

JAERI-Tech

JP0450284

2004-016



FCAにおける低減速軽水炉模擬炉心の 無限増倍率の測定

2004年3月

小嶋 健介・岡嶋 成晃・山根 剛・安藤 真樹
片岡 理治・岩永 宏平

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。

入手の問合せは、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）で複写による実費領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, 2004

編集兼発行 日本原子力研究所

FCAにおける低減速軽水炉模擬炉心の無限増倍率の測定

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

小嶋 健介・岡嶋 成晃・山根 剛・安藤 真樹・片岡 理治・岩永 宏平*

(2004年1月22日受理)

低減速軽水炉の重要な炉特性であるボイド係数の評価の一環として、FCA-XXII-1 (65V) の炉心テスト領域の無限増倍率を測定した。

4種類の小型核分裂計数管を用いて測定した軸方向・径方向の核分裂率分布からテスト領域の材料バックリングを求め、計算により得られた移動面積を用いて無限増倍率を評価した。その結果、同炉心テスト領域の無限増倍率は 1.344 ± 0.034 となり、無限増倍率の計算値の測定値に対する比は 1.008 ± 0.026 となった。また、測定精度の向上のための方策について検討した。

Measurement of Infinite Multiplication Factor in the Mock-up Core for Reduced-moderation Water Reactor at FCA

Kensuke KOJIMA, Sigeaki OKAJIMA, Tsuyoshi YAMANE,
Masaki ANDOH, Masaharu KATAOKA and Kohei IWANAGA*

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

(Received January 22, 2004)

To investigate the void coefficient in the Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR), an infinite multiplication factor was measured in the FCA-XXII-1 (65V) core.

Axial and radial fission rate distributions were measured by micro fission chambers with four different kinds of nuclides. The infinite multiplication factor was derived from the material buckling, which was obtained from both the axial and radial fission rate distributions, and the migration area calculated. The value of it in the test region of the FCA-XXII-1 (65V) core was 1.344 ± 0.034 . It was compared with the calculation, the ratio of the calculation to the measurement was 1.008 ± 0.026 . The improvement in measurement accuracy was also considered.

Keywords : Infinite Multiplication Factor, Void Coefficient, Material Buckling, RMWR, FCA, Migration Area

* Fellow of Advanced Science (Tokyo Institute of Technology)

目次

1.	緒言	1
2.	核分裂率分布測定実験	2
2.1	炉心体系	2
2.2	測定方法	3
2.3	測定結果	3
3.	解析手法	12
4.	無限増倍率の導出	16
4.1	核分裂率分布の補正及び規格化	16
4.2	基本モードスペクトル成立範囲の評価	17
4.3	材料バッククリング	17
4.4	無限増倍率	19
4.5	考察	19
5.	結論	35
	謝辞	35
	参考文献	35
	付録	36
A	小型核分裂計数管のレスポンス関数	36
B	多群拡散計算による中性子スペクトル	37

Contents

1.	Introduction	1
2.	Measurement of Fission Rate Distribution	2
2.1	Core Configuration	2
2.2	Measurement Technique	3
2.3	Measured Results	3
3.	Calculation Method	12
4.	Derivation of Infinite Multiplication Factor	16
4.1	Correction and Normalization for Fission Rate Distribution	16
4.2	Established Region of Fundamental Mode Neutron Spectrum	17
4.3	Material Buckling	17
4.4	Infinite Multiplication Factor	19
4.5	Discussions	19
5.	Conclusion	35
	Acknowledgement	35
	References	35
	Appendix	36
A	Response Function of Nuclides within Micro Fission Chambers	36
B	Calculated Neutron Spectrum	37

1. 緒言

日本原子力研究所（原研）では、軽水炉技術に立脚しながら、プルサーマルの次の段階における革新的水冷却炉として、低減速軽水炉（RMWR : Reduced-Moderation Water Reactors）の研究開発を進めている^[1]。低減速軽水炉はプルトニウム多重リサイクルさらにはプルトニウム増殖サイクルの実現を目的とした原子炉であり、プルトニウム利用核燃料サイクルに柔軟性を与えることができると期待されている。同炉では、²³⁸U を ²³⁹Pu に効率的に変換するために、核分裂で発生する高速中性子の減速をできる限り低く抑えている。このために、炉心内で中性子を減速させる水の割合を、除熱可能な限界まで少なくした炉心概念を設計の基本としており、1 以上の転換比と負のボイド係数を同時に達成することを最大の設計目標としている。特に、ボイド係数は安全性を左右する非常に重要な炉心特性パラメータである。しかしながら、同炉では高速中性子の減速を抑えており、従来の軽水炉とは中性子スペクトルが異なるため、転換比やボイド係数等の核設計値の精度の検証が大きな課題である。その実験的検証を目的として、高速炉臨界実験装置 FCA（Fast Critical Assembly）を用いて、同炉の炉心模擬実験を実施している。

ボイド係数の予測精度評価は、これまで無限増倍率のボイド係数に対して行われてきた。ここで、ボイド率が v_1 、 v_2 のときの無限増倍率をそれぞれ $k_{\infty 1}$ 、 $k_{\infty 2}$ とすると、以下の式で無限増倍率のボイド係数 α_v を評価できる。

$$\alpha_v = \frac{k_{\infty 2} - k_{\infty 1}}{k_{\infty 1} k_{\infty 2} (v_2 - v_1)}$$

上式より、ボイド率の異なる炉心において、無限増倍率をそれぞれ測定することにより、ボイド係数が求まることがわかる。

本研究では、低減速軽水炉のボイド係数評価実験^[2]の一環として、低減速軽水炉を模擬した FCA-XXII-1 (65V) 炉心において、ボイド率が 65% の同炉心テスト領域の無限増倍率を測定した。具体的には、炉心内の軸方向及び径方向の核分裂率分布を測定し、その結果から材料バックリングを求め、格子均質化計算によって得られた同炉心テスト領域の移動面積を用いることによって、無限増倍率を測定した。

本報告書では、第 2 章で実験体系及び核分裂率分布測定、第 3 章で実験解析手法、第 4 章で無限増倍率の算出と測定精度の検討結果について述べる。

2. 核分裂率分布測定実験

2.1 炉心体系

FCA-XXII-1 (65V) 炉心は、低減速軽水炉の炉心スペクトルを模擬したテスト領域が中心にあり、その周辺を体系の臨界を維持するためのドライバー領域、その外側には径方向ブランケット領域が取り囲んだ、円筒形体系である。体系の大きさは半径約 80.0cm、高さ 132.1cm である。尚、テスト領域とドライバー領域の間には、中性子スペクトルの急激な変化を抑えるために、バッファー領域を設けている。

テスト領域は、高さ 91.4cm の炉心領域、それを挟む厚さ 20.3cm の軸方向ブランケット領域から成る。テスト領域の等価半径は 25.9cm である。テスト領域には、ボイド率が 65% の MOX 燃料を模擬した炉心部及び軸方向ブランケットから成る引き出しを装荷した。炉心部には、1 単位セル ($2'' \times 2'' \times 2''$ ^{*1}) 当り、燃料として 92% プルトニウム板 ($1/16''$ 厚さ) 3 枚、天然ウラン板 ($1/16''$ 厚さ) 3 枚及び二酸化劣化ウラン板 ($1/4''$ 厚さ) 2 枚が装填されている。炉心部のプルトニウム富化度は 15.8% である。これら燃料板以外に、酸化物燃料の酸素を導入するためのアルミニナ板 ($1/16''$ 厚さ) 6 枚及びボイド率 65% の減速材としてポリスチレン板 ($1/8''$ 厚さ) 6 枚が装填されている。炉心部の減速材対燃料体積比 (V.R.) は 0.6 である。また、集合体の格子管及び引き出しの構造材を含む炉心部の燃料／減速材／構造材の体積比は、57.5 / 34.5 / 8.0 である。一方、軸方向ブランケットには、天然ウランブロック ($2'' \times 2'' \times 8''$) を装荷した。以下、炉心部、軸方向ブランケットの単位セルをそれぞれ T16CH65 単位セル、NUB 単位セルと呼ぶ。テスト領域の引き出し (T16CH65 引出し) における模擬物質板装填の様子を Fig. 2.1 に示す。

テスト領域の周囲は厚さ約 5.5cm のバッファー領域が取り囲む。ステンレス鋼から構成された SUS 引き出しをバッファー領域に装荷した。

バッファー領域の外周は厚さ約 5.5cm のドライバー領域が取り囲む。このドライバー領域には HU2NU4C 引出しを装荷した。HU2NU4C 引出しへは、ドライバー部及び軸方向ブランケットから成る。ドライバー部の単位セル (HU2NU4C 単位セル) は、93% 濃縮ウラン板 ($1/16''$ 厚さ) 2 枚、天然ウラン板 ($1/8''$ 厚さ) 4 枚が燃料として装填され、厚さが $1/16''$ 、 $1/8''$ 、 $1/4''$ の黒鉛板それぞれ 2 枚、4 枚、3 枚が減速材として装填されている。

ドライバー領域周囲には厚さ 44.2cm の径方向ブランケット領域を設けた。このブランケット領域は、内側の二酸化劣化ウランとナトリウムから成るソフトブランケット領域と、外側の劣化ウランブランケット領域から成る。ソフトブランケット領域には SB 引き出しを装荷した。SB 引き出しの単位セルである SB 単位セルには、二酸化劣化ウラン板とナトリウム板が装填されている。一方、劣化ウランブランケット領域として、劣化ウランブロックを装荷した。

FCA-XXII-1 (65V) 炉心の臨界体系の X-Y、X-Z 断面図をそれぞれ Fig. 2.2 及び 2.3 に示す。

*1 「」はインチを表す。また、本報告書では長さの単位を cm で統一しているが、模擬物質板はインチで設計されているので、模擬物質板の大きさはインチを用いて記述する。 $(1'' = 2.54\text{ cm})$

尚、Fig. 2.2 で示されている M1～M8 はモニターを表し、8 個の核分裂計数管を炉心内外に配置した。モニターの計数率は測定中の出力変動の影響を取り除くために用いる。

2.2 測定方法

本実験では核分裂率分布を求めることを目的とし、小型核分裂計数管（直径 6mm、有感部長さ 32mm）を用いて、軸方向、径方向の核分裂率分布測定を実施した。本測定ではエネルギー感度が異なる 4 種類 (^{237}Np 、 ^{235}U 、天然ウラン及び、 ^{239}Pu) の小型核分裂計数管を用いた。各小型核分裂計数管の原子数並びに構成核種を Table 2.1 に示す。

軸方向（z 軸方向）核分裂率分布は、Fig. 2.3 に示したように、体系の中心軸から 5.5cm ずれた平行線上の -40.4～48.4cm の間で測定した。また、径方向（r 軸方向）分布は、密着面から 2.5cm 移動した径方向の直線上の -44.2～49.7cm の間で測定した。このとき、軸方向の測定では、引出しのセル内に軸方向に $2.5\text{cm} \times 1.3\text{cm}$ の溝を設け、その中で計数管を移動させて測定した。径方向の測定では、固定側 $\frac{1}{2}$ 集合体の密着面第一層に、径方向に $2.0\text{cm}\phi$ の実験孔を設け、その中で計数管を移動させて測定した。

本実験では、 ^{237}Np と ^{235}U の二種類の核分裂計数管を束ねて 2 本同時に核分裂率分布の測定を行った。天然ウランと ^{239}Pu の核分裂計数管についても同様に、2 本同時に測定した。また、測定は、時間の制約からそれぞれ方向について 2 回に分けて行った。

2.3 測定結果

本実験において測定した軸方向・径方向の核分裂率分布を Table 2.2～2.5 に示す。また、本炉心には 8 個のモニターを配しているが、本研究においては配置及び計数率の観点から M4 と M5 を選択した。その計数率も Table 2.2～2.5 に示す。尚、表中の誤差として小型核分裂計数管、モニター共に計数の標準偏差を採用した。これら測定結果からの無限増倍率の導出及び検討については第 4 章で述べる。

Table 2.1 Composition of micro fission chambers

Detector	^{237}Np	^{235}U	Natural U	^{239}Pu
Atomic Content (atoms)	1.42×10^{18} $\pm 4.0\%$	3.04×10^{17} $\pm 2.0\%$	4.16×10^{18} $\pm 2.0\%$	7.10×10^{17} $\pm 2.0\%$
Ingredient (%)				
^{234}U		0.95 ± 0.01		
^{235}U		93.31 ± 0.05	0.7204 ± 0.0007	
^{236}U		0.41 ± 0.01		
^{238}U		5.34 ± 0.04	99.28	
^{237}Np	99.49			
^{239}Pu	$\left. \right\} 0.506^*$			94.43 ± 0.02
^{240}Pu				5.22 ± 0.02
^{241}Pu				0.338 ± 0.002
^{242}Pu				≈ 0.013

* Isotopic composition of Pu is not known. It is regarded as 100 % ^{239}Pu in this report.

Table 2.2 Axial distributions of measured by ^{237}Np and ^{235}U fission chambers and count rates measured by monitors, M4 and M5

Position(cm)	Count rate (cps) \pm error(%)			
	^{237}Np	^{235}U	M4	M5
-40.4	47.71 \pm 1.4	75.08 \pm 1.2	9094.46 \pm 0.1	10209.14 \pm 0.1
-38.2	54.65 \pm 1.4	84.36 \pm 1.1	9114.39 \pm 0.1	10195.24 \pm 0.1
-33.1	67.00 \pm 1.2	100.13 \pm 1.0	9099.05 \pm 0.1	10201.34 \pm 0.1
-28.0	78.58 \pm 1.1	114.80 \pm 0.9	9118.52 \pm 0.1	10194.60 \pm 0.1
-23.0	85.81 \pm 1.1	127.57 \pm 0.9	9109.65 \pm 0.1	10205.02 \pm 0.1
-17.9	92.80 \pm 1.0	136.23 \pm 0.9	9101.26 \pm 0.1	10219.92 \pm 0.1
-12.8	97.63 \pm 1.0	145.43 \pm 0.8	9095.66 \pm 0.1	10209.13 \pm 0.1
-7.7	101.38 \pm 1.0	149.72 \pm 0.8	9111.27 \pm 0.1	10200.18 \pm 0.1
-2.6	100.53 \pm 1.0	151.58 \pm 0.8	9119.15 \pm 0.1	10209.10 \pm 0.1
0.9	100.92 \pm 1.0	155.16 \pm 0.8	9109.34 \pm 0.1	10193.82 \pm 0.1
4.5	98.80 \pm 1.0	151.31 \pm 0.8	9102.61 \pm 0.1	10210.11 \pm 0.1
9.6	98.82 \pm 1.0	151.82 \pm 0.8	9113.04 \pm 0.1	10213.39 \pm 0.1
14.7	94.82 \pm 1.0	143.70 \pm 0.8	9106.53 \pm 0.1	10214.02 \pm 0.1
<hr/>				
-9.9	97.64 \pm 0.7	146.45 \pm 0.6	9134.61 \pm 0.1	10207.01 \pm 0.1
-7.7	100.79 \pm 0.7	147.16 \pm 0.6	9125.71 \pm 0.1	10204.02 \pm 0.1
-2.6	101.60 \pm 0.7	148.95 \pm 0.6	9123.61 \pm 0.1	10199.09 \pm 0.1
0.0	99.93 \pm 0.7	151.29 \pm 0.6	9120.65 \pm 0.1	10205.83 \pm 0.1
2.6	101.31 \pm 0.7	150.63 \pm 0.6	9131.70 \pm 0.1	10202.40 \pm 0.1
7.7	98.77 \pm 0.7	146.13 \pm 0.6	9109.08 \pm 0.1	10200.52 \pm 0.1
12.8	96.85 \pm 0.7	142.93 \pm 0.6	9119.08 \pm 0.1	10203.07 \pm 0.1
17.9	91.05 \pm 0.7	133.86 \pm 0.6	9132.64 \pm 0.1	10203.23 \pm 0.1
23.0	85.23 \pm 0.8	124.76 \pm 0.6	9122.92 \pm 0.1	10194.24 \pm 0.1
28.0	76.46 \pm 0.8	113.34 \pm 0.7	9121.35 \pm 0.1	10196.33 \pm 0.1
33.1	66.44 \pm 0.9	98.95 \pm 0.7	9131.29 \pm 0.1	10206.29 \pm 0.1
38.2	54.35 \pm 1.0	82.71 \pm 0.8	9127.17 \pm 0.1	10197.73 \pm 0.1
43.3	40.06 \pm 1.1	60.56 \pm 0.9	9118.92 \pm 0.1	10206.56 \pm 0.1
45.8	31.58 \pm 1.3	47.30 \pm 1.0	9123.56 \pm 0.1	10209.14 \pm 0.1
48.4	21.78 \pm 1.5	32.55 \pm 1.2	9127.28 \pm 0.1	10203.26 \pm 0.1

Table 2.3 Axial distributions of measured by natural uranium and ^{239}Pu fission chambers and count rates measured by monitors, M4 and M5

Position(cm)	Count rate (cps) \pm error(%)			
	Nat. U	^{239}Pu	M4	M5
-40.4	6.81 \pm 2.7	182.89 \pm 0.5	18214.54 \pm 0.1	20337.85 \pm 0.0
-38.2	7.91 \pm 2.5	200.60 \pm 0.5	18223.98 \pm 0.1	20330.22 \pm 0.0
-33.1	9.40 \pm 2.3	237.20 \pm 0.5	18214.47 \pm 0.1	20336.54 \pm 0.0
-28.0	10.99 \pm 2.1	274.42 \pm 0.4	18232.44 \pm 0.1	20323.29 \pm 0.0
-23.0	12.02 \pm 2.0	296.84 \pm 0.4	18205.19 \pm 0.1	20326.03 \pm 0.0
-17.9	12.93 \pm 2.0	326.84 \pm 0.4	18209.47 \pm 0.1	20353.00 \pm 0.0
-12.8	13.92 \pm 1.9	344.30 \pm 0.4	18223.64 \pm 0.1	20346.58 \pm 0.0
-7.7	14.68 \pm 1.8	366.14 \pm 0.4	18195.26 \pm 0.1	20327.80 \pm 0.0
-2.6	14.24 \pm 1.9	358.92 \pm 0.4	18207.84 \pm 0.1	20324.14 \pm 0.0
0.9	14.57 \pm 1.9	379.68 \pm 0.4	18198.97 \pm 0.1	20330.23 \pm 0.0
4.5	14.52 \pm 1.9	384.29 \pm 0.4	18203.32 \pm 0.1	20323.69 \pm 0.0
9.6	15.11 \pm 1.8	375.69 \pm 0.4	18221.32 \pm 0.1	20346.33 \pm 0.0
14.7	13.41 \pm 1.9	357.61 \pm 0.4	18214.27 \pm 0.1	20332.49 \pm 0.0
<hr/>				
-9.9	14.52 \pm 1.3	416.50 \pm 0.2	18257.25 \pm 0.0	20075.40 \pm 0.0
-7.7	14.21 \pm 1.3	379.12 \pm 0.3	18246.04 \pm 0.0	20352.83 \pm 0.0
-2.6	14.79 \pm 1.3	389.76 \pm 0.3	18247.12 \pm 0.0	20343.55 \pm 0.0
0.0	14.43 \pm 1.3	416.45 \pm 0.2	18239.59 \pm 0.0	20341.08 \pm 0.0
2.6	14.60 \pm 1.3	404.99 \pm 0.2	18241.22 \pm 0.0	20342.42 \pm 0.0
7.7	14.42 \pm 1.3	413.15 \pm 0.2	18227.29 \pm 0.0	20336.58 \pm 0.0
12.8	13.78 \pm 1.3	400.27 \pm 0.2	18231.93 \pm 0.0	20346.87 \pm 0.0
17.9	13.03 \pm 1.4	378.81 \pm 0.3	18224.83 \pm 0.0	20331.35 \pm 0.0
23.0	12.05 \pm 1.4	346.29 \pm 0.3	18227.31 \pm 0.0	20351.90 \pm 0.0
28.0	10.89 \pm 1.5	312.53 \pm 0.3	18216.78 \pm 0.0	20340.71 \pm 0.0
33.1	9.50 \pm 1.6	269.80 \pm 0.3	18239.77 \pm 0.0	20339.42 \pm 0.0
38.2	7.82 \pm 1.8	227.97 \pm 0.3	18230.01 \pm 0.0	20335.78 \pm 0.0
43.3	5.59 \pm 2.1	166.83 \pm 0.4	18240.06 \pm 0.0	20338.59 \pm 0.0
45.8	4.31 \pm 2.4	140.60 \pm 0.4	18237.60 \pm 0.0	20348.54 \pm 0.0
48.4	2.64 \pm 3.1	106.60 \pm 0.5	18225.79 \pm 0.0	20336.92 \pm 0.0

Table 2.4 Radial distributions of measured by ^{237}Np and ^{235}U fission chambers and count rates measured by monitors, M4 and M5

Position(cm)	Count rate (cps) \pm error(%)			
	^{237}Np	^{235}U	M4	M5
-44.2	3.46 \pm 3.8	27.57 \pm 1.3	9144.42 \pm 0.1	10360.30 \pm 0.1
-38.7	15.80 \pm 1.8	34.46 \pm 1.2	9142.48 \pm 0.1	10347.31 \pm 0.1
-35.9	22.19 \pm 1.5	40.04 \pm 1.1	9126.35 \pm 0.1	10351.95 \pm 0.1
-33.1	29.93 \pm 1.3	47.82 \pm 1.0	9127.97 \pm 0.1	10357.83 \pm 0.1
-30.4	34.50 \pm 1.2	65.07 \pm 0.9	9138.49 \pm 0.1	10349.32 \pm 0.1
-27.6	39.88 \pm 1.1	89.44 \pm 0.7	9130.80 \pm 0.1	10352.94 \pm 0.1
-24.8	49.65 \pm 1.0	113.58 \pm 0.7	9131.92 \pm 0.1	10364.80 \pm 0.1
-22.1	60.40 \pm 0.9	127.62 \pm 0.6	9134.56 \pm 0.1	10355.11 \pm 0.1
-16.5	73.56 \pm 0.8	146.40 \pm 0.6	9117.02 \pm 0.1	10343.36 \pm 0.1
-11.0	81.89 \pm 0.8	161.14 \pm 0.6	9138.31 \pm 0.1	10346.55 \pm 0.1
-5.5	88.08 \pm 0.8	170.68 \pm 0.5	9126.28 \pm 0.1	10341.06 \pm 0.1
0.0	89.85 \pm 0.7	172.76 \pm 0.5	9120.14 \pm 0.1	10353.84 \pm 0.1
5.5	88.28 \pm 0.8	171.99 \pm 0.5	9108.14 \pm 0.1	10358.19 \pm 0.1
11.0	81.91 \pm 0.8	161.88 \pm 0.6	9122.02 \pm 0.1	10336.72 \pm 0.1
<hr/>				
-27.6	40.75 \pm 1.1	88.60 \pm 0.8	9144.19 \pm 0.1	10340.12 \pm 0.1
-22.1	63.50 \pm 0.9	129.13 \pm 0.6	9120.86 \pm 0.1	10330.51 \pm 0.1
-11.0	88.39 \pm 0.8	163.35 \pm 0.6	9126.54 \pm 0.1	10319.63 \pm 0.1
-5.5	94.90 \pm 0.7	170.25 \pm 0.5	9137.99 \pm 0.1	10327.69 \pm 0.1
0.0	97.19 \pm 0.7	172.30 \pm 0.5	9136.57 \pm 0.1	10343.07 \pm 0.1
5.5	95.57 \pm 0.7	173.04 \pm 0.5	9138.44 \pm 0.1	10325.60 \pm 0.1
11.0	89.36 \pm 0.7	161.08 \pm 0.6	9127.43 \pm 0.1	10340.20 \pm 0.1
16.6	78.54 \pm 0.8	148.73 \pm 0.6	9134.24 \pm 0.1	10331.64 \pm 0.1
19.3	73.45 \pm 0.8	141.29 \pm 0.6	9138.94 \pm 0.1	10331.27 \pm 0.1
22.1	64.60 \pm 0.9	130.03 \pm 0.6	9127.73 \pm 0.1	10329.00 \pm 0.1
24.8	54.70 \pm 1.0	115.12 \pm 0.7	9118.28 \pm 0.1	10335.45 \pm 0.1
27.6	43.83 \pm 1.1	90.26 \pm 0.7	9119.79 \pm 0.1	10342.11 \pm 0.1
30.4	37.52 \pm 1.2	67.37 \pm 0.9	9124.65 \pm 0.1	10347.26 \pm 0.1
33.1	31.91 \pm 1.3	48.83 \pm 1.0	9120.60 \pm 0.1	10338.89 \pm 0.1
35.9	25.27 \pm 1.4	40.07 \pm 1.1	9117.64 \pm 0.1	10331.52 \pm 0.1
35.9	25.02 \pm 1.0	39.96 \pm 0.8	9120.75 \pm 0.1	10341.21 \pm 0.0
38.6	18.51 \pm 1.2	35.41 \pm 0.8	9120.02 \pm 0.1	10332.70 \pm 0.0
44.2	10.65 \pm 1.5	27.35 \pm 1.0	9128.61 \pm 0.1	10340.41 \pm 0.0
49.7	6.48 \pm 2.0	20.57 \pm 1.1	9126.60 \pm 0.1	10340.00 \pm 0.0

Table 2.5 Radial distributions of measured by natural uranium and ^{239}Pu fission chambers and count rates measured by monitors, M4 and M5

Position(cm)	Count rate (cps) \pm error(%)			
	Nat. U	^{239}Pu	M4	M5
-44.2	1.42 \pm 3.0	88.24 \pm 0.4	18242.56 \pm 0.0	20609.55 \pm 0.0
-38.6	2.14 \pm 2.4	116.39 \pm 0.3	18217.30 \pm 0.0	20605.39 \pm 0.0
-35.9	2.81 \pm 2.1	138.30 \pm 0.3	18227.91 \pm 0.0	20606.13 \pm 0.0
-33.1	3.88 \pm 1.8	171.94 \pm 0.3	18227.37 \pm 0.0	20610.85 \pm 0.0
-30.4	4.63 \pm 1.6	236.92 \pm 0.2	18229.59 \pm 0.0	20615.77 \pm 0.0
-27.6	5.57 \pm 1.5	329.99 \pm 0.2	18231.54 \pm 0.0	20606.66 \pm 0.0
-24.8	7.34 \pm 1.3	433.34 \pm 0.2	18217.85 \pm 0.0	20615.67 \pm 0.0
-22.1	9.32 \pm 1.6	499.37 \pm 0.2	18219.72 \pm 0.0	20597.93 \pm 0.0
-16.6	11.53 \pm 1.5	578.09 \pm 0.2	18220.88 \pm 0.0	20615.00 \pm 0.0
-11.1	13.21 \pm 1.4	632.06 \pm 0.2	18229.71 \pm 0.0	20613.23 \pm 0.0
-5.5	14.22 \pm 1.3	670.24 \pm 0.2	18215.19 \pm 0.0	20599.29 \pm 0.0
0.0	14.32 \pm 1.3	680.22 \pm 0.2	18214.98 \pm 0.0	20609.34 \pm 0.0
5.5	14.31 \pm 1.3	671.19 \pm 0.2	18218.51 \pm 0.0	20615.48 \pm 0.0
11.1	13.57 \pm 1.4	638.47 \pm 0.2	18223.49 \pm 0.0	20605.65 \pm 0.0
<hr/>				
-27.6	5.52 \pm 1.5	340.43 \pm 0.2	18184.86 \pm 0.0	20649.76 \pm 0.0
-22.1	9.18 \pm 1.7	517.55 \pm 0.2	18171.46 \pm 0.0	20646.52 \pm 0.0
-11.0	13.03 \pm 1.4	655.49 \pm 0.2	18181.96 \pm 0.0	20662.70 \pm 0.0
-5.5	14.00 \pm 1.3	684.23 \pm 0.2	18173.12 \pm 0.0	20653.18 \pm 0.0
0.0	14.71 \pm 1.3	699.27 \pm 0.2	18176.63 \pm 0.0	20636.64 \pm 0.0
5.5	14.54 \pm 1.3	682.76 \pm 0.2	18177.15 \pm 0.0	20644.73 \pm 0.0
11.1	13.40 \pm 1.4	646.57 \pm 0.2	18174.81 \pm 0.0	20648.96 \pm 0.0
16.6	11.80 \pm 1.5	587.29 \pm 0.2	18175.23 \pm 0.0	20652.21 \pm 0.0
22.1	9.49 \pm 1.6	509.35 \pm 0.2	18166.42 \pm 0.0	20654.09 \pm 0.0
24.9	7.85 \pm 1.3	448.91 \pm 0.2	18175.59 \pm 0.0	20644.01 \pm 0.0
27.6	5.82 \pm 1.5	343.53 \pm 0.2	18171.11 \pm 0.0	20647.87 \pm 0.0
30.4	4.70 \pm 1.6	245.92 \pm 0.2	18175.27 \pm 0.0	20640.36 \pm 0.0
33.1	3.99 \pm 1.8	176.98 \pm 0.3	18176.83 \pm 0.0	20649.71 \pm 0.0
35.9	3.11 \pm 2.0	141.12 \pm 0.3	18174.22 \pm 0.0	20657.17 \pm 0.0
38.6	2.26 \pm 2.4	119.86 \pm 0.3	18177.41 \pm 0.0	20654.66 \pm 0.0
44.2	1.35 \pm 3.0	90.05 \pm 0.4	18174.70 \pm 0.0	20642.86 \pm 0.0

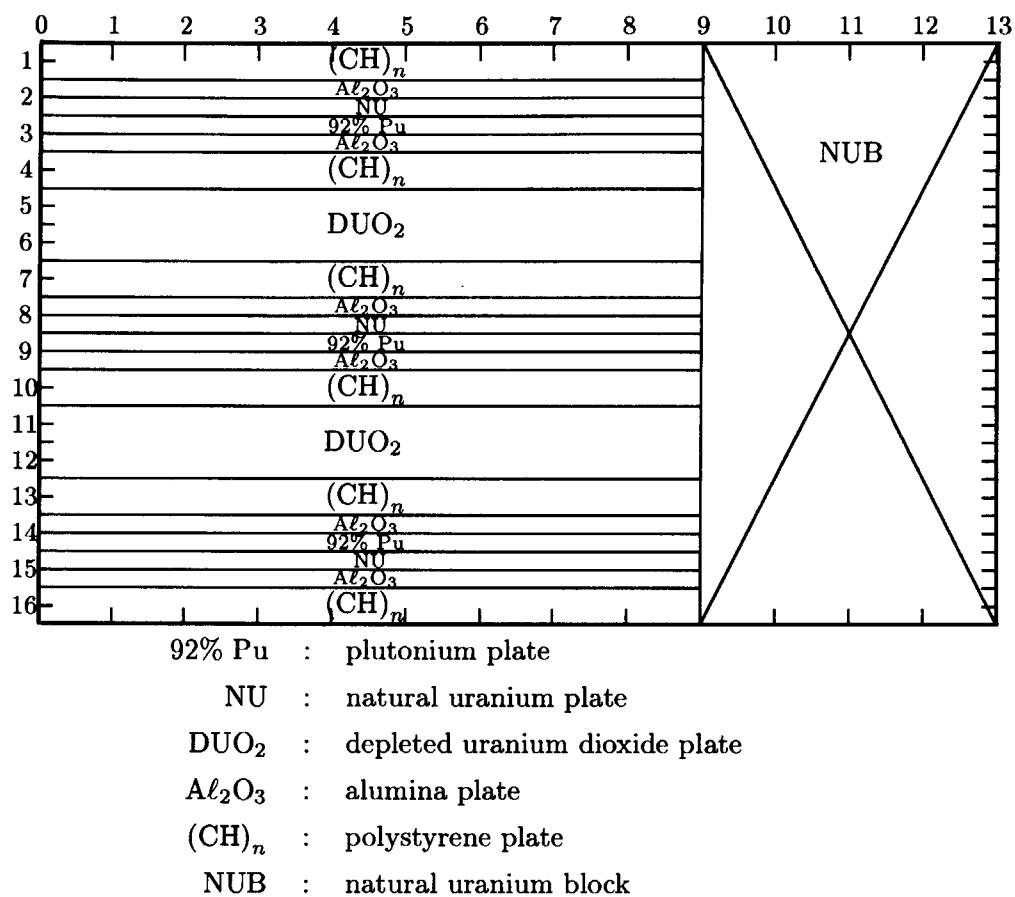
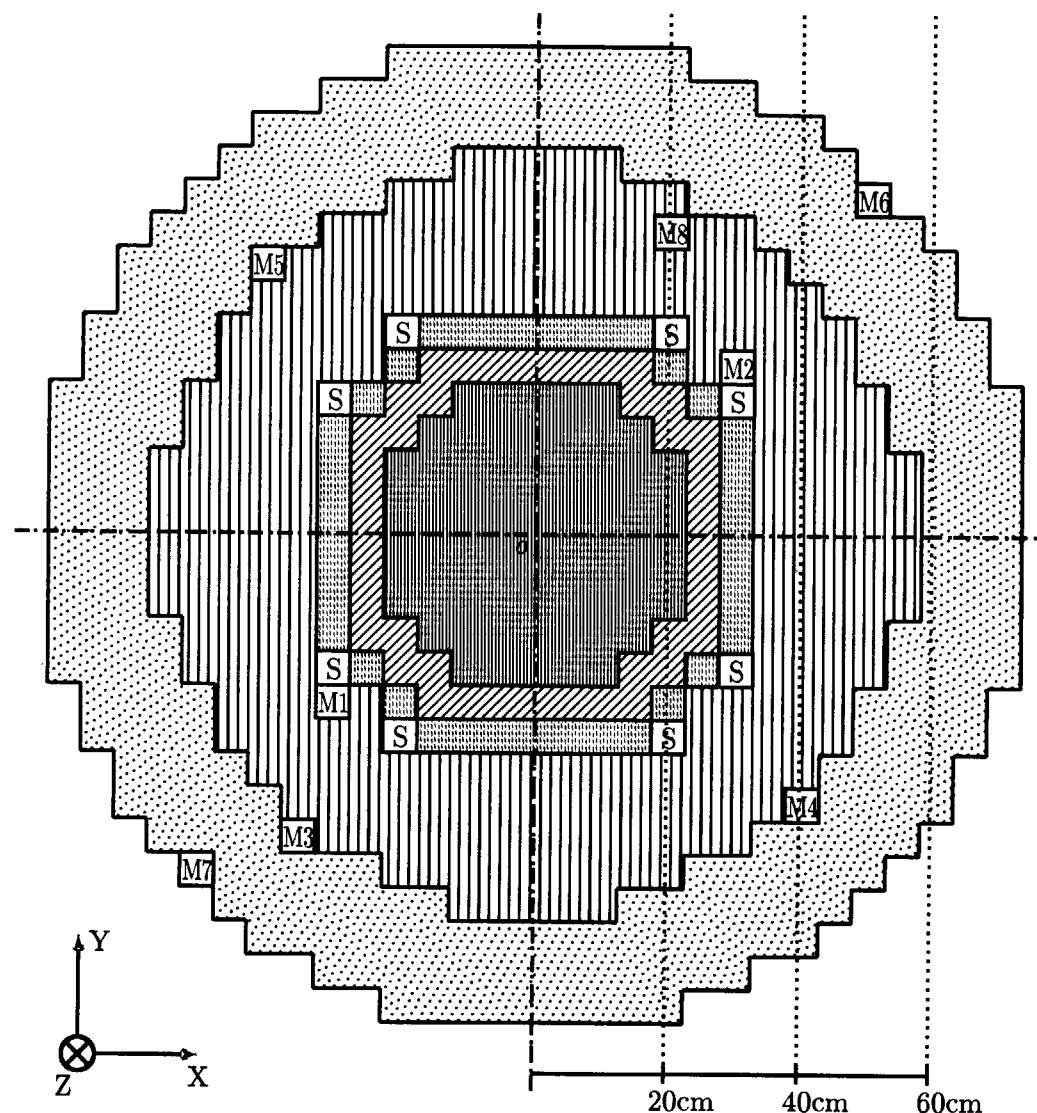


Fig. 2.1 Fuel plate configuration in the T16CH65 drawer



- | | |
|---------------------------------|--|
| ■ : T16CH65-Drawer(Test region) | ■ : SUS-Drawer(Stainless Steels) |
| ■ : HU2NU4C-Drawer(Driver) | ■ : SCR2-Drawer(Safety/Control-Drawer) |
| ■ : SB-Drawer(Soft Blanket) | ■ : Monitor |
| ■ : DUB-Drawer(Blanket) | ○ : Core center |

Fig. 2.2 X-Y cross-sectional view of the FCA-XXII-1 (65V) core (fixed side)

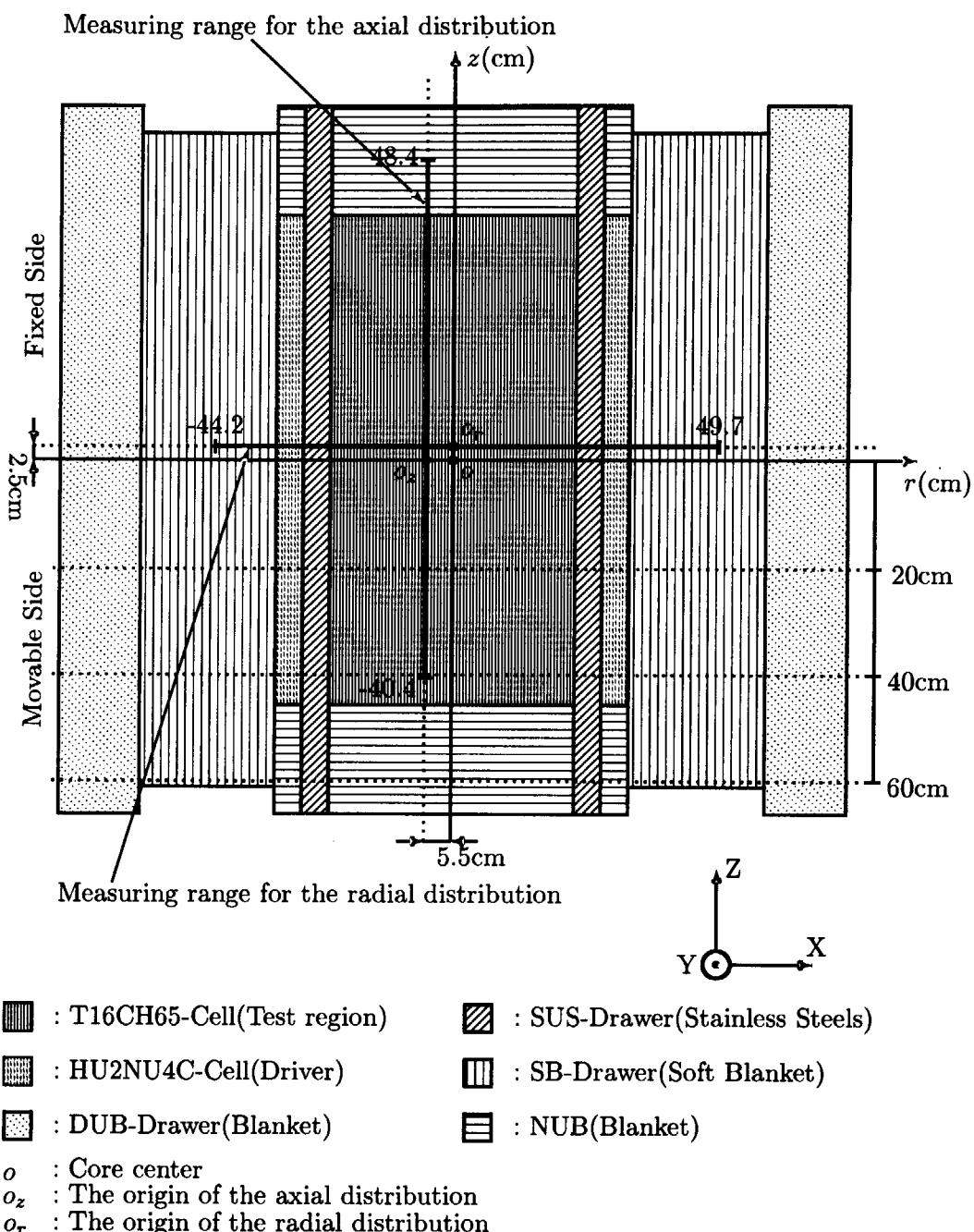


Fig. 2.3 X-Z cross-sectional view of the FCA-XXII-1 (65V) core

3. 解析手法

計算の流れを、Fig. 3.1 に示す。

セル計算は、一次元積分型輸送方程式を衝突確率法によって解く高速炉用格子均質化計算コード SLAROM^[3] を用いて、各単位セルについてそれぞれ行った。計算体系は一次元無限板状体系とした。炉定数は、JENDL-3.3^[4] から作成された JFS-3-J3.3^[5] を用いた。T16CH65、HU2NU4C、SB、SCR2 単位セルについては、実効増倍率が 1.0 になるようにバックリングサーチを行って、実効断面積を計算した。さらに、Benoist のモデル^[6]に基づいて、非等方拡散係数を計算した。SUS、NUB、DUB 単位セルについては、均質化した実効断面積を算出した。

無限増倍率は、セル計算時の T16CH65 単位セルを周期配置した無限体系において計算した。一方、バックリングは、バックリングサーチによって得られた結果を採用した。その結果、テスト領域の無限増倍率 $k_{\infty, \text{Calc.}}$ とバックリング $B_{\text{Calc.}}^2$ は

$$k_{\infty, \text{Calc.}} = 1.354 \quad (3.1)$$

$$B_{\text{Calc.}}^2 = 3.337 \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2} \quad (3.2)$$

と算出された。第 4 章にて、実験結果との比較及び移動面積の導出の際に $k_{\infty, \text{Calc.}}$ 及び、 $B_{\text{Calc.}}^2$ を用いる。

セル計算から得られた各単位セルの均質化原子数密度を Table 3.1 に示す。各単位セルの原子数密度は、引出しと引出しを装荷する FCA 架台の格子管の間に生じる空隙と、物質板の原子数密度を均一にスミアした値である。

次に、体系計算は、多群拡散計算コード CITATION^[7] を用いた 3 次元 XYZ (8 分の 1 体系) モデルで計算を行った。各単位セルの実効断面積及び拡散係数は、セル計算から得られた結果を用いた。X 軸、Y 軸、Z 軸は Fig. 2.2 及び、2.3 に示した。空間メッシュは、Z 軸方向が 2.54cm、X 軸及び Y 軸方向が 2.76cm の直方体とした。これは、実験体系の単位セルに FCA の構造材（引出し及び格子管）を考慮した大きさの 8 分の 1 (各辺の長さが半分) に相当する。

体系計算から得られた中性子束分布は、第 4 章にて核分裂率分布の実験値と計算値の比較に用いる。核分裂率分布を求める際に用いる 4 種類の小型核分裂計数管の実効断面積は、測定位置に計数管が装荷された状態を模擬して、Fig. 3.2 に示す一次元円筒座標系にそれぞれモデル化して、SLAROM により求めた。同図の内側の円は小型核分裂計数管を模しており、その半径は核分裂計数管の半径と等しい。同領域の原子数密度は、Table 2.1 の値を計数管の有感領域の体積で割ったものとした。一方、外側の円の半径は、単位セルの断面積と等価となるように定め、内部の円環状の領域の原子数密度は Table 3.1 の値を用いた。これにより求めたテスト領域内での小型核分裂計数管の実効核分裂断面積を Fig. A.1 (p.36) に示す。

セル計算、体系計算共に JFS-3 のエネルギー群構造^{*2}で実施した。

^{*2} 70 群、 $10^{-5} \text{ eV} \leq E \leq 10 \text{ MeV}$ 、 $\Delta u = 0.25$ 、但し最終群の Δu は 10.38、尚、 Δu は単位群あたりのレサージ幅

Table 3.1 Atomic number density to each nuclide in the homogenized cells of the FCA-XXII-1 (65V) core including structural material

Cell Nuclide	T16CH65	SUS	HU2NU4C	SB	NUB	DUB	SCR2
Cr	0.2212	1.5896	0.1810	0.3117	0.1810	0.1810	0.2927
⁵⁵ Mn	0.0151	0.0825	0.0120	0.0229	0.0120	0.0120	0.0200
Natural Fe	0.7986	5.5545	0.6473	1.1217	0.6473	0.6473	1.0511
Natural Ni	0.0990	0.6950	0.0789	0.1413	0.0789	0.0789	0.1278
¹² C	0.5129	-	4.8942	-	-	-	4.8109
¹ H	0.5146	-	0.0162	-	-	-	0.8432
¹⁶ O	1.9045	-	0.0070	1.8350	-	-	0.0076
²⁷ Al	0.6731	-	-	-	-	-	-
²³⁵ U	0.0036	-	0.2331	0.0019	0.0084	0.0290	0.6782
²³⁸ U	0.8237	-	0.9924	0.9159	4.0174	3.9888	0.0513
Si	0.0030	-	-	-	-	-	-
²³⁹ Pu	0.1568	-	-	-	-	-	-
²⁴⁰ Pu	0.0137	-	-	-	-	-	-
²⁴¹ Pu*	0.3014×10^{-3}	-	-	-	-	-	-
²⁴² Pu	0.1206×10^{-3}	-	-	-	-	-	-
²⁴¹ Am*	0.9963×10^{-3}	-	-	-	-	-	-
²³ Na	-	-	-	0.7656	-	-	-

* ²⁴¹Pu decay and ²⁴¹Am production were calculated in Apr. 2003.

である^[3]。

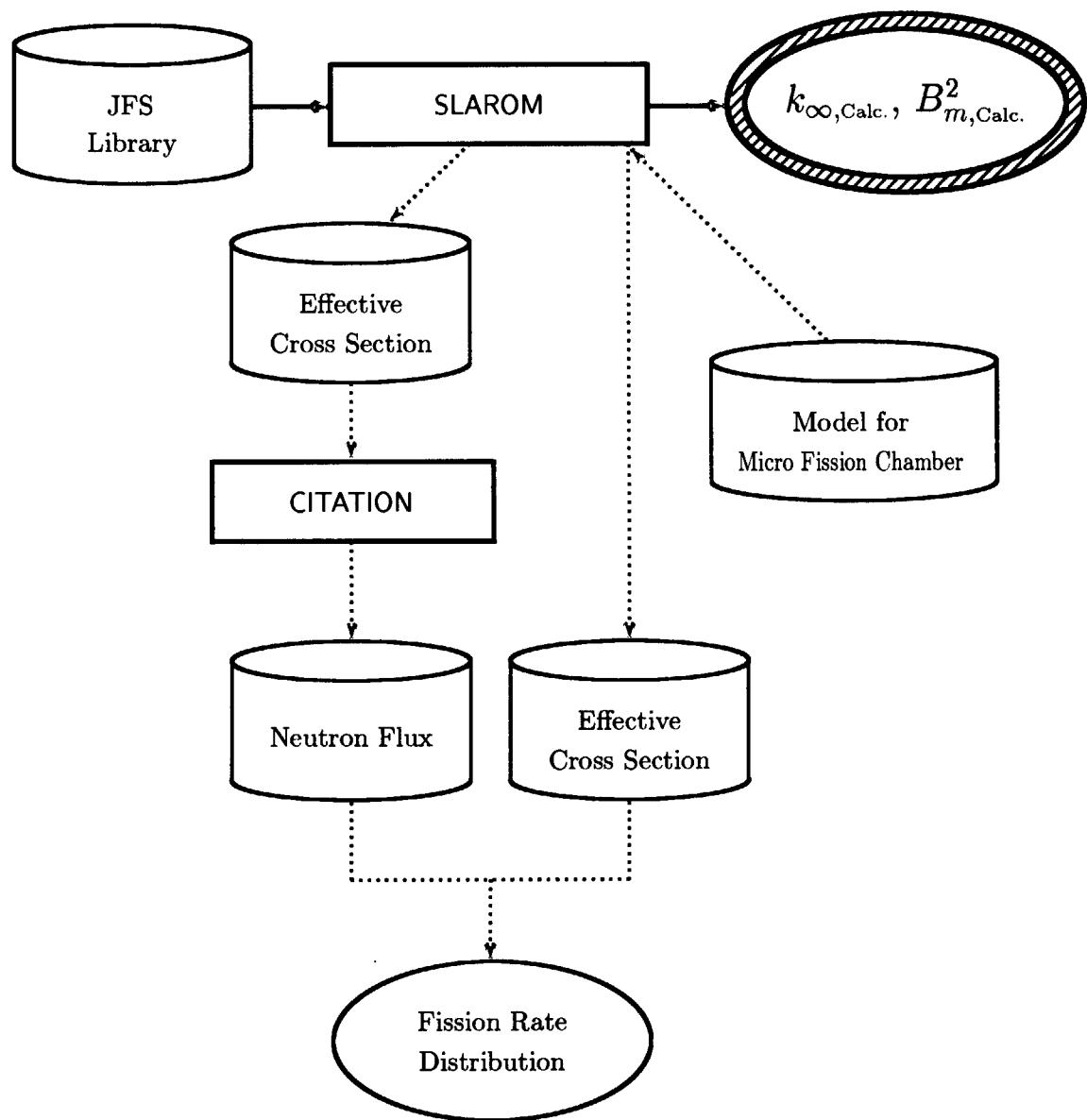


Fig. 3.1 Calculation flow for fission rate distribution

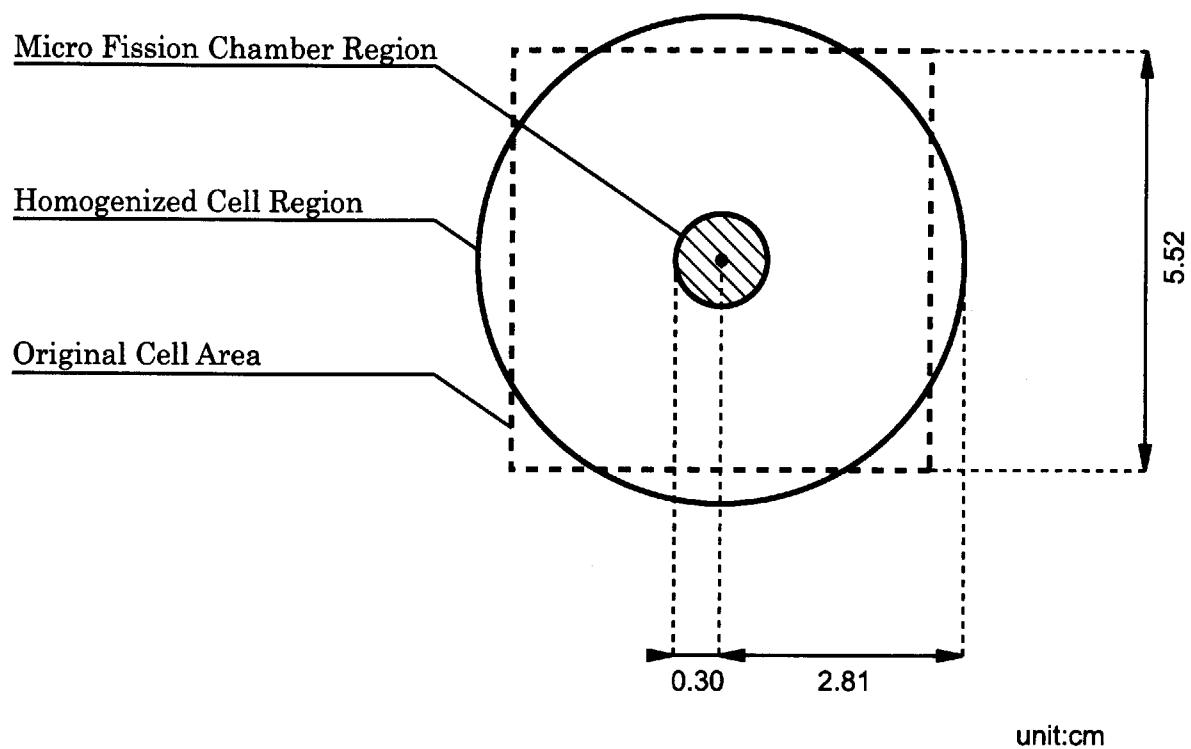


Fig. 3.2 Calculation model for micro fission chambers

4. 無限増倍率の導出

本章では、第2章で得られた測定結果から FCA-XXII-1 (65V) テスト領域の材料バックリング B_m^2 を求め、さらに第3章の解析結果によって得られる移動面積 M^2 を用いて次式によって無限増倍率を算出する。

$$k_\infty = 1 + M^2 B_m^2 \quad (4.1)$$

式(4.1)は材料バックリングの定義式であり、単速理論による臨界方程式から、臨界状態では形状バックリングは材料バックリングに等しいことを用いて得られる式と同じである。上述のとおり、臨界状態では形状バックリングは材料バックリングに等しくなるので、実験で得た中性子束分布から材料バックリングを求めることができる。具体的には、実験により得られた各方向の核分裂率分布を代表的な幾何形状によって定まる固有関数にフィッティングして中性子束分布を求めることになる。しかしながら、テスト領域固有の中性子スペクトル（以下「基本モードスペクトル」と呼ぶ）が成立している領域をフィッティング範囲として採用する必要がある。そこで、フィッティング範囲は、中性子スペクトルが一定と仮定したとき、核分裂率と中性子束は比例する^[8]という事実に基づいて、核分裂率比分布がほぼ一定となる範囲を用いる。

ここでは、核分裂率分布の補正・規格化、基本モードスペクトル成立範囲の評価、材料バックリング、無限増倍率の導出過程、結果及び検討について述べる。

4.1 核分裂率分布の補正及び規格化

核分裂率分布 (Table 2.2~2.5) から以下のようにして各方向・各計数管の核分裂率分布を補正及び規格化した。

- 測定中の出力変動を取り除くために、小型核分裂計数管の計数率を出力モニターの計数率により除した。ただし、出力モニターの計数率は、M4、M5 それぞれについて不感時間の補正した後の平均値とした。ここで、M4、M5 の不感時間はそれぞれ 1.02×10^{-6} s、 1.15×10^{-6} s である。
- 測定時間の制約から、ある方向の核分裂率分布を二つの範囲に分けて測定を行ったので、全体の核分裂率分布を求めるために、両範囲の核分裂率分布について以下のように規格化を行った。すなわち、両測定において、測定範囲が重なっている点（すなわち、軸方向では $-12.8 \text{ cm} \leq z \leq 12.8 \text{ cm}$ 、径方向では $-11.0 \text{ cm} \leq r \leq 11.0 \text{ cm}$ の範囲）での計数率を平均した値で規格化した。尚、今回の測定では、MCA (multi-channel analyzer) に入力される波高分布に違いがあったため、異なる日時での計数率に差異が生じた。軸方向の ^{239}Pu と径方向の ^{237}Np の計数率の差異は特に大きいことが Table 2.3 及び 2.4 からわかる。しかしながら、同一測定日における各点での波高分布に違いは無いので、それぞれの測定日の核分裂

率分布形状には影響しない。

3. 同一点での複数の規格化された核分裂率データについては、その値の平均値とした。

小型計数管の毎の、核分裂率分布を Fig. 4.1～4.8 に示す。また、第 3 章で示した計算により得た核分裂率分布も併せて示す。

Fig. 4.1～4.4 からわかるように、軸方向核分裂率分布では、テスト領域において実験と計算に不一致が見られる。 ^{239}Pu 核分裂計数管では特にこの傾向が顕著であり、平均 5% 程度の差が生じている。この原因の一つとして、密着面近傍では、両集合体に装荷された引出し前端面のステンレス層（固定側、移動側共に厚さ 0.8mm）及び、引出し間に空隙（0.5mm）の存在による中性子束の減少を、計算は考慮していないためであると考えられる。

一方、Fig. 4.5～4.8 からわかるように径方向核分裂率分布では、全ての核種について、テスト領域をはじめ炉心全体において、実験値と計算値は実験誤差内で一致している。

4.2 基本モードスペクトル成立範囲の評価

炉心部における基本モードスペクトルの成立範囲を評価するために、軸及び径方向について ^{237}Np 、天然ウラン、 ^{239}Pu の ^{235}U に対する核分裂率比（それぞれ、 $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ 、Nat.U/ ^{235}U 、 $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ ）の分布をそれぞれ Fig. 4.9、4.10 に示す。ここでは、炉心中心にて 1 となるように規格化した。

軸方向については、Fig. 4.9 からわかるように、炉心部での核分裂率比は、3 種とも中心 $\pm 20\text{cm}$ 程度の範囲で 0.95～1.05 にある。この範囲では中性子スペクトルはほぼ一定とみなすことができ、基本モードスペクトルが成立していると考えられる。

一方、径方向については、Fig. 4.10 からわかるように、 $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ は炉心部においてほぼ 1 であるが、 $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ と Nat.U/ ^{235}U は中心からバッファー領域に向かうにつれて減少している。これら $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ 、Nat.U/ ^{235}U の減少は高速中性子の割合の減少を意味し、中性子スペクトルが軟化している^{*3}と予想される。このことから炉心部とバッファー領域との境界付近では基本モードスペクトルが成立しておらず、炉心部内においても基本モードスペクトルの成立範囲は狭いと考えられる。

以上の検討から、基本モードスペクトル成立範囲を核分裂率比の変化が $\pm 5\%$ 以内の領域と仮定すると、軸方向及び径方向のフィッティング範囲はそれぞれ、 $-17.9\text{ cm} \leq z \leq 17.9\text{ cm}$ 、 $-11.0\text{ cm} \leq r \leq 11.0\text{ cm}$ と定めることができる。

4.3 材料バックリング

炉心部軸方向の中性子束分布は、平板体系に近似でき、余弦関数で表される。このことから、軸方向の形状バックリングは中性子束分布を余弦関数にフィッティングして求めることができる。中

^{*3} 付録 A (p.36) 参照

性子スペクトルが一定と仮定したとき、核分裂計数率と中性子束レベルは比例するので、核分裂率分布は中性子束分布と等価といえる。このため、第4.1節において得られた核分裂率分布を、前節において決定した範囲、 $-17.9 \text{ cm} \leq z \leq 17.9 \text{ cm}$ にて、最小二乗法により、式(4.2)にフィッティングを行った。

$$\phi_{fit}(z) = a_z \cos(b_z z) \quad (4.2)$$

ここで、フィッティング係数 a_z と b_z は、 $a_z \simeq 1$ 、 $b_z = \pi/H$ であり、 H は外挿距離を含んだ炉心（炉心部）の高さである。

径方向については0次ベッセル関数 J_0 （式(4.3)）で、前節において決定した範囲 $-11.0 \text{ cm} \leq r \leq 11.0 \text{ cm}$ についてフィッティングを行った。

$$\phi_{fit}(r) = a_r J_0(b_r r) \quad (4.3)$$

ここで、フィッティング係数 a_r と b_r は、 $a_r \simeq 1$ 、 $b_r = \nu_0/R$ であり、 R は外挿距離を含んだ炉心（炉心部）の半径、 ν_0 は J_0 の最初のゼロ点 ($\nu_0 \simeq 2.045$) である。

また、径方向については、炉心の底面が正方形である直方体体系と想定したフィッティングも行った。フィッティング範囲は先と同じく、 $-11.0 \text{ cm} \leq r \leq 11.0 \text{ cm}$ とした。 a_{xy} と b_{xy} をフィッティング係数とすると、フィッティング式は、

$$\phi_{fit}(r) = a_{xy} \cos(b_{xy} r) \quad (4.4)$$

である。 $a_{xy} \simeq 1$ 、 $b_{xy} = \pi/L$ であり、 L は外挿距離を含んだ炉心の底面である正方形の一辺の長さである。

円柱体系、直方体体系での形状バックリングを $B_{g,rz}^2$ 、 $B_{g,xyz}^2$ とすると、以下の式が成り立つ。

$$\begin{aligned} B_{g,rz}^2 &= \left(\frac{\nu_0}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 \\ &= b_r^2 + b_z^2 \end{aligned} \quad (4.5)$$

$$\begin{aligned} B_{g,xyz}^2 &= \left(\frac{\pi}{L}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{L}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 \\ &= 2b_{xy}^2 + b_z^2 \end{aligned} \quad (4.6)$$

ここで、フィッティング結果より求められた b_r^2 と $2b_{xy}^2 + b_z^2$ の値をTable 4.3に示す。 b_r^2 と $2b_{xy}^2 + b_z^2$ の値を比べてみると、どの計数管についても0.6~0.8%の範囲で一致する。これは、Fig. 2.2からわかるように、炉心部の断面が円でも正方形でもなくその中間の形状をしているためであると考えられる。両者に大差がないことから以後の材料バックリングと無限増倍率を求める際には直方体体系での値 (b_{xy}^2 、 $B_{g,xyz}^2$) を用いることとする。

体系が臨界のとき、形状バックリング $B_{g,xyz}^2$ は材料バックリング B_m^2 に等しくなるので、式(4.6)は以下の式のようになる。

$$B_m^2 = 2b_{xy}^2 + b_z^2 \quad (4.7)$$

フィッティング結果を Fig. 4.1~4.8 に併せて示す。また、 b_z 、 b_{xy} 、 B_m^2 の値及び材料バックリングの計算値 $B_{m,Calc.}^2$ と実験値 B_m^2 の比 (C/E) を Table 4.4 に示す。表に示したフィッティング係数の誤差は、誤差行列から求めた標準偏差である。

Table 4.4 からわかるように、 b_z については、 ^{237}Np を除く他の計数管は良い一致を示し、 ^{237}Np は他の結果より 15% 程度小さい。一方、 b_{xy} は、 ^{237}Np と天然ウランの値はよく一致し、 ^{235}U と ^{239}Pu の値もよく一致する。しかし、前者と後者の間には約 15% の差がある。 b_{xy} の値が 2 核種ずつ一致したことは、直接的には Fig. 4.10 のフィッティング範囲内において、核分裂率比 $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ の値がほぼ 1 であること及び、核分裂率比 $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ と Nat.U/ ^{235}U がよく一致していることに対応している。 B_m^2 は主に b_{xy} の値により決まっており、 b_{xy} と同様の傾向がある。これより径方向のフィッティング範囲内の核分裂率比、すなわち、中性子スペクトルの変化が B_m^2 に影響していることがわかる。

4.4 無限増倍率

SLAROM コードによる計算結果の $k_{\infty,Calc.}$ と $B_{Calc.}^2$ に、式 (4.1) を用いると、移動面積 M^2 は、

$$M^2 = 1.062 \times 10^2 \text{ cm}^2 \quad (4.8)$$

と求まる。

各核分裂率分布測定結果から求まった材料バックリング及び解析により求まった移動面積 (式 (4.8)) から式 (4.1) を用いて求めた無限増倍率及びその C/E 値を Fig. 4.11 に示す。無限増倍率 k_{∞} は、径方向形状バックリングのフィッティング係数 b_{xy} 同様、 ^{237}Np と天然ウランの値がよく一致し、並びに ^{235}U と ^{239}Pu の値もよく一致するが、両者には 5.8% の差がある。この傾向は b_{xy} の傾向に依存している。第 2 章にて求めた SLAROM コードによる無限増倍率 $k_{\infty,Calc.}$ は、 ^{237}Np と天然ウランの実験値に対してはそれぞれ 1.3%、1.6% の過小評価となっており、 ^{235}U と ^{239}Pu の実験値に対してはそれぞれ 3.3%、4.1% の過大評価となっている。

4.5 考察

4 種類の核分裂率分布測定の結果から求めた無限増倍率の測定値は、 ^{237}Np 及び天然ウランの結果並びに ^{235}U 及び ^{239}Pu の結果の 2 つのグループに分かれ、SLAROM コードによる解析値と比較して、前者は過小評価、後者は過大評価となった。無限増倍率の測定値の差異は、径方向形状バックリング b_{xy} の測定値の差異に起因しており、これは径方向のフィッティング範囲内における中性子スペクトルの変化の影響であると考えられる。すなわち、第 4.2 節のフィッティング範囲の決定において、核分裂率比の変化として $\pm 5\%$ を暫定的に許容した結果が、無限増倍率の測定値において 5.8% の差異となって現れたものと考えられる。そこで、ここでは、フィッティング範囲を変えた場合に得られる無限増倍率を求ることにより、フィッティング範囲の測定結果への影響を検討した。また、CITATION によって得られた核分裂率分布に対して、実験値に対して行ったのと同様な処理 (本報告の測定手法) を行うことにより無限増倍率を算出し、SLAROM コードより得

られた無限増倍率と比較することによって、フィッティング範囲と本報告の測定手法の妥当性について検討した。尚、後者の比較においては、CITATION による核分裂率分布から算出される k_{∞} 及び SLAROM による無限増倍率はともに解析によって得られたものであり、フィッティング範囲と本報告の測定手法が妥当であれば、2つの解析方法で得られた無限増倍率の値は一致することが期待される。

フィッティング範囲としては、Table 4.5 に示すように、軸方向・径方向共に、第 4.3 節で用いたフィッティング範囲の約 1.5 倍と約 0.5 倍の範囲とした。従来の場合をケース 2 とし、より狭い範囲でフィッティングする場合をケース 1、より広い範囲でフィッティングする場合をケース 3 とする。ケース 4~6 は拡散計算により求めた核分裂率分布を対象としており、実験値を対象とした場合のケース 1~3 に対応している。

材料バックリングの結果を Table 4.6 に、無限増倍率の結果を Table 4.7 及び Fig. 4.12 に示す。CITATION による核分裂率分布（計算値と呼ぶ）を対象とした場合には、フィッティング範囲がケース 4 が最も狭く、次いで 5、6 の順に広がっており、Fig. 4.12 からわかるように、4 つの核分裂率分布から得られたすべての結果において、フィッティング範囲が狭くなるに従い $k_{\infty, \text{Calc.}}/k_{\infty}$ が 1 に近くなっている。すなわち、フィッティング範囲が狭くなるとともに、求まる無限増倍率 k_{∞} は、セル計算による無限増倍率 $k_{\infty, \text{Calc.}}$ に近づいており、フィッティング範囲は狭いほど良いことがわかる。

一方、実験値を対象とした場合には、計算値の場合に見られたような規則性は見られなかった。特に Table 4.6 の材料バックリングの結果をみると、フィッティング範囲の最も狭いケース 1 では、誤差が非常に大きくなり、天然ウランと ^{239}Pu の b_z と、 ^{235}U の b_{xy} の値が他のケースと比べて大きく異なる結果となった。その結果、得られた無限増倍率についても、Table 4.7 からわかるように、ケース 3 の結果は他のケースの結果とは大きく異なる値となった。これは、フィッティング範囲内のデータ数が少なすぎたために、妥当なフィッティングができなかつたことによると考えられる。計算値による結果（ケース 4~6）よりフィッティング範囲が狭くなるほど真値に近づくと考えられるが、本報告の測定データに対しては、第 4.2 節で採用したケース 2 の範囲より狭い範囲でのフィッティングは現実的には困難であったと言える。

核分裂率分布毎に求まった材料バックリング B_m^2 と無限増倍率 k_{∞} について、実験値と計算値に基づく結果を比較すると、Table 4.6、Table 4.7、Fig. 4.12 からわかるように、実験値による結果の誤差が大きかったケース 1 を除いて、両者はよく一致している。 ^{235}U では、材料バックリングについては、ケース 2 とケース 5 では 0.3%、ケース 3 とケース 6 では 2.5%、無限増倍率についてはケース 2 とケース 5 では 0.1%、ケース 3 とケース 6 では 0.6% の範囲内で一致している。一方、高エネルギー領域に特に感度を持つ ^{237}Np では、材料バックリングについては、ケース 2 とケース 5 では 0.3%、ケース 3 とケース 6 では 3.4%、無限増倍率についてはケース 2 とケース 5 では 0.1%、ケース 3 とケース 6 では 0.9% の範囲内で一致している。一方、SLAROM コードによる無限増倍率と比較すると、実験値に基づく結果及び計算値に基づく結果とも、低エネルギー領域に感度を有する ^{235}U 及び ^{239}Pu の結果は過大評価、高エネルギー領域に感度を有する ^{237}Np 及び天然ウランの結果は過小評価と反対の傾向を示している。

以上のとおり、実験から得た核分裂率分布と計算から得た核分裂率分布それぞれより求まった無限増倍率がよく一致していること、及び、計算値から求めたケース4~6の無限増倍率が計算上の真値とみなせる SLAROM により求めた無限増倍率と比較して、低エネルギー側及び高エネルギー側に感度を持つ核分裂率分布から求めた結果が共に逆の系統的差異を示していることから、本研究で採用した手法には系統誤差が存在することが分かる。そして、この系統誤差は、低エネルギー側と高エネルギー側に同様な感度を有する反応率を測定して中性子束の空間分布を求ることによって有効に除去することが可能であり、これは本研究の実験手法が1群理論に基づいていることから妥当と考えられる。

以上の考察に基づいて、高エネルギー・低エネルギー側に感度を持つ計数管がそれぞれ2種類あることから、各計数管から得られた無限増倍率の値を平均し、系統誤差を相殺することにより本研究における無限増倍率の測定値を求める。測定値を求める際、すなわち、各計数管から得られた無限増倍率の値を平均する際には、無限増倍率の値に重みを付けて平均する。また、各計数管から得られた無限増倍率の誤差（計数の標準偏差から誤差伝播させ求めた誤差、Table 4.7 上の誤差）から求まる偶然誤差と本研究の手法に由来する系統誤差を評価することとする。無限増倍率の測定値と誤差を求める際に用いる各計数管から得られた無限増倍率の値と誤差は、考察に基づいてケース2の値を用いる。 ^{237}Np 、 ^{235}U 、天然ウラン (^{238}U)、 ^{239}Pu 核分裂計数管から得られた無限増倍率の値をそれぞれ $k_{\infty,\text{Np}}$ 、 $k_{\infty,\text{EU}}$ 、 $k_{\infty,\text{NU}}$ 、 $k_{\infty,\text{Pu}}$ とする。また、それぞれの核分裂率計数管から得られた無限増倍率の偶然誤差を σ_i とし、系統誤差の推定値を δ_i とする ($i = \text{Np, EU, NU, Pu}$)。偶然誤差 σ_i は Table 4.7 の誤差である。本研究における無限増倍率の測定値の平均値、その偶然誤差、系統誤差をそれぞれ $\overline{k_{\infty}}$ 、 $\sigma_{\overline{k}}$ 、 $\delta_{\overline{k}}$ とする。平均値 $\overline{k_{\infty}}$ を求める際の荷重を $1/\sigma_i^2$ として、以下のようにして求めた。

$$\begin{aligned}\overline{k_{\infty}} &= \frac{\sum_i \frac{k_{\infty,i}}{\sigma_i^2}}{\sum_i \frac{1}{\sigma_i^2}} \\ &= 1.344\end{aligned}$$

偶然誤差 $\sigma_{\overline{k}}$ は以下のようにして求めた。

$$\begin{aligned}\frac{1}{\sigma_{\overline{k}}^2} &= \sum_i \frac{1}{\sigma_i^2} \\ \sigma_{\overline{k}} &= 0.010\end{aligned}$$

系統誤差 $\delta_{\overline{k}}$ は、 w_i を荷重として、以下の式を用いて求めた。

$$\delta_{\overline{k}} = \frac{\sum_i w_i \delta_i}{\sum_i w_i}$$

各核分裂率計数管から得られた無限増倍率の系統誤差の推定値 δ_i は各核分裂率計数管から得られた無限増倍率の値 $k_{\infty,i}$ と本研究における無限増倍率の測定値 \bar{k}_{∞} の差の絶対値とし、荷重 w_i は偶然誤差と系統誤差の平方誤差の二乗の逆数とした。すなわち、

$$\delta_i = |k_{\infty,i} - \bar{k}_{\infty}|$$

$$w_i = \frac{1}{(\sqrt{\sigma_i^2 + \delta_i^2})^2}$$

とした。その結果、系統誤差 $\delta_{\bar{k}}$ は、

$$\delta_{\bar{k}} = 0.033$$

となった。本研究における無限増倍率の測定値の誤差を $\varepsilon_{\bar{k}}$ として、 $\varepsilon_{\bar{k}}$ は偶然誤差と統計誤差の平方誤差とした。

$$\varepsilon_{\bar{k}} = \sqrt{\sigma_{\bar{k}}^2 + \delta_{\bar{k}}^2}$$

$$= 0.034$$

本研究における無限増倍率の値 k_{∞} と C/E 値は

$$k_{\infty} = 1.344 \pm 0.034$$

$$C/E = 1.008 \pm 0.026$$

となった。

また、本報告で用いた無限増倍率の測定手法を改善する方法として、基本モードスペクトルが成立している範囲において、より多くの測定点を取る必要があることがわかる。そのためには、炉心部を広くとる（特に径方向の領域を広くとる）、または、炉心中心近傍における測定点を増やすことが挙げられる。後者のためには、小さな有感部を有する検出器、例えばファイバー検出器などの使用が必要となると考えられる。さらに、中性子に対するエネルギー依存性の少ない感度を有する検出器の検討も必要と思われる。

Table 4.1 Corrected and normalized axial fission rate distributions

Position(cm)	Corrected and normalized value \pm error(%)			
	^{237}Np	^{235}U	Nat. U	^{239}Pu
-40.4	0.48 \pm 1.5	0.50 \pm 1.2	0.47 \pm 2.8	0.49 \pm 0.5
-38.2	0.55 \pm 1.4	0.56 \pm 1.1	0.55 \pm 2.6	0.54 \pm 0.5
-33.1	0.68 \pm 1.3	0.67 \pm 1.1	0.65 \pm 2.4	0.64 \pm 0.5
-28.0	0.79 \pm 1.2	0.77 \pm 1.0	0.76 \pm 2.2	0.74 \pm 0.4
-23.0	0.87 \pm 1.2	0.85 \pm 0.9	0.83 \pm 2.2	0.80 \pm 0.4
-17.9	0.94 \pm 1.1	0.91 \pm 0.9	0.90 \pm 2.1	0.88 \pm 0.4
-12.8	0.99 \pm 1.1	0.97 \pm 0.9	0.96 \pm 2.0	0.93 \pm 0.4
-9.9	0.98 \pm 0.8	0.99 \pm 0.6	1.01 \pm 1.4	1.04 \pm 0.3
-7.7	1.02 \pm 0.7	1.00 \pm 0.5	1.00 \pm 1.2	0.96 \pm 0.2
-2.6	1.02 \pm 0.7	1.01 \pm 0.5	1.01 \pm 1.2	0.97 \pm 0.2
0.0	1.00 \pm 0.8	1.02 \pm 0.6	1.00 \pm 1.4	1.03 \pm 0.3
0.9	1.02 \pm 1.1	1.04 \pm 0.9	1.01 \pm 2.0	1.03 \pm 0.4
2.6	1.02 \pm 0.8	1.02 \pm 0.6	1.01 \pm 1.4	1.00 \pm 0.3
4.5	1.00 \pm 1.1	1.01 \pm 0.9	1.01 \pm 2.0	1.04 \pm 0.4
7.7	0.99 \pm 0.8	0.99 \pm 0.6	1.00 \pm 1.4	1.02 \pm 0.3
9.6	1.00 \pm 1.1	1.01 \pm 0.9	1.05 \pm 2.0	1.01 \pm 0.4
12.8	0.97 \pm 0.8	0.97 \pm 0.6	0.96 \pm 1.4	0.99 \pm 0.3
14.7	0.96 \pm 1.1	0.96 \pm 0.9	0.93 \pm 2.1	0.97 \pm 0.4
17.9	0.91 \pm 0.8	0.91 \pm 0.7	0.91 \pm 1.5	0.94 \pm 0.3
23.0	0.86 \pm 0.8	0.85 \pm 0.7	0.84 \pm 1.5	0.86 \pm 0.3
28.0	0.77 \pm 0.9	0.77 \pm 0.7	0.76 \pm 1.6	0.78 \pm 0.3
33.1	0.67 \pm 0.9	0.67 \pm 0.7	0.66 \pm 1.7	0.67 \pm 0.3
38.2	0.55 \pm 1.0	0.56 \pm 0.8	0.54 \pm 1.9	0.57 \pm 0.3
43.3	0.40 \pm 1.1	0.41 \pm 0.9	0.39 \pm 2.2	0.41 \pm 0.4
45.8	0.32 \pm 1.3	0.32 \pm 1.1	0.30 \pm 2.5	0.35 \pm 0.4
48.4	0.22 \pm 1.5	0.22 \pm 1.3	0.18 \pm 3.1	0.26 \pm 0.5

Table 4.2 Corrected and normalized radial fission rate distributions

Position(cm)	Corrected and normalized value ± error(%)				
	^{237}Np	^{235}U	Nat. U	^{239}Pu	
-44.2	0.04 ± 3.8	0.16 ± 1.4	0.10 ± 3.0	0.13 ± 0.4	
-38.7	0.18 ± 1.8	0.21 ± 1.2	0.15 ± 2.5	0.18 ± 0.3	
-35.9	0.26 ± 1.5	0.24 ± 1.1	0.20 ± 2.2	0.21 ± 0.3	
-33.1	0.35 ± 1.3	0.28 ± 1.0	0.28 ± 1.9	0.26 ± 0.3	
-30.4	0.40 ± 1.2	0.39 ± 0.9	0.33 ± 1.7	0.36 ± 0.2	
-27.6	0.45 ± 0.8	0.53 ± 0.5	0.40 ± 1.1	0.50 ± 0.1	
-24.8	0.58 ± 1.0	0.68 ± 0.7	0.53 ± 1.4	0.66 ± 0.2	
-22.1	0.69 ± 0.7	0.76 ± 0.5	0.66 ± 1.2	0.76 ± 0.2	
-16.5	0.86 ± 0.9	0.87 ± 0.6	0.83 ± 1.6	0.88 ± 0.2	
-11.0	0.95 ± 0.6	0.97 ± 0.4	0.94 ± 1.0	0.97 ± 0.1	
-5.5	1.02 ± 0.6	1.02 ± 0.4	1.01 ± 1.0	1.02 ± 0.1	
0.0	1.04 ± 0.5	1.03 ± 0.4	1.04 ± 1.0	1.04 ± 0.1	
5.5	1.03 ± 0.6	1.03 ± 0.4	1.04 ± 1.0	1.02 ± 0.1	
11.0	0.96 ± 0.6	0.96 ± 0.4	0.97 ± 1.0	0.96 ± 0.1	
16.6	0.84 ± 0.8	0.89 ± 0.6	0.85 ± 1.5	0.87 ± 0.2	
19.3	0.79 ± 0.9	0.84 ± 0.6	—	—	
22.1	0.69 ± 0.9	0.77 ± 0.6	0.68 ± 1.7	0.76 ± 0.2	
24.8	0.59 ± 1.0	0.69 ± 0.7	0.56 ± 1.3	0.67 ± 0.2	
27.6	0.47 ± 1.1	0.54 ± 0.8	0.42 ± 1.5	0.51 ± 0.2	
30.4	0.40 ± 1.2	0.40 ± 0.9	0.34 ± 1.7	0.37 ± 0.2	
33.1	0.34 ± 1.3	0.29 ± 1.0	0.29 ± 1.8	0.26 ± 0.3	
35.9	0.27 ± 0.9	0.24 ± 0.7	0.22 ± 2.1	0.21 ± 0.3	
38.6	0.20 ± 1.2	0.21 ± 0.9	0.16 ± 2.4	0.18 ± 0.3	
44.2	0.11 ± 1.6	0.16 ± 1.0	0.10 ± 3.1	0.13 ± 0.4	
49.7	0.07 ± 2.0	0.12 ± 1.1	—	—	

Table 4.3 Comparison of b_r^2 and $2b_{xy}^2$

Nuclide	$b_r^2(\text{cm}^{-2})$	$2b_{xy}^2(\text{cm}^{-2})$	$b_r^2/2b_{xy}^2$
^{237}Np	2.999×10^{-3}	2.974×10^{-3}	1.008
^{235}U	2.264×10^{-3}	2.250×10^{-3}	1.006
Nat. U	2.862×10^{-3}	2.839×10^{-3}	1.008
^{239}Pu	2.225×10^{-3}	2.211×10^{-3}	1.008

Table 4.4 Fitting factor b_z , b_{xy} , material buckling and C/E value

Nuclide	$b_z(10^{-2} \text{ cm}^{-1})$	$b_{xy}(10^{-2} \text{ cm}^{-1})$	$B_m^2(10^{-3} \text{ cm}^{-2})$	$B_m^2 C/E$
^{237}Np	2.31 ± 0.10	3.86 ± 0.07	3.51 ± 0.12	0.95
^{235}U	2.62 ± 0.08	3.35 ± 0.19	2.93 ± 0.26	1.14
Nat. U	2.65 ± 0.19	3.77 ± 0.32	3.54 ± 0.51	0.94
^{239}Pu	2.50 ± 0.31	3.33 ± 0.02	2.84 ± 0.17	1.18

Table 4.5 Fitting ranges for each case

Fitting range		
	Axial direction(cm)	Radial direction(cm)
case1	-9.9 ~ 9.9	-5.5 ~ 5.5
case2	-17.9 ~ 17.9	-11.0 ~ 11.0
case3	-28.0 ~ 28.0	-16.6 ~ 16.6
case4	-8.9 ~ 8.9	-4.1 ~ 4.1
case5	-16.5 ~ 16.5	-9.7 ~ 9.7
case6	-26.7 ~ 26.7	-15.8 ~ 15.8

} using measured fission
rate distributions

} using calculated fission
rate distributions

Table 4.6 Fitting factor b_z , b_{xy} , material bucklings for each case

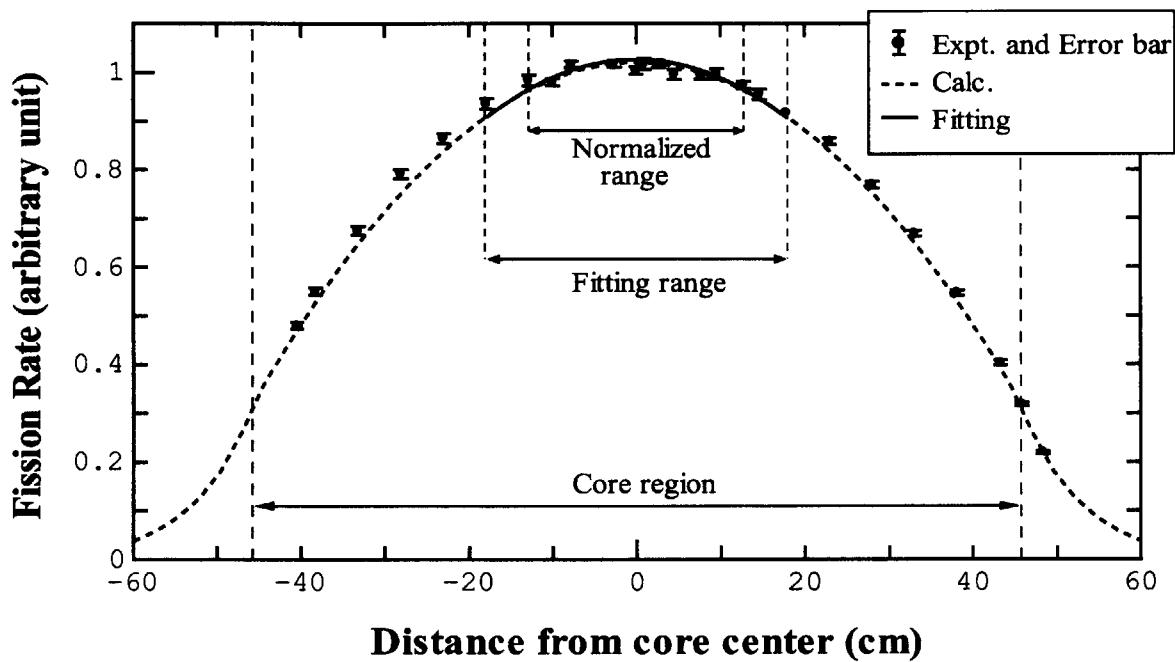
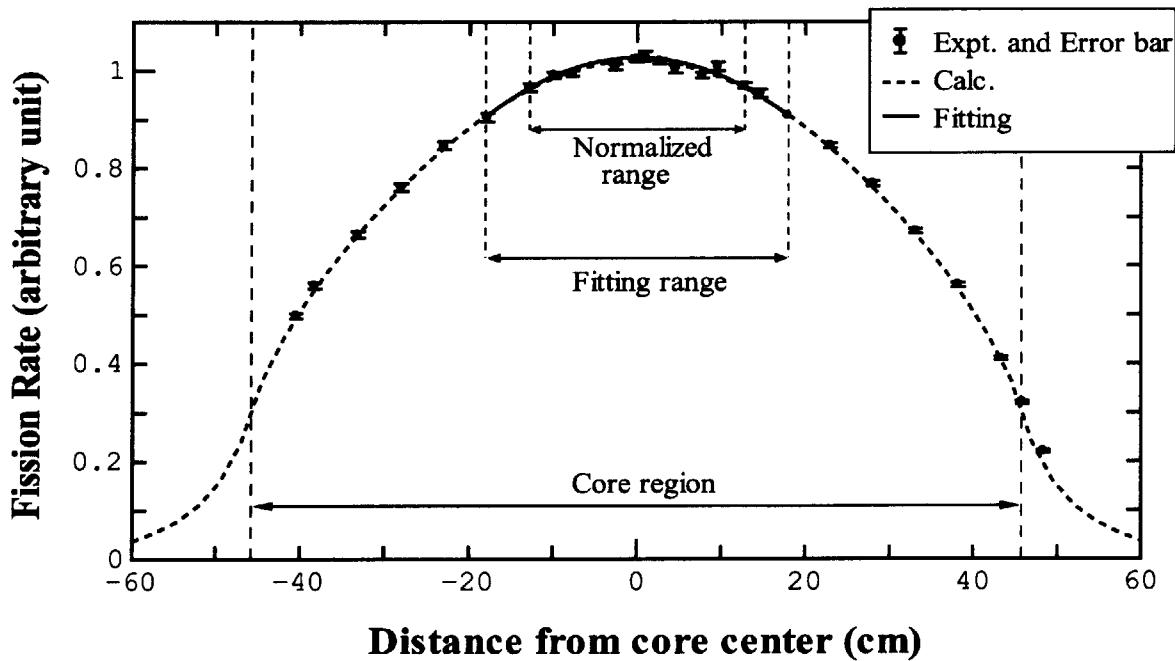
Nuclide		$b_z(10^{-2} \text{ cm}^{-1})$	$b_{xy}(10^{-2} \text{ cm}^{-1})$	$B_m^2(10^{-3} \text{ cm}^{-2})$	$\frac{B_{m,\text{Calc.}}^2}{B_m^2}$
case1	^{237}Np	2.15 \pm 0.44	3.60 \pm 0.36	3.06 \pm 0.59	1.09
	^{235}U	2.30 \pm 0.40	2.04 \pm 1.64	1.36 \pm 1.89	2.45
	Nat. U	-0.01 \pm 113.00	3.31 \pm 1.87	2.19 \pm 1276.63	1.52
	^{239}Pu	-0.43 \pm 6.09	3.42 \pm 0.03	2.36 \pm 3.18	1.41
case2	^{237}Np	2.31 \pm 0.10	3.86 \pm 0.07	3.51 \pm 0.12	0.95
	^{235}U	2.62 \pm 0.08	3.35 \pm 0.19	2.93 \pm 0.26	1.14
	Nat. U	2.65 \pm 0.19	3.77 \pm 0.32	3.54 \pm 0.51	0.94
	^{239}Pu	2.50 \pm 0.31	3.33 \pm 0.02	2.84 \pm 0.17	1.18
case3	^{237}Np	2.46 \pm 0.04	3.76 \pm 0.04	3.44 \pm 0.07	0.97
	^{235}U	2.58 \pm 0.03	3.36 \pm 0.07	2.92 \pm 0.10	1.14
	Nat. U	2.63 \pm 0.06	3.87 \pm 0.11	3.69 \pm 0.18	0.90
	^{239}Pu	2.64 \pm 0.11	3.40 \pm 0.03	3.01 \pm 0.07	1.11
case4	^{237}Np	2.64 \pm 1.1×10^{-4}	$3.75 \pm 8.3 \times 10^{-14}$	$3.50 \pm 5.8 \times 10^{-5}$	0.95
	^{235}U	2.63 \pm 2.0×10^{-4}	$3.37 \pm 9.3 \times 10^{-14}$	$2.97 \pm 1.1 \times 10^{-4}$	1.12
	Nat. U	2.63 \pm 1.8×10^{-5}	$3.72 \pm 1.0 \times 10^{-13}$	$3.46 \pm 9.2 \times 10^{-6}$	0.96
	^{239}Pu	2.63 \pm 9.3×10^{-5}	$3.37 \pm 1.1 \times 10^{-13}$	$2.96 \pm 4.9 \times 10^{-5}$	1.13
case5	^{237}Np	2.64 \pm 2.3×10^{-4}	$3.76 \pm 1.6 \times 10^{-3}$	$3.52 \pm 2.4 \times 10^{-3}$	0.95
	^{235}U	2.62 \pm 6.3×10^{-4}	$3.34 \pm 4.1 \times 10^{-3}$	$2.92 \pm 5.4 \times 10^{-3}$	1.14
	Nat. U	2.63 \pm 2.8×10^{-5}	$3.73 \pm 1.9 \times 10^{-3}$	$3.48 \pm 2.9 \times 10^{-3}$	0.96
	^{239}Pu	2.62 \pm 6.0×10^{-4}	$3.35 \pm 3.4 \times 10^{-3}$	$2.93 \pm 4.5 \times 10^{-3}$	1.14
case6	^{237}Np	2.64 \pm 9.2×10^{-4}	$3.78 \pm 3.7 \times 10^{-3}$	$3.56 \pm 5.7 \times 10^{-3}$	0.94
	^{235}U	2.61 \pm 1.5×10^{-3}	$3.29 \pm 7.3 \times 10^{-3}$	$2.85 \pm 9.6 \times 10^{-3}$	1.17
	Nat. U	2.64 \pm 5.3×10^{-4}	$3.77 \pm 5.1 \times 10^{-3}$	$3.53 \pm 7.7 \times 10^{-3}$	0.94
	^{239}Pu	2.61 \pm 1.2×10^{-3}	$3.31 \pm 5.4 \times 10^{-3}$	$2.87 \pm 7.2 \times 10^{-3}$	1.16

$$B_{m,\text{Calc.}}^2 = 3.337 \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$$

Table 4.7 k_{∞} and $\frac{k_{\infty,\text{Calc.}}}{k_{\infty}}$ values for each case

Nuclide		k_{∞}	$\frac{k_{\infty,\text{Calc.}}}{k_{\infty}}$
case1	^{237}Np	1.325 \pm 0.062	1.023
	^{235}U	1.144 \pm 0.200	1.184
	Nat. U	1.233 \pm 135.620	1.099
	^{239}Pu	1.251 \pm 0.338	1.083
case2	^{237}Np	1.373 \pm 0.013	0.987
	^{235}U	1.312 \pm 0.028	1.033
	Nat. U	1.376 \pm 0.054	0.984
	^{239}Pu	1.301 \pm 0.018	1.041
case3	^{237}Np	1.365 \pm 0.007	0.992
	^{235}U	1.310 \pm 0.011	1.034
	Nat. U	1.392 \pm 0.019	0.973
	^{239}Pu	1.320 \pm 0.007	1.026
case4	^{237}Np	1.372 \pm 0.000	0.987
	^{235}U	1.315 \pm 0.000	1.030
	Nat. U	1.368 \pm 0.000	0.990
	^{239}Pu	1.315 \pm 0.000	1.030
case5	^{237}Np	1.374 \pm 0.000	0.986
	^{235}U	1.310 \pm 0.001	1.034
	Nat. U	1.370 \pm 0.000	0.989
	^{239}Pu	1.311 \pm 0.000	1.033
case6	^{237}Np	1.378 \pm 0.001	0.983
	^{235}U	1.303 \pm 0.001	1.040
	Nat. U	1.375 \pm 0.001	0.985
	^{239}Pu	1.305 \pm 0.001	1.038

$$k_{\infty,\text{Calc.}} = 1.354$$

Fig. 4.1 Measured and calculated axial fission rate distributions for ^{237}Np Fig. 4.2 Measured and calculated axial fission rate distributions for ^{235}U

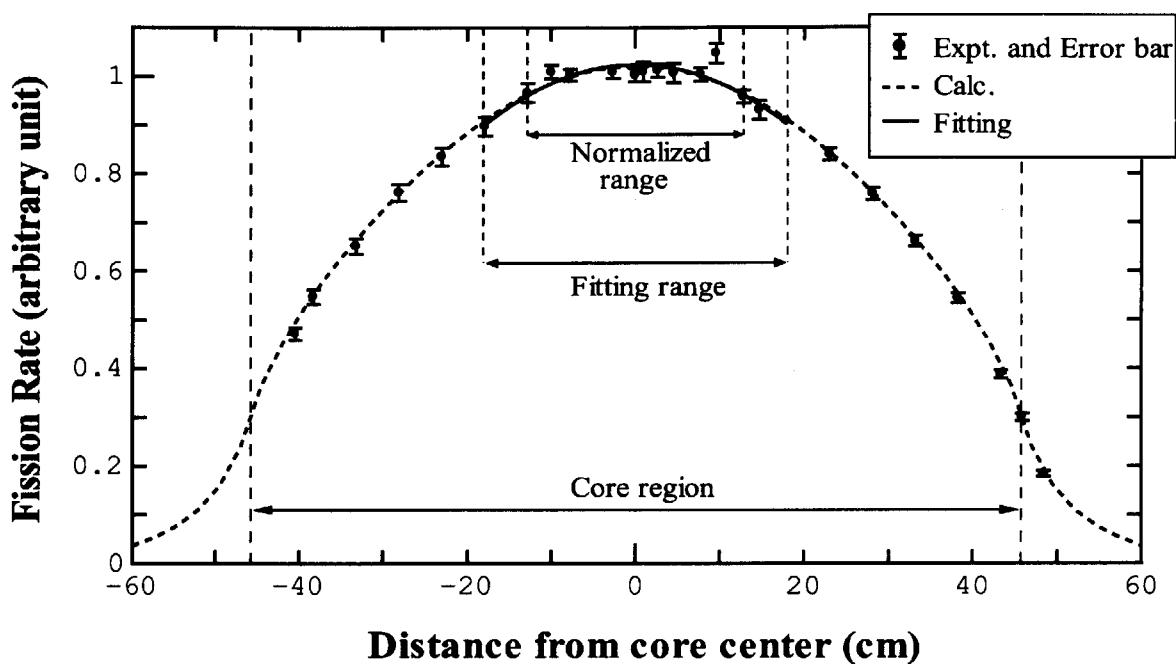
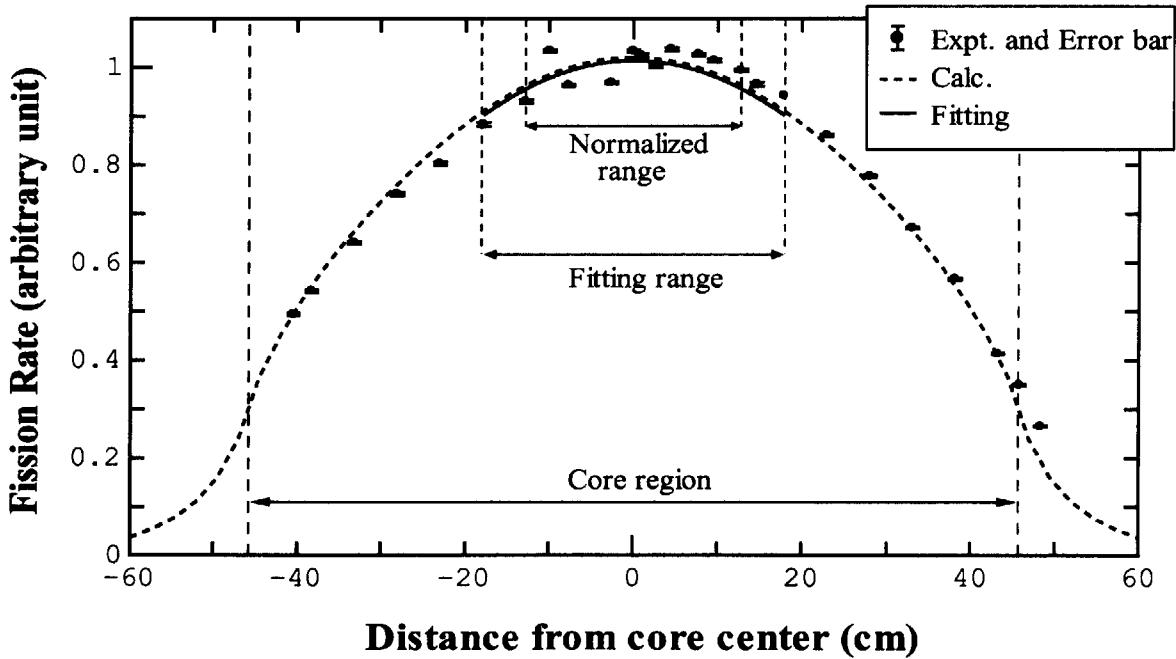
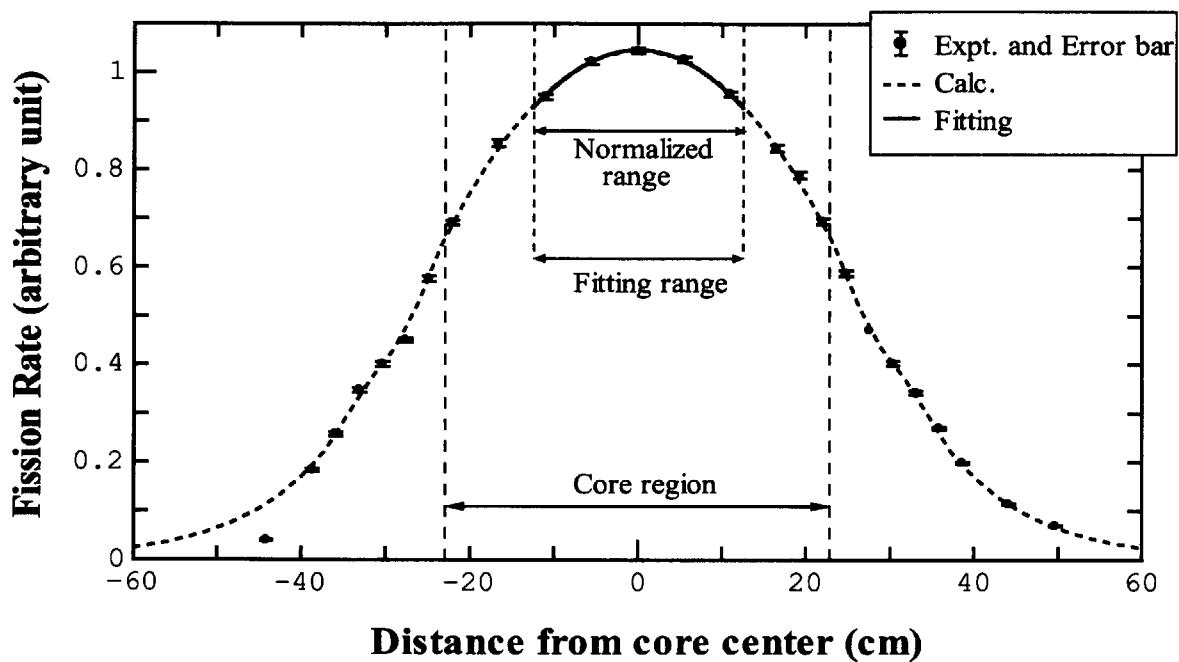
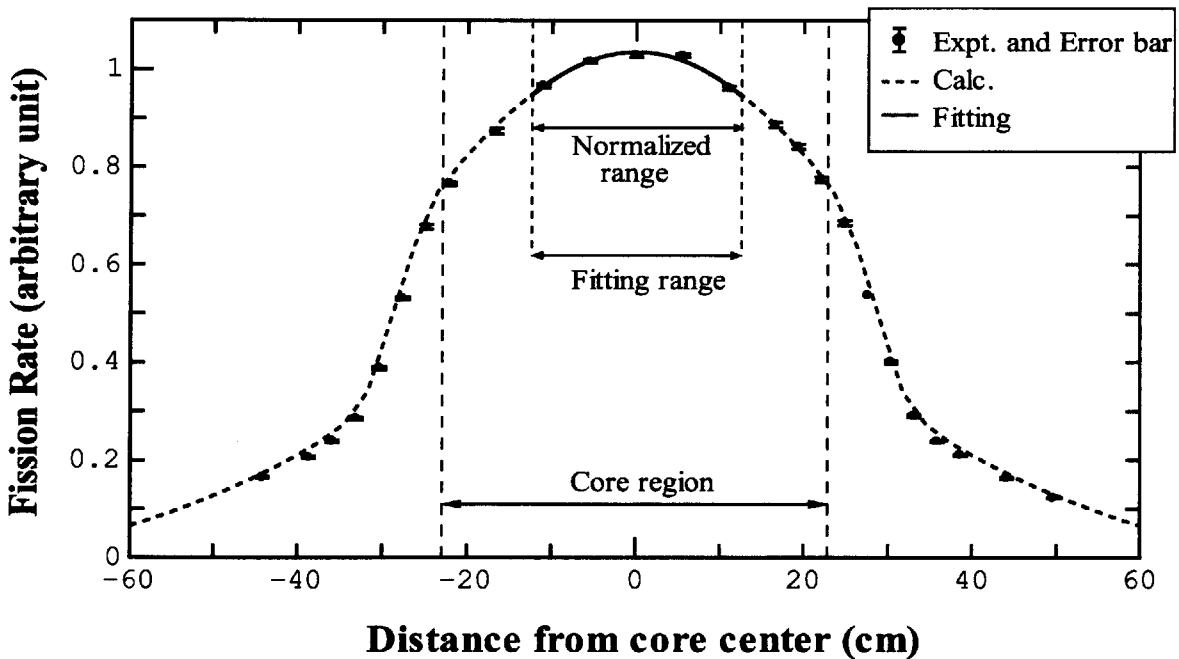


Fig. 4.3 Measured and calculated axial fission rate distributions for natural uranium

Fig. 4.4 Measured and calculated axial fission rate distributions for ^{239}Pu

Fig. 4.5 Measured and calculated radial fission rate distributions for ^{237}Np Fig. 4.6 Measured and calculated radial fission rate distributions for ^{235}U

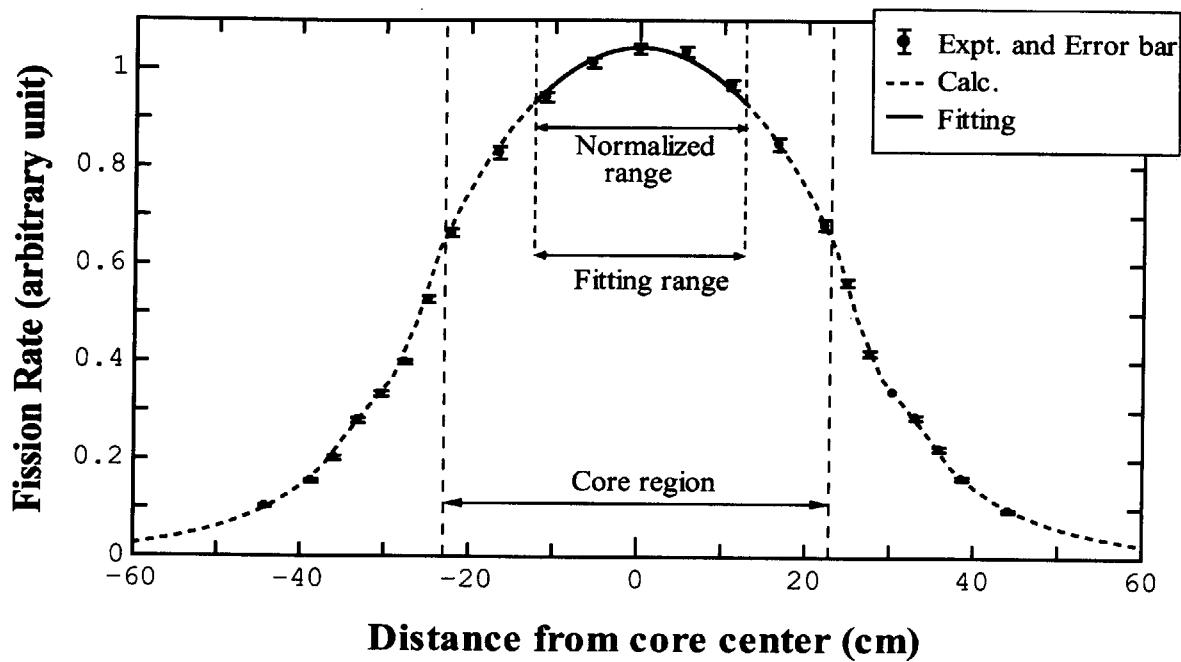


Fig. 4.7 Measured and calculated radial fission rate distributions for natural uranium

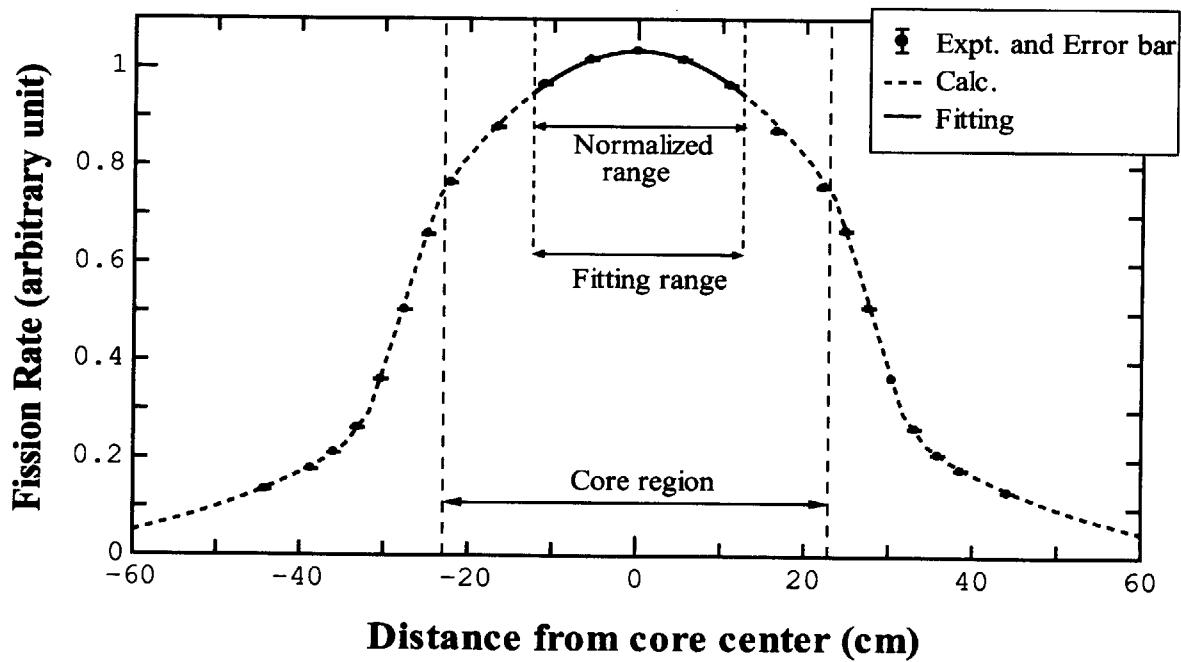


Fig. 4.8 Measured and calculated radial fission rate distributions for ^{239}Pu

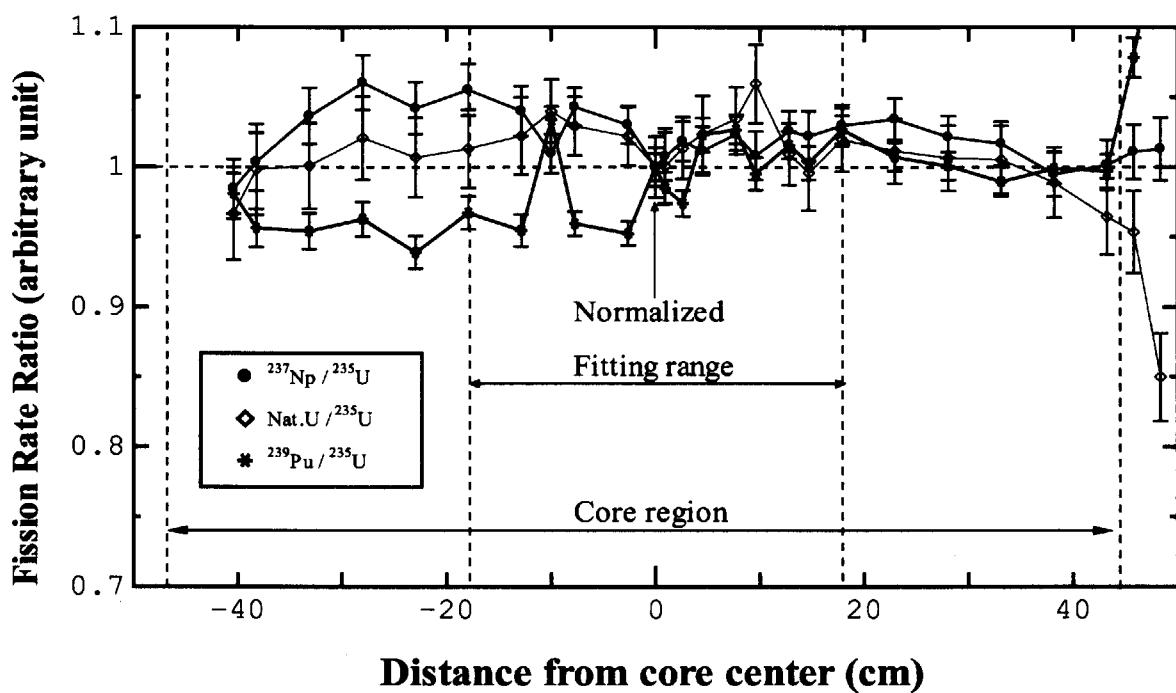


Fig. 4.9 Axial fission rate ratio distributions for each nuclide

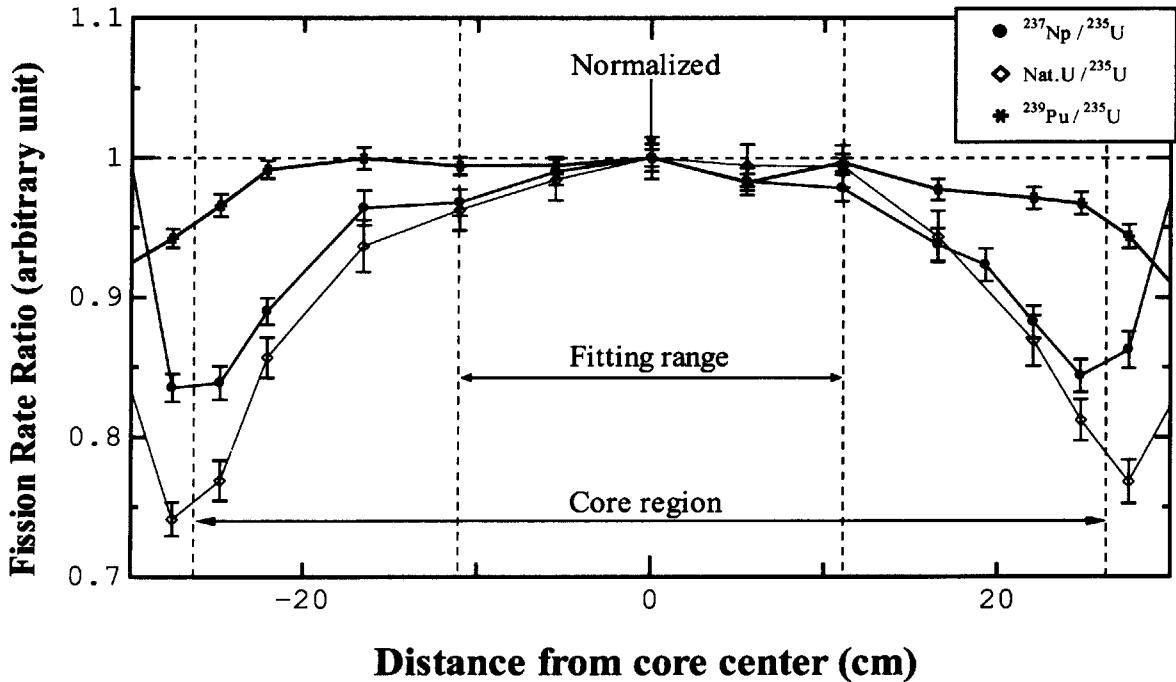


Fig. 4.10 Radial fission rate ratio distributions for each nuclide

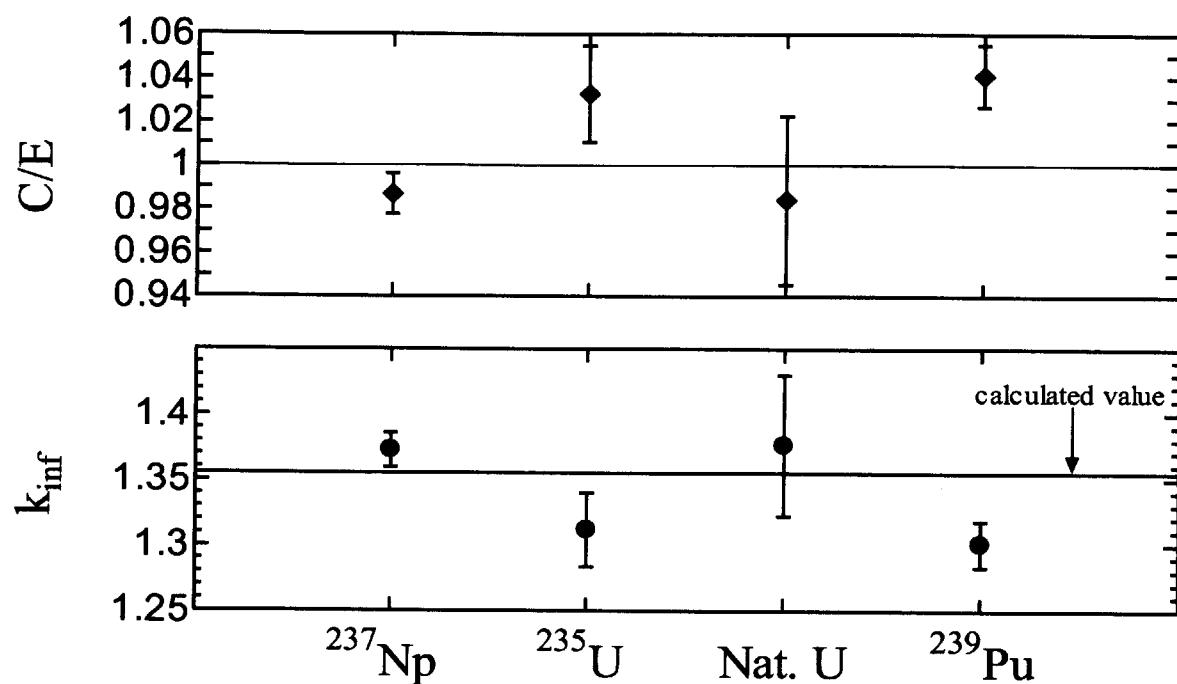


Fig. 4.11 Infinite multiplication factors and C/E values for each nuclide

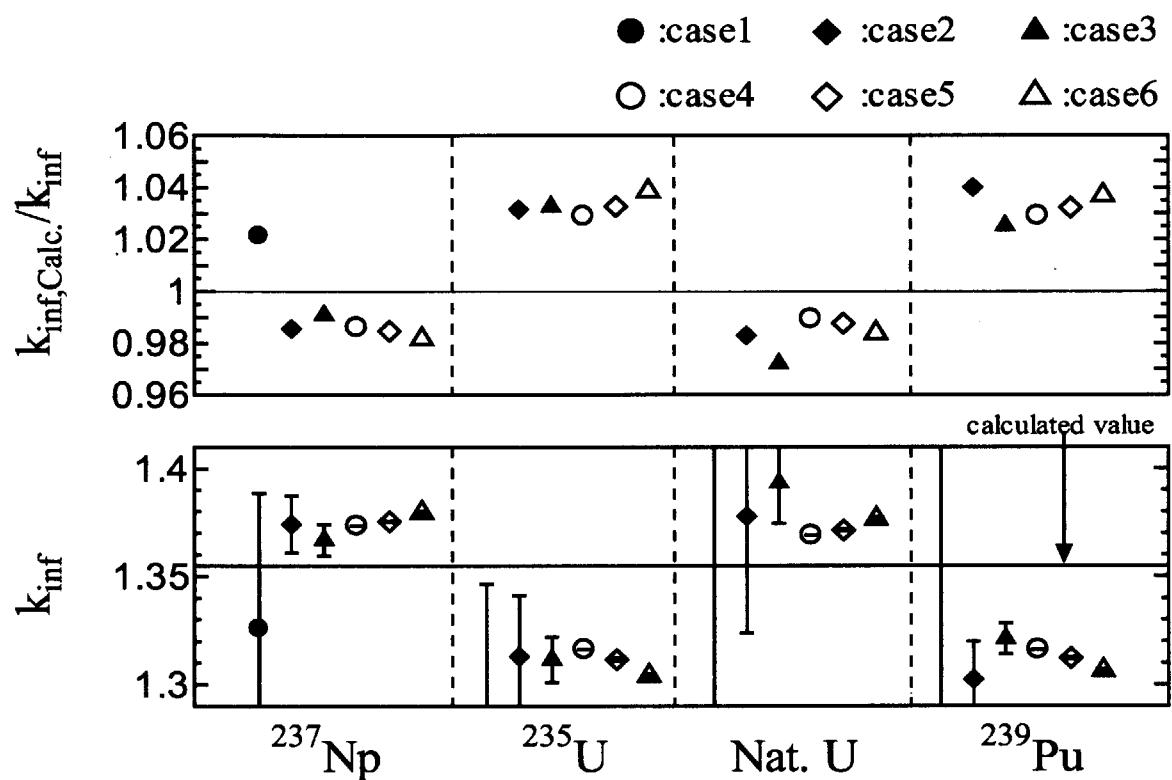


Fig. 4.12 Infinite multiplication factors and C/E values for each nuclide and case

5. 結言

低減速軽水炉（RMWR）の炉心領域での無限増倍率を評価するために FCA にプルトニウム燃料及びウラン燃料を用いて構築された FCA-XXII-1 (65V) 炉心で小型核分裂計数管による核分裂率分布測定法でテスト領域の軸方向および径方向の核分裂率を測定した。さらに核分裂率分布から材料バックリングを求め、計算で得られた移動面積を用いて無限増倍率を算出した。その結果以下の結論を得た。

- (1) FCA-XXII-1 (65V) 炉心テスト領域について、基本モードスペクトルは、径方向の方が軸方向よりも狭い範囲内で成立している。
- (2) FCA-XXII-1 (65V) 炉心テスト領域の無限増倍率は 1.344 ± 0.034 であった。また、無限増倍率の C/E 値は 1.008 ± 0.026 であった。
- (3) 実験の測定手法を改善する方法として、テスト領域を広くとる、または、炉心中心近傍における測定点を増やすことが挙げられる。

謝辞

本実験を遂行するにあたり種々のご協力を戴いた FCA 管理機関員の皆様に感謝致します。

参考文献

- [1] 岩村 公道, 他 : 日本原子力学会誌, 45, 184 (2003) .
- [2] 鍋島 邦彦, 他 : JAERI-Conf 2003-020 “第 6 回低減速軽水炉に関する研究会報告書”, 33 (2003) .
- [3] Nakagawa, M., et al. : JAERI 1294 “SLAROM:A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor” (1984) .
- [4] Shibata, K., et al. : J. Nucl. Sci. and Technol., 39, 1125 (2002) .
- [5] 奥村 啓介 : 私信 (2003) .
- [6] Benoist P. : CEA-R-2278 (1964) .
- [7] 奥村 啓介, 他 : JAERI-Data/Code 96-015 “SRAC95；汎用核計算コードシステム” (1996) .
- [8] 大部 誠, 他 : JAERI-M 90-052 “高転換軽水炉を模擬した FCA XVI 炉心における反応率の測定” (1990) .

付録

A 小型核分裂計数管のレスポンス関数

本実験では計測器として4種類の小型核分裂計数管、 ^{237}Np 、 ^{235}U 、天然ウラン及び ^{239}Pu を使用した。SLAROMにより求め、レスポンス関数として実験解析に用いた、主要核種の70群実効微視的核分裂断面積をFig. A.1に示す。

同図からわかるように、 ^{235}U と ^{239}Pu の実効微視的核分裂断面積は、低エネルギー域に感度を持つことに対し、 ^{237}Np と天然ウランの核分裂断面積は、しきい反応であるため、高速域に大きな感度を持つ。すなわち、 ^{235}U と ^{239}Pu の核分裂率に比べ、 ^{237}Np と天然ウランの核分裂率は高速領域の中性子束に対する感度が高いと言える。核分裂率比、 $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ 、Nat.U/ ^{235}U 、の値が減少するということは、高速中性子の割合が減少する、つまり、中性子スペクトルが軟化していることを意味している。

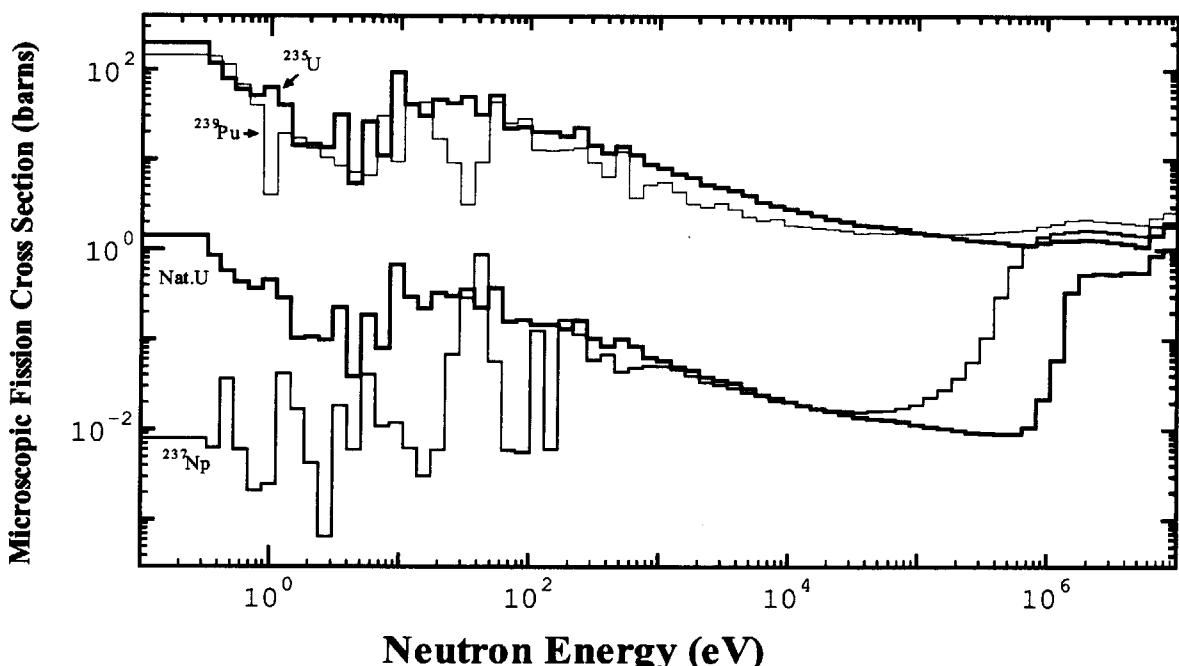


Fig. A.1 Calculated microscopic fission cross sections for each nuclide

B 多群拡散計算による中性子スペクトル

多群拡散計算コード CITEMATION により計算された 70 群の中性子スペクトルを示す。Fig. B.1 には z 軸上の 3 点、 $z = 1.3, 12.7, 44.5 \text{ cm}$ での中性子スペクトルを示す。Fig. B.2 には r 軸上の 3 点、 $r = 1.4, 11.0, 23.5 \text{ cm}$ での中性子スペクトルを示す。

尚、それぞれの中性子スペクトルは

$$\sum_{g=1}^{70} \phi_g \Delta u_g = 1$$

となるように規格化されている。尚、 ϕ_g は g 群における単位レーザージあたりの中性子束である。

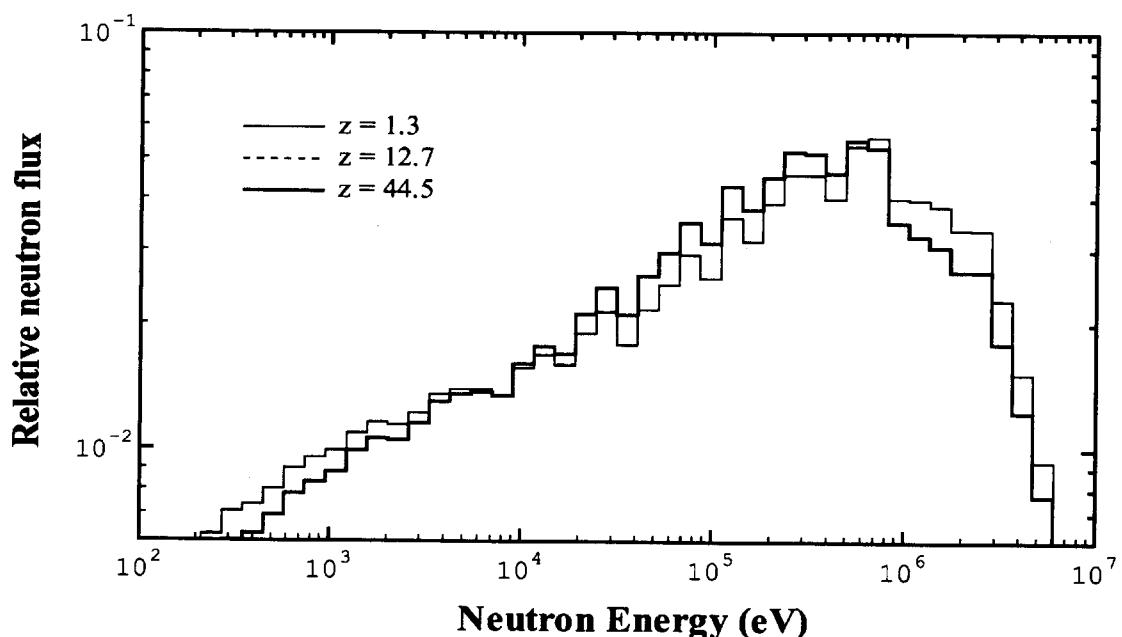


Fig. B.1 Calculated neutron spectra on Z-axis

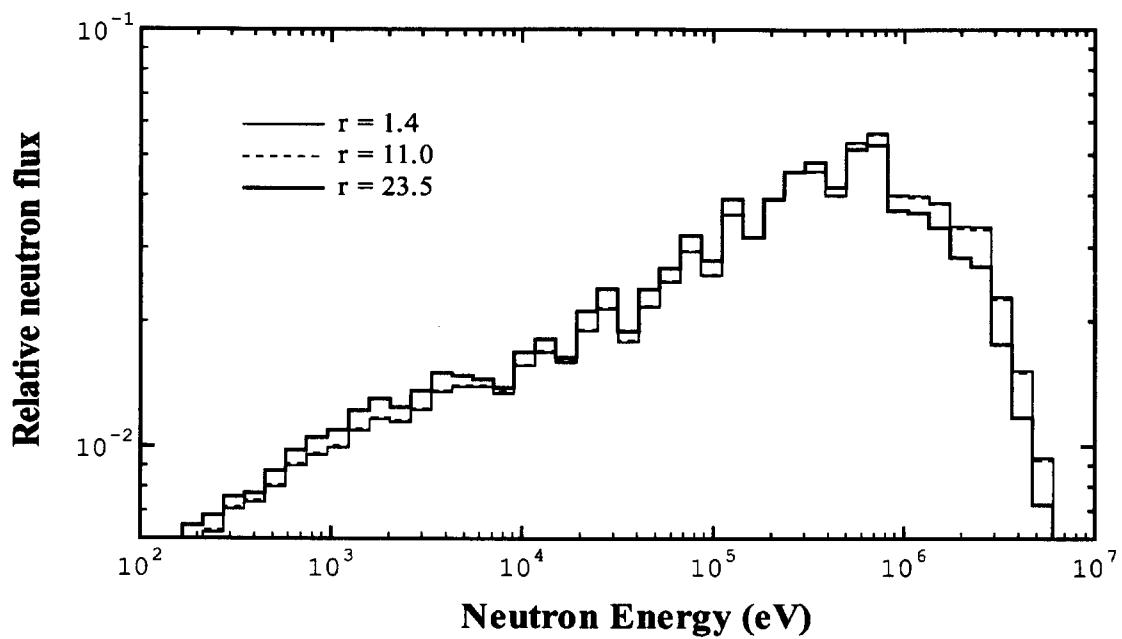


Fig. B.2 Calculated neutron spectra on R-axis

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
物質量	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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、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	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
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	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

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

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

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

(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、1eVおよび1u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、ヘクタ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わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

圧力	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
1	0.101972	0.224809			
9.80665	1	2.20462			
4.44822	0.453592	1			
粘度	1 Pa·s(N·s/m ²)	= 10 P(ボアズ)(g/(cm·s))			
動粘度	1 m ² /s	= 10 ⁴ St(ストークス)(cm ² /s)			

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法)
1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸		= 4.184J (熱化学)
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹		= 4.1855J (15°C)
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		= 4.1868J (国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		仕事率 1 PS(仏馬力)
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻¹	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		= 75 kgf·m/s
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		= 735.499W
1.60218 × 10 ¹⁹	1.63377 × 10 ²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem			
	1	2.70270 × 10 ¹¹		1	0.01		1	3876		100				
3.7×10^{10}	3.7×10^{10}	1									1			
											1			

(86年12月26日現在)

FCAにおける低減速軽水炉模擬炉心の無限増倍率の測定

R100
古紙配合率100%再生紙を使用しています