

JAERI-Research

95-054



高速炉臨界集合体FCAにおける増殖性能指標

$^{238}\text{U}$ 捕獲反応/ $^{239}\text{Pu}$ 核分裂率比と

$^{238}\text{U}$ 捕獲反応/ $^{235}\text{U}$ 核分裂率比の測定と解析

1995年8月

桜井 健・根本龍男

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

高速炉臨界集合体FCAにおける増殖性能指標 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応/ $^{239}\text{Pu}$ 核分裂  
率比と $^{238}\text{U}$ 捕獲反応/ $^{235}\text{U}$ 核分裂率比の測定と解析

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

桜井 健・根本 龍男

(1995年7月11日受理)

日本原子力研究所の高速炉臨界実験装置FCAに構築した1つのMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系と2つの金属燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系において、増殖性能指標として重要な $^{238}\text{U}$ 捕獲反応/ $^{239}\text{Pu}$ 核分裂率比(C8/F9)と $^{238}\text{U}$ 捕獲反応/ $^{235}\text{U}$ 核分裂率比(C8/F5)の測定と解析を行った。測定は劣化ウラン箔、濃縮ウラン箔及びプルトニウム箔を用いて箔放射化法により行った。得られた結果にセル非均質性の補正を加えることにより、セル平均の反応率比を実験誤差2~3%(1 $\sigma$ )で求めた。解析はJENDL3.2核データライブラリーに基づくJFS3-J3.2群定数セットを用いて行った。

さらに、用いた箔放射化法自体の実験精度の確認を目的として、京都大学研究炉重水設備の標準熱中性子場においてC8とF5反応率を実験誤差1~1.5%(1 $\sigma$ )で測定した。測定結果を、精度良く評価されている熱中性子断面積と熱中性子束より得た反応率(基準値)と比較した。

MOX燃料高速炉と金属燃料高速炉では中性子スペクトルが大きく異なるため、FCAの3つの模擬炉心間で、C8/F9では30%、C8/F5では10%の変化が生じた。計算と実験値の比(C/E)は、C8/F9に関しては1.01~0.99であり、C8/F5に関しては1.02~1.01であった。標準熱中性子場におけるC8及びF5反応率の測定値は、それぞれ基準値と実験誤差内で一致した。これらの結果より、JENDL3.2を用いてMOX燃料高速炉と金属燃料高速炉とのいずれの増殖性能指標も2~3%の精度で予測可能であることがわかった。

Measurement and Analysis of Breeding Indices of  $^{238}\text{U}$  Capture to  
 $^{239}\text{Pu}$  Fission Rate Ratios and  $^{238}\text{U}$  Capture to  
 $^{235}\text{U}$  Fission Rate Ratios at Fast Critical Assembly

Takeshi SAKURAI and Tatsuo NEMOTO

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

(Received July 11, 1995)

Measurements and analysis of  $^{238}\text{U}$  capture rate to  $^{239}\text{Pu}$  fission rate ratio (C8/F9) and  $^{238}\text{U}$  capture rate to  $^{235}\text{U}$  fission rate ratio (C8/F5), which are important as indices of breeding behavior of a fast breeder reactor, were performed at Fast Critical Assembly (FCA) of Japan Atomic Energy Research Institute. The measurements were made by a foil activation technique at an assembly simulating MOX-fueled sodium cooled fast reactor and two assemblies simulating metallic-fueled ones. In the measurements, depleted uranium foils, enriched uranium foils and plutonium foils were used. Cell averaged reaction rate ratios were obtained with cell heterogeneity corrections. Experimental errors were 2 ~ 3% at one sigma. The analysis was made by using JFS3-J3.2 group constants set which is generated from JENDL3.2 nuclear data library.

Measurements of C8 and F5 reaction rates in a thermal neutron standard field of Kyoto University Research Reactor Heavy Water Facility were also made. The measured reaction rates with experimental error of 1 ~ 1.5% were compared with the 'reference' reaction rates which are obtained with well-known thermal neutron cross sections and thermal neutron flux to confirm the accuracy of the present foil activation technique.

Significant differences up to 30% in C8/F9 and 10% in C8/F5 were observed among the FCA assemblies. These differences are caused by a large difference in neutron spectrum between the MOX-fueled fast reactor and the metallic-fueled one. Calculation to experiment ratios (C/E) were 1.01 ~ 0.99 for C8/F9 and 1.02

$\sim 1.01$  for C8/F5. Good agreement within experimental error was also obtained between the measured and the reference reaction rates at the thermal neutron standard field. It has been concluded that the breeding indices at both MOX-fueled fast reactor and metallic-fueled one can be calculated with the accuracy of 2  $\sim$  3% when JENDL3.2 nuclear data library is used.

Keywords: FCA, Breeding Index, MOX-fueled Sodium Cooled Fast Reactor, Metallic-fueled Sodium Cooled Fast Reactor,  $^{238}\text{U}$  Capture to  $^{239}\text{Pu}$  Fission Rate Ratio,  $^{238}\text{U}$  Capture to  $^{235}\text{U}$  Fission Rate Ratio, Foil Activation Technique, Cell Averaged Reaction Rate, JENDL3.2 Nuclear Data Library, JFS3-J3.2 Group Constants Set, Kyoto University Research Reactor, Thermal Neutron Standard Field

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. FCA実験体系の概要 .....	1
3. FCAにおける反応率実験 .....	2
4. 標準熱中性子場における反応率実験と基準反応率値 .....	3
5. FCAにおける反応率実験の解析手法 .....	4
6. 結果と考察 .....	4
7. 結 論 .....	5
謝 辞 .....	5
参考文献 .....	5
Appendix 1 箔 $\gamma$ 線測定と反応率 .....	18
Appendix 2 箔反応率に対するセル非均質性の補正 .....	26
Appendix 3 標準熱中性子場における基準反応率 .....	35

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Brief Description of FCA Assemblies .....	1
3. Measurement of Reaction Rates at FCA .....	2
4. Measurement of Reaction Rates and Reference Ones at Thermal Neutron Standard Field .....	3
5. Analysis of Reaction Rate Experiment at FCA .....	4
6. Results and Discussion .....	4
7. Conclusion .....	5
Acknowledgement .....	5
References .....	5
Appendix 1 Measurement of Induced $\gamma$ -rays of Irradiated Fission Foils for Reaction Rates .....	18
Appendix 2 Corrections for Cell Heterogeneity Effect on Measured Reaction Rates .....	26
Appendix 3 Reference Reaction Rates at a Thermal Neutron Standard Field .....	35

## 1. 緒 言

$^{238}\text{U}$ 中性子捕獲反応は高速増殖炉の増殖性能評価等において重要な役割を持つ。 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応断面積の検証のため、増殖性能指標としての $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率/ $^{239}\text{Pu}$ 核分裂率比 (C8/F9) と $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率/ $^{235}\text{U}$ 核分裂率比 (C8/F5) の測定を、高速炉臨界実験装置で行った。

これまでの積分実験と解析は、主にMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系におけるものであった。高速増殖炉では $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率に対して非分離共鳴エネルギー領域の寄与が大きい。このエネルギー領域の $^{238}\text{U}$ 捕獲反応断面積を検証するためには、このエネルギー領域で中性子スペクトルを変化させた一連の実験体系で、C8/F9及びC8/F5反応率比を測定することがより有効である。

本研究では、FCAに構築した中性子スペクトルが大きく異なるMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系と2つの金属燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系において、C8/F9及びC8/F5反応率比の計算精度評価を目的として、核分裂箔を用いた箔放射化法による測定と最新のJENDL3.2核データライブラリーに基づく解析を実施した。

これら箔測定手法では系統誤差の影響を被り易い反応率の絶対測定を必要とする。従って、箔測定手法自体の精度評価のため、臨界実験施設を有する研究機関の間で測定手法の相互比較が過去数回行われて来た。最近、フランスのカダラッシュ研究所の高速炉臨界実験装置MASURCAで行われた国際相互比較では、いずれも $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率に関して、測定結果間の大きな相違が報告された<sup>2,3</sup>。そこで、本研究では、FCAで用いた箔測定手法の精度確認を目的として、京都大学研究炉(KUR)重水設備の標準熱中性子場<sup>4</sup>においてC8及びF5反応率を測定した。測定結果を、精度良く評価されている熱中性子断面積と熱中性子束より得た基準反応率と比較した。

## 2. FCA実験体系の概要

2つの金属燃料高速炉模擬体系XVI-1/5<sup>1</sup>、XVI-2/6<sup>1</sup>とMOX燃料模擬体系XVII-1/7<sup>1</sup>で反応率実験を行った。3つの集合体はいずれもテスト領域をドライバー領域で囲むゾーン模擬体系である。炉心体積は、いずれも、テスト領域のみで約340lであり、テスト領域とドライバー領域を合わせて約600lである。

テスト領域燃料セルの燃料板配列をFig.1に示す。各集合体の燃料セルの特徴を以下に記述する。

集合体	模擬燃料(富化度)	燃料模擬に用いた物質板
XVI-1	金属(15.4% 含 $^{235}\text{U}$ )	プルトニウム板、20%濃縮ウラン板、天然ウラン板、ジルコニウム板
XVI-2	金属(10.5%)	プルトニウム板、天然ウラン板、ジルコニウム板
XVII-1	Mox(14.3%)	プルトニウム板、劣化ウラン酸化物板、酸化アルミナ板

## 1. 緒 言

$^{238}\text{U}$ 中性子捕獲反応は高速増殖炉の増殖性能評価等において重要な役割を持つ。 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応断面積の検証のため、増殖性能指標としての $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率/ $^{239}\text{Pu}$ 核分裂率比(C8/F9)と $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率/ $^{235}\text{U}$ 核分裂率比(C8/F5)の測定を、高速炉臨界実験装置で行った。

これまでの積分実験と解析は、主にMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系におけるものであった。高速増殖炉では $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率に対して非分離共鳴エネルギー領域の寄与が大きい。このエネルギー領域の $^{238}\text{U}$ 捕獲反応断面積を検証するためには、このエネルギー領域で中性子スペクトルを変化させた一連の実験体系で、C8/F9及びC8/F5反応率比を測定することがより有効である。

本研究では、FCAに構築した中性子スペクトルが大きく異なるMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系と2つの金属燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系において、C8/F9及びC8/F5反応率比の計算精度評価を目的として、核分裂箔を用いた箔放射化法による測定と最新のJENDL3.2核データライブラリーに基づく解析を実施した。

これら箔測定手法では系統誤差の影響を被り易い反応率の絶対測定を必要とする。従って、箔測定手法自体の精度評価のため、臨界実験施設を有する研究機関の間で測定手法の相互比較が過去数回行われて来た。最近、フランスのカダラッシュ研究所の高速炉臨界実験装置MASURCAで行われた国際相互比較では、いずれも $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率に関して、測定結果間の大きな相違が報告された<sup>2,3)</sup>。そこで、本研究では、FCAで用いた箔測定手法の精度確認を目的として、京都大学研究炉(KUR)重水設備の標準熱中性子場/4/においてC8及びF5反応率を測定した。測定結果を、精度良く評価されている熱中性子断面積と熱中性子束より得た基準反応率と比較した。

## 2. FCA実験体系の概要

2つの金属燃料高速炉模擬体系XVI-1/5/、XVI-2/6/とMOX燃料模擬体系XVII-1/7/で反応率実験を行った。3つの集合体はいずれもテスト領域をドライバー領域で囲むゾーン模擬体系である。炉心体積は、いずれも、テスト領域のみで約340lであり、テスト領域とドライバー領域を合わせて約600lである。

テスト領域燃料セルの燃料板配列をFig.1に示す。各集合体の燃料セルの特徴を以下に記述する。

集合体	模擬燃料(富化度)	燃料模擬に用いた物質板
XVI-1	金属(15.4% 含 $^{235}\text{U}$ )	プルトニウム板、20%濃縮ウラン板、天然ウラン板、ジルコニウム板
XVI-2	金属(10.5%)	プルトニウム板、天然ウラン板、ジルコニウム板
XVII-1	Mox(14.3%)	プルトニウム板、劣化ウラン酸化物板、酸化アルミナ板

冷却材はナトリウム板で模擬した。Table 1にこれら3つの模擬体系の主要な特徴を示す。

反応率実験は、テスト領域組成の基本モード中性子スペクトルが成立している集合体の中心で行った。炉心中心における中性子スペクトルと反応率のエネルギー成分をFig.2とFig.3に示す。これらの図で特徴的なことは、非分離共鳴エネルギー領域である10~300keVを中心として、 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のエネルギー成分が集合体間で大きく変化していることである。このエネルギー領域における $^{238}\text{U}$ 捕獲反応の割合は全反応の50~65%を占めている。

### 3. FCAにおける反応率実験

各集合体において、箔照射は以下に示す様に2回に分けて行った。

	測定項目	箔
第1照射	$^{235}\text{U}$ 核分裂率 (F5)	濃縮ウラン箔
	$^{238}\text{U}$ 捕獲反応率 (C8)	劣化ウラン箔
第2照射	$^{239}\text{Pu}$ 核分裂率 (F9)	プルトニウム ( $^{239}\text{Pu}$ ) 箔
	$^{235}\text{U}$ 核分裂率 (F5)	濃縮ウラン箔

各照射は一定の原子炉出力(60~90W)で3時間行った。C8/F5は第1照射にて得た。C8/F9は第1照射および第2照射の中性子束レベルを、濃縮ウラン箔の放射化量で規格化することにより得た。

各集合体における箔の装填方法をFig.4、Fig.5及びFig.6に示す。ウラン箔は、ごく薄いアルミシートに包んだ後、集合体中心セル内の燃料板間に挟み照射した。プルトニウム箔は、セル内の1枚の標準プルトニウム板を中心に実験孔(20φ)を持つプルトニウム板で置換し、この実験孔中に装填した。プルトニウム箔は厚さ0.15mmのアルミニウムで被覆されているが、箔保護のためこれを厚さ0.1mmのアルミニウム製保護カバーに包み装填した。これら箔の仕様をTable 2に示す。

箔 $\gamma$ 線スペクトルの測定とデータ処理は箔データ処理システム/8/を用いて行った。 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率は $^{239}\text{Np}$  277.6keV $\gamma$ 線ピーク計数より決定した。この $\gamma$ 線ピークにおける測定系の実効的な計数効率 $\epsilon$ は $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$ 線源法により求めた。核分裂率は、核分裂生成物の $\gamma$ 線ピーク( $^{143}\text{Ce}$  293 keV,  $^{133}\text{I}$  530 keV,  $^{97}\text{Nb}$  658 keV,  $^{97}\text{Zr}$  743 keV)の計数より決定した。4つの $\gamma$ 線ピークから得た核分裂率は、互いに統計誤差内で良く一致し、それらの平均を測定値とした。各 $\gamma$ 線ピークにおける測定系の実効的な計数効率は、別に、箔と平行板電極型核分裂計数管/9/の測定を組み合わせる方法で求めた。この様な箔測定手法は、高速炉臨界実験装置で一般的に行われているが、用いた $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$ 線源/10/と核分裂計数管は、日本原子力研究所内で製作及び定量されたものである。 $\gamma$ 線測定と実効的な計数効率の詳細



冷却材はナトリウム板で模擬した。Table 1にこれら3つの模擬体系の主要な特徴を示す。

反応率実験は、テスト領域組成の基本モード中性子スペクトルが成立している集合体の中心で行った。炉心中心における中性子スペクトルと反応率のエネルギー成分をFig.2とFig.3に示す。これらの図で特徴的なことは、非分離共鳴エネルギー領域である10~300keVを中心として、 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のエネルギー成分が集合体間で大きく変化していることである。このエネルギー領域における $^{238}\text{U}$ 捕獲反応の割合は全反応の50~65%を占めている。

### 3. FCAにおける反応率実験

各集合体において、箔照射は以下に示す様に2回に分けて行った。

	測定項目	箔
第1照射	$^{235}\text{U}$ 核分裂率 (F5)	濃縮ウラン箔
	$^{238}\text{U}$ 捕獲反応率 (C8)	劣化ウラン箔
第2照射	$^{239}\text{Pu}$ 核分裂率 (F9)	プルトニウム ( $^{239}\text{Pu}$ ) 箔
	$^{235}\text{U}$ 核分裂率 (F5)	濃縮ウラン箔

各照射は一定の原子炉出力(60~90W)で3時間行った。C8/F5は第1照射にて得た。C8/F9は第1照射および第2照射の中性子束レベルを、濃縮ウラン箔の放射化量で規格化することにより得た。

各集合体における箔の装填方法をFig.4、Fig.5及びFig.6に示す。ウラン箔は、ごく薄いアルミシートに包んだ後、集合体中心セル内の燃料板間に挟み照射した。プルトニウム箔は、セル内の1枚の標準プルトニウム板を中心に実験孔(20φ)を持つプルトニウム板で置換し、この実験孔中に装填した。プルトニウム箔は厚さ0.15mmのアルミニウムで被覆されているが、箔保護のためこれを厚さ0.1mmのアルミニウム製保護カバーに包み装填した。これら箔の仕様をTable 2に示す。

箔 $\gamma$ 線スペクトルの測定とデータ処理は箔データ処理システム/8/を用いて行った。 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率は $^{239}\text{Np}$  277.6keV $\gamma$ 線ピーク計数より決定した。この $\gamma$ 線ピークにおける測定系の実効的な計数効率 $\epsilon$ は $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$ 線源法により求めた。核分裂率は、核分裂生成物の $\gamma$ 線ピーク( $^{143}\text{Ce}$  293 keV,  $^{133}\text{I}$  530 keV,  $^{97}\text{Nb}$  658 keV,  $^{97}\text{Zr}$  743 keV)の計数より決定した。4つの $\gamma$ 線ピークから得た核分裂率は、互いに統計誤差内で良く一致し、それらの平均を測定値とした。各 $\gamma$ 線ピークにおける測定系の実効的な計数効率は、別に、箔と平行板電極型核分裂計数管/9/の測定を組み合わせる方法で求めた。この様な箔測定手法は、高速炉臨界実験装置で一般的に行われているが、用いた $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$ 線源/10/と核分裂計数管は、日本原子力研究所内で製作及び定量されたものである。 $\gamma$ 線測定と実効的な計数効率の詳細

はAppendix 1に記載する。

反応率には以下の補正を行い、セル平均の反応率として得られる計算値と対応する実験値を得た。

- (a) セル非均質性の補正
- (b) 時間減衰補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)
- (c) 箔内の $\gamma$ 線自己吸収補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)
- (d) 箔内の反応率自己遮蔽補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)
- (e) 箔エッジ効果補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)

これら補正の詳細もAppendix 1と2に記載する。セル非均質性の補正は、Table 3に示す様にいずれの集合体においても3%以下に過ぎなかった。

#### 4. 標準熱中性子場における反応率実験と基準反応率値

Figure 7に示す様に、標準熱中性子場であるKUR重水設備照射室に設置した回転板上において、劣化ウラン箔、濃縮ウラン箔と熱中性子束モニターとしての金箔を照射した。劣化ウラン箔と濃縮ウラン箔の $\gamma$ 線を測定することによりC8とF5を決定した。照射は200kWの低炉出力で3時間行い、箔 $\gamma$ 線の測定はFCAにおける反応率実験と同様に行った。反応率に対する補正項目も、セル非均質性の補正を除いてFCAにおける反応率実験と同様である。ただし、 $\gamma$ 線測定系の実効的な計数効率を求めるための濃縮ウラン箔と $^{235}\text{U}$ 計数管の照射はKUR重水設備において行った。 $\gamma$ 線測定と実効的な計数効率の詳細はAppendix 1に記載する。

KUR重水設備の熱中性子スペクトルは純粋なMaxwell分布に近く、かつ金箔のカドミ比も大きい(約5000)/4。従って、Appendix 3に示す様に、C8及びF5の基準反応率値は熱外中性子成分の寄与を無視し、 $^{238}\text{U}(n,\gamma)$ と $^{235}\text{U}(n,f)$ の2200m/s断面積/11/Westcottのg-因子/12及び照射時の熱中性子束より求めた。ただし、C8/F5反応率比の基準値の導出に当たっては熱中性子束は不要である。

FCA実験で用いた $^{235}\text{U}$ 計数管と $^{239}\text{Pu}$ 計数管は同じ $\alpha$ -assay法で定量されている。さらに、Appendix 1に示す様に核分裂率測定では箔 $\gamma$ 線の測定は相対測定であることから、F5とF9測定の系統誤差に関する性質は同様である。従って、核分裂率の実験精度の確認は代表としてF5に関してのみ行った。

はAppendix 1 に記載する。

反応率には以下の補正を行い、セル平均の反応率として得られる計算値と対応する実験値を得た。

- (a) セル非均質性の補正
- (b) 時間減衰補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)
- (c) 箔内の $\gamma$ 線自己吸収補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)
- (d) 箔内の反応率自己遮蔽補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)
- (e) 箔エッジ効果補正 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のみ)

これら補正の詳細もAppendix 1と2に記載する。セル非均質性の補正は、Table 3に示す様にいずれの集合体においても3%以下に過ぎなかった。

#### 4. 標準熱中性子場における反応率実験と基準反応率値

Figure 7に示す様に、標準熱中性子場であるKUR重水設備照射室に設置した回転板上において、劣化ウラン箔、濃縮ウラン箔と熱中性子束モニターとしての金箔を照射した。劣化ウラン箔と濃縮ウラン箔の $\gamma$ 線を測定することによりC8とF5を決定した。照射は200kWの低炉出力で3時間行い、箔 $\gamma$ 線の測定はFCAにおける反応率実験と同様に行った。反応率に対する補正項目も、セル非均質性の補正を除いてFCAにおける反応率実験と同様である。ただし、 $\gamma$ 線測定系の実効的な計数効率を求めるための濃縮ウラン箔と $^{235}\text{U}$ 計数管の照射はKUR重水設備において行った。 $\gamma$ 線測定と実効的な計数効率の詳細はAppendix 1に記載する。

KUR重水設備の熱中性子スペクトルは純粋なMaxwell分布に近く、かつ金箔のカドミ比も大きい(約5000)/4。従って、Appendix 3に示す様に、C8及びF5の基準反応率値は熱外中性子成分の寄与を無視し、 $^{238}\text{U}(n,\gamma)$ と $^{235}\text{U}(n,f)$ の2200m/s断面積/11/Westcottのg-因子/12及び照射時の熱中性子束より求めた。ただし、C8/F5反応率比の基準値の導出に当たっては熱中性子束は不要である。

FCA実験で用いた $^{235}\text{U}$ 計数管と $^{239}\text{Pu}$ 計数管は同じ $\alpha$ -assay法で定量されている。さらに、Appendix 1に示す様に核分裂率測定では箔 $\gamma$ 線の測定は相対測定であることから、F5とF9測定の系統誤差に関する性質は同様である。従って、核分裂率の実験精度の確認は代表としてF5に関してのみ行った。

## 5. FCAにおける反応率実験の解析手法

解析は以下に示すFCAの標準的な手法で行った。

- (a) 群定数ライブラリー： JENDL-3.2に基づくJFS3-J3.2 70群セット/13/を使用した。
- (b) セル計算： SLAROMコード/14/を用いて1次元平板モデルによる70群の衝突確率法により、集合体各領域の実効断面積を得た。
- (c) 体系計算： CITATION-FBRコード/15/を用いて2次元円筒モデルによる70群の非等方拡散計算で中性子束を得た。

反応率は(b)で得た実効マイクロ断面積と(c)で得た中性子束を用いて計算した。また、炉中心での反応率に対して輸送補正は無視し得ることを別途確認した。

## 6. 結果と考察

FCAにおける反応率実験解析の結果をTable 4に示す。金属燃料炉心とMOX燃料炉心間の中性子スペクトルの相違を反映して、C8/F9及びC8/F5の実験値は、集合体間でそれぞれ最大30%及び10%の変化が生じた。計算、実験値比 (C/E) は、3つの模擬体系いずれにおいても、C8/F9に関しては1.01~0.99であり、C8/F5に関しては1.02~1.01であった。実験誤差は、C8/F9に関しては2~3%であり、C8/F5に関しては1.5~2%であった。実験誤差の成分をTable 5に示す。実験値の大きな変化にも関わらず、C/Eは3つの模擬体系間で一定であり、かつ実験値と計算値はほぼ実験誤差内で一致する結果を得た。JUPITER実験の結果に対するJENDL3.2の解析/13/ではC8/F9を5%も過大評価しているが、これは本研究の結果とは異なっている。

標準熱中性子場における箔実験値と基準反応率値の比較をTable 6に示す。実験誤差の成分をTable 7に示す。C8/F5反応率比としてのみではなく、個々のC8, F5反応率においても、箔による実験値と基準値は実験誤差 (C8: 1.0%, F5: 1.1%) 内で一致した。基準値の誤差は、Appendix 3に示す様に主に熱中性子断面積の評価値の誤差と熱中性子束モニターとしての金箔の放射化量測定の統計誤差である。本実験結果より、FCAの箔測定手法には大きな系統誤差が無く、2~3%の実験精度を十分達成していることがわかった。

この様に、高速炉模擬体系におけるC8/F9及びC8/F5反応率比の解析及び標準熱中性子場におけるC8, F5反応率の測定値と熱中性子断面積に基づく基準反応率の比較のいずれにおいても矛盾の無い結果を得た。

## 5. FCAにおける反応率実験の解析手法

解析は以下に示すFCAの標準的な手法で行った。

- (a) 群定数ライブラリー： JENDL-3.2に基づくJFS3-J3.2 70群セット/13を使用した。
- (b) セル計算： SLAROMコード/14/を用いて1次元平板モデルによる70群の衝突確率法により、集合体各領域の実効断面積を得た。
- (c) 体系計算： CITATION-FBRコード/15/を用いて2次元円筒モデルによる70群の非等方拡散計算で中性子束を得た。

反応率は(b)で得た実効マイクロ断面積と(c)で得た中性子束を用いて計算した。また、炉中心での反応率に対して輸送補正は無視し得ることを別途確認した。

## 6. 結果と考察

FCAにおける反応率実験解析の結果をTable 4に示す。金属燃料炉心とMOX燃料炉心間の中性子スペクトルの相違を反映して、C8/F9及びC8/F5の実験値は、集合体間でそれぞれ最大30%及び10%の変化が生じた。計算、実験値比 (C/E) は、3つの模擬体系いずれにおいても、C8/F9に関しては1.01~0.99であり、C8/F5に関しては1.02~1.01であった。実験誤差は、C8/F9に関しては2~3%であり、C8/F5に関しては1.5~2%であった。実験誤差の成分をTable 5に示す。実験値の大きな変化にも関わらず、C/Eは3つの模擬体系間で一定であり、かつ実験値と計算値はほぼ実験誤差内で一致する結果を得た。JUPITER実験の結果に対するJENDL3.2の解析/13/ではC8/F9を5%も過大評価しているが、これは本研究の結果とは異なっている。

標準熱中性子場における箔実験値と基準反応率値の比較をTable 6に示す。実験誤差の成分をTable 7に示す。C8/F5反応率比としてのみではなく、個々のC8, F5反応率においても、箔による実験値と基準値は実験誤差 (C8: 1.0%, F5: 1.1%) 内で一致した。基準値の誤差は、Appendix 3に示す様に主に熱中性子断面積の評価値の誤差と熱中性子束モニターとしての金箔の放射化量測定の統計誤差である。本実験結果より、FCAの箔測定手法には大きな系統誤差が無く、2~3%の実験精度を十分達成していることがわかった。

この様に、高速炉模擬体系におけるC8/F9及びC8/F5反応率比の解析及び標準熱中性子場におけるC8, F5反応率の測定値と熱中性子断面積に基づく基準反応率の比較のいずれにおいても矛盾の無い結果を得た。

## 7. 結 論

非分離共鳴エネルギー領域を中心として中性子スペクトルが大きく異なるMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系と金属燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系において、増殖性能指標C8/F9及びC8/F5を測定した。JENDL3.2に基づく計算結果は実験結果とほぼ実験誤差内で一致した。これはJUPITER実験のC8/F9に対するJENDL3.2の解析結果と異なる。さらに、FCAの箔測定手法の精度を標準熱中性子場を用いて確認した。

これらFCA及び標準熱中性子場における実験と解析の結果より、JENDL 3.2を用いてMOX燃料高速炉と金属燃料高速炉における増殖性能指標を2~3%の予測精度で計算可能であることがわかった。

## 謝 辞

原研FCAでの実験に際してはFCA管理機関員の協力を得た。京都大学KUR重水設備での実験に際しては研究炉の運転および放射線管理担当者の協力を得た。原研原子炉工学部の早坂克久氏には計数管位置交換器等の実験装置の製作をしていただいた。これら各位に感謝の意を表したい。KUR重水設備での実験は京大炉の共同利用として実施した。

## 参 考 文 献

1. Shibata, K., et al. : "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version3 -JENDL3-," JAERI 1319, (1990).
2. Scholtyssek, W., et. al.: "IRMA Interlaboratory Comparison of Fission and Capture Rate Measurement Techniques at MASURCA," Proc. of International Reactor Physics Conference, Yellowstone, USA(Sept. 1988).
3. Doulin, V.A., et. al.: "SFINX : Soviet-French Integral Experiment on Measuring the Capture and Fission at MASURCA and BFS," Proc. of International Reactor Physics Conference, Marseille, France(April 1990).
4. Kanda, K., et al.: "Thermal Neutron Standard Field with a Maxwellian Distribution Using The KUR Heavy Water Facility," Nucl. Instrum. Methods. 148, 535 (1978)
5. Iijima, S., et al. : "Benchmark Physics Experiment of Metallic-fueled LMFBR atFCA," JAERI-M 92-196, (1992).
6. Iijima, S., et al. : "Mock-up Experiments of Metallic-fueled LMFBR in FCA Assembly XVI-2," JAERI-M 93-181, 37, (1993).

## 7. 結 論

非分離共鳴エネルギー領域を中心として中性子スペクトルが大きく異なるMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系と金属燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系において、増殖性能指標C8/F9及びC8/F5を測定した。JENDL3.2に基づく計算結果は実験結果とほぼ実験誤差内で一致した。これはJUPITER実験のC8/F9に対するJENDL3.2の解析結果と異なる。さらに、FCAの箔測定手法の精度を標準熱中性子場を用いて確認した。

これらFCA及び標準熱中性子場における実験と解析の結果より、JENDL 3.2を用いてMOX燃料高速炉と金属燃料高速炉における増殖性能指標を2~3%の予測精度で計算可能であることがわかった。

## 謝 辞

原研FCAでの実験に際してはFCA管理機関員の協力を得た。京都大学KUR重水設備での実験に際しては研究炉の運転および放射線管理担当者の協力を得た。原研原子炉工学部の早坂克久氏には計数管位置交換器等の実験装置の製作をしていただいた。これら各位に感謝の意を表したい。KUR重水設備での実験は京大炉の共同利用として実施した。

## 参 考 文 献

1. Shibata, K., et al. : "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version3 -JENDL3-," JAERI 1319, (1990).
2. Scholtyssek, W., et. al.: "IRMA Interlaboratory Comparison of Fission and Capture Rate Measurement Techniques at MASURCA," Proc. of International Reactor Physics Conference, Yellowstone, USA(Sept. 1988).
3. Doulin, V.A., et. al.: "SFINX : Soviet-French Integral Experiment on Measuring the Capture and Fission at MASURCA and BFS," Proc. of International Reactor Physics Conference, Marseille, France(April 1990).
4. Kanda, K., et al.: "Thermal Neutron Standard Field with a Maxwellian Distribution Using The KUR Heavy Water Facility," Nucl. Instrum. Methods. 148, 535 (1978)
5. Iijima, S., et al. : "Benchmark Physics Experiment of Metallic-fueled LMFBR atFCA," JAERI-M 92-196, (1992).
6. Iijima, S., et al. : "Mock-up Experiments of Metallic-fueled LMFBR in FCA Assembly XVI-2," JAERI-M 93-181, 37, (1993).

## 7. 結 論

非分離共鳴エネルギー領域を中心として中性子スペクトルが大きく異なるMOX燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系と金属燃料ナトリウム冷却高速炉模擬体系において、増殖性能指標C8/F9及びC8/F5を測定した。JENDL3.2に基づく計算結果は実験結果とほぼ実験誤差内で一致した。これはJUPITER実験のC8/F9に対するJENDL3.2の解析結果と異なる。さらに、FCAの箔測定手法の精度を標準熱中性子場を用いて確認した。

これらFCA及び標準熱中性子場における実験と解析の結果より、JENDL 3.2を用いてMOX燃料高速炉と金属燃料高速炉における増殖性能指標を2~3%の予測精度で計算可能であることがわかった。

## 謝 辞

原研FCAでの実験に際してはFCA管理機関員の協力を得た。京都大学KUR重水設備での実験に際しては研究炉の運転および放射線管理担当者の協力を得た。原研原子炉工学部の早坂克久氏には計数管位置交換器等の実験装置の製作をしていただいた。これら各位に感謝の意を表したい。KUR重水設備での実験は京大炉の共同利用として実施した。

## 参 考 文 献

1. Shibata, K., et al. : "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version3 -JENDL3-," JAERI 1319, (1990).
2. Scholtyssek, W., et. al.: "IRMA Interlaboratory Comparison of Fission and Capture Rate Measurement Techniques at MASURCA," Proc. of International Reactor Physics Conference, Yellowstone, USA(Sept. 1988).
3. Doulin, V.A., et. al.: "SFINX : Soviet-French Integral Experiment on Measuring the Capture and Fission at MASURCA and BFS," Proc. of International Reactor Physics Conference, Marseille, France(April 1990).
4. Kanda, K., et al.: "Thermal Neutron Standard Field with a Maxwellian Distribution Using The KUR Heavy Water Facility," Nucl. Instrum. Methods. 148, 535 (1978)
5. Iijima, S., et al. : "Benchmark Physics Experiment of Metallic-fueled LMFBR atFCA," JAERI-M 92-196, (1992).
6. Iijima, S., et al. : "Mock-up Experiments of Metallic-fueled LMFBR in FCA Assembly XVI-2," JAERI-M 93-181, 37, (1993).



7. Iijima, S., et al. : "Mockup Experiments of Mox-fueled LMFBR in FCA Assembly XVII-1," JAERI-Review 94-009, 80, (1994).
8. Nemoto, T. and Obu, M.,:"Data Processing Code System for Foil Experiments," JAERI-M 84-147(1984).
9. Obu, M.: "Preparation and Characteristics of Fission Chambers with Actinide Nuclides," JAERI-M 9757(1981).
10. Koono, N. and Shinohara, N.: Private Communication, Japan Atomic Energy Research Institute, (1987)
11. Mughabghab, S.F., Divadeenam M. and Holden N.E.: "Neutron Resonance Parameters and Thermal Cross Sections," National Nuclear Data Center BNL, Academic Press (1981).
12. Westcott, C.H.: "Effective Cross Section Values for Well-Moderated Thermal Reactor Spectra," AECL-1101 (1960).
13. Takano, H., et al. : "BENCHMARK TESTS OF JENDL-3.2 FOR THERMAL AND FAST REACTORS," Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology, (Gatlinburg, USA, 1994).
14. Nakagawa, M. and Tsuchihashi, K. : "SLAROM : A Code for Cell Homogenization of Fast Reactor," JAERI 1294, (1984).
15. Iijima, S. : Private Communication, Japan Atomic Energy Research Institute.
16. Leader, C.M. and Shirley, V.S.(ed.):"Table of Isotopes(7th ed.),"Willey Intersci. Publ.
17. Hanna, G.C.: "The Neutron Flux Perturbation Due to an Absorbing Foil; A Comparison of Theories and Experiments," Nucl. Sci. Eng. 15, 325 (1963).
18. Mori, T., et al. : "Vectorization of Continuous Energy Monte Carlo Method for Neutron Transport Calculation," J. Nucl. Sci. Technol., 29, 325, (1992).

Table 1 Specification of FCA assemblies

Assembly	XVI-1	XVI-2	XVII-1
<u>Fuel-type</u>	Metallic-fuel	Metallic-fuel	MOX-fuel
<u>Fuel enrichment</u>	15.4 %*	10.4 %	14.3 %
<u>Dimension of active core</u>			
Height	91.5 cm	91.5 cm	91.5 cm
Radius			
Test-zone	34.3 cm**	34.3 cm	34.3 cm
Driver-zone	45.5 cm***	46.7 cm	47.3 cm

\* Pu+<sup>235</sup>U

\*\* inner core radius

\*\*\* outer core radius

Table 2 Specification of fission foils

Foil	Diameter* (mm)	Thickness* (mm)	Weight* (mg)	Isotopic composition
Enriched U	12.7	0.025	~ 60	<sup>235</sup> U 93.16%
Depleted U	12.7	0.127	~ 290	<sup>238</sup> U 99.96%
Plutonium	11	0.1	~ 167	<sup>239</sup> Pu 94%

\* Foil meat

Table 3 Cell averaging factors

Assembly	<sup>238</sup> U capture	<sup>235</sup> U fission	<sup>239</sup> Pu fission*
XVI-1	1.030 ± 0.51%	1.009 ± 1.3%	-----
XVI-2	1.005 ± 0.48%	0.997 ± 0.44%	-----
XVII-1	1.023 ± 0.37%	1.001 ± 0.54%	0.991 ± 0.26%

\* Self shilding of <sup>239</sup>Pu fission rate in a fuel plate corrected by Monte Carlo calculation

**Table 4 Comparison between measured and calculated reaction rates at FCA assemblies****(a)  $^{238}\text{U}$  capture /  $^{239}\text{Pu}$  fission**

Assembly	Experiment	Calculation	Calc. / Expt.
XVI-1	0.1126 ± 3.2%	0.1134	1.007
XVI-2	0.1215 ± 2.4%	0.1212	0.998
XVII-1	0.1457 ± 2.0%	0.1445	0.992

**(b)  $^{238}\text{U}$  capture /  $^{235}\text{U}$  fission**

Assembly	Experiment	Calculation	Calc. / Expt.
XVI-1	0.1206 ± 1.9%	0.1213	1.006
XVI-2	0.1221 ± 1.5%	0.1247	1.021
XVII-1	0.1322 ± 1.7%	0.1351	1.022

**Table 5 Breakdown of errors of FCA foil experiments****(a)  $^{238}\text{U}$  capture rate**

Component	Error
Counting statistics of a depleted U foil	0.2% ~ 0.9%
Weight of a depleted U foil	0.2%
Decay correction*	0.4%
$\gamma$ -ray self attenuation correction in a depleted U foil	0.7%
Effective counting efficiency**	0.4%
Cell factor	0.3% ~ 0.6%
Total***	1.0% ~ 1.3%

\* Decay correction with half life of  $^{239}\text{Np}$  and  $^{239}\text{U}$  /16/

\*\* Breakdown of error of effective counting efficiency is shown in Appendix.1.

\*\*\* Root of sum of the squared individual components

Table 5 (Continued)

(b)  $^{239}\text{Pu}$  and  $^{235}\text{U}$  fission rate

Component	Error	
	$^{239}\text{Pu}$ fission rate	$^{235}\text{U}$ fission rate
Counting statistics of a fission foil	1.0% ~ 1.4%	0.53% ~ 0.85%
Weight of a fission foil	-----	-----
Effective counting efficiency*	1.0% ~ 2.3%	~ 0.78%
Counting statistics of flux level monitors (enriched U foils)	1.0% ~ 1.5%	
Weight of flux level monitors	0.3%	
Cell factor	0.26%**	0.44% ~ 1.3%
Total***	1.5% ~ 3.0%	1.1% ~ 1.6%

\* Breakdown of error of effective counting efficiency is shown in Appendix.1.

\*\* Statistical error of Monte Carlo calculation

\*\*\* Root of sum of the squared individual components

Table 6 Comparison between reference and measured reaction rates  
at KUR thermal neutron standard field

Reaction	Reference value*	Foil measurement*	Foil / Ref.
$^{238}\text{U}$ capture	$1.773 \times 10^{-16} \pm 0.8\%$	$1.758 \times 10^{-16} \pm 1.0\%$	0.992
$^{235}\text{U}$ fission	$3.717 \times 10^{-14} \pm 0.4\%$	$3.685 \times 10^{-14} \pm 1.1\%$	0.991
$^{238}\text{U}$ capture / $^{235}\text{U}$ fission	$4.77 \times 10^{-3} \pm 0.8\%$	$4.78 \times 10^{-3} \pm 1.5\%$	1.002

\* Reaction rate per atom at 200 kW operation of KUR

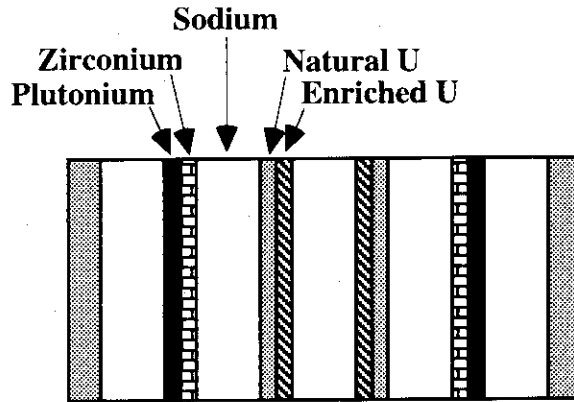
**Table 7 Breakdown of errors of reaction rate measurements at KUR thermal neutron standard field**

$^{238}\text{U}$ capture rate		$^{235}\text{U}$ fission rate	
Component	Error	Component	Error
Counting statistics of a depleted U foil	0.2%	Counting statistics of an enriched U foil	0.78%
Weight of a depleted a U foil	0.2%	Weight of an enriched U foil	0.2%
Decay correction*	0.4%	Effective counting efficiency**	0.75%
$\gamma$ -ray self attenuation correction in a depleted U foil	0.7%	<b>Total***</b>	<b>1.1%</b>
Effective counting efficiency**	0.4%		
<b>Total***</b>	<b>1.0%</b>		

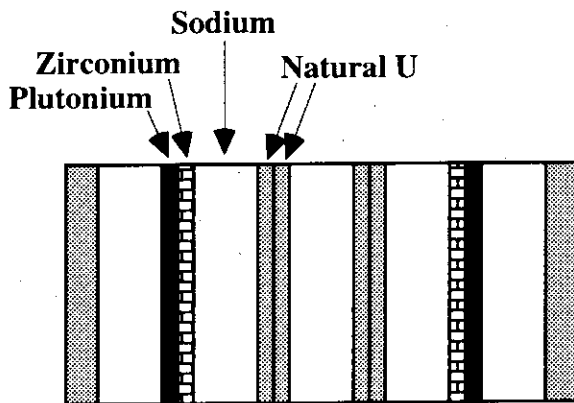
\* Decay correction with half life of  $^{239}\text{Np}$  and  $^{239}\text{U}/16/$

\*\* Breakdown of error of effective counting efficiency is shown in Appendix.1.

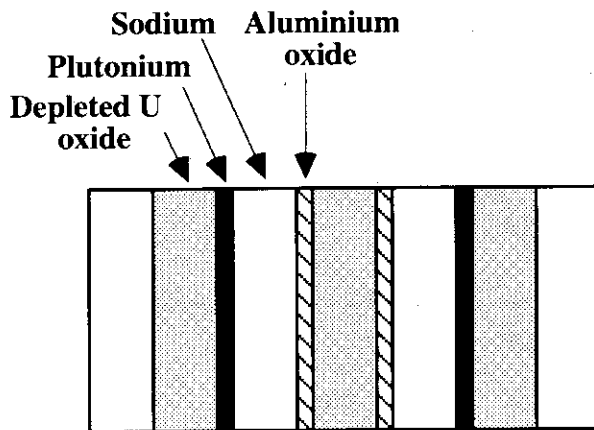
\*\*\* Root of sum of the squared individual components



(a) Assembly XVI-1 (15.4% enriched metallic fueled core)



(b) Assembly XVI-2 (10.5% enriched metallic fueled core)



(c) Assembly XVII-1 (14.3% enriched Mox fueled core)

Fig.1 Plate arrangement in unit fuel cells of test region at FCA assemblies  
(Height of a plate is 5.08 cm)

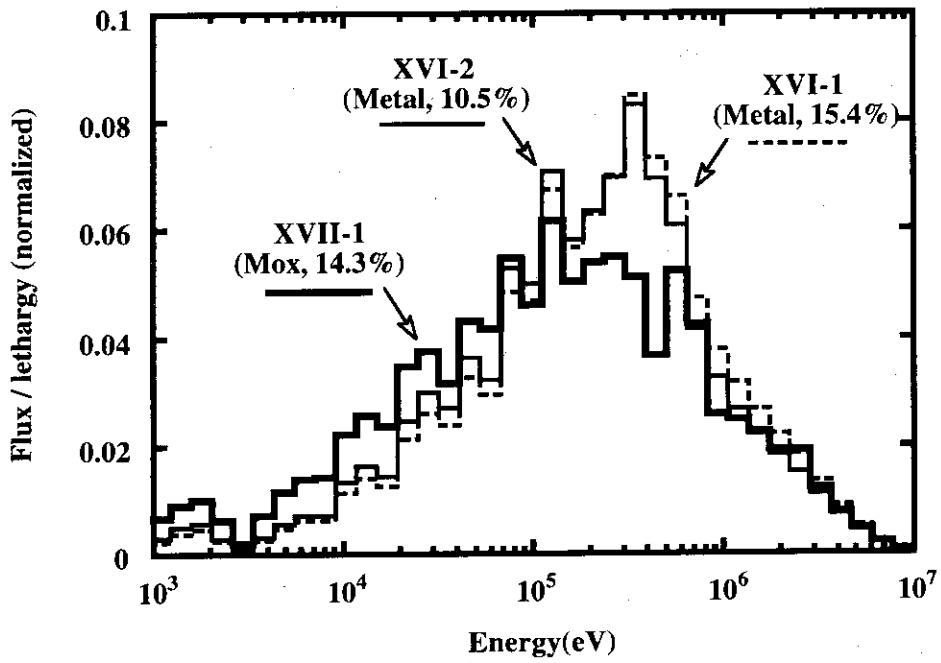
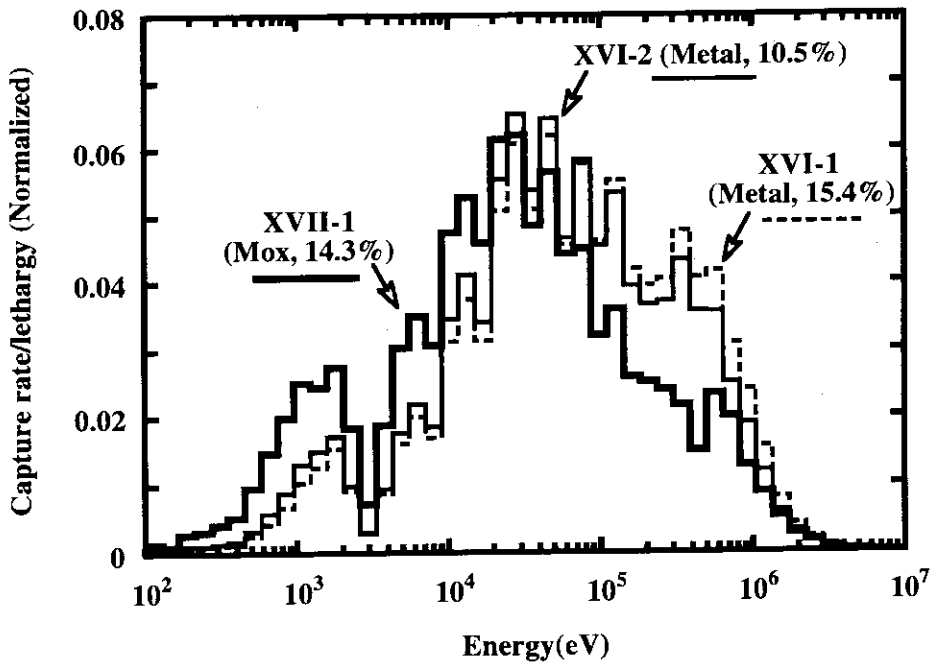
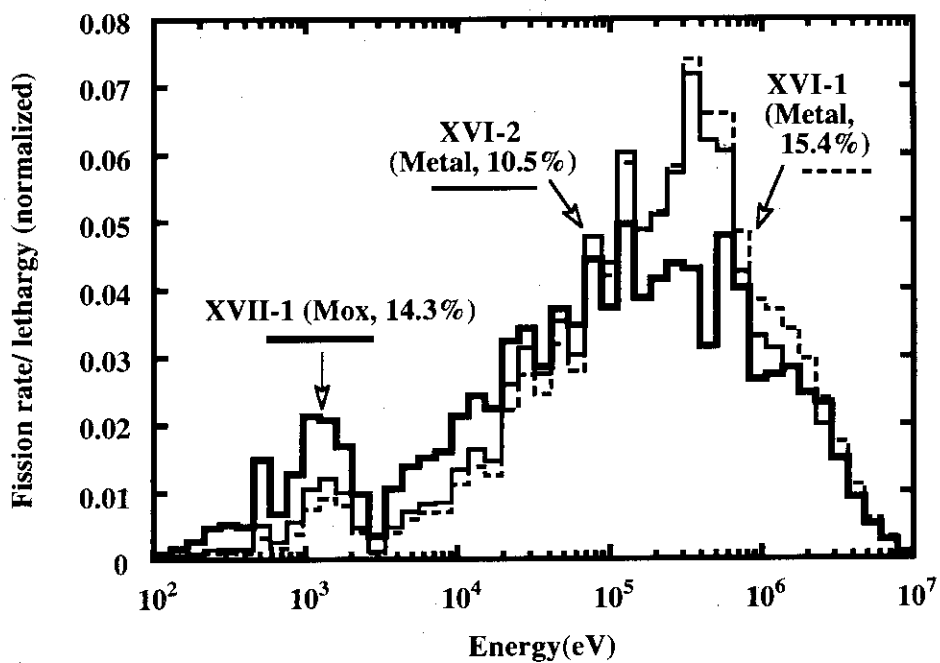


Fig.2 Neutron spectrum at the core center of FCA assemblies

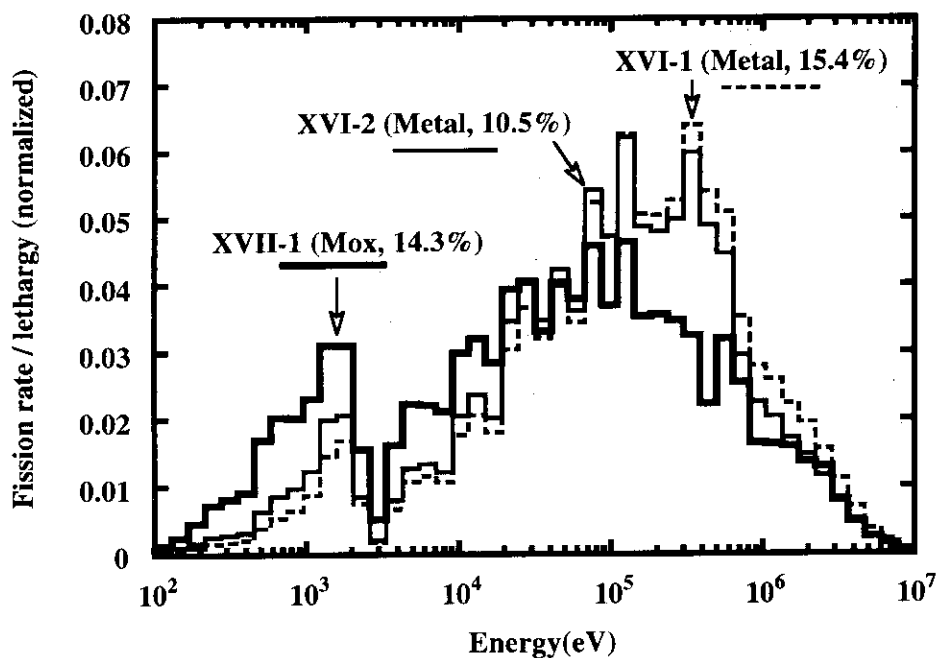


(a)  $^{238}\text{U}$  capture rate

Fig.3 Energy breakdown of reaction rates at the core center of FCA assemblies



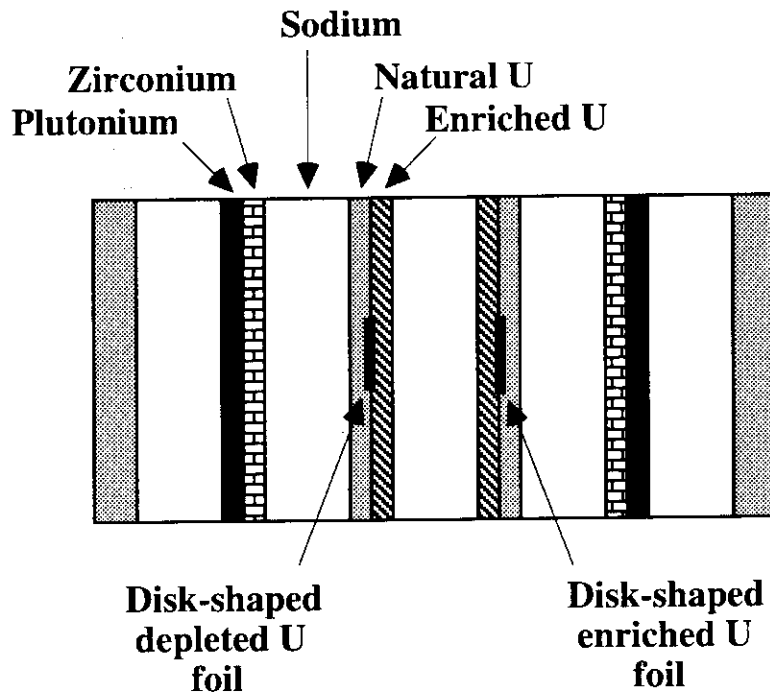
(b)  $^{239}\text{Pu}$  fission rate



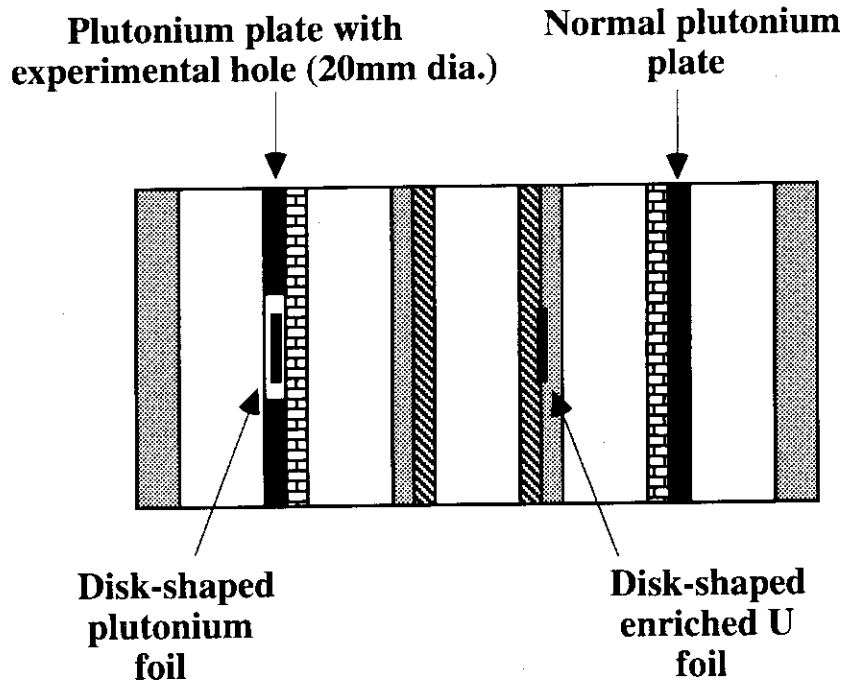
(c)  $^{235}\text{U}$  fission rate

Fig.3 (Continued)



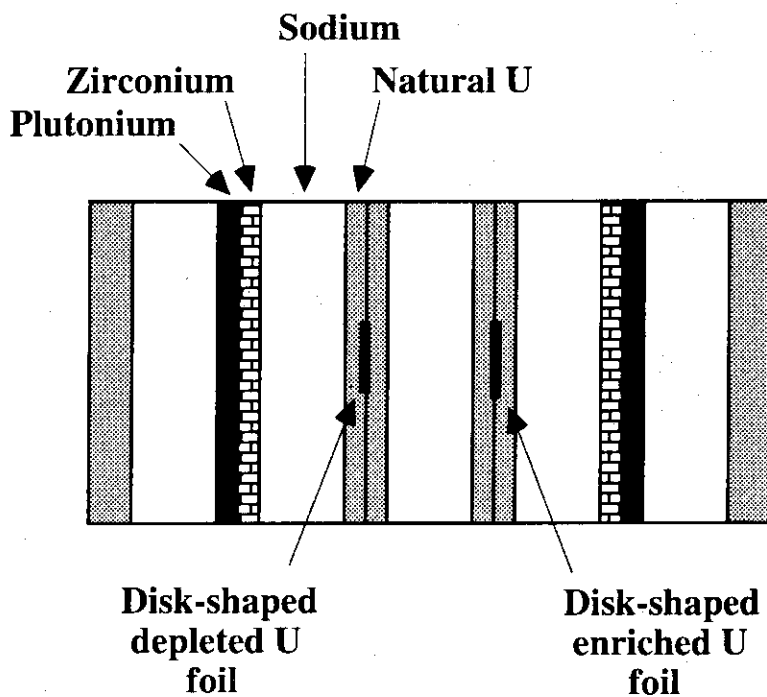


(a) Foils of enriched and depleted uranium

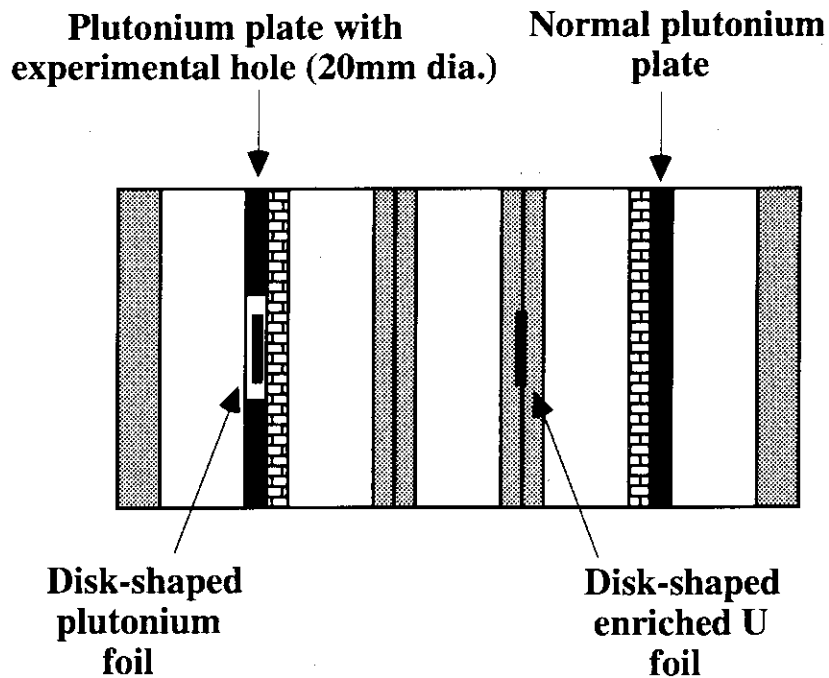


(b) Foils of plutonium and enriched uranium

Fig.4 Foil position in the unit fuel cell at the core center of FCA assembly XVI-1

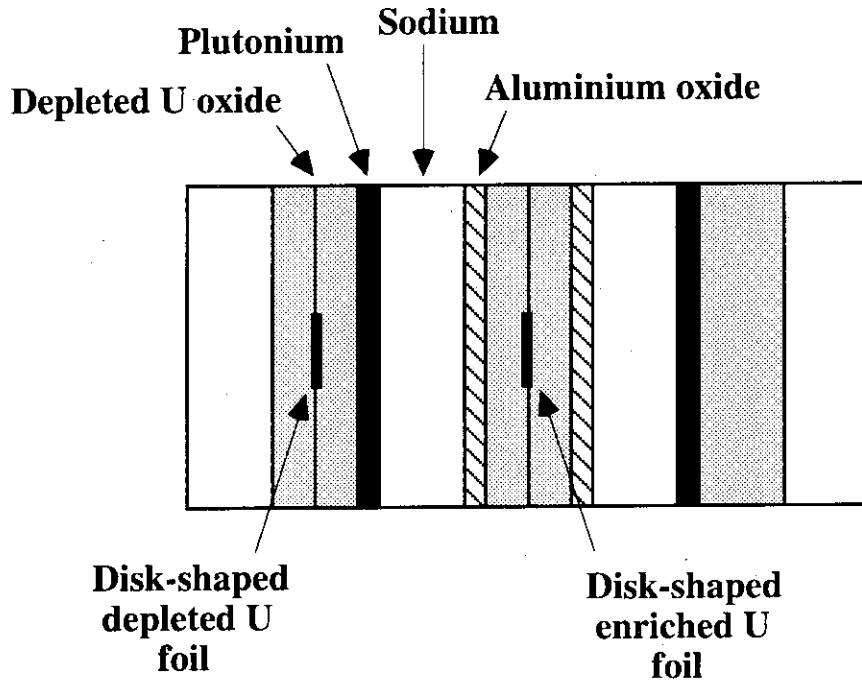


(a) Foils of enriched and depleted uranium

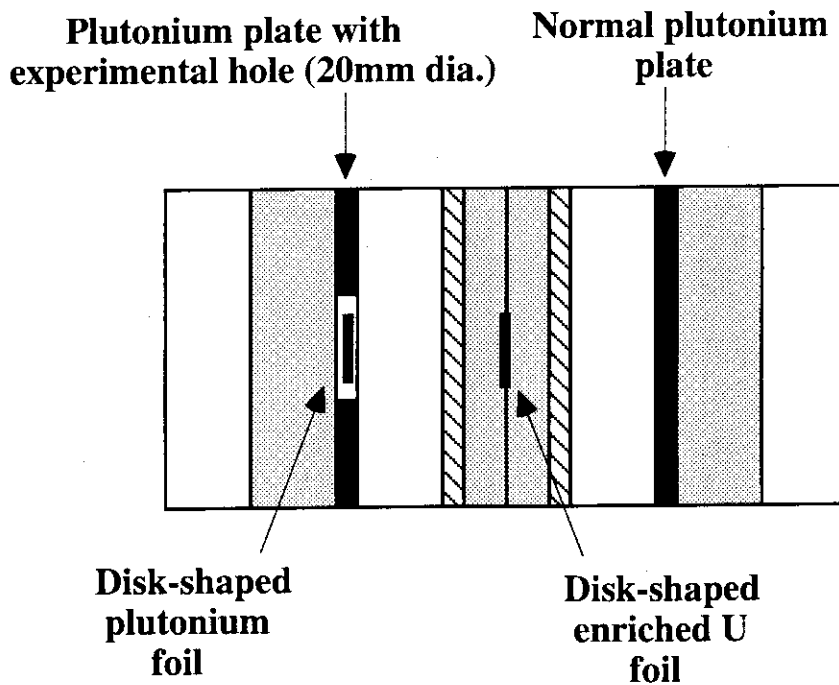


(b) Foils of plutonium and enriched uranium

Fig.5 Foil position in the unit fuel cell at the core center of FCA assembly XVI-2



(a) Foils of enriched and depleted uranium



(b) Foils of plutonium and enriched uranium

Fig.6 Foil position in the unit fuel cell at the core center of FCA assembly XVII-1

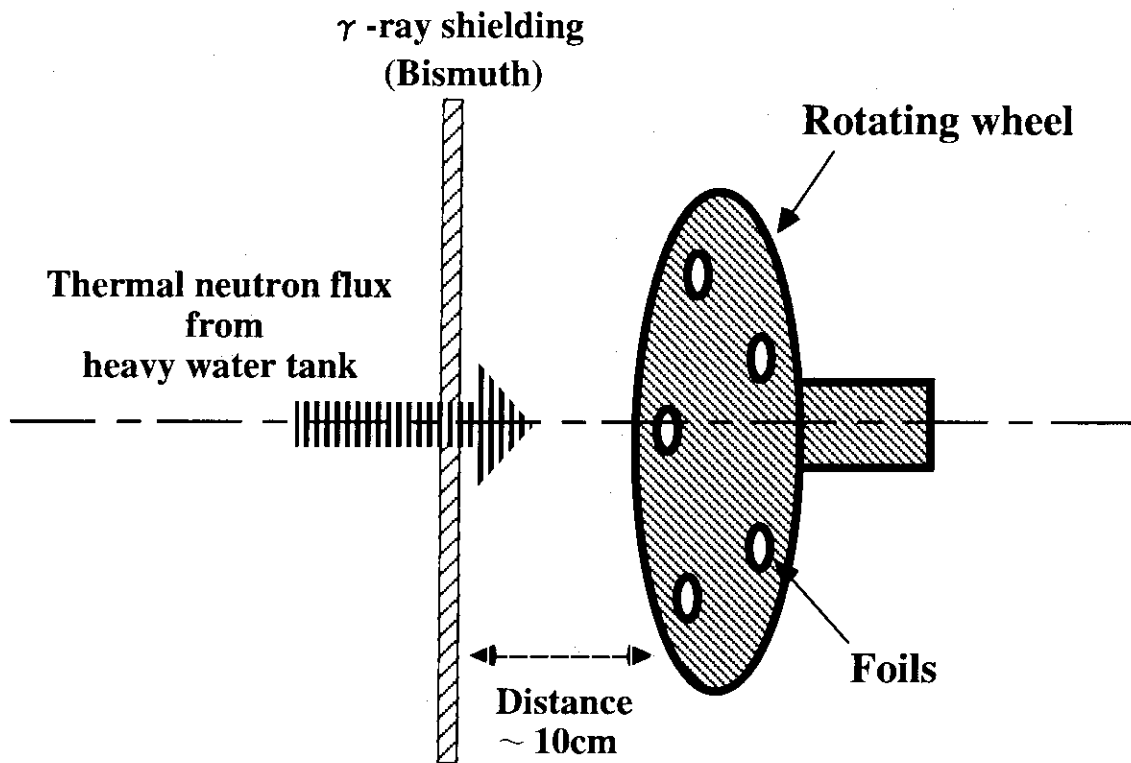


Fig.7 Foil irradiation arrangement in the irradiation room of KUR Heavy Water Facility

Appendix 1 箔 $\gamma$ 線測定と反応率<sup>238</sup>U捕獲反応率<sup>238</sup>U捕獲反応率  $C8$ (capturé / atom / sec)は劣化ウラン箔の $\gamma$ 線計数より以下の様に決定した。

$$C8 = \frac{c}{N} \cdot \frac{1}{k} \cdot \frac{1}{\eta_{cap}} \cdot \frac{1}{f_{atten}} \cdot \frac{1}{f_{shield}} \cdot \frac{1}{f_{edge}} \cdot f_{cell} \quad (A.1)$$

ここで、

$C$	基準待ち時間における箔の <sup>239</sup> Np 277.6keV $\gamma$ 線ピーク計数 (counts)
$N$	箔内の <sup>238</sup> U原子数 (atom)
$k$	時間係数 (/s)
$\eta_{cap}$	<sup>239</sup> Np 277.6keV $\gamma$ 線ピークにおける実効的な計数効率 (counts / s / dps)
$f_{atten}$	箔内の $\gamma$ 線自己吸収補正係数
$f_{shield}$	箔内の反応率自己遮蔽補正係数
$f_{edge}$	箔エッジ効果補正係数
$f_{cell}$	セル非均質性の補正係数 (FCAにおける反応率測定の場合にのみ必要であり、Appendix 2にて後述する。)

箔 $\gamma$ 線測定は、照射終了後18時間から120時間の間で周期的に数回以上行った。1回の測定時間は5000秒~10000秒で一定とした。基準待ち時間は照射終了後60時間として、 $C$ は測定した時間依存の $\gamma$ 線計数データから内挿で求めた。 $\eta_{cap}$ は箔と同面積の<sup>243</sup>Am-<sup>239</sup>Np線源を用いて、<sup>239</sup>Np 277.6keV $\gamma$ 線ピーク計数率 (counts / s)と<sup>239</sup>Np放射能 (dps)の比として求めた。Table A.1に用いた線源の仕様を示す。Table A.2に $\eta_{cap}$ の実験誤差の成分を示す。 $k$ は<sup>239</sup>Npおよび<sup>239</sup>Uの半減期/16に基づき以下の様に求めた。

$$k = (1+k_p) \cdot \frac{\lambda_{29}}{\lambda_{39}(\lambda_{29}-\lambda_{39})} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{39} t_i}\right) \cdot e^{-\lambda_{39} t_w} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{39} t_m}\right) - (1+k_p) \cdot \frac{\lambda_{39}}{\lambda_{29}(\lambda_{29}-\lambda_{39})} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{29} t_i}\right) \cdot e^{-\lambda_{29} t_w} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{29} t_m}\right) \quad (A.2)$$

ここで、

$\lambda_{29}$	<sup>239</sup> Uの崩壊定数 (/s)
$\lambda_{39}$	<sup>239</sup> Npの崩壊定数 (/s)
$t_i$	照射時間 (s)
$t_w$	$\gamma$ 線測定までの基準待ち時間 (s)

$t_m$	$\gamma$ 線測定時間 (s)
$k_p$	定常中性子束達成までの照射量の補正

箔測定により得た半減期は、 $k$ を求める際に用いた半減期の文献値と $\pm 0.5\%$ 以内で良く一致した。 $f_{atten}$ は箔-ゲルマニウム検出器間の距離を約6cm (ゲルマニウム検出器半径の約3倍)と大きくしたこと、 $\gamma$ 線が検出器へ平行入射するとして算定した。補正量は6.6%であった。 $f_{shield}$ はエネルギー70群の計算で評価した。無視し得るほど小さい補正量であることを確認した。 $f_{edge}$ はHannaの式/17により算定した。補正量は0.6%に過ぎなかった。 $k_p$ は0.4%の補正に過ぎなかった。

このような測定法の特徴は、C8の決定において誤差の大きな(3~4%) $^{239}\text{Np}$ の $\gamma$ 線放出率値/16/を用いる必要が無いことにある。

$^{235}\text{U}$ 核分裂率、 $^{239}\text{Pu}$ 核分裂率

核分裂率  $Fis$  (fission / atom / sec)は核分裂箔の $\gamma$ 線測定より以下の様に決定した。

$$Fis = \frac{C}{W} \cdot \frac{1}{\eta_{fis}} \cdot f_{cell} \quad (\text{A.3})$$

ここで、

$C$	基準待ち時間における箔の $\gamma$ 線ピーク計数 (counts)
$W$	箔の重量 (gr)
$\eta_{fis}$	各 $\gamma$ 線ピークにおける実効的な計数効率 (counts / gr / fission atom sec)
$f_{cell}$	セル非均質性の補正係数 (FCAにおける反応率測定の場合にのみ必要であり、Appendix 2にて後述する。)

箔 $\gamma$ 線測定は劣化ウラン箔と同様に行った。 $\eta_{fis}$ は、別に、箔と平行板電極型核分裂計数管の測定を組み合わせる以下の様に決定した。

$$\eta_{fis} = \frac{C'}{W'} \cdot \frac{1}{Fis_{fc}} \quad (\text{A.4})$$

ここで、

$C'$	核分裂計数管と組み合わせて照射した箔の基準待ち時間における $\gamma$ 線ピーク計数 (counts)
$W'$	箔の重量 (gr)
$Fis_{fc}$	核分裂計数管測定に基づく箔照射中の箔位置での核分裂率 (fission / atom / sec)

Table A.2の(b)と(c)に、それぞれFCAと標準熱中性子場における $\eta_{fis}$ の実験誤差の成分を示す。

(A.4)式を(A.3)式に代入して(A.5)式を得る。

$$Fis = \frac{C}{C'} \cdot \frac{W'}{W} \cdot Fis_{fc} \cdot f_{cell} \quad (A.5)$$

すなわち、 $C$ と $C'$ の相対測定より  $Fis$ を得ていることがわかる。この様に、核分裂生成核種の収率、 $\gamma$ 線放出率等の情報を必要としない簡便な $\gamma$ 線測定より  $Fis$ を得るためには、2つの箔照射において以下の条件を共通とする必要がある。

- (a) 照射箔の形状と組成
- (b) 照射中性子スペクトル場
- (c) 照射時間
- (d) 箔 $\gamma$ 線測定時間

$Fis_{fc}$ を求めるに当たっては、以下の工夫をした。FCAにおける反応率測定の場合は、Fig.A.1(b)に示す様に、各集合体の中心において、精度良く定量された $^{239}\text{Pu}$ または $^{235}\text{U}$ 計数管を一定の炉出力(10~20W)で照射し、計数率より核分裂率を得た。Table A.1に用いた計数管電着箔の仕様を示す。

Fig.A.2に典型的な計数管の出力信号スペクトルを示す。中性子の検出信号と低出力の $\alpha$ 粒子による信号が良く分離出来ていることがわかる。 $\alpha$ 粒子の信号で覆われた低出力の中性子検出信号分の補正は直線外挿により求めた。この補正はXVI-1集合体の $^{239}\text{Pu}$ 核分裂計数管を除いて0.8%以下の補正に過ぎなかった。(XVI-1集合体の $^{239}\text{Pu}$ 核分裂計数管では、電離ガス劣化のためこの補正が2%以上と大きくなり、F9の $\eta_{fis}$ の誤差も大きくなった。)

次に、Fig.A.1(c)に示す様に、電着箔の代わりに、プルトニウム箔または濃縮ウラン箔を計数管に装填して一定の原子炉出力(60~90W)で3時間照射し、それらの $\gamma$ 線ピーク計数を測定した。この様な操作により、計数管用電着箔と $\gamma$ 線測定用箔を集合体中心で同一の幾何学的条件にて照射した。2つの照射間中性子束レベルの相違は、別に設けた中性子束レベルモニターによって考慮し  $Fis_{fc}$ を得た。

標準熱中性子場における反応率測定の場合は、計数管と箔の照射はFig.A.3に示す様な配置で行った。すなわち、1本の計数管は $^{235}\text{U}$ 電着箔を装填し、計数率より核分裂率を得た。もう1本の計数管には、電着箔の代わりに濃縮ウラン箔を装填して照射した。これら2本の計数管を照射場の中心軸から見て対象になる様に配置し、かつ照射中、計数管位置交換器にて定期的にそれらの位置を数回交換した。この操作により $^{235}\text{U}$ 電着箔、 $\gamma$ 線測定用濃縮ウラン箔ともに同様の照射条件が達成出来る様に配慮した。照射は一定の原子炉出力(25kW)で3時間行った。

Table A.1 Deposit sources of  $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$  sources and fission chambers(a)  $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$  sources /10/

Source I.D.	Mass thickness ( $\mu\text{ g/cm}^2$ )	Absolute disintegration rate of $^{239}\text{Np}$ (dps)
No.1	1.54	$1.442 \times 10^4 \pm 0.3\%$
No.3	3.13	$2.928 \times 10^4 \pm 0.3\%$

Diameter of sources : 12.7mm,  
Backing of sources : Platinum plate(25mm dia., 0.2mm<sup>l</sup>)

## (b) Fission chambers /9/

	Number of atoms of principal isotopes	Isotopic composition (nuclide %)					Mass thickness ( $\mu\text{ g/cm}^2$ )	
		$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{238}\text{U}$			
$^{235}\text{U}$	$2.895 \times 10^{17}$ $\pm 0.5\%$	1.10	93.33	0.19	5.38		24.7	
$^{239}\text{Pu}$	$9.786 \times 10^{16}$ $\pm 0.5\%$	$^{238}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}$		8.2
		0.01	96.77	3.15	0.04	0.03		

Diameter of sources : 25 mm  
Backing of sources : platinum plate(36mm dia., 0.2mm<sup>l</sup>)

Table A.2 Breakdown of errors of effective counting efficiencies

(a) Effective counting efficiency for  $^{238}\text{U}$  capture rate measurements

Component	Error
Intensity of $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$ source	0.3%
Counting statistics of a $^{243}\text{Am}$ - $^{239}\text{Np}$ source	0.1%
Total*	0.4%

\* Root of sum of the squared individual components



Table A.2 (Continued)

## (b) Effective counting efficiencies for fission rate measurements at FCA

Component	Error	
	<sup>235</sup> U fission rate	<sup>239</sup> Pu fission rate
Deposit mass of a fission chamber	0.5%	0.5%
Counting statistics of a fission chamber	~ 0.3%	~ 0.4%
Corrections of fission chamber count rate *	~ 0.42%	0.5% ~ 2.0%
Counting statistics of a fission foil	~ 0.35%	0.6% ~ 1.2%
Weight of a fission foil	-----	-----
Total**	~ 0.78%	1.0% ~ 2.3%

\* Corrections for the self attenuation of fission products in the deposit and fission counts below the bias level

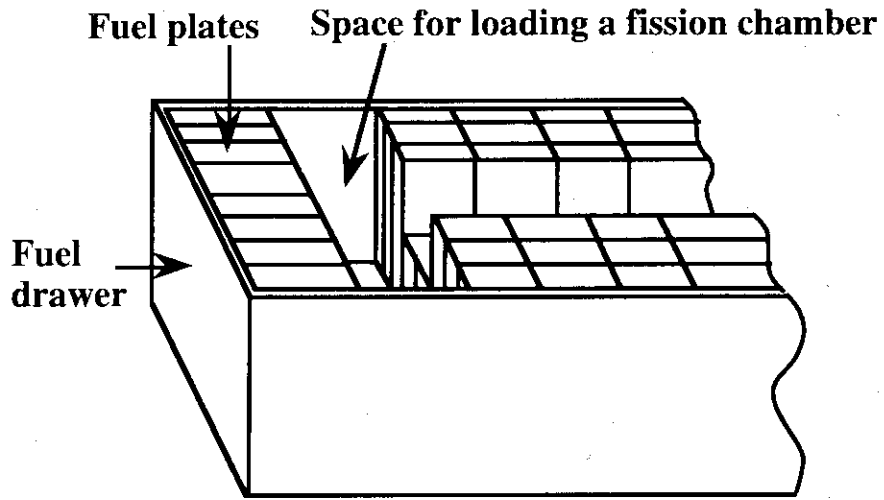
\*\* Root of sum of the squared individual components

(c) Effective counting efficiency for <sup>235</sup>U fission rate measurement at KUR thermal neutron standard field

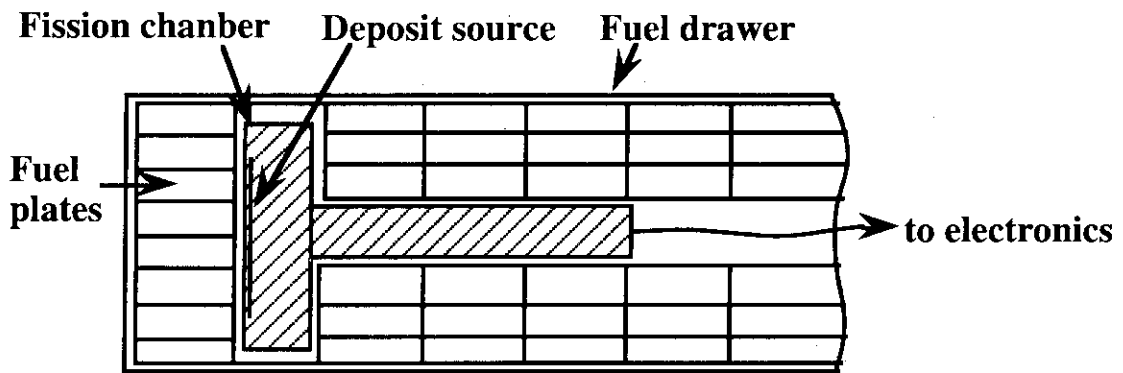
Component	Error
Deposit mass of a <sup>235</sup> U fission chamber	0.5%
Counting statistics of a <sup>235</sup> U fission chamber	0.15%
Corrections of fission chamber count rate *	0.42%
Counting statistics of an enriched U foil	0.27%
Weight of an enriched U foil	0.2%
Total**	0.75%

\* Corrections for the self attenuation of fission products in the deposit and fission counts below the bias level

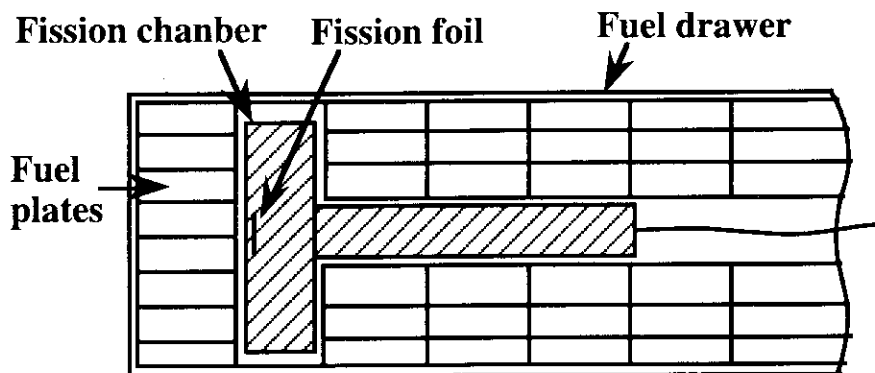
\*\* Root of sum of the squared individual components



(a) Space for loading a fission chamber

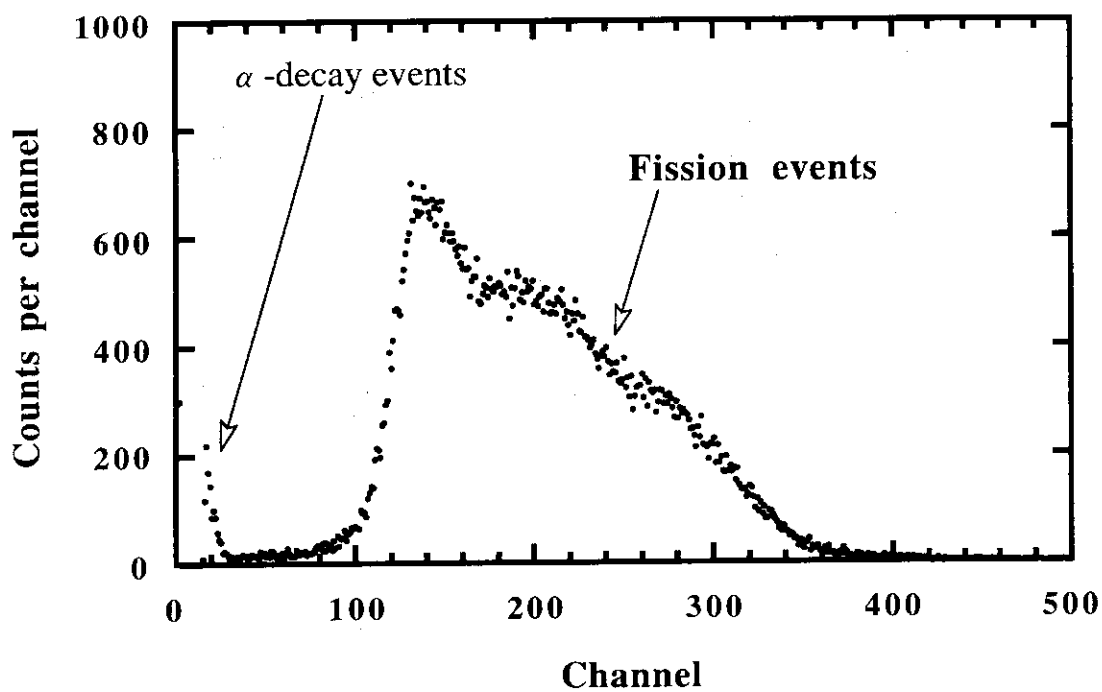


(b) Fission chamber

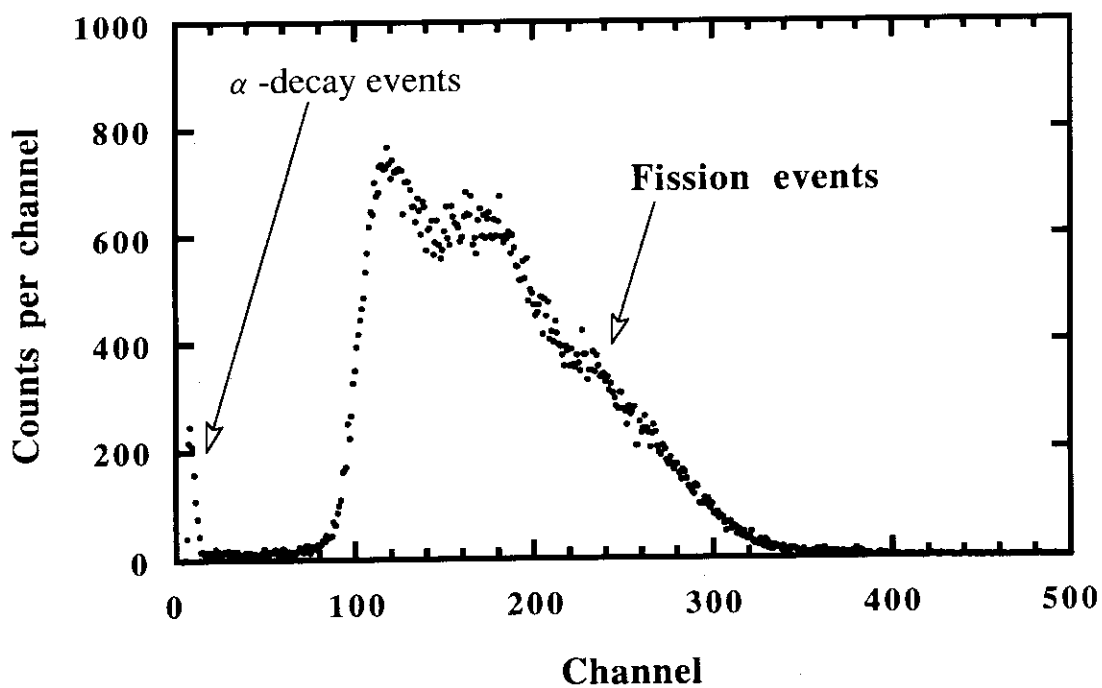


(c) Fission foil in an empty fission chamber

Fig. A.1 Fission chamber and a fission foil in the central fuel drawer



(a)  $^{239}\text{Pu}$  fission chamber



(a)  $^{235}\text{U}$  fission chamber

Fig.A.2 Pulse height spectrum of fission chambers

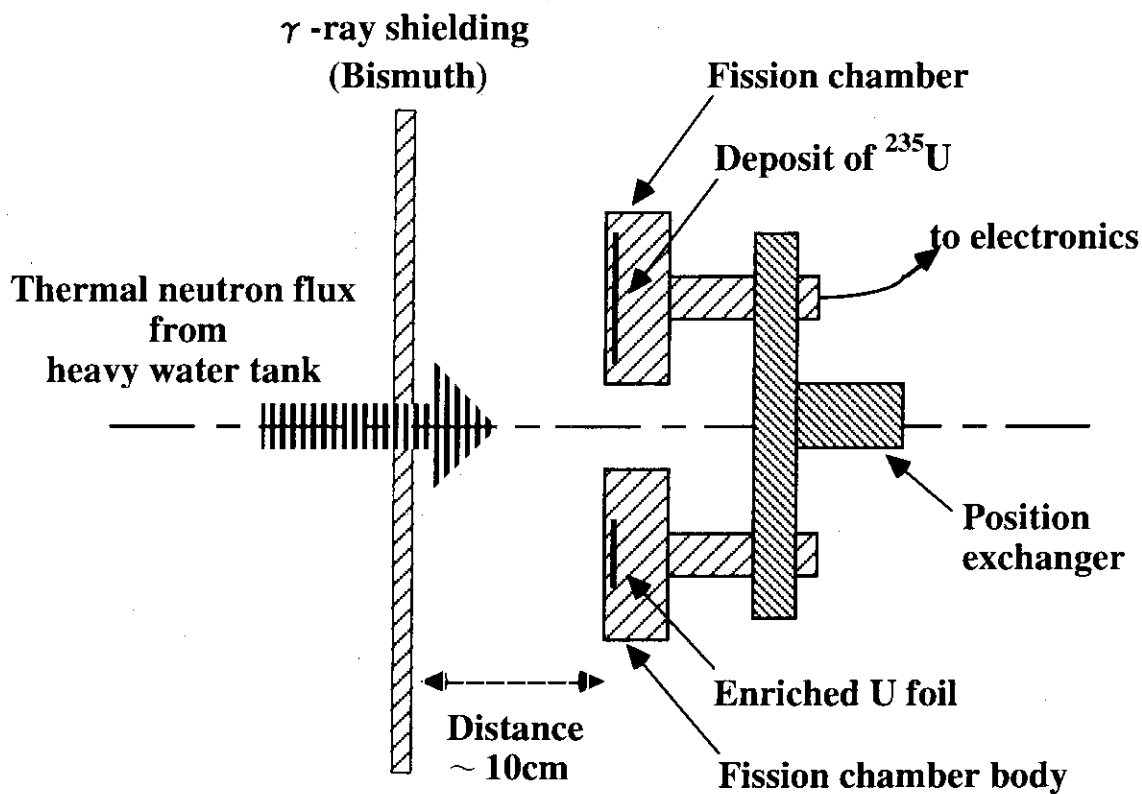


Fig.A.3 Experimental arrangement of a fission chamber and an enriched uranium foil in KUR Heavy Water Facility

## Appendix 2 箔反応率に対するセル非均質性の補正

FCAでは燃料として板状燃料を用いる。この板状燃料の非均質性により、セル内の反応率の微細分布構造が生じる。このため、反応率はセル内の箔装填位置に依存する。この場所依存性を実験的に補正してセル平均の反応率を求めるために、 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率および $^{235}\text{U}$ 核分裂率に関しては、反応率の微細分布を測定し、(A.6)式にてセル非均質性の補正係数(セル平均係数) $f_{cell}$ を求めた。

$$f_{cell} = \frac{\sum_i (n_i \cdot \bar{\eta}_i)}{\sum_i n_i} \quad (\text{A.6})$$

ここで、

- $\bar{\eta}_i$  第*i*領域における反応率  
(微細分布の規格化位置は本文Fig.3.1~Fig.3.3に示した箔装填位置とする。)
- $n_i$  第*i*領域に含まれる着目核種の原子数

いずれの集合体においても、プルトニウム板は1種類であり、かつセル内の対称位置に2枚配置されている。さらに燃料ミートは1mmと薄い。従って、 $^{239}\text{Pu}$ 核分裂率に関しては微細分布測定は行わずに、連続エネルギーモンテカルロコードMVP/18を用いて、燃料板内での核分裂率の自己遮蔽による減衰分を計算し、箔実験値に対する補正とした。この補正はXVII-1集合体では0.99%であり、XVI-1とXVI-2集合体では無視し得ることを確認した。以下、反応率の微細分布測定に関して述べる。

 $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率

Fig.A.4~A.6に示す様に、いずれの集合体においても、 $^{238}\text{U}$ が存在する劣化ウラン酸化物板、天然金属ウラン板と20%濃縮金属ウラン板をそれぞれ半分の高さの燃料板に置き換え、それらの間で矩形の劣化ウラン箔(幅1.5mm、長さ1.27mm、厚さ0.127mm)を配置し微細分布を測定した。測定結果をFig.A.7に示す。

 $^{235}\text{U}$ 核分裂率

微細分布は $^{238}\text{U}$ 捕獲反応率のそれと異なり、ほとんど平坦であることを実験に先だちモンテカルロ計算により確認した。従って、XVI-2とXVII-1集合体においては、Fig.A.9とA.10に示す様に、板間に円形箔を配置し微細分布を測定した。測定結果をFig.A.11に示す。

セル平均係数は、本文のTable 3に示す。いずれの集合体においても、各反応率の補正量は3%以下に過ぎなかった。Table A.3には、参考としてセル非均質補正を行う前のC8, F9とF5反応率を掲載する。

Table A.3 Corrections of cell averaging on reaction rates

Assembly	Reaction	Cell factor	Reaction rate *	
			As built**	Cell averaged***
XVI-1	$^{238}\text{U}$ capture	$1.030 \pm 0.51\%$	$3.779 -16 \pm 0.9\%$ ****	$3.892 -16 \pm 1.1\%$
	$^{239}\text{Pu}$ fission	-----	$3.455 -15 \pm 3.0\%$	$3.455 -15 \pm 3.0\%$
	$^{235}\text{U}$ fission	$1.009 \pm 1.3\%$	$3.198 -15 \pm 0.9\%$	$3.226 -15 \pm 1.6\%$
XVI-2	$^{238}\text{U}$ capture	$1.005 \pm 0.48\%$	$5.980 -16 \pm 0.9\%$	$6.010 -16 \pm 1.1\%$
	$^{239}\text{Pu}$ fission	-----	$4.946 -15 \pm 2.1\%$	$4.946 -15 \pm 2.1\%$
	$^{235}\text{U}$ fission	$0.997 \pm 0.44\%$	$4.937 -15 \pm 0.9\%$	$4.922 -15 \pm 1.1\%$
XVII-1	$^{238}\text{U}$ capture	$1.023 \pm 0.37\%$	$8.627 -16 \pm 1.3\%$	$8.825 -16 \pm 1.3\%$
	$^{239}\text{Pu}$ fission	$0.991 \pm 0.26\%$	$6.114 -15 \pm 1.6\%$	$6.059 -15 \pm 1.6\%$
	$^{235}\text{U}$ fission	$1.001 \pm 0.54\%$	$6.672 -15 \pm 0.9\%$	$6.679 -15 \pm 1.1\%$

\* Reaction rate per atom at 90 W operation of FCA  
(60W operation in case of assembly XVI-1)

\*\* Reaction rate at the foil position shown in Fig.4~6

\*\*\* As built value of reaction rate multiplied by cell factor

\*\*\*\* Read as  $3.779 \times 10^{-16} \pm 0.9\%$

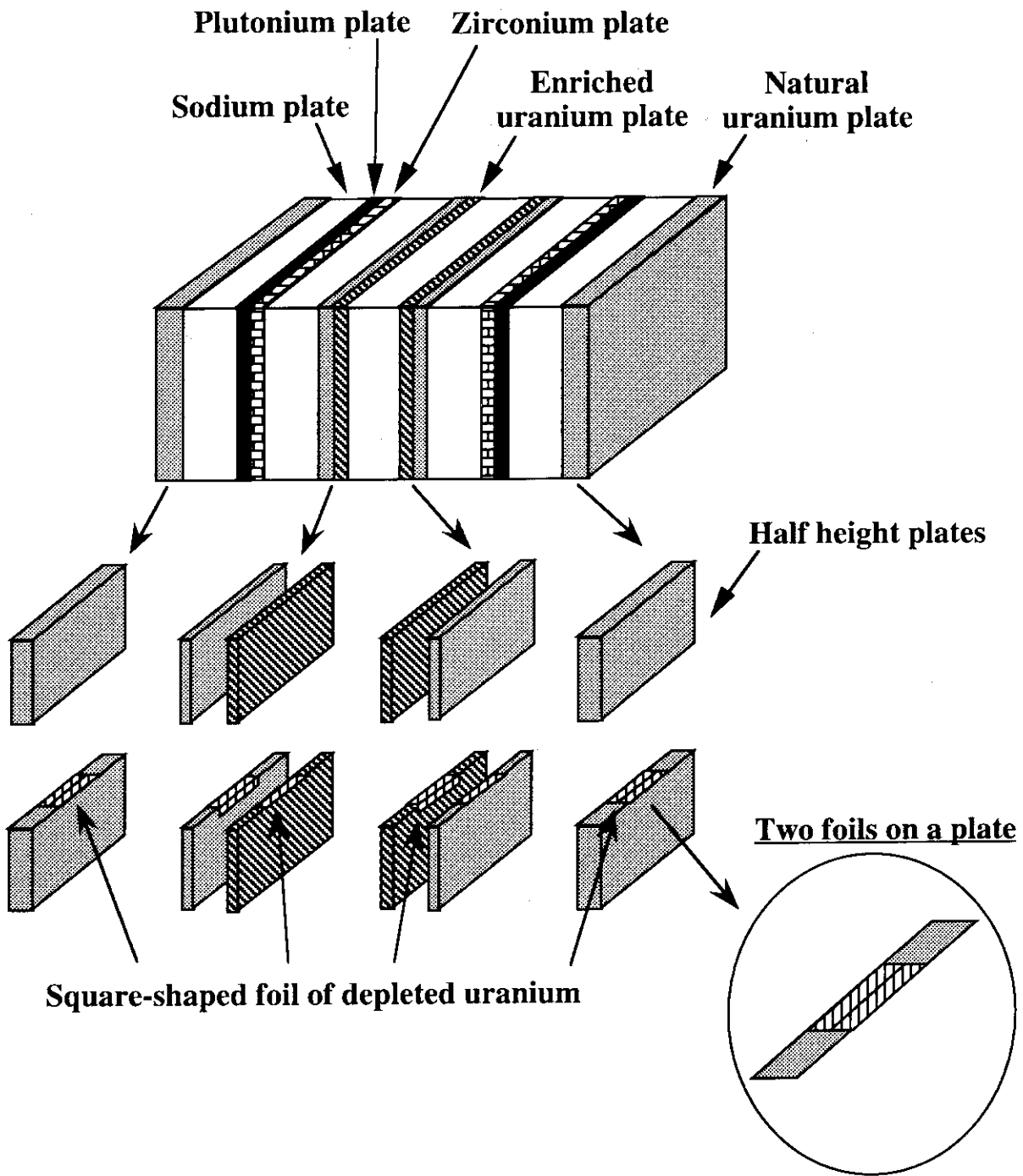


Fig.A.4 Arrangement of depleted uranium foils for  $^{238}\text{U}$  capture rate distribution measurement in the unit fuel cell at FCA assembly XVI-1

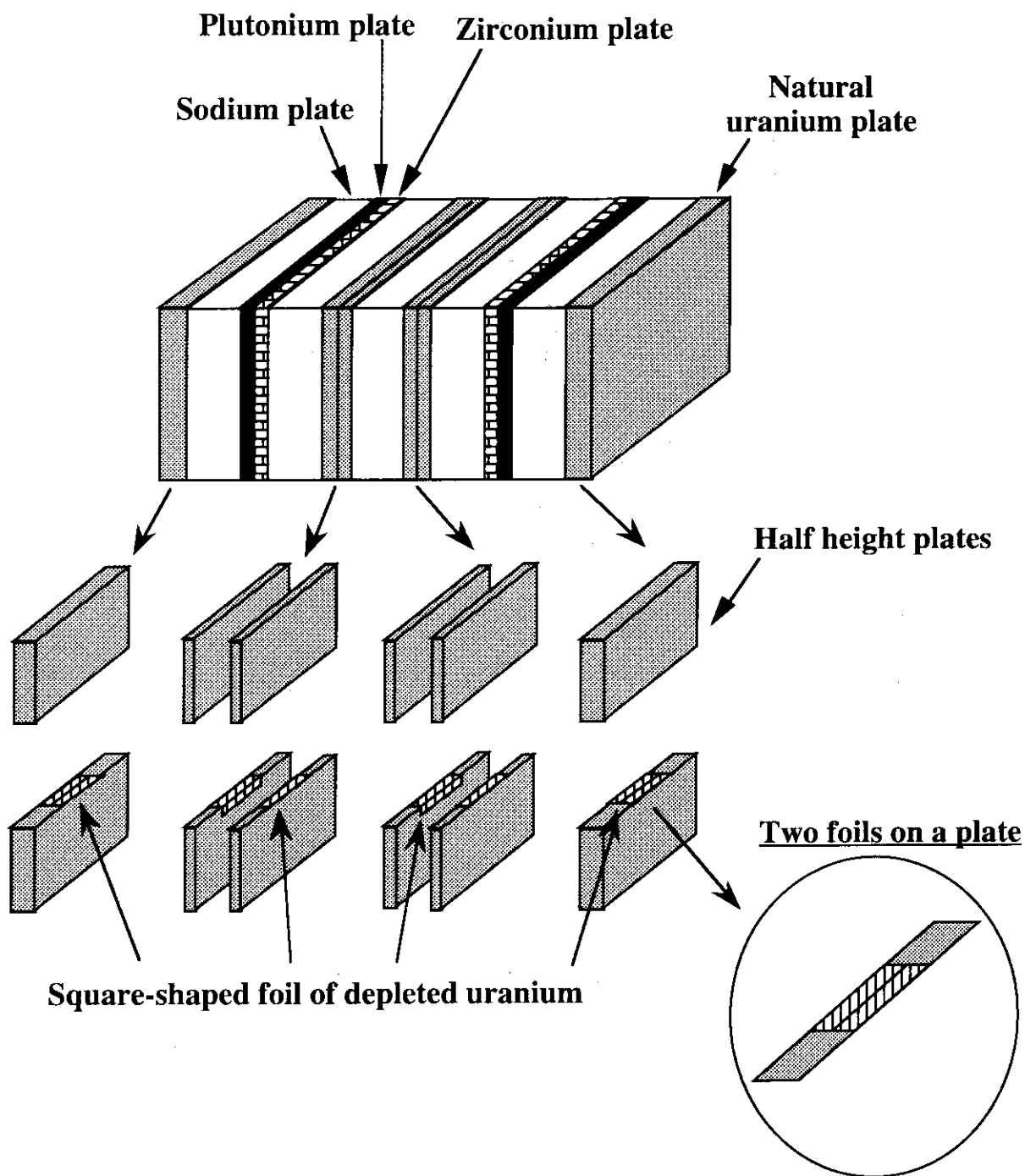


Fig.A.5 Arrangement of depleted uranium foils for  $^{238}\text{U}$  capture rate distribution measurement in the unit fuel cell at FCA assembly XVI-2



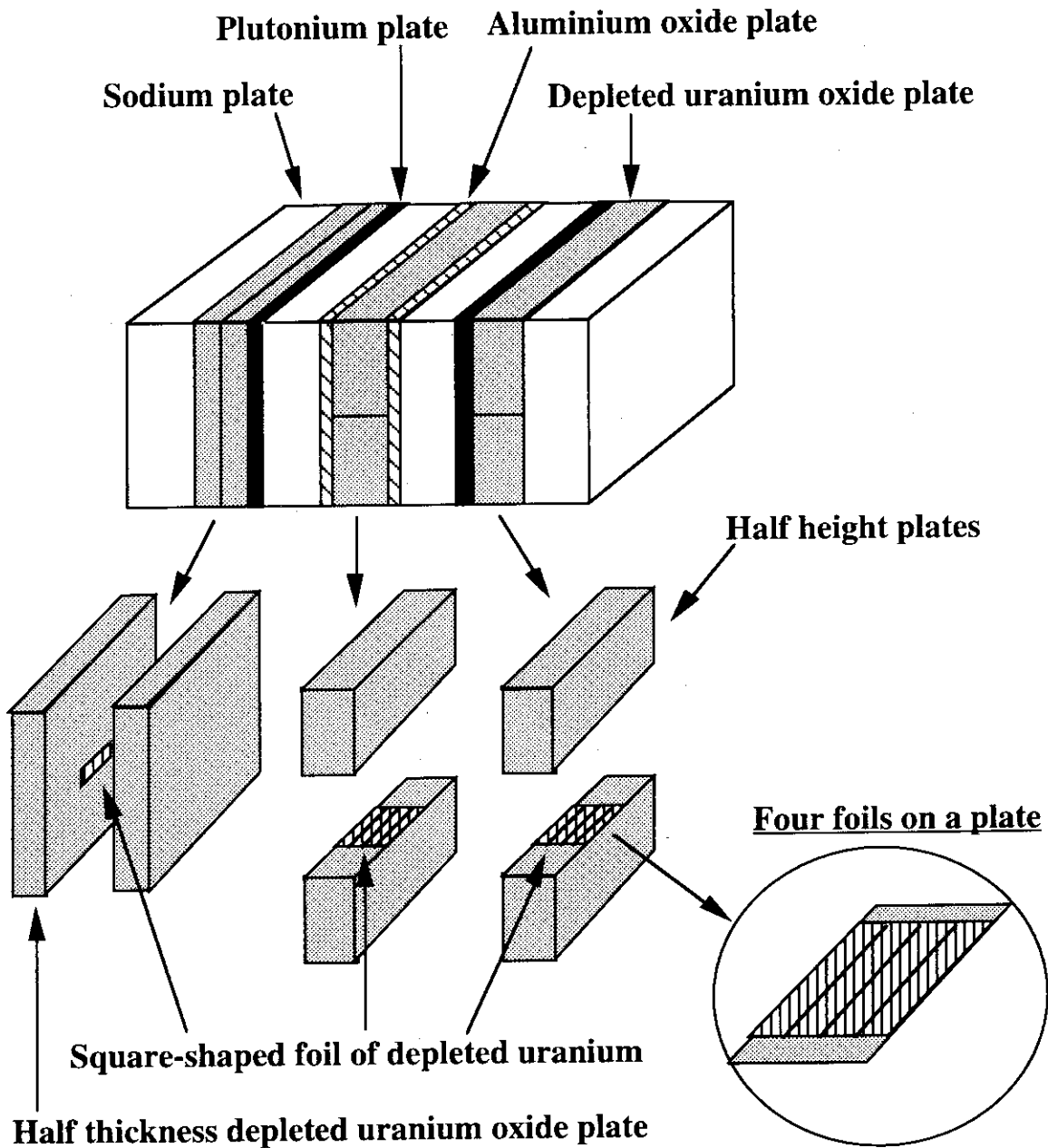
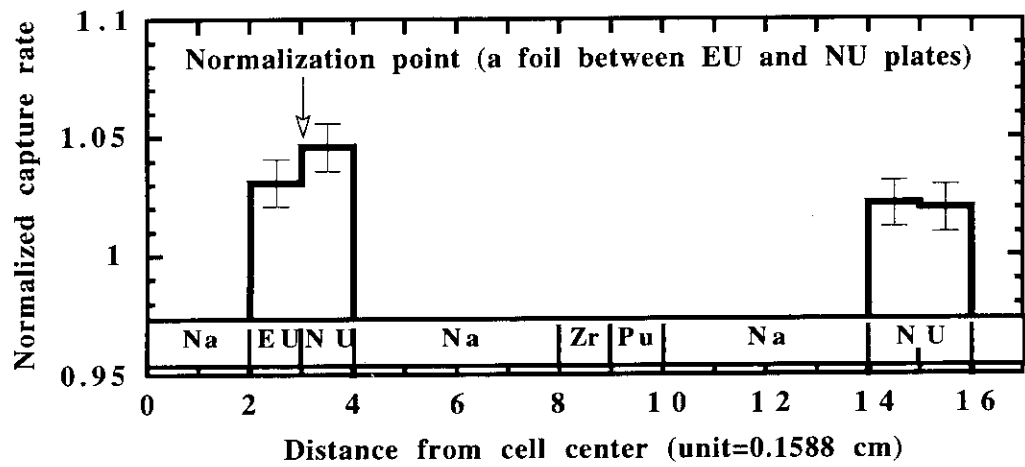
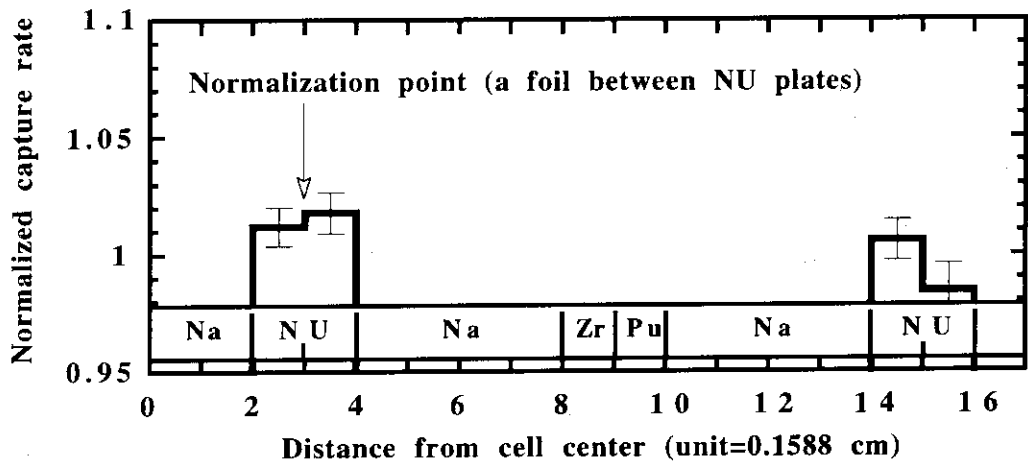


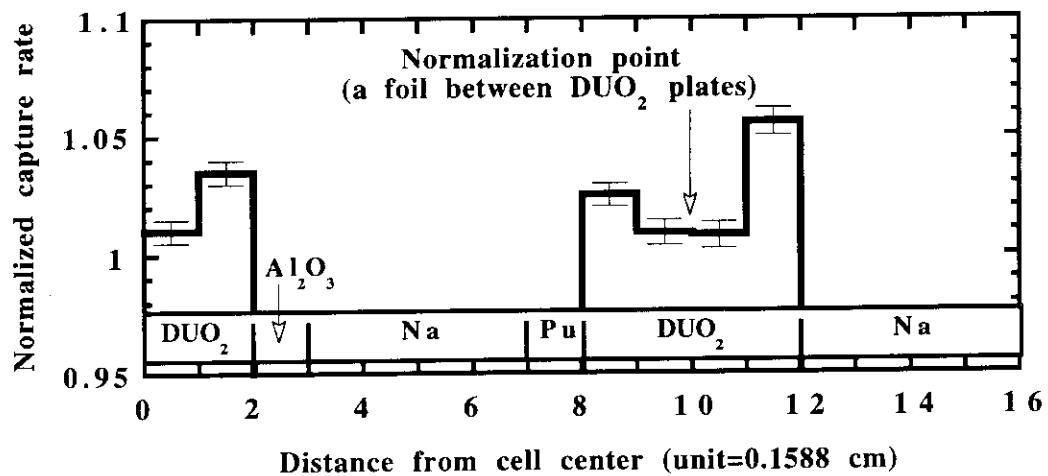
Fig.A.6 Arrangement of depleted uranium foils for  $^{238}\text{U}$  capture rate distribution measurement in the unit fuel cell at FCA assembly XVII-1



(a) Assembly XVI-1



(b) Assembly XVI-2



(c) Assembly XVII-1

Fig.A.7 <sup>238</sup>U capture rate distributions in the unit fuel cells at FCA assemblies

Pu:Plutonium plate, EU:Enriched U plate, NU:Natural U plate, DUO<sub>2</sub>:Depleted U oxide plate, Na:Sodium plate, Zr:Zirconium plate, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:Aluminium oxide plate

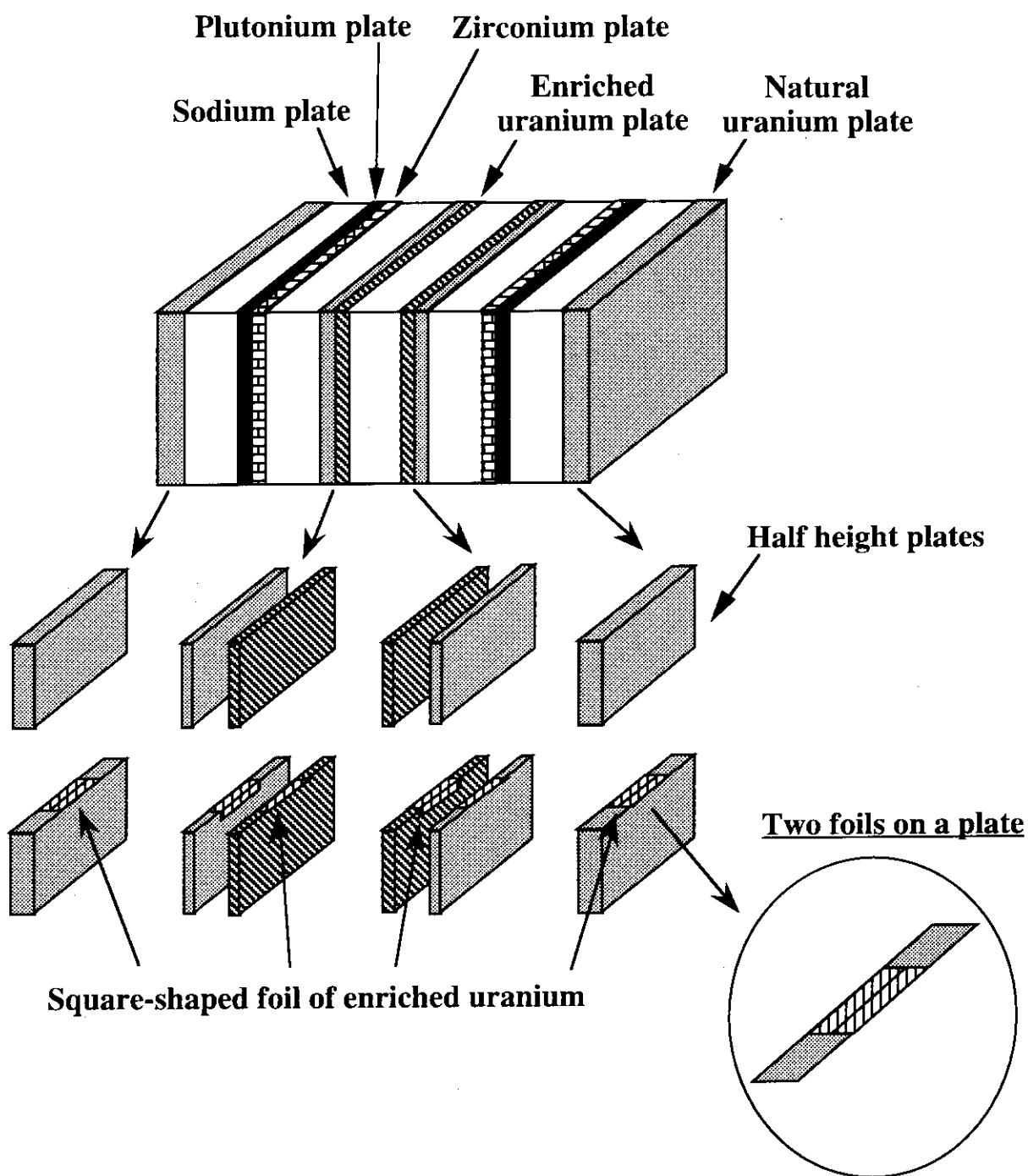


Fig.A.8 Arrangement of enriched uranium foils for  $^{235}\text{U}$  fission rate distribution measurement in the unit fuel cell at FCA assembly XVI-1

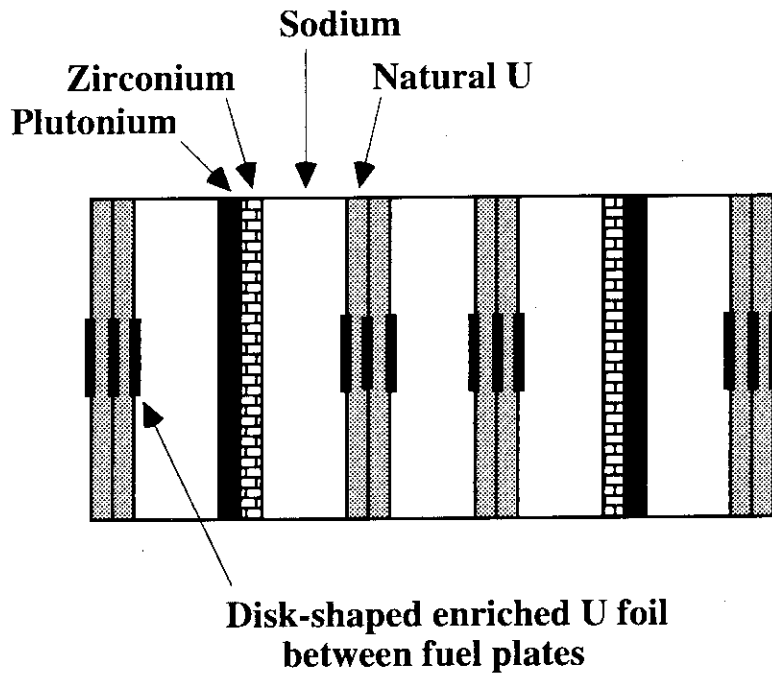


Fig.A.9 Arrangement of enriched uranium foils for  $^{235}\text{U}$  fission rate distribution measurement in the unit fuel cell at FCA assembly XVI-2

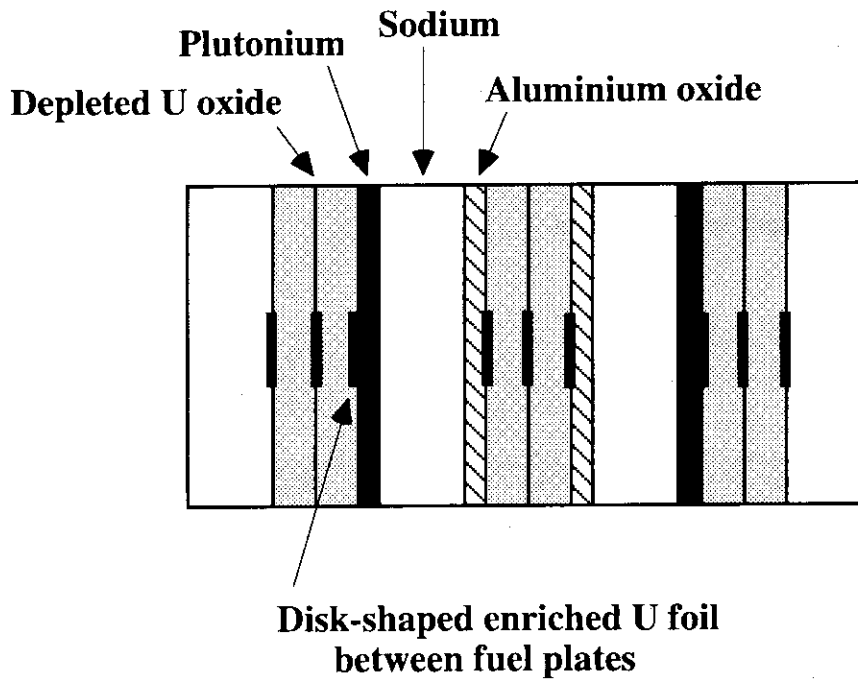
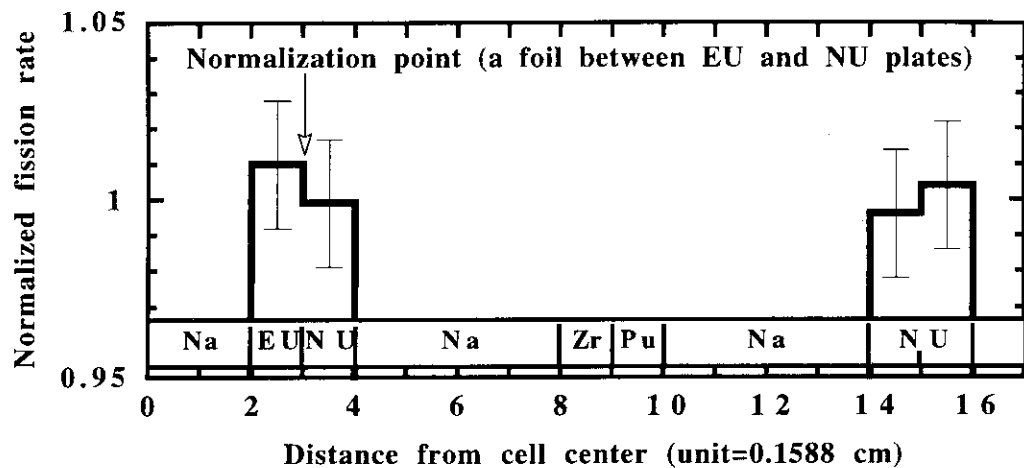
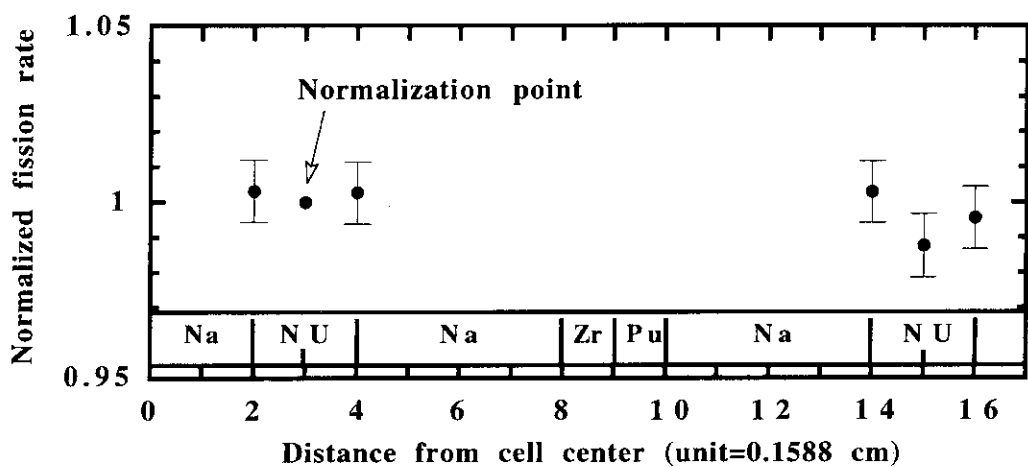


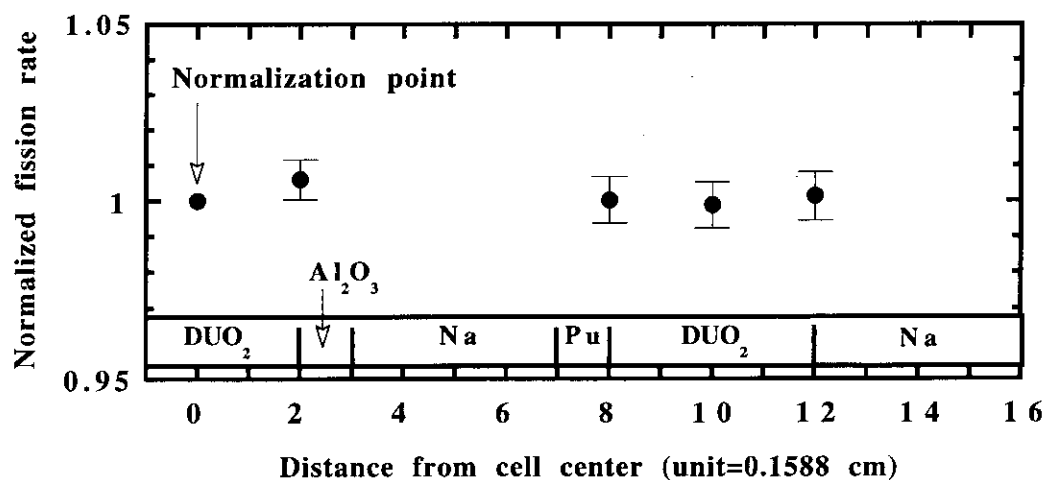
Fig.A.10 Arrangement of enriched uranium foils for  $^{235}\text{U}$  fission rate distribution measurement in the unit fuel cell at FCA assembly XVII-1



(a) Assembly XVI-1



(b) Assembly XVI-2



(c) Assembly XVII-1

Fig.A.11 <sup>235</sup>U fission rate distributions in the unit fuel cells at FCA assemblies

Pu:Plutonium plate, EU:Enriched U plate, NU:Natural U plate, DUO<sub>2</sub>:Depleted U oxide plate, Na:Sodium plate, Zr:Zirconium plate, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:Aluminium oxide plate

Appendix 3 標準熱中性子場における基準反応率

熱外中性子の反応率への寄与を無視すれば、<sup>238</sup>U捕獲反応率と<sup>235</sup>U核分裂率の基準値(C8及びF5)は以下の式で表される。

$$C8 = \phi_{th} \cdot \sigma_{238c} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T_n}} \cdot g_{238c} \quad (A.7)$$

$$F5 = \phi_{th} \cdot \sigma_{235f} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T_n}} \cdot g_{235f} \quad (A.8)$$

ここで、

- $\phi_{th}$  : 熱中性子束
- $\sigma_{238c}$  : <sup>238</sup>U 捕獲反応の2200m/s 断面積 (2.680 ± 0.019 barn)/11/
- $\sigma_{235f}$  : <sup>235</sup>U 核分裂の2200m/s 断面積 (582.6 ± 1.1 barn)/11/
- $T_n$  : 中性子温度 333.15 K (60 °C)/4/
- $T_0$  : 273.15 K
- $g_{238c}$  :  $T_n$ における、<sup>238</sup>U 捕獲反応のWestcottのg-因子 (1.0024)/12/
- $g_{235f}$  :  $T_n$ における、<sup>235</sup>U 核分裂のWestcottのg-因子 (0.9665)/12/

$\phi_{th}$ は以下の式で表される。

$$\phi_{th} = \frac{D_{gold}}{N_{gold} \cdot f_{s\ gold} \cdot (1 + e_{gold})} \cdot \frac{1}{\sigma_{197c} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T_n}} \cdot g_{197c}} \quad (A.9)$$

ここで、

- $D_{gold}$  : 金箔の誘導放射能
- $N_{gold}$  : 金箔の<sup>197</sup>Auの原子数
- $f_{s\ gold}$  : 金箔内の<sup>197</sup>Au捕獲反応率の自己遮蔽補正係数
- $e_{gold}$  : <sup>197</sup>Au捕獲反応率に対する金箔のエッジ効果/17/補正
- $\sigma_{197c}$  : <sup>197</sup>Au 捕獲反応の2200m/s 断面積 (98.65 ± 0.09 barn)/12/
- $g_{197c}$  :  $T_n$ における、<sup>197</sup>Au 捕獲反応のWestcottのg-因子 (1.0075)/12/

C8及びF5の基準値は、それぞれ(A.7)式と(A.8)式に(A.9)式を代入することにより得られる以下の式で求めた。

$$C8 = \frac{D_{gold}}{N_{gold} \cdot f_{s\ gold} \cdot (1 + e_{gold})} \cdot \frac{\sigma_{238c}}{\sigma_{197c}} \cdot \frac{g_{238c}}{g_{197c}} \quad (A.10)$$

$$F5 = \frac{D_{gold}}{N_{gold} \cdot f_{s\ gold} \cdot (1 + e_{gold})} \cdot \frac{\sigma_{235f}}{\sigma_{197c}} \cdot \frac{g_{235f}}{g_{197c}} \quad (\text{A.11})$$

厚さ0.02mmの金箔を熱中性子束モニターとして用いた。 $D_{gold}$ は $4\pi\beta\text{-}\gamma$ 同時計数法にて求めた。 $f_{s\ gold}$ は6種類の厚さの異なる金箔(0.005mm~0.08mm)を照射し、それらの相対放射能の測定より求めた結果、 $0.980 \pm 0.1\%$ であった。 $e_{gold}$ は無視し得ることを確認した。

C8/F5反応率比の基準値は、(A.10)式と(A.11)式の比をとり、以下の式で求めた。

$$C8/F5 = \frac{\sigma_{238c}}{\sigma_{235f}} \cdot \frac{g_{238c}}{g_{235f}} \quad (\text{A.12})$$

C8、F5及びC8/F5の基準値は本文のTable 6に示す。基準値の誤差成分はTable A.4に示す。

**Table A.4 Breakdown of errors of reference reaction rates at KUR thermal neutron standard field**

$^{238}\text{U}$ capture rate		$^{235}\text{U}$ fission rate	
Component	Error	Component	Error
<b>2200m/s cross section</b>		<b>2200m/s cross section</b>	
$^{238}\text{U}$ capture	<b>0.71%</b>	$^{235}\text{U}$ fission	<b>0.19%</b>
$^{197}\text{Au}$ capture*	<b>0.09%</b>	$^{197}\text{Au}$ capture*	<b>0.09%</b>
<b>g-factor</b>		<b>g-factor</b>	
$^{238}\text{U}$ capture	-----	$^{235}\text{U}$ fission	-----
$^{197}\text{Au}$ capture	-----	$^{197}\text{Au}$ capture	-----
<b>Weight of a gold foil*</b>	<b>0.1%</b>	<b>Weight of a gold foil*</b>	<b>0.1%</b>
<b>Counting statistics of a gold foil*</b>	<b>0.3%</b>	<b>Counting statistics of a gold foil*</b>	<b>0.3%</b>
<b>Neutron self shielding in a gold foil*</b>	<b>0.1%</b>	<b>Neutron self shielding in a gold foil*</b>	<b>0.1%</b>
<b>Total</b>	<b>0.79%</b>	<b>Total</b>	<b>0.39%</b>

\* Quantities for determination of the thermal neutron flux