

JAERI-Research

JP0550115

2005-008



FCAにおける水冷却増殖炉模擬第1炉心(XXII-1(65V))
における増殖指標の測定と解析
(受託研究)

2005年3月

福島 昌宏・岡嶋 成晃・安藤 真樹・山根 剛・片岡 理治

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）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

FCAにおける水冷却増殖炉模擬第1炉心(XXII-1(65V)) における増殖指標の測定と解析 (受託研究)

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

福島 昌宏・岡嶋 成晃・安藤 真樹・山根 剛・片岡 理治*

(2005年1月31日受理)

高速炉臨界実験装置 FCA に構築した水冷却増殖炉模擬シリーズ炉心のボイド割合 65% 第 1 炉心である FCA-XXII-1(65V)において、水冷却増殖炉の重要な核特性である増殖指標の評価を目的として反応率比の測定及び解析を行った。

劣化ウラン箔、濃縮ウラン箔を用いた箔放射化法により ^{238}U 捕獲反応率対 ^{235}U 核分裂率 (C8/F5) の測定を行い、また、3種類の絶対校正された小型核分裂計数管を用いて ^{239}Pu 核分裂率対 ^{235}U 核分裂率 (F9/F5) 及び ^{238}U 核分裂率対 ^{235}U 核分裂率 (F8/F5) の測定を行った。連続エネルギー・モンテカルロ計算 (MVP) により、核分裂計数管や箔の形状及びセル内での測定位置をモデル化することでセル平均の反応率比を導出するための補正因子を算出した。最終的に、これらの補正を考慮することで、セル平均の反応率比は、F8/F5= 0.0201 ± 0.9%、F9/F5= 0.759 ± 1.2% 及び C8/F5= 0.0916 ± 1.4% となった。これらの結果から、増殖指標は C8/F9= 0.121 ± 1.8% と求まった。

解析は JENDL-3.2 核データ・ライブラリーに基づく JFS-3-J3.2R の 70 群定数セットを用いた。標準的な高速炉用セル計算コード (SLAROM) を用いてセル平均実効断面積を求め、CITATION コードにより 3 次元拡散計算を行い、炉心中心でのセル平均の反応率比を求めた。ただし、炉心中心の燃料セル計算に対しては、共鳴遮蔽効果を考慮した超詳細群セル計算コード PEACO-X を用い、そのセル平均実効断面積を求めた。反応率比 F9/F5、F8/F5 における C/E 値はそれぞれ 1.02 及び 1.03 となり、計算値が実験値を若干過大評価する結果となった。また、C8/F5 における C/E 値は 1.06 となり、計算値が実験値を過大評価することを確認した。これらの解析から、増殖指標 C8/F9 の C/E 値は結果的に 1.03 と求まり、計算値が実験値を若干過大評価する結果となった。また、同様な解析を熱中性子炉用 SRAC コードを用いて行った

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

*業務協力員

結果、高速炉用計算コードを用いた上記の結果との間には有意な差異は見られないことを確認した。

Measurement and Analysis of Breeding Index in
the First Mock-up Core (XXII-1(65V)) for
Water-cooled Breeder Reactor at FCA
(Contract Research)

Masahiro FUKUSHIMA, Shigeaki OKAJIMA, Masaki ANDOH,
Tsuyoshi YAMANE and Masaharu KATAOKA*

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

(Received January 31, 2005)

Measurements and analyses of breeding index were performed in the FCA-XXII-1(65V) core simulating reduced-moderation lightwater reactor(RMWR) with void fraction 65% of moderator at Fast Critical Assembly(FCA).

The measurement of the reaction rate ratio of ^{238}U capture to ^{235}U fission (C8/F5) was made by a foil activation technique using depleted and enriched uranium foils, and the reaction rate ratios of ^{239}Pu fission to ^{235}U fission (F9/F5) and ^{238}U fission to ^{235}U fission (F8/F5) were measured using absolutely calibrated fission chambers. Cell averaged reaction correction factors were derived by the Monte Carlo code(MVP) calculations with modeling the forms and positions of fission chambers and foils. Consequently, cell averaged reaction rate ratios were determined to be C8/F5 of $0.0916 \pm 1.4\%$, F9/F5 of $0.759 \pm 1.2\%$ and F8/F5 of $0.0201 \pm 0.9\%$. Therefore, breeding index of C8/F9 was determined to be $0.121 \pm 1.8\%$.

The analyses were made by using the JFS-3-J3.2R group constant set which is generated from the JENDL-3.2 nuclear data library. The effective cross sections were calculated by the standard cell calculation code for fast reactor, SLAROM. Three-dimensional diffusion calculations by the CITATION code with 70-group structure have been performed to estimate the reaction rate ratios in the core center. Here, effective cross sections of fuel cells in the core center were obtained using the PEACO-X code with an ultra-fine group structure to consider self-shielding effect in the resonance energy range.

Calculation to experiment ratios (C/E) of F9/F5 and F8/F5 were 1.02 and 1.03, respectively. These calculated values slightly overestimate the experimental one. The

*Cooperative Staff

calculated value of C8/F5 overestimates the experimental one by about 6%. Consequently, the C/E value of C8/F9 was 1.03. The calculated value slightly overestimates the experimental one. The calculation code system developed for the thermal reactor, SRAC code system, was also used to analyze the experiment. There was no large difference in analysis results between the fast and thermal calculation codes.

Keywords: Breeding Index, Foil Activation, Fission Chamber, RMWR, FCA, MVP

目次

1.	緒言	1
2.	FCA-XXII-1(65V) 実験体系の概要	2
3.	FCA-XXII-1(65V) での反応率実験	5
3.1	劣化ウラン箔による ^{238}U 捕獲反応率の絶対測定	5
3.2	濃縮ウラン箔による ^{235}U 核分裂率の絶対測定	8
4.	MVP によるセル平均化補正因子の算出	23
4.1	反応率比 C8/F5 に対する箔モデルによるセル平均化補正	23
4.2	反応率比 F8/F5 及び F9/F5 に対する核分裂計数管モデルによるセル平均化補正	24
5.	反応率実験の解析方法	32
6.	解析システム間の比較	34
6.1	高速炉解析手法における詳細群効果	34
6.2	高速炉解析手法と熱中性子炉解析手法の比較	36
7.	結果と考察	47
7.1	測定結果	47
7.2	測定値と計算値の比較 (C/E 値)	47
8.	結論	51
	謝辞	52
	参考文献	52
	付録	54
A	^{238}U 捕獲反応率に対する補正因子	54
B	各反応率における補正量の一覧	55
C	反応率比 C8/F5 に対するセル平均化補正についての補足	56

Contents

1. Introduction	1
2. Brief Description of Experimental Core.....	2
3. Measurement of Reaction Rates.....	5
3.1 Absolute Measurement of ^{238}U Capture Rate by Irradiated Depleted Uranium Foils	5
3.2 Absolute Measurement of ^{235}U Fission Rate by Irradiated Enriched Uranium Foils	8
4. Correction Factor for Cell Heterogeneity on Measured Reaction Rates by MVP	23
4.1 Correction of C8/F5 based on the Foil Model	23
4.2 Correction of F8/F5 and F9/F5 based on the Fission Chamber Model	24
5. Analysis and Method for Reaction Rate Ratio	32
6. Comparison among Analysis Systems.....	34
6.1 Ultra-fine Group Structure Effect of the Fast Reactor Analysis Method	34
6.2 Comparison between the Fast and Thermal Reactor Analysis Methods	36
7. Results and Discussions	47
7.1 Experimental Results	47
7.2 Comparison between Experimental and Calculated Values	47
8. Conclusion	51
Acknowledgements	52
References	52
Appendix	54
A Correction Factors on ^{238}U Capture Rate	54
B List of Correction Factors on Reaction Rates	55
C Supplement of Cell Averaged Reaction Rates	56

1 緒言

日本原子力研究所(原研)では、これまで培われてきた軽水炉技術に立脚したウラン資源の有効利用、プルトニウムリサイクル開発を目的として、水冷却増殖炉の研究が進められている。水冷却増殖炉では、高富化度 MOX・高稠密格子炉心を採用し、炉心性能としては安全性を確保するため負のボイド反応度係数を維持しつつ、1以上の増殖比を目指している。同炉では、 ^{238}U を ^{239}Pu に効率的に変換する為に、減速材としての水の割合を除熱可能な限界まで少なくすることで、核分裂で発生する高速中性子の減速を低く抑える炉心概念を設計の基本としているので、現行軽水炉に比べて中性子のエネルギースペクトルが硬いのが特徴である。そのため、核設計精度の評価に利用できる既存の臨界実験データは少ないので現状である。そこで、プルトニウム炉心の特徴となる炉物理特性を実験的に明確にすることを目的として、原研の高速炉臨界実験装置 FCA を用いて高富化度 MOX 高稠密炉心の中性子エネルギースペクトルを模擬した体系 FCA-XXII-1(65V) を構築し、臨界実験を実施した。本研究では、炉心概念の成立性を左右する増殖性能の指標として重要な ^{238}U 捕獲反応率/ ^{239}U 核分裂反応率比 (C8/F9) の測定を行った。また、反応率比 ^{238}U 捕獲反応率/ ^{235}U 核分裂率比 (C8/F5)、 ^{239}Pu 核分裂率/ ^{235}U 核分裂率比 (F9/F5) 及び ^{238}U 核分裂率/ ^{235}U 核分裂率比 (F8/F5) の測定も行った。水冷却増殖炉では共鳴エネルギー領域での中性子反応が支配的になることから、高速炉実験解析をして開発された高速炉解析手法(FR システム)^[1]及び熱中性子炉解析手法(SRAC システム)^{[2][3]}を用いて解析を行い、双方の結果の比較から水冷却増殖炉模擬実験に対する現状解析精度の検討を行った。

本報告書では、第 2 章で実験体系の概要、第 3 章で反応率測定、第 4 章で MVP によるセル平均化補正因子の算出、第 5 章で実験解析手法について述べる。第 6 章で解析システム間の相違及び第 7 章で解析結果について考察する。

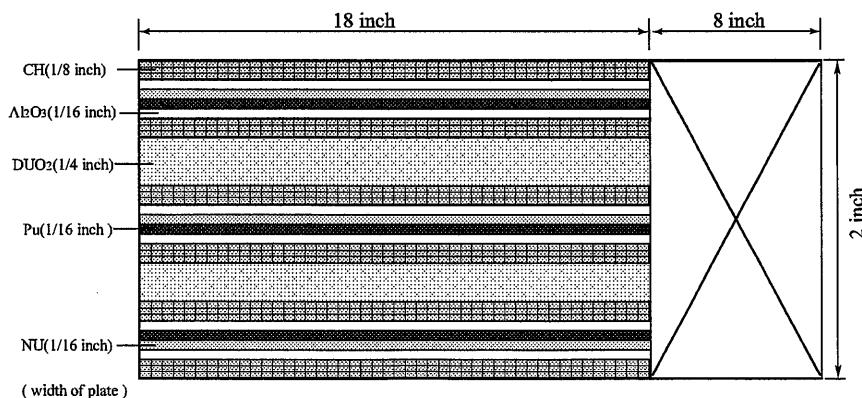
2 FCA-XXII-1(65V) 実験体系の概要

プルトニウム燃料とウラン燃料からなる MOX 燃料水冷却増殖炉模擬シリーズ炉心 (FCA-XXII-1) は、富化度、減速材対燃料体積比を一定として、減速材ポリスチレン (CH 板) のボイド率 (45%、65%、95%) を系統的に変えることで、それらが水冷却増殖炉の炉物理特性に及ぼす影響を明かにすることを目的としている。このシリーズ炉心の第 1 炉心として、基準ボイド率 65% の FCA-XXII-1(65V) 炉心を構築した。本炉心はテスト領域をドライバー領域で囲むゾーン体系である。テスト領域は MOX 模擬燃料及び冷却材・減速材である水を模擬したポリスチレンから構成されている。ここで、MOX 模擬燃料はステンレス被覆 92% プルトニウム金属板 (アルミ合金)、天然ウラン金属板及び劣化ウラン酸化物板他からなり、セル平均富化度は 16%、減速材対燃料体積比は 0.6 である。テスト領域の燃料引出し (T16CH(65V) 引出し) の装填パターンを Fig.2.1 に示す。ここで、炉心部 (18 インチ) は 1 単位セル (2 インチ × 2 インチ × 2 インチ) あたり、燃料として 92% プルトニウム板 (厚さ 1/16 インチ)3 枚、天然ウラン板 (厚さ 1/16 インチ)3 枚、劣化ウラン酸化物板 (厚さ 1/4 インチ)2 枚が装填されている。また、軸方向ブランケットとして天然ウランブロック (2 インチ × 2 インチ × 8 インチ) を装荷した。以下炉心部、軸方向ブランケット部の単位セルをそれぞれ T16CH(65V) 単位セル、NUB 単位セルと呼ぶ。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 の上図、下図に示す。テスト領域周囲には、臨界調整のためのドライバー燃料領域を配置した。ここで、テスト領域とドライバー燃料領域の間にバッファー領域 (SUS) を設けた。また、炉心を取り囲む外側領域は、中性子のエネルギースペクトルが比較的穏やかに変化するよう内側にはナトリウム板と劣化ウラン酸化物板から成るソフトブランケット (SB)、その外側に劣化ウランブロックからなるブランケット (DUB) を設けた。各単位セルの平均原子数密度を Table 2.1 に示す。

Table 2.1: Atomic number density of each nuclide in the homogenized cells of the FCA-XXII-1(65V) core

(unit : 10^{22} cm^{-3})

Nuclide	Cell						
	T16CH(65V)	SUS	Driver	SB	NUB	DUB	Control Rod
^{235}U	0.0036	-	0.2311	0.0019	0.0084	0.0290	0.6782
^{238}U	0.8237	-	0.9924	0.9159	4.0174	3.9888	0.0513
^{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}	-	-	-	-	-	-
^1H	0.5146	-	0.0162	-	-	-	0.8432
^{12}C	0.5129	-	4.8942	-	-	-	4.8109
^{16}O	1.9045	-	0.0070	1.8350	-	-	0.0076
^{23}Na	-	-	-	0.7656	-	-	-
^{27}Al	0.6731	-	-	-	-	-	-
Si	0.0030	-	-	-	-	-	-
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
Nat. Fe	0.7986	5.5545	0.6473	1.1217	0.6473	0.6473	1.0511
Nat. Ni	0.0990	0.6950	0.0789	0.1413	0.0789	0.0789	0.1278



Pu:Plutonium plate, NU:Natural U plate, DUO₂:Depleted U oxide plate,
CH:Polystyrene plate, Al₂O₃:Aluminium oxide plate

Fig. 2.1: Cell configuration of the T16CH(65V) drawer

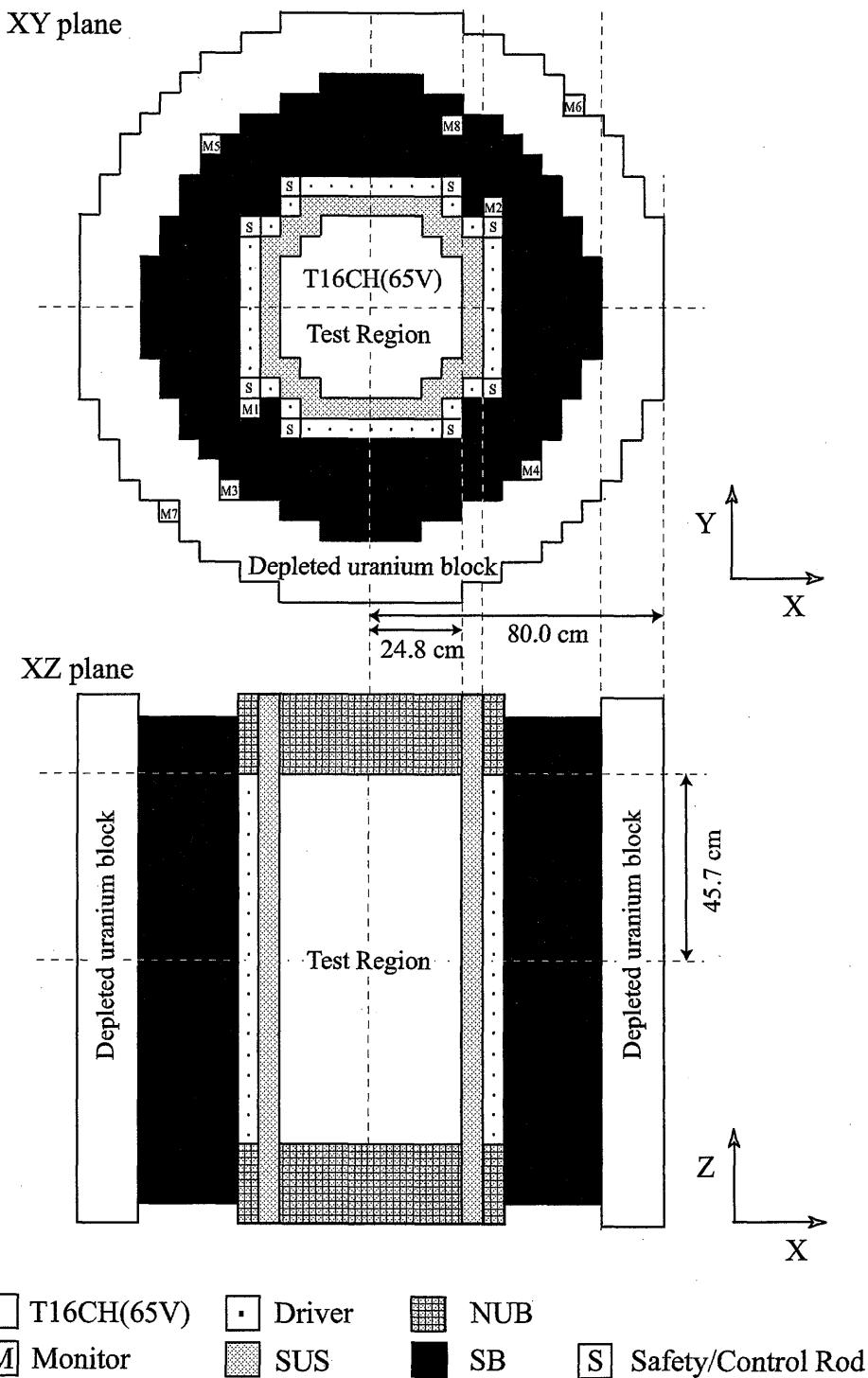


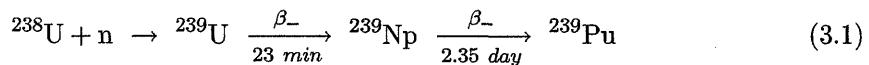
Fig. 2.2: X-Y and X-Z cross-sectional views of FCA XXII-1(65V)core

3 FCA-XXII-1(65V)での反応率実験

反応率比 C8/F5 での ^{238}U 捕獲反応率 (C8) 及び ^{235}U 核分裂率 (F5) の測定は、劣化ウラン箔及び濃縮ウラン箔を用いた箔放射化法により行った^[4, 5]。箔の放射化法においては、炉心で一定出力のもと照射した後、それぞれの箔における捕獲反応生成物及び核分裂生成物から発せられる γ 線のスペクトル測定により反応率を決定する。ここで、それぞれの γ 線ピークにおける測定系の計数効率は、標準線源による γ 線のスペクトル解析及び絶対校正された核分裂計数管による核分裂率との比較により評価し、最終的に ^{238}U 捕獲反応率及び ^{235}U 核分裂率の絶対値を決定した。箔の仕様を Table 3.1 に示す。各箔は箔保護のためにごく薄いアルミ箔で包んだ後、炉心中心の燃料引出し T16CH(65V) 内に装填した。Fig.3.1 に示すように、箔は固定側 1/2 集合体の密着面第一層の燃料セル内に装填した。燃料セル内において、劣化ウラン箔及び濃縮ウラン箔は、2枚の 1/8 インチ劣化ウラン酸化物板で挟み装填した。Fig.3.2 に、燃料セルの断面図及び箔の装填位置を示す。照射箔の γ 線スペクトル測定時において充分な計数率が得られるように原子炉出力を 20W として 3 時間の照射を行った。ゲルマニウム検出器を用いた箔の γ 線のスペクトル測定系のプロット図を Fig.3.3 に示す。ここで、Automatic sample changer を併用して、劣化ウラン箔及び濃縮ウラン箔の γ 線のスペクトル測定を交互に行った。

3.1 劣化ウラン箔による ^{238}U 捕獲反応率の絶対測定

^{238}U が中性子を捕獲すると次の様な経過をたどって ^{239}Pu に壊変する。



本実験では、劣化ウラン箔における ^{238}U 捕獲反応後の ^{239}Np の崩壊過程の γ 線ピーク (106.1, 209.8, 227.6 keV) 計数の測定を行い、 ^{238}U 捕獲反応率の絶対値を決定した。Fig.3.4 において、劣化ウラン箔の γ 線スペクトルの一例として、照射終了後、約 25 時間経過した時点での結果を示す。ここで、測定系のエネルギー校正は、標準線源 ^{152}Eu の γ 線ピーク測定により実施した。

^{238}U 捕獲反応率 $C8(\text{capture/atom/s})$ は次式により決定した。

$$C8 = \frac{C}{N} \cdot \frac{1}{k} \cdot \frac{1}{\eta^{C8}} \cdot f_{shield}^{-1} \cdot f_{edge}^{-1} \cdot f_{atten}^{-1} \cdot f_{foil \rightarrow cell}^{C8} \quad (3.2)$$

ここで、

C	(counts)	測定時刻 t_w における箔の $^{239}\text{Np}-277.6\text{keV}$ γ 線ピーク計数 (ここで、計測時間は 10,000 秒とした。)
N	(atom)	箔内の ^{238}U の原子数
k	(s)	照射終了から γ 線ピーク測定時刻 t_w までの減衰因子
η^{C8}	(cps/dps)	$^{239}\text{Np}-277.6\text{keV}$ γ 線ピーク計数における計数効率

となる。ここで、 γ 線ピーク(106.1, 209.8, 227.6keV)の内、 ^{239}Np -227.6keVに着目した理由については後述する。また、次の補正を考慮した。

f_{shield}	中性子による箔内の自己遮蔽補正因子
f_{edge}	中性子による箔のエッジ効果補正因子
f_{atten}	箔内の γ 線の自己吸収補正因子
$f_{foil \rightarrow cell}^{C8}$	^{238}U 捕獲反応率に対するセル平均化の補正因子

ここで、 $f_{foil \rightarrow cell}^{C8}$ は箔の装填位置における ^{238}U 捕獲反応率を燃料セルで平均した実験値へ変換するための補正因子であり、これについての詳細な議論は次章で行うこととする。

以下では、(a)劣化ウラン箔の γ 線ピーク計数 C 、(b)減衰因子、(c)測定系の計数効率、(d)補正因子についての詳細な説明を行う。

劣化ウラン箔の γ 線ピーク計数 C

ゲルマニウム検出器による一回当たりの計測時間 t_m を10,000秒とし、照射終了後25時間から160時間までの間に各 γ 線ピーク(106.1, 209.8, 227.6keV)計測を数十回繰り返した。Fig.3.5において、各 γ 線ピーク面積の時間変化を示した。Table 3.2において、測定で得られた半減期と文献値[6]の比較を示す。測定を行なった3つの γ 線ピークの中で、 ^{239}Np -227.6 keVピークの計数率が最も高く、その半減期の測定値と文献値は1%以内の良い精度で一致した。この様に ^{239}Np -227.6keVにおける γ 線ピーク面積の時間変化の測定精度が良いことが、 ^{238}U 捕獲反応率の決定の際に式(3.2)において同ピークに着目した理由である。加えて、 ^{239}Np -227.6keVにおける γ 線自己吸収補正量が他のピークに比べて小さいことが、2つ目の選定理由である。以上のことから考慮して、式(3.2)中の計数値 C として、 ^{239}Np -227.6 keVピークに着目した。ここで、計数値 C は、その計測時間 t_m を10,000秒とし、照射終了60時間後($t_w = 60\text{hr}$)の値として、Fig.3.5に示す ^{239}Np -227.6keVピークの時間変化から求めた。

減衰因子 k

一定の中性子束レベルの照射によって生じた箔内の ^{239}Np は、照射終了後、時間とともに崩壊して減少し、その放射能も時間とともに減少する。先に求めた計数 C は照射終了60時間後($t_w = 60\text{hr}$)の値になっているので、時間経過に伴う計数値の減衰を考慮し、一定出力で照射している時点の反応率を決定した。ここで、この減衰因子は、照射時間($t_i = 3\text{hr}$)、照射終了時点から γ 線測定までの時間($t_w = 60\text{hr}$)、一回あたりの計測時間($t_m = 10000\text{sec}$)を用いて次式で表される。

$$\begin{aligned} k &= (1 + k_p) \frac{\lambda^{U9}}{\lambda^{Np9}(\lambda^{U9} - \lambda^{Np9})} (1 - e^{-\lambda^{Np9} \cdot t_i}) \cdot e^{-\lambda^{Np9} \cdot t_w} \cdot (1 - e^{-\lambda^{Np9} \cdot t_m}) \\ &\quad - (1 + k_p) \frac{\lambda^{Np9}}{\lambda^{U9}(\lambda^{U9} - \lambda^{Np9})} (1 - e^{-\lambda^{U9} \cdot t_i}) \cdot e^{-\lambda^{U9} \cdot t_w} \cdot (1 - e^{-\lambda^{U9} \cdot t_m}) \end{aligned} \quad (3.3)$$

ここで、 λ^{U9} は ^{239}U の崩壊定数、 λ^{Np9} は ^{239}Np の崩壊定数であり、 k_p は定常中性子束達成ま

での照射量の寄与分補正である。 k_p は原子炉内設置の中性子検出器により測定した箔照射中の中性子束レベルの履歴から算定した。その結果 k_p は 0.6% 程度であった。式 (3.3) の右辺の第二項は照射直後に存在する ^{239}U の寄与である。

計数効率 η^{C8}

測定系の計数効率は、放射能強度が既値で、劣化ウラン箔と同じ直径 12.7mm の $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 標準線源(面線源)を用いて決定した。ここで、検出器に対する幾何学的配置を統一させるために、 γ 線測定において、 $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 標準線源とゲルマニウム検出器との距離を、劣化ウラン箔の γ 線測定時と一致させた。 $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 標準線源の詳細な仕様を Table 3.3 に示す。

ここで、標準線源 $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ の γ 線スペクトルを Fig.3.6 に示す。 ^{239}Np -277.6keV の γ 線ピークの測定系の計数効率 η^{C8} は計数率 (count/s) と ^{239}Np 放射能 (dps) の比により、次式で求めた。

$$\eta^{C8} = \frac{(C^{239}\text{Np})_{277\text{keV}}}{A^{239}\text{Np}} \quad (3.4)$$

本研究では、強度が異なる 2 つの $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 線源を用いて、検出系の計数効率 (η^{C8}) を求めた。Table 3.4 に、各線源における強度、測定結果として計数効率 (η^{C8}) を示す。両者の結果は非常に良く一致しており、計数効率としてはそれらの平均値を採用した。その誤差は 0.1% 程度である。

各補正因子

式 (3.2) 中に示したように、照射後の箔における γ 線測定における補正の要因として以下の 3 つが挙げられる。これらの補正因子の算出方法等の詳細については Appendix A に示す。本文中では、これらの補正についての簡単な説明を行う。

(1) 中性子による箔内の自己遮蔽 f_{shield}

これは照射時の箔内での中性子の自己遮蔽に起因した補正である。中性子の自己遮蔽により、照射後の箔の γ 線源の強度が箔内で減少していることを評価したものである。ただし、下表に示したように、この自己遮蔽の補正 (f_{shield}) は小さく無視できる。

(2) 中性子による箔のエッジ効果 f_{edge}

これは照射時の箔内の中性子束における箔のエッジ効果を考慮し、照射後の箔内の γ 線源の強度への影響を評価したものである。ただし、下表から (1) と同様にエッジ効果補正 (f_{edge}) も無視できる。

上の (1) 及び (2) の補正に対する結果から、箔内において γ 線源の強度は空間的に一定であるとみなして、次の補正量を算出した。

(3) 箔内の γ 線の自己吸収 f_{atten}

これは γ 線測定時において箔内部で発生した γ 線が箔の表面に到達するまでの間に吸収される γ 線の量を補正するものである。

これらの結果を下の表に示す。ここで、 f_{atten} は $^{239}\text{Np}-227.6\text{keV}$ ピークの γ 線に対する自己吸収補正因子を示す。他のピークに対する自己吸収補正因子は Appendix A に示す。

自己遮蔽補正 f_{shield}	エッジ効果補正 f_{edge}	自己吸収補正 f_{atten}
1.000	1.006	0.913

3.2 濃縮ウラン箔による ^{235}U 核分裂率の絶対測定

^{235}U 核分裂率 F_5 (fission/atom/s) は次式により決定した。

$$F_5 = \frac{C}{N^5} \cdot \frac{1}{\eta^{F_5}} \cdot f_{foil \rightarrow cell}^{F_5} \quad (3.5)$$

ここで、

- C (counts) : 燃料セル内で照射した濃縮ウラン箔の測定時刻 t'_w での γ 線ピーク計数(計測時間は 5,000 秒とした。) ①
 N^5 (atom) : 燃料セル内に装填した濃縮ウラン箔内の ^{235}U 原子数
 $f_{foil \rightarrow cell}^{F_5}$: ^{235}U 核分裂率に対するセル平均化の補正因子

とする。 $f_{foil \rightarrow cell}^{F_5}$ は、箔の装填位置での ^{235}U 核分裂率を、燃料セルで平均した実験値へ変換するための補正因子であり、その詳細については第 4 章で述べる。ここで、 γ 線ピーク計数における計数効率 η^{F_5} (counts·s/fission) は次式で与えられる。

$$\eta^{F_5} = \frac{C'}{N^{5'}} \cdot \frac{1}{R_{pfc}^{F_5}} \quad (3.6)$$

ここで、

- $R_{pfc}^{F_5}$ (fission/atom/s) : 絶対校正された核分裂計数管による ^{235}U 核分裂率 ②
 C' (counts) : ダミーの核分裂計数管内で照射した濃縮ウラン箔の測定時刻 t'_w での γ 線ピーク計数(計測時間は 5,000 秒とした。) ③
 $N^{5'}$ (atom) : ダミーの核分裂計数管に装填した濃縮ウラン箔内の ^{235}U 原子数

とする。

上記の濃縮ウラン箔内での ^{235}U 核分裂率の絶対測定は以下の 3 つの実験により構成されている。

- ① 炉心中心の燃料セル内で照射した濃縮ウラン箔の γ 線スペクトル測定。
- ② 炉心中心に装填した絶対校正された核分裂計数管による ^{235}U 核分裂率の絶対測定。
- ③ 炉心中心のダミーの核分裂計数管内で照射した濃縮ウラン箔の γ 線スペクトル測定。

測定①において、濃縮ウラン箔を炉心中心の燃料セル内で照射して、その γ 線スペクトル測定を行った。ただし、この燃料セル内での ^{235}U 核分裂率の絶対値を決定する為には、濃縮ウラン箔の計数効率 η^{F5} の測定が必要である。そこで、測定②において、Fig.3.7に示す絶対校正された核分裂計数管^[7]を用いて、炉心中心(箔を装填した燃料セルと同じ位置)での ^{235}U 核分裂率の絶対測定を行う。ただし、測定②では核分裂計数管を燃料セル内に装填する為に、Fig.3.9に示すように引出しに溝を設けており、測定①に対して測定条件(溝の有無、照射位置、燃料プレートの配置)が異なっている。そこで、測定③において、測定②と同じ測定条件(溝の有無、照射位置、燃料プレートの配置)で濃縮ウラン箔を照射して、濃縮ウラン箔の γ 線スペクトル測定を行った。測定③により得られるピーク計数値と測定②により得られる ^{235}U 核分裂率の絶対値を比較することにより、濃縮ウラン箔の計数効率 η^{F5} を決定した。測定①及び測定③では同一形状の濃縮ウラン箔を使用しているので、この計数効率 η^{F5} を用いて、濃縮ウラン箔内での ^{235}U 核分裂率の絶対値を決定した。

ここで、上記の複重になるが、これらの3つの実験における測定条件について整理しておく。

- (a) 測定①及び測定③において、濃縮ウラン箔はTable 3.1に示す同一形状のを使用し、原子炉出力及び照射時間に関しても同一条件(一定原子炉出力:20W、照射時間:3時間)とする。(ただし、測定①及び測定③において、これらの炉出力及び照射時間は厳密には一致していないので、後述するように中性子束レベルモニターによる補正が必要となる。)
- (b) 測定②及び測定③において、核分裂計数管を装填する為に、炉心中心の燃料セルに対して同一な条件で溝を設けた。また、測定③における濃縮ウラン箔の照射位置を、測定②における核分裂計数管の有感部と同一の幾何学的配置とする為に、測定③ではダミーの核分裂計数管を使用し、Fig.3.8に示す装填位置で濃縮ウラン箔を照射した。

各測定(①~③)における中性子束レベルの相違については、炉内に設けられた出力モニターの計数値で規格化することで補正した。炉内には計数効率の異なる8つの中性子束レベルモニターが設置されている。それぞれに出力モニター配置はFig.2.2中に示した。これらの測定における出力レベルは、核分裂計数管の測定時の2Wから箔の照射時の20Wまでと大きく異なっている。そこで、出力20Wで不感時間補正が充分適応でき、かつ出力2Wで充分な計数を与えるモニターを4つ(M1,M2,M4,M5)選びだし、これらの値を用いて規格化をした。

以下では、濃縮ウラン箔の γ 線ピーク計数C(①)、ダミーの核分裂計数管に配置した濃縮ウラン箔の γ 線ピーク計数C'(③)、核分裂計数管による核分裂率の絶対値 $R_{pf_c}^{F5}(②)$ の測定方法についての詳細な説明を行う。

濃縮ウラン箔の γ 線ピーク計数C

Fig.3.1 及び 3.2 で示す装填位置で照射した濃縮ウラン箔の γ 線ピーク計数Cを、劣化ウラン箔と並行して箔データ処理システムを用いて計測した。

ゲルマニウム検出器による一回当たりの計測時間を5000秒とし、照射終了後24時間から160時間までの間に計測を数十回繰り返すことで、各 γ 線ピーク面積の時間変化を得た。ここで、核分裂生成物 ^{143}Ce -293.2keV, ^{133}I -529.8keV, ^{97}Nb -657.9keV, ^{97}Zr -743.4keVによる γ 線ピークに着目した。一例として、照射終了後24時間経過した濃縮ウラン箔の γ 線スペクトルをFig.3.10に示す。また、Fig.3.11に時間変化を示す。それぞれの γ 線ピークの時間変化をフィットして半減期を決定する際に、SN比の考察から照射終了後24時間から半減期の3倍程度までの測定点をフィッティングの範囲とした。その結果を、文献値^[6]とともにTable 3.5に示す。ここで、 ^{143}Ce -293.2keV及び ^{97}Zr -743.4keVのピークに関しては、半減期の測定値が文献値と測定誤差(3σ)で一致した。一方、 ^{133}I -529.8keV及び ^{97}Nb -657.9keVのピークに関しては、SN比が悪く、半減期の測定値と文献値に若干の不一致がみられた。

以上のことから、 ^{143}Ce -293.2keV及び ^{97}Zr -743.4keVの γ 線ピークの時間変化から、照射終了時刻の計数値 $C_{239\text{keV}}$ 及び $C_{743\text{keV}}$ を決定して、式(3.6)における燃料セル内で照射した濃縮ウラン箔の計数値Cとして採用した。

ダミーの核分裂計数管に配置した濃縮ウラン箔の γ 線ピーク計数C'

ダミーの核分裂計数管に装填した濃縮ウラン箔の場合においても、燃料セル内に装填した濃縮ウラン箔の測定と同じ条件で、一回当たりの計測時間を5000秒とし、照射終了後24時間から160時間までの間に計測を数十回繰り返すことで、 γ 線ピーク面積の時間変化を測定した。ここで得られた各 γ 線ピークの時間変化に対して、SN比の考察から照射終了後24時間から半減期の3倍程度までの測定点をフィッティングの範囲として半減期を決定した。この結果を文献値とともにTable 3.7に示す。ここで、 ^{143}Ce -293.2keV及び ^{97}Zr -743.4keVのピークの半減期の値は、それぞれの文献値と測定誤差(3σ)で一致した。

以上のことから、 ^{143}Ce -293.2keV及び ^{97}Zr -743.4keVの γ 線ピークの時間変化から、照射終了時刻の計数値 $C'_{239\text{keV}}$ 及び $C'_{743\text{keV}}$ を決定した。更に、 ^{235}U 核分裂率の絶対値は ^{143}Ce -293.2keV及び ^{97}Zr -743.4keVの γ 線ピークにおけるそれぞれの計数値(C, C')を用いて、式3.7により平均化を行った。

$$F5 = \frac{1}{2} \left[\frac{C_{239\text{keV}}}{C'_{239\text{keV}}} + \frac{C_{743\text{keV}}}{C'_{743\text{keV}}} \right] \cdot \frac{N^{5'}}{N^5} \cdot R_{pfc}^{F5} \cdot f_{foil \rightarrow cell}^{F5} \quad (3.7)$$

核分裂計数管による核分裂率 R_{pfc}^{F5}

ここでは、 ^{235}U 核分裂計数管による核分裂率 R_{pfc}^{F5} について測定手法についての説明を行う。

また、同一の測定手法により、 ^{238}U 及び ^{239}Pu 核分裂計数管を用いて核分裂率 R_{pfc}^{F8} 及び R_{pfc}^{F9}

の測定も実施したので、これらについても併せて説明を行う。

本実験において使用した小型平行平板核分裂計数管の製作及びその特性については参考文献 [7] に詳しい記述があるため、ここではその概要を列挙するにとどめる。

計数管本体の構造	薄いステンレス鋼からなる円筒形
ウラン電着箔形状	直径 25mm, 厚さ約 $25\mu\text{g}/\text{cm}^2$ (厚さ 0.2mm の白金板上に電着)
電着量の定量法	表面障壁型シリコン検出器を使用した α 線スペクトロメトリー法
クエンチングガス	アルゴン 98%、窒素 2%、(1 気圧)
計数管動作電圧	500V

ここで、計数管動作試験においてクエンチングガス劣化が確認されたので、本実験に先だってガス交換を行った。 ^{235}U 核分裂計数管及び ^{238}U 核分裂計数管内の電着箔中のウラン同位体含有率を Table 3.6 に示す。また、 ^{239}Pu 核分裂率の測定の際に用いる ^{239}Pu 核分裂計数管のプルトニウム同位体含有率も同表に示す。

核分裂計数管を炉心中心に配置する為に、Fig.3.9 に示すように燃料板を配置し、前端面に空洞かつ中央部に溝をもつ燃料引出しを用いた。 ^{235}U 及び ^{238}U 核分裂計数管をこの溝内にそれぞれ配置し、下表に示す一定出力のもとで測定を行い、その計数率より核分裂率を得た。

核分裂計数管を用いた反応率測定における測定系のブロック図を Fig.3.12 に示す。計数管からの信号は、前置増幅器及び主増幅器を経て、パルス波高分析器にて収集した。 ^{235}U 核分裂計数管及び ^{238}U 核分裂計数管から得られた波高分布を、それぞれ Fig.3.13 及び Fig.3.14 に示す。これらの図から、いずれの場合も核分裂による信号とウランの α 崩壊による信号が良く分離されていることが分かる。本計数管の計数率値に対して以下の 2 つの数え落し分の補正を行った。

- (1) 不感時間補正としては、 ^{235}U 核分裂計数管に対して照射中の計数率は約 300cps であり補正是 0.07% となり、また ^{238}U 核分裂計数管に対して照射中の計数率は約 100cps であり補正是 0.02% に過ぎなかった。
- (2) 計数管出力信号の零外挿補正として、Fig.3.13 及び 3.14 においてそれぞれのディスクリミネータバイアス設定位置より波高の小さい核分裂による計数は直線外挿にて推定した。その結果、 ^{235}U 核分裂計数、 ^{238}U 核分裂計数における零外挿補正是、それぞれ 0.2%、1.26% となった。この零外挿補正に伴う誤差は参考文献 [8] より 50% を見込んだ。

核分裂計数管	計測時間 (s)	出力 (W)
^{235}U	500	2
^{238}U	1000	10
^{239}Pu	1000	2

^{235}U 及び ^{238}U に対する impurity 補正を考慮して、モニター計数値で規格化した核分裂率 R^{U235} 及び R^{U238} (fis/atom/Monitor) を、個数密度をもとに次の連立方程式 (3.8) により求めた。

$$\begin{aligned} 0.0167R^{U234} + 0.9766R^{U235} + 0.0015R^{U236} + 0.0052R^{U238} &= \frac{C_{pfc}^{U5}}{M_{pfc}^{U5} \cdot A_{pfc}^{U5}} \\ 0.0004R^{U235} + 0.9996R^{U238} &= \frac{C_{pfc}^{U8}}{M_{pfc}^{U8} \cdot A_{pfc}^{U8}} \quad (3.8) \end{aligned}$$

ここで、 M_{pfc}^{U5} 及び M_{pfc}^{U8} は ^{235}U 及び ^{238}U 核分裂計数管の計測時におけるモニターの計数値であり、 A_{pfc}^{U5} 及び A_{pfc}^{U8} はそれぞれの電着箔内の総同位体原子数である。また、 C_{pfc}^{U5} 及び C_{pfc}^{U8} は上述した零外挿補正後の核分裂計数管の計数値である。式 (3.8) 中の各核分裂率 R^k の係数は、Table 3.6 に示すウラン同位体の含有率である。同位体 ^{234}U 及び ^{236}U の補正として核分裂率比 R^{U234}/R^{U235} 及び R^{U236}/R^{U235} を計算で与え、この 2 つの補助的な条件式を用いて連立方程式 (3.8) を解き、最終的に ^{235}U 核分裂率 ($R_{pfc}^{F5} = R^{U235}$) 及び ^{238}U 核分裂率 ($R_{pfc}^{F8} = R^{U238}$) を算出した。核分裂率比 R^{U234}/R^{U235} 及び R^{U236}/R^{U235} の計算値として、FCA の標準的な高速炉用解析手法によりセル計算レベルで求めた結果を下表に記載する。ここで、核データライブラリーは JENDL-3.2 に基づく高速炉解析用 70 群セット JFS-3-J3.2R を使用した。

反応率比	R^{U234}/R^{U235}	R^{U236}/R^{U235}
計算値	0.0952	0.0322

一方、 ^{239}Pu 核分裂率の測定では、Table 3.6 に示すプルトニウム同位体含有率の核分裂計数管を用いた。この時の波高分布を Fig.3.15 に示す。 ^{239}Pu 核分裂率 $R^{\text{Pu}239}$ (fis/atom/Monitor) は、以下の方程式により求めた。

$$0.0001R^{\text{Pu}238} + 0.9660R^{\text{Pu}239} + 0.0332R^{\text{Pu}240} + 0.0007R^{\text{Pu}241} = \frac{C_{pfc}^{\text{Pu}}}{M_{pfc}^{\text{Pu}} \cdot A_{pfc}^{\text{Pu}}} \quad (3.9)$$

ここで、 M_{pfc}^{Pu} は ^{239}Pu 核分裂計数管による計測時でのモニターの計数値であり、 A_{pfc}^{Pu} は電着箔内の総同位体原子数である。また、 C_{pfc}^{Pu} は上述した零外挿補正後の核分裂計数管の計数値である。このときの零外挿補正量は 0.78% に過ぎなかった。ただし、式 (3.9) はそのままでは解くことが出来ないので、同位体 ^{238}Pu 、 ^{240}Pu 及び ^{241}U の補正として、核分裂率比 $R^{\text{Pu}238}/R^{\text{Pu}239}$ 、 $R^{\text{Pu}240}/R^{\text{Pu}239}$ 及び $R^{\text{Pu}241}/R^{\text{Pu}239}$ を計算で与えて、最終的に ^{239}Pu 核分裂率 ($R_{pfc}^{F9} = R^{\text{Pu}239}$) を決定した。核分裂率比 $R^{\text{Pu}238}/R^{\text{Pu}239}$ 、 $R^{\text{Pu}240}/R^{\text{Pu}239}$ 及び $R^{\text{Pu}241}/R^{\text{Pu}239}$ は、先に示した群定数ライブラリーとして 70 群セット JFS-3-J3.2R を用いて高速炉用解析手法により計算した。その結果の計算値を下表に示す。

最後に、本章の内容について簡単に整理しておく。以上の測定結果を用いて、 ^{238}U の捕獲反応率は式 (3.2) により、 ^{235}U の核分裂率は式 (3.5) 及び式 (3.6) により決定した。ただし、こ

反応率比	R^{Pu238}/R^{Pu239}	R^{Pu240}/R^{Pu239}	R^{Pu241}/R^{Pu239}
計算値	0.318	0.103	1.59

これらの式中の補正因子 $f_{foil \rightarrow cell}^{C8}$ 及び $f_{foil \rightarrow cell}^{F5}$ については次章で考察を行う。Table 7.1-(a) では、生の実験値として箔の装填位置における ^{238}U の捕獲反応率及び ^{235}U の核分裂率の結果を示す。

一方、核分裂計数管による $^{239}\text{U}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比 F9/F5 ($= R_{pfc}^{F9}/R_{pfc}^{F5}$) 及び $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比 F8/F5 ($= R_{pfc}^{F8}/R_{pfc}^{F5}$) の結果を Table 7.1-(b) に示す。ただし、これらの実験値は、核分裂計数管内の電着箔自身の核分裂率である。

次章においては、箔及び核分裂計数管の反応率から燃料セルの反応率へ変換する補正因子 $f_{foil \rightarrow cell}^{C8}$, $f_{foil \rightarrow cell}^{F5}$ 及び $f_{pfc \rightarrow cell}$ の評価を行う。

Table 3.1: Specification of the fission and capture foils

Foil	Diameter (cm)	Thickness (cm)	Weight (mg)	Mass Thickness (mg/cm ²)	Isotopic composition
Enriched U	1.27	0.0127	289.75	228.7	²³⁵ U 93.16 %
Depleted U	1.27	0.0127	335.95	265.2	²³⁸ U 99.96 %
Enriched U*	1.27	0.0127	297.65	235.1	²³⁵ U 93.16 %

*Foil installed in dummy fission chamber

Table 3.2: γ -ray peak counts and half life of ²³⁹Np of the DU foil

γ (keV)	C *1	$T_{1/2}$ (hr)	$T_{1/2}^{ref}$ (hr) *2	$T_{1/2}/T_{1/2}^{ref}$
106.1	25635.75±0.6%	55.99±0.3%	56.3	0.994
209.8	22658.51±0.6%	55.77±0.5%	56.3	0.991
277.6	103892.4±0.3%	56.34±0.2%	56.3	1.001

*1 Estimated γ -ray peak counts at the standard waiting time $t_w = 60$ (hr)

*2 Table of Isotope^[6]

Table 3.3: The ²⁴³Am-²³⁹Np sources

Source I.D.	Diameter (cm)	Mass thickness ($\mu\text{g}/\text{cm}^2$)	Absolute disintegration rate of ²³⁹ Np (dps)
No.1	1.27	1.54	$1.442 \times 10^4 \pm 0.3\%$
No.2	1.27	3.13	$2.928 \times 10^4 \pm 0.3\%$

Table 3.4: Effective counting efficiency of γ peak of ²³⁹Np-277.6keV

Source I.D.	Absolute disintegration rate of ²³⁹ Np (dps)	Count (count)	Live Time (s)	η (dps/cps)
No.1	$1.442 \times 10^4 \pm 0.3\%$	256250	10000	$1.78 \times 10^{-3} \pm 0.4\%$
No.2	$2.928 \times 10^4 \pm 0.3\%$	259950	5000	$1.78 \times 10^{-3} \pm 0.4\%$

Table 3.5: γ -ray peak counts and half-life of ^{143}Ce , ^{133}I , ^{97}Nb and ^{97}Zr of the EU foil

γ (keV)	C * ¹	$T_{1/2}$ (hr)	$T_{1/2}^{\text{ref}}$ (hr) * ²	$T_{1/2}/T_{1/2}^{\text{ref}}$
293.2	$6.17 \times 10^5 \pm 0.2\%$	$33.27 \pm 0.3\%$	33.02	1.008
529.8	$1.65 \times 10^6 \pm 0.7\%$	$21.12 \pm 0.2\%$	20.91	1.010
657.9	$1.88 \times 10^6 \pm 0.3\%$	$16.70 \pm 0.3\%$	16.9	0.988
743.4	$1.51 \times 10^6 \pm 0.2\%$	$16.75 \pm 0.3\%$	16.9	0.991

*¹Estimated γ -ray peak counts at the end of irradiation*²Table of Isotope^[6]

Table 3.6: Deposit of the parallel fission chambers

Number of atoms of principal isotopes		Isotopic composition (nuclide %)			Mass thickness ($\mu\text{g/cm}^2$)
^{235}U	$2.510 \times 10^{17} \pm 0.5\%$	^{234}U 1.67	^{235}U 97.66	^{236}U 0.15	^{238}U 0.52
^{238}U	$1.103 \times 10^{18} \pm 0.5\%$		^{235}U 0.04	^{238}U 99.96	88.83
^{239}Pu	$1.027 \times 10^{17} \pm 0.5\%$	^{238}Pu 0.01	^{239}Pu 96.60	^{240}Pu 3.32	^{241}Pu 0.07*

*Date of assay Aug./20/1980, Need decay correction ^{241}Pu $T_{1/2} = 14.35$ yearTable 3.7: γ -ray peak counts and half-life of ^{143}Ce , ^{133}I , ^{97}Nb and ^{97}Zr of the EU foil installed in PFC

γ (keV)	C' * ¹	$T_{1/2}$ (hr)	$T_{1/2}^{\text{ref}}$ (hr) * ²	$T_{1/2}/T_{1/2}^{\text{ref}}$
293.2	$6.01 \times 10^5 \pm 0.2\%$	$33.26 \pm 0.2\%$	33.02	1.007
529.8	$1.61 \times 10^6 \pm 0.6\%$	$21.14 \pm 0.3\%$	20.91	1.011
657.9	$1.82 \times 10^6 \pm 0.3\%$	$16.66 \pm 0.2\%$	16.9	0.986
743.4	$1.47 \times 10^6 \pm 0.2\%$	$16.75 \pm 0.3\%$	16.9	0.991

*¹Estimated γ -ray peak counts at the end of irradiation*²Table of Isotope^[6]

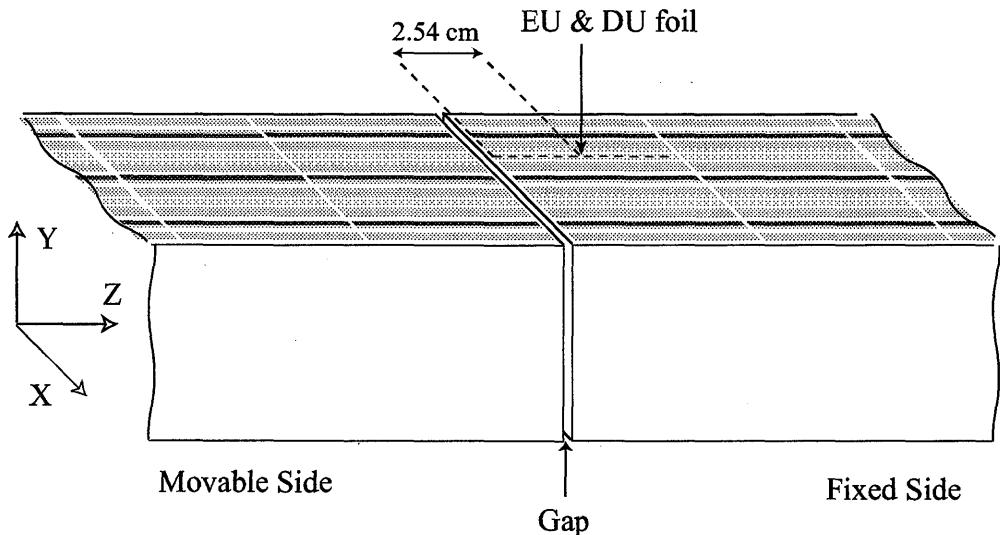


Fig. 3.1: The center T16CH(65V) drawers installed with the EU and the DU foils

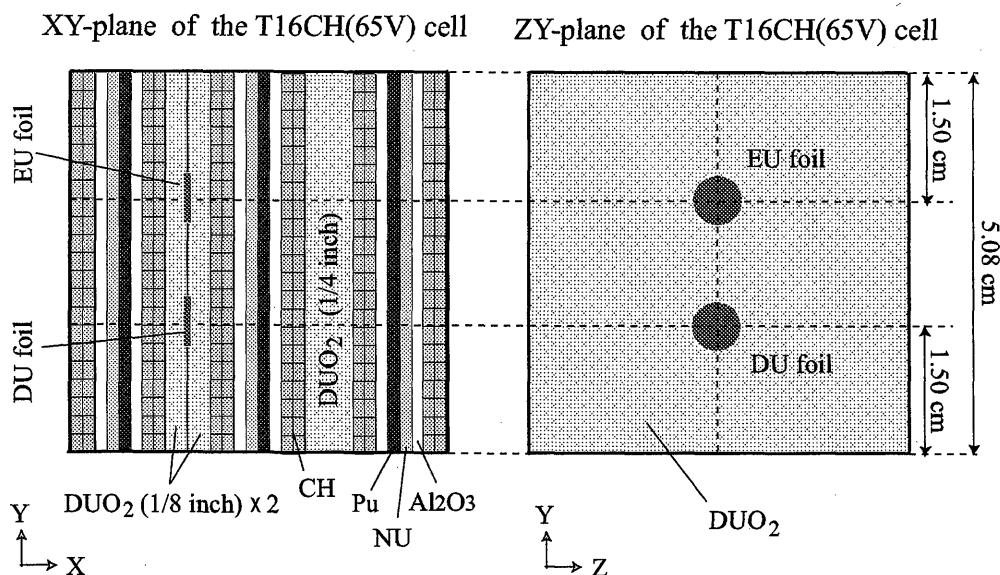


Fig. 3.2: X-Y and Z-Y cross-sectional views of the unit T16CH(65V) cell with the EU and the DU foils

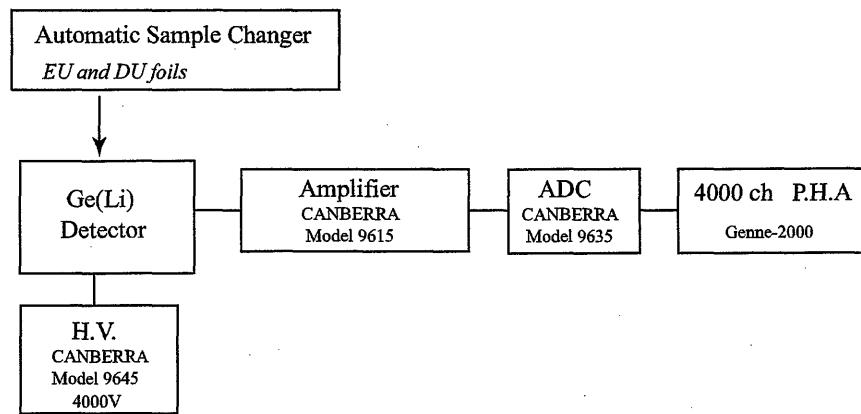


Fig. 3.3: Block diagram for γ -ray spectrum measurement system.

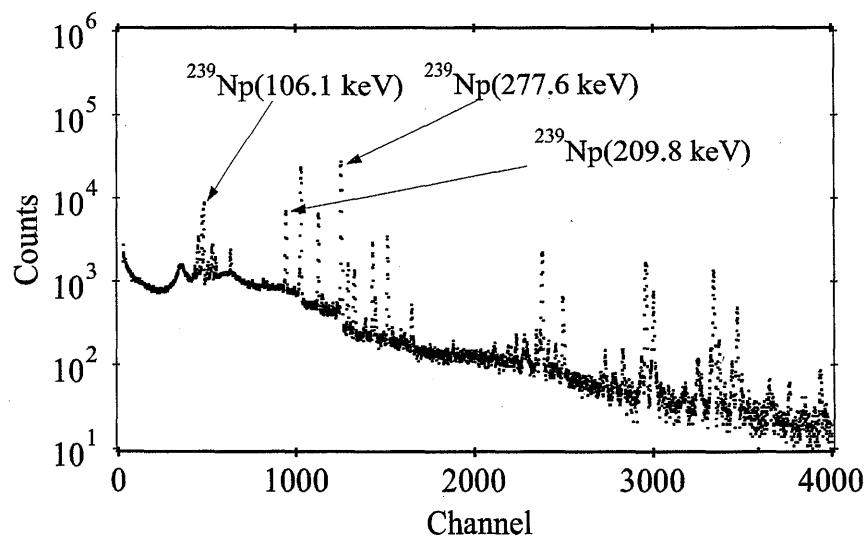


Fig. 3.4: Gamma-ray spectrum of the irradiated depleted uranium (DU) foil at 25.44 hrs after irradiation

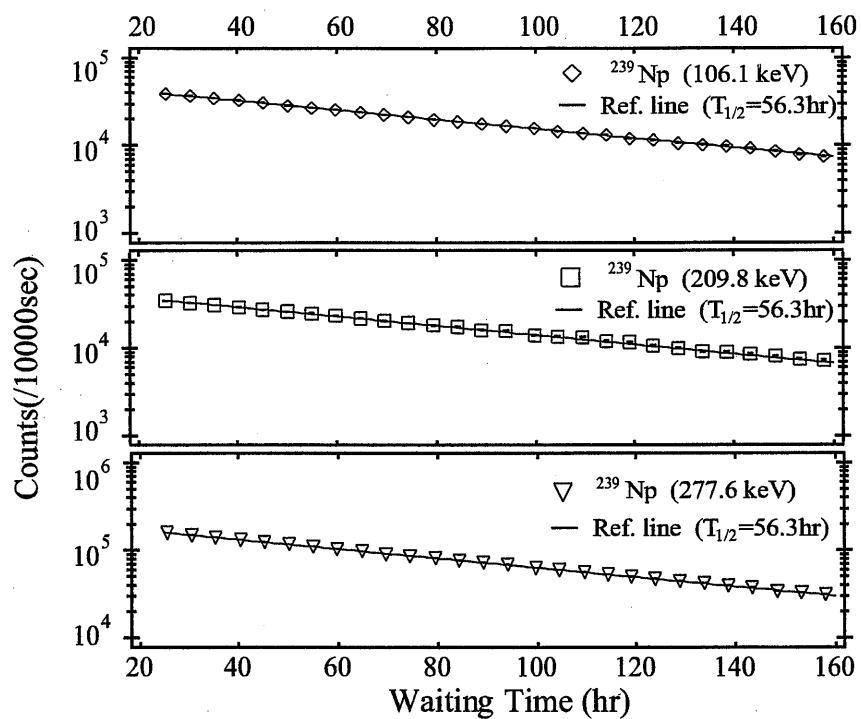


Fig. 3.5: Decay curves of γ -ray peak counts obtained by the irradiated DU uranium foil

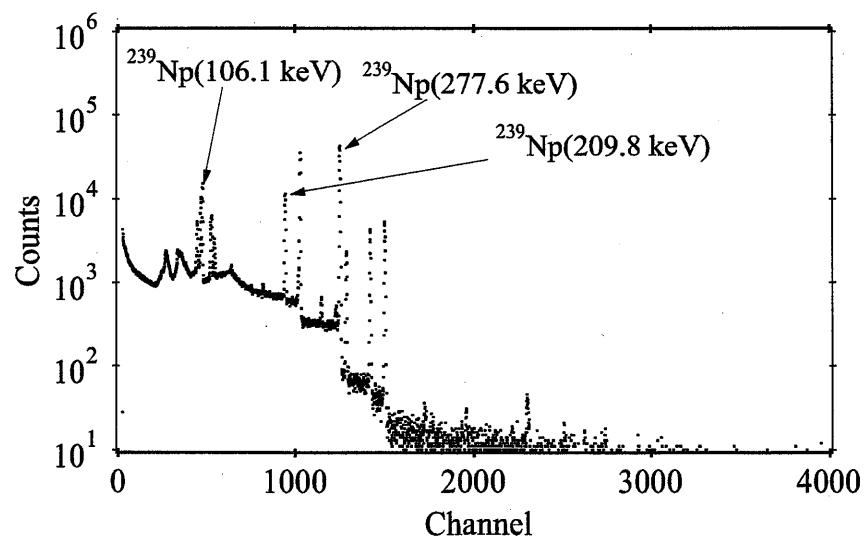


Fig. 3.6: Gamma-ray spectrum of the ^{243}Am - ^{239}Np source.

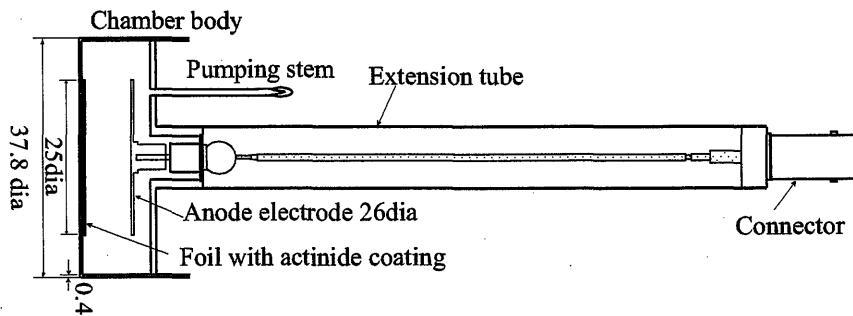


Fig. 3.7: Parallel fission chamber.

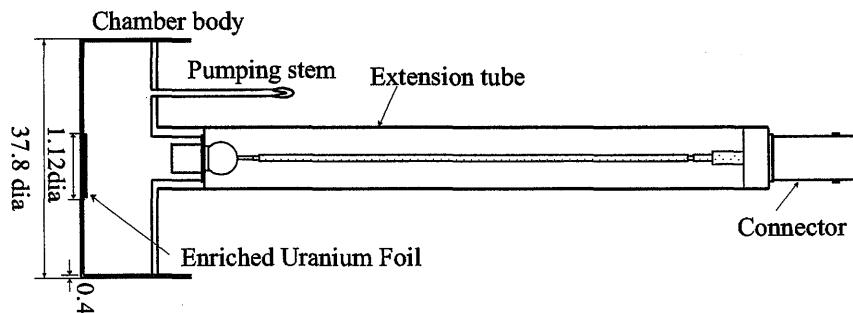


Fig. 3.8: Dummy parallel fission chamber installed with the EU foil.

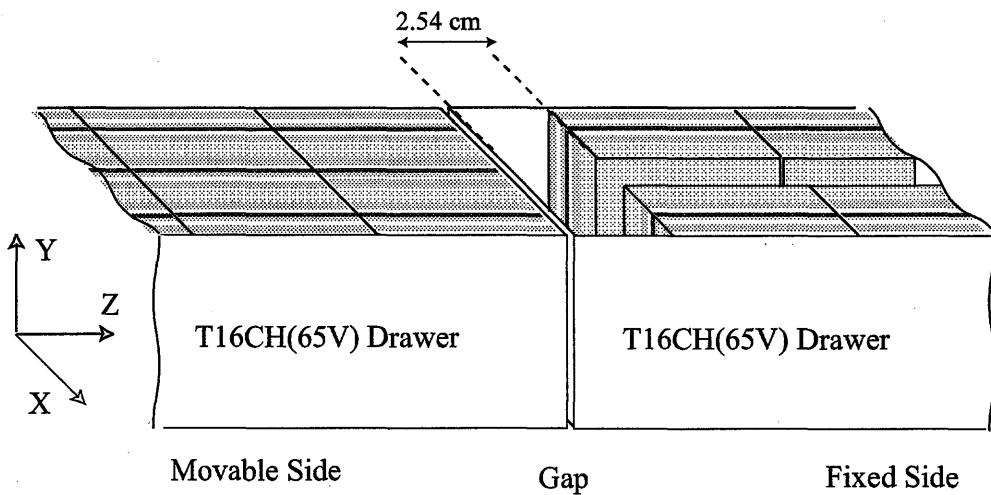


Fig. 3.9: The centor T16CH(65V) drawers for parallel fission chamber.

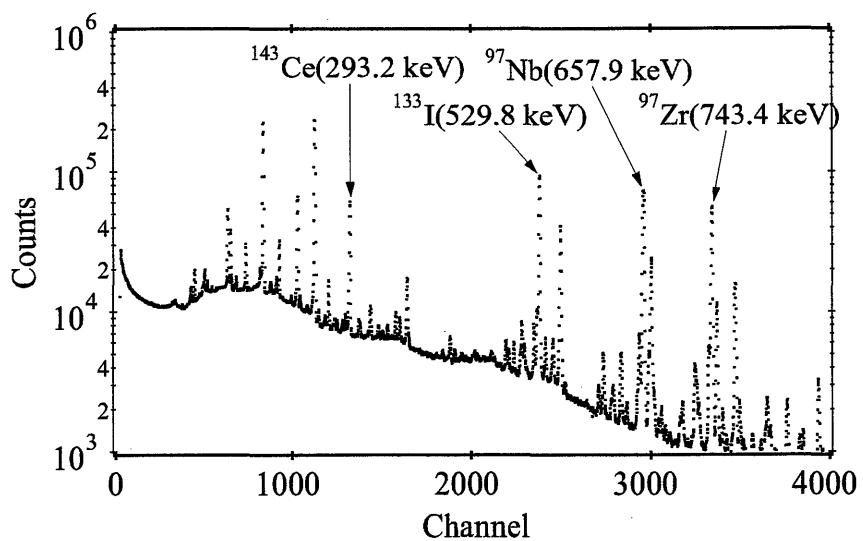


Fig. 3.10: Gamma-ray spectrum of the irradiated enriched uranium foil at 23.52 hrs after irradiation

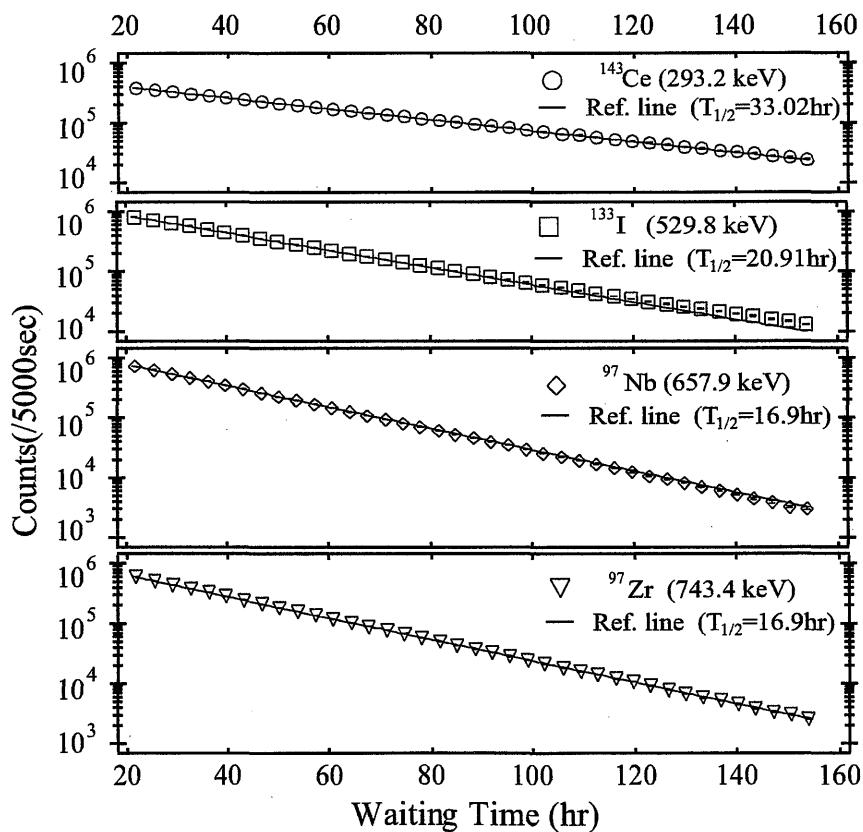


Fig. 3.11: Decay curves of γ -ray counts of the irradiated enriched uranium foil

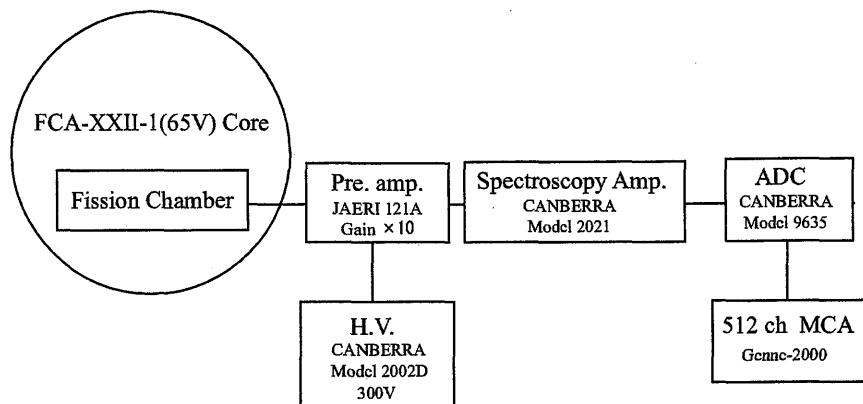


Fig. 3.12: Block diagram for fission rate measurement system.

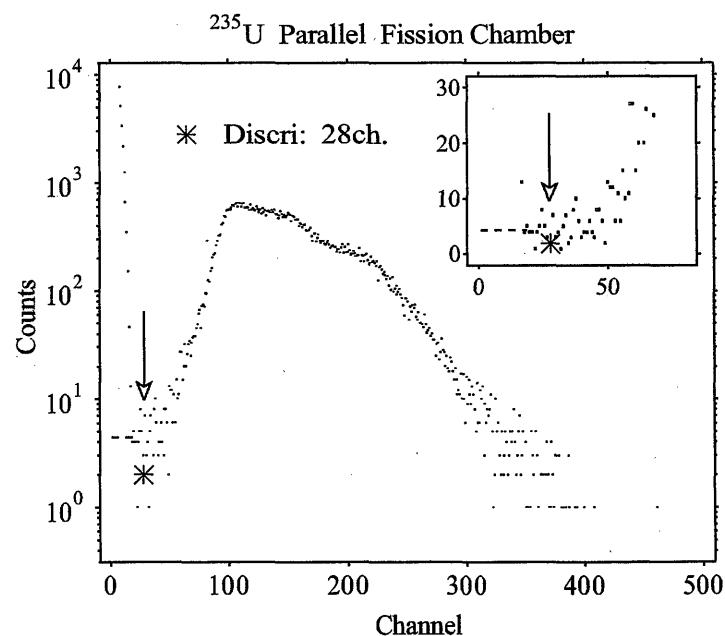


Fig. 3.13: Pulse height spectrum of the ^{235}U parallel fission chamber

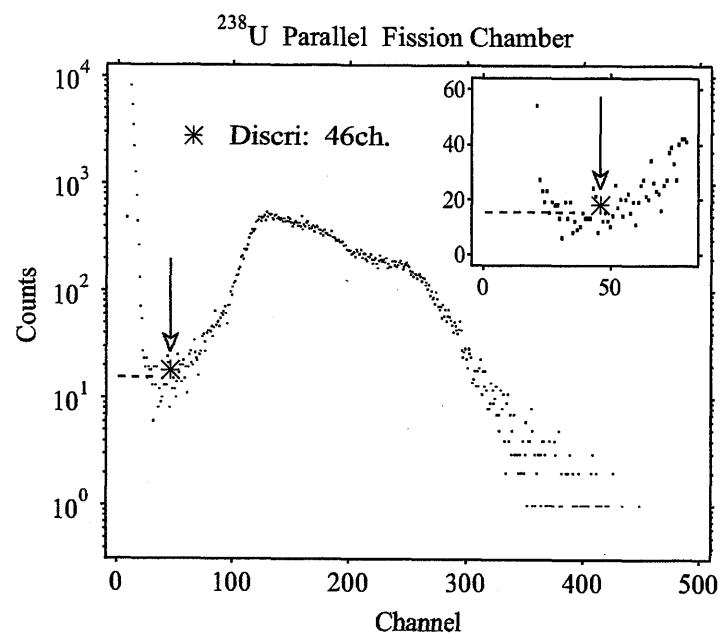


Fig. 3.14: Pulse height spectrum of the ^{238}U parallel fission chamber

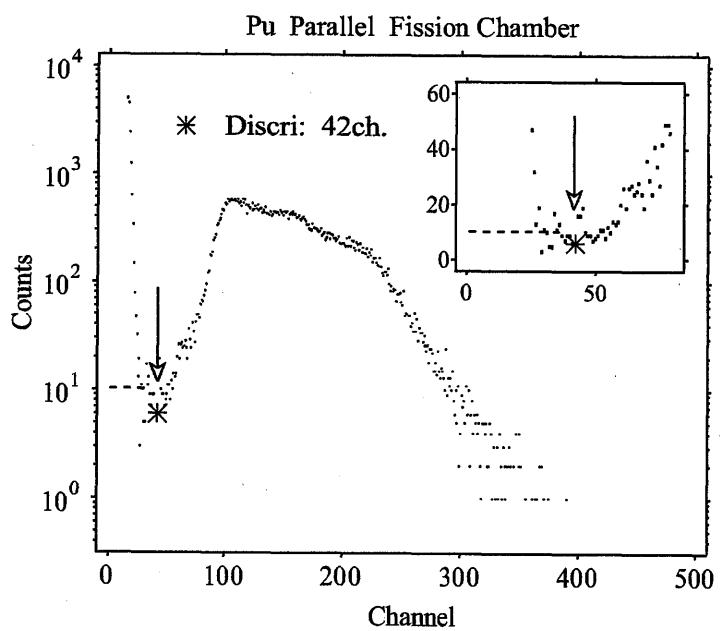


Fig. 3.15: Pulse height spectrum of the ^{239}Pu parallel fission chamber

4 MVP によるセル平均化補正因子の算出

前章で得られた箔及び核分裂計数管の反応率は、一般に体系計算で得られるセル平均の反応率の計算値とは異なり、これらを直接 C/E 値として比較することが出来ない。故に、生の実験値から測定における詳細な条件の依存性を排除し、計算値と統一的に比較できるセル平均の実験値を与える必要がある。このセル平均の反応率を求めるには、実験的方法及び数値計算による方法がある。まず、実験的には、本実験で使用した箔よりも小さな箔を複数用いてセル内の反応率の空間的分布を測定し、セル平均の反応率を決定することが可能である^[4]。ただし、この空間的分布の測定では、使用する箔のサイズが小さくなる為に測定精度が下り、また、薄いプレートにおいては測定できないという問題が生じる。特に、プルトニウムの取り扱いは非常に困難である。そこで、本研究では、複雑な形状も容易に扱えることができる連続エネルギーモンテカルロ法 (MVP)^[9] を用いて、セル内での箔の装填位置や検出器の装填パターンを詳細にモデル化して、箔の反応率及び核分裂計数管の反応率からセル平均の反応率への補正因子をそれぞれの反応率に対して決定した。最終的に、セル平均の反応率を決定し、FCA の標準的解析による計算結果との比較を行った。

これらの補正因子の算出の際には、以下の点に注意して実験体系のモデル化を MVP により行った。本測定で用いた箔及び核分裂計数管の有感部の占める領域は炉心全体の体積に比べて非常に小さいことから、炉心全体をモデル化することは、炉心中心の検出器での反応率の計算結果に非常に大きな統計誤差を与えることになる。FCA-XXII-1(65V) 炉心における反応率分布測定より、X-Y 方向反応率分布から得られる形状バックリングに比べ、Z 方向の形状バックリングが小さいことが得られている^[10]。それらの比は $b_z^2/(b_x^2 + b_y^2) = 0.28$ となる。このことから、X-Y 方向への中性子の洩れの効果は、Z 方向のそれに比べて大きいことが分かる。そこで、Fig.4.1 に示すように、X-Y 方向に関しては体系を実形状で取り扱い、境界条件としては真空境界とした。一方、Z 方向に関しては Fig.4.2 に示す様に、移動側と固定側間のギャップを隔てて、各引出しの Z 方向に対して約 2 インチずつのセルを考慮し、境界条件としては完全反射を課して計算を行った。箔及び核分裂計数管を装填した炉心中心の燃料セルのモデル化の詳細については、以下にそれぞれ説明を行う。

4.1 反応率比 C8/F5 に対する箔モデルによるセル平均化補正

箔による反応率測定に対しては、箔を装填した炉心中心における燃料セルを MVP を用いてモデル化 (Foil Model) した。その概略図を Fig.4.3 に示す。ここで、モンテカルロ計算における反応率の評価は飛程長評価法 (track length estimator) で行った。MVP によるモデル化の際に、使用した箔の形状に合せて Fig.4.3 中のタリー領域 A1(直径 12.7mm、厚さ 0.127mm) を有

感部として、箔の反応率 R_{foil}^{F5} を求めた。セル平均の反応率は、Fig.4.3 中のタリー領域 B(x,y,z 方向それぞれ 2 インチの立方体) における平均化された反応率 R_{cell}^{F5} として求めた。これら反応率を用いて、箔測定における ^{235}U 核分裂率の補正因子を以下の式で決定した。

$$f_{foil \rightarrow cell}^{F5} = R_{cell}^{F5} / R_{foil}^{F5} \quad (4.1)$$

ここで、 R_{foil}^{F5} 及び R_{cell}^{F5} は、同一の計算ジョブでサンプリングしたものとする。また、 ^{238}U 捕獲反応率に対する補正因子に関する同様に、Fig.4.3 中のタリー領域 A2 における箔の ^{238}U 捕獲反応率とタリー領域 B におけるセル平均の ^{238}U 捕獲反応率の比から補正因子を決定した。ここで、核データライブラリーは JENDL-3.2 を用いた。また、ヒストリー数を 3000 万ヒストリーにすることで、統計誤差が 0.5% 以下になった。この時、初めの 100 万ヒストリーを捨てバッチとして、統計処理から除いた。

これらの補正因子に関する結果を Table 4.1 にまとめる。まず、 ^{235}U 核分裂率に対する補正因子は $f_{foil \rightarrow cell}^{F5} = 0.985 (\pm 0.2\%)$ となった。補正因子決定の際に求めた箔の反応率及びセル平均の反応率のエネルギーブレークダウンを Fig.4.4 に示す。同図中の上部に、エネルギー毎の統計誤差のスケールを示す。ここで、全エネルギー領域にわたりこれらの反応率には殆ど差異がみられないことが分かる。その為、補正量としては小さい値となった。また、燃料セル内での非均質性について、第 6.1 節において板状モデルを用いたセル計算レベルでの考察を行った。その結果、 ^{235}U 核分裂率の燃料セル内での非均質効果は小さく、反応率分布がほぼ平坦となることが分った。その為、MVP での計算において箔の測定位置での反応率とセル平均の反応率が比較的良く一致する結果となったと考えられる。

一方、 ^{238}U 捕獲反応率に対する補正因子は $f_{foil \rightarrow cell}^{C8} = 1.107 (\pm 0.3\%)$ となり、 ^{235}U 核分裂率に比べて補正量が大きくなる結果となった。 ^{238}U 捕獲反応率に対する箔の反応率及びセル平均の反応率のエネルギーブレークダウンを Fig.4.5 に示す。ここで、共鳴エネルギー領域において、箔照射位置での反応率がセル平均の反応率に比べて小さい値をとっていることが分かる。これは、箔を装填した劣化ウラン酸化物板内部での、 ^{238}U 捕獲反応率の強い共鳴遮蔽効果に起因していると考えられる。また、これについては第 6 章で詳細な議論を行うこととする。

4.2 反応率比 F8/F5 及び F9/F5 に対する核分裂計数管モデルによるセル平均化補正

核分裂計数管を装填した炉心中心における燃料引出しのこの計算モデル (PFC Model) の概略図を Fig.4.6 中に示す。ここで、計数管装填の為に作成した溝は、実際の測定時と同じ幾何学形状とした。ただし、反応率 R_{pfc}^{F5} を評価するタリー領域に関して、統計誤差の低減を考慮して、実際の核分裂計数管の有感部 (電着箔) に比べて大きな領域 C(円柱 : 半径 25mm、高さ 10mm) を採用した。また、このタリー領域はステンレス (厚さ 4mm) で被覆した。各計数管の

原子数は、Table3.6と同一の値とした。セル平均の反応率は、Fig.4.6 中のタリー領域 D(x,y,z 方向それぞれ 2 インチの立方体) における空間的に平均化した反応率 R_{cell}^{F5} として求めた。これらを用いて、核分裂計数管を用いた測定における ^{235}U 核分裂率の補正因子は以下の式で決定した。

$$f_{pfc \rightarrow cell}^{F5} = R_{cell}^{F5} / R_{pfc}^{F5} \quad (4.2)$$

ここで、 R_{pfc}^{F5} 及び R_{cell}^{F5} は、同一の計算ジョブでサンプリングしたものとする。また、 ^{238}U 核分裂率及び ^{239}Pu 核分裂率に対する補正因子も同様に決定した。核データライブラリーは箔モデルと同様に JENDL-3.2 を用いた。また、ヒストリー数は 3000 万ヒストリーとした。この時、初めの 100 万ヒストリーを捨てバッチとして、統計処理から除いた。

これらの補正因子に関する結果を Table 4.1 にまとめる。また、Fig.4.7～Fig.4.9において、核分裂計数管における核分裂率及びセル平均の核分裂率のエネルギークダウント示す。図より明らかなように、 ^{239}Pu の核分裂率のエネルギークダウントには 10^3eV 以下の領域で大きな差異が表れている。これは、特に ^{239}Pu の核分裂率に関して、タリー領域 C 及びタリー領域 D におけるプルトニウムの自己遮蔽効果の違いに起因していると考えられる。核分裂計数管は燃料セルに作成された溝内に装填されており、その電着箔中のプルトニウムの含有量も非常に小さいことから、Fig.4.9 中の実線で示されるように自己遮蔽がほとんど生じていないことが分かる。その一方で、Fig.4.9 中の破線で示される様に、燃料セル内ではプルトニウムの含有量が高く、自己遮蔽が強く生じる結果となった。この様に、セル平均の反応率(破線)は、核分裂計数管における反応率(実線)に比べて共鳴エネルギー領域で全体的に低い値となり、その結果として ^{239}Pu 核分裂率に対する補正因子は $f_{pfc \rightarrow cell}^{F9} = 0.654(\pm 0.8\%)$ となり、補正量として特に大きな結果となった。

Table 4.1: MVP calculated results of Correction factor

Reaction	Foil Model	PFC Model
	$f_{foil \rightarrow cell}$	$f_{pfc \rightarrow cell}$
C8	$1.107 \pm 0.3\%$	-
F5	$0.985 \pm 0.2\%$	$0.980 \pm 0.4\%$
F8	-	$1.038 \pm 0.3\%$
F9	-	$0.654 \pm 0.8\%$

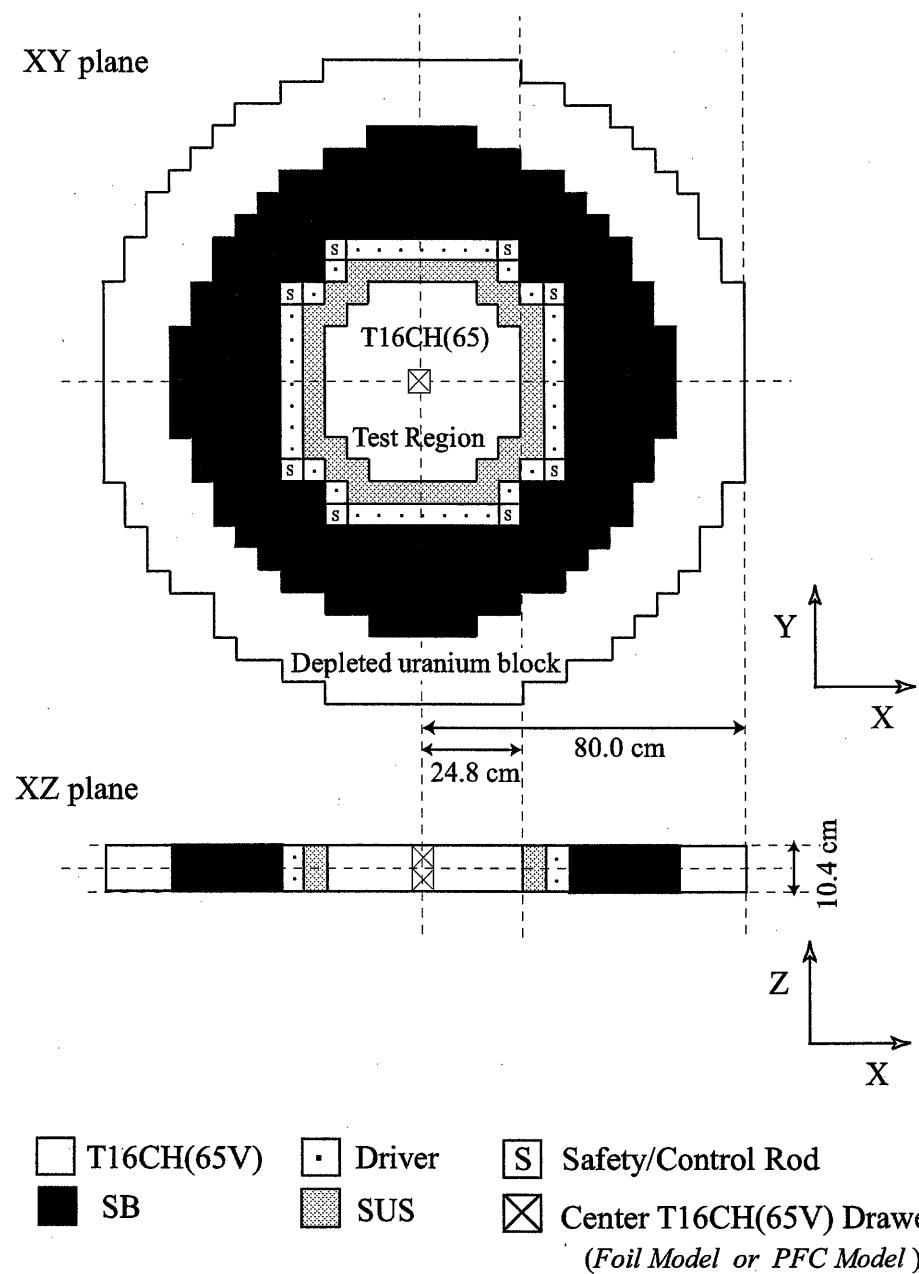


Fig. 4.1: X-Y and X-Z cross-sectional view of the FCA XXII-1(65V) core modeled by MVP

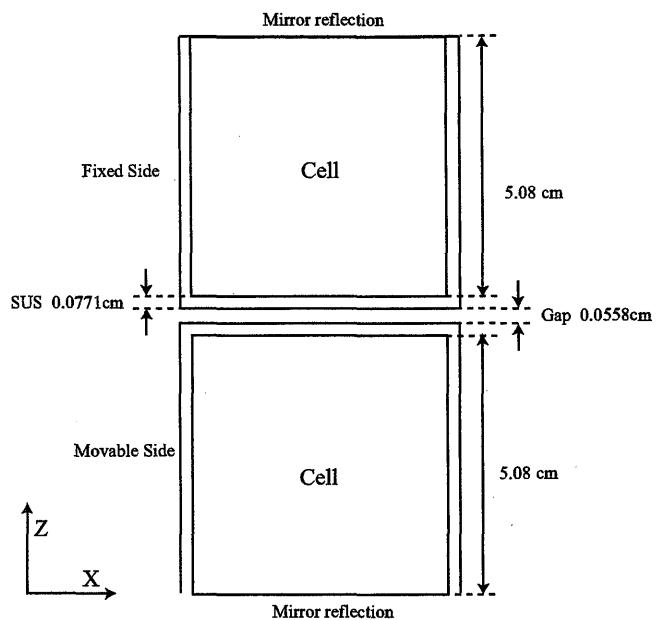


Fig. 4.2: X-Z cross-sectional view of a drawer modeled by MVP corresponding to Fig.4.1.

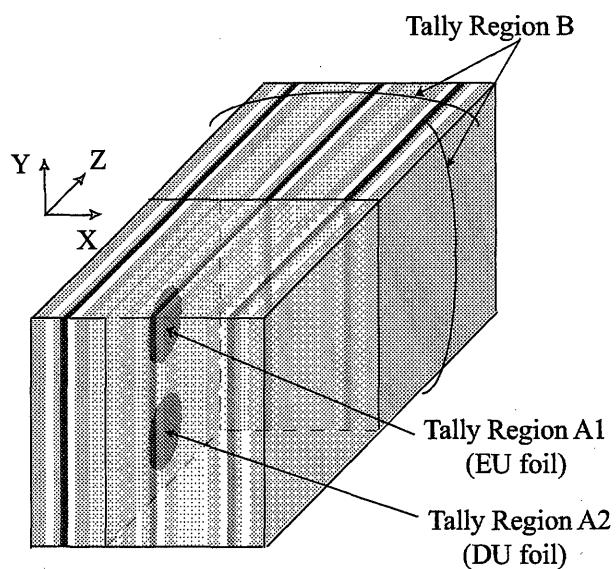
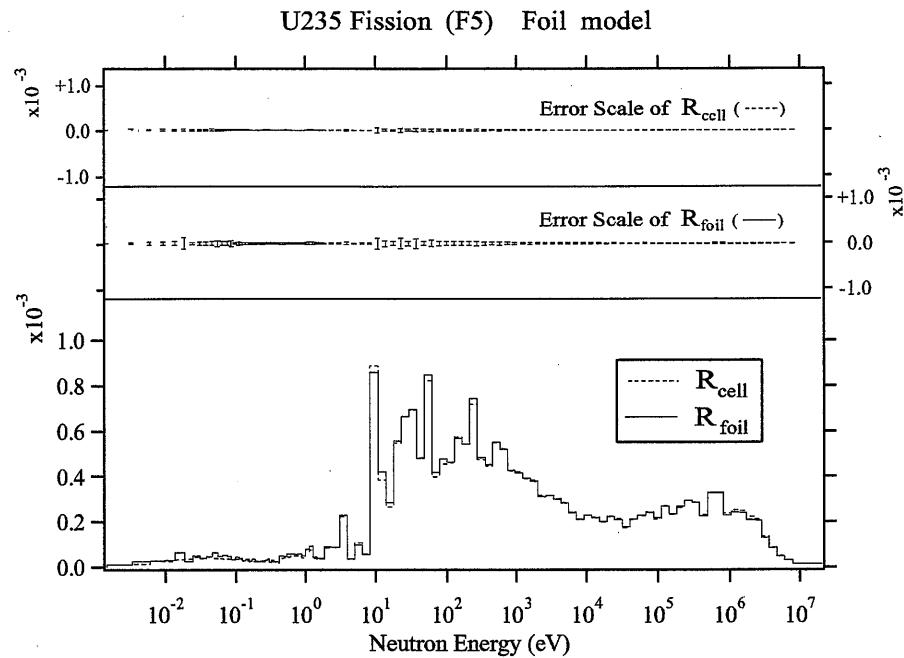
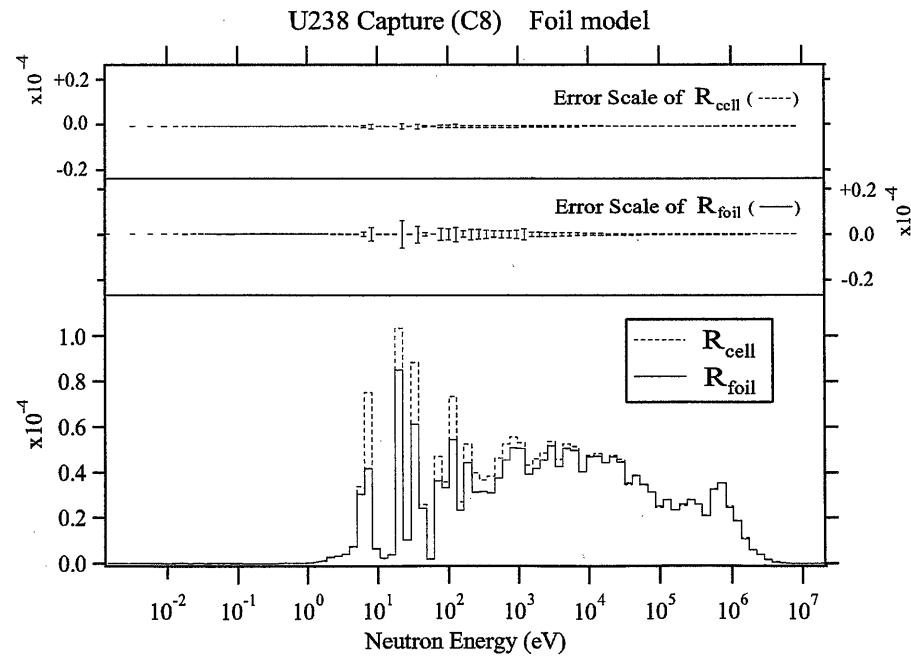


Fig. 4.3: Three-dimensional configuration of the center T16CH(65V) drawers installed with the EU and DU foils modeled in MVP

Fig. 4.4: Energy breakdown of the ^{235}U fission rates of the MVP foil modelFig. 4.5: Energy breakdown of the ^{238}U capture rates of the MVP foil model

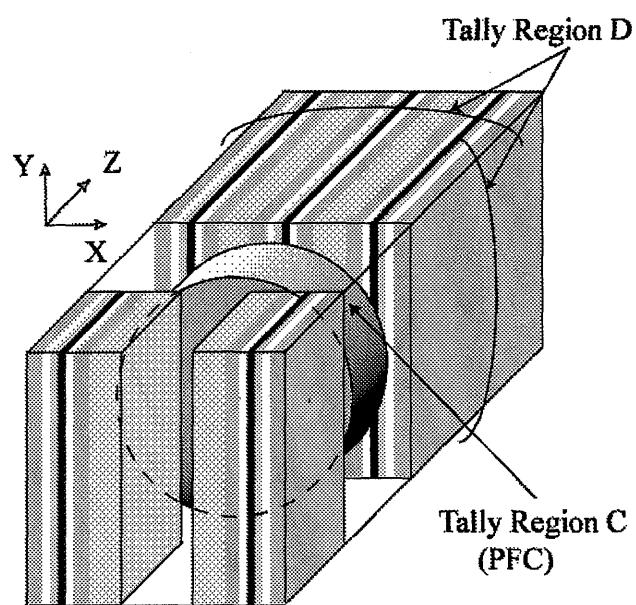
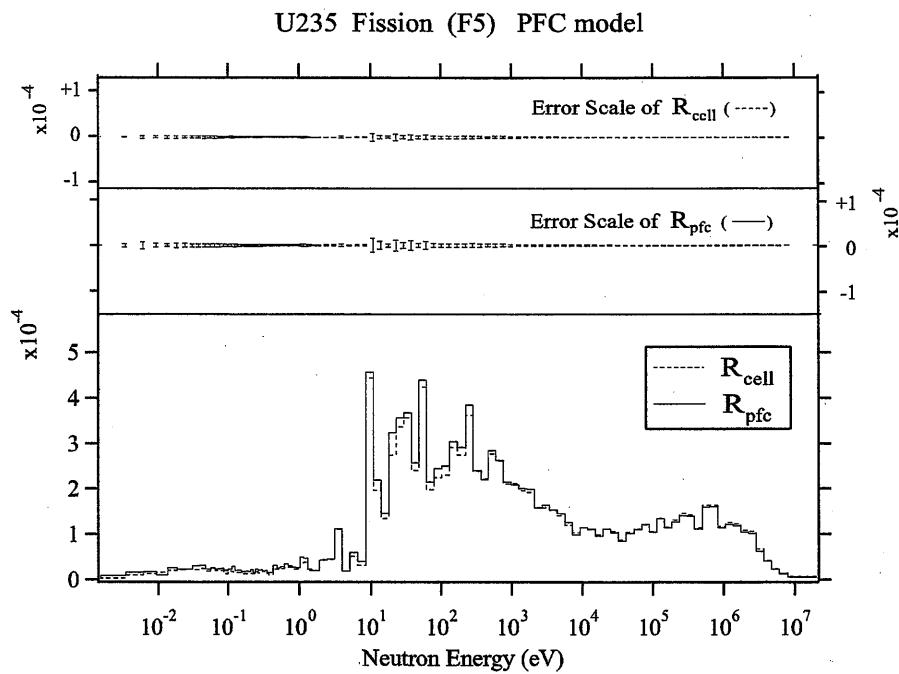
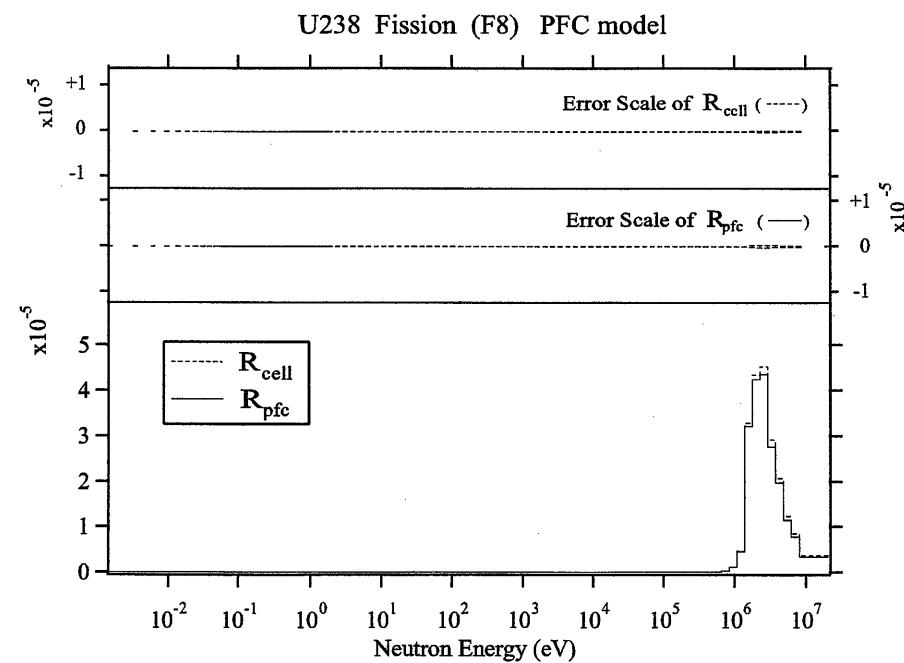


Fig. 4.6: Three-dimensional configuration of the center T16CH(65V) drawers installed with the parallel fission chamber modeled in MVP

Fig. 4.7: Energy breakdown of the ^{235}U fission rates of the MVP PFC modelFig. 4.8: Energy breakdown of the ^{238}U fission rates of the MVP PFC model

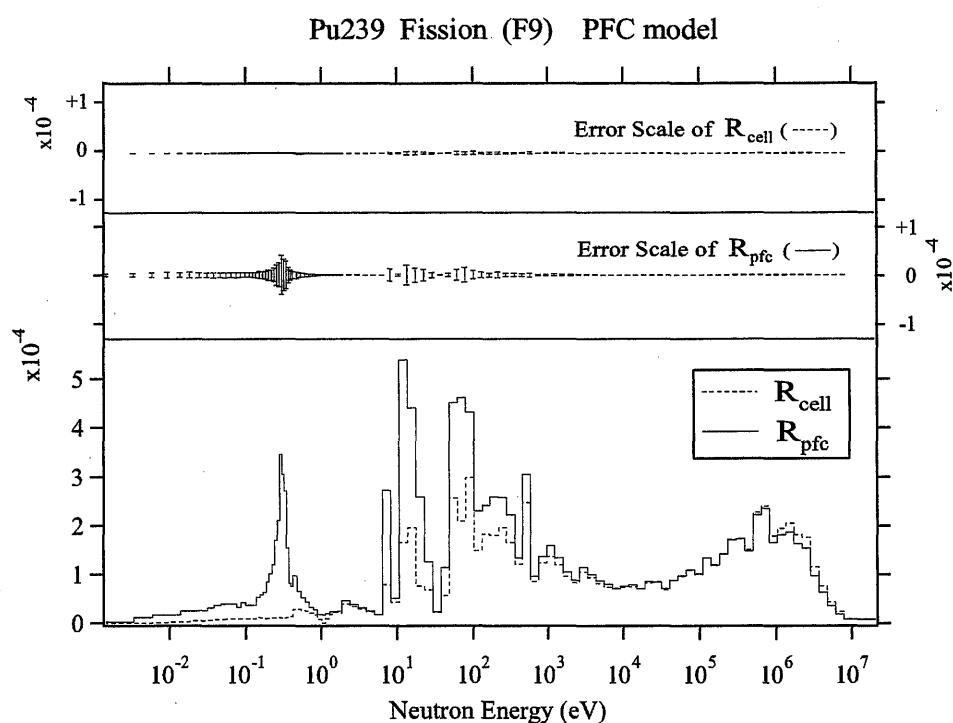


Fig. 4.9: Energy breakdown of the ^{239}U fission rates of the MVP PFC model

5 反応率実験の解析方法

本実験体系では、共鳴エネルギー領域での中性子反応が支配的となることから、高速炉実験解析を目的に開発された高速炉解析手法と SRAC システムを用いた熱中性子炉解析手法（以下、単に SRAC 解析手法と呼ぶ）による解析をそれぞれ行った。高速炉解析手法のブロック図を Fig. 5.1-(a) に、また熱中性子炉解析手法のブロック図を Fig. 5.1-(b) に示すとともに、以下にその概要をまとめる。

高速炉解析手法（エネルギー 70 群）

核データライブラリーは JENDL-3.2 に基づく高速炉解析用 70 群セット JFS-3-J3.2R を使用した^[11]。反応率測定を行った炉心中央のテスト領域の燃料セル計算には、共鳴遮蔽効果を考慮した超詳細群エネルギー群衝突確率法に基づくセル計算コード (PEACO-X)^[12] を用いて 70 群のセル平均実効断面積を作成した。バッファー、ドライバー、ソフトプランケット領域のセル計算としては衝突確率法に基づくセル計算コード SLAROM(f-table) を用いて、1 次元無限平板モデルにより非均質性を考慮し 70 群のセル平均実効断面積を求めた。ただし、劣化ウランブロックについては均質モデルで扱った。体系計算としては拡散計算コード CITATION^[13] を用いて 3 次元 XYZ 体系にて行った。拡散係数には Benoist の理論^[14] による異方性拡散係数 ($DX = D_{\perp}, DY = D_{//}, DZ = D_{//}$) を使用した。ここで、 D_{\perp} 及び $D_{//}$ はそれぞれ板状物質に対して垂直成分、水平成分である。

PEACO-X コードは 0.41eV から 183keV のエネルギー範囲を連続的なエネルギーとして見なせるほどの微細群 (324,490 群) 構造で各領域の中性子束の計算を行うので、テスト燃料セル中の共鳴核種による遮蔽効果を高精度で考慮することが出来る。これに対して、SLAROM コードでは実効断面積を、無限希釈断面積と温度、背景断面積から与えられる遮蔽因子を用いて計算することから共鳴遮蔽効果を充分に取り扱えない可能性がある。そこで、テスト領域の燃料セル計算に対して、上記の PEACO-X コードによる実効断面積を用いた反応率計算と並行して、SLAROM コードによる実効断面積を用いた反応率計算を行い、これらの結果を比較することで燃料セル計算に対する詳細群効果 (PEACO-X による詳細群構造の効果) について議論した。

熱中性子炉 (SRAC) 解析手法（エネルギー 107 群）

核データライブラリーは JENDL-3.2 に基づく SRAC 解析用 107 群セット SRAC Public Library を使用した^[11]。テスト領域の燃料セル計算に関してのみ超詳細群セル計算コード PEACO ルーチン (上限エネルギー 961.12eV) を用い、他のセルに対しては f-table により共鳴遮蔽効果を考慮し、107 群のセル平均実効断面積を作成した。体系計算としては拡散計算コード CITATION を用いて 3 次元 XYZ 体系としてエネルギー 107 群にて行った。ここで、拡

散係数としては高速炉解析手法と同様に Benoist の理論による異方性拡散係数を使用した。炉心中心での中性子束と各セル平均微観的実効断面積により炉心中心での反応率を得た。

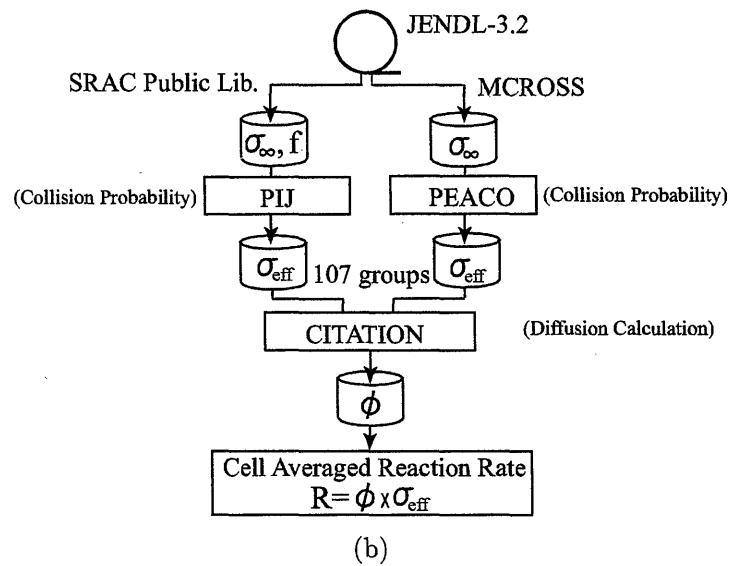
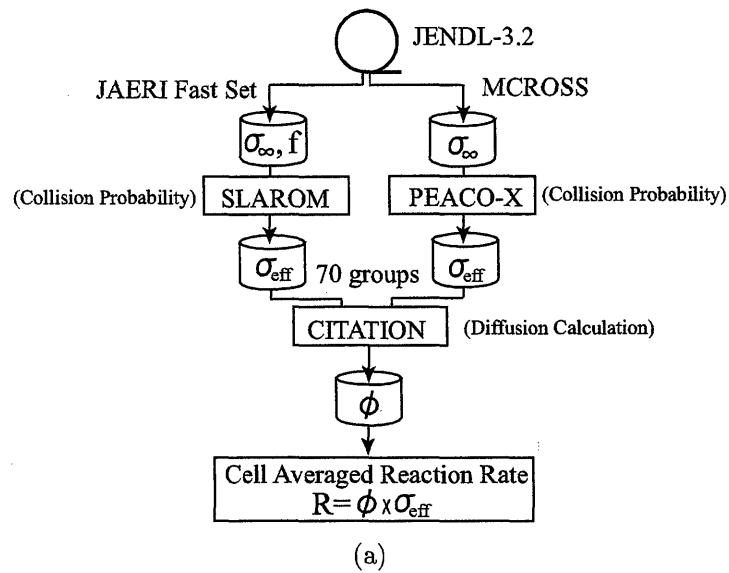


Fig. 5.1: Calculation flow of the JAERI Fast Reactor analysis method(a) and the SRAC(b) code systems

6 解析システム間の比較

6.1 高速炉解析手法における詳細群効果

燃料セルの実効断面積の比較

初めに、セル計算でのエネルギー群構造の効果を明らかにすることを目的として、SLAROM コード及び PEACO-X のセル計算コードを用いてテスト領域の燃料セルにおけるセル平均実効断面積を求め、それらのエネルギー群構造の比較を行った。各核種の ^{238}U 捕獲断面積及び ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 核分裂断面積の比較を、それぞれ Fig.6.1～Fig.6.4 の上段 (a) に示す。特に、PEACO-X コードにおいては共鳴領域を詳細エネルギー群構造で考慮していることから、SLAROM コードとの間で、183keV 以下のエネルギー群構造の取り扱いが大きく異なっている。その為、両コード間で得られた実効断面積には以下の様な差異が表われる結果となった。まず、 ^{238}U 捕獲反応断面積に関しては、Fig.6.1-(a) に示すように、数 10eV 付近のピークで SLAROM が PEACO-X より大きくなかった。 ^{235}U 核分裂断面積に関しては、Fig.6.2-(a) に示すように、数 10eV 付近で SLAROM が PEACO-X より若干小さくなっていることが分かった。また、Fig.6.3-(a) 及び Fig.6.4-(a) において、 ^{238}U 及び ^{239}Pu 核分裂断面積に関してもそれぞれ若干の差異が確認された。

燃料セルの反応率の空間分布の比較

燃料セル内における反応率の空間的な非均質性に主眼を置いて、SLAROM 及び PEACO-X の両コードにおける詳細群効果の考察を行った。テスト領域の燃料セルにおいて、1/16 インチの天然ウラン板 (NU) 及び 1/4 インチの劣化ウラン酸化物板 (DUO₂) を使用しているので、セル内では ^{238}U 及び ^{235}U 個数密度分布が大きく変化している。そこで、 ^{238}U 捕獲反応及び ^{235}U 核分裂に着目して、それらの空間分布を調べた。ここで、両コードによるセル計算を行う際に、燃料セル (厚さ 2 インチ) を燃料板に対して平行に 32 等分し、1/16 インチの厚さのスライス状の領域を一領域とし、各領域の反応率を求めた。例えば、プルトニウム板や天然ウラン板の様に、もともと 1/16 インチの厚さの板状物質はそれらをそのまま 1 領域として扱い、1/4 インチの劣化ウラン酸化物板に対してはその領域を 4 分割し、全体として 32 領域での反応率空間分布を求めた。これらの計算には JENDL-3.2 を用いた。 ^{238}U 捕獲反応率及び ^{235}U 核分裂率に対する空間微細分布の結果を Fig.6.5 に示す。ただし、図中、反応率分布の規格点は劣化ウラン酸化物板の中心とした。 ^{235}U 核分裂率の微細分布は、Fig.6.5-(a) に示すように、ほとんど平坦であることを確認した。ここで、劣化ウラン領域に比べて天然ウラン領域の ^{235}U 核分裂率がわずかに低い値になっているのは、 ^{235}U の遮蔽効果の違いに影響しており、劣化ウランより天然ウランにおける ^{235}U の密度が若干高いことに起因していると考えられる。また、 ^{235}U 核分裂率に関しては PEACO-X 及び SLAROM の計算コード間では、大きな差異は

見られないことが分った。これに対して、 ^{238}U 捕獲反応率は Fig.6.5-(b) に示すように、劣化ウラン酸化物板中で強く遮蔽される結果となった。ここで、両計算コード間において、 ^{238}U 遮蔽効果の取り扱いの違いにより、 ^{238}U 捕獲反応率に対する空間分布には大きな差異が見られ、SLAROM による計算結果が PEACO-X に比べて劣化ウラン酸化物板での遮蔽効果を過大に見積もる結果となった。

以上では、SLAROM 及び PEACO-X といった離散化されたエネルギー群構造を有す計算コードでのセル計算について考察を行った。次に、参照解として連続エネルギー・モンテカルロコード MVP を用いて、燃料セルにおける反応率分布の計算を行った。ここで、燃料セルの境界に完全反射条件(無限セル配列)を課して計算を行った。先の計算と同様に燃料セルを 32 等分してタリー領域を定義し、各領域の反応率を求めた。その結果を Fig.6.5 に示す。 ^{235}U 核分裂率及び ^{238}U 捕獲反応率に対して超詳細群 PEACO-X コードによる計算はモンテカルロ計算と誤差の範囲で一致する結果となった。

炉心中心の中性子スペクトルの比較

PEACO-X 及び SLAROM で得られた実効断面積を用いて CITATION コードによる体系計算を行い、炉心中心でのセル平均の中性子スペクトルの比較を行った。ここで、テスト領域以外のセル(Driver, NUB, SUS, SB, SCR)に対しては、SLAROM により得られた共通の実効断面積を用いた。この結果を Fig.6.6 に示す。ここで、それぞれの中性子スペクトルはエネルギー群に対する和が 1 となるように規格化した。特に、約 100eV 以下では SLAROM が PEACO-X に比べて過小評価する傾向となり、先に示した両計算コード間における実効断面積の違いが、体系計算で得られる中性子スペクトルにこの様な差異を与える結果となった。これは、Fig.6.1-(b) に示す様に、PEACO-X に比べて SLAROM が約 100eV 以下の ^{238}U 捕獲反応率を過大に評価していることに起因していると考えられる。

炉心中心の反応率の比較

詳細群効果に関する最後の考察として、炉心中心における反応率の比較を行った。炉心の反応率は上記の実効断面積と中性子スペクトルの積で与えられる。そこで、PEACO-X 及び SLAROM の両コードで得られる反応率の計算結果の違いについて考察を行った。各反応率に対するエネルギーブレークダウンを Fig.6.1～Fig.6.4 の下段 (b) に示す。PEACO-X における 183keV 以上のエネルギー群構造の取り扱いは SLAROM と同じなので、高速領域の中性子スペクトルに対する感度が高い ^{238}U 核分裂反応は、両計算コードの結果は完全に一致している。

これに対して、 ^{238}U 捕獲反応率、 ^{235}U 核分裂率、 ^{239}Pu 核分裂率に関しては、中速から低速領域に対する感度が高くなることから両コード間に詳細群効果による差異が見られた。ただし、各反応率に対して、その傾向は異なる結果となった。まず、 ^{235}U 核分裂率に関して、先に示した様に低速領域で PEACO-X に比べて、SLAROM で得られる中性子スペクトルが硬くなっている。

ることから、数十 eV 以下において SLAROM で得られる核分裂率が PEACO-X に比べて小さくなっていることが分かる。これにより、 ^{235}U 全核分裂率 (F5) に関して SLAROM/PEACO-X の比が 0.972 となり、若干の PEACO-X の方が大きな値となった。これに対して、 ^{238}U 捕獲反応率に関しては、実効断面積が数 10eV 付近のピークで SLAROM が PEACO-X より大きくなっていることに起因して、これらのピークで SLAROM による反応率が PEACO-X に比べて特に大きくなっていることが分かる。この結果、 ^{238}U 全捕獲反応率 (C8) において SLAROM/PEACO-X の比が 1.023 となった。最後に、 ^{239}Pu 核分裂率は、各エネルギーでは若干 SLAROM と PEACO-X の間には差異が見られるが、全反応率 (F9) に関しては差異の正負が相殺され、SLAROM/PEACO-X の比はほぼ 1 となった。これらの結果を Table.6.1 にまとめた。

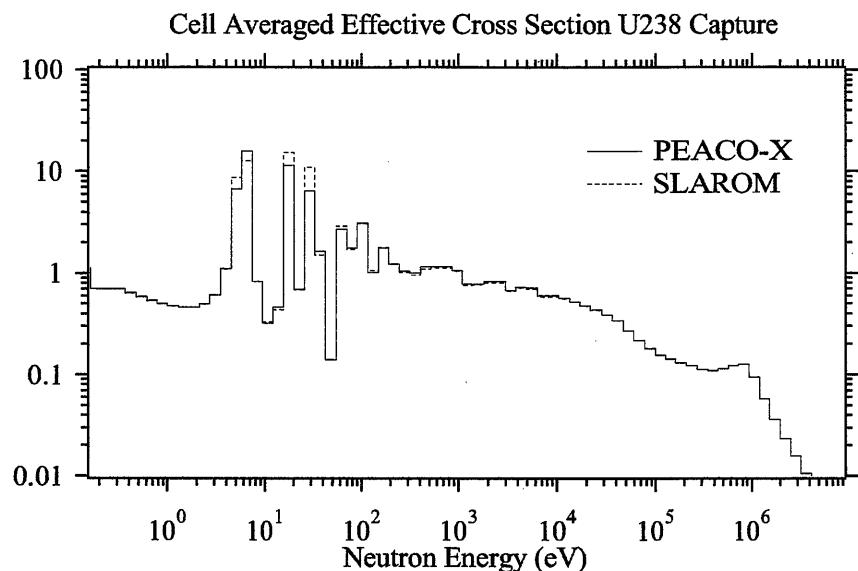
以上の考察から、詳細群効果により各計算コードによる反応率解析において差異が表われる結果となった。これは、セル平均実効断面積の考察から、SLAROM コードによるエネルギー 70 群セル計算では共鳴エネルギー領域での遮蔽効果の取り扱いが不十分であることに起因していると考えられる。

6.2 高速炉解析手法と熱中性子炉解析手法の比較

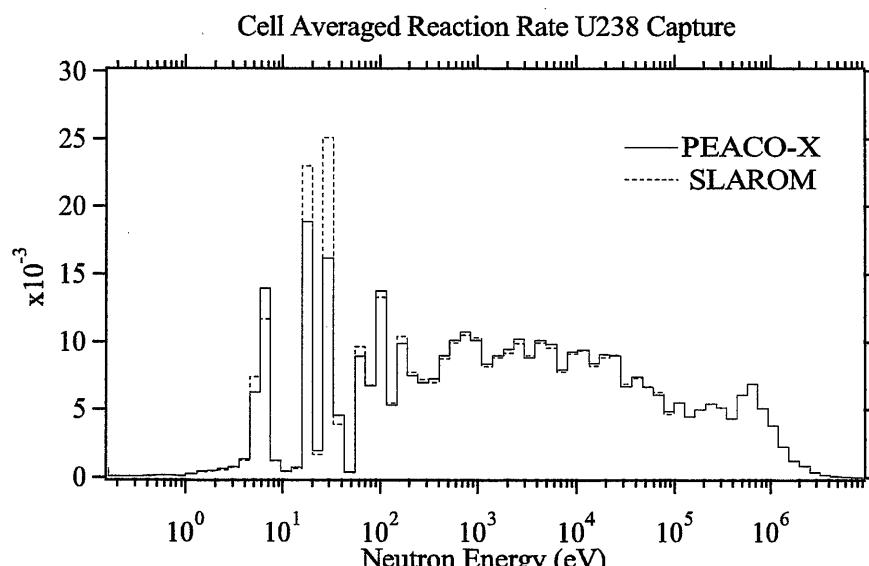
現炉心は比較的スペクトルが柔らかいことから、熱中性子炉用解析コードシステム SRAC^[2] を用いた解析を行い、高速炉解析手法との比較を行った。ここで、上記の詳細群効果の考察から、テスト領域の燃料セル計算に対して SRAC システム内 PEACO ルーチン^[2] を用いて 107 群縮約実効断面積を計算した。また、テスト領域以外のセル計算に対しては SRAC-PIJ を用いて各領域の実効断面積を用いた。これらの実効断面積を用いて体系計算を行った。各反応率に対する高速炉及び熱中性子炉解析手法の比較を Fig.6.7～Fig.6.10 に示す。ここで、各反応率に対して両手法による結果は比較的良好く一致していることが分かる。また、Fig.6.11 に示すように、炉心中心の中性子スペクトルの結果も両手法で全領域において良好に一致する結果となった。Table 6.1 に、両コードにおける反応率及び反応率比の計算値を SRAC/PEACO-X の比としてまとめる。熱中性子炉解析手法 SRAC(PEACO) と高速炉解析手法 PEACO-X の計算コードシステム間で、反応率比の結果は約 1% 以内で一致し、有意な差異はみられないことが分った。

Table 6.1: Comparison among SLAROM, PEACO-X and SRAC(PEACO) calculations for reaction rates and reaction rate ratios

	SLAROM/PEACO-X	SRAC(PEACO)/PEACO-X
C8	1.023	0.995
F5	0.972	1.005
F8	0.999	1.018
F9	0.993	0.998
C8/F5	1.052	0.990
F8/F5	1.027	1.013
F9/F5	1.021	0.993

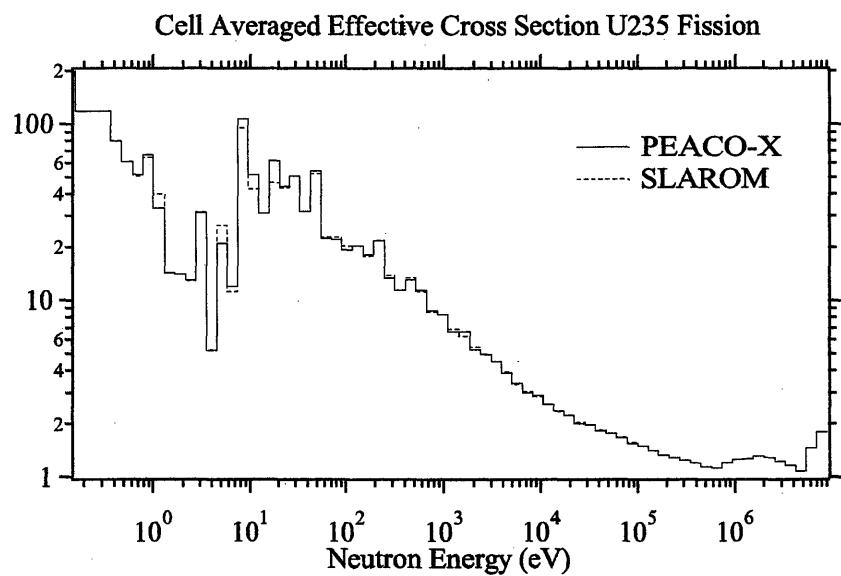


(a)

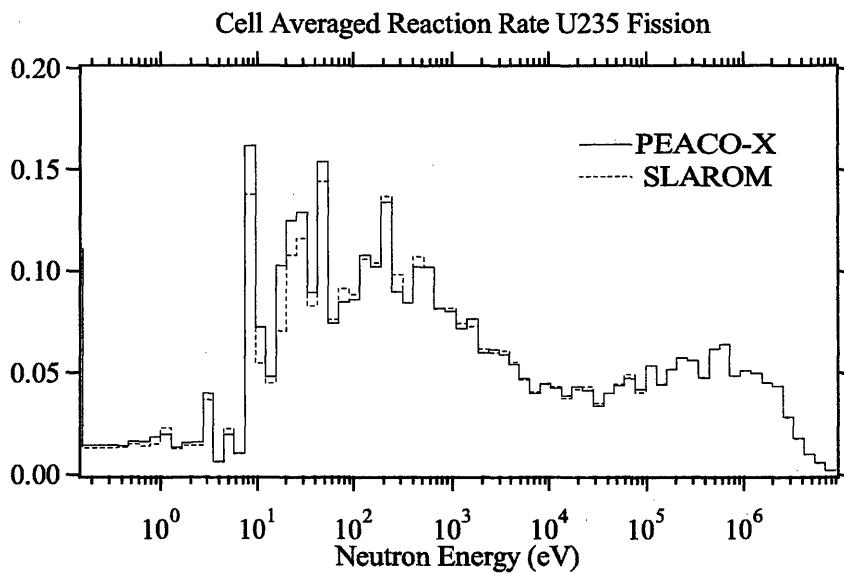


(b)

Fig. 6.1: Comparison of cell averaged effective cross section(a) and reaction rate(b) of ^{238}U capture between PEACO-X and SLAROM(f-table)



(a)



(b)

Fig. 6.2: Comparison of cell averaged effective cross section(a) and reaction rate(b) of ^{235}U fission between PEACO-X and SLAROM(f-table)

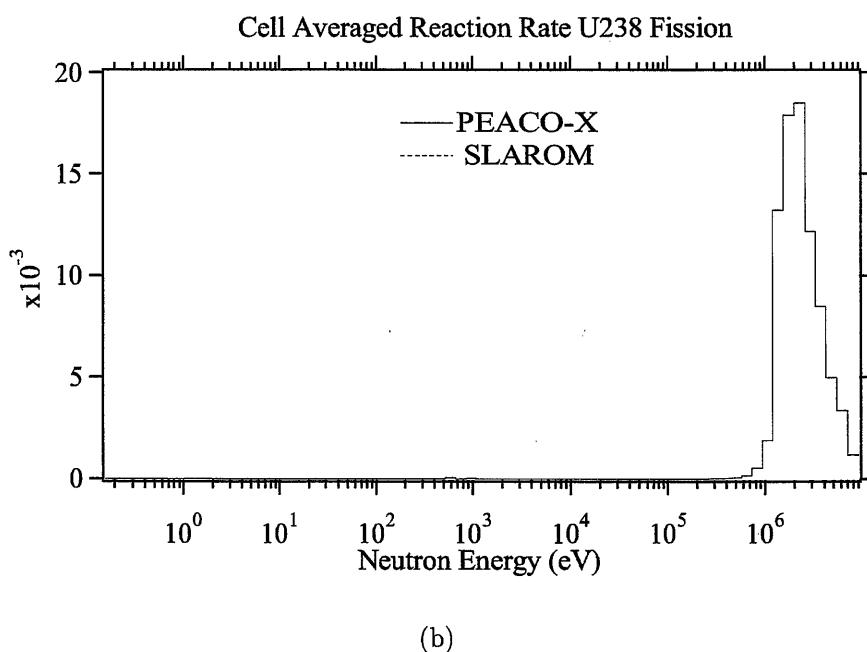
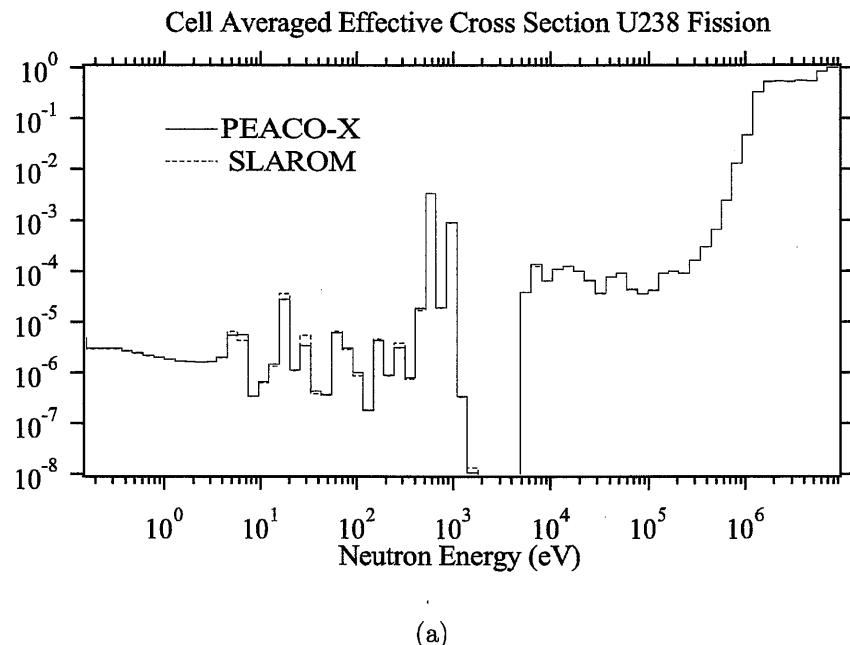
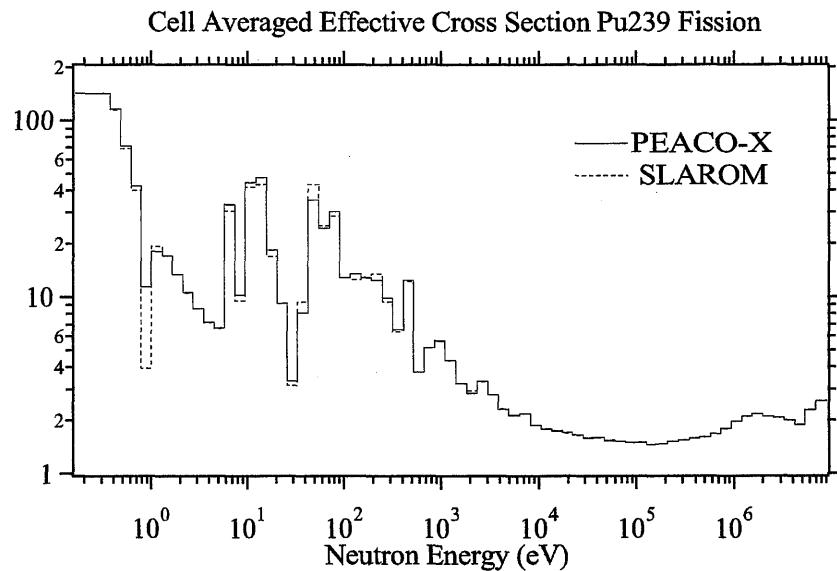
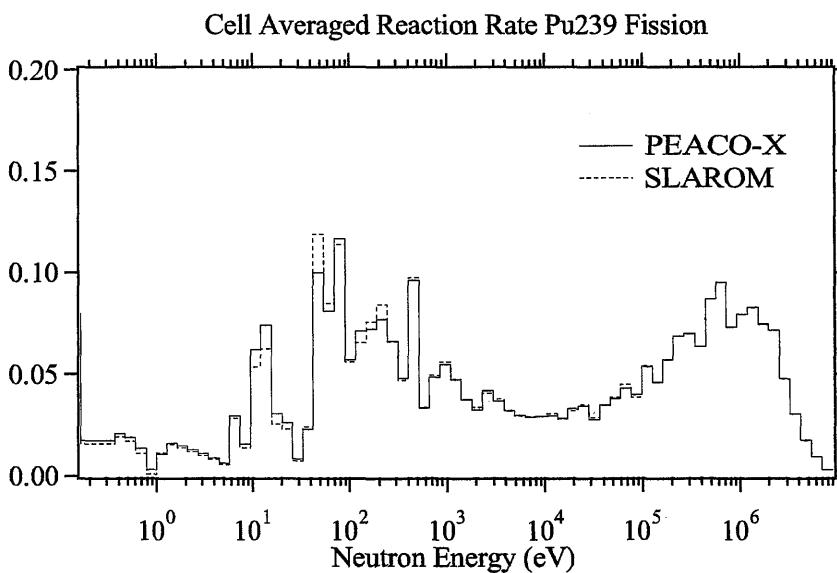


Fig. 6.3: Comparison of cell averaged effective cross section(a) and reaction rate(b) of ^{238}U fission between PEACO-X and SLAROM(f-table)



(a)



(b)

Fig. 6.4: Comparison of cell averaged effective cross section(a) and reaction rate(b) of ^{239}Pu fission between PEACO-X and SLAROM(f-table)

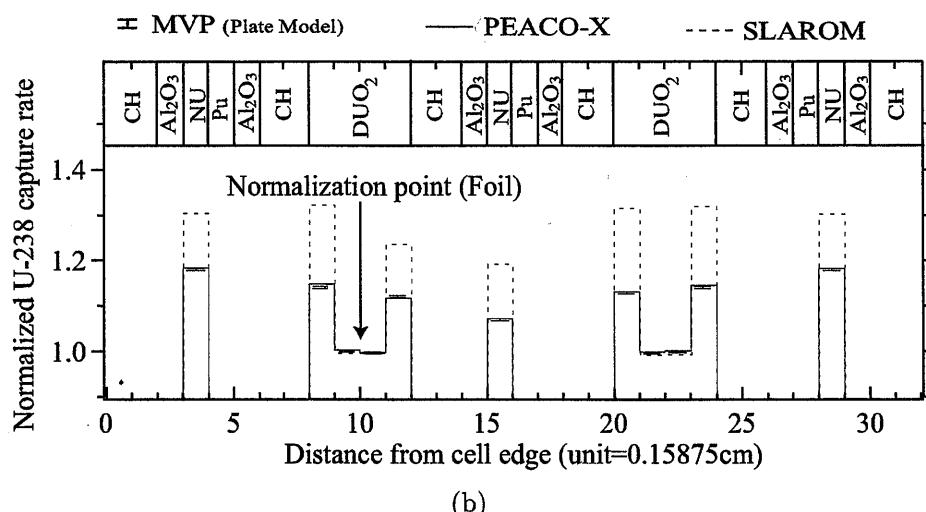
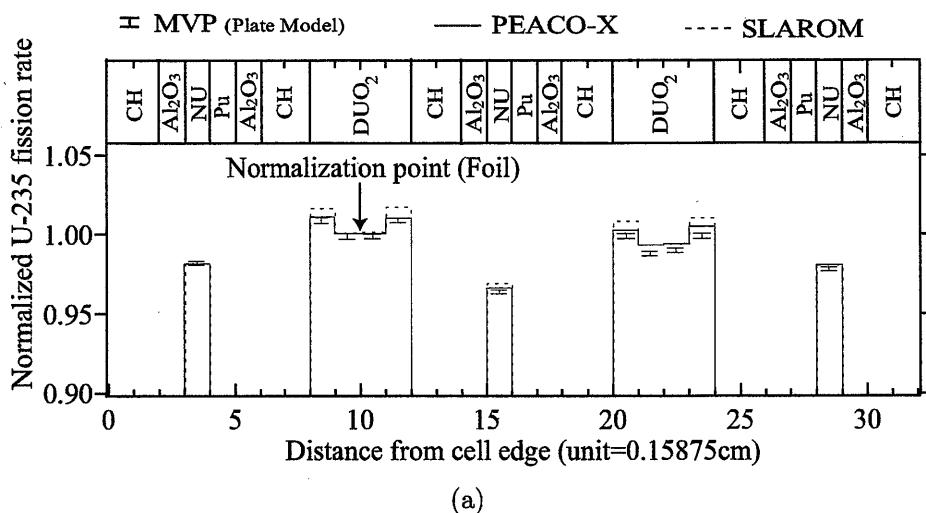


Fig. 6.5: ^{235}U fission rate (a) and ^{238}U capture rate (b) distributions in the T16CH(65V) cell calculated by MVP(Plate model), PEACO-X and SLAROM(f-table). These calculations were done within cell calculation level.

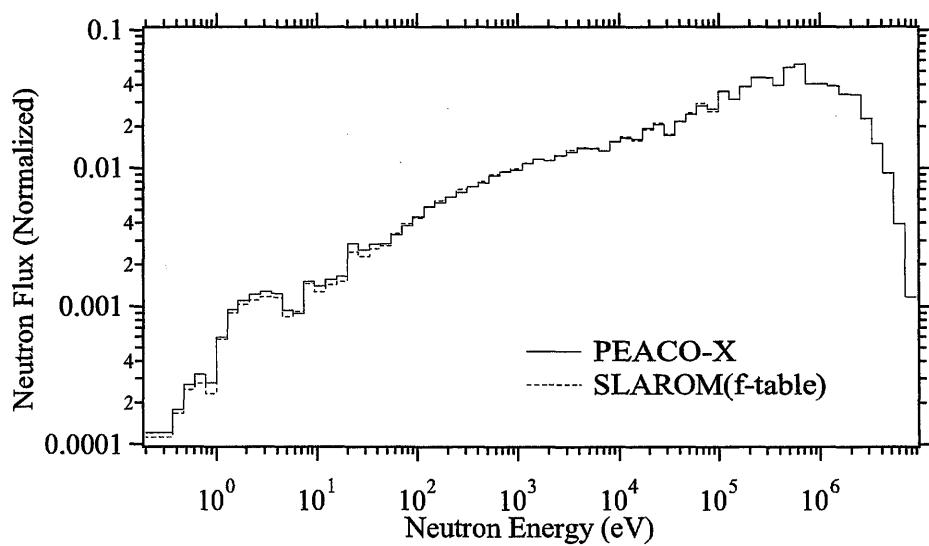


Fig. 6.6: Comparison of neutron spectrum between PEACO-X and SLAROM(f-table)

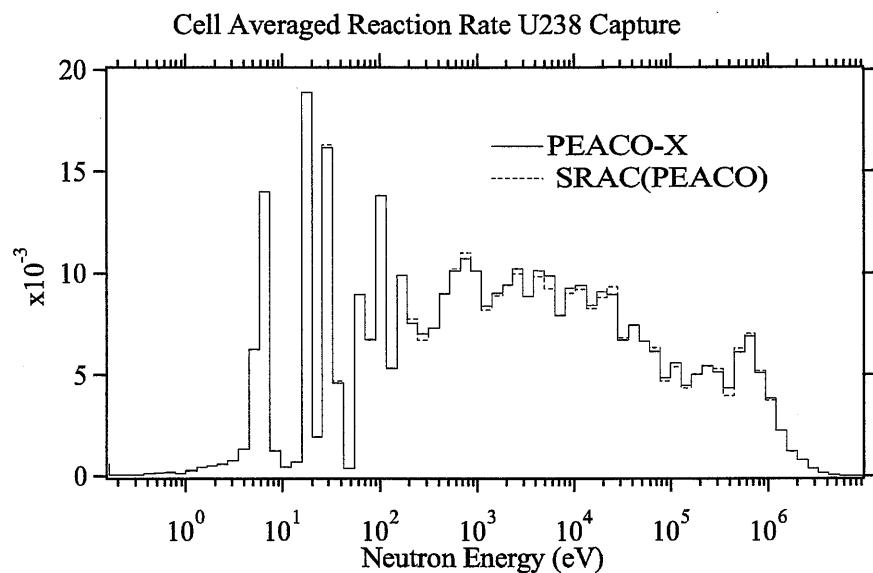


Fig. 6.7: Comparison of cell averaged reaction rate of ^{238}U capture between PEACO-X and SRAC(PEACO)

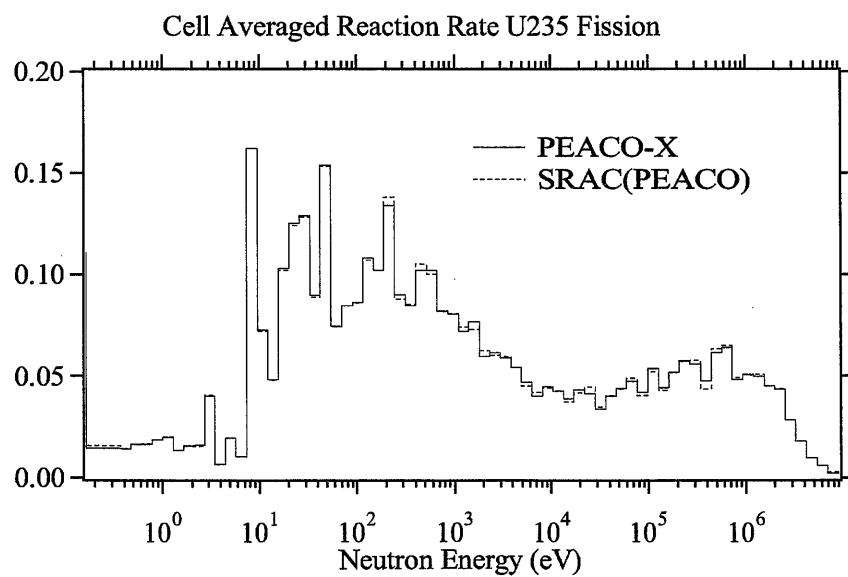


Fig. 6.8: Comparison of cell averaged reaction rate of ^{235}U fission between PEACO-X and SRAC(PEACO)

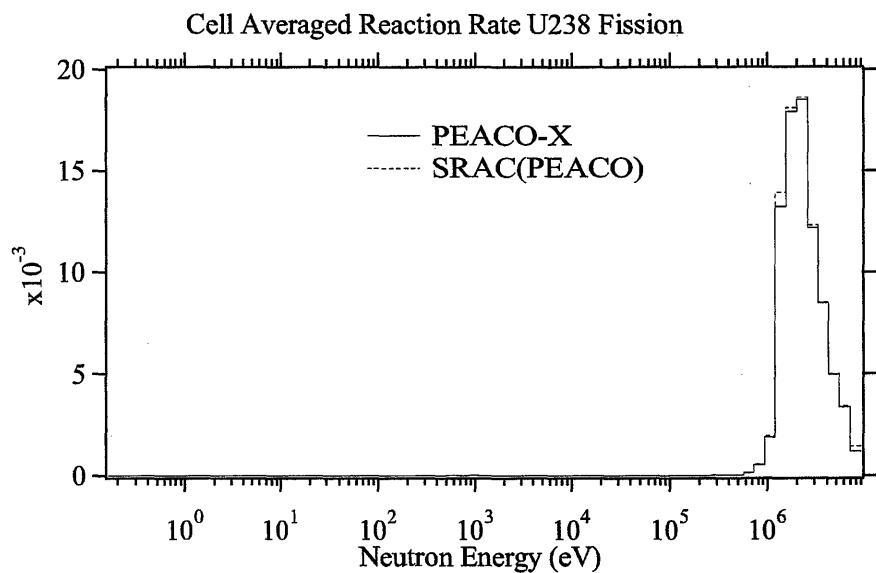


Fig. 6.9: Comparison of cell averaged reaction rate of ^{238}U fission between PEACO-X and SRAC(PEACO)

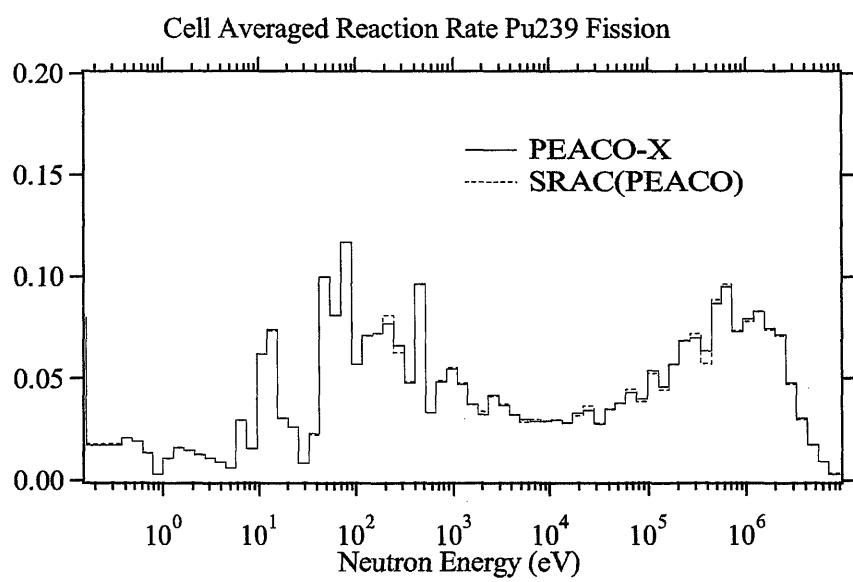


Fig. 6.10: Comparison of cell averaged reaction rate of ^{239}Pu fission between PEACO-X and SRAC(PEACO)

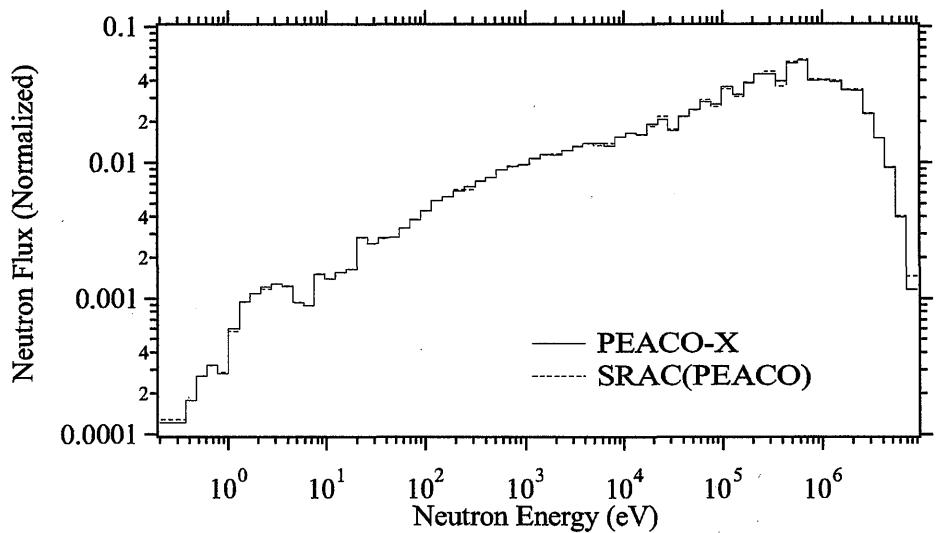


Fig. 6.11: Comparison of neutron spectrum between PEACO-X and SRAC(PEACO)

7 結果と考察

7.1 測定結果

箱を用いた反応率測定及び核分裂計数管を用いた反応率測定の結果を、それぞれ Table 7.1-(a) 及び-(b) にまとめる。表より、セル平均の反応率比は、 $F8/F5 = 0.0201 \pm 0.9\%$ 、 $F9/F5 = 0.759 \pm 1.2\%$ 及び $C8/F5 = 0.0916 \pm 1.4\%$ である。これらの結果から、XXII-1(65V) での炉心中心での増殖指標は $C8/F9 = 0.121 \pm 1.8\%$ と求めることができる。また、同表中に反応率に対するセル平均化の補正因子を載せると併に、各測定で得られた生の実験値も示した。これらの実験誤差の詳細については、Table 7.2~7.4 に示す。セル平均化補正後の反応率比に関する実験誤差については、補正因子算出におけるモンテカルロ計算での統計誤差も考慮して最終的に誤差とした。その結果、 $C8/F5$ 、 $F8/F5$ 及び $F9/F5$ に対しては 1.5% 以内であった。

7.2 測定値と計算値の比較 (C/E 値)

実験値と計算値の比較を、セル平均の反応率比の C/E 値とともに Table 7.5 に示す。PEACO-X による計算結果と実験値の比 (C/E) は、 $F9/F5$ 及び $F8/F5$ に関してそれぞれ 1.02 及び 1.03 となり、計算値が実験値を若干過大評価する結果となった。また、 $C8/F5$ に関して C/E 値は 1.06 となり、計算値が実験値を過大評価する結果となった。これらの解析から、増殖指標である $C8/F9$ に関して、測定誤差内 (2σ) ではあるものの計算値が実験値を若干過大評価することを確認した。ここで、 $C8/F9$ の C/E 値として 1.03 と求まったが、この C/E 値の算出の際に、分子の $C8/F5$ 及び分母の $F9/F5$ に関して計算値が実験値を程度は異なるもののそれが過大評価し、分母分子でこれら的一部が相殺した結果によるものである。また、SRAC(PEACO) による解析結果に関して、C/E 値は PEACO-X と同じ傾向を示す結果となった。

これに対して、SLAROM よる計算結果は、いずれの反応率比に対して実験値を大きく過大評価する結果となった。特に $C8/F5$ に関して SLAROM は実験値を 10% 以上過大評価する結果となった。これは、SLAROM における燃料セル内での非均質性の取り扱いが充分でないことに起因している。

Table 7.1: Results of cell averaging on reaction rates

(a) Foil Expt.

Reaction	Reaction rate ^{*1} Raw data (Foil)	Cell factor $f_{foil \rightarrow cell}$	Reaction rate ^{*1} Cell averaged ^{*3}
C8	$4.24 \times 10^{-16} \pm 1.0\%$	$1.107 \pm 0.3\%$	$4.69 \times 10^{-16} \pm 0.8\%$
F5	$5.20 \times 10^{-15} \pm 0.8\%$	$0.985 \pm 0.2\%$	$5.12 \times 10^{-15} \pm 1.1\%$
C8/F5	$0.0815 \pm 1.3\%$	$1.123 \pm 0.4\%$	$0.0916 \pm 1.4\%$

(b) PFC Expt.

Reaction	Reaction rate ^{*2} Raw data (PFC)	Cell factor $f_{pfc \rightarrow cell}$	Reaction rate ^{*2} Cell averaged ^{*3}
F5	$5.01 \times 10^{-16} \pm 0.6\%$	$0.980 \pm 0.4\%$	$4.91 \times 10^{-16} \pm 0.7\%$
F8	$9.52 \times 10^{-18} \pm 0.5\%$	$1.038 \pm 0.3\%$	$9.89 \times 10^{-18} \pm 0.6\%$
F9	$5.70 \times 10^{-16} \pm 0.5\%$	$0.654 \pm 0.8\%$	$3.73 \times 10^{-16} \pm 1.0\%$
F8/F5	$0.0190 \pm 0.8\%$	$1.059 \pm 0.5\%$	$0.0201 \pm 0.9\%$
F9/F5	$1.138 \pm 0.8\%$	$0.667 \pm 0.9\%$	$0.759 \pm 1.2\%$

^{*1}Reaction rate per atom at the power level of 20W^{*2}Reaction rate per atom at the power level of 2W^{*3}Raw data of reaction rate multiplied by cell factor

Table 7.2: Breakdown of errors of ^{238}U capture rate measurement

Am-Np Source	Intensity	0.30%
	Counting Statistics	0.20%
	Partial Error	0.36%
DU Foil	Weight	0.20%
	Counting Statistics	0.31%
	Monitor Counting Statistics	0.01%
	Partial Error	0.37%
Decay Correction		0.77%
Self Atten. Corr.		0.38%
Total Error*		1.04%

*Root of sum of the squared individual components

Table 7.3: Breakdown of errors of ^{235}U fission rate measurement

U-235 PFC	Deposit Weight	0.50%
	Counting Statistics	0.40%
	Monitor Counting Statistics	0.21%
	Partial Error	0.68%
EU Foil installed PFC	Weight	0.20%
	Counting Statistics	0.11%
	Monitor Counting Statistics	0.01%
	Partial Error	0.23%
EU Foil	Weight	0.20%
	Counting Statistics	0.19%
	Monitor Counting Statistics	0.01%
	Partial Error	0.28%
Total Error*		0.77%

*Root of sum of the squared individual components

Table 7.4: Breakdown of errors of parallel fission rate measurement

U-235 PFC	Deposit Weight	0.50%
	Counting Statistics	0.40%
	Monitor Counting Statistics	0.21%
	Total Error	0.68%
U-238 PFC	Deposit Weight	0.50%
	Counting Statistics	0.43%
	Monitor Counting Statistics	0.07%
	Total Error	0.66%
Pu-239 PFC	Deposit Weight	0.50%
	Counting Statistics	0.42%
	Monitor Counting Statistics	0.15%
	Total Error	0.67%

Table 7.5: Measured and calculated reaction rate ratios at FCA

Reaction	Expt.	Calc.		
		SLAROM (C/E)	PEACO-X (C/E)	SRAC(PEACO) (C/E)
C8/F5	$0.0916 \pm 1.4\%$	0.1017 (1.111)	0.0967 (1.057)	0.0957 (1.046)
F8/F5	$0.0201 \pm 0.9\%$	0.0214 (1.061)	0.0208 (1.033)	0.0210 (1.043)
F9/F5	$0.759 \pm 1.2\%$	0.792 (1.043)	0.775 (1.021)	0.770 (1.014)
C8/F9	$0.121 \pm 1.6\%$	0.128 (1.065)	0.125 (1.034)	0.124 (1.031)

8 結論

MOX 燃料水冷却増殖炉模擬体系の一環として減速材ポリスチレンの基準ボイド率 65% である第 1 炉心 FCA-XXII-1(65V) において、増殖指標として炉心中心における反応率比 C8/F9 の測定及び解析を行った。

^{238}U 捕獲反応率対 ^{235}U 核分裂率 (C8/F5) の測定は、劣化ウラン箔、濃縮ウラン箔を用いた箔放射化法により行った。また、 ^{239}Pu 核分裂率対 ^{235}U 核分裂率 (F9/F5) 及び ^{238}U 核分裂率対 ^{235}U 核分裂率 (F8/F5) の測定を 3 種類の絶対校正された小型核分裂計数管を用いて行った。ここで、これらの検出器による測定条件の依存性を排除し、統一的に計算値と比較しうる実験値とする目的として、MVP を用いて検出器の反応率から燃料セル平均の反応率へ変換する為の補正因子を決定した。その結果、セル平均の反応率比は、

$$\text{F8/F5} = 0.0201 \pm 0.9\%, \text{ F9/F5} = 0.759 \pm 1.2\%, \text{ C8/F5} = 0.0916 \pm 1.4\%$$

である。これらの結果から、増殖指標である C8/F9 は

$$\text{C8/F9} = 0.121 \pm 1.8\%$$

と求めることができた。この実験誤差は 1.8%(1 σ) である。

解析は標準的な高速炉用セル計算コード (SLAROM) を用いてセル平均実効断面積を求め、CITATION コードにより 3 次元拡散計算を行い、炉心中心でのセル平均の反応率比を求めた。ただし、炉心部の T16CH(65V) セルにおけるセル計算に対して、共鳴遮蔽効果を考慮した超詳細群セル計算コード PEACO-X を用い、セル平均実効断面積を求めた。PEACO-X による解析結果として、計算結果と実験値の比 (C/E) は、F9/F5 及び F8/F5 に関してそれぞれ 1.02 及び 1.03 とり、計算値が実験値を若干過大評価する結果となった。また、C8/F5 に関して C/E 値は 1.06 となり、計算値が実験値を過大評価する結果となった。これらの結果から、増殖指標の C8/F9 の C/E 値は結果的に 1.03 となった。

また、熱中性子炉用 SRAC コードを用いて、同様な解析を行った結果、高速炉用セル計算コードを用いた上の結果との間には有意な差異は見られないことを確認した。

今後の予定としては、今回実施した基準 (65%) ボイド炉心に比べて、富化度、減速材対燃料体積比を一定とし中性子スペクトルが柔らかい第 2 炉心 (45% ボイド率) 及び、逆に中性子スペクトルが固い第 3 炉心 (95% ボイド率) において、増殖指標の測定及び解析を行い、減速材ボイド率の変化が C8/F9 に及ぼす影響を明らかにする。

謝 辞

本研究を進めるに当って多くの助言と激励を頂いた森貴正氏に感謝いたします。また、桜井健氏には箔放射化法についての有益な議論を頂きました。高崎謙一氏、川崎憲二氏には解析において多大な御協力を賜りました。最後に実験の遂行等の面で種々の御協力を頂いたFCA 管理機関員に深く感謝いたします。本研究は文部科学省「革新的原子力システム技術開発公募」事業（テーマ名「超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発」）の一環として実施した。

参考文献

1. M. Nakagawa and K. Tsuchihashi: "SLAROM: A Code for Cell Homogenization of Fast Reactor" JAERI 1294(1984).
2. 奥村啓介、金子邦男、土橋敬一郎: "SRAC95:汎用核計算コードシステム," JAERI-Data /Code 96-015(1996).
3. K. Tsuchihashi, et al.: "Revised SRAC Code System," JAERI 1302(1986).
4. K. Sakurai and T. Nemoto: "Measurement and Analysis of Breeding Indices of ^{238}U Capture to ^{239}Pu Fission Rate Ratios and ^{238}U Capture to ^{235}U Fission Rate Ratios at FCA," JAERI-Research 95-054 (1995).
5. K. Sakurai, et al.: "Experimental Comparison of Calibration Methods for Measurement of Reaction Rate by Using Fission Foils," JAERI-M 93-153(1993).
6. C.M. Lederer and V.S. Shirley: "Table of Isotope, 8th ed." (John Wiley and Sons, New York, 1978).
7. M.Obu: "Preparation and Characteristics of Fission Chambers with Actinide Nuclides," JAERI-M 9757(1981).
8. J.A.Grundl and D.M.Gilliam: "Measurement of Absolute Fission Rates," Nucl. Technol. 25(1976).
9. T. Mori, et al.: "Vectorization of Continuous Energy Monte Carlo Method for Neutron Transport Calculation," J.Nucl.Sci.Technol. 29, 325, (1992).

10. 小嶋健介、岡嶋成晃 他：“FCA における低減速軽水炉模擬炉心の無限増倍率の測定,” JAERI-Tech 2004-016(2004).
11. T. Nakagawa, et al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2", J. Nucl. Sci. Technol. 32, 1259 (1995).
12. S. Okajima, et al.: "Measurement of Doppler Effect up to 2000°C at FCA(3) - Development of a Cell Code, PEACO-X,with Ultra-fine Group Structure -," JEARI-M 92-185 (1992).
13. T. B. Fowler, et al.: "Nuclear Reactor Core Analysis Code; CITATION," ORNL-TM-2496(1969).
14. P. Benoist: CEA-R-2278(1964).
15. N. D. Dudey, et al.: "Activation-rate measurements in the ZPR-3 muckup critical experiments", Argonne National Laboratory (ANL-7781) Reactor Technology(1971).
16. S. M. Seltzer and J. H. Hubbell: "Tables and Graphs of Photon Mass Attenuation Coefficient and Mass Energy-Absorption Coefficients for Photon Energies 1 keV to 20 MeV for Elements Z = 1 to 92 and Some Dosimetric Materials", Appendix to invited plenary lecture by J.H. Hubbell "45 Years (1950-1995) with X-Ray Interactions and Applications" presented at the 51st National Meeting of the Japanese Society of Radiological Technology, April 14-16, 1995, Nagoya, Japan.
17. G. C. Hanna: Nucl.Sci.Eng.15,325(1963).

付録 A ^{238}U 捕獲反応率に対する補正因子

中性子による箔内の自己遮蔽補正 (f_{shield})

箔の照射は臨界実験装置の炉心中心部で行った為、箔への中性子の平行入射を仮定して自己遮蔽補正因子の計算を行った。その際、FCA 炉心中心におけるエネルギー 70 群の中性子スペクトルを、JFS-3-J3.2R 70 群定数セットを基に 2 次元円筒型モデルの拡散計算より求める。この 70 群の中性子スペクトル及び実効吸収断面積から自己遮蔽補正係数を決定した。

$$f_{shield} = \frac{\int dE \Sigma_a^{238}(E) \phi(E) \frac{1 - \exp(-\Sigma_a^{238}(E)\delta/\rho)}{\Sigma_a^{238}(E)\delta/\rho}}{\int dE \Sigma_a^{238}(E) \phi(E)} \quad (\text{A.1})$$

ここで、 $\rho(\text{g}/\text{cm}^3)$ は質量密度とし、 $\delta(\text{g}/\text{cm}^2)$ は箔の厚さとした。劣化ウラン箔の箔内の中性子自己遮蔽補正是無視出来る補正量(0.1%以下)となった。

中性子による箔のエッジ効果補正 (f_{edge})

箔のエッジ効果補正としては Hanna の手法^[17]にて次式により算定した。

$$f_{edge} = 1 + \frac{2\mu_a\delta}{1 - 2E_3(\mu_a\delta)} \frac{d}{\pi R} \left[1 - \frac{\pi}{6} \mu_a\delta \right] \quad (\text{A.2})$$

ここで、 $d(\text{cm})$ は箔の厚さ、 $R(\text{cm})$ は箔の半径とし、 $E_3(x)$ は 3 次の指數積分関数 $E_3(x) = \int_1^\infty \frac{e^{-ux}}{u^3} du$ とする。また、質量吸収係数 $\mu_a(\text{cm}^2/\text{g})$ は巨視的吸収断面積 $\Sigma^a(1/\text{cm})$ 及び質量密度 $\rho(\text{g}/\text{cm}^3)$ により $\mu_a = \Sigma^a/\rho$ で定義される。劣化ウラン箔の質量吸収係数 $\mu_a(\text{cm}^2/\text{g})$ は ^{235}U と ^{238}U との和として $\mu_a = \Sigma_{235}^a/\rho_{235} + \Sigma_{238}^a/\rho_{238}$ で与えられる。これらのことから算出した劣化ウラン箔のエッジ効果補正是 0.6% に過ぎない補正量であった。

箔内の γ 線の自己吸収補正 (f_{atten})

劣化ウラン箔が有限な厚さであるため、箔内部で発生した γ 線が箔の表面に到達するまでの間、箔内部で吸収が生じる可能性がある。そこで、これを自己吸収の効果として以下の様に取り扱う。ここで、先に議論した 2 つの補正量 (f_{shield} 、 f_{edge}) が小さいことから、照射後の箔内の γ 線源の強度は一定であると仮定できる。また、箔より発する γ 線が平行ビームとしてゲルマニウム検出器に入射するものと仮定して、 γ 線自己吸収補正因子を次式により算定した^[15]。

$$f_{atten} = \frac{1 - e^{-\mu_\gamma\delta}}{\mu_\gamma\delta} \quad (\text{A.3})$$

ここで、各 γ 線エネルギーにおける γ 線質量吸収係数 $\mu_\gamma(\text{cm}^2/\text{g})$ は参考文献^[16]より引用した。また、 $\delta(\text{g}/\text{cm}^2)$ は箔の厚さである。 γ 線質量吸収係数 μ_γ と自己吸収補正因子 f_{atten} を下の表に示す。本研究で用いた箔が厚いために全体的に補正量が大きくなった。補正量は γ 線のエネルギーが高くなるに従い小さくなる傾向があることが分かる。故に、本文中の式(3.2)に対して、比較的に補正量が少ない 277.6keV の γ 線ピーク計数を採用することが適当であると考えられる。

γ 線エネルギー (keV)	106.1	209.8	277.6
γ 線質量吸収係数 (cm ² /g)	1.732	1.228	0.698
自己吸収補正因子	0.802	0.853	0.913

付録B 各反応率における補正量の一覧

付録として各反応率を算出の際に本文中で考慮した補正量のリストを下の表にまとめる。

反応率	測定方法	補正の種類	補正值
C8	箔放射化	γ 線自己吸収 f_{atten}	0.913
		エッジ効果 f_{edge}	1.006
		自己遮蔽 f_{shield}	1.000
		セル平均化 $f_{foil \rightarrow cell}$	1.107 ± 0.3%
F5	箔放射化	セル平均化 $f_{foil \rightarrow cell}$	0.985 ± 0.2%
F5	核分裂計数管	零点外挿 -	1.002
		セル平均化 $f_{pfc \rightarrow cell}$	0.980 ± 0.4%
F8	核分裂計数管	零点外挿 -	1.008
		セル平均化 $f_{pfc \rightarrow cell}$	1.038 ± 0.3%
F9	核分裂計数管	零点外挿 -	1.007
		セル平均化 $f_{pfc \rightarrow cell}$	0.654 ± 0.8%

付録C 反応率比 C8/F5 に対するセル平均化補正についての補足

本文中でも述べた様に、箔による測定で得られる実験値 C8/F5 は燃料セル内の装填位置に強く依存する。そこで、本付録において、この生の実験値からセル平均化された反応率比を決定する補正についての考察を行なった。以下に示す 2 つの計算モデル、(1) 箔モデル及び (2) 板状モデルにより、この補正因子を算出した。

(1) 箔モデル

本計算モデルでは、MVP を用いて箔の測定位置での反応率からセル平均の反応率を決定する補正因子を算出した。その詳細は第 4 章において示したが、再度その概要を示す。MVP により径方向に対して実形状で、軸方向に対して反射条件を課しモデル化した体系で、炉心中心の反応率を評価した。箔の反応率の決定の際に、炉心中心の燃料セル内の劣化ウラン酸化物板に実験で用いた箔と同一形状のタリー領域を設定した。この概略図を Fig.4.3 に示す。このタリー領域 (A1 及び A2) の反応率と炉心中心の単位セル平均の反応率の比から補正因子を導出した。

上記の MVP による計算の際に、統計誤差の低減の観点から、軸方向に対して周期境界条件を課することで、実体系に比べて小さい領域 (Fig.4.1) を扱った。にもかかわらず、その領域が箔の有感部に比べて依然として大きいので、炉心中心での補正因子を誤差 1% (1σ) 以下で決定する為に、数千万ヒストリーを必要とした。そこで、次に示す決定論的手法によりセル平均化の補正因子を算出した。

(2) 板状モデル

本計算モデルでは、炉心中心の単位燃料セルにおける空間的な反応率分布をセル計算レベルで決定し、セル平均化補正因子を算出した。その詳細は第 6 章において示したが、単位燃料セルを Fig.6.5 に示すように 32 等分割して、各領域の反応率を求めた。この反応率分布を用いて、セル平均の反応率への補正因子を式 (C.1) により評価した。

$$f_{plate \rightarrow cell} \equiv \frac{\sum_i r_i \cdot n_i V_i}{\sum_i n_i V_i} / R_{plate} \quad (C.1)$$

ここで、 R_{plate} は、Fig.6.5 中の劣化ウラン酸化物板の 4 領域の内、真ん中の 2 領域の反応率の平均と定義して、 R_{plate} が箔の反応率と等しいと仮定した。式 (C.1) 中の r_i は第 i 領域における反応率であり、 V_i 及び n_i は第 i 領域の体積及びその領域に含まれる着目核種の原子数である。ここで、計算コードとしては、SLAROM、PEACO-X 及び MVP(無限セル配列) を用いた。これらの結果を下表に示す。

補正因子	板状モデル(無限セル配列)			箔モデル MVP
	SLAROM	PEACO-X	MVP	
f_{cell}^{F5}	0.983	0.982	0.982±0.5%	0.985±0.2%
f_{cell}^{C8}	1.203	1.103	1.101±0.6%	1.107±0.3%

^{235}U 核分裂率のセル平均化補正因子に関しては、各計算コード (SLAROM、PEACO-X、MVP) における板状モデルから得られた補正因子は良く一致した結果となった。一方、 ^{238}U 捕獲反応率に対するセル平均化補正に関しては、SLAROM による計算結果が、他の 2 つの計算 (PEACO-X、MVP) に比べて大きくなかった。これは、先に示したように、SLAROM 計算においては、特に劣化ウラン酸化物板での共鳴エネルギー領域での遮蔽効果を扱いが充分になされていない結果であると考えられる。

また、 ^{235}U 核分裂率及び ^{238}U 捕獲反応率において、板状モデル (PEACO-X、MVP) と箔モデルによる補正因子の結果は良く一致した結果となった。以上の考察から、箔測定に対するセル平均化補正因子は、簡略化した板状モデルにおいて式 C.1 で与えられる補正因子で近似的に与えられることが分った。この様なセル計算レベルでの補正因子の算出は、計算コスト削減の面からも有効な方法であると考えられる。

This is a blank page.

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	$m \cdot kg/s^2$
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	$N \cdot m$
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
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	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
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	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
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
線量当量	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	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4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レンントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

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

力	$N(=10^3 \text{ dyn})$	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa} \cdot \text{s}(N \cdot \text{s/m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)}(g/(cm \cdot s))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}
	6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J($=10^7 \text{ erg}$)	kgf [•] m	kW [•] h	cal(計量法)	Btu	ft [•] lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{18}	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}	= 4.1855 J(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}	= 4.1868 J(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^{-4}	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}	= 735.499 W
	1.60218×10^{-19}	1.63377×10^{-20}	4.45050×10^{-26}	3.82743×10^{-20}	1.51857×10^{-19}	1.18171×10^{-19}	1	

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10^{-11}
	3.7×10^{10}	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

FCAにおける水冷却増殖炉模擬第1炉心(XXII-1(65V))における増殖指標の測定と解析(受託研究)



古紙配合率100%
白色度70%の再生紙を使用しています