

J A E R I - M
91-014

高転換軽水炉を模擬したFCA XIV-1炉心における
中心セル反応度値を用いた無限増倍率 k_{∞} の測定

1991年2月

桜井 健・岡嶋 成晃・大杉 俊隆

日 本 原 子 力 研 究 所
Japan Atomic Energy Research Institute

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

入手の間合わせは、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、お申し込みください。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）で複写による実費領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, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ニッセイエプロ株式会社

高転換軽水炉を模擬した FCA XIV-1 炉心における
中心セル反応度値を用いた無限増倍率 k_{∞} の測定

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部
桜井 健・岡嶋 成晃・大杉 俊隆

(1991 年 1 月 29 日受理)

原研の高速炉臨界実験装置 (FCA) を用いて、一連の高転換軽水炉模擬実験が行われている。その第 1 炉心である FCA XIV-1 炉心において、中心セル反応度値測定により無限増倍率 (k_{∞}) を求める手法 (セル反応度値法) を適用し、炉心セルの k_{∞} を測定した。さらに、得られた k_{∞} をバックリング測定による k_{∞} と比較した。その結果、これら 2 つの独立した測定手法による k_{∞} は誤差の範囲内でよく一致した。

Measurement of Infinite Multiplication Factor
by using Central Cell Reactivity Worth
on FCA XIV-1 Core Simulating
High Conversion Light Water Reactor

Takeshi SAKURAI, Shigeaki OKAJIMA and Toshitaka OSUGI

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

(Received January 29, 1991)

A series of reactor physics experiments simulating High Conversion Light Water Reactor (HCLWR) has been carried out at Fast Critical Assembly (FCA) in Japan Atomic Energy Research Institute. 'Cell Reactivity Worth Method' which obtains infinite multiplication factor (K_{∞}) of core cell with use of the central cell reactivity worth was applied for measurement of K_{∞} on FCA XIV-1 core which is the first core in the series of experiments. Comparison between the K_{∞} value by Cell Reactivity Worth Method and the K_{∞} value by conventional Buckling Method was made. As a result of comparison, K_{∞} values by these two independent experimental methods agreed well within experimental error.

Keywords: K_{∞} , HCLWR, Cell Reactivity Worth Method, Buckling Method, FCA

目 次

1. 緒 言	1
2. 実験原理	2
3. 実 験	6
3.1 測定体系	6
3.2 測定手法及び測定結果	6
3.3 計算による補正	9
4. 実験結果及び今後の課題	18
4.1 実験結果	18
4.2 今後の課題	18
5. ま と め	22
謝 辞	23
参考文献	23
付 録	25

Contents

1. Introduction	1
2. Method	2
3. Experimental details	6
3.1 FCA XIV-1 core	6
3.2 Specific Measurements	6
3.3 Correction by calculated quantities	9
4. Discussion	18
4.1 Result of K_{∞}	18
4.2 Future work	18
5. Summary	22
Acknowledgement	23
References	23
Appendix	25

1. 緒言

プルトニウム燃料を用いた高転換軽水炉では減速材ポイド反応度効果が正になる可能性が有る。従って、高転換軽水炉の炉物理特性において、無限増倍率 k_{∞} （高転換軽水炉の炉心セルの基本モードスペクトル下での中性子の生成と吸収との比として定義される量）の減速材ポイド率依存性の把握は重要な課題の1つであり、減速材ポイド率を系統的に変化させた体系での炉心セルの k_{∞} の測定が必要とされている。

FCAにおける高転換軽水炉模擬実験では、テスト領域及びドライバー領域よりなるゾーン装荷型炉心を採用している。この様なゾーン装荷型炉心にて、テスト領域セルの k_{∞} を測定する手法の1つは、従来より行われている様にテスト領域中で基本モード分布の成立している範囲にて中性子束分布を測定し、これよりテスト領域セルの物質バックリングを求めることによるもの⁽¹⁾⁽²⁾（以下'バックリング法'と呼ぶ）である。しかしながら、模擬減速材のポイド率を大きくした体系等では、ドライバー領域からテスト領域への中性子の流れ込みが大きくなるため基本モード分布の成立する範囲が狭まり、バックリング法の適用が困難になる可能性がある。

その様な場合に k_{∞} を測定する有力な手法として、広範囲にわたる分布測定を必要とせず、テスト領域中心セルの反応度値測定により k_{∞} を得る手法⁽³⁾⁽⁴⁾（以下'セル反応度値法'と呼ぶ）がある。特に、FCAのような板状燃料及び固体減速材を用いた臨界実験ではピン状燃料及び液体減速材を用いた臨界実験に比べて、セル反応度値の測定が容易である。ところが、このセル反応度値法は、バックリング法に比べて試みられた例は少ない。そこで、高転換軽水炉模擬実験の第1炉心であるFCA XIV-1炉心⁽²⁾において、セル反応度値法による k_{∞} 測定を試みた。さらに、バックリング法による k_{∞} と比較しつつ、本測定手法による k_{∞} の精度及び信頼性について検討した。

2. 実験原理

炉心中心セルでの基本モードスペクトルの成立を仮定すると、無限増倍率 k_{∞} は(2.1)式で定義される。中心セル反応度値を測定することにより直接求まるのは、インポートランスにて重みづけられた中性子の生成と消滅の比として(2.2)式で定義される k_m^+ ⁽³⁾である。 k_{∞} は、 k_{∞} と k_m^+ の比として定義される計算による変換係数 f を、 k_m^+ の実験結果に掛けることにより得られる。この変換係数の値は1に近い。その計算については3.3節にて述べる。

$$k_{\infty} = \frac{\langle P \phi \rangle}{\langle A \phi \rangle} \quad (2.1)$$

$$k_m^+ = \frac{\langle \phi^+ P \phi \rangle}{\langle \phi^+ H \phi \rangle} \quad (2.2)$$

ここで、

P : 中性子の生成に関する演算子

A : 中性子の吸収に関する演算子

H : 中性子の消滅(吸収と散乱)に関する演算子

⟨ ⟩ : 中心セルにおける空間及びエネルギーに関する積分

(2.2)式で定義される k_m^+ と中心セル反応度値(ρ_{cell})の関係は、(2.3)式または(2.4)式のように書ける。

$$\frac{k_m^+ - 1}{k_m^+} = \frac{\rho_{cell}}{\beta} \quad (2.3)$$

$$\frac{k_m^+ - 1}{k_m^+} = \frac{\rho_{cell}}{\beta_{st}} \frac{\beta_{st}}{\beta} \quad (2.4)$$

ただし、

$$\rho_{cell} = \frac{\langle \phi^+ (P - H) \phi \rangle}{D} \quad (2.5)$$

$$Y = \frac{\langle \phi^+ P \phi \rangle}{D} \quad (2.6)$$

ここで、

D : 反応度価値の摂動表現式の分母

Y : ρ_{cell} の核分裂中性子生成項

ρ_{st} : 標準サンプル反応度価値

すなわち、 ρ_{cell} の摂動分母 D を消去するために、2つの手法が考えられる。

1つは、(2.3)式の様に(2.6)式にて表される ρ_{cell} の核分裂中性子生成項 Y で ρ_{cell} の摂動分母 D を消去する手法である。この Y は、いわゆる反応度価値-反応率組合せ法⁽⁵⁾により、核分裂率及び²⁵²Cf中性子源を用いて測定される核分裂スペクトルで重みづけられたインポートンス(核分裂インポートンス)から求めることができる。この手法は、スイス Paul Sherrer Institut の臨界実験装置 PROTEUSにおける高転換軽水炉模擬実験⁽⁴⁾において初めて適用された。

もう1つは、(2.4)式の様に、標準サンプル反応度価値(ρ_{st})の測定値により ρ_{cell} の摂動分母 D を消去し、Y と ρ_{st} の違いを ρ_{st}/Y の計算値を用いて補正する手法である。この補正係数を精度良く計算するために、標準サンプルとしては通常、セルの核分裂中性子の生成を支配する燃料板等が用いられる。この手法は、過去に高速炉系の炉心セルの臨界性評価に用いられたことがある⁽³⁾。今回は適当な標準サンプルを選択することが困難であったため、前者の手法を採用した。Y を測定される量と結び付けるために、反応度価値-反応率組合せ法では(2.6)式は以下の様に変形される。

$$Y = \frac{\int_{cell} dv \int dE' \phi^+(r, E') \chi(E') \int dE \nu \Sigma_f(r, E) \phi(r, E)}{D} \quad (2.7)$$

$$\sim \frac{\int dE' \phi^+(r_0, E') \chi(E') \int_{cell} dv \int dE \nu \Sigma_f(r, E) \phi(r, E)}{D} \quad (2.8)$$

$$= \frac{\rho_{Cf}}{S_{Cf}} \frac{\langle \phi^+ \chi_{cell} \rangle}{\langle \phi^+ \chi_{Cf} \rangle} \bar{D} R_f \quad (2.9)$$

ただし、

$$\rho_{cf} = \frac{S_{cf} \int dE' \phi^+(r_0, E') \chi_{cf}(E')}{D} \quad (2.10)$$

$$= \frac{S_{cf} \int dE' \phi^+(r_0, E') \chi_{cf}(E')}{\int_{\text{reactor}} dv \int dE' \phi^+(r, E') \chi(E') \int dE \nu \Sigma_f(r, E) \phi(r, E)} \quad (2.11)$$

$$\frac{\langle \phi^+ \chi_{cell} \rangle}{\langle \phi^+ \chi_{cf} \rangle} = \frac{\int dE' \phi^+(r_0, E') \chi_{cell}(E')}{\int dE' \phi^+(r_0, E') \chi_{cf}(E')} \quad (2.12)$$

$$\overline{D} = \frac{\int_{\text{cell}} dv \int dE \nu \Sigma_f(r, E) \phi(r, E)}{\int_{\text{cell}} dv \int dE \Sigma_f(r, E) \phi(r, E)} \quad (2.13)$$

$$R_f = \int_{\text{cell}} dv \int dE \Sigma_f(r, E) \phi(r, E) \quad (2.14)$$

ここで、

ρ_{cf} : ^{252}Cf 中性子源の自発核分裂中性子に起因する
みかけの反応度値 ----- (測定値)

S_{cf} : ^{252}Cf 中性子源の強度 ----- (測定値)

$\frac{\langle \phi^+ \chi_{cell} \rangle}{\langle \phi^+ \chi_{cf} \rangle}$: ^{252}Cf 中性子源の自発核分裂スペクトルと
セル構成物質の核分裂スペクトルの
違いの影響に対する補正項 ----- (計算値)

R_f : セル内で積分された核分裂率 ----- (測定値)

\overline{D} : セル構成物質の核分裂当りの中性子発生数 ----- (計算値)

$\Sigma_f(r, E)$: セル構成物質の核分裂断面積

$\chi_{cell}(E)$: セル構成物質の核分裂スペクトル

$\chi_{cf}(E)$: ^{252}Cf 中性子源の自発核分裂スペクトル

r_0 : セル内の ^{252}Cf 中性子源挿入位置 (燃料領域内)

(2.7)式の分子は、核分裂インポートンスで重みづけられた核分裂中性子を表している。セル内の核分裂中性子が生成される燃料領域では、核分裂インポートンスが一定値を取るものと近

似すると、(2.7)式は (2.8)式で近似できる。この近似の妥当性は、3.2節にて述べるように中心セル内数点における ρ_{cf} の測定により確認している。

(2.8)式は、(2.9)式のように実際に測定される量及び計算で求める量に分解される。(2.9)式中で、セルを構成する燃料の核分裂中性子とカリフォルニウムの自発核分裂中性子の核分裂スペクトルの違いの影響を補正するために、 $\langle \phi^* \chi_{cell} \rangle / \langle \phi^* \chi_{cf} \rangle$ なる量が必要となる。これは計算により求めざるを得ないが、両者の核分裂スペクトルの相違は小さく、3.3節にて述べる様に 1に近い量である。ところで、(2.11)式より ρ_{cf} は中性子束レベルの逆数に比例する量である。また、 R_r は中性子束レベルに比例する量である。従って、別に設けた中性子束レベルのモニターにより、両者を同一中性子束レベルでの値に規格化する必要がある。最後に \bar{D} は計算により求めるが比較的精度良く計算される量である。ここまで述べてきた計算により求める諸量に関しては、それらの計算方法及び計算精度の検討について 3.3節にて述べる。

3. 実験

3.1 測定体系

測定を行った FCA XIV-1炉心⁽²⁾は、高転換軽水炉の炉心の中性子エネルギー Spektrum を模擬したテスト領域及び系の臨界性を調整するための高速炉系の中性子エネルギー Spektrum を持つドライバー領域よりなるゾーン装荷型炉心である。ドライバー領域からの高速中子のテスト領域に対する影響を緩和するために、両領域間にステンレス鋼ブロックよりなるバッファ領域が設けられている。FCA XIV-1炉心の 2次元円筒モデルを Fig. 3.1に示す。

テスト領域は、たて、よこがともに約 50cm、高さが約 90cmの直方体であり、高さ方向の上下に約 20cmの軸方向ブランケットを持つ。その炉心部を構成する EU06燃料セル内の物質板の配列を Fig. 3.2 に示す。EU06セルは 2種類の燃料領域、すなわち 20%濃縮ウラン金属板と天然ウラン金属板をアルミナ板で挟んだ燃料領域及び劣化ウラン酸化物板よりなる燃料領域から構成され、これらが減速材であるポリスチレン板と交互に配列されている。このポリスチレン板は、水素の原子数密度に換算して 0.7g/cm^3 の水に相当している。セル平均の燃料濃縮度は 6.47% $^{235}\text{U}/\text{U}$ であり、減速材対燃料の体積比は 0.6である。単位セルの寸法は、格子管も含めると、縦、横がともに 5.52cmで奥行きが 5.08cmである。

3.2 測定手法及び測定結果

3.2.1 中心セル反応度値 (ρ_{cell})

単位セルは、装填物質（燃料板、模擬物質板）及びステンレス鋼よりなる引出しと格子管より構成される。中心セル反応度値は、固定側集合体の中心引出し第 1パック目の引出し内装填物質の反応度値と引出し及び格子管の反応度値に分けて求めた。前者は引出し内の全装填物質板を同時に除去することにより測定した。これらの物質板を除去した後の空間には、重量が約 4.14grのアルミニウム製スペーサを装填し、その反応度値 ($-1.0 \times 10^{-3} \rho_{\text{eff}}$) をセル反応度値に対して補正した。これはセル反応度値そのものの 1%にも満たない補正量である。後者は以下の方法により求めた。まず中心セル内の 6枚のポリスチレン板を半分の厚さ (1.59 mm; 1/16 インチ) のものに置換することにより中心セル内に 6ヶ所の幅 1.59mmの空間を設けた。次に、これらの空間に 6枚の標準ステンレスサンプル (50.8mmx50.8mmx1.59mm, 31.03gr) を装填した場合と 6枚の 1/2ステンレスサンプル (25.4mmx50.8mmx1.59mm, 15.52gr) を装填した場合の反応度差より、93.09grのステンレス鋼の反応度値を測定した。最後に、この測定結

* $1 \rho_{\text{eff}} = 0.1032 \Delta k/k$: 正ベリウド法にて決定された。

果をもとにして引出し及び格子管相当量 (131.9gr) のステンレス鋼反応度値を求めた。

反応度値は、制御棒を用いた臨界法により測定した。その際、集合体の温度変化及び 1/2 集合体間の間隙変化による臨界点のドリフト分は、別に求めた温度係数及び間隙係数を用いて補正した。測定結果を Table 3.1 に示す。固体減速材及び板状燃料を用いた臨界実験では、この様にして簡単にセル反応度値を測定することが可能である。

3.2.2 ^{252}Cf 中性子源の自発核分裂中性子に起因するみかけの反応度値 (ρ_{cf})

測定は、体系内に直径 2cm の径方向実験孔を設けステンレス製ガイドパイプを通し、その中でステンレス製駆動棒の先端に取り付けたステンレス製カプセルに封入された ^{252}Cf 中性子源*を、原子炉運転状態で遠隔操作によるサンプル駆動装置にて炉心中心に挿入することにより行った。中性子源の反応度値は、中性子源挿入状態と体系外に中性子源を引き抜いた状態 (基準状態) との臨界点の差として、制御棒を用いた臨界法にて求めた。

その際、体系の温度変化等による臨界点のドリフト分の補正は以下の方法により行った。まず、中性子源挿入状態の臨界点の測定時刻の前後にて基準状態の臨界点を測定する。これら臨界点の測定は、中性子束レベルを一定に保った状態で順次行われていく。次に、挿入状態の時刻に相当する基準状態の臨界点を内挿にて求める。この内挿により求められた基準状態の臨界点と中性子源挿入状態の臨界点の差より臨界点のドリフト分の補正がなされた反応度値を得ることができる。この測定法は、中心セル反応度値測定のように、各臨界点間で人手による測定対象物の交換のために原子炉を停止する必要が無いので、精度の上がる測定法である。このような測定法を採った理由は、今回使用した中性子源の強度が弱く、その反応度値が中心セル反応度値に比較して 1桁程度小さくなることが予想され、より精度の高い測定法が必要とされたためである。この測定法により中性子源反応度値の測定誤差は、中心セル反応度値の測定誤差の約 1/5 である $\pm 1.3 \times 10^{-3} \rho_0$ となった。

中性子源とともに挿入されるステンレス製駆動棒の反応度効果は中性子源を取り付けていない状態でも同様の測定を行い補正し、ステンレス製カプセルに封入された ^{252}Cf 中性子源の正味の反応度値を求めた。この反応度値に対するステンレス製カプセルの寄与分の補正值は、 ^{252}Cf の持つ吸収の反応度値に対する寄与分の補正值とともに以下に述べる様に評価した。

2章でも述べた様に、ここで求まる ρ_{cf} は、中性子束レベルに依存する物理量である。そこで 2つの中性子束レベルにおいて ρ_{cf} を測定し、その中性子束レベル依存性を調べた。ここで、中性子束レベルのモニターとしては、核計装第 5チャンネル (非補償型電離箱) を用いた。測定結果を Table 3.2 及び Fig. 3.3 に示す。2章でも述べた様に、 ρ_{cf} は中性子束レベルの逆数に比例する。従って、Fig. 3.3 において、中性子束レベル無限大に外挿した時に ρ_{cf} は 0 になるはずであるから、縦軸の切片の値は前述したステンレス製カプセル及び ^{252}Cf の持つ吸収の反応度効果となる。これは定性的には負となるはずであるが、 $6.5 \times 10^{-4} \rho_0$ となった。この値は、

* 中性子源を封入しているカプセルは直径 7.8mm、高さ 10mm 重さ 2.93gr の円筒である。中性子源自体は長さ 1mm 程度のものであり、カプセルの中央に位置する。

Table 3.2に示した誤差 ($\pm 1.3 \times 10^{-3} \rho_B$) に比べて小さいので無視した。

さらに、中心セル内の数点にて ρ_{Cf} を測定した。測定結果を Fig. 3.4 に示す。これより、中心セル内の種類の異なる燃料領域にて ρ_{Cf} の測定値に有意な差の無いことがわかる。従って、核分裂インポートランスは、中心セル内の燃料領域で一定値を取るという、2章の(2.8)式にて仮定した近似が良く成り立っていることがわかる。

^{252}Cf 中性子源の強度 (S_{Cf}) の校正は、黒鉛パイル中にて BF_3 計数管を用いて、あらかじめ強度のわかっている基準 ^{252}Cf 中性子源との計数率を比較する方法により行った。校正実験の結果を付録に示す。

3.2.3 セル内で積分された核分裂率

これは、セル内 1点での各核種の絶対核分裂率値及び各核種のセル内核分裂率微細分布より求まる。ここで、 k_∞ を求めるべき EU06セルでは、U-235と U-238の 2核種のみ考慮すればよい。

絶対核分裂率値の測定は、93%濃縮ウラン円形箔* 及び劣化ウラン円形箔** を照射することにより行った。まず、固定側集合体の中心引出し第 2バック目のセル内に、Fig. 3.5に示す様にセル内中心の濃縮ウラン板と天然ウラン板の間(Pos. A)にこれらウラン箔を装填して照射した。照射は原子炉出力 70Wで 3時間行った。照射終了後から 18時間～ 5日にわたり、箔の核分裂生成物より発せられる γ 線を同軸型ゲルマニウム検出器を用いた γ 線スペクトロスコープシステム⁽⁶⁾により 10数回測定した。測定に使用した 3本の γ 線光電ピークのエネルギー (核分裂生成核種) は、293.0 KeV(Ce-143), 529.0 KeV(I-133)及び 745.0 KeV(Zr-97)である。核分裂率値は、各 γ 線光電ピークの測定結果の平均値より求めた。ここで、このゲルマニウム検出器の各 γ 線光電ピークに対する計数効率を、U-235 (濃縮ウラン箔) の絶対核分裂率に関しては熱中性子校正法⁽⁷⁾によって校正されている。さらに、U-238 (劣化ウラン箔) と U-235 (濃縮ウラン箔) の核分裂率比に関して、平行平板型核分裂計数管を用いた方法⁽⁷⁾により校正されている。従って、この照射により U-235の絶対核分裂率値及び U-238と U-235の核分裂率比が得られる。さらに、これら 2つの測定値を組み合わせて U-238の絶対核分裂率値が得られる。

これらの絶対核分裂率値を Fig. 3.5に示すセル内の右側の劣化ウラン酸化物板中心(Pos. B)での値に変換した。この様な変換を行った理由は、Fig. 3.7に示す様に Pos. Bを含む劣化ウラン酸化物板中では、セル内で積分された核分裂率値を求めるために必要な核分裂率微細分布が平坦であるため、その規格化位置として Pos. Bが最適なためである。その際必要な変換係数としては、U-238に関しては次節に述べるセル内微細分布の計算結果を用いた。U-235に関しては以下に述べる様にして測定される相対核分裂率値を用いた。まず、2枚の 93%濃縮ウラン円形箔を Fig. 3.6に示す様にセル内の物質板間に挟み、原子炉出力 10Wで 1時間照射した。その際、6.35mm(1/4インチ)幅の劣化ウラン酸化物板は、2枚の 3.18mm(1/8インチ)幅の劣化ウラン酸化

* 直径 12.7mm (1/2 inch)、厚さ 0.025mm 重量 55.7 mgr

** 直径 12.7mm (1/2 inch)、厚さ 0.127mm 重量 285.0 mgr

物板に置き換え、それらの間に箔を挟んだ。照射終了後から 1~3 時間にわたり、箔の核分裂生成物より発せられる 600KeV 以上の全 γ 線をゲルマニウム検出器で数回測定することにより相対核分裂率値を得た。

さらに、ウラン箔の照射は第 2 パック目セルで行われたため、得られた絶対核分裂率値をセル反応度値測定が行われた第 1 パック目セルでの値に変換した。その際必要な変換係数としては、照射後の燃料板より発する γ 線を測定する γ 計数法⁽⁸⁾ による第 1 パック目セルと第 2 パック目セルの出力比の測定値を用いた。この様にして得られた第 1 パック目の Pos. B での絶対核分裂率値を Table 3.3 に示す。

この様にして得られた絶対核分裂率値を²⁵²Cf 中性子源反応度値測定時の中性子束レベルでの値に変換するために、箔照射中の中性子束レベルを核計装第 5 チャンネルにより測定した。

セル内核分裂率微細分布は次節に述べる様に計算にて求めた。計算結果を Fig. 3.7 に示す。これらの計算による微細分布の妥当性は、セル内燃料板の出力比に関して、計算値と γ 計数法を用いた測定値の比較によって確認してある⁽²⁾。

セル内の各燃料板中の燃料原子数を Table 3.4 に示す。これらを用いて得られたセル内で積分された核分裂率値を 4 章の Table 4.1 に示す。セル内で積分された核分裂率値への U-235 の寄与は、約 9 割に達する。

3.3 計算による補正

計算により補正しなければならない諸量は、以下の 4 つである。

- (1) セル内核分裂率微細分布
- (2) セル構成物質の核分裂当りの中性子発生数 $\bar{\nu}$
- (3) ²⁵²Cf 中性子源の自発核分裂スペクトルとセル構成物質の核分裂スペクトルの違いの影響に対する補正值 $\langle \phi^+ \chi_{cell} \rangle / \langle \phi^+ \chi_{cf} \rangle$
- (4) k_{∞} と k_m^+ の比として定義される計算による変換係数 f

これらを求める計算は以下に述べる様に行った。まず原研の熱中性子炉標準設計解析コードシステム SRAC⁽⁹⁾ 及び JENDL-2 に基づく群定数セット⁽¹⁰⁾ を用いて衝突確率法により 86 群 (高速群:66 群、熱群:20 群) の無限板状セル計算を行い、各領域の実効断面積及びセル平均実効断面積を作成した。その際、計算メッシュ幅は 0.159cm (1/16 インチ:セル内に含まれる最も薄い燃料板の厚さに対応する) とし、共鳴領域の取扱いは NR 近似に基づく Table-Look-Up 法とした。また、バックリングは臨界バックリングを用いた。これらのセル平均実効断面積を用いて、86 群 2 次元円柱拡散の体系計算を行った。(1) 及び (2) は、セル計算により得られるセル内中性子束分布を用いて計算された。(3) 及び (4) は、体系計算により得られる中心セル部分の中性子束及び随伴中性子束を用いて計算された。その際、²⁵²Cf 中性子源の自発核分裂スペクトルは、IRDF-82⁽¹¹⁾ 中のものを使用した。(3), (4) とともに、1 に近い量となった。(1) の計算結果を Fig. 3.7 に示す。(2), (3), (4) の計算結果を 4 章の Table 4.1 に示す。

さらに、使用した核データファイルの $\bar{\nu}$ と f の計算精度への影響を検討するために、JENDL-2

の他に JENDL-3に基づく群定数セット⁽¹²⁾及び ENDF/B-IV⁽¹³⁾に基づく群定数セットを用いて計算を行い、使用した核データファイル間での計算値の相違を検討した。Table 3.5にこれら3つの核データファイルに基づく群定数セットを用いた場合の $\bar{\nu}$ と f の計算値の比較を示す。使用した群定数セット間での計算値の相違は、 $\bar{\nu}$ 値については高々 0.4%である。また、 f 値についても高々 0.1%である。これらの相違は 4章の Table 4.1に示す各測定値の誤差に比較して十分小さい。従って、今回これら計算値の誤差は k_{∞} に対して考慮しないものとした。

Table 3.1 Experimental central cell reactivity worth in FCA XIV-1 core

Material	Reactivity worth
All plates included in the central cell	$0.288 \rho_B \pm 0.005 \rho_B$
Stainless steel of drawer and matrix tube included in the central cell*	$-0.080 \rho_B \pm 0.0064 \rho_B$
Central cell	$0.208 \rho_B \pm 0.0082 \rho_B$

($1\rho_B = 0.1032\% \Delta k/k$)

* Reactivity worth of stainless steel measured using stainless steel plates : $-6.1 \times 10^{-4} \rho_B/g \pm 8.0 \%$

Weight of stainless steel of drawer and matrix tube : 131.94 g

Table 3.2 Experimental reactivity worth of the ^{252}Cf neutron source at the center of FCA XIV-1 core

Nominal reactor power	Flux level* monitor	Reactivity worth of ^{252}Cf source
0.5 W	$0.513 \times 10^{-8} \text{A}$	$0.0558 \pm 0.0013 \rho_B$
1.0 W	$0.100 \times 10^{-7} \text{A}$	$0.0289 \pm 0.0013 \rho_B$

($1\rho_B = 0.1032\% \Delta k/k$)

* Linear channel CH.5 (uncompensated ion chamber)

Table 3.3 Experimental absolute fission rate in EU06 cell at the center of FCA XIV-1 core

Nominal reactor power	Flux level monitor	Nuclide	
		^{235}U	^{238}U
70W	0.070×10^{-5} A	$1.572 \times 10^{-14} \pm 4.1\%$ atom $^{-1}$ s $^{-1}$	$8.11 \times 10^{-17} \pm 7.2\%$ atom $^{-1}$ s $^{-1}$

Table 3.4 Number of atoms in fuel plates

Type of fuel plate	Number of atoms in a plate	
	^{235}U	^{238}U
20% Enriched Uranium metal (size:2inch-2inch-1/16inch)	3.791×10^{22}	1.505×10^{23}
Natural Uranium oxide (size:2inch-2inch-1/16inch)	1.368×10^{21}	1.887×10^{23}
Depleted Uranium oxide (size:2inch-2inch-1/4inch)	7.200×10^{20}	3.544×10^{23}

Table 3.5 Comparison of calculated \bar{v} and f ($=K_{\infty}/K_M^+$) values with use of JENDL-2, JENDL-3 and ENDF/B-IV data files for EU06 cell

library	JENDL-2	JENDL-3	ENDF/B-IV
\bar{v}	2.4755	2.4733 (-0.09%)*	2.4666 (-0.36%)
f	0.9968	0.9966 (-0.02%)	0.9961 (-0.07%)

* Values in parentheses : Difference from values calculated with use of JENDL-2 data file

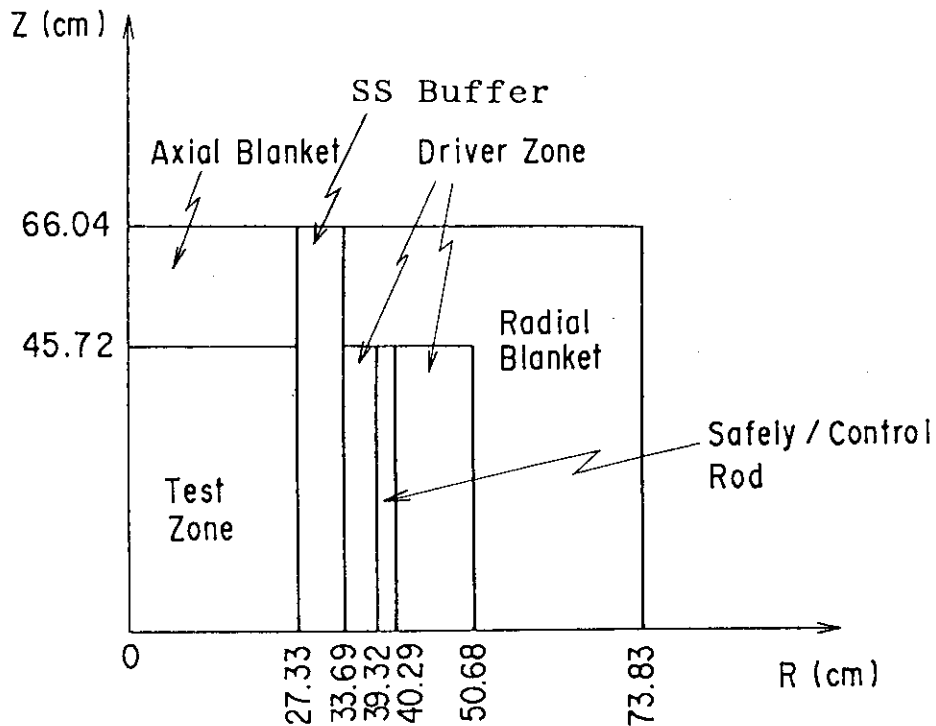
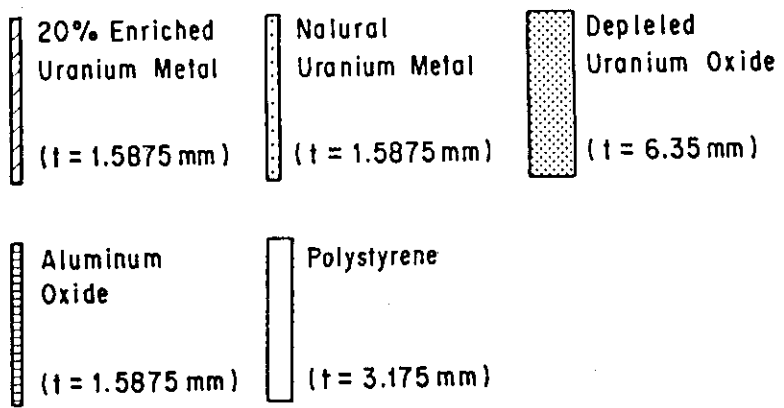
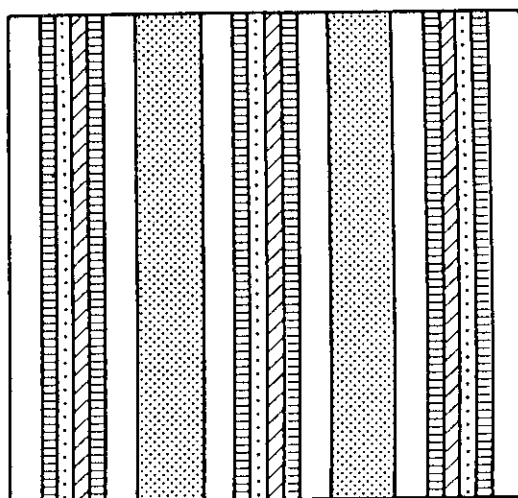


Fig. 3.1 Two-dimensional cylindrical model of FCA XIV-1 core



(t : thickness of plate)

Fig. 3.2 Plate configuration in EU06 cell

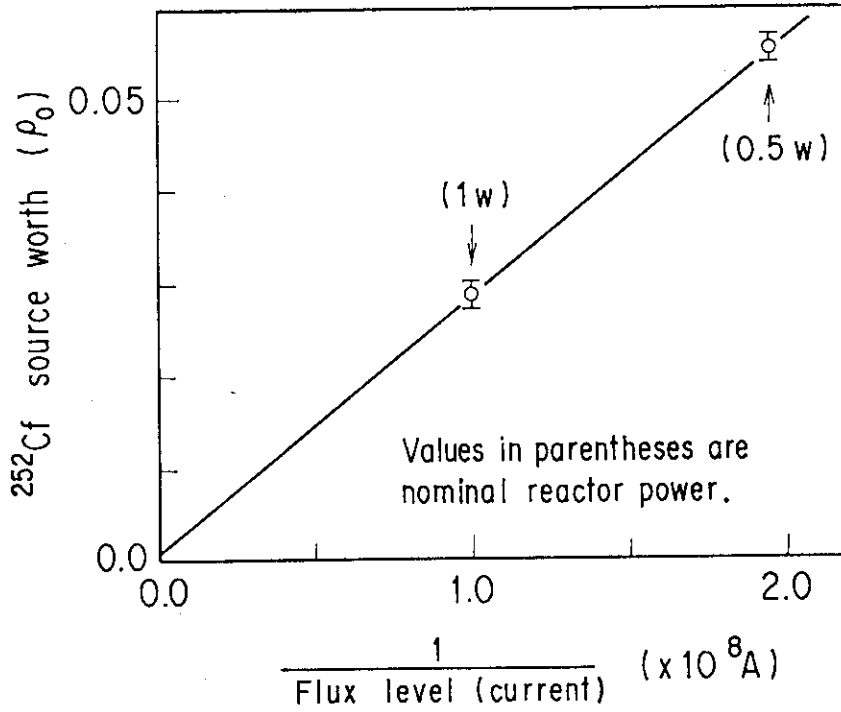
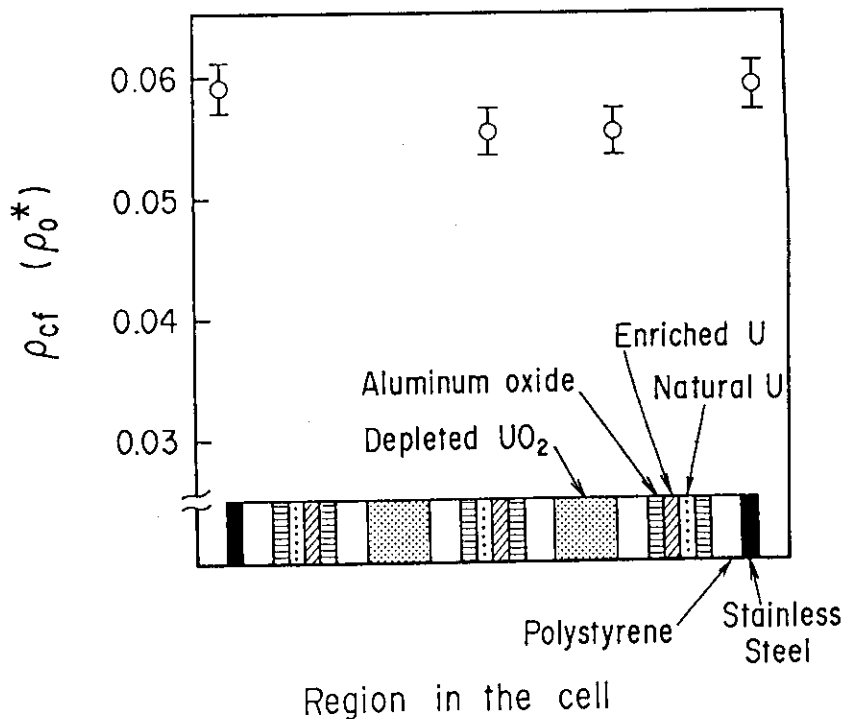


Fig. 3.3 ^{252}Cf source worth against flux level at the center of FCA XIV-1 core



* $1 \rho_0 = 0.1032 \% \Delta k/k$

Fig. 3.4 Distribution of apparent reactivity worth of ^{252}Cf source neutrons in EU06 cell at the center of FCA XIV-1 core

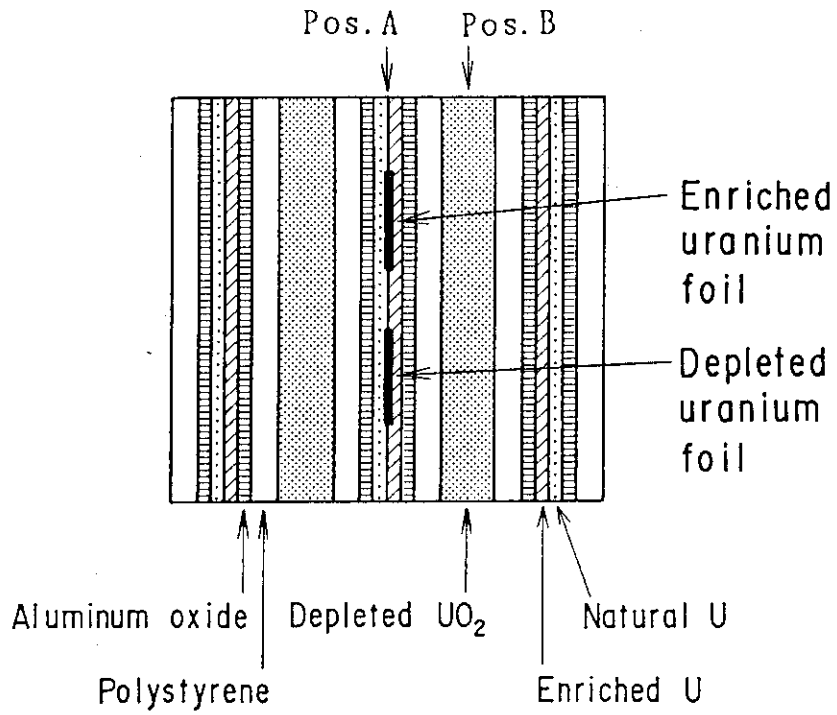


Fig. 3.5 Uranium foil location in EU06 cell for absolute fission rate measurement

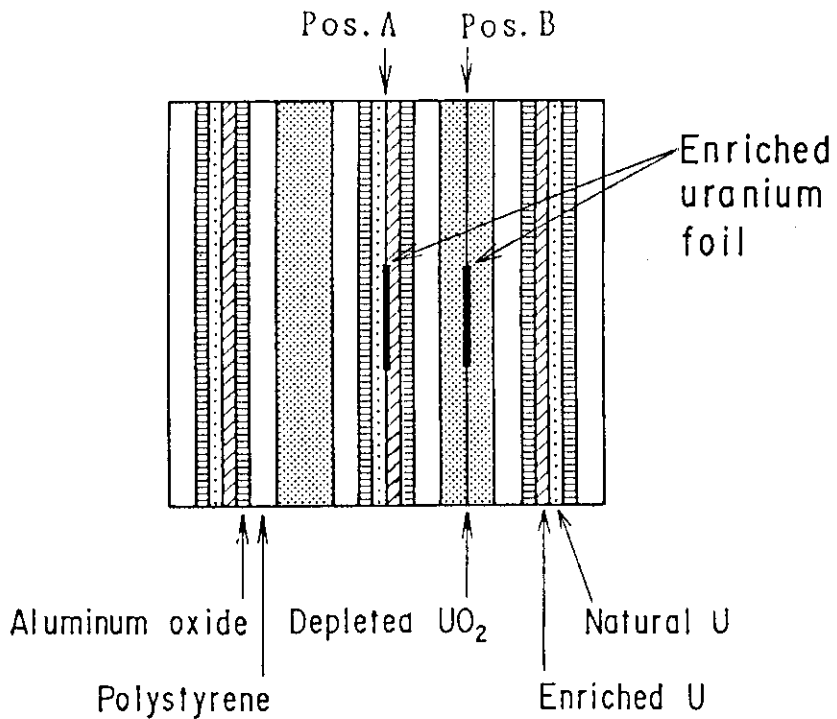


Fig. 3.6 Enriched uranium foil location in EU06 cell for relative fission rate measurement

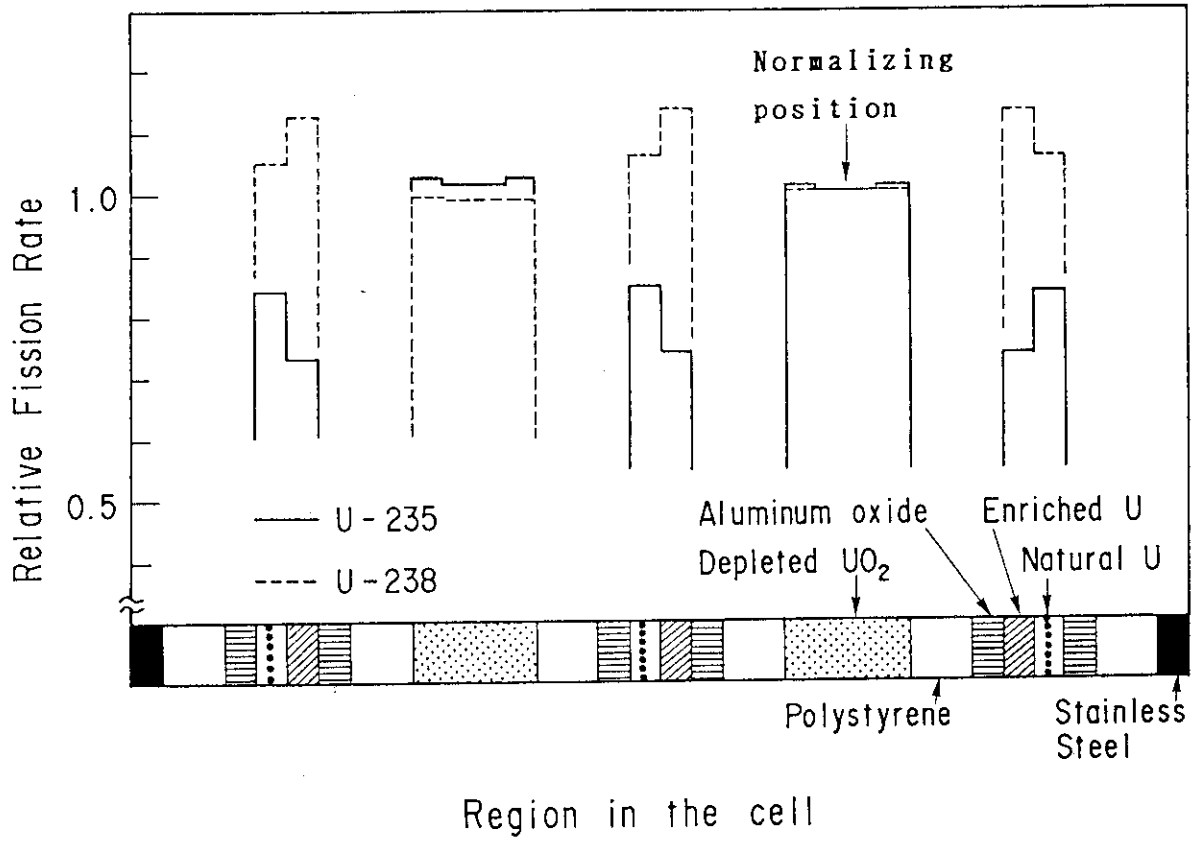


Fig. 3.7 Calculated fission rate distribution in EU06 cell

4. 実験結果及び今後の課題

4.1 実験結果

3節で述べた諸量を組み合わせてセル反応度値法による k_{∞} の測定値として 1.185 ± 0.015 を得た。結果を各成分とともに Table 4.1に示す。

ところで、 k_{m^+} は(2.3)式及び(2.9)式より求まる。Table 4.1に示す各成分の誤差を伝搬させることにより、 ρ_{cell}/Y の相対誤差は $\pm 6.4\%$ となった。これらの成分のうち、 ρ_{cell} 及び R_f の誤差が大きい。 k_{m^+} の相対誤差 $\delta k_{m^+}/k_{m^+}$ は(4.1)式にて求まる。

$$\frac{\delta k_{m^+}}{k_{m^+}} = (k_{m^+} - 1) \times \frac{\delta(\rho_{cell}/Y)}{(\rho_{cell}/Y)} \quad (4.1)$$

今回の実験では、 k_{m^+} あるいは k_{∞} の相対誤差は ρ_{cell}/Y の相対誤差の約 $1/5$ である $\pm 1.2\%$ となった。

セル反応度値法による $k_{\infty}(\rho)$ をバックリング法により求まる $k_{\infty}(B^2)^{(2)}$ と比較して Table 4.2に示す。 $k_{\infty}(\rho)$ と $k_{\infty}(B^2)$ の相違は 1% 未満であり、両者は誤差内で一致した。

4.2 今後の課題

今回セル反応度値法により得られた k_{∞} の相対誤差は、 $\pm 1.2\%$ であり、バックリング法により得られた k_{∞} に比較して十分な測定精度が得られなかった。しかしながら、本手法は核分裂当りの平均中性子発生数 $\bar{\nu}$ 値を除いて原理的に測定値の組合せから k_{∞} の測定値を得ることができ、バックリング法と相補的に用いることにより有効な測定手法と成り得ると考えられる。

また、以下に述べる様に今後のFCA実験においては、いくつかの測定量の実験精度に改善の余地があるため、本測定手法による k_{∞} の誤差を低減することが可能と考えられる。まずはじめに、セル内で積分された核分裂率値(R_f)を得るために必要な絶対核分裂率値を測定する際のウラン箔の照射位置が今回の実験では必ずしも最適ではなかったため、本来は必要でない測定値の変換の結果として R_f の誤差が増大したと言える。従って、これらの変換が不要な位置でウラン箔を照射することにより R_f の相対誤差を $\pm 3\%$ 程度まで低減することが可能と考えられる。次に、強度がより大きくかつより精度良く校正された ^{252}Cf 中性子源を用いることである。具体的には、今後のFCA実験では、今回用いた中性子源より強度が2桁程度大きく、かつ、相対誤差 $\pm 1\%$ 程度の精度で校正された中性子源を使用する予定である。このような中性子源にて、自発核分裂中性子による、より大きな見かけの反応度値(ρ_{cf})を測定することができ、その相対誤差を今回の測定値よりも1桁程度小さくすることができる。以上の様にして、 k_{∞} の相対誤差を $\pm 1\%$ 以下まで低減することが可能と考えられる。

さらに、 R_f を得る際に必要となるセル内核分裂率微細分布として、今回は 3.2節にて述べた様に、直接実験結果を用いることができなかった。今後の課題として核分裂率の詳細なセル内微細分布測定が必要である。

Table 4.1 Experimental quantities and calculated correction factors for the experimental K_{∞} values of EU06 cell in FCA XIV-1 core

ρ_{cell}	$0.208 \rho_0 \pm 4.0\%$
ρ_{cf}^*	$0.0558 \rho_0 \pm 2.4\%$
S_{cf}	$1.19 \times 10^6 \text{ n/s} \pm 2.2\%$
R_f^*	$1.131 \times 10^7 /s \pm 3.8\%$
$\frac{\langle \phi^+ \chi_{cell} \rangle}{\langle \phi^+ \chi_{cf} \rangle}$	0.99631
$\bar{\nu}$	2.4755
<hr/>	
k_m^+	1.189 ± 0.015
<hr/>	
$f (= k_{\infty} / k_m^+)$	0.99679
<hr/>	
k_{∞}	1.185 ± 0.015
<hr/>	

ρ_{cell}	: The central cell reactivity worth -----	(Expt.)
ρ_{cf}	: The apparent reactivity worth due to spontaneous fission neutrons emitted from the ^{252}Cf neutron source -----	(Expt.)
S_{cf}	: The strength of the ^{252}Cf neutron source (Sep. 5th, 1986) -----	(Expt.)
R_f	: The fission rate integrated in the cell -----	(Expt.)
$\frac{\langle \phi^+ \chi_{cell} \rangle}{\langle \phi^+ \chi_{cf} \rangle}$: The difference between the importance of the fission neutrons in the fuel and the importance of the ^{252}Cf source neutrons -----	(Calc.)
$\bar{\nu}$: The average number of neutrons per fission -----	(Calc.)
f	: The ratio of k_{∞} to k_m^+ -----	(Calc.)

*The flux level monitor = 0.513×10^{-8} A

Table 4.2 Comparison between the K_{∞} value by 'Cell Reactivity Worth Method' and the K_{∞} value by 'Buckling Method' for EU06 cell

'Cell Reactivity Worth Method'	$k_{\infty}(\rho)$	1.185 ± 0.015
'Buckling Method'	$k_{\infty}(B^2)^{(2)}$	1.176 ± 0.004
The ratio($k_{\infty}(\rho)/k_{\infty}(B^2)$)		1.008 ± 0.013

5. ま と め

高転換軽水炉を模擬したFCA XIV-1炉心における k_{∞} 測定に炉心中心セル反応度値を測定することによるセル反応度値法の適用を試みた。 k_{∞} 測定値として 1.185 ± 0.015 (1.2%)を得た。また、各成分の測定誤差の低減の可能性があり、 k_{∞} 測定値の相対誤差は $\pm 1\%$ 以下まで低減することが可能と考えられる。さらに、得られた k_{∞} をバックリング法による k_{∞} と比較した。その結果、これら2つの独立した測定手法による k_{∞} は誤差の範囲内でよく一致した。

謝 辞

本実験を遂行するにあたり、数々の御指導を頂いた高速炉物理研究室 中野正文室長に感謝いたします。また、計算を行うに当たって援助頂いた (株)アイエスエルの永谷睦美氏に感謝いたします。さらに、FCAの運転において種々の協力を頂いた FCA管理機関員の諸氏に感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) Chawla, R., et al.: Nucl. Technol., 67, 360 (1984)
- (2) 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, 477 (1989)
- (3) Nakano, M. and Iijima, T. : "Interpretation of the Central Cell Reactivity Worth and Experimental Determination of a Characteristic Value of the Reactor Cell Composition k_m^+ ", J. Nucl. Sci. Technol., 10, 69 (1973)
- (4) Berger, H., et. al.: "Investigation of Importance Weighted Infinite Multiplication Constants in Clean and Poisoned LWHCR Lattices", Proc. Int. Reactor Physics Conf., Jackson Hole, Wyoming, U.S.A., Sept. 19-22, 1988 Vol. II, 343 (1988)
- (5) Redman, W. and Bretscher, M. : "Direct Determination of Uranium-235 Capture-to-Fission Ratio in a Zero-Power Reactor", Nucl. Sci. Eng. 27, 34 (1967).
- (6) 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)

謝 辞

本実験を遂行するにあたり、数々の御指導を頂いた高速炉物理研究室 中野正文室長に感謝いたします。また、計算を行うに当たって援助頂いた (株)アイエスエルの永谷睦美氏に感謝いたします。さらに、FCAの運転において種々の協力を頂いた FCA管理機関員の諸氏に感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) Chawla, R., et al.: Nucl. Technol., 67, 360 (1984)
- (2) 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, 477 (1989)
- (3) Nakano, M. and Iijima, T. : "Interpretation of the Central Cell Reactivity Worth and Experimental Determination of a Characteristic Value of the Reactor Cell Composition k_m^+ ", J. Nucl. Sci. Technol., 10, 69 (1973)
- (4) Berger, H., et. al.: "Investigation of Importance Weighted Infinite Multiplication Constants in Clean and Poisoned LWHCR Lattices", Proc. Int. Reactor Physics Conf., Jackson Hole, Wyoming, U.S.A., Sept. 19-22, 1988 Vol. II, 343 (1988)
- (5) Redman, W. and Bretscher, M. : "Direct Determination of Uranium-235 Capture-to-Fission Ratio in a Zero-Power Reactor", Nucl. Sci. Eng. 27, 34 (1967).
- (6) 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)

- (7) Brumbach S.B. and Maddison D.W. : "Reaction Rate Calibration Techniques at ZPPR for ^{239}Pu Fission, ^{235}U Fission, ^{238}U Fission, ^{238}U Capture," ANL-82-38, ANL Illinois (1982).
- (8) Ohno, A., et al. : "Measurement of Relative Power Distribution in Axially Heterogeneous Core by Gamma-Counting of Each Fuel Plate", J. Nucl. Sci. Technol., 25, 32 (1988).
- (9) Tsuchihashi, K., et al. : "Revised SRAC Code System", JAERI 1302 (1986).
- (10) Nakagawa, T. (Ed.) : "Summary of JENDL-2 General Purpose File", JAERI-M 84-103 (1984).
- (11) Cullen, D.E. et al. : "The International Reactor Dosimetry File (IRDF-82)", International Atomic Energy Agency, Vienna. Nuclear Data Section (1982)
- (12) Takano H. et al. : "SRACLIB-JENDL-3: Thermal Reactor Group Cross Section Library Based on the JENDL-3 Nuclear Data", Private communication, Sept., 1989.
- (13) ENDF/B Summary Documentation, BNL-NCS-17541 (ENDF-201), (2nd Ed.), Compiled by GARBER, D., BNL, Upton, N.Y. (1975).
- (14) Table of Isotopes 7th ed.

付録 ^{252}Cf 中性子源強度校正実験の概要

実験方法は、黒鉛パイプ、 BF_3 計数管及び基準 ^{252}Cf 中性子源を用いた比較測定である。具体的には 1160mmx1500mmx1640mmの黒鉛パイプ中に、まずあらかじめ強度のわかっている基準 ^{252}Cf 中性子源を置き、それより放出される中性子を、やはり黒鉛パイプ中に置いた BF_3 計数管で測定し計数率を求める。次に、基準 ^{252}Cf 中性子源のかわりに校正の対象となる ^{252}Cf 中性子源を置き、同様に計数率を求める。最後に両者の計数率の比をとり、それを基準 ^{252}Cf 中性子源の強度にかければ、校正対象の ^{252}Cf 中性子源の強度が求まる。

実験の結果、計数率比として $3.84 \pm 0.88\%$ を得た。ところで、校正実験当日（6月12日）の基準 ^{252}Cf 中性子源の強度は $3.29 \times 10^5 \pm 2\%$ n/s であった。従って、校正対象の ^{252}Cf 中性子源の強度は以下の様になる。

$$\text{校正実験時 (1986年 6月12日)} \quad S_{\text{Cf}} = 1.26 \times 10^6 \pm 2.2\% \text{ n/s}$$

$$k_{\infty} \text{測定時 (1986年 9月 5日)} \quad S_{\text{Cf}} = 1.19 \times 10^6 \pm 2.2\% \text{ n/s}$$

校正実験時の値に減衰の補正（半減期：2.646年）を施した。