

原著論文

 ^{241}Am 核分裂断面積の積分評価のための $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比測定**Measurement of $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ fission rate ratio for integral
evaluation of ^{241}Am fission cross section**

近畿大学原子力研究所

佐野 忠史

Atomic Energy Research Institute, Kindai University

Tadafumi Sano

要旨

^{241}Am は原子炉運転中の核燃料或いは使用済燃料中に含有されている半減期が432.6年の α 核種である。 ^{241}Am の中性子捕獲断面積は大きな事から原子炉の核設計上、考慮すべき要な核種である。一方、核分裂断面積については捕獲断面積と比較し小さいが、高速炉や加速器駆動未臨炉での核変換の対象となっていることから、核分裂断面積の高精度化は重要である。

そこで、本研究では ^{241}Am 核分裂断面積の精度向上の観点から、京都大学臨界集合体実験装置に $\text{H}/^{235}\text{U}$ が約49の炉心を構築し $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比を測定した。その結果、 $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比として 0.0451 ± 0.0002 を得た。MVP3.0とJENDL-4.0を用いた場合、そのC/E値は 0.986 ± 0.004 であった。更に異なる核データライブラリに収納されている ^{241}Am 断面積がC/E値に与える影響を検討するために、 ^{241}Am のみ使用する断面積をJENDL-4.0からENDF/B-VII.1またはJEFF-3.2に変更した計算を実施した。その結果、ENDF/B-VII.1を用いた場合は 0.975 ± 0.004 、JEFF-3.2を用いた場合は 0.954 ± 0.004 であった。

Summary

^{241}Am is an α -nuclide with a half-life of 432.6 years, which is contained in nuclear fuels during reactor operation and spent fuels. ^{241}Am is one of the important nuclides in the nuclear design of nuclear reactor because of its large neutron capture cross section. On the other hand, the fission cross section of ^{241}Am is smaller than the capture cross section, but it is important to improve the accuracy of the fission cross section because ^{241}Am is a target nuclide of transmutation in fast reactors and accelerator-driven systems.

In the present study, a critical core with about 49 of $\text{H}/^{235}\text{U}$ nuclide ratio in the Kyoto University Critical Assembly was constructed and $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ fission rate ratio was measured. As a result, the measured $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ fission rate ratio was 0.0451 ± 0.0002 . The C/E value with MVP3.0 and JENDL-4.0 lead to 0.986 ± 0.004 . On the other hand, the further MVP3.0 calculations, where only the ^{241}Am cross sections were taken from JENDL-4.0, ENDF/B-VII.1 or JEFF-3.2 all other nuclides were done from JENDL-4.0, were carried out to examine an impact of the difference of ^{241}Am cross section among these nuclear libraries to the fission rate ratio. The C/E values calculated with respective ^{241}Am cross sections from ENDF/B-VII.1 and JEFF-3.2 were 0.975 ± 0.004 and 0.954 ± 0.004 , respectively.

1. はじめに

中性子と原子核の相互作用に関する核データ（以下、断面積）を収納した評価済核データライブラリは原子炉の核設計や核燃料中のプルトニウムやマイナーアクチニド（MA）生成量評価、原子炉施設や加速器施設の中性子遮蔽、更には宇宙における元素合成の解明など様々な用途に使用されている。主な評価済核データライブラリ（以下、核データライブラリ）にはJENDL（日）、ENDF（米）、JEFF（OECD/NEA）がある。これらの核データライブラリに収納されている断面積は、基となる実験データは同一でも核データライブラリ毎に独自の断面積評価を行っている場合が多い。更には核データライブラリのバージョンアップに伴い新たに断面積評価を行っている場合が多い。そのために、図1に示す様に同一各種でも核データライブラリ毎やそのバージョン毎に断面積が異なる場合がある。

この様な理由から、原子炉の核設計では使用する核データライブラリによって、原子炉の重要なパラメータである臨界性や様々な反応度、中性子反応率（燃焼）の解析値が異なることがしばしば発生する。従って、何らかの手法を用いて断面積の妥当性評価（断面積評価）をすることは非常に重要である。断面積評価手法は大きく二つに分類することができる。一つは benchmark model に基づき数値計算を用いる手法であり、もう一つは実験値と比較する方法である。実験値を用いる手法では、更に微分実験（エネルギー依存の反応率や散乱中性子の角度依存性等）を用いる方法、積分実験を用いる方法がある。

積分実験では、臨界集合体、研究炉、動力炉において臨界性、反応度値、反応率比（燃焼度）等の核特性測定、或いは加速器や小型中性子源を用いた遮蔽実験が実施される。これらの測定値と目的の核データライブラリを用いた数値計算値が比較される。積分実験において、例えば原子炉に装荷されて

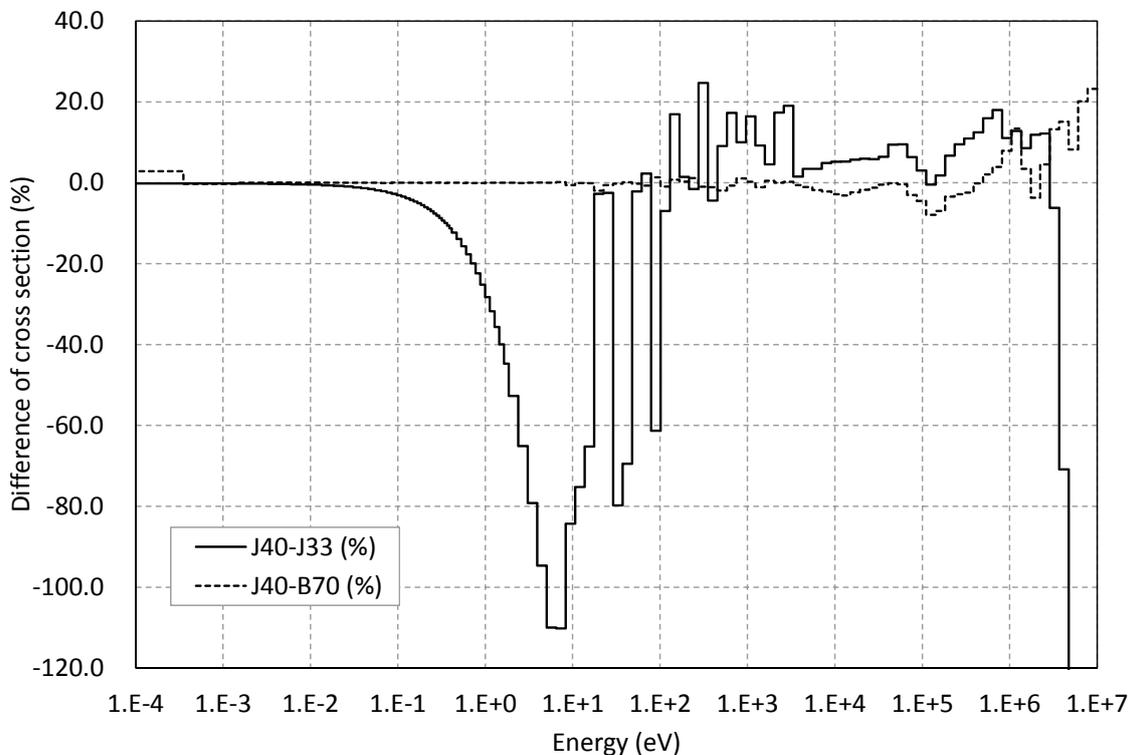


図1 ^{232}Th 捕獲断面積のJENDL-4.0 (J40) [1]とJENDL-3.3 (J33) [2]、ENDF/B-VII.0 (B70) [3]の差

いる²³⁵U、²³⁸U等、対象核種量が多ければ、前述の核特性の測定は比較的容易である。一方、試料量が少ない場合、対象核種を限定して核分裂率や中性子吸収率が測定される。

さて、MA核種は主に運転中の動力用原子炉の核燃料で生成され、使用済燃料中に含まれることから、核設計や使用済燃料中の放射能量、発熱量評価の観点より、精度の良い断面積が必要となる。特に²⁴¹Amは原子炉運転中の核燃料或いは使用済燃料中に含有されている α 核種である。その半減期は432.6年であることから、比放射能が大きく使用済燃料を取り扱う上で重要な核種である。さらに、²⁴¹Amや²³⁷Npは高レベル廃棄物減容を目的として核変換の対象核種となっており、世界中の研究機関において断面積データの高精度化[4-6]や積分評価が実施されている[7,8]。MAを対象とした実験を実施する場合、MA核種は比放射能が高く取扱が困難であることから、多くの場合、少量の試料を用いた実験が実施されてきた。MA核種に対する積分実験は、JAEAの軽水炉臨界実験装置(TCA)や高速炉臨界実験装置(FCA)においてサンプルワースや反応率比、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)を用いて核分裂率比や捕獲率比が測定されている[9-11]。KUCAにおいては²⁴¹Am/²³⁵U核分裂率比、²³⁷Np/²³⁵U核分裂率比が中性子スペクトルを $H/^{235}\text{U}$ =約37～332まで5段階に変更して系統的に測定されている。本研究ではKUCAにおいて²⁴¹Am/²³⁵U核分裂率比を再測定し²⁴¹Am核分裂断面積の積分評価を実施する。本研究は先にKUCAで実施された実験の追実験との位置づけである。更に反応率比の数値計算値に対して感度解析を実施した点が前回と異なる点である。本報告では第2章で各核データライブラリに収納されている²⁴¹Am核分裂断面積の比較を行い、第3章で核分裂率比測定実験、第4章で数値解析について説明する。更に第5章で本研究のまとめを行う。

2. ²⁴¹Am核分裂断面積

図2.1にJENDL-4.0に収納されている²⁴¹Am核分裂断面積、図2.2にENDF/B-VII.1[12]及びJEFF-3.2[13]に収納されている²⁴¹Am核分裂断面積のJENDL-4.0からの差を示す。ここでエネルギー分割位置は参考資料に示す通りである。

ENDF/B-VII.1はJENDL-4.0と比較して150eV以下の領域において断面積は一致している。これは、150eV以下の分離共鳴において、JENDL-4.0の共鳴パラメータを使用しているためである。150eV以上の非分離共鳴領域ではJENDL-4.0とENDF/B-VII.1で断面積データ作成コードが異なるためである。

JEFF-3.2はJENDL-4.0と比較して、1/v領域の0.2eVから0.0185eVの領域では最大約+15%大きく、0.0185eV以下では最大-19%小さい。一方、分離共鳴領域及び非分離共鳴領域では最大約-40%も小さなエネルギー群が存在する。

このように、特に150eV以上の核分裂断面積が3者で異なることから、²⁴¹Am核分裂率計算値はライブラリ毎に異なる可能性がある。

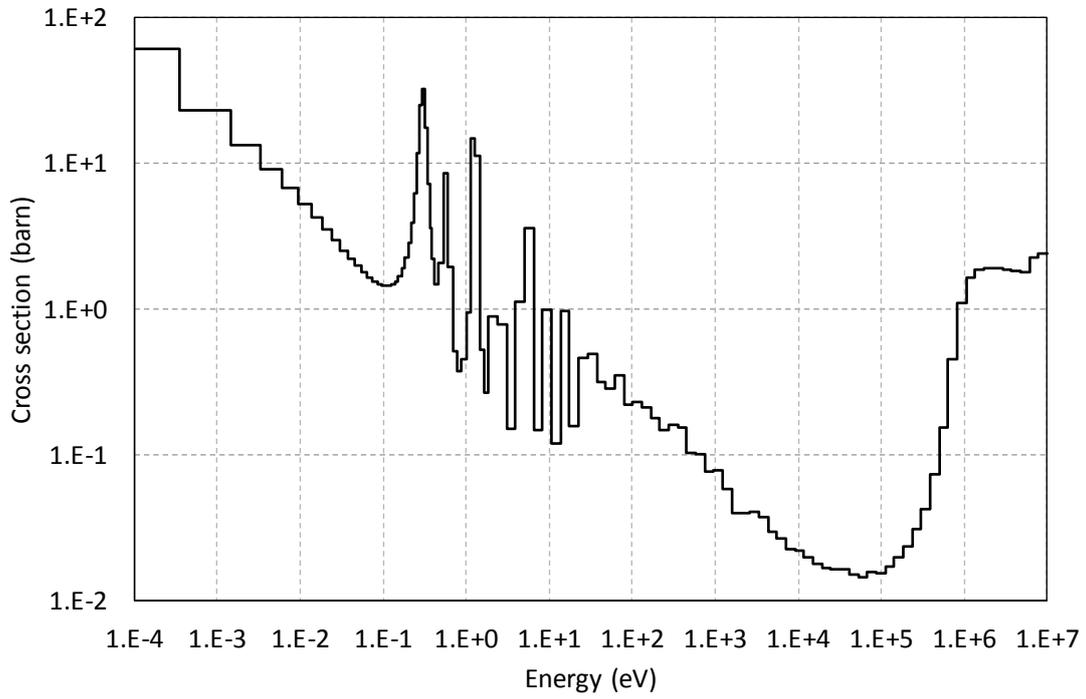


図2.1 ^{241}Am 核分裂断面積 (JENDL-4.0)

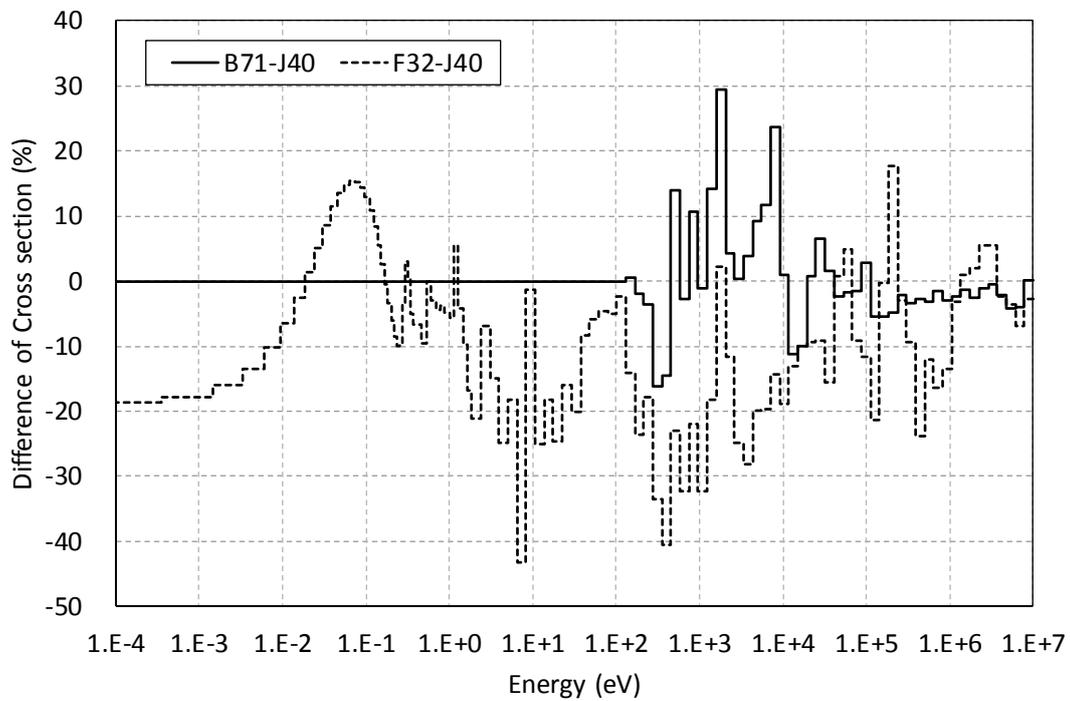


図2.2 ENDF/B-VII.I (B71) 及びJEFF-3.2 (F32) に収納されている ^{241}Am 核分裂断面積のJENDL-4.0からの差

3. 実験

3. 1 核分裂率比測定の実理

次式に反応率比 (R.R.) の定義式を示す。

$$R.R. = \frac{\int_0^\infty dEN_1\sigma_1(E)\phi(E)}{\int_0^\infty dEN_2\sigma_2(E)\phi(E)} \quad (3.1)$$

ここで、 $\sigma_x(E)$ は入射中性子 E に対する核種 x の中子断面積、 $\phi(E)$ は中性子スペクトル、 N は対象核種数である。本研究では核分裂断面積に注目するため σ_x は核分裂断面積とする。2つの試料位置が同じ場合、同一の中性子スペクトルで且つ同一の中性子束での照射が可能となる。さらに、核種2について、標準断面積となり得る核種を選択する。例えば ^{235}U 核分裂断面積は非常に精度良く整備されていることから標準断面積となる。従って核分裂率のC/E値を評価することで、 ^{235}U に関する項がキャンセルされ、対象核種の核分裂率についてのみの積分評価が可能となる。

$$\frac{C}{E} = \frac{\int_0^\infty dEN_1\sigma_1^c(E)\phi^c(E)t}{\int_0^\infty dEN_2\sigma_2^c(E)\phi^c(E)t} \bigg/ \frac{\int_0^\infty dEN_1\sigma_1^e(E)\phi^e(E)t}{\int_0^\infty dEN_2\sigma_2^e(E)\phi^e(E)t}$$

$$= \frac{\int_0^\infty dE\sigma_1^c(E)\phi(E)}{\int_0^\infty dE\sigma_1^e(E)\phi(E)} \quad (3.2)$$

3. 2 試料

^{241}Am 及び ^{235}U 試料は図3.1.1に示す直径約20mmの電着膜試料を用いた。実験に用いた試料情報[11]を表3.1.1に示す。文献[11]では ^{241}Am 中に不純物情報は記されていないが、パルス中性子源を用いたTOF測定により、 ^{239}Pu が約1.2ppm存在していることを観測した[14]。これらの試料を図3.1.2に示す Back_to_Back 型核分裂計数管 (BTB核分裂計数管) に設置し、信号増幅ガスとして $\text{Ar} : \text{CO}_2 = 97 : 3$ のArガスを封入した。BTB核分裂計数管を使用することで、試料をほぼ同じ位置に設置することが可能となり、且つ核分裂信号を同時に取得できる点が特徴である。このことは2つの試料を個別に照射する場合と比較し、試料位置の再現性が良く、2

表3.2.1 各試料中の核種数

Sample	^{241}Am		^{235}U	
Target nuclide	^{241}Am	$(1.73 \pm 0.02) \times 10^{16}$	^{235}U	$(1.49 \pm 0.02) \times 10^{16}$
Impurities	^{239}Pu	1.2ppm [9]	^{234}U	470ppm
			^{236}U	160ppm
			^{238}U	400ppm



図3.2.1 ^{235}U 電着膜試料

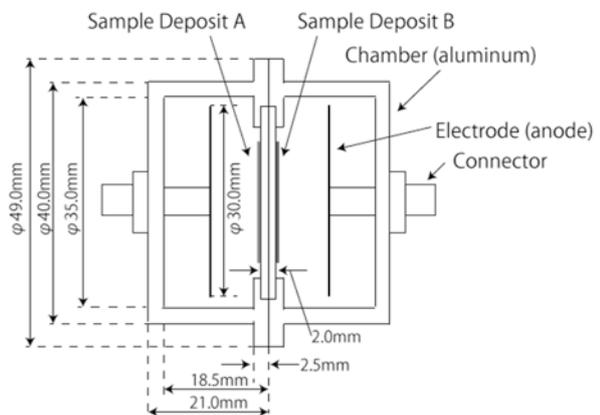


図3.2.2 BTB核分裂計数管模式図

つの試料位置における中性子束分布、中性子スペクトルの差が十分に小さく、また、試料を同時に照射できることから信号を核分裂率比に変換する際の原子炉出力依存性が無視できる。本研究で用いたBTB核分裂計数管はアルミ製で直径49mm、長さ21mm（片面）、anode電極は直径30mmである。

3.3 中性子照射

本研究ではKUCA固体減速架台に中性子照射場を構築し核分裂率比測定を実施した。KUCAは、炉物理に関する基礎研究、開発研究及び教育訓練を行うことを目的とした全国大学の共同利用研究施設であり、2つの固体減速架台（A、B架台）及び1つの軽水減速架台（C架台）を有する臨界集合体実験装

置である [11]。固体減速架台では様々な厚さのポリエチレン減速材と高濃縮ウラン板を組み合わせることで任意の中性子スペクトルを持つ炉心の構築が可能である。

図3.3.1に今回の実験で構築したKUCA B架台の炉心配置図を示す。図中のFは燃料要素、C及びSは制御棒と安全棒を示す。また、炉心周囲はポリエチレン反射体を挿入した。試料を封入したBTB核分裂計数管は「を-15」に示す位置（B）の炉心高さ中心部に設置した。尚、この部分には燃料及び反射体は装荷されていない。燃料要素は図3.3.2に示す様に1/16" EU板2枚と1/8" ポリエチレン板2枚から構成される基本セルを60回繰り返し、その上下側にポリエチレン反射体を配置している。また、臨界調整

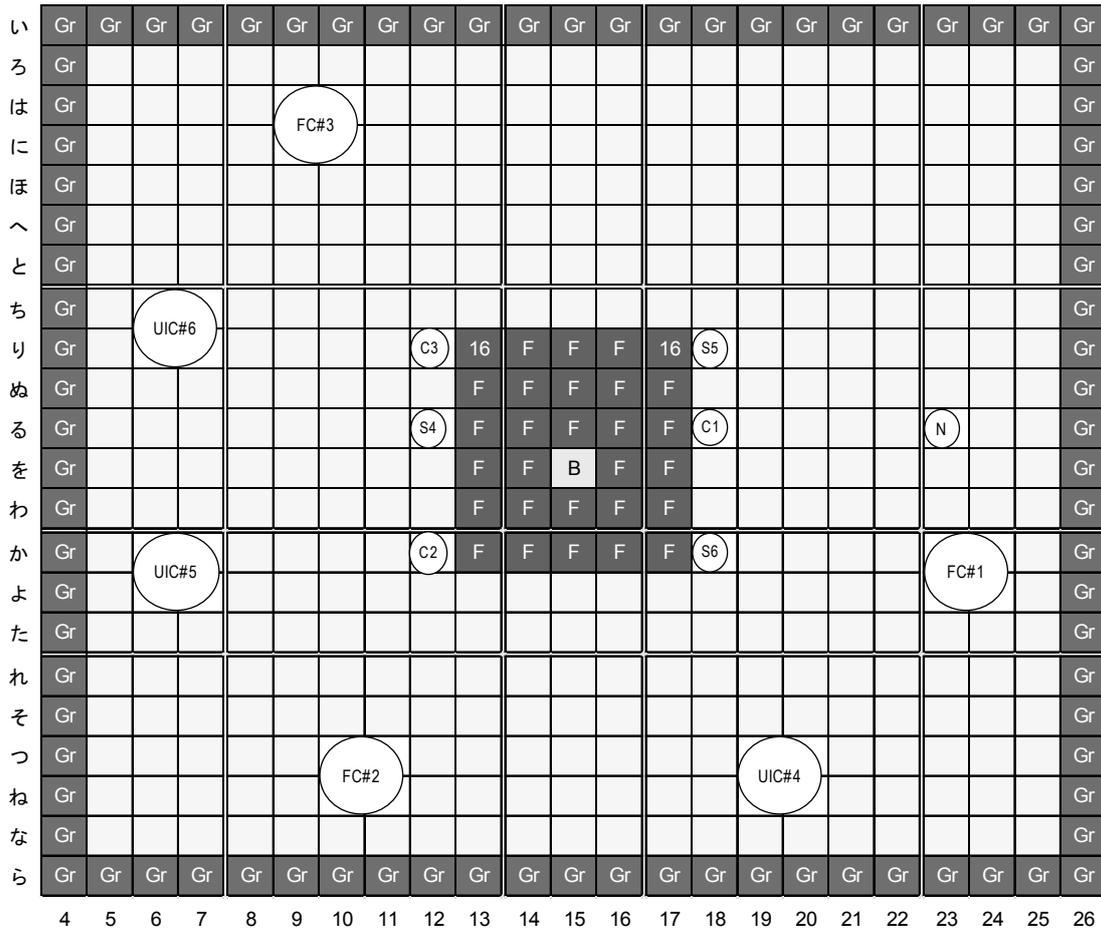


図3.3.1 炉心配置図

のために基本セルの繰り返しを16回とした部分長燃料要素を2体装荷した。本炉心の $H/^{235}U$ は約49であり、本炉心をEE1炉心と呼ぶ。図3.3.3に連続エネルギーモンテカルロ計算コードMVP3.0 [15] とJENDL-4.0を用いて計算したBTB核分裂計数管位

置における中性子スペクトルを示す。この体系において、表3.3.1に示す運転条件により240分間の中性子照射を行い、図3.3.4に示すデータ収集系を用いて ^{235}U 及び ^{241}Am の核分裂信号を取得した。

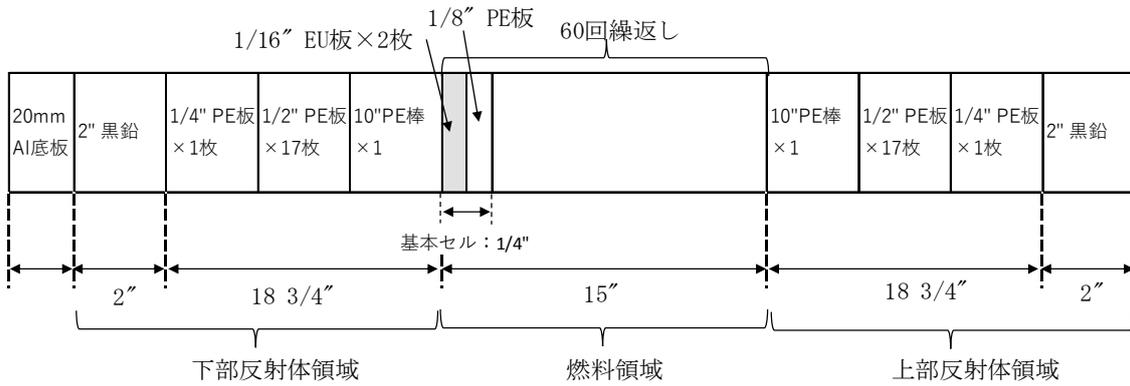


図3.3.2 燃料要素構成図

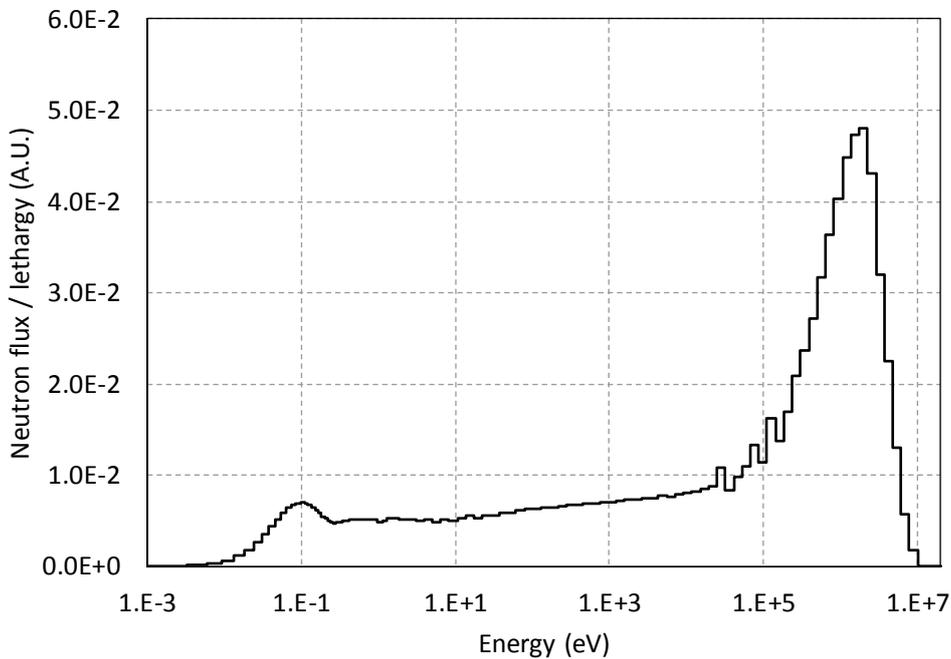


図3.3.3 BTB核分裂計数管位置の中性子スペクトル

表3.3.1 運転条件

制御棒位置 (mm)	C1	714.93mm
	C2	715.19mm
	C3	715.24mm
	S4, S5, S6	1200mm
炉心温度		18.7°C
線型出力計指示値 (UIC#5)		$1 \mu\text{A} \times 35.2\%$
対数出力計指示値 (UIC#4)		$2.9 \times 10^{-7}\text{A}$
ガンマ線エアモニタ (B架台)		$2.3 \times 10^3 \mu\text{Sv/h}$

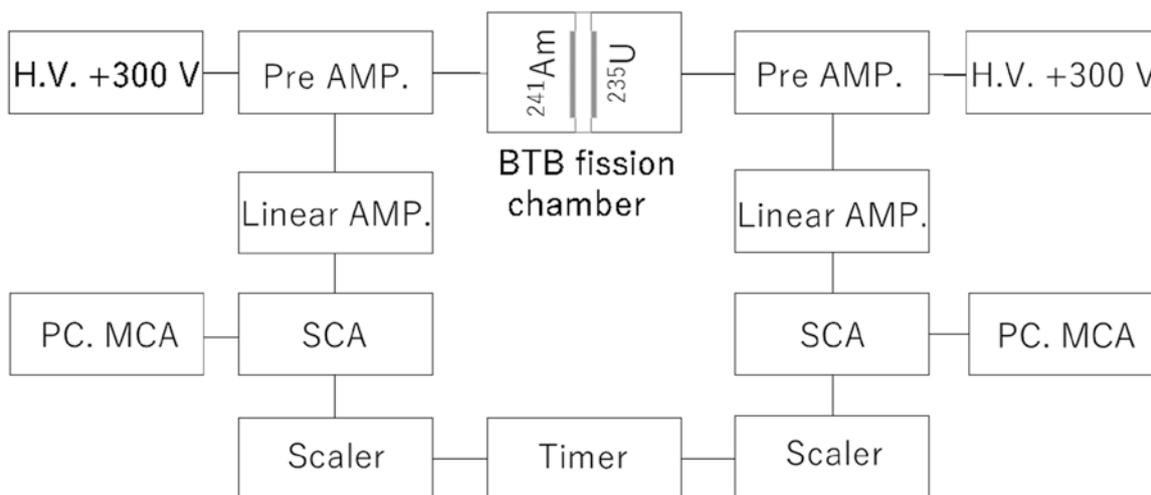


図3.3.4 測定回路系構成図

3. 4 実験結果

図3.4.1に取得した ^{241}Am 核分裂片のパルス波高スペクトルを示す。横軸はMCAチャンネルであり、最大4096chである。2つのピークは核分裂片が2つ発生していることを示している。また、500chより低い部分はガンマ線及び電気ノイズによる寄与であることから、核分裂本来の信号として500ch–3000ch間の信号を採用した。 ^{241}Am については不純

物として ^{239}Pu が含まれているため、 ^{239}Pu の核分裂片による信号を除去する必要がある。ここでは、JENDL-4.0を用いた核分裂率に測定時間を乗じた値を使用して、測定値から ^{239}Pu の信号を差し引いた。 ^{235}U についても同様の補正を実施し、 ^{241}Am 、 ^{235}U の核分裂率について、表2.3.1の値を得た。その結果、KUCA B架台EE1炉心における $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比として 0.0451 ± 0.0002 (誤差は 1σ) を得た。

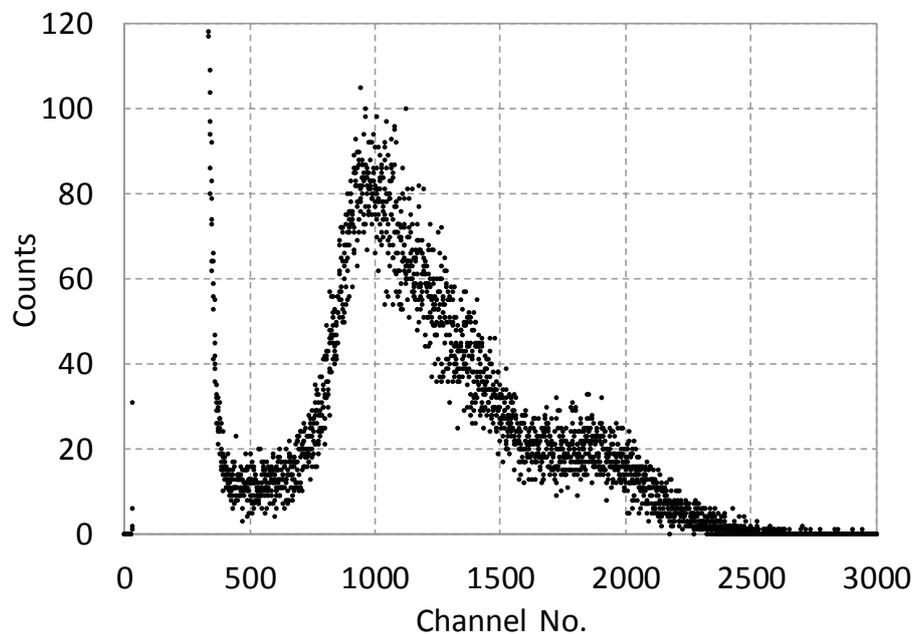


図3.4.1 観測された ^{241}Am の核分裂片による信号

表3.4.1 核分裂率測定値と核分裂率比

核種	核分裂率
^{241}Am	58676 ± 242.23
^{235}U	1300521 ± 1091.11
$^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$	0.0451 ± 0.0002

表4.1.1 数値計算結果とC/E値

核データライブラリ	数値計算値	C/E値
JENDL-4.0	0.0447±0.1%	0.986±0.004
ENDF/B-VII.I	0.0440±0.1%	0.975±0.004
JEFF-3.2	0.0431±0.1%	0.954±0.004

4 数値解析

4. 1 核分裂率比に対する数値解析

MVP3.0及びJENDL-4.0を用いて、実験体系における²⁴¹Am/²³⁵U核分裂率比の数値計算を実施した。本数値計算では実験体系及びBTB核分裂計数管を可能な限り実際の体系を忠実に模擬し、モンテカルロ計算の条件として、²⁴¹Am及び²³⁵U核分裂率の統計誤差が実験誤差と比較して十分小さくなるようにtotal historyは 1.8×10^8 に設定した。結果を表4.1.1に示す。²³⁵U核分裂率については実験値と計算値の差は無視できるとのことで、C/E値は今回実験を実施した中性子照射場における²⁴¹Am核分裂率のみのC/E値となる。その結果、JENDL-4.0を使用するとC/E値は 1.048 ± 0.019 となった。

更に、各核データライブラリの²⁴¹Am核分裂断面積データの差異が核分裂率比に与える影響を評価するため、²⁴¹Am以外の核種についてはJENDL-4.0を用い、²⁴¹Am断面積のみをENDF/B-VII.1とJEFF3.2に変更した計算を行いC/E値の変化を検討した。その結果、表4.1.1に示す様にC/E値はENDF/B-VII.1で0.975、JEFF-3.2で0.954となりC/E値の誤差を超えて有意な変化を示した。これは第2章で示した各核データライブラリに収納されている²⁴¹Am核分裂断面積の差が原因である。

4. 2 感度解析

前章で示した各核データライブラリの断面積がどのように反応率比の数値計算値に寄与しているかを検討するために感度解析を実施する。ここでの感度係数は断面積 σ が摂動した場合の積分核特性値の変化量で定義される。次式に断面積感度係数の定義式

を示す。

$$S = dR/d\sigma \quad (4.1)$$

ここで、Rは式3.1で定義される核分裂率比である。今回の数値計算において、計算体系はR-Z体系として中性子輸送計算を実施し、直接法*を用いて感度係数を求めた。尚、使用した核データライブラリはJENDL-4.0である。図4.2.1に得られた²⁴¹Am/²³⁵U核分裂率比に対する²⁴¹Am核分裂断面積の感度係数を示す。この図は²⁴¹Am核分裂断面積が1%摂動した場合に²⁴¹Am/²³⁵U核分裂率比が何%摂動するかをエネルギー依存で示している。本図において1MeV以上で感度係数が大きい値を示しているのは、図2.1に示したように²⁴¹Am核分裂断面積がしきい値100keV以上で大きく立ち上がることと、今回の実験体系の中性子スペクトルがこの領域で大きな値を示しているためである。また、第一共鳴を含むエネルギー群においても最大で0.04%を示している。

得られた感度係数にJENDL-4.0からの断面積差($\Delta\sigma$)を掛けることで、使用する断面積を変えることによる反応率比計算値の変化量(dR)を評価することができる。図4.2.2に断面積変化による²⁴¹Am/²³⁵U核分裂率比計算値の変化量をエネルギー依存で示す。使用する断面積をJENDL-4.0からENDF/B-VII.1(dR(B71-J40))とした場合、1MeV以上の領域で核分裂率比計算値を小さくすることが分かる。一方、JEFF-3.2(F32-J40)を使用すると1/v領域、共鳴領域、1MeV以上の領域で核分裂率比計算値を大きくする効果と小さくする効果が互いに打ち消し合っていることが分かる。また、これらの変化量を積分すると核分裂率比計算値はJENDL-4.0を使用する場合に比べてENDF/B-VII.1では-1.1%、

JEFF-3.2では-1.9%となることが分かる。これは、
前節で示したC/E値の傾向と一致する。

(*直接的に断面積を1%変化させ感度係数を求
める手法。)

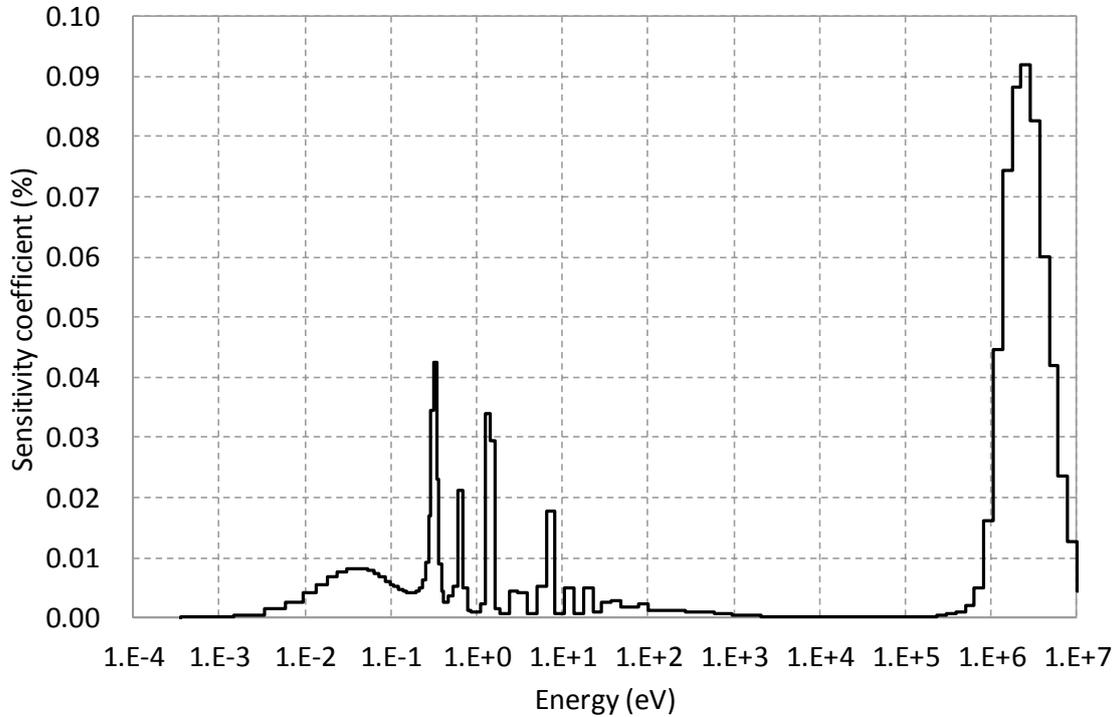


図4.2.1 $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比に対する ^{241}Am 核分裂断面積の感度係数

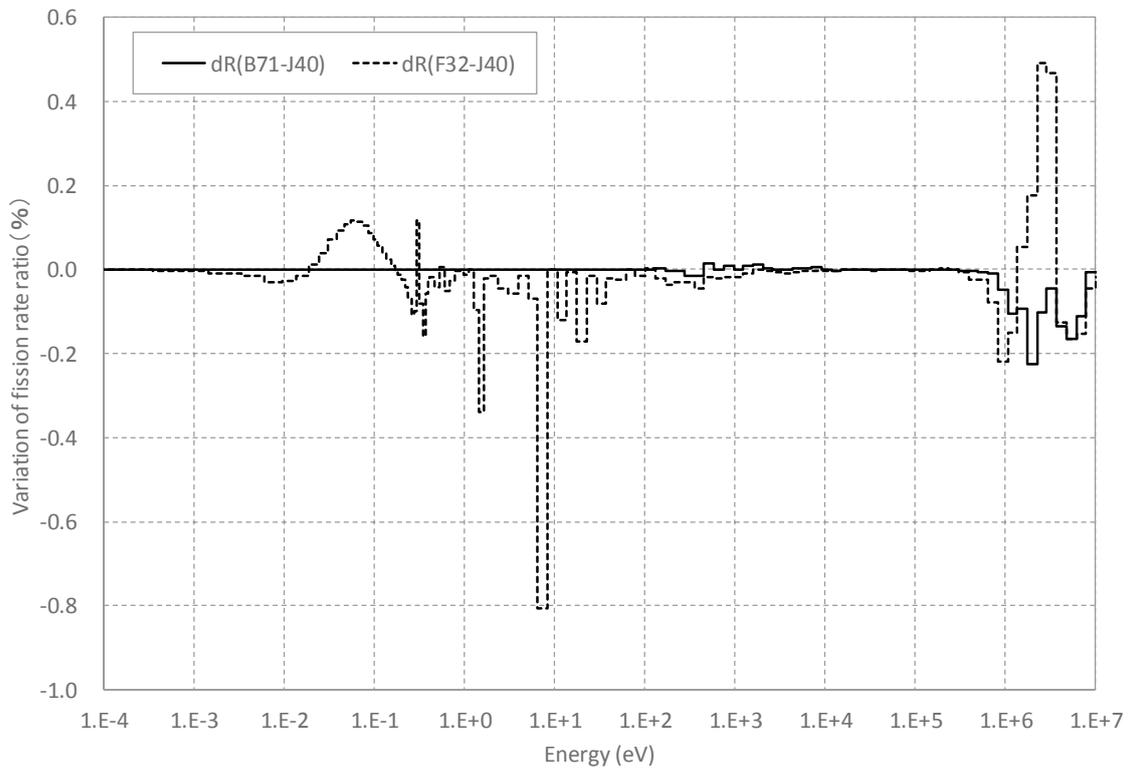


図4.2.2 断面積変化による $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比計算値の変化量

5 まとめ

本研究では、 ^{241}Am の核分裂断面積の高精度化を目的として、 $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比の測定及びその実験解析を実施した。以下に本研究の概要をまとめる。

1. KUCA B架台に $\text{H}/^{235}\text{U}$ が約49のEE1炉心を構築し $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比を測定した。試料は ^{241}Am 、 ^{235}U 共に直径約20mmの電着膜試料を用い、BTB核分裂計数管に封入し、構築した炉心において中性子照射を実施した。核分裂率比は測定回路系を通して観測した。その結果、本研究で構築した炉心における $^{241}\text{Am}/^{235}\text{U}$ 核分裂率比として 0.0451 ± 0.0002 を得た。
2. 連続エネルギーモンテカルロ計算を用いた数値解析を実施したところ、実験値に対するC/E値は、JENDL-4.0を用いた場合は 0.986 ± 0.004 、ENDF/B-VII.1を用いた場合は 0.975 ± 0.004 、JEFF-3.2を用いた場合は 0.954 ± 0.004 を得た。
3. 感度解析を実施した結果、特に断面積をJENDL-4.0からJEFF-3.2に変更すると1/v領域、共鳴領域、1MeV以上の領域で核分裂率比計算値を大きくする効果と小さくする効果が互いに打ち消し合うことが分かった。更に、感度解析で得られた核分裂率比変化量を積分すると核分裂率比計算値はJENDL-4.0を使用する場合に比べてENDF/B-VII.1では -1.1% 、JEFF-3.2では -1.9% となり、C/E値の傾向と一致した。

謝辞 本研究は関西原子力懇談会からの奨学寄付金を用いて実施した。また、本報告は京都大学複合原子力科学研究所の共同利用の成果を含む。

参考文献

- [1] K. Shibata, et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. and Technol.*, Vol.48, pp.1, (2011).
- [2] K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3 : JENDL-3.3," *J. Nucl. Sci. and Technol.*, Vol.39, pp1125, (2002).
- [3] M. B. Chadwick, et al., "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology" *Nucl. Data Sheets*, Vol.102, 2931 (2006).
- [4] H. Harada, et al., "Research and development for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides," *EPJ Web of Conferences*, Vol.146, 11001 (2017).
- [5] G. Žerovnik, et al., "Improving nuclear data accuracy of ^{241}Am and ^{237}Np capture cross sections," *EPJ Web of Conferences*, Vol.146, 11035 (2017).
- [6] K. Terada, et al., "Measurements of neutron total and capture cross sections of ^{241}Am with ANNRI at J-PARC," *J. Nucl. Sci. and Technol.* Vol. 55, pp.1198-1211, (2018).
- [7] M. Fukushima, K. Tsujimoto, S. Okajima: "Analyses with latest major nuclear data libraries of the fission rate ratios for several TRU nuclides in the FCA-IX experiments," *J. Nucl. Sci. and Technol.*, Vol.54, pp.795-805, (2017).
- [8] G. Zerovnik, et al., "Systematic effects on cross section data derived from reaction rates in 2 reactor spectra and a re-analysis of ^{241}Am reactor activation measurements," *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A*, Vol. 877, pp.300-313 (2018).
- [9] Review of Integral Experiments for Minor

- Actinide Management, NEA No.7222, OECD (2015).
- [10] M. Fukushima, K. Tsujimoto, S. Okajima: "Fission rate ratios of FCA-IX assemblies as integral experiment for assessment of TRU's fission cross sections," Proceedings of the WONDER 2015; 2015 Sep 5-8; Aix-en-Provence, France, Les Ulis (France): EDP Sciences; 2016. EPJ Web of Conferences 111 (2016).
- [11] H. Unesaki, "Study on Verification of Nuclear Data for Nuclear Design of Next Generation Thermal Reactors", Doctor thesis, Nov. 2001 (2001).
- [12] M. B. Chadwick, et al., "ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariance, Fission Product Yields and Decay Data," Nuclear Data Sheets, Special Issue on ENDF/B-VII.1 Library, pp.2887-2996 (2011).
- [13] The JEFF team. JEFF-3.2: evaluated nuclear data library. Available from: <http://www.oecdnea.org/dbdata/jeff>. (2014).
- [14] 佐野忠史、"研究炉を使った炉物理研究～実現象の体験を通して理論の限界を知る～"、第48回炉物理夏期セミナー資料、リステル猪苗代 (2016).
- [15] Y. Nagaya, et al., "MVP/GMVP version 3; General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods," JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).

参考資料

1. エネルギー分割位置

1.0000E+07	5.5308E+03	3.0590E+00	1.0963E-01
7.7880E+06	4.3074E+03	2.3824E+00	9.7080E-02
6.0653E+06	3.3546E+03	1.8554E+00	8.5297E-02
4.7237E+06	2.6126E+03	1.6374E+00	7.4276E-02
3.6788E+06	2.0347E+03	1.4450E+00	6.4017E-02
2.8650E+06	1.5846E+03	1.2752E+00	5.4520E-02
2.2313E+06	1.2341E+03	1.1253E+00	4.5785E-02
1.7377E+06	9.6112E+02	9.9312E-01	3.7813E-02
1.3534E+06	7.4852E+02	8.7643E-01	3.0602E-02
1.0540E+06	5.8295E+02	7.7344E-01	2.4154E-02
8.2085E+05	4.5400E+02	6.8256E-01	1.8467E-02
6.3928E+05	3.5358E+02	6.0236E-01	1.3543E-02
4.9787E+05	2.7536E+02	5.3158E-01	9.3805E-03
3.8774E+05	2.1445E+02	4.6912E-01	5.9804E-03
3.0197E+05	1.6702E+02	4.1399E-01	3.3423E-03
2.3518E+05	1.3007E+02	3.8925E-01	1.4663E-03
1.8316E+05	1.0130E+02	3.6528E-01	3.5238E-04
1.4264E+05	7.8893E+01	3.4206E-01	1.0000E-05
1.1109E+05	6.1442E+01	3.1961E-01	
8.6517E+04	4.7851E+01	2.9792E-01	
6.7380E+04	3.7266E+01	2.7699E-01	
5.2475E+04	2.9023E+01	2.5683E-01	
4.0868E+04	2.2603E+01	2.3742E-01	
3.1828E+04	1.7604E+01	2.1878E-01	
2.4788E+04	1.3710E+01	2.0090E-01	
1.9304E+04	1.0677E+01	1.8378E-01	
1.5034E+04	8.3153E+00	1.6743E-01	
1.1709E+04	6.4759E+00	1.5183E-01	
9.1188E+03	5.0435E+00	1.3700E-01	
7.1017E+03	3.9279E+00	1.2293E-01	