radial U-238 capture distribution at position 1Z and  
C/E in FCA Assembly XIV-1(V45),  
(measured by foil)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Base calc.	T.C.	Corrected	C/E
0.0R	0.0	1.000	0.0	1.000	1.000	1.000	1.000
1.0R	5.52	0.997	1.10	1.001	1.000	1.001	1.004
2.0R	11.04	1.001	1.10	1.004	0.999	1.003	1.002
3.0R	16.56	1.011	1.10	1.008	0.997	1.005	0.994
4.0R	22.08	0.998	1.10	0.998	0.993	0.991	0.993

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A3.4 Axial U-235 fission distribution at position 1Z and  
C/E in FCA Assembly XIV-1(V45),  
(measured by foil)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Corrected	C/E
1.0Z	2.54	1.026	0.92	1.018	0.992
2.0Z	7.62	1.000	0.0	1.000	1.000
3.0Z	12.70	0.971	0.92	0.964	0.993
4.0Z	17.78	0.917	1.06	0.909	0.991
5.0Z	22.86	0.848	1.06	0.838	0.988
6.0Z	27.94	0.754	0.99	0.751	0.996
7.0Z	33.02	0.650	0.99	0.651	1.002
8.0Z	38.10	0.538	1.14	0.546	1.015
9.0Z	43.18	0.468	0.92	0.483	1.032

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation  
T.C. : Transport Correction Factor  
Corrected : Corrected Value

Table A3.5 Axial U-238 fission distribution at position 1Z and C/E in FCA Assembly XIV-1(V45), (measured by foil)

Position	Distance (cm)	Experi.	Error(%)	Corrected	C/E
1.0Z	2.54	1.025	1.41	1.019	0.994
2.0Z	7.62	1.000	0.0	1.000	1.000
3.0Z	12.70	0.977	1.98	0.963	0.986
4.0Z	17.78	0.906	2.05	0.909	1.003
5.0Z	22.86	0.841	1.78	0.838	0.996
6.0Z	27.94	0.767	1.49	0.750	0.978
7.0Z	33.02	0.677	1.41	0.649	0.959
8.0Z	38.10	0.540	1.61	0.534	0.989

Base calc. : Anisotropic Diffusion Calculation

T.C. : Transport Correction Factor

Corrected : Corrected Value