

JAERI-M
93-153

核分裂箔を使用した反応率測定のための
異なる検出器校正手法の比較実験

1993年8月

桜井 健・根本 龍男・大部 誠
中野 正文・小林 圭二・宇根崎博信*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行　日本原子力研究所
印　　刷　　株原子力資料サービス

核分裂箔を使用した反応率測定のための異なる検出器校正手法の比較実験

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・大部 誠⁺・中野 正文⁺⁺
小林 圭二^{*}・宇根崎博信^{*}

(1993年7月13日受理)

高速炉臨界実験装置 FCAにおいて、²³⁵U 核分裂率と²³⁸U 捕獲反応率の絶対値およびこれらの反応率比を箔放射化法で測定するためには、 γ 線検出器の計数効率を校正する必要がある。校正に大きな系統誤差が含まれないことを検証するために、互いに独立な2つの校正手法で得られた実効的な計数効率および計数効率の比の比較を行った。

²³⁵U 核分裂率測定のための計数効率に関しては、以下の校正手法間の比較を行った。

- ・核分裂計数管を使用する校正手法
- ・熱中性子断面積（²³⁵U 核分裂断面積および¹⁹⁷Au 捕獲反応断面積）に基づく校正手法

²³⁸U 捕獲反応率測定のための計数効率に関しては、以下の校正手法間の比較を行った。

- ・²⁴³Am - ²³⁹Np 線源を使用する校正手法
- ・熱中性子断面積（²³⁸U 捕獲反応断面積および¹⁹⁷Au 捕獲反応断面積）に基づく校正手法

²³⁸U 捕獲反応率対²³⁵U 核分裂率比測定のための計数効率比に関しては、以下の校正手法間の比較を行った。

- ・核分裂計数管を使用する校正手法と²⁴³Am - ²³⁹Np 線源を使用する校正手法との組合せ
- ・熱中性子断面積（²³⁵U 核分裂断面積および²³⁸U 捕獲反応断面積）に基づく校正手法

校正実験で使用した高精度の核分裂計数管および線源は原研で開発したものである。箔および計数管の照射は、京都大学研究用原子炉重水熱中性子設備の標準熱中性子場において行った。

比較実験の結果として、各反応率の絶対値を測定するための計数効率に関しては、2つの校正手法間で1.5%以内の一一致が得られた。反応率比を測定するための計数効率の比に関しては、2つの校正手法間で1%以内の一一致が得られた。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

+ 原子力総合研修センター

++ 高崎研究所大阪支所

* 京都大学原子炉実験所

Experimental Comparison of Calibration Methods for
Measurement of Reaction Rate by Using Fission Foils

Takeshi SAKURAI, Tatsuo NEMOTO, Makoto OBU⁺
Masahumi NAKANO⁺⁺, Keiji KOBAYASHI* and Hironobu UNESAKI*

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

(Received July 13, 1993)

Counting efficiencies of a γ -ray spectroscopy system are necessary for foil activation measurement of absolute ^{235}U fission rate, absolute ^{238}U capture rate and ratio of these reactions in JAERI fast critical assembly (FCA). Comparison of effective counting efficiencies calibrated between by different methods were made in order to confirm the absence of any significant systematic errors in the calibration.

Comparison of the effective counting efficiencies calibrated between by the following methods were made for absolute ^{235}U fission rate measurement:

- Calibration based on thermal-neutron cross sections (^{235}U fission and ^{197}Au capture)
- Calibration by using a fission chamber.

Comparison of the effective counting efficiencies calibrated between by the following methods were made for absolute ^{238}U capture rate measurement:

- Calibration based on thermal-neutron cross sections (^{238}U capture and ^{197}Au capture)
- Calibration by using a ^{243}Am - ^{239}Np source.

Comparison of the ratio of effective counting efficiencies calibrated

+ Nuclear Education Center

++ Osaka Laboratory for Radiation Chemistry

* Research Reactor Institute, Kyoto University

between by the following methods were made for ^{238}U capture to ^{235}U fission rate ratio measurement:

- Calibration based on thermal-neutron cross sections (^{238}U capture and ^{235}U fission)
- Calibration by using both fission chamber and ^{243}Am - ^{239}Np source.

A fission chamber and ^{243}Am - ^{239}Np sources which were developed in JAERI were used for these calibration experiments. Activation foils and the fission chamber were irradiated in the thermal neutron standard field in heavy water facility of Kyoto University Research Reactor.

Two efficiencies for the absolute reaction rate measurement which were obtained by different calibration methods agreed within 1.5%, while the efficiency ratios for the reaction rate ratio measurement agreed within 1%.

Keywords: Effective Counting Efficiency, Foil Activation Measurement, Absolute Reaction Rate, Reaction Rate Ratio, Fission Chamber, Thermal-neutron Cross Section, ^{243}Am - ^{239}Np source, ^{235}U Fission Rate, ^{238}U Capture Rate, Thermal Neutron Standard Field, Kyoto University Research Reactor

目 次

1. 緒 言	1
2. 校正手法	3
2.1 校正手法の概要	3
2.2 実効的な計数効率	4
3. 校正実験	9
3.1 校正対象 γ 線検出器、箔および校正の基準	9
3.2 熱中性子断面積に基づく校正	10
3.3 核分裂計数管を使用する校正	13
3.4 $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 線源を使用する校正	14
4. 実験結果および考察	26
4.1 実験結果	26
4.2 考 察	28
5. まとめと今後の課題	33
謝 辞	34
参考文献	34
付録 1 実効的な計数効率を決定する式の導出	37
付録 2 校正実験時の熱中性子断面積に基づく箔内反応率	41
付録 3 照射後金箔放射能の絶対測定	44
付録 4 濃縮ウラン箔内中性子自己遮蔽補正係数評価実験および解析	45

Contents

1. Introduction	1
2. Calibration Methods	3
2.1 Outline of Calibration Methods	3
2.2 Effective Counting Efficiencies	4
3. Experiment	9
3.1 γ -ray Detector, Foils and Standards of Calibration	9
3.2 Calibration Based on Thermal-neutron Cross Sections	10
3.3 Calibration by Using the Fission Chamber	13
3.4 Calibration by Using the ^{243}Am - ^{239}Np Source	14
4. Results and Discussion	26
4.1 Results	26
4.2 Discussion	28
5. Conclusion	33
Acknowledgment	34
References	34
Appendix 1 Introduction of Equations to Determine Effective Counting Efficiencies	37
Appendix 2 Absolute Reaction Rate in Foils Based on Thermal-neutron Cross Sections at Calibration Experiments	41
Appendix 3 Absolute Measurement of Activity of an Irradiated Gold Foil	44
Appendix 4 Measurement and analysis of Neutron Self Shielding Correction Factor of Enriched Uranium Foil	45

1. 緒 言

高速炉臨界実験装置を使用した炉物理実験において、異核種間の核分裂率比、 ^{238}U 捕獲反応率対 ^{239}Pu 核分裂率比および ^{238}U 捕獲反応率対 ^{235}U 核分裂率比は、中性子スペクトルあるいは核燃料増殖率のインデックスとして重要である。また、核分裂率の絶対値は原子炉の出力校正に使用されるのみならず、増倍係数あるいは実効遅発中性子割合等を実験的に導き出す^{[1][2][3]}ための基礎的な炉物理量である。これら反応率測定における、現在の目標精度は以下のとおりである。

- 異核種間の核分裂率比 : 2~3%^[4]
- ^{238}U 捕獲反応率対 ^{239}Pu 核分裂率比および ^{238}U 捕獲反応率対 ^{235}U 核分裂率比 : 1%^[4]
- 核分裂率の絶対値 : 1.5%^[3]

この様な反応率測定は、通常、核分裂生成物あるいは捕獲反応生成物より発する γ 線を測定する箔放射化法で行われる。その際、 γ 線計数効率^{注1)}の校正是各 γ 線検出系に対して必要となり、その校正誤差は最終的な反応率値の誤差の大部分を占める場合が多い。計数効率の校正手法としては、現在、以下に示す様に複数の方法が使用されている。

- 核分裂計数管を使用する方法^{[5]-[8]} (以下、文章中では「核分裂計数管法」と略記する。)
- ^{243}Am - ^{239}Np 線源を使用する方法^{[5]-[10]}
(^{238}U 捕獲反応率測定用の校正法であり、文章中では「 ^{243}Am - ^{239}Np 線源法」と略記する。)
- 热中性子断面積に基づく方法^{注2) [5]-[8], [10], [11]}
(以下、文章中では「热中性子定数法」と略記する。)
- 市販の標準線源を使用する方法

前述の反応率測定の目標精度達成のために必要な要件は、

- γ 線計数の統計精度向上
- 系統誤差の排除

である。前者は当然のこととして、系統誤差の有無チェックのためには、基準が独立した校正手法間での校正結果または反応率値の比較が最も有効である。従って、以下に示す様に、互いに独立した2つの校正手法間で実効的な計数効率または計数効率の比の比較を行った。

<u>校正対象反応率および反応率比</u>	<u>比較実験を実施した校正手法(校正手法の組み合せ)</u>
(1) ^{235}U 核分裂率	熱中性子定数法 および 核分裂計数管法
(2) ^{238}U 捕獲反応率	熱中性子定数法 および ^{243}Am - ^{239}Np 線源法
(3) ^{238}U 捕獲反応対 ^{235}U 核分裂率比	熱中性子定数法 および 核分裂計数管法と ^{243}Am - ^{239}Np 線源法の組合せ

注1) 反応率比測定のためには、計数効率を比として使用することができる。

注2) 反応率比測定の場合は、一般に Thermal comparison method と呼ばれている。

従来の臨界実験では反応率比の測定に主眼が置かれていたため、1970～1980年代において主に諸外国の臨界実験施設において、前述の(3)の比較が行われて来た^{[5]-[8]}。さらに、²³⁸U捕獲反応率の絶対値に関しては、積分測定における検出器校正と断面積測定におけるその首尾一貫性を確認するために、ANLにより(2)の比較が行われた^[10]。

臨界実験装置における核分裂率の絶対測定に関しては、従来、研究所間での計数管同士の相互比較^{[4],[7],[12],[13]}または、精度の劣る標準線源を使用する方法との比較が行われて來たに過ぎない。1990年代に入り、前述の実効遅発中性子割合を精度良く測定する要請が高まった^[3]。このため、今回の実験では、(2)および(3)に加えて新たに核分裂率の絶対値に関しても(1)の様に異なる校正手法間の比較を行うことにより、系統誤差の有無をチェックした。

校正実験に使用した高精度の²⁴³Am-²³⁹Np線源および核分裂計数管は原研で開発したものである^{[14],[15]}。熱中性子定数法では、標準熱中性子場として京都大学研究用原子炉(KUR)の重水熱中性子設備^{[16],[17]}を使用した。

以下、2章では今回使用した各校正手法について記述する。3章では校正実験について記述する。4章では校正手法間の実効的な計数効率の比較について記述する。ただし、今回、核分裂率に関しては、濃縮ウラン箔を使用して²³⁵U核分裂率のみに関して校正実験を行った。従って、2章にて記述する核分裂率に関する校正手法も²³⁵U核分裂率の場合を具体例として記述する。

2. 校 正 手 法

2.1 校正手法の概要

(1) 熱中性子定数法

熱中性子束モニターとしての金箔とともに標準熱中性子場で照射された核分裂箔(濃縮ウラン箔、劣化ウラン箔)より発する γ 線を計数することにより実効的な計数効率を校正する手法である。この場合、熱中性子断面積と熱中性子束値から決定される箔の反応率の絶対値が校正の基準となる。

ここで、実効的な計数効率とは、光電ピーク効率に箔(面線源)に対する検出器の幾何学的効率および測定 γ 線の放出確率を掛け合わせたものである。

(2) 核分裂計数管法

核分裂計数管とともに照射された核分裂箔より発する γ 線を計数することにより実効的な計数効率を校正する手法である。この場合、計数管にて測定される核分裂率の絶対値が校正の基準となる。本校正手法は標準熱中性子場での照射に限定されないため、 ^{238}U 核分裂の様なしきい反応にも適用可能である。

(3) ^{243}Am - ^{239}Np 線源法

放射能強度既知の線源(面線源)中の ^{239}Np より発する γ 線と、 ^{238}U 捕獲反応の結果生成される ^{239}Np より発する γ 線が共通の放出確率およびエネルギーを持つことを利用して実効的な計数効率を校正する手法である。

本報告書では、以下の核種より発する各 γ 線について校正実験を行った。

反応	核種	γ 線エネルギー	半減期 ^[18]
^{235}U 核分裂	^{143}Ce	293.2keV	33.0 hr.
	^{133}I	529.8keV	20.9 hr.
	^{97}Nb	657.9keV	16.9 hr. ^{注)}
	^{97}Zr	743.4keV	16.9 hr.
^{238}U 捕獲反応	^{239}Np	277.6keV ^[9]	56.3 hr

これら核分裂生成核種のうち ^{97}Nb の半減期は比較的短いため照射後十数時間を経れば親核種である ^{97}Zr と放射平衡を形成する。核分裂に関してこれら核種を校正対象として選定した理由は以下の通りである。

注) 親核の ^{97}Zr の半減期

- 核分裂収率が大きいため γ 線強度が大きい
- 先行核種(^{97}Nb にあっては親核の ^{97}Zr の先行核種)が短寿命 (Fig.2.1参照)
- 核分裂収率の入射中性子エネルギー依存性が小さい

Fig.2.1は、核分裂生成核種およびその先行核種を含む崩壊連鎖を参考文献[19]より引用して示したものである。 ^{239}Np の先行核種である ^{239}U (Fig.2.2参照)の半減期も23分と短い^[18]。これより照射終了時より十数時間も経過すれば短寿命の先行核は無視し得る量に減少し、いずれの測定 γ 線に関しても減衰の様子は単一指数関数で表される。

2.2 実効的な計数効率

各反応および反応率比について、実効的な計数効率および計数効率比の決定に使用した式(導出；付録1参照)を示す。熱中性子定数法では、 ^{235}U 核分裂率、 ^{238}U 捕獲反応率および ^{197}Au 捕獲反応率への熱外中性子の寄与を無視できるものと仮定している。さらに、今回は補正量を基本的に計算で評価した。その評価方法も以下に記述する。

(1) 実効的な計数効率を決定する式

イ) ^{235}U 核分裂率の絶対測定

熱中性子定数法による実効的な計数効率(η_{fis})

$$\eta_{fis} = \frac{C_{EU}}{N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot f_{iEU} \cdot f_{aEU}} \cdot \frac{N_{Gold}}{D_{sGold}} \cdot \frac{f_{sGold}}{f_{sEU}} \cdot \frac{\sigma_{197c}}{\sigma_{235f}} \cdot \frac{g_{197c}}{g_{235f}} \cdot \frac{(1+e_{Gold})}{(1+e_{EU})} \quad (2.1)$$

核分裂計数管法による実効的な計数効率

$$\eta_{fis} = \frac{C_{EU}}{N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot f_{iEU} \cdot f_{aEU} \cdot f_{sEU} \cdot (1+e_{EU})} \cdot \frac{N_{PFC}}{C_{PFC}} \quad (2.2)$$

ロ) ^{238}U 捕獲反応率の絶対測定

熱中性子定数法による実効的な計数効率(η_{cap})

$$\eta_{cap} = \frac{C_{DU}}{N_{DU} \cdot K_{DU} \cdot f_{aDU}} \cdot \frac{N_{Gold}}{D_{sGold}} \cdot \frac{f_{sGold}}{f_{sDU}} \cdot \frac{(1+e_{Gold})}{(1+e_{DU})} \cdot \frac{\sigma_{197c}}{\sigma_{238c}} \cdot \frac{g_{197c}}{g_{238c}} \quad (2.3)$$

^{243}Am - ^{239}Np 線源法による実効的な計数効率

$$\eta_{cap} = \frac{C_s}{A_s} \quad (2.4)$$

ハ) ^{238}U 捕獲反応率対 ^{235}U 核分裂率比測定

熱中性子定数法による実効的な計数効率の比 ((2.3)式と(2.1)式の比)

$$\frac{\eta_{cap}}{\eta_{fis}} = \frac{C_{DU} \cdot N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot f_{iEU} \cdot y \cdot f_{aEU} \cdot f_{sEU} \cdot \frac{(1+e_{EU})}{(1+e_{DU})} \cdot \sigma_{235f} \cdot g_{235f}}{C_{EU} \cdot N_{DU} \cdot K_{DU} \cdot f_{aDU} \cdot f_{sDU} \cdot \sigma_{238c} \cdot g_{238c}} \quad (2.5)$$

^{243}Am - ^{239}Np 線源法と核分裂計数管法の組み合せによる実効的な計数効率の比

((2.4)式と(2.2)式の比)

$$\frac{\eta_{cap}}{\eta_{fis}} = \frac{C_s \cdot N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot f_{iEU} \cdot f_{aEU} \cdot f_{sEU} \cdot (1+e_{EU}) \cdot C_{PFC}}{C_{EU} \cdot A_s \cdot N_{PFC}} \quad (2.6)$$

これら式中の記号は以下に示す通りである。

測定量

C_{EU}	: 照射後濃縮ウラン箔の測定 γ 線の全ピーク計数
C_{DU}	: 照射後劣化ウラン箔の測定 γ 線の全ピーク計数
C_{PFC}	: 計数管の補正済み(3.2参照)計数率
C_s	: ^{243}Am - ^{239}Np 線源からの測定 γ 線の全ピーク計数率
D_{sGold}	: 金箔の飽和放射能の絶対値
N_{EU}	: 濃縮ウラン箔の ^{235}U 原子数
N_{DU}	: 劣化ウラン箔の ^{235}U 原子数
N_{Gold}	: 金箔中の ^{197}Au 原子数
N_{PFC}	: 計数管用電着箔の ^{235}U 原子数
A_s	: ^{243}Am - ^{239}Np 線源中の ^{239}Np の絶対放射能

文献の評価値

y	: 核分裂生成核種の核分裂収率
$\sigma_{235f}, \sigma_{238c}, \sigma_{197c}$: ^{235}U 核分裂、 ^{238}U 捕獲反応および ^{197}Au 捕獲反応の2200m/s断面積
$g_{235f}, g_{238c}, g_{197c}$: ^{235}U 核分裂、 ^{238}U 捕獲反応および ^{197}Au 捕獲反応のWestcottのg因子

補正量

K_{EU}	: 濃縮ウラン箔よりの測定 γ 線計数の時間減衰補正係数
K_{DU}	: 劣化ウラン箔よりの測定 γ 線計数の時間減衰補正係数
$f_{sEU}, f_{sDU}, f_{sGold}$: 濃縮ウラン箔、劣化ウラン箔および金箔内の中性子自己遮蔽補正係数
f_{aEU}, f_{aDU}	: 濃縮ウラン箔および劣化ウラン箔内の γ 線自己吸収補正係数
e_{EU}, e_{DU}, e_{Gold}	: 濃縮ウラン箔、劣化ウラン箔および金箔のエッヂ効果補正
f_{iEU}	: 濃縮ウラン箔内の不純物核種の核分裂の寄与分補正係数

熱中性子定数法では、個々の反応率の絶対値に対する計数効率を決定するためには金箔の絶対放射能測定値、¹⁹⁷Auの熱中性子定数および金箔内の中性子自己遮蔽補正係数等が必要であるが、(2.5)式より計数効率の比はこれらに依存しない。

(2) 補正量の評価

イ) 時間減衰補正係数

核分裂率

箔を一定の中性子束レベルで照射し、かつ γ 線計数が単一指数関数により減衰することを仮定すれば、補正係数は(2.7)式の様に表される。

$$K_{EU} = (1 + k_p) \cdot \frac{(1 - \exp(-\lambda_f \cdot t_i)) \cdot \exp(-\lambda_f \cdot t_w) \cdot (1 - \exp(-\lambda_f \cdot t_m))}{\lambda_f} \quad (2.7)$$

ここで、

$$\begin{array}{ll} \lambda_f & : \text{核分裂生成物の崩壊定数} \\ t_w & : \text{照射後}\gamma\text{線測定までの待時間} \\ t_i & : \text{定常中性子束レベルでの照射時間} \\ t_m & : \gamma\text{線測定時間} \end{array}$$

k_p は原子炉の起動から定常中性子束達成までの照射量の寄与分の補正である。定常中性子束達成までの時間を短くし、かつ照射時間を長くとれば k_p を小さくすることができる。この様な場合、 k_p は定常中性子束達成までの照射フルーエンスと定常中性子束での照射フルーエンスの比で近似し、中性子束レベルの履歴から算出できる(3章参照)。

校正実験時と反応率測定実験時で箔照射時間および γ 線測定時間等を同じくすれば、前述の短寿命先行核種存在の影響は2つの実験時で共通となり相殺される。従って、反応率実験における核分裂率値の決定において、その影響を考慮する必要は無い。

捕獲反応率

箔を一定の中性子束レベルで箔を照射した場合、照射直後の²³⁹Uの存在を考慮して、補正係数は(2.9)式の様に表される。

$$\begin{aligned} K_{DU} = & (1 + k_p) \cdot \frac{\lambda_{29}}{\lambda_{39} \cdot (\lambda_{29} - \lambda_{39})} \cdot (1 - \exp(-\lambda_{39} \cdot t_i)) \cdot \exp(-\lambda_{39} \cdot t_w) \cdot (1 - \exp(-\lambda_{39} \cdot t_m)) \\ & - (1 + k_p) \cdot \frac{\lambda_{39}}{\lambda_{29} \cdot (\lambda_{29} - \lambda_{39})} \cdot (1 - \exp(-\lambda_{29} \cdot t_i)) \cdot \exp(-\lambda_{29} \cdot t_w) \cdot (1 - \exp(-\lambda_{29} \cdot t_m)) \end{aligned} \quad (2.8)$$

ここで、

$$\lambda_{29} : U^{239} \text{の崩壊定数} \quad \lambda_{39} : Np^{239} \text{の崩壊定数}$$

口) 箔内中性子自己遮蔽補正係数

濃縮ウラン箔を例にとり補正係数の計算式を示す。計算式（付録2参照）は箔への中性子入射条件により異なる。

箔への中性子等方入射を仮定した場合

$$f_{s EU} = \frac{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E) \cdot \frac{(1 - 2 \cdot E_3 (\Sigma_{235a}(E) \cdot t))}{2 \cdot E_3 (\Sigma_{235a}(E) \cdot t)}}{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E)} \quad (2.9)$$

箔への中性子平行ビーム入射を仮定した場合

$$f_{s EU} = \frac{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E) \cdot \frac{(1 - \exp(-\Sigma_{235a}(E) \cdot t))}{\exp(\Sigma_{235a}(E) \cdot t)}}{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E)} \quad (2.10)$$

ここで、

$\Sigma_{235f}(E)$: ^{235}U 核分裂断面積 t : 箔厚さ

$\Sigma_{235a}(E)$: ^{235}U 吸収反応断面積 $\phi_{th}(E)$: 热中性子束スペクトル

$\Sigma_{197c}(E)$: ^{197}Au 捕獲反応断面積

ハ) その他の補正係数

濃縮ウラン箔内の γ 線自己吸収補正係数は、箔とゲルマニウム検出器間の距離を十分大きくとれば、箔より発する γ 線が平行ビームとして検出器に入射するものと仮定して算定することが出来る。

箔のエッヂ効果補正は、有限面積である箔のエッヂより入射する中性子の箔照射量に対する寄与分の補正であり、Hanna^[20]の手法で算定する。

濃縮ウラン箔内の不純物核種の核分裂の寄与分補正係数は不純物核種の含有割合および ^{235}U と不純物核種の核分裂率比より求める。

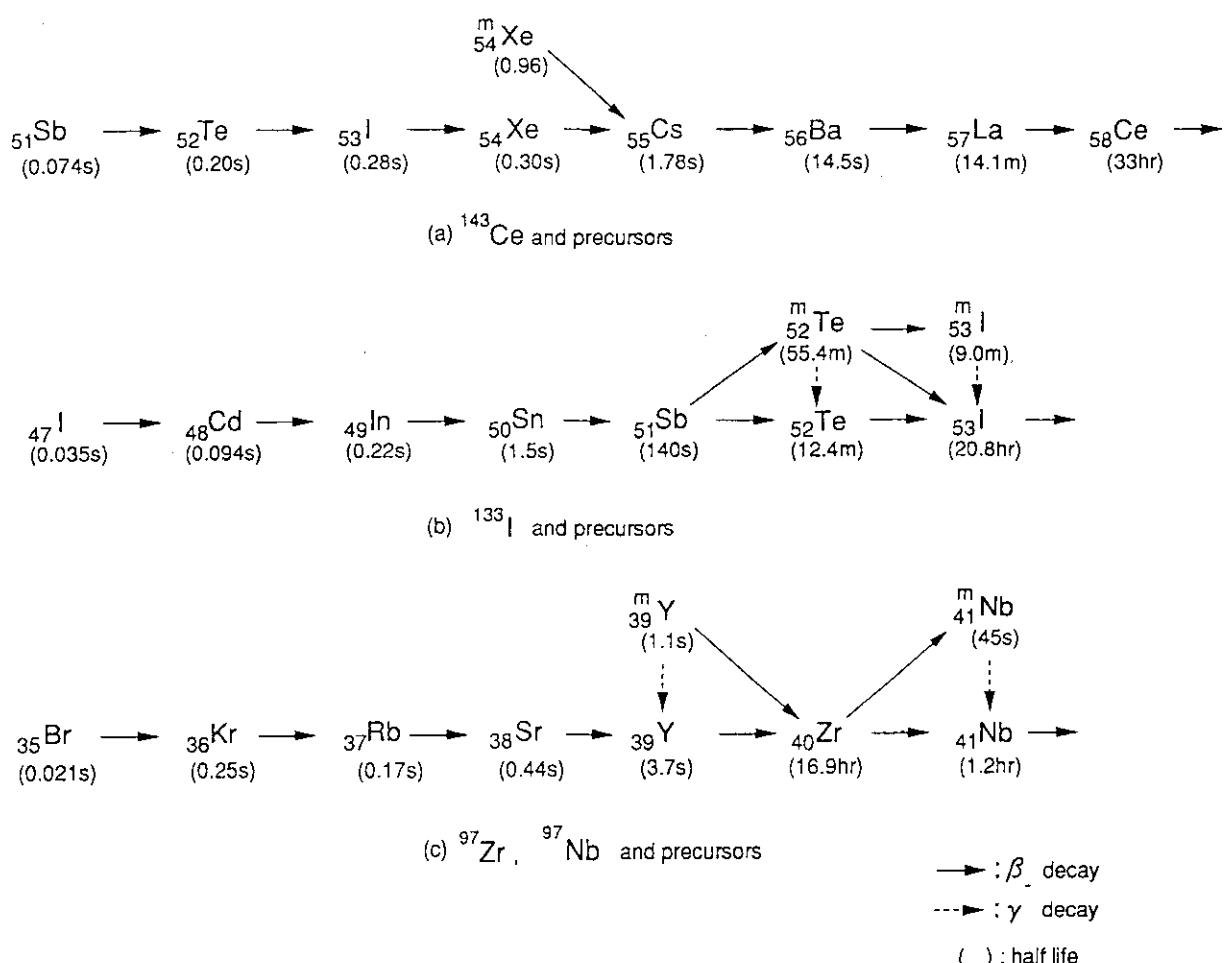
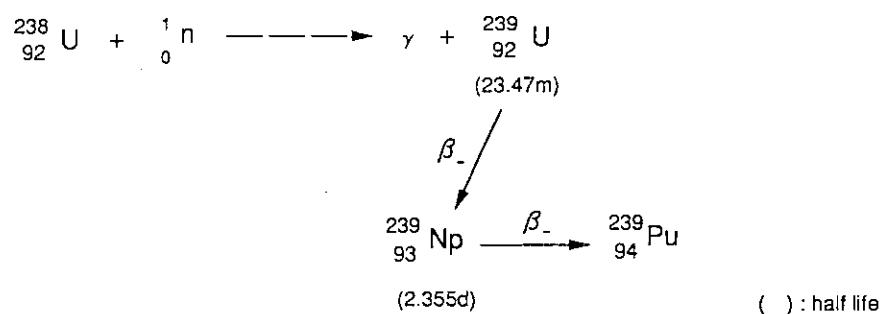


Fig. 2.1 Fission products and their precursors

Fig. 2.2 Decay sequence induced by neutron capture of ^{238}U

3. 校 正 実 験

3.1 校正対象 γ 線検出器、箔および校正の基準

(1) 校正対象ゲルマニウム検出器および箔

校正対象の同軸型ゲルマニウム検出器は有効直径43mm、有効長さ38mmである。これは、サンプルチェインジャーとこれら測定器の作動指示、一連のデータ収集、解析を行う小型コンピュータで構成される箔データ処理システム^[21] に接続されている。校正実験に用いた各箔の仕様をTable 3.1に示す。これらは機器の汚染を防ぐために市販のアルミニウムシートで包まれている。

(2) 核分裂計数管

核分裂計数管を使用する校正実験では小型平行板電極型核分裂計数管を使用した。これにより、濃縮ウラン箔と計数管自体の濃縮ウラン電着箔を同じ幾何学的配置で照射することが可能となる。本計数管の製作およびその特性については参考文献[15]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。電着箔中のウラン同位体組成および各同位体原子数をTable 3.2に示す。

- 計数管本体の構造 : 薄いステンレス鋼からなる円筒形 (Fig.3.1(b)参照)
- 濃縮ウラン電着箔形状 : 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)
- ウラン濃縮度 : 約93%
- 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)
- 計数管作動電圧 : 500V

(3) ^{243}Am - ^{239}Np 線源

^{243}Am - ^{239}Np 線源法で使用した線源の製作およびその放射能の定量については参考文献[14]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。

- 線源の形状 : 劣化ウラン箔と同様の直径12.7mmの面線源
(厚さ0.2mmの白金板上に電着)
- ^{243}Am 放射能の定量法^[22] : 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
- ^{243}Am 崩壊時の反跳による ^{239}Np の損失防止対策 : アルミニウムシートによる梱包

^{243}Am 試料中に共存する ^{244}Cm は、定量前に陽イオン交換クロマトグラフィ法により除去された。 ^{243}Am の放射能は、 ^{243}Am - ^{239}Np の放射平衡が達成された後に定量された。すなわち、校正対象 γ 線を発する ^{239}Np の放射能は、この様に定量された ^{243}Am の放射能に等しい。強度の異なる2つの線源が製作された。線源強度等をTable 3.3に示す。

(4) 標準熱中性子場

箔の照射に使用したKUR重水熱中性子設備では、炉心にて発生した中性子が炉心に密接した重水タンクで減速熱化され、 γ 線遮蔽用のビスマス板を通過して照射位置に流入する。飛行時間分析法にて測定された重水外表面における中性子エネルギースペクトルは $\frac{1}{E}$ 成分をほとんど有しないほぼ純粋なMaxwell分布をしている^[16]。さらに重水外表面における金箔のCd比は 5×10^3 であり^[16]、熱外中性子成分の寄与を無視する仮定(2章参照)は良く成立しているものと考えられる。核分裂計数管法における濃縮ウラン箔および計数管の照射もKUR重水熱中性子設備で行った。これは、熱中性子定数法と可能な限り同じ条件で、計数効率同士の比較を行うためである。

(5) 热中性子定数

2200m/s断面積は参考文献[22]より引用した。重水熱中性子設備における中性子温度は333K(60°C)と測定されている^[17]ので、この中性子温度に対するWestcottのg因子を参考文献[23]から引用した。これら熱中性子定数をTable 3.4に示す。

(6) 核分裂生成物の収率

参考文献[19]から熱中性子による核分裂cumulative収率の評価値を引用して使用した。これら収率を高速中性子による核分裂cumulative収率の評価値と比較してTable 3.5に示す。入射中性子エネルギーの相違によるcumulative収率値の相違は¹³³I、⁹⁷Nbおよび⁹⁷Zrに関しては0.5%以内であるが、¹⁴³Ceに関しては約4%である。

以下、これらを使用した各校正実験について記述する。

3.2 热中性子断面積に基づく校正

熱中性子定数法による、²³⁵U核分裂率、²³⁸U捕獲反応率およびこれらの反応率比に関する校正実験について記述する。

(1) 箔の照射

照射は、各箔を等しい半径上に張り付けたアルミニウム板を回転させることにより行った。これにより、いずれの箔も等しい照射量が得られる様に配慮した。照射時の箔およびアルミニウム板の配置をFig.3.1に示す。照射は原子炉出力を200kWの低出力で一定に保ち3時間行った。

(2) 照射後濃縮ウラン箔の γ 線測定

照射終了後、各ウラン箔より発する γ 線を校正対象ゲルマニウム検出器で測定した。測定条件は以下の通りである。測定開始時には、濃縮ウラン箔および劣化ウラン箔それぞれ 10^5 カウントおよび 3×10^4 カウント以上の着目光電ピーク計数が得られた。

	濃縮ウラン箔	劣化ウラン箔
箔とゲルマニウム検出器間の距離	約30mm	約60mm
1回の測定時間	10000秒（約3時間）	(同左)
照射終了からの測定時間範囲	25~220時間	(同左)
各箔の測定回数	数回	十数回

ゲルマニウム検出器で測定された各箔より発する γ 線スペクトルをFig.3.2およびFig.3.3に示す。図に示される多数の γ 線のうち、5本の光電ピーク（2.1参照）を非線型最小自乗法に基づくピーク解析コード^[21]により処理し、バックグラウンドおよびコンプトン成分を差引いた正味の光電ピーク計数を求めた。各光電ピーク近辺の γ 線スペクトルの拡大図もFig.3.2およびFig.3.3に示す。これらの中、 ^{97}Zr は寄生ピークを伴うことがわかる。 ^{97}Zr ピーク計数の処理においては、この寄生ピークの存在も考慮した解析を行い、寄生ピークの影響を除外した着目ピーク計数を得た。

(3) 照射後金箔放射能の絶対測定

照射後金箔放射能の絶対測定は京都大学原子炉実験所におけるガスフロー型4 π β - γ 同時計数装置で行った。測定の詳細は付録3に記載する。絶対測定に系統誤差が含まれないことを確認するため、同一の金箔を日本原子力研究所におけるガスフロー型4 π β - γ 同時計数装置でも測定した。その結果、これら2つの独立した同時計数装置での測定値間の相違は、実験誤差以下の0.3%に過ぎなかった。

2章の各式より実効的な計数効率および計数効率比を決定するために必要な補正量の評価を以下に記述する。なお、Table3.1に示す様に濃縮ウラン箔中の主な核分裂性不純物核種はしきい核分裂核種であるため、今回の校正実験では不純物核種の核分裂率寄与分補正是不用であった。

(4) ウラン箔の測定 γ 線計数の時間減衰補正

時間減衰補正是、以下に示す2段階に分けて行った。

イ) 基準時間での γ 線計数値の評価

箔データ処理コードシステムによる解析の結果得られた各光電ピーク計数値の時間依存性をFig.3.4に示す。図では、比較のために各光電ピークについて半減期の文献値^{[18] 注1)}から引いた減衰曲線も併せて示す。

濃縮ウラン箔では、いずれの光電ピークについても、測定結果と減衰曲線が比較的良好一致している照射終了後40~104時間の範囲の測定結果のみ採用した^{注2)}。各光電ピークに関して、基準時間として定めた待時間211000秒（約60時間）での計数値を内挿で求めた。この内挿より求めた計数値が2章の(2.1)式および(2.3)式における C_{EU} および C_{DU} に相当する。

注 1) ^{97}Nb にあっては親核の ^{97}Zr の半減期

注 2) γ 線検出器系の不感時間の影響を避けるために第1回目の測定結果は不採用とした。

各光電ピークの半減期に関して、今回の実験より得られた値と文献値の比較をTable 3.6に示す。 ^{97}Nb 、 ^{97}Zr および ^{239}Np に関しては両者は1%以内で良く一致した。 ^{143}Ce および ^{133}I に関しては、実験値は文献値よりも2%~3%大きくなつた。

口) 時間減衰補正係数の算定

時間減衰補正係数は2章の(2.7)式および(2.8)式に基づき半減期の文献値から算定した^(注)。定常中性子束達成までの照射量の寄与分補正(k_p)は原子炉内設置の中性子検出器により測定された箔照射中の中性子束レベルの履歴より算定したが、0.42%の寄与に過ぎないものとなつた。これは、定常中性子束達成までの中性子束上昇率を炉周期にして60秒程度と大きくし、かつ一定中性子束での照射時間を3時間と長くしたためである。時間減衰補正係数の計算結果をTable 3.6に示す。誤差は半減期誤差の文献値のみを伝搬させて算定した。

(5) 箔内 γ 線自己吸収補正

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 線自己吸収補正係数を算定した。ここで、 γ 線質量吸収係数は参考文献[24]より引用した各 γ 線エネルギーにおける金属ウランの γ 線相互作用断面積から計算した。

これら γ 線質量吸収係数と γ 線自己吸収補正係数の計算結果をTable 3.7に示す。濃縮ウラン箔の場合、箔厚さが比較的薄くかつ測定対象 γ 線のエネルギーも比較的高いため補正量は1.2%以内と小さくなつた。劣化ウラン箔の場合、箔が厚いため補正是約6.5%と大きいものの、箔とゲルマニウム検出器間の距離が大きい（検出器半径の約3倍）ため、平行ビームの仮定は良く成立しているものと考えられる。

(6) 箔のエッヂ効果補正

箔のエッヂ効果補正是Hannaの手法^[20]にて算定した。補正係数の計算結果を各箔の形状とともにTable 3.8に示す。濃縮ウラン箔および金箔は比較的薄く補正量は0.14%に過ぎなかつた。劣化ウラン箔は厚いため補正量は比較的大きくなつたが、それでも0.6%に過ぎない補正量であった。

(7) 箔内の中性子自己遮蔽補正

濃縮ウラン箔に関しては、箔が比較的薄いものの ^{235}U 吸収反応の2200m/s断面積が680barnと大きいため補正量が約10%と大きくなる。従って、補正係数は付録4にて記述する様に実験で評価した。

劣化ウラン箔および金箔に関しては計算より補正係数を評価した。ここでは、平行入射（平行ビーム）を仮定した場合（2章の(2.10)式）と等方入射を仮定した場合（2章の(2.9)式）の平均値を補正係数の計算結果として採用した。これは、今回、中性子ビームコリメータ等を使用しなかつたため、箔照射位置へ流入する熱中性子束は平行入射と等方入射の中間の角度分布を持つものと考えられるからである。

熱中性子エネルギー領域のエネルギー依存捕獲反応断面積を参考文献[23]より引用し、熱中性子束エネルギースペクトルは中性子温度333KのMaxwell分布^[17]として計算を行い、以下に示す結果が得られた。

	金箔	劣化ウラン箔
平行入射を仮定した場合の補正係数	0.993	0.998
等方入射を仮定した場合の補正係数	0.966	0.995
両者の平均値	0.980	0.997

これら計算結果より、金箔に関する補正量は2.0%であり、濃縮ウラン箔の場合の1/5に過ぎない。ただし、平行入射を仮定した場合と等方入射を仮定した場合の2つの計算結果間には2.8%の相違が生じた。この相違を考慮して、平均値に対する誤差として1.4%を見積もることとした。

劣化ウラン箔に関しては、補正量は0.3%であり、濃縮ウラン箔および金箔に比べて著しく小さくなつた。これは、²³⁸Uの2200m/s捕獲断面積が2.68 barnと小さいためである。補正係数に対する誤差は、金箔と同様に、2つの計算結果間の相違（0.3%）から0.15%とした。

この様な中性子自己遮蔽補正係数の計算による評価方法の妥当性は付録4にて記述する濃縮ウラン箔に関する補正係数の実験結果と計算結果の比較にて間接的に確認した。より精度の高い金箔の中性子自己遮蔽補正係数を求めるためには、直接金箔を使用した補正実験を行うことが必要となろう。これら補正係数をTable 3.9に示す。

ただし、2.2で記述した様に、計数効率の比を求める場合、金箔内の中性子自己遮蔽補正係数は、金箔の絶対放射能測定値および熱中性子定数等とともに考慮する必要が無い。

3.3 核分裂計数管を使用する校正

核分裂計数管法による、²³⁵U核分裂率の絶対値に関する校正実験について記述する。

(1) 箔および核分裂計数管の照射

濃縮ウラン箔と核分裂計数管を同時に一定の原子炉出力（25kW）で3時間照射した。照射時の計数管および箔の配置をFig.3.1に示す。Fig.3.1に示す2本の計数管本体のうち1本は計数管自体の濃縮ウラン電着箔を装填し、定常出力到達以降の照射中の核分裂による計数を収集した。もう1本は計数管用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3時間の照射中、計数管位置交換装置にて定期的にそれらの位置を数回互いに交換した。この操作により計数管用濃縮ウラン電着箔、濃縮ウラン箔とともに同様の照射条件が達成される様に配慮した。

(2) 核分裂計数管による核分裂率の絶対測定

計数管からの信号は、一般的な前置増幅器および主増幅器を経て、パルス波高分析器にて収集した。照射中の計数管からの信号の波高分布をFig.3.5に示す。Fig.3.5より、核分裂による信号と

ウランの α 崩壊による信号は良く分離されていることがわかる。

本計数管の計数率値に対して以下の3つの数え落し分補正を行い、核分裂率の絶対値を得た。なお、Table 3.2に示す様に濃縮ウラン電着箔中の主な不純物核種はしきい反応核種であるため、今回の実験では不純物核種の寄与分補正是不用であった。

イ) 不感時間補正

照射中の計数率は約1000cpsであり補正是0.53%に過ぎなかった。

ロ) 計数管出力信号の零外挿補正

補正是、Fig.3.5でデ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分を直線外挿にて推定することにより行った。本計数管では零外挿補正是0.42%に過ぎなかつた。参考文献[25]より零外挿補正に伴う誤差は50%を見込んだ。すなわち、補正係数値に対する誤差は0.22%となる。

ハ) 電着箔内での核分裂片損失分補正

電着箔内での核分裂片損失分補正是、電着核種の層の厚さ $t(\text{mg}/\text{cm}^2)$ および電着核種内の核分裂片の平均飛程 $R(\text{mg}/\text{cm}^2)$ より一般に $\frac{t}{2R}$ と表すことができる。本計数管における損失分補正是これをもとに参考文献[15]で0.15%と算定されている。参考文献[25]よりこの損失分補正係数には0.35%の誤差を見込んだ。

(3) 照射後濃縮ウラン箔の γ 線測定

照射後濃縮ウラン箔より発する γ 線の測定は、3.2と同様の測定条件で行った。測定された γ 線スペクトルを3.2と同様に解析し、4つの光電ピークの正味計数値を求めた。各光電ピーク計数値の時間依存性をFig.3.6に示す。さらに、半減期に関する実験値と文献値の比較をTable 3.6に示す。Table 3.6から ^{97}Nb および ^{97}Zr に関しては両者は1%以内で良く一致したが、 ^{143}Ce および ^{133}I に関しては、3.2と同様に実験値は文献値よりも1%~2%大きくなつた。

照射した箔の仕様、箔照射時間、 γ 線測定時間および γ 線測定条件は3.2と同一にした。従つて、2章の(2.2)式より実効的な計数効率を求めるに当たり、各補正係数は3.2と共通の値を使用した。

3.4 ^{243}Am - ^{239}Np 線源を使用する校正

^{243}Am - ^{239}Np 線源法による、 ^{238}U 捕獲反応率の絶対値に関する校正実験について記述する。

γ 線測定時の ^{243}Am - ^{239}Np 線源-ゲルマニウム検出器間距離は、照射後劣化ウラン箔 γ 線測定時と同一(約60mm)にとつた。 γ 線測定は一連の実験期間およびその前後を通して数回行い、実験期間

中のゲルマニウム検出器の計数効率の安定性を確認した。1回の γ 線測定時間は10000秒として十分な γ 線計数が得られる様にした。 ^{243}Am - ^{239}Np 線源からの γ 線スペクトルをFig.3.7に示す。3.2と同様に ^{239}Np (277.6keV)光電ピーク計数を解析し、2章の(2.4)式から実効的な計数効率を求めた。各線源より得られた計数効率値の平均値を採用した。

さらに、3.3で記述した測定結果および補正係数等と併せて、2章の(2.6)式に基づいて ^{239}Np (277.6keV)光電ピークと核分裂生成物からの各光電ピーク間の実効的な計数効率の比を求めた。

Table 3.1 Specification of activation foils

Foil	Diameter (mm)	Thickness (mm)	Weight (mg)	Isotopic composition(mass %)**				
				²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	¹⁹⁷ Au
Enriched U	12.7	0.025	~60*	0.993	93.162	0.374	5.471	
Depleted U	12.7	0.127	~290*		0.04		99.96	
Gold	9.75	0.02	~32*				100	

* Error of weight : U foil 0.2%, Gold foil 0.1%

** Error of isotopic composition for principal isotopes : <0.1%

Table 3.2 Specification of the enriched uranium deposit source*[15]
for the fission chamber

Number of ²³⁵ U atoms	Diameter (mm)	Mass thickness (μ g/cm ²)	Isotopic composition (nuclide %)			
			²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U
$2.895 \times 10^{17} \pm 0.5\%$	25	24.7	1.10	93.327	0.20	5.38

* Backing of deposit source : Platinum plate(36mm dia., 0.2mm^t)

Table 3.3 Specification of ²⁴³Am-²³⁹Np deposit sources*[14]

Source I.D.	Mass thickness (μ g/cm ²)	Absolute disintegration rate of ²³⁹ Np ($\times 10^4$ dps)
No.1	1.54	$1.442 \pm 0.25\%$
No.3	3.13	$2.928 \pm 0.25\%$

* Diameter of sources : 12.7mm, Backing of sources : Platinum plate(25mm dia., 0.2mm^t)

Table 3.4 Thermal constants^{[22][23]}

	2200m/s cross section (barn)	Westcott g-factor*
²³⁵ U fission	582.6 ± 1.1	0.9665
²³⁸ U capture	2.680 ± 0.019	1.0024
¹⁹⁷ Au capture	98.65 ± 0.09	1.0075

* Neutron temperature 333K(60C°)

Table 3.5 Cumulative yield of fission products from ²³⁵U fission^[19]

	¹⁴³ Ce	¹³³ I	⁹⁷ Nb	⁹⁷ Zr
<u>Cumulative yield (%)</u>				
Thermal fission	5.939	6.699	6.008	5.996
Fast fission	5.689	6.724	5.991	5.984
<u>Relative difference (%)</u>				
	4.2	0.4	0.3	0.2

Table 3.6 Half lives and decay correction factors

	²³⁵ U fission				²³⁸ U capture
	¹⁴³ Ce [293keV]	¹³³ I [530keV]	⁹⁷ Nb(⁹⁷ Zr) [658keV]	⁹⁷ Zr [743keV]	²³⁹ Np [278keV]
<u>Half life (hr)</u>					
- Literature value ^[18]	33.00 ± 0.61%	20.90 ± 0.48%	16.90* ± 0.30%	16.90 ± 0.30%	56.30 ± 0.17%
- Present experiment					
Calibration based on thermal cross sections	33.60 ± 0.39% (1.8)**	21.56 ± 0.28% (3.2)	16.93 ± 0.30% (0.2)	17.00 ± 0.18% (0.6)	56.47 ± 0.43% (0.3)
Calibration by using the fission chamber	33.35 ± 0.20% (1.0)	21.24 ± 1.22% (1.6)	17.01 ± 0.26% (0.7)	16.85 ± 0.53% (-0.3)	
<u>Decay correction factors(s⁻¹)***</u>					
	1.732x10 ²	1.295x10 ²	9.888x10 ¹	9.888x10 ¹	1.745x10 ²

* Half life of ⁹⁷Zr

** Values in parentheses : Relative difference from literature value (%)

*** Irradiation time 10800sec(3hr), Waiting time 21100sec, Measurement time 10000sec

Table 3.7 Correction factors for γ -ray self attenuation in metallic uranium foils

	Enriched U foil		Depleted U foil	
	293keV [^{143}Ce]	530keV [^{133}I]	658keV [^{97}Nb (^{97}Zr)]	743keV [^{97}Zr]
Mass attenuation coefficient (cm^2/g)	0.525	0.166	0.129	0.105
γ -ray self attenuation * correction factor	0.988	0.996	0.997	0.998

* Mass thickness : Enriched U foil 0.046 (g/cm^2), Depleted U foil 0.229 (g/cm^2)

Table 3.8 Corrections for foil edge effect

Foil	Diameter(mm)	Thickness(mm)	Correction(%)
Enriched U	12.7	0.025	0.14
Depleted U	12.7	0.127	0.64
Gold	9.75	0.02	0.14

Table 3.9 Correction factors for neutron self shielding in foils

Foil	Correction factor
Enriched U	$0.909 \pm 0.64\%$ *
Depleted U	$0.997 \pm 0.15\%$ **
Gold	$0.980 \pm 1.4\%$ **

* Experiment

** Calculation

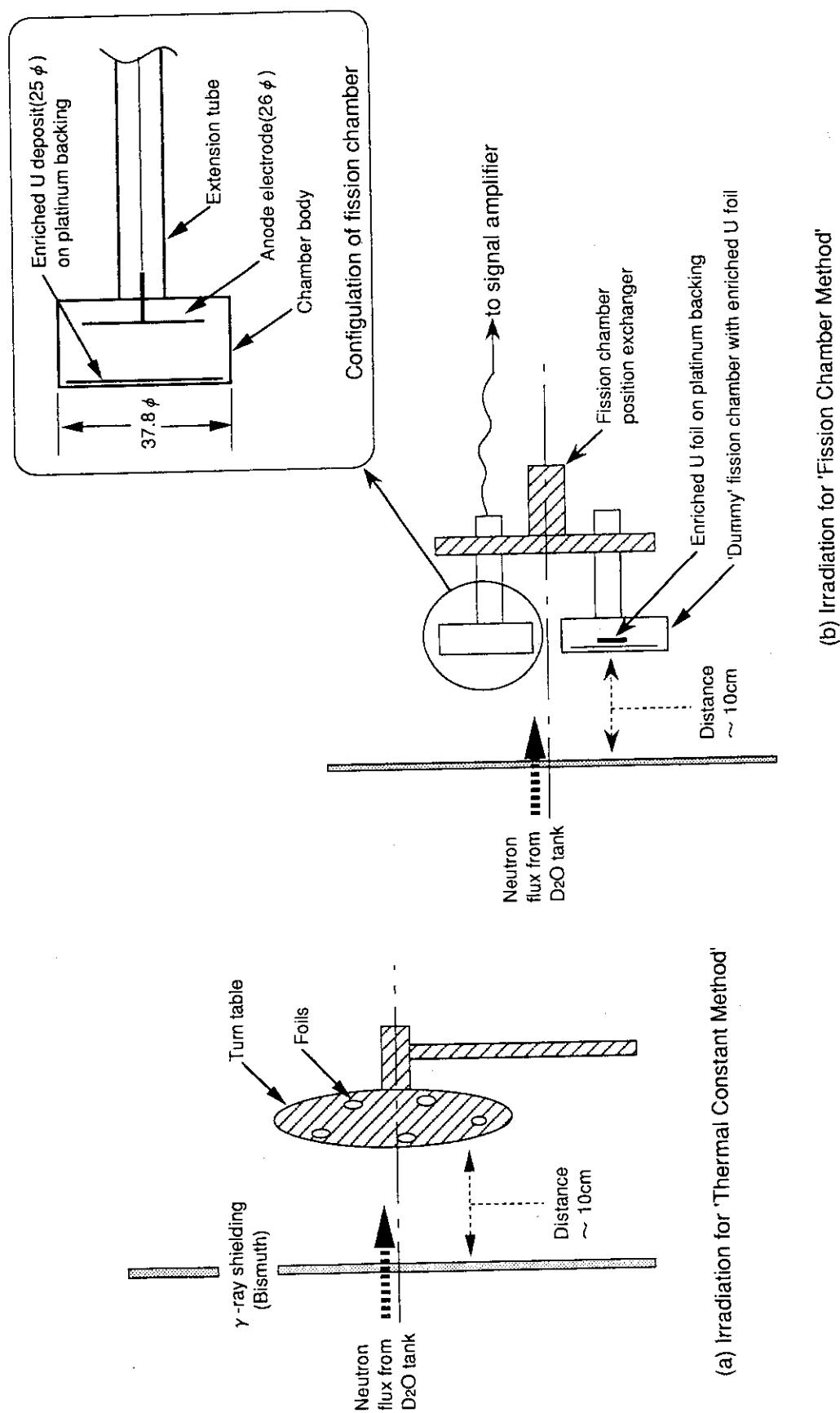


Fig. 3.1 Schematic view of irradiation in thermal irradiation facility of Kyoto University Research Reactor

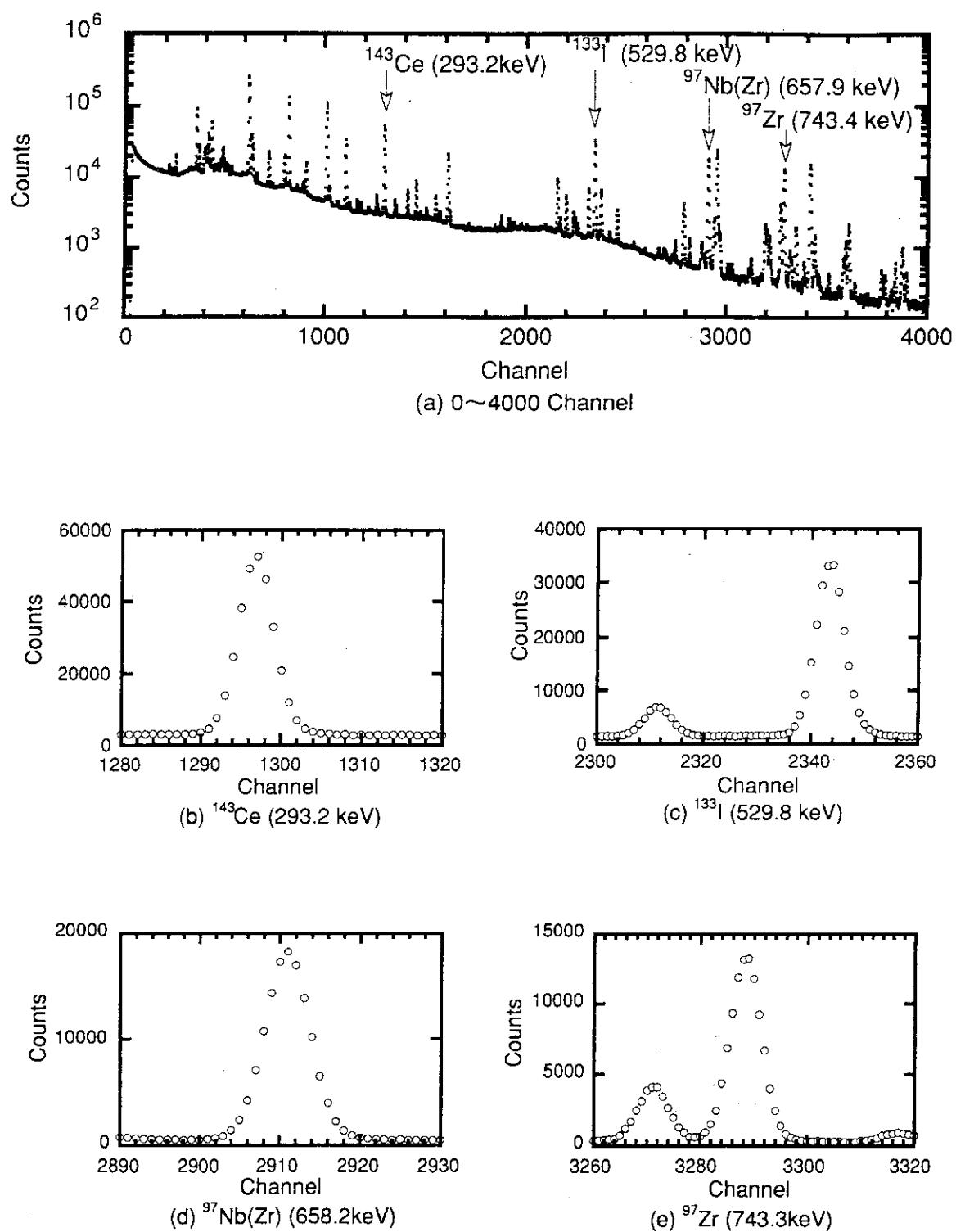


Fig. 3.2 Gamma-ray spectrum of an irradiated enriched uranium foil
(waiting time 70.1 hr)

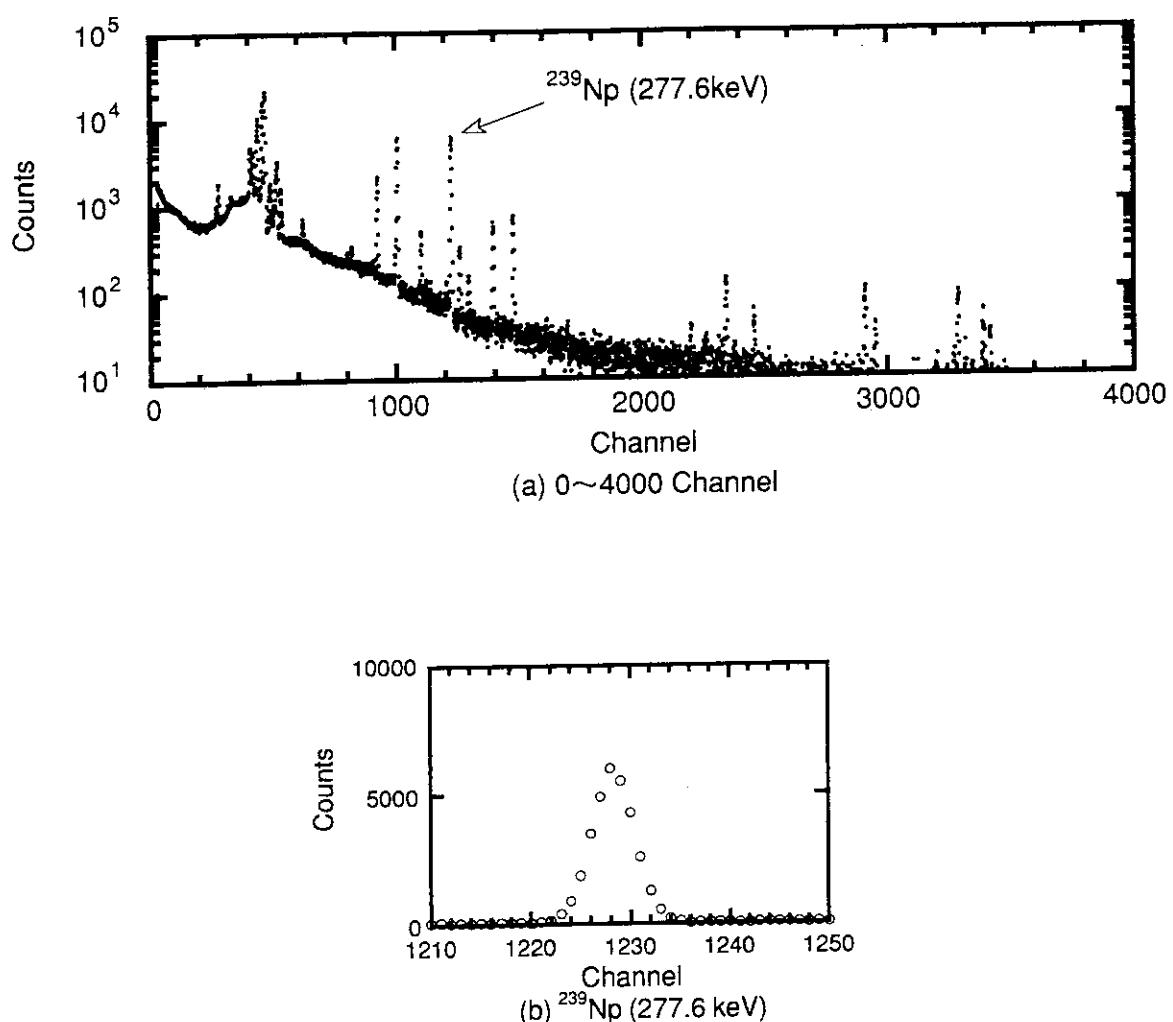
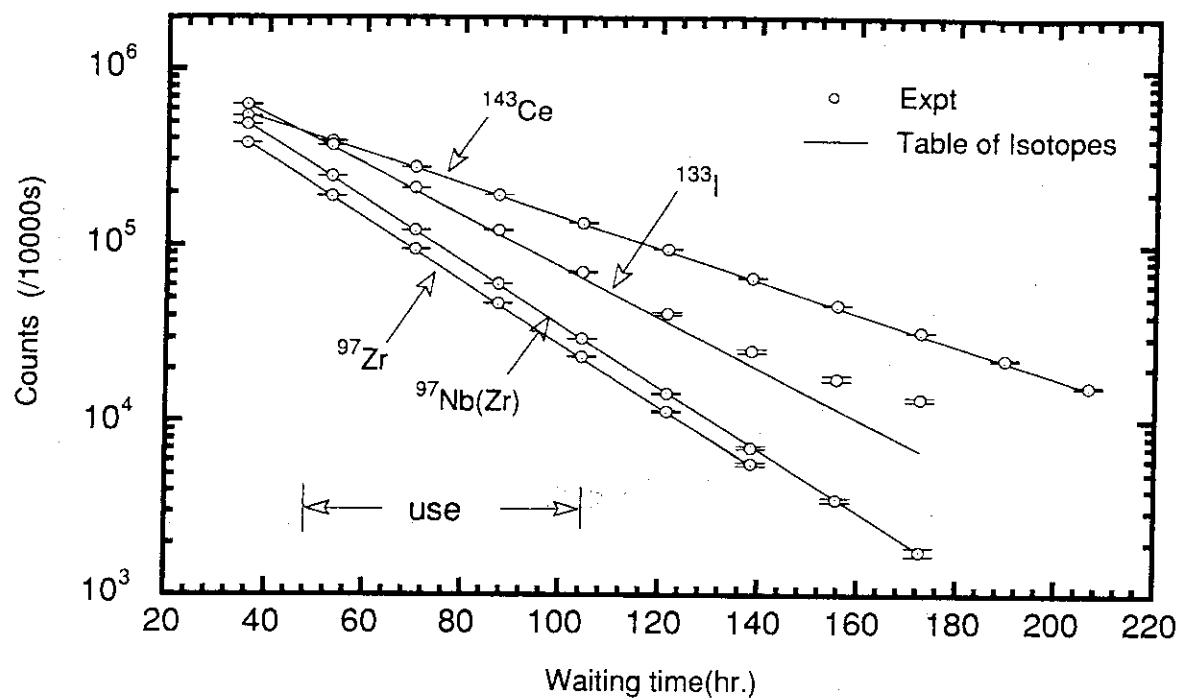
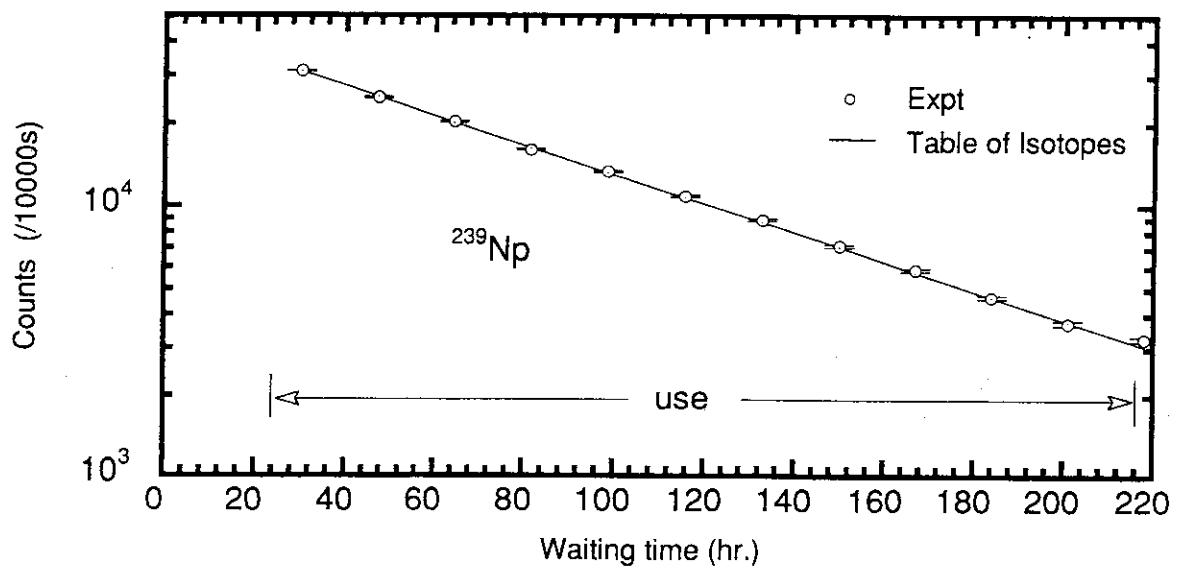


Fig. 3.3 Gamma-ray spectrum of an irradiated depleted uranium foil
(waiting time 30.0 hr)



(a) Enriched uranium foil



(b) Depleted uranium foil

Fig. 3.4 Decay curve of γ -ray counts of uranium foils irradiated for calibration based on thermal cross sections

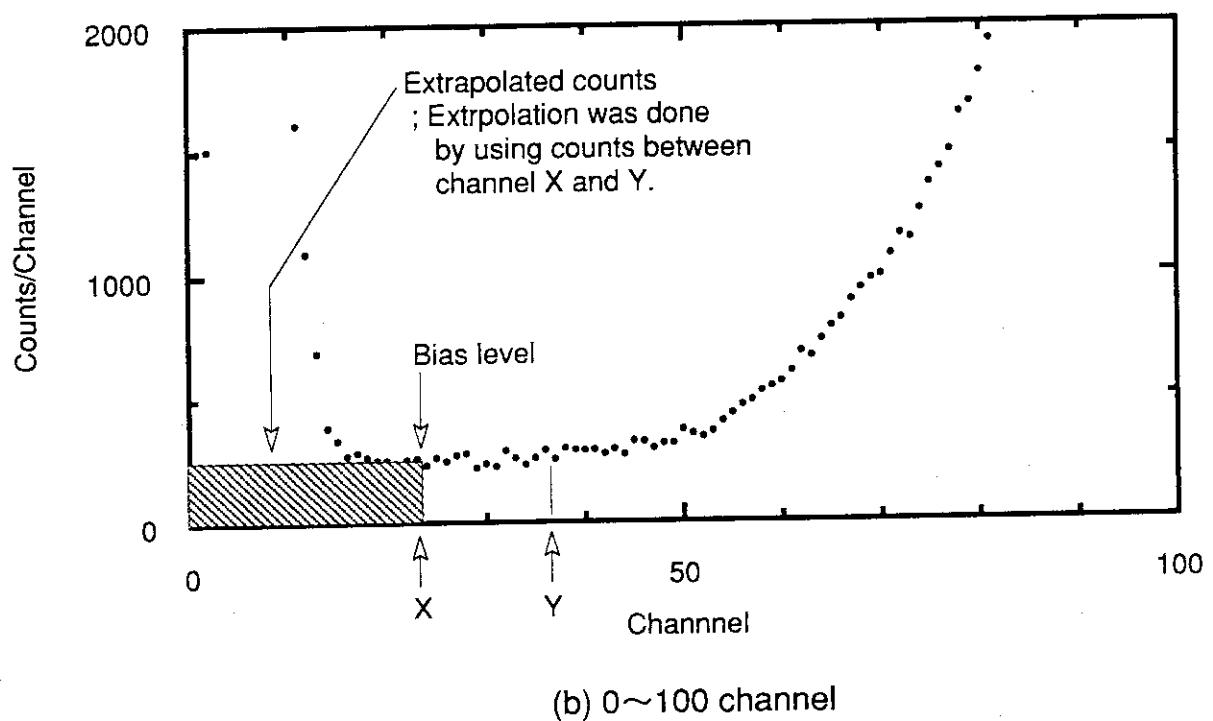
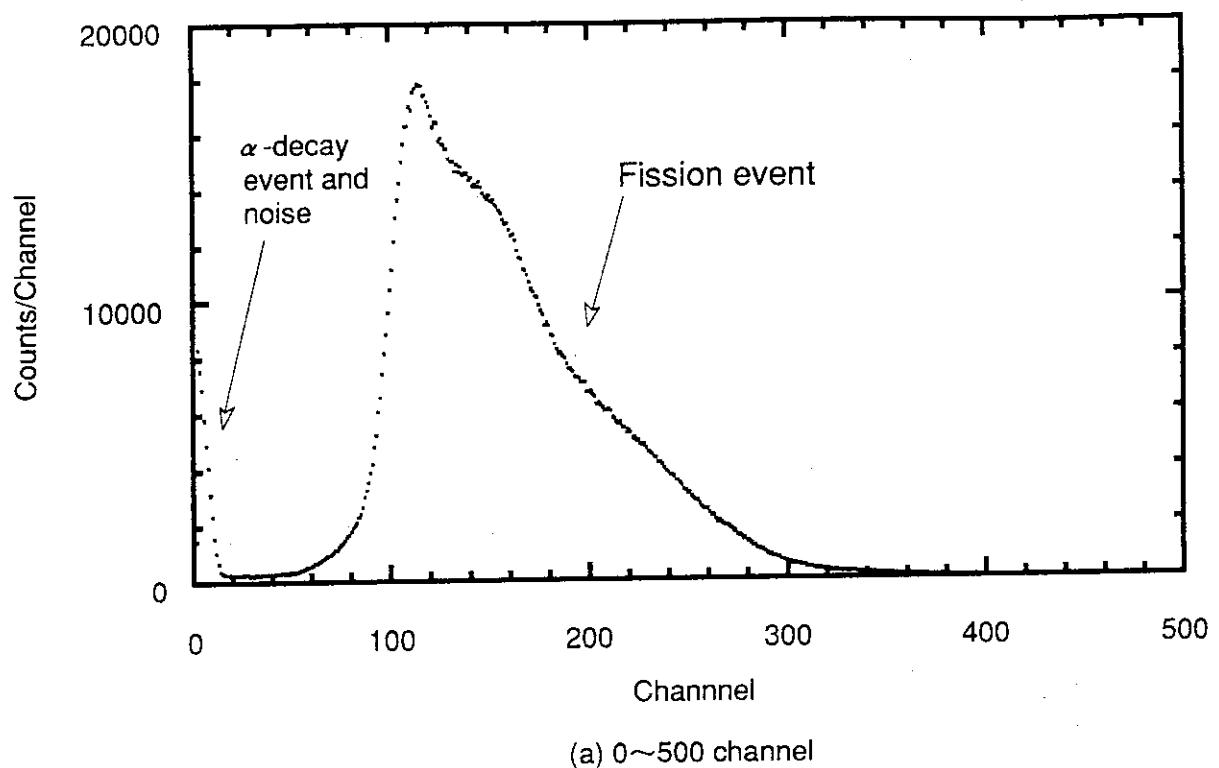


Fig. 3.5 Pulse-height distribution of a fission chamber

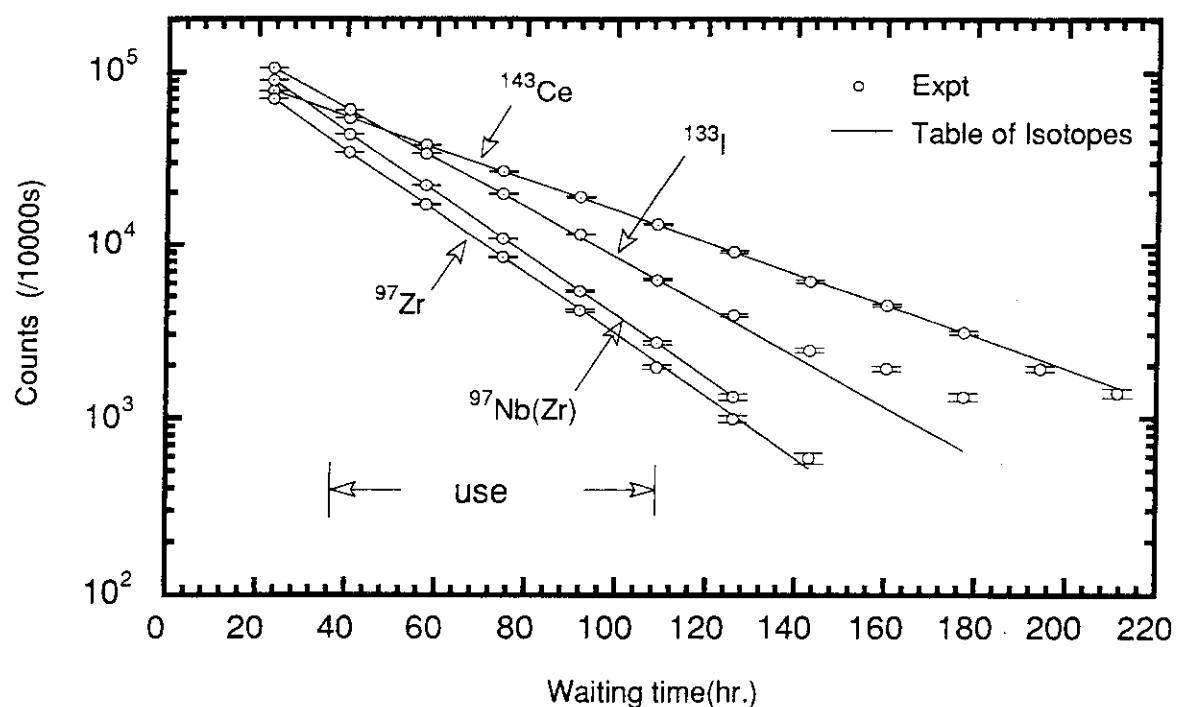


Fig. 3.6 Decay curve of γ -ray counts of an enriched uranium foil irradiated with a fission chamber

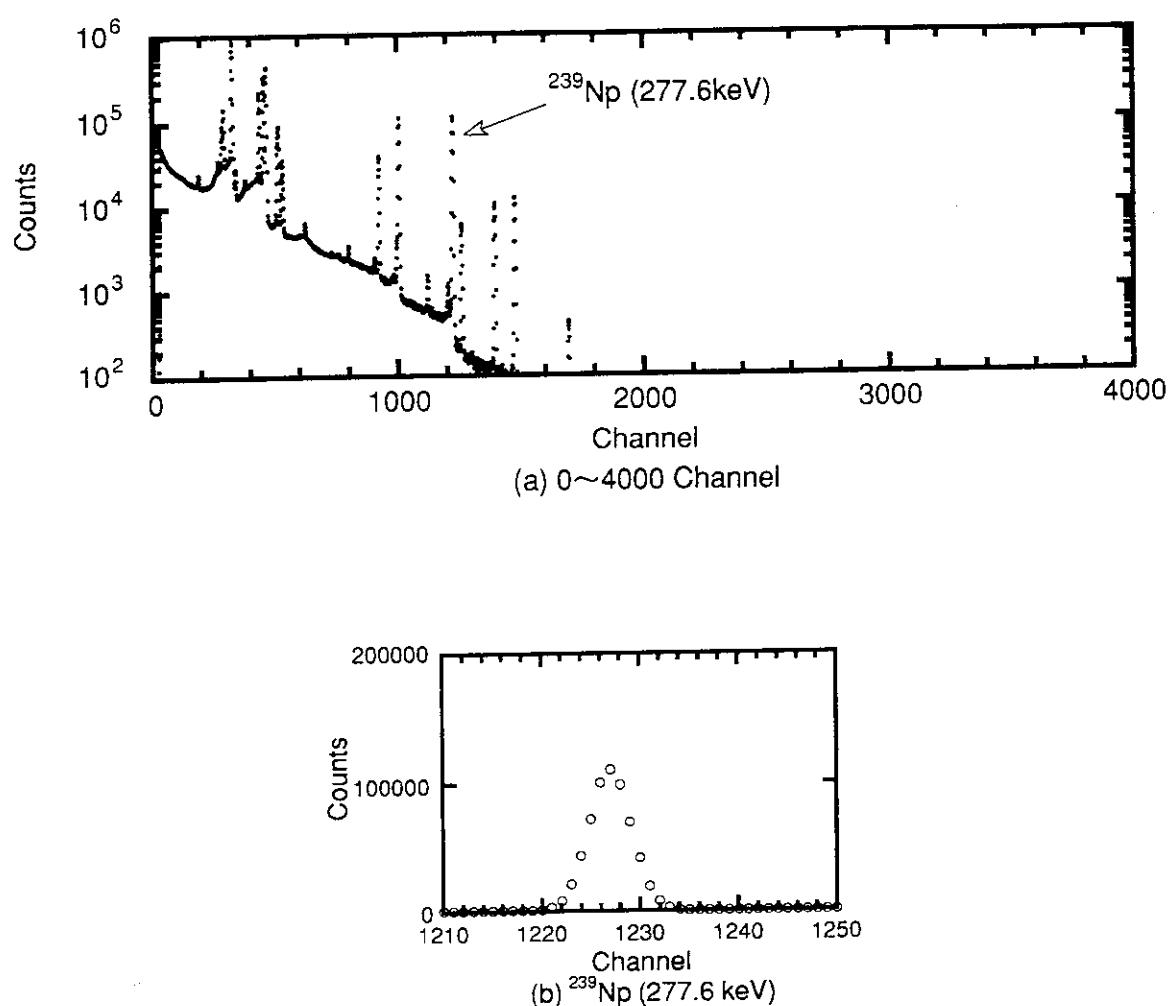


Fig. 3.7 Gamma-ray spectrum of a ^{243}Am - ^{239}Np source

4. 実験結果および考察

4.1 実験結果

(1) ^{235}U 核分裂率の絶対値に関する校正

Table 4.1に校正手法間の実効的な計数効率の比較を示す。Table 4.4には誤差の内訳を示す。これら両手法による実験結果の誤差評価では、両手法に共通となる以下の諸量の誤差は考慮に入れなかった。

- 濃縮ウラン箔内の γ 線自己吸収補正係数^{注1)}
- 濃縮ウラン箔よりの γ 線計数の時間減衰補正係数^{注1)}
- 濃縮ウラン箔内の中性子自己遮蔽補正係数^{注2)}
- 核分裂生成物収率^{注2)}

また、これら以外でも小さな補正量の誤差およびWestcottのg因子の誤差は無視した。さらに、3.2で記述した各光電ピークの半減期に関する実験値と文献値の相違も、比較を行おうとしている2つの校正手法間で相違の傾向が同様であるため、その影響は誤差として考慮に入れなかった。

熱中性子定数法では以下の誤差の寄与が大きく、各計数効率値の誤差は1.6%程度となった。

- 濃縮ウラン箔 γ 線計数誤差 : 0.4%~0.78%
- 金箔内の中性子自己遮蔽補正係数誤差 : 1.4%

核分裂計数管法では以下の誤差の寄与が大きく、各計数効率値の誤差は0.7%~1.5%の間となった。

- 濃縮ウラン箔 γ 線計数誤差 : 0.25%~1.3%
- 計数管用濃縮ウラン電着箔中の ^{235}U 原子数誤差 : 0.5%

各計数効率値の両手法間での相違はこれら誤差よりも小さく、1.5%以内となった。

注1) 校正実験時と反応率測定実験時の箔 γ 線測定も相対測定となる。従って、2つの実験時で同一仕様の濃縮ウラン箔を照射し、かつ照射条件および γ 線測定条件をそれぞれ等しくすれば、これら補正係数の誤差は最終的な反応率誤差にも伝搬されない。

注2) 2.1にて前述した様に、核分裂計数管法では校正実験と反応率実験の箔照射場を共通とすることが出来る。この場合、これら誤差も、2つの実験時で共通となるため、最終的な反応率誤差に伝搬されない。

(2) ^{238}U 捕獲反応率の絶対値に関する校正

Table 4.2に校正手法間の実効的な計数効率の比較を示す。Table 4.5には誤差の内訳を示す。Table 4.5に示した諸量以外の補正是小さいため、それらの誤差は無視した。さらにWestcottのg因子の誤差も無視した。熱中性子定数法では以下の誤差の寄与が大きく、計数効率値の誤差は1.9%となった。

- ^{238}U 捕獲反応2200m/s断面積誤差	: 0.71%
- 金箔内の中性子自己遮蔽補正係数誤差	: 1.4%

$^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 線源法で考慮した誤差は以下の2つのみであり、計数効率値の誤差は0.4%と小さくなつた。

- 線源の絶対放射能値の誤差	: 0.26%
- γ 線計数誤差	: 0.3%

これら誤差と比べて計数効率値の両手法間での相違は0.5%であり、 $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 線源法による計数効率値の実験誤差と同程度となった。

(3) ^{238}U 捕獲反応率対 ^{235}U 核分裂率比に関する校正

Table 4.3に校正手法間の実効的な計数効率の比の比較を示す。Table 4.6には誤差の内訳を示す。本節(1)と同様に、両手法で共通となる以下の諸量の誤差は考慮に入れなかった。また、これら以外でも小さな補正量の誤差およびWestcottのg因子の誤差は無視した。

- 濃縮ウラン箔内の γ 線自己吸収補正係数
- 濃縮ウラン箔よりの γ 線計数の時間減衰補正係数
- 濃縮ウラン箔内の中性子自己遮蔽補正係数
- 核分裂生成物収率

核分裂計数管法および $^{243}\text{Am}-^{239}\text{Np}$ 線源法の組合せでは、濃縮ウラン箔 γ 線計数誤差(0.25%~1.3%)の寄与が大きく、各計数効率比の実験誤差は0.8%~1.5%の間となった。熱中性子定数法では以下の誤差の寄与が大きく、いずれの計数効率比の実験誤差も1.4%程度となった。

- 濃縮ウラン箔 γ 線計数誤差	: 0.4%~0.78%
- ^{238}U 捕獲反応率の2200m/s断面積の誤差	: 0.71%

これに比べて、計数効率比の校正手法間での相違はこれら実験誤差よりも小さく、1%以内となつた。

4.2 考察

前節の実験結果をまとめると、各反応率の絶対値および反応率比いずれに関しても、校正手法間での実効的な計数効率の相違は誤差と同程度であるか、または誤差よりも小さなものとなった。2章にて記述した様に、各校正手法の基準は以下に示すとうりである。

- 熱中性子定数法 : 標準熱中性子場における反応率値
- 核分裂計数管法 : 核分裂計数管より得られる核分裂率値
- ^{243}Am - ^{239}Np 線源法 : 線源の絶対放射能値

すなわち、この様に基準が全く独立している校正手法間で、計数効率の良好な一致が得られた。従って、これらの校正の基準より得られる計数効率に対しては、今回考慮した誤差以外の系統誤差は無視し得るものと言えよう。

Table 4.1 Comparison of effective counting efficiencies between based on thermal cross sections and by using the fission chamber for absolute ^{235}U fission rate

	^{143}Ce [293keV]	^{133}I [530keV]	$^{97}\text{Nb}(\text{Zr})$ [658keV]	^{97}Zr [743keV]
<u>Effective efficiencies ($\times 10^3$ counts/decay)</u>				
Calibration based on thermal cross sections	$6.99 \pm 1.6\%$	$7.12 \pm 1.6\%$	$6.56 \pm 1.7\%$	$5.09 \pm 1.6\%$
Calibration by using the fission chamber	$6.99 \pm 0.74\%$	$7.22 \pm 1.5\%$	$6.58 \pm 0.92\%$	$5.12 \pm 1.3\%$
<u>Relative difference (%)</u>				
	0.1	1.4	0.3	0.6

Table 4.2 Comparison of effective counting efficiencies at ^{239}Np [278keV] between based on thermal cross sections and by using the ^{243}Am - ^{239}Np source for absolute ^{238}U capture rate

	Effective efficiency ($\times 10^3$ counts/decay)
Calibration based on thermal cross sections	$1.014 \pm 1.9\%$
Calibration by using the ^{243}Am - ^{239}Np source	$1.019 \pm 0.4\%$
<u>Relative difference (%)</u>	
	0.5

Table 4.3 Comparison of effective counting efficiency ratios between based on thermal cross sections and by using both fission chamber and ^{243}Am - ^{239}Np source for reaction rate ratio of ^{238}U capture to ^{235}U fission

	^{143}Ce [293keV]*	^{133}I [530keV]*	$^{97}\text{Nb}(\text{Zr})$ [658keV]*	^{97}Zr [743keV]*
<u>Effective efficiency ratio</u>				
Calibration based on thermal cross sections	$0.1450 \pm 1.4\%$	$0.1423 \pm 1.4\%$	$0.1546 \pm 1.5\%$	$0.1993 \pm 1.3\%$
Calibration by using both fission chamber and ^{243}Am - ^{239}Np source	$0.1457 \pm 0.84\%$	$0.1411 \pm 1.5\%$	$0.1550 \pm 1.0\%$	$0.1992 \pm 1.3\%$
<u>Relative difference (%)</u>				
	0.5	-0.9	0.3	-0.1

* γ -ray peak for $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ capture : ^{239}Np [278keV]

Table 4.4 Break down of errors ($1\sigma\%$) of the effective counting efficiencies for absolute ^{235}U fission rate

Component*	Calibration based on thermal cross sections	Calibration by using the fission chamber
- γ -ray counts of the enriched U foil	0.40~0.78	0.25~1.3
- Weight of the enriched U foil	0.20	0.20
- Absolute saturation activity of the gold foil	0.30	
- Weight of the gold foil	0.10	
- Correction factor for the neutron self shielding in the gold foil	1.40	
- 2200m/s cross section of ^{235}U fission	0.19	
- 2200m/s cross section of ^{197}Au capture	0.09	
- Counts of the fission chamber		0.15
- Atom number of ^{235}U in the deposit of fission chamber		0.50
- Correction factor due to F.P. self attenuation		0.35
- etz. correction factor		0.22
- Total error**	1.5~1.7	0.7~1.5

* Errors of following quantities are not propagated for the present efficiencies

Decay correction factor for the γ -ray counts of the enriched U foil
 Correction factor for the neutron self shielding in the enriched U foil
 Correction factor for the γ -ray self attenuation in the enriched U foil
 Correction factor for the edge effect of the enriched U foil
 Correction factor for the edge effect of the gold foil
 Cumulative yield of the fission products
 Westcott g-factor of ^{235}U fission
 Westcott g-factor of ^{197}Au capture

** Total error is the root of the sum of squared individual components

Table 4.5 Break down of errors ($1\sigma\%$) of the effective counting efficiencies for absolute ^{238}U capture rate

Component*	Calibration based on thermal cross sections	Calibration by using the ^{243}Am - ^{239}Np source
- γ -ray counts of the depleted U foil	0.39	
- Weight of the depleted U foil	0.20	
- Decay correction factor for the γ -ray counts of the depleted U foil	0.43	
- Correction factor for the neutron self shielding in the depleted U foil	0.15	
- Correction factor for the γ -ray self attenuation in the depleted U foil	0.66	
- Absolute saturation activity of the gold foil	0.30	
- Weight of the gold foil	0.10	
- Correction factor for the neutron self shielding in the gold foil	1.4	
- 2200m/s cross section of ^{238}U capture	0.71	
- 2200m/s cross section of ^{197}Au capture	0.09	
- Absolute disintegration rate of the ^{243}Am - ^{239}Np source		0.26
- γ -ray counts of the ^{243}Am - ^{239}Np source		0.30
- Total error**	1.9	0.40

* Errors of following quantities are not propagated for the present efficiencies

Correction factor for the edge effect of the depleted U foil

Correction factor for the edge effect of the gold foil

Westcott g-factor of ^{238}U capture

Westcott g-factor of ^{197}Au capture

** Total error is the root of the sum of squared individual components

Table 4.6 Break down of errors ($1\sigma\%$) of the effective counting efficiency ratios for reaction rate ratio of ^{238}U capture to ^{235}U fission

Component*	Calibration based on thermal cross sections	Calibration by using both fission chamber and ^{243}Am - ^{239}Np source
- γ -ray counts of the enriched U foil	0.40~0.78	0.25~1.3
- Weight of the enriched U foil	0.20	0.20
- 2200m/s cross section of ^{235}U fission	0.19	
- γ -ray counts of the depleted U foil	0.39	
- Weight of the depleted U foil	0.20	
- Decay correction factor for the γ -ray counts of the depleted U foil	0.43	
- Correction factor for the neutron self shielding in the depleted U foil	0.15	
- Correction factor for the γ -ray self attenuation in the depleted U foil	0.66	
- 2200m/s cross section of ^{238}U capture	0.71	
- Counts of the fission chamber		0.15
- Atom number of ^{235}U in the deposit of fission chamber		0.50
- Correction factor due to F.P. self attenuation		0.35
- etz. correction factor		0.22
- Absolute disintegration rate of the ^{243}Am - ^{239}Np source		0.26
- γ -ray counts of the ^{243}Am - ^{239}Np source		0.30
- Total error**	1.3~1.5	0.8~1.5

* Errors of following quantities are not propagated for the present efficiency ratios

Decay correction factor for the γ -ray counts of the enriched U foil
 Correction factor for the neutron self shielding in the enriched U foil
 Correction factor for γ -ray self attenuation in the enriched U foil
 Correction factor for the edge effect of the enriched U foil
 Cumulative yield of the fission products
 Correction factor for the edge effect of the depleted U foil
 Correction factor for the edge effect of the gold foil
 Westcott g-factor of ^{235}U fission
 Westcott g-factor of ^{238}U capture

** Total error is the root of the sum of squared individual components

5. まとめと今後の課題

高速炉臨界実験装置における、箔放射化法による反応率測定に必要な γ 線検出器の実効的な計数効率を求める校正実験を行った。各計数効率は、互いに独立した2つの校正手法で求めた。校正に大きな系統誤差が含まれないことを確認するために、得られた校正結果間の比較を行った。

従来、主眼が置かれていた反応率比および ^{238}U 捕獲反応率に関する計数効率の比較に加えて、今回は核分裂率の絶対測定そのものに関しても、異なる校正手法間の計数効率の比較を行った。すなわち、 ^{235}U 核分裂率測定のための計数効率に関して、熱中性子定数法と核分裂計数管法との間での比較を行った。

比較実験により以下の結果が得られた。

- ^{235}U 核分裂率および ^{238}U 捕獲反応率の絶対測定のための計数効率に関しては、異なる手法間で1.5%以内の一一致が得られた。
- ^{238}U 捕獲反応対 ^{235}U 核分裂率比測定のための計数効率比に関しては、異なる手法間で1%以内の一一致が得られた。

この様にして、 ^{238}U 捕獲反応率の絶対値および ^{238}U 捕獲反応率対 ^{235}U 核分裂率比測定のための計数効率の比較では、これまでに諸外国の臨界実験施設で行われて来た結果^{[5]-[8],[10]}と比べて、ほぼ同等の良好な一致が得られた。今回新たに行った ^{235}U 核分裂率の絶対測定のための計数効率の比較でも、同様に良好な一致が得られた。

さらに、これらの良好な一致より、今回の校正実験の基準とした計数管、線源および標準熱中性子場より得られる計数効率に対しては、今回考慮した誤差以外の系統誤差は無視し得ることも示された。

今回の校正実験では、金箔内の中性子自己遮蔽補正係数は計算で評価した。このため、補正係数に対しては3章で記述した様に、比較的大きな誤差(1.4%)を見積もらざるを得なかった。熱中性子定数法による反応率の絶対測定のための計数効率では、これは最も大きな誤差成分となっている。従って、この補正係数を実験にて直接求めることが、誤差低減のために必要となる。仮に、この補正係数を金箔の絶対放射能値と同程度の誤差(0.3%)で測定することができれば、 ^{235}U 核分裂率測定のための計数効率は、実験誤差1%内で評価することが可能となる。

謝 辞

京都大学工学部の木村逸郎教授には本研究の全般にわたり助言をいただいた。日本原子力研究所原子炉工学部の早坂克久氏には計数管位置交換装置等の実験装置の製作および調整を行っていただいた。また、原研保健物理部の吉田真、吉澤道夫両氏には原研において金箔放射能の絶対測定を行っていただくとともに有益な助言をいただいた。原研高速炉物理研究室長の向山武彦氏には本報告書をまとめるに当たり助言をいただいた。さらに、KUR重水熱中性子設備での照射に際しては研究炉の運転および放射線管理担当者の諸氏の協力を得た。原研FCAでの照射ではFCA管理機関員の協力を得た。これら各位に感謝の意を表したい。

参 考 文 献

- 1) Berger H. et. al.: "Investigation of Importance-Weighted Infinite Multiplication Constants in Clean and Poisoned LWHCR Lattices", Proc. of International Reactor Physics Conference, Yellowstone, USA(Sept. 1988)
- 2) Fischer E.A.: "Integral Measurements of the Effective Delayed Neutron Fractions in the Fast Critical Assembly SNEAK", Nucl. Sci. Eng. 62, 105(1977)
- 3) Martini M. et. al.: "Summary of the First Meeting on Experimental Program of NEACRP Beta-Effective Benchmark Measurement at MASURCA" NEACRP-A-1120(1991)
- 4) 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)
- 5) Kusters H.: "Progress in Fast Reactor Physics in the Federal Republic of Germany", KfK-1632(1973)
- 6) Sanders J. E.: "A Review of ZEBRA Techniques for the Measurement of Reactivity Parameters, Reaction Rate Ratios and Spectra", Proc. of Intern. Symposium on Physics of Fast Reactors, Tokyo(1973)
- 7) Brumbach S.B. and Madison D.W.: "Reaction Rate Calibration Techniques at ZPPR for ^{239}Pu Fission, ^{235}U Fission, $^{238}\text{Fission}$ and ^{238}U Capture", USAEC Rep. ANL-82-38(1982)

謝　　辞

京都大学工学部の木村逸郎教授には本研究の全般にわたり助言をいただいた。日本原子力研究所原子炉工学部の早坂克久氏には計数管位置交換装置等の実験装置の製作および調整を行っていただいた。また、原研保健物理部の吉田真、吉澤道夫両氏には原研において金箔放射能の絶対測定を行っていただくとともに有益な助言をいただいた。原研高速炉物理研究室長の向山武彦氏には本報告書をまとめるに当たり助言をいただいた。さらに、KUR重水熱中性子設備での照射に際しては研究炉の運転および放射線管理担当者の諸氏の協力を得た。原研FCAでの照射ではFCA管理機関員の協力を得た。これら各位に感謝の意を表したい。

参 考 文 献

- 1) Berger H. et. al.: "Investigation of Importance-Weighted Infinite Multiplication Constants in Clean and Poisoned LWHCR Lattices", Proc. of International Reactor Physics Conference, Yellowstone, USA(Sept. 1988)
- 2) Fischer E.A.: "Integral Measurements of the Effective Delayed Neutron Fractions in the Fast Critical Assembly SNEAK", Nucl. Sci. Eng. 62, 105(1977)
- 3) Martini M. et. al.: "Summary of the First Meeting on Experimental Program of NEACRP Beta-Effective Benchmark Measurement at MASURCA" NEACRP-A-1120(1991)
- 4) 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)
- 5) Kusters H.: "Progress in Fast Reactor Physics in the Federal Republic of Germany", KfK-1632(1973)
- 6) Sanders J. E.: "A Review of ZEBRA Techniques for the Measurement of Reactivity Parameters, Reaction Rate Ratios and Spectra", Proc. of Intern. Symposium on Physics of Fast Reactors, Tokyo(1973)
- 7) Brumbach S.B. and Madison D.W.; "Reaction Rate Calibration Techniques at ZPPR for ^{239}Pu Fission, ^{235}U Fission, $^{238}\text{Fission}$ and ^{238}U Capture", USAEC Rep. ANL-82-38(1982)

- 8) Gmur K.: "Techniques of Reaction Rate Measurements on the PROTEUS Reactor", EIR-Breicht Nr.529(1984)
- 9) Seufert H. and Stegemann D.: "A Method for Absolute Determination of ^{238}U Capture Rate in Fast Zero-Power Reactors", Nucl. Sci. Eng. 28, 277(1967)
- 10) Diiorio G.J. and Poenitz W.P.: "Accurate ^{238}U Neutron Capture Rate Determinations", Nucl. Instrum. Methods 198, 461(1982)
- 11) Kobayashi K., Mizoo N. and Hirota J.: "Absolute Measurement of ^{238}U Capture Rate on FCA Assembly V-2", JAERI-M 9054(1980)
- 12) Pinter M. et. al.: "Interlaboratory Comparison of Absolute Fission Rate and Uranium-238 Capture rate Measurements in the Mol- Σ Secondary Intermediate-Energy Standard Neutron Field", Proc. of a Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, D.C., NBS SP 425(1975).
- 13) Maddison D.W. and Ingram G.: "ANL/AEEW Comparison of Reaction Rate Ratio Techniques in ZEBRA", 26th NEACRP Meeting, NEACRP-A-542(1983)
- 14) Kono N. and Shinohara N.: private communication
- 15) Obu M.: "Preparation and Characteristics of Fission Chambers with Actinide Nuclides", JAERI-M 9757(1981)
- 16) Kanda K. et al.: "Thermal Neutron Standard Field with a Maxwellian Distribution Using The KUR Heavy Water Facility" Nucl. Instrum. Methods. 148, 535 (1978)
- 17) Kanda K. et al.: "Measurements of Neutron Flux and Spectrum at Irradiation Facilities of Kyoto University Reactor" Ann. Reports of Res. Reactor Inst. Kyoto Univ. 2, 18 (1969)
- 18) Leader C.M. and Shirley V.S.(ed.):"Table of Isotopes(7th ed.)", Willey Intersci. Publ.
- 19) Tasaka K. et al.: "JNDC Nuclear Data Library of Fission Products Second Version", JAERI 1320 (1990).

- 20) Hanna G.C.: "The Neutron Flux Perturbation Due to an Absorbing Foil; A Comparison of Theories and Experiments" Nucl. Sci. Eng. 15, 325 (1963)
- 21) Nemoto T. and Obu M.,: "Data Processing Code System for Foil Experiments", JAERI-M 84-147(1984)
- 22) Mughabghab S.F., Divadeenam M. and Holden N.E.: "Neutron Resonance Parameters and Thermal Cross Sections" National Nuclear Data Center BNL, Academic Press (1981).
- 23) Westcott C.H.: "Effective Cross Section Values for Well-Moderated Thermal Reactor Spectra", AECL-1101 (1960).
- 24) Storm E. and Israel H.I.: Nucl. Data Tables (1970).
- 25) Grundl J.A. and Gilliam D.M.: "Measurement of Absolute Fission Rates", Nucl. Technol. 25 (1976)
- 26) Poenitz W.: "Determination of Absolute Thermal Neutron Flux by Gold Foils" KFK180 (1963)
- 27) Beckurts K.H. and Wirtz K.: "Neutron Physics", Springer-Verlag, New York, (1964)
- 28) ANON,: "A Handbook of Radioactivity Measurements Procedures", NCRP Report No.58, National Council on Radiation Protection and Measurements(1978).
- 29) Hirota J.: "Fast Critical Experiments in FCA and their Analysis" JAERI 1289 (1984)
- 30) Takano H., et al., : "Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constants Set JFS-3-J2", JAERI-M 82-135(1982)

付録 1 実効的な計数効率を決定する式の導出

A.1.1 熱中性子断面積に基づく²³⁵U核分裂の絶対値に関する校正手法

照射による濃縮ウラン箔内の²³⁵U一原子当たりの平均核分裂率(R_{EU})は、照射後箔の測定 γ 線の全ピーク計数(C_{EU})、ゲルマニウム検出器の光電ピーク効率(\mathcal{E}_{fis})、箔内の²³⁵U原子数(N_{EU})およびその他の補正係数等より一般に(A.1.1)式の様に表される。

$$R_{EU} = \frac{C_{EU}}{\mathcal{E}_{fis} \cdot N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot P_{fis} \cdot f_{iEU} \cdot f_{aEU} \cdot d_{EU}} \quad (\text{A.1.1})$$

ここで、

- K_{EU} : 測定 γ 線計数の時間減衰補正係数
- y : 核分裂生成核種の核分裂収率
- P_{fis} : 測定 γ 線の放出確率
- f_{iEU} : 濃縮ウラン箔内の不純物核種の核分裂の寄与分補正係数
- f_{aEU} : 濃縮ウラン箔内の γ 線自己吸収補正係数
- d_{EU} : 点線源に対する検出器の幾何学的効率と濃縮ウラン箔(面線源)に対する検出器の幾何学的効率の比(\mathcal{E}_{fis} は点線源に対する光電ピーク効率とする。)

校正実験時および反応率測定実験時を通して同一仕様^{注)}の濃縮ウラン箔を使用すれば、 d_{EU} は P_{fis} とともに両実験時で共通となる。従って、ここでは(A.1.2)式の様に \mathcal{E}_{fis} にこれらを掛け合わせた実効的な計数効率(η_{fis})を定義する。

$$\eta_{fis} = P_{fis} \cdot d_{EU} \cdot \mathcal{E}_{fis} \quad (\text{A.1.2})$$

(A.1.1)式および(A.1.2)式から(A.1.3)式が導かれる。

$$R_{EU} = \frac{C_{EU}}{\eta_{fis} \cdot N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot f_{iEU} \cdot f_{aEU}} \quad (\text{A.1.3})$$

校正実験では η_{fis} を求めるためにこれを(A.1.4)式の様に書き直す。

$$\eta_{fis} = \frac{C_{EU}}{R_{EU} \cdot N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot f_{iEU} \cdot f_{aEU}} \quad (\text{A.1.4})$$

注) 同一の径、厚さ

熱中性子定数法では、校正実験照射時の熱中性子束値と熱中性子断面積に基づく R_{EU} から η_{fis} を決定する。このため、標準熱中性子場で濃縮ウラン箔と熱中性子束モニターとしての金箔を同様の条件で同時に照射しなければならない。 ^{235}U 核分裂率および ^{197}Au 捕獲反応率への熱外中性子の寄与を無視できるものと仮定すると、付録2に示す様に R_{EU} は(A.1.5)式の様に表される。

$$R_{EU} = \frac{D_{s Gold}}{N_{Gold}} \cdot \frac{f_{s EU}}{f_{s Gold}} \cdot \frac{(1+e_{EU})}{(1+e_{Gold})} \cdot \frac{\sigma_{235f}}{\sigma_{197c}} \cdot \frac{g_{235f}}{g_{197c}} \quad (\text{A.1.5})$$

ここで、

- $D_{s Gold}$: 金箔の絶対飽和放射能
- N_{Gold} : 金箔中の ^{197}Au 原子数
- $\sigma_{235f}, \sigma_{197c}$: ^{235}U 核分裂および ^{197}Au 捕獲反応の2200m/s断面積
- g_{235f}, g_{197c} : ^{235}U 核分裂および ^{197}Au 捕獲反応のWestcottのg因子
- $f_{s EU}, f_{s Gold}$: 濃縮ウラン箔内および金箔内の中性子自己遮蔽補正係数
- e_{EU}, e_{Gold} : 濃縮ウラン箔および金箔のエッヂ効果補正

(A.1.5)式を(A.1.4)式に代入して実効的な計数効率(η_{fis})は(A.1.6)式から決定される。

$$\eta_{fis} = \frac{C_{EU}}{N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot f_{i EU} \cdot f_{a EU}} \cdot \frac{N_{Gold}}{D_{s Gold}} \cdot \frac{f_{s Gold}}{f_{s EU}} \cdot \frac{\sigma_{197c}}{\sigma_{235f}} \cdot \frac{g_{197c}}{g_{235f}} \cdot \frac{(1+e_{Gold})}{(1+e_{EU})} \quad (\text{A.1.6})$$

A.1.2 核分裂計数管を使用する ^{235}U 核分裂の絶対値に関する校正手法

本校正手法では、核分裂計数管^[15]の計数率から得られる核分裂率の絶対値を基準に(A.1.4)式にて η_{fis} を決定する。照射中の計数管用濃縮ウラン電着箔内の ^{235}U 一原子当たりの核分裂率(R_{PFC})は、計数管の補正済み計数率(C_{PFC} ; 3.3参照)および電着箔の ^{235}U 原子数(N_{PFC})より(A.1.7)式にて得られる。

$$R_{PFC} = \frac{C_{PFC}}{N_{PFC}} \quad (\text{A.1.7})$$

計数管用濃縮ウラン電着箔と濃縮ウラン箔を同様の条件で照射しても、一般に非常に薄い電着箔($20 \sim 200 \mu\text{g/cm}^2$)と濃縮ウラン箔(約 40mg/cm^2)の厚さの相違を考慮する必要がある。すなわち、濃縮ウラン箔内における ^{235}U 一原子当たりの平均核分裂率(R_{EU})は R_{PFC} に濃縮ウラン箔内中性子自己遮蔽補正係数($f_{s EU}$)および濃縮ウラン箔エッヂ効果補正係数($1+e_{EU}$)を乗じることにより得られる。

$$R_{EU} = R_{PFC} \cdot f_{s EU} \cdot (1+e_{EU}) \quad (\text{A.1.8})$$

(A.1.7)式および(A.1.8)式を(A.1.4)式に代入することにより、 η_{fis} は(A.1.9)式から決定される。

$$\eta_{fis} = \frac{C_{EU}}{N_{EU} \cdot K_{EU} \cdot y \cdot f_{iEU} \cdot f_{aEU} \cdot f_{sEU} \cdot (1 + e_{EU})} \cdot \frac{N_{PFC}}{C_{PFC}} \quad (\text{A.1.9})$$

A.1.3 热中性子断面積に基づく²³⁸U捕獲反応率の絶対値に関する校正手法

²³⁸Uの中性子捕獲反応から²³⁹Uおよび²³⁹Npを経て²³⁹Puが生成される過程は本文2章のFig.2.2の様に示される。照射による劣化ウラン箔内の²³⁸U一原子当たりの平均捕獲反応率(R_{DU})は、²³⁹Npより発する測定 γ 線の全ピーク計数(C_{DU})、ゲルマニウム検出器の光電ピーク効率(\mathcal{E}_{cap})、箔内の²³⁸U原子数(N_{DU})およびその他の補正係数等より一般に(A.1.10)式の様に表される。

$$R_{DU} = \frac{C_{DU}}{\mathcal{E}_{cap} \cdot N_{DU} \cdot K_{DU} \cdot P_{cap} \cdot f_{aDU} \cdot d_{DU}} \quad (\text{A.1.10})$$

ここで、

- K_{DU} : 測定 γ 線の時間減衰補正係数
- P_{cap} : ²³⁹Npよりの測定 γ 線の放出確率
- f_{aDU} : 劣化ウラン箔内の γ 線自己吸収補正係数
- d_{DU} : 点線源に対する検出器の幾何学的効率と劣化ウラン箔(面線源)に対する検出器の幾何学的効率の比(\mathcal{E}_{cap} は点線源に対する光電ピーク効率とする。)

A.1.1で記述した様に、 \mathcal{E}_{cap} に P_{cap} および d_{DU} を掛け合わせた実効的な計数効率 η_{cap} を定義する。

$$\eta_{cap} = P_{cap} \cdot d_{DU} \cdot \mathcal{E}_{cap} \quad (\text{A.1.11})$$

(A.1.10)式および(A.1.11)式より、

$$R_{DU} = \frac{C_{DU}}{\eta_{cap} \cdot N_{DU} \cdot K_{DU} \cdot f_{aDU}} \quad (\text{A.1.12})$$

校正実験では、 η_{cap} を求めるために(A.1.12)式を(A.1.13)式の様に書き直す。

$$\eta_{cap} = \frac{C_{DU}}{R_{DU} \cdot N_{DU} \cdot K_{DU} \cdot f_{aDU}} \quad (\text{A.1.13})$$

さらに、校正実験照射時の R_{DU} を求めるために、A.1.1と同様に熱中性子場で劣化ウラン箔と金箔を照射する。 ^{238}U 捕獲反応率および ^{197}Au 捕獲反応率への熱外中性子の寄与を無視できるものと仮定すると、付録2に示す様に R_{DU} は熱中性子定数より(A.1.14)式の様に表される。

$$R_{DU} = \frac{D_{s\ Gold}}{N_{Gold}} \cdot \frac{f_{s\ DU}}{f_{s\ Gold}} \cdot \frac{(1+e_{DU})}{(1+e_{Gold})} \cdot \frac{\sigma_{238c}}{\sigma_{197c}} \cdot \frac{g_{238c}}{g_{197c}} \quad (\text{A.1.14})$$

ここで、

- σ_{238c} : ^{238}U の2200m/s捕獲反応断面積
- g_{238c} : ^{238}U 捕獲反応のWestcottのg因子
- $f_{s\ DU}$: 劣化ウラン箔内の中性子自己遮蔽補正係数
- e_{DU} : 劣化ウラン箔のエッヂ効果補正

(A.1.14)式にて表される R_{DU} を(A.1.13)式に代入すれば、 η_{cap} は(A.1.15)式から決定される。

$$\eta_{cap} = \frac{C_{DU}}{N_{DU} \cdot K_{DU} \cdot f_{a\ DU}} \cdot \frac{N_{Gold}}{D_{s\ Gold}} \cdot \frac{f_{s\ Gold}}{f_{s\ DU}} \cdot \frac{(1+e_{Gold})}{(1+e_{DU})} \cdot \frac{\sigma_{197c}}{\sigma_{238c}} \cdot \frac{g_{197c}}{g_{238c}} \quad (\text{A.1.15})$$

A.1.4 ^{243}Am - ^{239}Np 線源を使用する ^{39}U 捕獲反応率の絶対値に関する校正手法

^{243}Am - ^{239}Np 線源中の ^{239}Np の絶対放射能(A_s)とこれより発する測定 γ 線の全ピーク計数率(C_s)の関係は、一般に(A.1.16)式の様に表される。

$$A_s = \frac{C_s}{\mathcal{E}_{cap} \cdot P_{cap} \cdot d_s} \quad (\text{A.1.16})$$

ここで、

- d_s : 点線源に対する検出器の幾何学的効率と ^{243}Am - ^{239}Np 線源（面線源）に対する検出器の幾何学的効率の比

さらに、劣化ウラン箔と同形状の ^{243}Am - ^{239}Np 面線源を使用すれば、(A.1.16)式中の d_s と(A.1.11)式中の d_{DU} は等しい値をとるため、(A.1.16)式は(A.1.17)式の様に書き直される。

$$A_s = \frac{C_s}{\mathcal{E}_{cap} \cdot P_{cap} \cdot d_{DU}} \quad (\text{A.1.17})$$

従って、 η_{cap} は(A.1.18)式の様に表される。

$$\eta_{cap} = \frac{C_s}{A_s} \quad (\text{A.1.18})$$

付録 2 校正実験時の熱中性子断面積に基づく箔内反応率

A.2.1 ^{235}U 核分裂率の絶対値

校正実験時の金箔照射により測定される熱中性子束 (ϕ_{th}) および濃縮ウラン箔内における、 ^{235}U 一原子当りの平均核分裂率(R_{EU})は、それぞれ(A.2.1)式および(A.2.2)式により表される。

$$\phi_{th} = \frac{D_{s Gold}}{N_{Gold} \cdot \sigma_{197c} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T_n}} \cdot (G^0_{197c} + G^I_{197c}) \cdot (1 + r_{197c} \cdot \frac{s_{197c}}{g_{197c}}) \cdot (1 + e_{Gold})} \quad (\text{A.2.1})$$

$$R_{EU} = \phi_{th} \cdot \sigma_{235f} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T_n}} \cdot (G^0_{235f} + G^I_{235f}) \cdot (1 + r_{235f} \cdot \frac{s_{235f}}{g_{235f}}) \cdot (1 + e_{EU}) \quad (\text{A.2.2})$$

ここで、

$D_{s Gold}$: 金箔の飽和放射能の絶対値
N_{Gold}	: 金箔中の ^{197}Au 原子数
σ_{197c} 、 σ_{235f}	: ^{197}Au 捕獲反応および ^{235}U 核分裂の2200m/s断面積
e_{Gold} 、 e_{EU}	: 金箔および濃縮ウラン箔のエッヂ効果補正
T_0	: 2200m/s中性子の温度(20C°, 293.15K)
T_n	: 中性子温度(60C°, 333K)
$(G^0_{197c} + G^I_{197c})$, ^(注)	: Poenitz ^[26] による金箔内および濃縮ウラン箔内
$(G^0_{235f} + G^I_{235f})$	での中性子自己遮蔽と散乱の補正係数
$r_{197c} \cdot \frac{s_{197c}}{g_{197c}}$: Westcott ^[23] による ^{197}Au 捕獲反応率および ^{235}U 核分裂率
$r_{235f} \cdot \frac{s_{235f}}{g_{235f}}$	への熱外中性子寄与分の補正

$(G^0_{235f} + G^I_{235f})$ および $(G^0_{197c} + G^I_{197c})$ では、それぞれ、 ^{235}U 核分裂断面積および ^{197}Au 捕獲断面積の非1/v断面積としてのエネルギー依存性を考慮している。

(A.2.1)式を(A.2.2)式に代入すると(A.2.3)式が得られる。

$$R_{EU} = \frac{D_{s Gold} \cdot \sigma_{235f} \cdot (G^0_{235f} + G^I_{235f}) \cdot (1 + r_{235f} \cdot \frac{s_{235f}}{g_{235f}}) \cdot (1 + e_{EU})}{N_{Gold} \cdot \sigma_{197c} \cdot (G^0_{197c} + G^I_{197c}) \cdot (1 + r_{197c} \cdot \frac{s_{197c}}{g_{197c}}) \cdot (1 + e_{Gold})} \quad (\text{A.2.3})$$

薄い箔内における中性子散乱の効果は小さい^[27]ため、 G^I_{235f} および G^I_{197c} を無視する。さらに、

注) 参考文献[26]では $(G^0_{th} + G^I_{th})$

G^0_{235f} および G^0_{197c} をともに Westcott の g 因子 (g_{235f} , g_{197c}) と 箔内中性子自己遮蔽補正係数 (f_{sEU} , f_{sGold}) の積で表す。すなわち、

$$(G^0_{235f} + G^I_{235f}) = g_{235f} \cdot f_{sEU} \quad (\text{A.2.4})$$

$$(G^0_{197c} + G^I_{197c}) = g_{197c} \cdot f_{sGold} \quad (\text{A.2.5})$$

^{235}U 核分裂率および ^{197}Au 捕獲反応率への熱外中性子の寄与分を無視できるものと仮定し、かつ (A.2.4)式および(A.2.5)式を(A.2.3)式に代入すると R_{EU} は(A.2.6)式にて表される

$$R_{EU} = \frac{D_{sGold}}{N_{Gold}} \cdot \frac{f_{sEU}}{f_{sGold}} \cdot \frac{(1+e_{EU})}{(1+e_{Gold})} \cdot \frac{\sigma_{235f}}{\sigma_{197c}} \cdot \frac{g_{235f}}{g_{197c}} \quad (\text{A.2.6})$$

f_{sEU} および f_{sGold} はそれぞれ(A.2.7)式および(A.2.8)式の様に表される。

$$f_{sEU} = \frac{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E) \cdot \frac{(1 - 2 \cdot E_3(\Sigma_{235a}(E) \cdot t))}{2 \cdot E_3(\Sigma_{235a}(E) \cdot t)}}{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E)} \quad (\text{A.2.7})$$

$$f_{sGold} = \frac{\int dE \Sigma_{197c}(E) \cdot \phi_{th}(E) \cdot \frac{(1 - 2 \cdot E_3(\Sigma_{197a}(E) \cdot t))}{2 \cdot E_3(\Sigma_{197a}(E) \cdot t)}}{\int dE \Sigma_{197c}(E) \cdot \phi_{th}(E)} \quad (\text{A.2.8})$$

ここで、

$\Sigma_{235f}(E)$: ^{235}U 核分裂断面積	t	: 箔厚さ
$\Sigma_{235a}(E)$: ^{235}U 吸収反応断面積	$E_3(\cdot)$: 3次の指數積分関数
$\Sigma_{197c}(E)$: ^{197}Au 捕獲反応断面積	$\phi_{th}(E)$: 热中性子束スペクトル

(A.2.7)式および(A.2.8)式では散乱断面積の寄与を無視した。ここまで議論では、箔への中性子等方入射を仮定したが、中性子が平行ビームとして箔に入射する場合は、 f_{sEU} および f_{sGold} は容易にそれぞれ(A.2.9)式および(A.2.10)式の様に表される。

注) 箔厚さを0とおくと、 G^0_{235f} および G^0_{197c} はそれぞれ ^{235}U 核分裂率および ^{197}Au 捕獲反応率の Westcott の g 因子となり、 G^I_{235f} および G^I_{197c} はともに 0 となる^[26]。

$$f_{s EU} = \frac{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E) \cdot \frac{(1 - \exp(-\Sigma_{235a}(E) \cdot t))}{\exp(\Sigma_{235a}(E) \cdot t)}}{\int dE \Sigma_{235f}(E) \cdot \phi_{th}(E)} \quad (A.2.9)$$

$$f_{s Gold} = \frac{\int dE \Sigma_{197c}(E) \cdot \phi_{th}(E) \cdot \frac{(1 - \exp(-\Sigma_{197c}(E) \cdot t))}{\exp(\Sigma_{197c}(E) \cdot t)}}{\int dE \Sigma_{197c}(E) \cdot \phi_{th}(E)} \quad (A.2.10)$$

A.2.2 ^{238}U 捕獲反応率の絶対値

校正実験照射時の劣化ウラン箔内における、一原子当りの ^{238}U 平均捕獲反応率(R_{DU})は(A.2.3)式と同様に(A.2.11)式の様に表される。

$$R_{DU} = \frac{D_{s Gold} \cdot \sigma_{238c} \cdot (G^0_{238c} + G^1_{238c}) \cdot \left(1 + r_{238c} \cdot \frac{s_{238c}}{g_{238c}}\right) \cdot (1 + e_{DU})}{N_{Gold} \cdot \sigma_{197c} \cdot (G^0_{197c} + G^1_{197c}) \cdot \left(1 + r_{197c} \cdot \frac{s_{197c}}{g_{197c}}\right) \cdot (1 + e_{Gold})} \quad (A.2.11)$$

ここで、

σ_{238c}	: ^{238}U の2200m/s捕獲反応断面積
e_{DU}	: 劣化ウラン箔のエッチ効果補正
$(G^0_{238c} + G^1_{238c})$: 劣化ウラン箔内での中性子自己遮蔽と散乱の補正係数
$r_{238c} \cdot \frac{s_{238c}}{g_{238c}}$: ^{238}U 捕獲反応率への熱外中性子寄与分の補正

A.2.1と同様に、 $(G^0_{238c} + G^1_{238c})$ をWestcottのg因子(g_{238c})と劣化ウラン箔内中性子自己遮蔽補正係数($f_{s DU}$)の積で表す。

$$(G^0_{238c} + G^1_{238c}) = g_{238c} \cdot f_{s DU} \quad (A.2.12)$$

^{238}U 捕獲反応率および ^{197}Au 捕獲反応率への熱外中性子の寄与分を無視できるものと仮定し、かつ(A.2.5)式および(A.2.12)式を(A.2.11)式に代入すると R_{DU} は(A.2.13)式にて表される

$$R_{DU} = \frac{D_{s Gold}}{N_{Gold}} \cdot \frac{f_{s DU}}{f_{s Gold}} \cdot \frac{(1 + e_{DU})}{(1 + e_{Gold})} \cdot \frac{\sigma_{238c}}{\sigma_{197c}} \cdot \frac{g_{238c}}{g_{197c}} \quad (A.2.13)$$

付録 3 照射後金箔放射能の絶対測定

照射後金箔放射能の絶対測定は京都大学原子炉実験所におけるガスフロー型 $4\pi\beta-\gamma$ 同時計数装置で行った。不感時間による数え落し分補正量を小さくおさえるため、照射後約6日間の冷却時間を経た後、数回以上の測定を行った。さらに(A.3.1)式を使用して各測定時点における ^{198}Au の絶対放射能値(D_{Gold})を求めた。

$$D_{Gold} = \frac{N_\beta \cdot N_\gamma}{N_{\beta\gamma}} \cdot \frac{I}{I + \frac{(1-\varepsilon_\beta) \cdot \alpha \cdot \varepsilon_c}{\varepsilon_\beta \cdot (1+\alpha)}} \quad (\text{A.3.1})$$

ここで、

N_β : β 線計数

N_γ : γ 線計数

$N_{\beta\gamma}$: $\beta\gamma$ 同時計数

ε_β : β 線検出系効率

α : 0.412MeV γ 線の内部転換係数

ε_c : 内部転換電子に対する 4π カウンターの効率

N_β 、 N_γ および $N_{\beta\gamma}$ に対する不感時間補正および偶発同時計数補正是参考文献[28]に基づき行った。 β 線検出系の不感時間および同時計数回路の分解時間はそれぞれ $5\mu\text{s}$ および $0.94\mu\text{s}$ であった。また、 ε_β は $N_{\beta\gamma}$ と N_γ の比より求めた結果56.6%であった。 α は0.045とした。 ε_c は使用した金箔の厚さ ($\sim 43\text{mg/cm}^2$; Table3.1) より評価し0.851とした。

さらに、各時点の D_{Gold} に ^{198}Au の半減期の文献値2.656日^[18]による時間減衰補正を行い飽和絶対放射能値(D_{sGold})に換算した。ここで、本文2章の(2.7)式の様に、時間減衰補正には本文3章で記述する定常中性子束レベル達成までの照射量の寄与分を考慮した。飽和絶対放射能値の実験誤差は、 β 線計数値、 γ 線計数値および $\beta-\gamma$ 同時計数値の各統計誤差のみを伝搬させて評価した。

付録 4 濃縮ウラン箔内中性子自己遮蔽補正係数評価実験および解析

箔内の中性子自己遮蔽補正係数の計算式は付録2に示した。ところが、濃縮ウラン箔の場合、²³⁵Uの2200m/s吸收断面積が約600バーンと大きいため、使用した濃縮ウラン箔の厚さを考慮すると比較的大きな10%程度の補正が予想された。このため、濃縮ウラン箔については実験により中性子自己遮蔽補正係数を求めた。

中性子自己遮蔽補正係数を求める一般的な方法は、厚さの異なる数種類の箔を同一条件で照射し、それらの誘導放射能の比を測定することによる。ところが、厚さの異なる濃縮ウラン箔の入手が困難であったため、これとは異なるA.4.1に記述する実験方法で中性子自己遮蔽補正係数を評価した。さらに、A.4.4においては補正係数の計算結果と本実験結果を比較し、補正係数の計算結果の妥当性をチェックした。これは、この様な実験を行わなかった他の箔に関して、補正係数の計算結果の信頼性を間接的に確認するためである。

A.4.1 実験方法

ここでは、核分裂計数管法による校正実験を応用して中性子自己遮蔽補正係数を求める。A.4.4にて後述する様に、高速中性子場では²³⁵U吸收断面積の低下に伴い今回の実験に使用した濃縮ウラン箔内の中性子自己遮蔽補正是無視し得る。すなわち、高速中性子場(f)における校正実験では、本文2章の(2.2)式を変形して(A.4.1)式の様に濃縮ウラン箔内中性子自己遮蔽補正係数とは独立に計数効率(η_{fis})が決定できる。

$$\eta_{fis} = \frac{C_{EU(f)}}{N_{EU(f)} \cdot K_{EU(f)} \cdot y_{(f)} \cdot f_{i\,EU(f)} \cdot f_{a\,EU(f)} \cdot (1+e_{EU(f)})} \cdot \frac{N_{PFC(f)}}{C_{PFC(f)}} \quad (A.4.1)$$

また、標準熱中性子場(t)における校正実験では、本文2章の(2.2)式と同様に(A.4.2)式から η_{fis} を求めなければならない。

$$\eta_{fis} = \frac{C_{EU(t)}}{N_{EU(t)} \cdot K_{EU(t)} \cdot y_{(t)} \cdot f_{i\,EU(t)} \cdot f_{a\,EU(t)} \cdot f_{s\,EU(t)} \cdot (1+e_{EU(t)})} \cdot \frac{N_{PFC(t)}}{C_{PFC(t)}} \quad (A.4.2)$$

ここで、(A.4.2)式を変形して逆に η_{fis} から熱中性子場における中性子自己遮蔽補正係数 $f_{s\,EU(t)}$ を表す。

$$f_{s\,EU(t)} = \frac{C_{EU(t)}}{N_{EU(t)} \cdot K_{EU(t)} \cdot y_{(t)} \cdot f_{i\,EU(t)} \cdot f_{a\,EU(t)} \cdot \eta_{fis} \cdot (1+e_{EU(t)})} \cdot \frac{N_{PFC(t)}}{C_{PFC(t)}} \quad (A.4.3)$$

(A.4.1)式にて決定された η_{fis} を(A.4.3)式に代入することにより、 $f_{s\,EU(t)}$ が得られる。

A.4.2 実験

熱中性子場における校正実験は本文3章に示すので、ここでは高速中性子場における校正実験について記述する。

高速炉臨界実験装置FCA^[29]に構築された酸化物燃料高速増殖炉模擬炉心の炉心中心部を校正実験の照射場として使用した。Fig.A.4.1に示す様に炉心中心引出し内に空間を設け、Fig.A.4.2に示す様濃縮ウラン小型平行板電極型核分裂計数管を装填し、原子炉出力12Wで照射を行った。定常出力到達以降の照射中の核分裂による計数を本文3.3と同様に波高分析器にて収集した。本計数値に対して以下の4つの補正を行った。

- 不感時間補正(0.1%以下)
- 計数管出力信号波高分布の零外挿補正(約0.4%)
- 計数管電着箔内不純物核種による核分裂寄与分補正(0.13%)
- 電着箔内での核分裂生成物の自己吸収分補正(0.15%)

ここで、不純物核種（主に²³⁸U）による核分裂寄与分補正は、計数管用電着箔のウラン同位体組成（本文3章のTable 3.2）と計算により求めたこれら同位体の核分裂率比から算定し、これ以外の補正是本文3.3と同様に行った。

次に、電着箔の代わりに濃縮ウラン箔（本文3章と共通の仕様）を白金板上に貼り付けた計数管をやはりFig.A.4.2に示す様に炉心中心引出し内に装填し、一定の原子炉出力（80W）で3時間照射した。この様にして、計数管用電着箔と濃縮ウラン箔は同一の炉心内位置にて照射される様に配慮した。ただし、計数管の照射と濃縮ウラン箔の照射は別々に行なったため、両照射時の中性子束レベルの差は別に設けた炉内の中性子束レベルモニター（大型核分裂計数管）の計数率値を使用して補正した。

照射後約20時間の待時間を経た後、同軸形ゲルマニウム検出器を含む箔データ処理システムにて本文3章と同様の測定条件で照射後濃縮ウラン箔のγ線測定を行った。本文3章と同様に核分裂生成物より発する4つの光電ピーク計数を処理し、各エネルギーにおけるゲルマニウム検出器の実効的な計数効率を求めた。その際、計数値に対して以下の3つの補正を本文3.2と同様に行った。

- 濃縮ウラン箔の測定γ線計数の時間減衰補正
- 濃縮ウラン箔内γ線自己吸収補正
- 濃縮ウラン箔のエッヂ効果補正

高速中性子による核分裂生成物収率は本文3章のTable 3.5に示す値を使用した。

A.4.3 実験結果

熱中性子場における濃縮ウラン箔内中性子自己遮蔽補正係数の実験結果をTable A.4.1に示す。各光電ピークに対応した4つの値の平均をもって自己遮蔽補正係数として採用した。実験誤差の成分をTable A.4.1の欄外に示す。これら以外の物理量および補正係数は、熱中性子場および高速中性子場の二つの測定で共通となるものまたは小さな補正であるため、それらの誤差は考慮に入れなかった。各誤差成分の寄与はほぼ同等であり、中性子自己遮蔽補正係数の実験誤差は0.53%となった。なお、核分裂生成物収率は熱中性子核分裂における収率と高速中性子核分裂における収率の比として使用することから、その誤差は考慮に入れなかった。Table A.4.1より3種類の核分裂生成物間での実験値のばらつきは、欄外に示した γ 線計数誤差よりも小さく約0.4%に過ぎない。この小さなばらつきからも、核分裂収率比の誤差はTable A.4.1に示した実験誤差に比べて小さく無視し得るものと考えられる。

A.4.4 解析

最初に、高速中性子場における濃縮ウラン箔内の中性子自己遮蔽補正が無視し得る量となることを確認するための計算を行った。高速中性子場における照射は、臨界実験装置の炉心中心部で行ったため、箔への中性子の等方入射を仮定して計算を行った（本文2章の(2.9)式）。その際、FCA炉心中心におけるエネルギー70群の中性子束スペクトルおよび実効吸収断面積を使用して計算を行った。これらはFCA炉心を2次元円筒モデルで近似し、JFS-3-J2 70群定数セット^[30]をもとに拡散計算より求めたものである。この様にして計算された70群の中性子束スペクトルおよび70群の実効吸収断面積をFig.A.4.3に示す。Fig.A.4.3より、主要なエネルギー領域で²³⁵Uの吸収断面積は数バーンに過ぎないことがわかる。この吸収断面積の大きさからも容易に推定される様に、高速中性子場における自己遮蔽補正量は0.1%以下となり無視し得ることがわかった。

次に、熱中性子場における箔内中性子自己遮蔽補正係数の計算を行った。これは、箔への中性子の平行ビーム入射を仮定した場合（本文2章の(2.10)式）と等方入射を仮定した場合（本文2章の(2.9)式）でそれぞれ行った。エネルギー依存²³⁵U吸収断面積は参考文献[23]より引用し、中性子束エネルギースペクトルは中性子温度333KのMaxwell分布として計算を行い、以下に示す結果を得た。

- 平行入射を仮定した場合の計算結果 0.959
- 等方入射を仮定した場合の計算結果 0.868
- 両者の平均値 0.914

2つの入射条件で、計算結果間には約10%の相違が生じた。本文3.2にて記述する様に、これら2つの値の平均を熱中性子場における補正係数の計算結果として採用した。Table A.4.1に示す様に計算結果と実験結果の一一致は良好である。

Table A.4.1 Correction factor for neutron self shielding
in the enriched uranium foil irradiated in
the thermal irradiation field

Experiment		
^{143}Ce	[293keV]	$0.908 \pm 0.44\%*$
^{133}I	[530keV]	$0.909 \pm 2.5\%*$
$^{97}\text{Nb} (^{97}\text{Zr})$	[658keV]	$0.912 \pm 0.71\%*$
^{97}Zr	[743keV]	$0.908 \pm 1.4\%*$
Average		$0.909 \pm 0.53\%**$
Calculation		0.914
Calculation		1.006
Experiment(average)		

* Errors(1σ) propagated

γ -ray counts

** Errors(1σ) propagated

Scattering between four values (0.3%)

Foil weight (Thermal irrad. 0.2%, Fast irrad. 0.2%)

Fission chamber counts (Thermal irrad. 0.1%, Fast irrad. 0.14%)

Flux level monitor counts (Fast irrad. 0.27%)

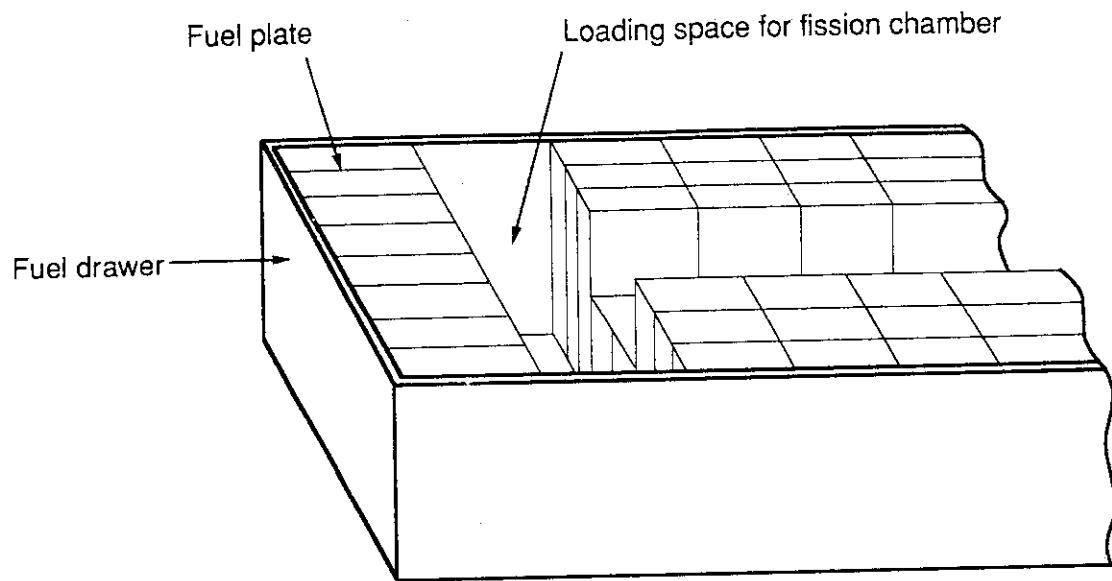


Fig. A.4.1 Loading space for fission chamber in the central drawer of FCA assembly

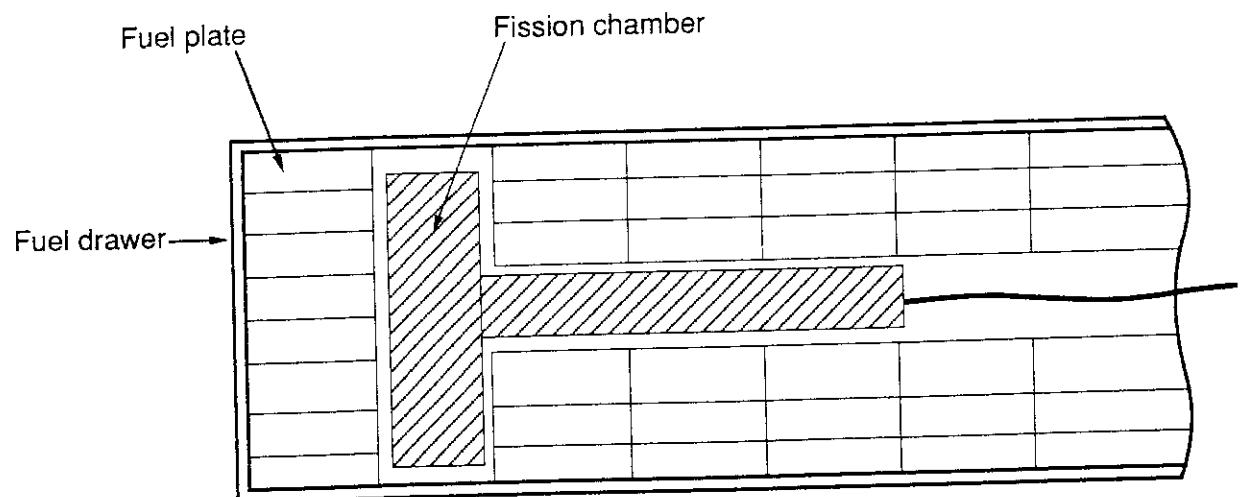


Fig. A.4.2 Configuration of fission chamber and fuel plates in the central drawer of FCA assembly

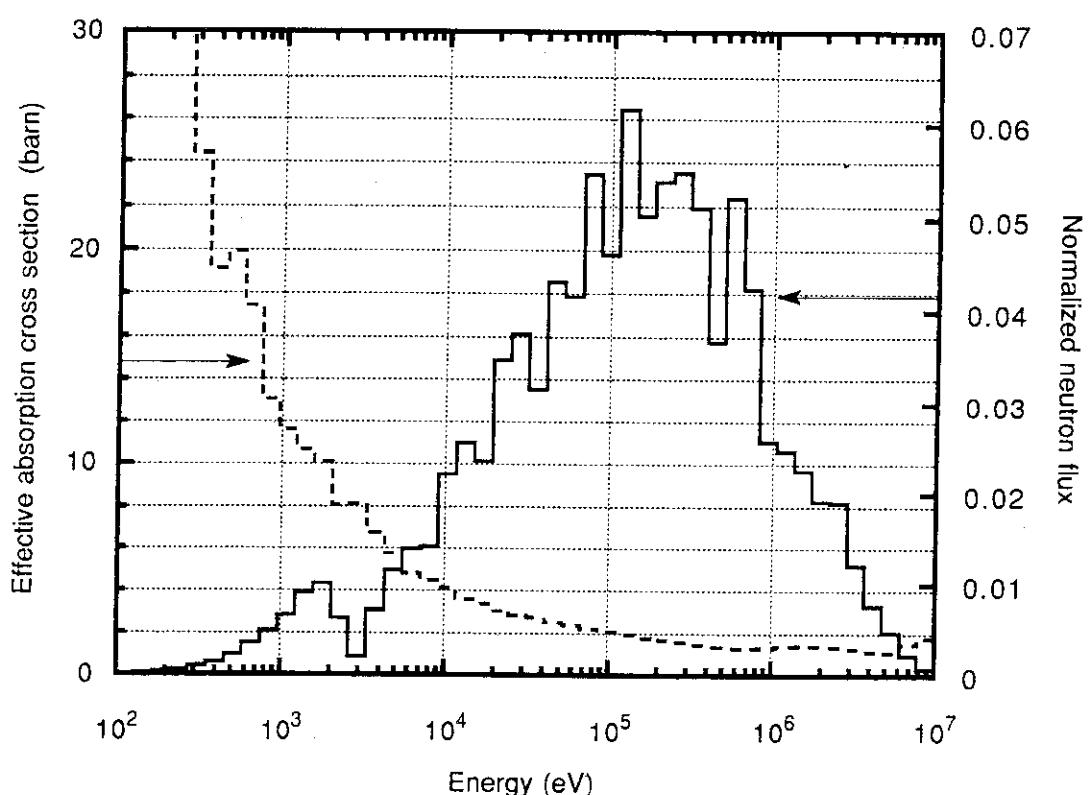


Fig. A.4.3 Neutron spectrum and effective absorption cross section of ^{235}U at the core center of FCA assembly simulating oxide fueled fast breeder reactor