

炉物理夏期セミナー小委員会  
担当幹事 中島健、山本俊弘

## 1. 概要

第45回炉物理夏期セミナーを2013年7月31～8月2日の日程で、滋賀県高島市の琵琶湖湖畔にある白浜荘において開催しました。参加者は、講師の方々も含めて59名（うち学生19名）でした。

今回のセミナーでは、「核データと炉物理－断面積測定から実機解析への応用まで－」をテーマとして、炉物理解析に不可欠な核データについて、測定、評価といった最上流側のプロセスから最終段階の実機解析の適用に至るまでの各過程について講義または演習を行いました（別紙1参照）。また、炉物理とは直接関係はしないものの、最新のトピックスとして原子力の安全規制の観点から原子力関係者にとって重大な関心のある「新規制基準」と「活断層」に関する講義も設けました。

核データのエンドユーザーである炉物理分野の関係者にとって、普段あまり学ぶ機会のない核データについて基礎から学べる今回のセミナーは、学生のみならず、すでに炉物理の最前線で働く人達にとっても大変貴重な機会であったと思います。関西で開催したこともあってか、関西近郊の学生に多く参加していただき、幅広い世代間のコミュニケーションが実現したと考えています。

## 2. アンケート

講義内容については、「基礎から最近の研究まで様々なことが含まれていた。いろいろ勉強できて刺激になった。」等、好意的な意見が多かったと思います。テキストについては、論文形式のものとパワーポイントの形式ものが混在した形になっていましたが、どちらを希望するかの質問に対しては、特に偏った傾向は見られませんでした。「開催場所は、高くてもよいのもう少しよい所を」、「開催場所をもう少し考えてほしかった」といった意見もありました。

最後に、本セミナーの開催にあたり、ご多忙のなか講演を引き受けて下さり、テキスト作成と講義に多大のご尽力をいただいた講師の方々、並びに、本セミナーの開催に賛同頂き、ご協力頂いた企業の方々に深く感謝致します。

なお、テキストに掲載されていない講演時に使用した発表資料については、炉物理部会ホームページ上で公開しています。<http://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/seminar/index.html>

別紙1：セミナー実施概要

別紙2：第45回炉物理部会夏期セミナー収支報告書

別紙3：講義要旨

別紙4：セミナー写真

別紙5：アンケート集計結果

以上

セミナー実施概要

テーマ：「炉物理と核データ 断面積測定から実機解析への応用まで」

7月31日（水）

- 12：30～13：20 受付  
13：20～13：30 開校式  
（（独）日本原子力研究開発機構 岡嶋 成晃（炉物理部会長））  
13：30～14：50 講義1：断面積測定について  
（（独）日本原子力研究開発機構 原田 秀郎）  
14：50～15：00 休憩  
15：00～16：20 講義2：断面積評価と断面積共分散  
（（独）日本原子力研究開発機構 岩本 修）  
16：20～16：30 休憩  
16：30～17：50 講義3：新規制基準で原子力発電所の安全確保（大阪大学 山口 彰）  
17：50～18：00 集合写真  
19：00～21：00 懇親会

8月1日（木）

- 9：00～10：20 講義4：核データから炉物理への期待（長岡技術科学大学 片倉 純一）  
10：20～10：30 休憩  
10：30～11：50 演習：共分散データと実験の誤差評価（元京都大学 小林 捷平）  
11：50～13：00 昼休み  
13：00～14：20 講義5：いまさら訊けない核分裂の話（近畿大学 大澤 孝明）  
14：20～14：30 休憩  
14：30～15：50 講義6：核データ処理：評価済み核データから断面積ライブラリへ  
（（独）日本原子力研究開発機構 長家康展）  
15：50～16：00 休憩  
16：00～17：20 講義7：核設計への応用：炉定数調整法  
（（独）日本原子力研究開発機構 石川 眞）  
17：30～19：00 夕食  
19：00～21：00 若手研究会

8月2日（金）

- 9：00～10：20 講義8：中性子吸収材エルビアを用いた濃縮度5wt%を超える原子炉用燃料  
の開発（原子燃料工業（株） 山崎 正俊）  
10：20～10：30 休憩  
10：30～11：50 講義9：変動地形学からみた“耐震設計上考慮すべき活断層”  
（岡山大学 隈元 崇）  
11：50～12：00 閉校式（京都大学 中島 健（副部会長））

## 第45回 炉物理部会夏期セミナー収支報告書

開催場所：滋賀県高島市安曇川町下小川2300-1 白浜荘

開催期間：平成25年7月31日～8月2日

参加人数：60人（講師10人、事務補助1人含む）

単位：円

(1) 収入	消費税の 取り扱い	予 算	実 績			実 績 内 訳	
			数 量	単 価	金 額	(部会で徴収)	(事務局に課込)
(14201) 参加費収入							
正会員	不課税		6	7,000	42,000	42,000	
部会員	不課税		21	5,000	105,000	105,000	
学生部会員	不課税		16	0	0	0	
学生非部会員	不課税		1	1,000	1,000	1,000	
非会員	課税		3	9,000	27,000	27,000	
学生非会員	課税		2	2,000	4,000	4,000	
シルバー会員	不課税				0	0	
参加費 計		1,400,000	49		179,000	179,000	0
(14201) 懇親会参加費収入							
一般	課税		28	5,000	140,000	140,000	
学生	課税		19	2,500	47,500	47,500	
懇親会参加費計		500,000	47		187,500	187,500	0
(14265) 見学会費収入	課税				0	0	0
(14241) 広告料収入	課税	0	6	30,000	180,000	180,000	0
(14361) テキスト売上収入	課税	320,000	16	3,000	48,000	48,000	0
(14371) 宿泊費収入							
2泊3日	課税		42	18,400	772,800	772,800	0
1泊2日	課税		7	9,200	64,400	64,400	0
宿泊費計		0			837,200	837,200	0
(14381) 昼食代収入	課税	0	49	1,000	49,000	49,000	0
(14561) 内部共催金収入	内部取引				0	0	0
(14691) 協賛金収入	特定収入(共通)				0	0	0
(14711) 賛助金収入	特定収入(共通)	0	1	30,000	30,000	30,000	0
(14721) 寄付金収入	特定収入(共通)				0	0	0
(14731) 受取利息収入	非課税				10	10	0
(14751) その他収入	課税				0	0	0
収入 小計		2,220,000			1,510,710	1,510,710	0

(2) 支出	消費税の 取り扱い	予 算	実 績			実 績 内 訳	
			数 量	単 価	金 額	(部会で支払)	(事務局で支払)
(15021) 臨時雇賃金	不課税	0			0	0	0
(15041) 会議費	課税	400,000			322,458	322,458	0
会議室使用料					9,000	9,000	0
お茶代					0	0	0
弁当代			54	1,000	54,000	54,000	0
懇親会費					259,458	259,458	0
(15051) 旅費交通費 (実費)	課税	1,450,000			1,082,850	896,400	186,450
国内旅費					186,450	0	186,450
宿泊費					896,400	896,400	0
(15061) 通信運搬費	課税	20,000			1,300	1,300	0
通信費					350	350	0
運搬費					950	950	0
(15091) 消耗品費	課税	0			355	355	0
(15111) 一般外注経費	課税	300,000			69,027	69,027	0
(15115) 会場費	課税	0			0	0	0
(15121) 出展費	課税	0			0	0	0
(15131) 委託費	課税	0			0	0	0
(15141) 賃借料	課税	0			0	0	0
(15151) 保険料	非課税	0			0	0	0
(15161) 諸謝金 (含む源泉税)	不課税	0			0	0	0
物品諸謝金		0			0	0	0
金銭諸謝金		0			0	0	0
(15171) 雑費	課税	50,000			1,890	1,890	0
(15181) 支払負担金	不課税	0			0	0	0
(15191) 助成金	不課税	0			0	0	0
(15291) 内部共催金	内部取引	0			0	0	0
<b>支出 小計</b>		2,220,000			1,477,880	1,291,430	186,450
<b>収支差額</b>					32,830		
収支差額内訳 セミナー残金	内部取引				26,264		
(15301) 本部繰入金	内部取引				6,566		
<b>支出 合計</b>		2,220,000			1,510,710		

講義要旨**講義 1 「断面積測定について」****JAEA 原田 秀郎 氏**

核データ開発の基盤技術である断面積測定について、主に原子炉を用いた放射化実験による熱中性子捕獲断面積測定法、加速器を用いた中性子飛行時間 (TOF) 法による中性子捕獲断面積測定法について講演いただいた。原子炉を用いた放射化実験では、反応率と断面積導出法について、Westcott factor の説明を交えながら丁寧に解説がなされた。また、崩壊ガンマ線の測定を例にとり、測定に伴う誤差要因や補正法が紹介された。加速器を用いた TOF 実験では、飛行時間と中性子エネルギーの関係から始まる測定原理、中性子共鳴パラメータの決定法について解説がなされた。更に、核データ測定に利用されている世界の加速器施設の現状が示され、大強度パルス中性子源 J-PARC/MLF/ANNRI を用いた最近の研究成果がトピックスとして紹介された。

**講義 2 「断面積評価と断面積共分散」****JAEA 岩本 修 氏**

実験データや理論計算に基づき評価済み核データライブラリが作成されるまでの核データ評価の方法と断面積共分散について講演いただいた。核データ評価では、共鳴領域、非分離共鳴領域、連続領域における評価法が示され、核反応計算コード CCONE の計算で用いられる様々な理論計算モデル (光学モデル、チャンネル結合光学モデル、励起子モデル、Hauser-Feshbach 統計モデル)、レベル密度、ガンマ線強度関数について解説がなされた。核データ共分散では、共分散の定義から始まり、誤差伝搬、最小二乗法の適用について解説がなされた。特に測定データ間に相関がある場合の誤差は相関がない場合と比べて誤差が大きく異なるため、適切な相関を考慮することが必要であることが示された。JENDL-4.0 の MA 捕獲断面積の共分散評価の例として、Np-237 捕獲断面積と Th-232 捕獲断面積の共分散データが示された。最後に、誤差範囲で一致しない測定データの取り扱い、測定データ間の相関の取り扱い、モデルが含む誤差の評価などの共分散評価の問題点が紹介された。

**講義 3 「新規制基準で原子力発電所の安全確保」****大阪大学 山口 彰 氏**

原子力規制委員会が策定した新規制基準について、その内容、策定経緯と新規制基準の安全確保の基本的考え方について講演いただいた。安全確保の究極の目的は、国民と環境の保護にある。従来の設計基準をさらに強化したうえで、重大事故基準、災害対策を新たに新設し、この三つの規制基準でもって安全確保の向上を図ることを企図している。規制基準と深層防護との関連でいえば、深層防護の前段の炉心損傷の発生防止が設計基準に、後段の影響緩和が重大事故基準にそれぞれ該当する。旧原子力安全委員会時代に定められた定量的安全目標 (これは社会との約束事) とそれを達成するための性能目標がリスク管理上必要な指標となる。リスク管理と安全確保とを結びつけるものとして ALALA (As Low As Reasonably Achievable) の原則に従って最高水準の安全を目指すことが必要である。今後の安全対策は、プラント固有の特性を踏まえること、そして、設計基準を超えた事象は不確かさが大きいので、重大事故対策はシビアアクシデントの不確かさ

に備えるものであることを踏まえて適切に判断する必要があることが示された。最後に新規制基準の論点と今後の検討課題が示された。

#### 講義4 「核データから炉物理への期待」

長岡技術科学大学 片倉 純一 氏

原子力利用技術と核物理の架け橋である核データに関して、主に炉物理ベンチマーク実験と核データ評価との関連について講演いただいた。核データの測定データベースと評価済核データの世界的な現状が説明された。同一の臨界実験や中性子減速の計算でも、元となる核データや処理の方法、モンテカルロ計算等の計算手法によって依然として有意な差が見られるのが現状である。核物理における核データの測定精度よりも、工学的な応用のほうがより高い精度が要求されているので、ベンチマークからのフィードバックが不可欠である。ベンチマークから核データへのフィードバックの例として、 $^{235}\text{U}$  や  $^{157}\text{Gd}$  の捕獲断面積などがベンチマーク実験に基づいて再評価された例が示された。核データ精度向上は、評価側と利用側の共同作業であるので、利用側も核データに関心を持ち、評価側へ情報提供することの必要性が示された。

#### 演習 「共分散データと実験の誤差評価」

元京都大学 小林 捷平 氏

断面積データをはじめとする実験データの誤差評価という理工学に不可欠の基本的事項を演習形式で学習した。核データ等の実験データを取得する際の実験誤差のもつ特性、取扱い、解析手法について、長さをゲージブロックで測定する際の実例を通して理解を深めることができる内容であった。特に、断面積の測定では、様々な物理量を積み上げて評価することになるので、各物理量間の共分散を考慮した誤差解析が必要になることが示された。最尤推定法のひとつとして、共分散を使った最小二乗法による中性子飛行時間分析でのエネルギー推定の実例、そして、推定値が測定値の最大と最小の範囲から外れるという Peelle's pertinent puzzle の問題が紹介された。測定誤差の情報は、実験者しか知りえない情報なので、論文等で公表する際には、誤差評価に必要な情報を提示することの重要性が示された。

#### 講義5 「いまさら訊けない核分裂の話」

近畿大学 大澤 孝明 氏

炉物理の分野では詳細まであまり意識することのない核分裂物理について講演いただいた。核分裂生成物の質量分布、核分裂に関するいくつかの基本モデル、即発中性子スペクトルのモデルなどが説明された。二つの核分裂片から出る中性子数やスペクトルの違い、核分裂中性子放出の非等方性といった精密な核分裂の議論は、核分裂というものを日常的に扱っていながら今回の講演であらためて意識させられた問題である。さらに遅発中性子について、遅発中性子発生メカニズム、遅発中性子収率と総和計算、遅発中性子スペクトル、遅発中性子の群 (6 群、8 群、12 群) などについて説明がなされた。入射する中性子エネルギーが大きいときの遅発中性子先行核の「落ちこぼれ/成り上がり」モデルや、遅発中性子収率に共鳴構造が存在するために、遅発中性子のより詳細な評価には、収率のエネルギー依存性を考慮して、それを核データファイルにも取り込む必要性などが紹介された。

## 講義 6 「核データ処理：評価済み核データから断面積ライブラリへ」

JAEA 長家 康展 氏

評価済み核データから SRAC、MVP といった核計算コードで使用される断面積ライブラリの作成方法について講演いただいた。まずは、ENDF-6 フォーマットの評価済み核データからデータを読み取る方法の説明がなされた。断面積のエネルギー間の内挿法、線形化、共鳴パラメータと断面積公式とから共鳴断面積を再構成する方法、OK で評価された断面積を SIGMA1 カーネル拡張法でドップラー広がりを考慮する方法などが示された。連続エネルギー断面積、多群断面積ごとに断面積ライブラリの作成方法が示された。核データ処理に関する最近の話題として、ENDF-6 に代わる新しいフォーマットが提案されていること、NJOY に代わる新しい国産の核データ処理コードの作成が原子力機構で計画されていることなどが紹介された。

## 講義 7 「核設計への応用：炉定数調整法」

JAEA 石川 眞 氏

JAEA 石川眞氏より、核データ使用の応用例として断面積調整法についての講義がなされた。講義では断面積調整を実施する理由や日本における高速炉統合炉定数開発の経緯について詳細に説明がなされた。続いて、何故、断面積調整を実施すれば核特性不確かさが減少するかについて理論式を用いた説明がなされた。また、エクセルを利用した非常にシンプルな体系における炉定数調整について実演がなされ、①核特性の C/E 値の改良に寄与するのは、その核特性に対する感度が大きく且つ、調整前の誤差が大きな核種・反応であること、②炉定数調整法が有効であるためには、実験・解析誤差が核データの共分散に起因する誤差よりも小さいこと、③炉定数調整法による核特性予測精度の向上は、核データの共分散が縮小するためであるが、その縮小度合いについては C/E 値は関係ないとの例が具体的に示された。

## 講義 8 「中性子吸収材エルビアを用いた濃縮度 5wt%を超える原子炉用燃料の開発」

原子燃料工業 山崎 正俊 氏

原子炉利用率の向上と高燃焼度化による使用済燃料の低減を実現するには、濃縮度 5%超のウラン燃料の導入が必要であるが、濃縮度 5%超と臨界安全上の両方の要求を満足する方法として近年提唱されている、エルビアを毒物として用いる燃料の概念について講演いただいた。エルビア入り燃料の核計算手法の検証として、京都大学の KUCA において臨界実験が行われ、既存の臨界安全性評価手法の妥当性が確認されている。濃縮度 5%と臨界安全上等価にするためのエルビア濃度の決定法がすでに確立されている。発電炉で使用した際のエルビアの導入効果の評価が行われているが、濃縮度 5-9%の範囲でエルビアクレジットにより発電コストの改善が確認されている。さらに今後の課題として、エルビア入り燃料の燃焼特性や燃焼燃料組成でのエルビアの核データの検証、エルビア濃度の検認方法、経済性の向上を図るための核設計の最適化、そして、必要とされている  $^{167}\text{Er}$  だけの同位体分離方法、などが示された。

## 講義 9 「変動地形学からみた“耐震設計上考慮すべき活断層”」

岡山大学 隈元 崇 氏

原子力規制委員会が発足以降大きな話題となっている“耐震設計上考慮する活断層”について変動地形学の観点からの講演いただいた。炉物理分野の参加者にとっては、まったく素人の分野ではあるが、今後の原子力の利用において避けて通れない重大な関心のある分野である。現在の

耐震設計審査指針に改訂されてから注目を集めている変動地形学という観点から、そもそも断層とは何なのか、変動地形学がいかにして断層判別しているのか、といった基本的な事項を簡易 3D 眼鏡なども使って説明いただいた。“耐震設計上考慮する活断層”とされていなかった「湯ノ岳断層」が 2011 年 4 月に活動した例では、断層評価に関与した関係者の反省すべき点、今後の課題などが示された。後期更新世の活動性が明確に判断できない場合に、40 万年前以降まで遡って活動性を総合的に評価するとする原子力規制委員会の新たな方針は、首肯できるものがあるとの見解が示された。“耐震設計上考慮する活断層”とは、変動地形学からみた学際的なものよりもむしろ副断層、あるいは 2 次断層といったものまでを包括的に判断していく新たな視点が必要であるということ、断層研究者と実際に施設を扱う工学者との間に齟齬が見受けられるので「全体として高い安全性を有する」という本来の目的から互いに協力し合っていく必要がある、といった見解が示された。

セミナー写真



(初日、全体記念写真)



(講義の様子)



(若手研究会の様子)

## アンケート集計結果

## 2013炉物理夏期セミナー アンケート集計結果

				学生	社会人
(1)あなたは？		学生です	社会人です		
	学生	17	43%		
	社会人	23	58%		
(2)参加費・宿泊費と次回以降の開催場所・開催時期について					
参加費は？	高いと思う	2	5%	2	0
	適当だと思う	35	88%	12	23
	安いと思う	3	8%	3	0
宿泊費は？	高いと思う	5	13%	3	2
	適当だと思う	33	87%	14	19
	安いと思う	0	0%	0	0
開催場所は？	都会がいい	15	38%	4	11
	海のそばの地方がいい	13	33%	8	5
	山の中の地方がいい	11	28%	5	6
開催時期は？	8月上旬が適当	30	75%	12	18
	8月中旬が適当	2	5%	0	2
	8月下旬が適当	2	5%	1	1
	7月がいい	5	13%	3	2
	9月がいい	1	3%	1	0
(3)スケジュールについて					
講義時間は？	短いと思う	1	3%	0	1
	適当だと思う	36	92%	16	20
講義のコマ数は？	長いと思う	2	5%	0	2
	少ないと思う	2	5%	0	2
	適当だと思う	34	89%	16	18
	多いと思う	2	5%	0	2
(4)テキストについて					
どちらがよいか	論文形式	12	30%	7	5
	スライド割付	17	43%	5	12
	特にこだわらない	11	28%	5	6
モノクロ印刷でしたが	十分読みやすかった	11	28%	4	7
	見づらいところがあった	21	53%	10	11
	カラーの配布資料が必要	8	20%	3	5

## 2013炉物理夏期セミナー アンケート集計結果

(5) 今後、炉物理夏期セミナーで取り上げてもらいたいテーマは？

- ・ 熱水力、機械特性と炉物理とのかかわりなど
- ・ Sn法、モンテカルロ法や均質化といった計算手法の原理と今後
- ・ ADSについて取り上げて欲しい
- ・ 原子力の安全性について
- ・ 新型炉について
- ・ 計算手法、アプリケーション
- ・ 集合体、炉心
- ・ 臨界安全管理、福島事故対応の今後など
- ・ 解析、炉心設計における誤差評価、信頼性担保の現状
- ・ ボルツマン方程式の今～輸送と拡散
- ・ 海外と日本の炉心設計における違い
- ・ 教育
- ・ エネルギー安全保障と原子力の関係について、炉物理の歴史
- ・ Th炉、熔融塩炉etc. 新型炉の連中も引き込んでほしい
- ・ 福島関連
- ・ 計算科学、スパコン、並列化、量子コンピュータなど最前線について
- ・ 実機の炉心設計、計算コード及び実験の実機への適用
- ・ 実機解析に関する内容
- ・ 炉物理とプラント挙動の関係性
- ・ 実機解析の応用に、より焦点をあてたテーマ、核設計等
- ・ 計算コードにおける炉物理理論
- ・ ボルツマン方程式の基礎、臨界安全、未臨界性評価、取換炉心設計

## 2013炉物理夏期セミナー アンケート集計結果

(6) そのほか感想を

- ・ 3日間非常に濃い時間を過ごせて大変勉強になりました。
- ・ 他大学の学生や先生などと交流ができて非常に有意義な3日間でした。
- ・ 興味深い内容が多くありました。ありがとうございます。
- ・ いろいろ勉強でき刺激になりました。基礎から最近の研究まで様々なことが含まれていたのも、いろいろ知れました。
- ・ 学生としては難しい内容も多かったですが、最新のトピックスについて勉強できたことは有意義でした。
- ・ 学生が一つの部屋ということでしたが、自然と会話できる等、非常に良かったと思うのでぜひ続けて欲しい。
- ・ 今回のセミナーを通して核データに関する理解を深めることができた。いつも“与えられたデータ”として使用していたが、この中にいろいろな歴史が詰まっていることが分かった。また断面積の不確かさの感覚をつかめた。
- ・ 3日間お世話になりました。ありがとうございました。
- ・ とても勉強になりました。
- ・ 今後も継続して下さい。
- ・ 3日間、特に不便な点もなく快適に過ごせました。
- ・ 学生時代の合宿のノリ、疲れるのは年くったからか？
- ・ 発表で用いられたスライドをWebで公開し、入手できるようにして欲しい。
- ・ 線の重なるような図はカラーのほうが見やすい。
- ・ 宿泊施設は高くても良いのもう少し良い所が良いと思います。
- ・ 核データについては知らないことが多く難しい内容でしたが、その分勉強になりました。
- ・ 核データを解析に使っている側でしたが、解析で使うまでにどのような処理が行われているか知ることができて良かった。
- ・ 非常に勉強になりました。ありがとうございました。
- ・ 初めての参加でしたが、非常に活発なセミナーで貴重な体験ができました。
- ・ 核データに関して色々とお話を聞けたのは、大変有意義であった。
- ・ 開催場所はもう少し考えていただきたかった。

## 第 45 回炉物理夏期セミナー 若手研究会 議事録

日時：8月1日（木）19:30 ～ 21:30 （夏期セミナー2日目）

内容：若手研究者の研究発表（発表 約 15 分、質疑 約 10 分）

若手研究者の代表として 4 名の学生から研究内容の紹介があり、その発表内容に対してそれぞれ質疑応答を通して議論を実施した。以下に、各発表における研究内容の概要や主な質問・コメントを示す。

### ● 核燃料に内在する固有中性子源の評価と未臨界度測定への応用

（名古屋大学大学院 塩澤武司）

#### <研究概要>

未臨界度の測定には一般的に中性子源として  $\text{Am-Be}$  や  $\text{Cf252}$  を使用するが、これらの核燃料取扱施設への持ち込みは好ましくないため、燃料に内在する固有中性子源を利用する手法を検討する。炉雑音解析に応用した場合、浅い未臨界度であれば 1 分測定であっても参照解と同等の評価が可能であるものの、未臨界度が 2%以上になると 1 分測定結果と参照解の差異は極めて大きくなる。中性子源増倍法への応用についてはまだ検討できていないが、原理的には計算で事前に評価した固有中性子源成分と核分裂成分割合を用いることにより、計数率からほぼ直接的に実効増倍率を評価できる可能性がある。

#### <質問>

- ・ 臨界管理への適用を考えた場合に、1分という測定時間は長いように感じるが、どの程度の測定時間まで許容なのか？
- ・ 事前に計算で固有中性子源成分と核分裂成分を求めているが、それをするのであれば、はじめから計算で実効増倍率を求めればいいのか？
- ・ この手法を未臨界度測定に適用する場合、ターゲットの未臨界度の範囲としてどこまでを想定しているのか？
- ・ 固有中性子源以外の中性子源、例えば宇宙線のような自然の線源は考慮しているか？

#### <コメント>

- ・ この手法での測定結果は検出器の位置に依存するように思う。高次モードを使って適切な検出器位置を評価する方法もあるが、その手法に少し疑問もあるので、この点について十分注意した方がよいと思う。

- トリウム装荷加速器駆動システムの実現にむけた Th 箔および炉内中性子束の反応率測定

(京都大学大学院 山中正朗)

#### <研究概要>

トリウム燃料を装荷する加速器駆動未臨界炉を実現するため、Th232 放射化箔の捕獲・核分裂反応率と、炉内中性子束分布を測定する。臨界体系での反応率（各反応によって生成される核種からの $\gamma$ 線を測定し反応率を評価）について実験結果と MCNP の計算結果を比較したところ、概ね良好な一致が見られた。外部中性子源による Th 装荷 ADS 実験においては、熱中性子束の空間分布を測定し、MCNP での計算結果と比較した。D-T 中性子源を使用した場合は実験と計算で良好な一致が見られたが、核破砕中性子源を使用した場合には実験と計算で大きく異なる結果が得られた。この主要因として、Th の核データが 60MeV 以上のエネルギーに対して整備されていないことが挙げられる。

#### <質問>

- ・ MCNP の計算に使用する核データライブラリとして JENDL と ENDF が混在している理由は？
- ・ 核破砕中性子源のときに実験と計算の差異が大きい理由として 60MeV の核データが整備されていない点を挙げているが、実際に 60MeV 以上の中性子の持つ寄与・影響度は大きいのか？
- ・ 臨界実験における $\gamma$ 線測定結果に関して、Sr-91 の結果のみ他核種と比較し、計算結果との差異が大きい。この理由は？

- トリウムサンプルワース実験解析によるトリウムの断面積の妥当性評価

(大阪大学大学院 三代卓司)

#### <研究概要>

トリウムは様々な有用性からウランに替わる燃料として注目を浴びている。しかし、照射実績が少なく、核データの評価が不十分とされているため、KUCA での実験結果と MVP の計算結果を比較し、断面積の妥当性を検証する。スペクトルの異なる 2 種類の体系において Th サンプルワースを測定し、計算値との比較を実施した。いずれの体系においても、C/E 値は 0.94 程度である。この結果の原因を探るため、各断面積に対して、それぞれ標準偏差分を変化させた計算を実施し、どの反応の断面積を変化させた場合に C/E 値が改善するかを調査した。その結果、捕獲断面積のみ変化させた場合の感度は大きく、標準偏差以内の変動により C/E 値が 1 に近い値になる可能性が示された。この結果より、Th-232 の捕獲断面積が現在過小評価されている可能性が考えられる。

<質問>

- ・ 大規模体系計算に対してモンテカルロを適用した場合、適切な解を得るのが難しい。もう少し小さい体系で実験・計算をするか、決定論コードで計算をすべきではないのか？
- ・ C/E が 1 でない原因を核データに押し込もうとしていないだろうか。手法の妥当性は確認しているのか？この手法で断面積等に誤差がなければ C/E=1 となるのか？
- ・ Th ワースはどのくらいで、どのようにして評価したのか？

<コメント>

- ・ JENDL-3.3 と JENDL-4.0 を比較すれば JENDL-3.3 の方が良く合っていたのではないか。JENDL-4.0 はネガティブレゾナンスが原因で過小評価になるはずだと思う。
- ・ C/E よりも、 $\Delta k/k$  で評価したほうが良い。
- ・ 解析の妥当性を制御棒価値から確認してみてもどうか。

● 群構造・縮約法に関する検討

(大阪大学大学院 和田怜志)

<研究概要>

単一集合体体系で作成した少数群断面積を用いて、異なる燃料が隣接した体系を計算した場合であっても、多群計算との差異が小さくなるような群構造・拡散係数の算出法を検討する。異種燃料によるスペクトル干渉が小さいエネルギー領域を 1 つのエネルギー群とすれば、群縮約誤差を低減することが可能である。また拡散係数の縮約方法として、調和平均（輸送断面積×中性子束）および算術平均（拡散係数×中性子束）の両方を試したところ、算術平均の方が縮約誤差が小さいことが判明した。これは、拡散計算における中性子流保存の観点から考えても妥当な結果である。

<質問>

- ・ 特定の燃料の組み合わせにおいてスペクトル干渉効果を見てエネルギー群構造を決めた場合、カラーセットの隣接によっては最適な群構造が変わってしまう。隣接する燃料の組み合わせによらない群構造を評価することは可能か？
- ・ 群縮約に SPH 因子は適用しているのか？
- ・ 無限増倍率だけでなく、核分裂率分布などは見ているか？

<コメント>

- ・ SPH 因子や不連続因子は簡単に導入できるので、特別な意図がないのであればぜひ試してほしい。この研究ではスペクトルの変化を基に群構造を決めるアプローチであったが、例えば SPH 因子を使って SPH 因子が全体的に 1.0 に近い

値になるような群構造を探索するというアプローチによっても良好な群構造が得られる可能性はあると思う。

- 講評（京都大学 堀助教）

昼間の講義の中でも誤差評価の話がありましたが、やはり実験において適切な誤差評価は極めて重要なことだと考えております。今回の若手研究会の発表においても、いくつか実験結果が示されていましたが、やはり良好な実験結果と呼ぶには適切な誤差評価が必須だと考えております。まさに今回の夏期セミナーにおける講義内容とリンクしておりますが、講義の内容も参考にしながら誤差評価について考えていただければと思います。

全体的に活発な議論があり、炉物理の未来は明るいと感じました。また、発表者の方々からは最新の研究内容を紹介いただいてとても良かったと思います。今後の皆様の活躍に期待しています。

以上

# 核燃料に内在する固有中性子源の評価と未臨界度測定への応用

名古屋大学大学院工学研究科

マテリアル理工学専攻

塩澤武司

## 1. 背景と目的

再処理工場のように核燃料を大量に取扱う施設では、貯蔵してある核燃料が技術的に想定されるいかなる場合でも臨界に達しないように安全管理をする必要がある。従来の臨界安全は、核燃料の取扱量や形状といった値に大幅な安全余裕を見込んで制限することで確保されてきた。これに加え、核燃料が実際にどの程度臨界未満であるかを測定することで、従来の安全管理に対する信頼性の向上や、より合理的な制限値の設定といったことが可能になる。そこで、体系がどれだけ臨界状態から離れているかを示す未臨界度( $-ρ$ )を測定・監視する手法が検討されている<sup>1)</sup>。

これまでに検討されてきた未臨界度測定手法は、一般的に Am-Be 線源や Cf 線源などの外部中性子源を用いることが多い。しかし、実際の核燃料取扱施設では、外部中性子源を持ち込むことは施設の運用上望ましいことではない。そこで、核燃料から発生する中性子、すなわち固有中性子源に着目し、これを未臨界度測定に使用することで、外部中性子源を用いずに未臨界度を測定することを目的とした研究を進めている。

## 2. 固有中性子源について

本研究で検討を実施する未臨界度測定手法の大きな特徴は、核燃料内に内在する固有中性子源を利用するという点である。固有中性子源とは、核燃料内で起こる核反応によって発生する中性子のことである。固有中性子源としては、例えば、 $\alpha$ 崩壊によって生じた $\alpha$ 粒子が軽元素と衝突することにより中性子が放出される( $\alpha,n$ )反応や、原子核が中性子などの粒子の衝突を受けずに自然に核分裂反応を起こす自発核分裂などが挙げられる。

固有中性子源を未臨界度測定に用いる場合には、その強度が問題となる。あまりに強度が低い場合には、固有中性子源のみで未臨界度を測定することは困難になると予想される。そこで本研究では、未臨界度測定実験を実施した京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) の固体減速架台で用いられている燃料板を対象とし、固有中性子源の強度を推定するという検討を行った。計算体系は A3/8” P36EU-NU と呼ばれる燃料体内の 1 つの燃料セルであり、この模式図を Fig. 2.1 に示す。

まず、( $\alpha,n$ )反応については、重イオン粒子計算コードシステム PHITS を使用して評価を実施した。PHITS を用いることにより、燃料板から放出する $\alpha$ 粒子の挙動を模擬することができる。ただし PHITS には、( $\alpha,n$ )反応による中性子源強度を直接求められるような機能が備わっていないため、次の Fig. 2.2 に

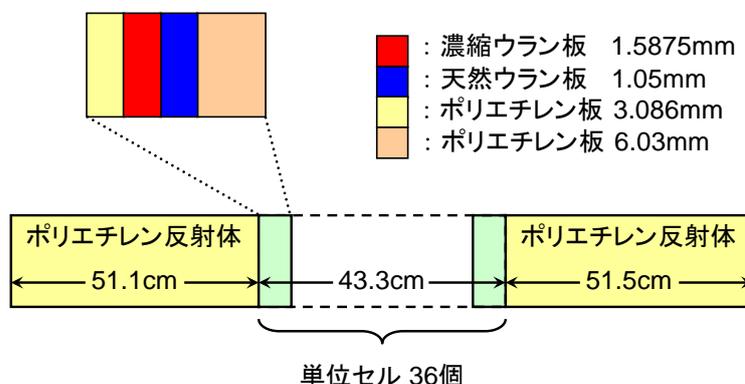


Fig. 2.1 固有中性子源強度の評価対象の模式図

示すような計算フローで、燃料板一枚あたりに $(\alpha,n)$ 反応で発生する中性子生成率を求めた。なお、 $(\alpha,n)$ 反応断面積や、反応当たりに放出される中性子数などのデータは、TENDL-2011のalpha sub libraryからそれぞれ引用した。また、計算体系はA3/8”P36EU-NUと呼ばれる燃料体内

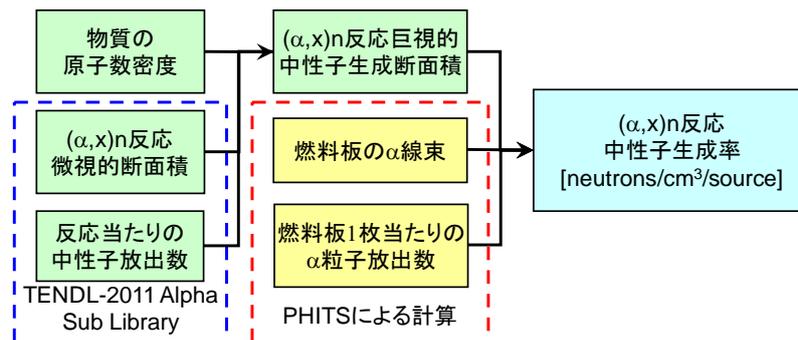


Fig. 2.2 PHITS を用いた $(\alpha,n)$ 反応中性子生成率の計算フロー

の1つの燃料セルであった。この模式図を Fig. 2.2 に示す。以上の計算により、 $(\alpha,n)$ 反応による中性子生成率が最も高いのは濃縮ウラン板であることがわかった。これは、濃縮ウラン板内の $^{27}\text{Al}$ の反応によるものである。その次に反応率が高かったのは、燃料の両端に配置されているポリエチレン板であり、天然ウラン板は $(\alpha,n)$ 反応を起こすような軽元素が存在していないので、反応率は0であった。 $(\alpha,n)$ 反応による中性子源強度は、上記のように計算された中性子生成率に、体系の体積を掛けることで計算した。続いて、自発核分裂の強度に関しては、体系の原子数密度と半減期、及び自発核分裂の割合を用いて計算した。以上の計算の結果求められた固有中性子源強度を燃料板ごとにまとめ、Table 2.1 に示す。表より、濃縮ウラン板の固有中性子源は $(\alpha,n)$ 反応によるものが、天然ウラン板の固有中性子源は自発核分裂によるものが支配的であるということがわかる。また、固有中性子源強度としては、天然ウラン板の方が濃縮ウラン板に比べておよそ10倍大きいということがわかった。

Table 2.1 燃料板ごとの固有中性子源強度 [neutrons/sec]

燃料板の種類	$(\alpha,n)$ 反応による 中性子源強度	自発核分裂による 中性子源強度	合計中性子源強度
濃縮ウラン板	$8.60 \times 10^{-2}$	$2.81 \times 10^{-3}$	$8.88 \times 10^{-2}$
天然ウラン板	0.0	$8.22 \times 10^{-1}$	$8.22 \times 10^{-1}$

### 3. 未臨界度測定への応用① 炉雑音測定

2章で強度を推定した固有中性子源を用いて、KUCAにおいてFeynman- $\alpha$ 法<sup>2)</sup>による炉雑音測定実験を実施した。Feynman- $\alpha$ 法では、ある時間幅 $T$ 内で検出された中性子数 $C(T)$ の時系列データを測定することで、検出された中性子の相関を表す2次相関量 $Y$ 値を求める。 $Y$ 値は式(3.1)のように定義される。

$$Y(T) \equiv \left( \langle C^2(T) \rangle - \langle C(T) \rangle^2 \right) / \langle C(T) \rangle - 1, \quad (3.1)$$

ここで、 $\langle C(T)^2 \rangle - \langle C(T) \rangle^2$ 、 $\langle C(T) \rangle$ はそれぞれ $C(T)$ の真の分散と平均を表している。従って式(3.1)は $C(T)$ のポアソン分布からのずれを表していると言える。一点炉近似に基づくことで、 $Y$ 値と未臨界度 $(-\rho)$ の理論式は以下の式(3.2)及び(3.3)のように表すことができる。

$$Y(T) = Y_{\infty} \left( 1 - \frac{1 - e^{-\alpha T}}{\alpha T} \right), \quad (3.2)$$

$$(-\rho) = \frac{1 - k_{eff}}{k_{eff}} = \alpha \Lambda - \beta_{eff}, \quad (3.3)$$

ここで  $Y_{\infty}$  は  $Y$  値の飽和値、 $\alpha$  は即発中性子減衰定数、 $k_{eff}$  は実効増倍率、 $\Lambda$  は中性子生成時間、 $\beta_{eff}$  は実効遅発中性子割合である。以上より、実験で得られた検出中性子のデータを使用して、(3.1)式に基づいて検出時間幅  $T$  に対する  $Y$  値の変化を測定し、これに(3.2)式をフィッティングして得られた  $\alpha$  を(3.3)式に代入することで、 $(-\rho)$  を推定することができる。

炉雑音測定実験は、KUCA の A 架台において A3/8”P36EU-NU(3)炉心を構築し、制御棒や中心架台の位置を変化させることで構成した4種類の未臨界体系において実施した。実験体系の模式図を Fig. 3.1 に示す。この炉心は、Fig. 2.1 に示した A3/8” P36EU-NU 燃料体 31 体と、燃料を半分にした A3/8” P18EU-NU 燃料体 1 体を使用していた。2 章での検討結果から、この炉心の固有中性子源強度は約 1000 [neutrons/sec] と見積もられた。中性子の検出には、燃料の周囲に配置した4つの  $^3\text{He}$  検出器を使用した。なお、比較のために、Cf 線源を炉心中心に設置した場合の実験についても同様に実施した。Cf 線源の強度は  $1.02 \times 10^4$  [neutron/second] であった。また、 $(-\rho)$  の参照値を落下法により得られた制御棒値から評価した。

ここでは、例として検出器#2の結果のみを示す。固有中性子源のみの体系に対して、炉雑音測定で得られた時系列データからバンチング法を利用して  $Y$  値を分析した<sup>6)</sup>。このうち、10分測定と1分測定の結果について、Fig. 3.2 に示す。Figure 3.2 より、未臨界度が浅くなるにつれ、 $Y$  値の高さが大きくなり、また  $T$  に対する立ち上がりが遅くなっていることが分かる。

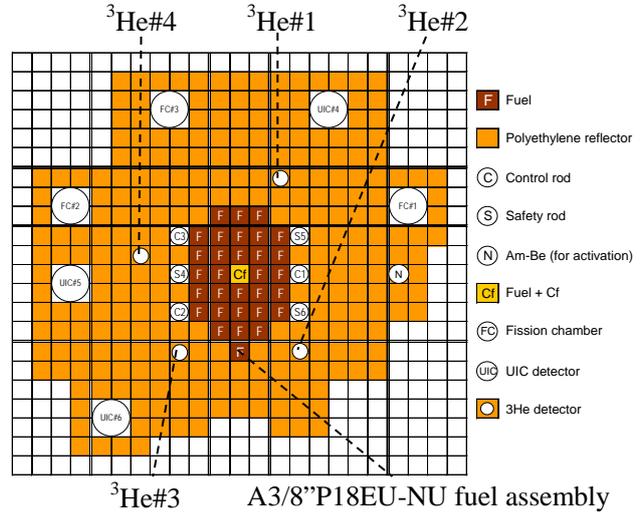


Fig. 3.1 実験体系の模式図

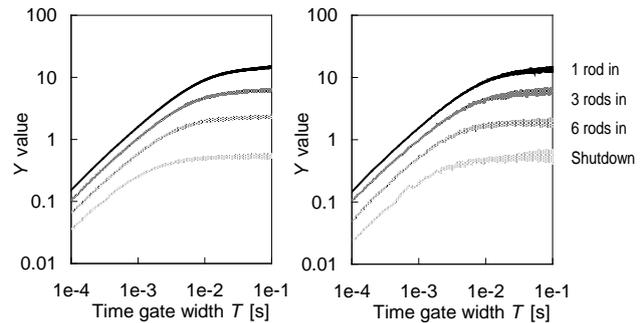


Fig. 3.2 各未臨界体系に対する  $Y$  値

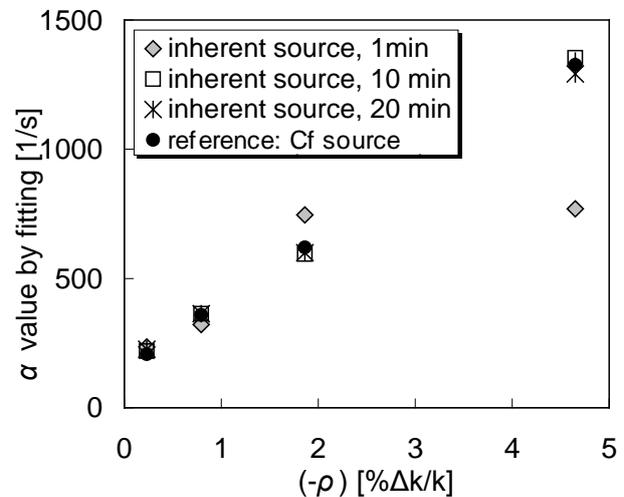


Fig. 3.3 各未臨界体系に対する  $\alpha$  値

従って、十分な測定時間をとれば、固有中性子源のみでも  $Y$  値の測定が可能であることを確認した。次に Fig. 3.2 のように分析された  $Y(T)$  に対して、式(3.2)をフィッティングすることで得られた  $\alpha$  値を、 $(-\rho)$  に対してプロットしたグラフを Fig. 3.3 に示す。Figure 3.3 で示したように、固有中性子源を使用した場合には、Cf 線源を利用した場合に比べて、1 分測定のような短い測定時間の  $Y$  値をフィッティングした場合に  $\alpha$  値が正確に求められていない。これは Fig. 3.2 のように、1 分間の  $Y$  値では統計的な揺らぎが大きく、フィッティングで得られた  $\alpha$  値の誤差が大きいためである。一方、固有中性子源を用いた 10 分間の測定結果は、Cf 線源を用いた場合とよく一致している。以上より、固有中性子源を用いた場合でも、約 10 分程度の測定時間で、外部中性子源を用いた場合と同様に、即発中性子減衰定数  $\alpha$  を測定することが可能であるという見通しを得た。ただし、例えば  $k_{\text{eff}} < 0.95$  のような深い未臨界体系における適用性については、今回の実験では不明であった。また、フィッティングにより求められた  $\alpha$  値から、未臨界度  $(-\rho)$  を如何に推定するかについては、今後の課題である。

#### 4. 未臨界度測定への応用② 固有中性子源増倍法

固有中性子源増倍法とは、中性子検出器により得られた計数率のうち、固有中性子源由来の中性子による成分を分離し、これを利用して体系の実効増倍率を簡易的に評価する手法である。

まず、中性子検出器を用いて、未臨界体系を外部中性子源なしで測定したときの計数率  $C$  は、固有中性子源成分  $C_{\text{source}}$  と炉心での増倍成分  $C_{\text{fission}}$  によって構成されていると考えられる。これは式(4.1)のように表すことができる。

$$C = C_{\text{source}} + C_{\text{fission}}, \quad (4.1)$$

ここで、実効増倍率が  $k_{\text{eff}}$  である未臨界体系において、固有中性子源から発生した  $S$  個の中性子は、未臨界増倍によって  $1/(1-k_{\text{eff}})$  倍になる。このことから、検出器の計数率を  $C$ 、検出効率を  $\varepsilon$  とするとき、次の式(4.2)が成り立つ<sup>3)</sup>。

$$C = \frac{\varepsilon S}{1 - k_{\text{eff}}}, \quad (4.2)$$

式(4.2)において、 $\varepsilon S$  は検出器で測定された計数率のうちの固有中性子源成分とほぼ等しいと考えられる。従って、次の式(4.3)が得られる。

$$C \approx \frac{C_{\text{source}}}{1 - k_{\text{eff}}}, \quad (4.3)$$

式(4.3)を用いることにより、体系の計数率から未知の実効増倍率  $k_{\text{eff}}$  を求めることができる。

ここで、計数率の固有中性子源成分については、MVP による固定源計算を利用して求める。まず、MVP において、2 章で固有中性子源を初期中性子源として設定した固定源計算を実施する。このとき、同じ体系において、核分裂反応あり (FISSION) と核分裂反応なし (NOFISSION) の 2 種類の計算を実施し、計算結果として  $^3\text{He}$  検出器の検出反応率を算出する。FISSION 計算で得られた反応率を  $R_{\text{FISSION}}$ 、NOFISSION 計算で得られた反応率を  $R_{\text{NOFISSION}}$  計算とすると、 $R_{\text{NOFISSION}}$  は固有中性子源由来の中性子検出、 $R_{\text{FISSION}}$  は固有中性子源と炉心での増倍由来の中性子検出の和に対応しているといえる。従って、これらの比を全計数率  $C$  にかけることで各成分を分離することができ

ると考えられる。以上を式で表すと次の式(4.4)のようになる。

$$C_{source} = C \times \frac{R_{NOFISSION}}{R_{FISSION}}, \quad (4.4)$$

この方法の問題として、固有中性子源から発生する中性子のスペクトルが不明であるという点が挙げられる。現在のところ、強度の低い( $\alpha, n$ )反応による中性子を無視し、自発核分裂による中性子のスペクトルを全て  $^{238}\text{U}$  の核分裂による中性子スペクトルで近似して検討を行っている。加えて、外部中性子源と異なり、炉心全体に中性子源が分布しているため、これを再現するのに工夫が必要である。

固有中性子源増倍法は、最終的に、1cm 周辺線量当量を用いた簡易的な実効増倍率評価手法に発展させたいと考えている。これは、MVP による NOFISSION の固定源計算で得られた中性子束から基準となる線量当量  $H_0$  を求め、実効増倍率が未知の  $k_{eff}$  である体系で線量当量  $H$  を実測し、次の式(4.5)を用いて増倍率を簡易的に評価する手法である。

$$H \propto \frac{H_0}{1 - k_{eff}}, \quad (4.5)$$

これにより、一般的な中性子検出器であるレムカウンタを用いた、簡易的な増倍率の評価を実施したいと考えている。

## 5. 結論

今回の若手研究会では、従来の未臨界度測定手法を実際の核燃料貯蔵施設でも適用することができるように、Am-Be や Cf などの外部中性子源の代わりに核燃料に内在する固有中性子源に着目し、これを利用した未臨界度測定の研究について報告した。

まず、PHITS 等を用いて、KUCA 実験体系内の固有中性子源強度を評価することができた。これを用いて Feynman- $\alpha$  法による炉雑音測定実験を実施し、5[% $\Delta k/k$ ]程度の比較的浅い未臨界体系においては、測定時間が十分であれば Cf 線源を用いた場合と同様に $\alpha$ 値の測定が可能であるという見通しを得た。一方で、より深い未臨界体系への適用性についてはさらに考察する必要がある。これに加えて、計数率の中の固有中性子源成分を利用した固有中性子源増倍法に関する検討を、現在実施中である。

## 参考文献

- 1) 羽様平, 毛利智聡, 相原永史, 未臨界度測定技術の開発, サイクル機構技報, 14 (2002), pp.115-123.
- 2) R. P. Feynman, F. Hoffmann, and R. Serber, "Dispersion of the Neutron Emission in U-235 Fission", *J. Nucl. Eng.*, 3 (1956), pp. 64-69.
- 3) 三澤毅, 宇根崎博信, 卞哲浩, 原子炉物理実験, 京都大学学術出版会, 日本, (2010), ISBN 9784876989775.

# トリウム装荷加速器駆動システムの実現にむけた

## Th 箔および炉内中性子束の反応率測定

京都大学大学院エネルギー科学研究科

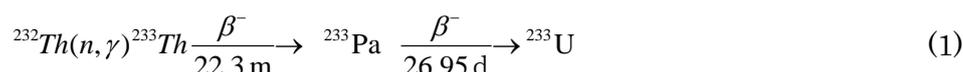
エネルギー基礎科学専攻

山中 正朗

### 1. はじめに

未臨界の炉心に外部から中性子を供給することで構成される加速器駆動システム(ADS)は、未臨界で運転されることから反応度事故のリスクやボイド係数に対して裕度が大きいため安全性が高く、装荷される燃料に対する制限が少ないといった利点を有する。一方、核燃料物質としてのトリウムは、古くから式(1)によって U-233 に転換されることから原子炉への利用が提唱されており [1]、①埋蔵量が豊富であること②燃焼によってマイナーアクチノイドの発生量がウランやプルトニウムの燃焼によるものと比べて少ないことが魅力である。しかし、トリウムはその系列の崩壊生成物に Tl-208 など短寿命かつ高エネルギーの  $\gamma$  線を放出する核種を含み、原子炉の事故でトリウムが周囲に拡散したときのリスクが大きくなるため、より安全性の高い原子炉での利用が望まれる。

このような観点から本報告はトリウムを装荷した ADS について、①トリウムの捕獲および核分裂反応率を臨界体系で測定することで解析の指標を取得すること、②D-T 中性子または核破砕中性子と未臨界の炉心を組合せて ADS を構成し炉内中性子束の反応率を測定することで、炉内中性子束分布のスペクトルおよび外部中性子源スペクトルの依存性を明らかにすることを目的とした。



### 2. Th 箔の反応率測定

トリウムは捕獲反応によって U-233 に転換され、トリウム装荷 ADS はここで生成された U-233 によって運転される。したがって、この挙動を特長づける転換係数の変化をさまざまな炉心スペクトルの下で把握することはトリウム装荷 ADS の実現にむけて重要な役割を担い、実験によって転換係数を測定されることが求められる。転換係数はトリウムの捕獲反応率とそこから生成される U-233 の核分裂反応率の比で算出されるため、まずは、転換のきっかけとなるトリウムの捕獲反応率の測定精度を実験と計算で検証することが必要となる。本実験は、転換係数の測定および ADS 体系へのトリウム装荷に先駆け、Th 箔を臨界集合体に設置してトリウムの捕獲反応率およびもう一つの重要な反応である 1.2MeV に閾値をもつ核分裂反応率の測定を臨界体系行うことで、実験手法と解析手法の精度を検証し、未臨界体系である ADS 実験における実験および計算精度の指標を取得することを目的とした。

## 2.1 実験および解析手法

トリウムの捕獲反応率測定は、捕獲反応( $^{232}\text{Th}(n, \gamma)^{233}\text{Th}$ )が起こりやすいスペクトルの柔らかい炉心の中央に Th 箔を設置し照射終了後 Ge 検出器によって Pa-233 の崩壊で放出される  $\gamma$  線を測定することで行った。反応率測定実験に使用した炉心の配置図と燃料体構成を図 2.1 に示す。高濃縮ウランと減速材にポリエチレンを使用した燃料体を炉中心に設置し、その周囲にポリエチレン反射体で覆うことで炉心を構成した。照射実験で用いられた放射化箔の諸元を表 2.1 に示す。本実験では裸 (Bare) およびカドミウムカバー付き (Cd) の金箔および Th 箔を使用した。異なる中性子スペクトルに対する反応率を測定するために Th 箔にもカドミウムカバーを使用した。これらの放射化箔を 2 W の出力のもとで 1 時間照射し、約 12 時間後に  $\gamma$  線計測を行った。

本実験の解析には MCNPX2.5.0[2] を使用し、核データには ENDF/B-VII.0[3] を、反応率の計算に JENDL/D-99 [4](トリウムの核分裂反応率計算は ENDF/B-VII.0) を使用した。

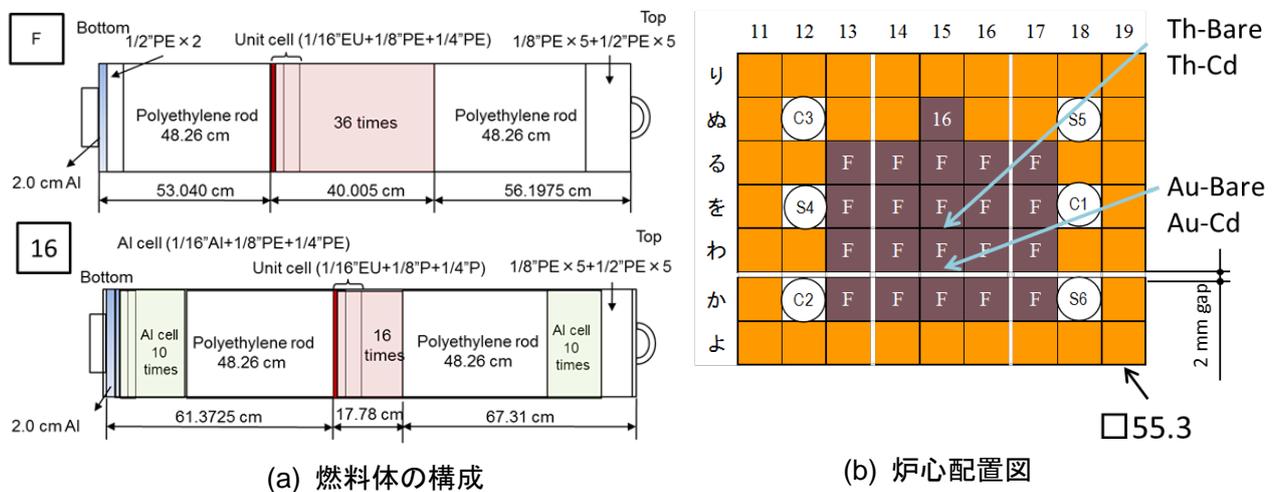


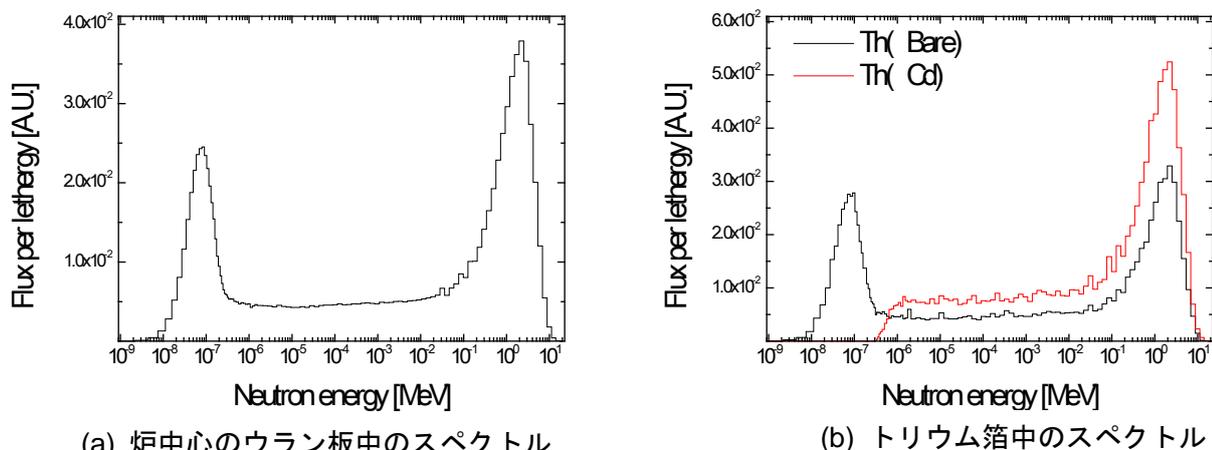
図 2.1 照射実験に使用した炉心の構成

表 2.1 放射化箔の諸元

Nuclide	Dimension [mm <sup>3</sup> ]	Isotopic Abundance [%]	Reaction	Target nuclide		$\gamma$ -ray energy [keV]	Emission rate [%]	Yield of fission products [%]
				for $\gamma$ ray measurement	Half life			
$^{197}\text{Au}$	$\phi 10 \times 0.05$	100	Capture	$^{198}\text{Au}$	2.698 d	411.9	95.51	-
				$^{233}\text{Pa}$	27.0 d	311.9	38.60	-
$^{232}\text{Th}$	$\phi 1/2''$ $\times 0.005''$	100	Fission	$^{97}\text{Zr}$	17 h	743.4	94.60	4.43
				$^{91}\text{Sr}$	9.48 h	1024.3	34.01	7.36
				$^{135}\text{I}$	6.7 h	1260.5	30.26	5.52

## 2.2 反応率測定の結果

解析で得られた炉中心および Th 箔中のスペクトルを図 2.2 に示す。図 2.2(a)より実験に使用した炉心は柔らかいスペクトルの炉心であることがわかる。また、図 2.2(b)のカドミウムカバー付き Th 箔中のスペクトルは裸の Th 箔中のそれと比較して熱中性子が遮断されていることから熱外中性子による反応が期待される。表 2.2 に本実験で Th 箔の各反応率を金箔の反応率で規格化された反応率および実験値に対する計算値の比(C/E)を示す。表より、カドミウムカバー付き Th 箔の捕獲反応率は裸のものと比較して約 40%であった。また、Cd 比(裸の金箔の捕獲反応率/カドミウムカバー付き金箔の捕獲反応率)、Th 箔の捕獲反応率および核分裂反応率の計算値は実験値と 10%以内の精度で一致した。



(a) 炉中心のウラン板中のスペクトル

(b) トリウム箔中のスペクトル

図 2.2 ADS 実験に使用した炉心の構成

表 2.2 Th 箔の各反応における反応率および Cd 比の測定・解析結果

Foil	Reaction	Nuclide	Normalized reaction rate[-] (Experiment)	C/E of Reaction rate
Th (Bare)	Capture	Pa-232	$(5.92 \pm 0.01) \times 10^{-2}$	$0.92 \pm 0.04$
Th (Cd)	Capture	Pa-232	$(2.52 \pm 0.01) \times 10^{-2}$	$1.00 \pm 0.07$
		Sr-91	$(3.51 \pm 0.17) \times 10^{-4}$	$0.76 \pm 0.05$
Th (Bare)	Fission	Zr-97	$(4.42 \pm 0.31) \times 10^{-4}$	$0.95 \pm 0.07$
		I-135	$(4.35 \pm 0.28) \times 10^{-4}$	$0.94 \pm 0.07$
Cd ratio	-	-	$3.07 \pm 0.18$	$1.07 \pm 0.07$

## 3. 加速器駆動システムにおける炉内の反応率測定実験

これまでトリウムが装荷された ADS では減速材でスペクトルを変化させたときのトリウムの核分裂反応率分布が明らかにされてきた[5]。ここではトリウムと減速材で燃料体が構成されており、実効増倍率は極めて低い( $k_{\text{eff}} < 0.05$ )。そこで本実験では実効増倍率をさらに増加させた、2種類のスペクトルの異なる炉心と D-T 中性子または核破砕中性子の外部中性子源を組合せてトリウム装荷 ADS を構成し、炉心の反応率分布を測定することで炉心特性の評価を行った。

### 3.1 実験および解析手法

ADS 実験で使用した炉心の配置図および燃料棒の構成を図 3.1 に示す。燃料体には Th 箔の照射に用いたものを基にトリウム、高濃縮ウランおよびポリエチレンで構成される柔らかいスペクトルの Th-HEU-5PE 燃料体とトリウム、高濃縮ウラン、黒鉛および実効増倍率が大きく低下しないようにわずかにポリエチレンを含んだ硬いスペクトルの Th-HEU-Gr-PE 燃料体を使用した。これらの燃料体を 25 体配置し、反射体にポリエチレンを用いて炉心を構成した。外部中性子源として、図 3.1(b) の下方より D-T 反応で得られる 14 MeV の中性子と、FFAG 加速器で 100 MeV に加速された陽子をタングステンターゲットに衝突させることで核破砕中性子を使用した。本実験で使用した放射化箔の諸元を表 3.1 に示す。In 箔および Nb 箔は In 線の反応率分布を外部中性子の反応率で規格化するために使用した。「ろ, の 15」に Cd 比を測定するためにカドミウムカバー付きと裸の金箔を炉中心からそれぞれ上下 5 cm 離れた位置に設置した。

解析には照射実験と同様に MCNPX2.5.0 を用いた。解析に使用した核データライブラリーを表 3.2 に示す。

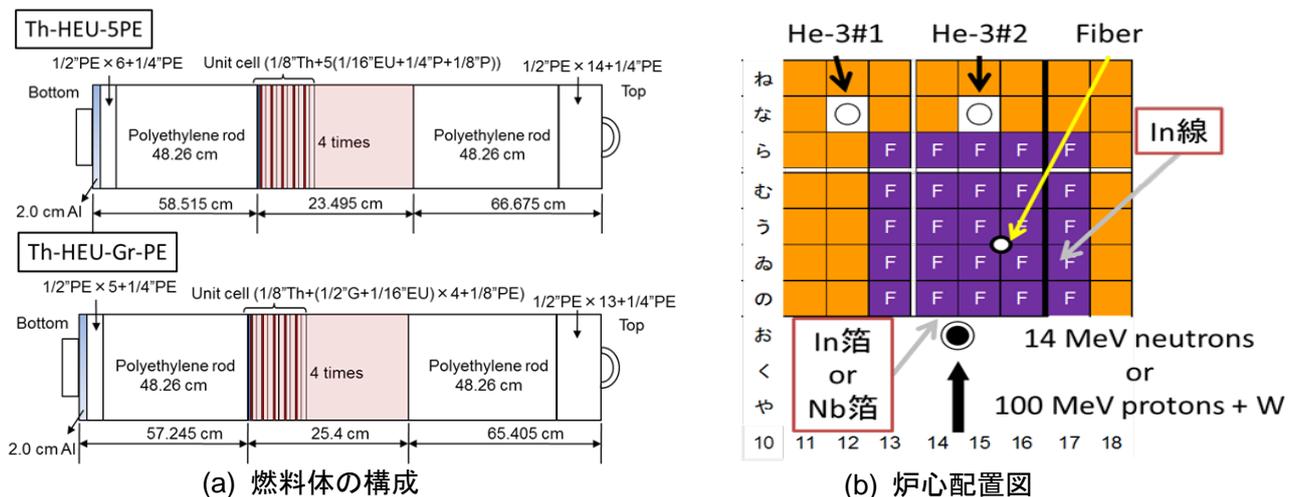


図 3.1 ADS 実験に使用した炉心の構成

表 3.1 ADS 実験に用いた放射化箔の諸元

Reactions	Dimension [mm <sup>3</sup> ]	Isotopic Abundance [%]	Half life	γ-ray energy [keV]	Emission rate [%]	Threshold [MeV]
<sup>197</sup> Au(n, γ) <sup>198</sup> Au	φ10 X 0.05	100	2.698 d	411.9	95.51	-
<sup>93</sup> Nb(n, 2n) <sup>92m</sup> Nb (14MeV neutrons)	10 X 10 X 1	100	10.15 d	934.3	99.22	8.9
<sup>115</sup> In (n, γ) <sup>116m</sup> In	φ1.5 X 500	95.71	54.12 m	1097.3 1293.54	55.7 85	-
<sup>115</sup> In(n, n') <sup>115m</sup> In (100MeV protons)	10 X 10 X 1	95.71	4.486 h	336.2	45.08	0.4

表 3.2 解析に用いた核データライブラリーの一覧

	Neutrons		Protons
	Transport	Reaction rate	Transport
14 MeV neutrons	ENDF/B-VII.0	JENDL/D-99 ENDF/B-VII.0(Th(n,f))	-
100 MeV protons	JENDL/HighEnergy ENDF/B-VII.0(Th(n,f))	JENDL/D-99 ENDF/B-VII.0(Th(n,f))	JENDL/HighEnergy

### 3.2 実験結果

図 3.2 に固有値計算による燃料体の変化にともなう炉心中央のスペクトルの変化を示す。これより、減速材にポリエチレンを用いた炉心と比較して黒鉛を用いた燃料体は炉心スペクトルが非常に硬くなることがわかった。なお、実効増倍率  $k_{\text{eff}}$  は Th-HEU-PE および Th-HEU-Gr-PE 燃料体でそれぞれ 0.85 および 0.35 であった。図 3.3 に炉心のスペクトルおよび外部中性子源を変化させたときの In 線 ( $^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116\text{m}}\text{In}$ ) を用いて測定された反応率分布を示す。スペクトルの違いに依らず反応率分布は D-T 中性子から核破砕中性子を用いたときの方がターゲット位置からの反応率の増加割合が大きくなった。これは核破砕中性子の平均数 MeV の中性子が増倍に寄与した結果と考えられる。特に、この変化はスペクトルの硬い炉心で顕著に見られた。また、スペクトルが硬い炉心は柔らかい炉心と比べ反応率の値が小さくなった。炉心内における反応率分布の計算値は炉心スペクトルおよび外部中性子源に依らず実験値をよく再現したが、スペクトルの硬い炉心において反射体領域で反応率に差異が見受けられた。

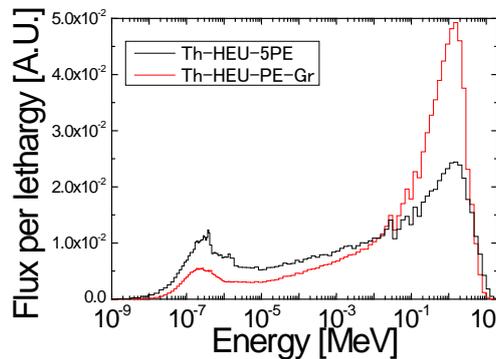


図 3.2 燃料体による炉中心スペクトルの変化

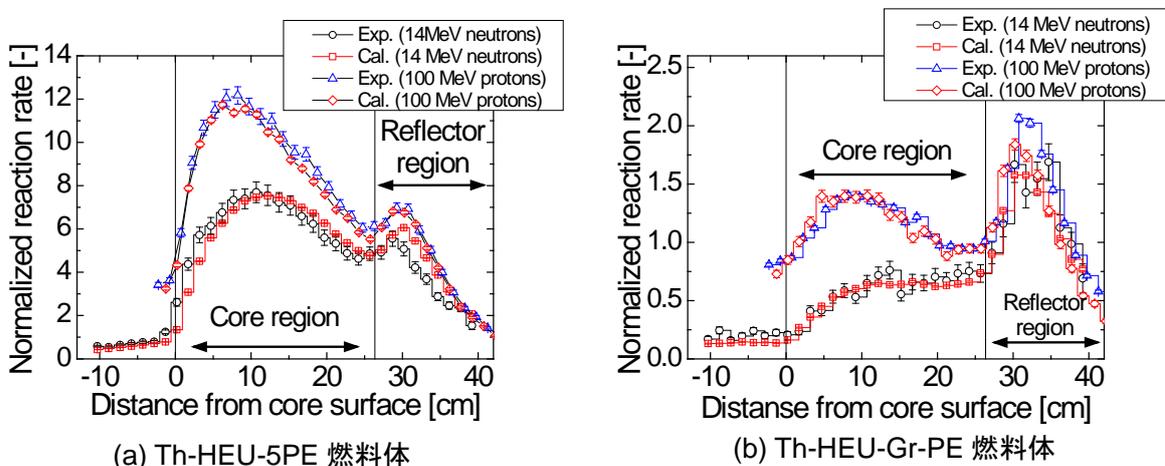


図 3.3 炉心スペクトルおよび外部中性子源の変化にともなう中性子束分布

#### 4. まとめ

ADS 実験に先駆けて行われた Th 箔の照射実験では捕獲・核分裂反応率が実験と計算で約 10%以内で一致した。ADS 実験では異なるスペクトルの炉心に 2 種類の外部中性子を供給し、炉心の中性子束分布を In 線により測定した。反応率分布は、D-T 中性子と比較してエネルギーの低い核破砕中性子を用いた方が炉内で増倍を起こさせたため大きな傾きをもった。反応率分布の解析結果は実験をよく再現したが、硬い炉心において反射体で差異が見受けられた。

#### 参考文献

- [1] D. B. Trauger, "Thorium Utilization," *Ann. Nucl. Energy*, **5**, 375 (1978).
- [2] J. S. Hendricks, G. W. McKinney, L. S. Waters *et al.*, "MCNPX User's Manual, version 2.5.0," LA-UR-05-2675, Los Alamos National Laboratory (2005).
- [3] M. B. Chadwick, P. Oblozinsky, M. Herman *et al.*, "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology," *Nucl. Data Sheets*, **102**, 2931 (2006).
- [4] K. Kobayashi, T. Iguchi, S. Iwasaki, T. Aoyama, S. Shimakawa, Y. Ikeda, N. Odano, K. Sakurai, K. Shibata, T. Nakagawa and A. Zukeran, "JENDL Dosimetry File 99 (JENDL/D-99)," JAERI 1344 (2002).
- [5] C. H. Pyeon, J. Y. Lim, Y. Takemoto *et al.*, "Preliminary Study on the Thorium-Loaded Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at the Kyoto University Critical Assembly," *Ann. Nucl. Energy*, **38**, 2298 (2011).
- [6] Y. Watanabe, T. Fukahori, K. Kosako *et al.*, "Nuclear Data Evaluation for JENDL High-Energy File," Proceedings of International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Santa Fe, New Mexico, Sep. 26 - Oct. 1, 2004, Vol. 1, p.326 (2004).

## 1. 背景・目的

現在、軽水炉の主な燃料は低濃縮ウラン(U)である。トリウム (Th) は現行燃料の U と比較して、資源の埋蔵量が多くまたその分布も広範であること、U よりも原子番号が小さいため高レベル放射性廃棄物である超ウラン元素の生成量が少ないことといった特長があり、そのため Th は次世代の核燃料として注目されている。しかしながら、Th 燃料の実用化にあたって、Th は U に比べて核データの精度が不十分であるという問題が挙げられる。そのため、本研究では、過去に京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) で行われた Th サンプルワース測定実験の結果と計算値との比較を行い最新の断面積ライブラリである JENDL-4.0<sup>[1]</sup> の Th-232 の断面積の妥当性の評価を行うことを本研究の目的とする。

## 2. Th サンプルワース測定実験

### 2.1 概要

図 1 に示すように KUCA<sup>[2]</sup>の炉心は、炉心燃料部分とポリエチレンから成る反射体部分から構成されている。また、燃料の高さ方向については、中央付近に Th 板、濃縮ウラン (EU) 板、ポリエチレン(Poly)板から構成される単位燃料セルを繰り返している燃料領域とその上と下に反射体であるポリエチレンから構成されている。この実験では、中心燃料体の高さ方向の中心部分の単位燃料セルの Th 板をアルミニウム (Al) 板へと置換する。この置換によって変化する余剰反応度の差を本研究ではサンプルワースとしている。また、Th 板の置換枚数は 4 枚で行った。

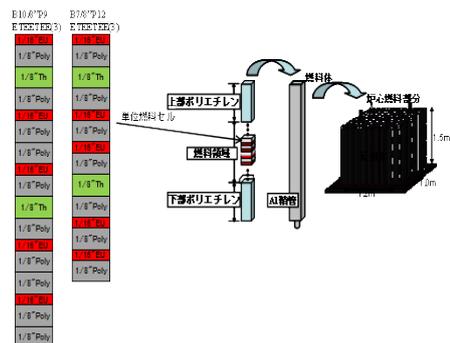


図 1 KUCA 炉心概略図

### 2.2 実験体系

本研究では、2011 年度に実地された B7/8”P12ETEETEE(3)炉心 (以降 H/U=140 炉心) と B10/8”P9ETEETEE(3)炉心 (以降 H/U=210 炉心) で Th サンプルワース測定実験を行った。図 1 の左に示している 2 種類の単位セル燃料のうち左の方が H/U=210 炉心のもので右の方が H/U=140 炉心のものである。また、各体系の Th 板置換前後の余剰反応度とサンプルワースの値をそれぞれ表 1 に示す。また、表中の誤差は  $1\sigma$  である。

表 1 各体系のサンプルワース測定実験値

体系	Th 板置換前の 余剰反応度[Δk/k]	Th 板置換後の 余剰反応度[Δk/k]	サンプルワース [Δk/k]
H/U=140 炉心	4.35E-4±3.06E-6	2.44E-3±1.11E-5	2.00E-3±1.15E-5
H/U=210 炉心	4.92E-4±4.42E-6	3.03E-3±9.56E-6	2.54E-3±1.05E-5

### 3. 計算

#### 3.1 計算条件

本研究では、実験値との比較を行うために連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0<sup>[3]</sup>(総ヒストリー数 1 億)を使用して実験体系を模擬した計算を行った。計算対象としては Th 板置換前後の実効増倍率とし、式 1 を用いてサンプルワースを算出した。式中の  $k$  は Th 板置換前の実効増倍率を、 $k'$  は Th 板置換後の実効増倍率をそれぞれ表している。また、図 2 に示すように 2 種類の体系で熱中性子のスペクトルの山の高さが異なっていることがわかる。

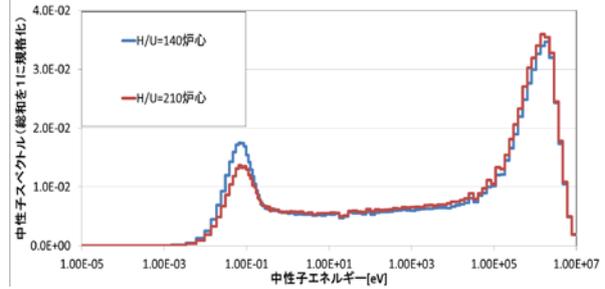


図 2 置換を行う Th 板での中性子スペクトル

$$\text{サンプルワース} = \frac{1}{k} - \frac{1}{k'} \dots (\text{式 1})$$

#### 3.2 実験値との比較

本研究では、各体系のサンプルワースの値を計算値/実験値(C/E 値)という形で評価を行った。その結果を図 3 に示す。図を見ると、各体系とも C/E 値が 1 を下回っていることがわかる。

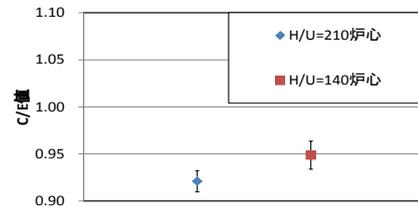


図 3 サンプルワースの C/E 値

### 4. 感度係数

Th のどの反応の影響により、サンプルワースの計算値が実験値を下回っていたかを評価するために本研究では感度解析を行った。

#### 4.1 計算条件

感度解析には一般化摂動論に基づく感度解析コード SAGEP を使用した。計算条件としては、エネルギー群は 107 群とした。計算対象としては、実効増倍率に対する感度係数で、式 2 を用いてサンプルワースに対する感度係数を算出した。式中の  $S_w$  はサンプルワースに対する感度係数、 $S_k$  は Th 板置換前の実効増倍率に対する感度係数、 $S_{k'}$  は Th 板置換後の実効増倍率に対する感度係数をそれぞれ表しており、 $k, k'$  は式 1 と同様である。また、算出したサンプルワースに対する感度係数は捕獲断面積、核分裂断面積、弾性散乱断面積、非弾

性散乱断面積、(n,2n)反応断面積の5種類の反応断面積に対するものである。

$$S_W = -\frac{\left(\frac{S_k}{k} - \frac{S_{k'}}{k'}\right)}{\left(\frac{1}{k} - \frac{1}{k'}\right)} \dots (式2)$$

#### 4.2 評価手法

Th の各反応のサンプルワースに対する影響を見るために本研究では、各反応断面積の分散とサンプルワースに対する感度係数を掛けて各反応のサンプルワースに対する不確かさを算出し、C/E 値で評価を行った。

#### 4.3 結果

各反応断面積の不確かさを考慮したサンプルワースの C/E 値を表 2 に示す。この表から捕獲断面積のサンプルワースの C/E 値への寄与が大きいことがわかる。捕獲断面積のどのエネルギー領域が C/E 値に対する寄与が大きいかを見るために本研究では、断面積の不確かさを参考に断面積を図 4 のように 6 領域に分割した。また、低エネルギー領域から領域名を A,B,C,D,E,F とする。各領域のサンプルワースの C/E 値への寄与を表 3 に示す。表から C,E 領域の C/E 値への寄与が大きいことがわかる。そのためこの領域において Th の捕獲反応が過小評価されている可能性が高い。

表 2 Th-232 の各反応のサンプルワースの C/E 値への寄与

体系	捕獲断面積	核分裂断面積	弾性散乱断面積	非弾性散乱断面積	(n,2n)反応断面積	補正前
H/U=140 炉心	1.085	0.923	0.922	0.925	0.921	0.921
H/U=210 炉心	1.122	0.951	0.951	0.953	0.949	0.949

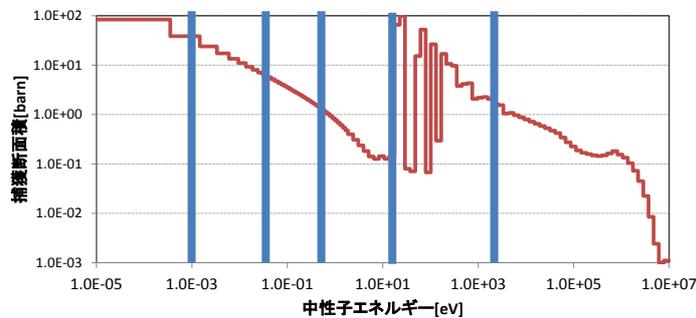


図 4 Th-232 の捕獲断面積

表 3 各領域のサンプルワースの C/E 値への寄与

体系	A	B	C	D	E	F
H/U=140 炉心	0.922	0.930	0.997	0.941	0.975	0.924
H/U=210 炉心	0.949	0.956	1.021	0.973	1.013	0.953

## 5. まとめ

本研究では、Th232 の断面積の妥当性評価を行うために Th サンプルワース測定実験の実験値と計算値の比較を行い、0.0458 eV~0.389 eV もしくは 17.6 eV~3350 eV のエネルギー範囲において Th232 の捕獲断面積が過小評価されている可能性が判明した。

## 参考文献

- [1] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
- [2] 三澤毅, 宇根崎博信, 卞哲浩 “原子炉物理実験” 京都大学学術出版会(2010)
- [3] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori et al., “MVP/GMVP Version 2 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods”, JAERI 1348 (2005).

# 群構造・縮約法に関する検討

大阪大学大学院工学研究科  
環境・エネルギー工学専攻  
原子力社会工学領域  
和田 怜志

## 1. 背景・目的

UO<sub>2</sub>燃料と MOX 燃料といった核特性の異なる燃料が隣接する非均質体系において、断面積をエネルギー縮約する際に使用する中性子スペクトルが干渉することにより、実際の体系の中性子スペクトルと縮約に用いた単一集合体系の中性子スペクトルに差異が生じる。この干渉による中性子スペクトルの変化が燃料集合体の境界部において多群計算と少数群計算に差異をもたらす。そこで多群計算と少数群計算の差異を低減させるため、本研究ではエネルギー群構造、拡散係数の縮約方法について検討した。

## 2. 計算体系及び計算コード

縮約による出力分布への影響を検討するため、UO<sub>2</sub>燃料 0MWd/t と MOX 燃料 0MWd/t 及び 45000MWd/t の断面積を用い、図 1 に示す体系を対象に計算を実施した。172 群 XMAS エネルギー群構造<sup>1)</sup>の断面積によって得られた結果を参照解とし、少数群での計算結果と比較し検討した。本検討では拡散計算コード MOSRA-Light<sup>2)</sup>を使用し、縮約計算は中性子束重み法である(1)式を用いた。

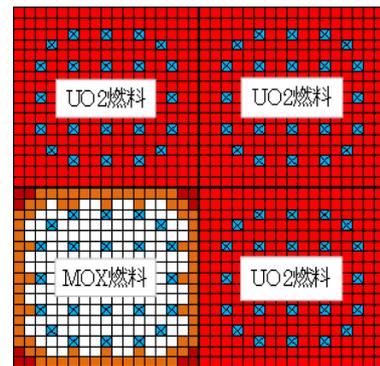


図 1 検討計算体系  
(B.C.=periodic)

$$\Sigma^G = \frac{\sum_{g \in G} \Sigma^g \phi^g}{\sum_{g \in G} \phi^g}, \quad (1)$$

ここで、

- $\Sigma^g$  : 多群断面積
- $\Sigma^G$  : 縮約群断面積
- $\phi^g$  : 多群中性子束

である。

## 3. 検討と結果

干渉効果によるスペクトル変化に鈍感な群構造を作成することを考える。このような群構造は、(1)式より少数群を構成する多群のスペクトルが変化しない、または多群の断面積が一定であるエネルギー領域を少数群のひとつの群とすることによって作成できると考えられる。

そこで、干渉によるスペクトルの変化を示すため、 $\text{UO}_2$ 燃料と MOX 燃料が隣接する体系のスペクトルとそれぞれに対応する単体系におけるスペクトルの比を図 2 に示す。図 2 より、燃料の中心部においては干渉の効果が見られないこと、 $\text{UO}_2$ 燃料と MOX 燃料の境界部では、約  $0.1\sim 1\text{eV}$  において干渉によるスペクトルの変化が大きいことから、 $0.1\sim 1\text{eV}$  のエネルギー領域に着目し検討を行った。

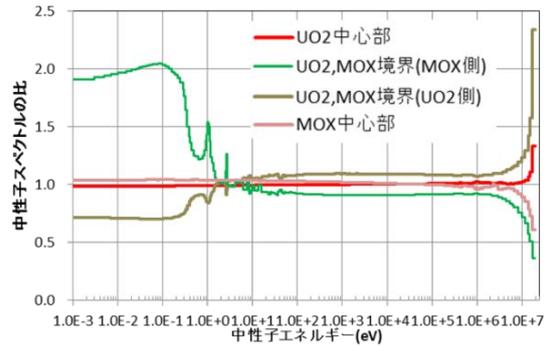


図 2 中性子スペクトルの比

このエネルギー領域を 2 つの群とし、これらの群の境界が  $0.4\text{eV}$  付近にある場合と  $0.6\text{eV}$  付近にある場合を比較し検討を行った。ここで、 $0.1\sim 1\text{eV}$  のエネルギー領域におけるスペクトルの比を図 3 に、核分裂断面積を図 4 に示す。

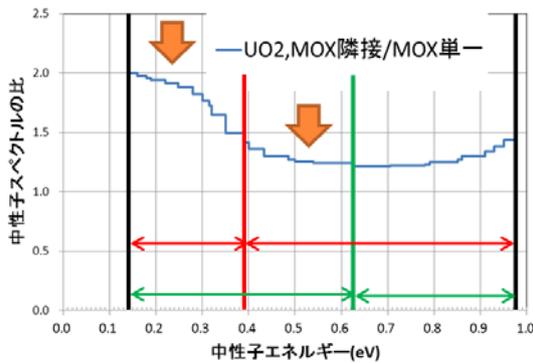


図 3 中性子スペクトルの比と群構造

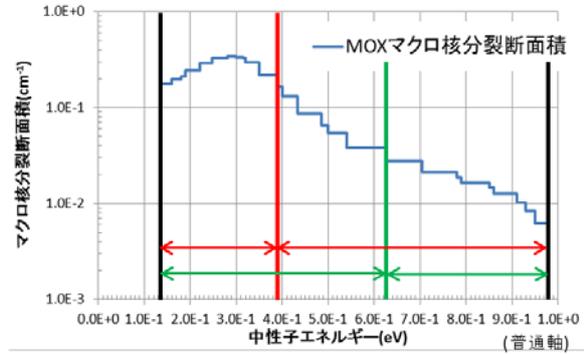


図 4 核分裂断面積と群構造

図 3 及び図 4 より、 $0.6\text{eV}$  付近に群の境界がある場合と比較すると、 $0.4\text{eV}$  付近に群の境界がある場合ではスペクトルの比が大きく変化しているエネルギー領域を分けることができ、かつ断面積が山と谷になるエネルギー領域を分けることができる。このため、 $0.4\text{eV}$  付近に群の境界がある場合のほうが、計算精度に対するスペクトル干渉の影響が小さくなると考えられる。

$0.6\text{eV}$  付近に群の境界がある場合と  $0.4\text{eV}$  付近に群の境界がある場合について、参照解との出力の相対差を算出した結果を図 5 に示す。図 5 より、 $0.4\text{eV}$  付近に群の境界がある場合では、 $\text{UO}_2$ 燃料と MOX 燃料の境界部における差異が小さくなることを確認できる。

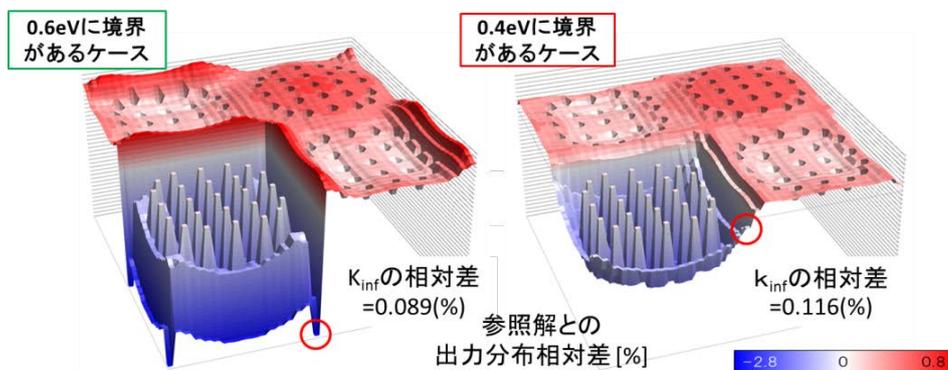


図 5 多群計算との比較

集合体の隣接部における差異低減に加え、拡散係数の縮約方法の変更により、燃料中心部における差異を低減した。拡散計算において、中性子流は(2)式で求められている。この式より、中性子流は $D\phi$ の傾きであることから、拡散係数を縮約する際には $\Sigma_a\phi$ よりも $D\phi$ を保存して縮約する必要があると考えられる。そこで、輸送断面積を縮約したのちに拡散係数へ換算する方法から、輸送断面積を拡散係数へ換算したのちに縮約する方法に変更した。図6に示す結果より、拡散係数の縮約方法を変更することで、燃料集合体中心部で見られていた出力誤差が低減されることが考えられる。

$$J^g = -D^g \frac{d\phi^g(x,y)}{dx} \Big|_{x=i+\frac{1}{2}, y=j} \quad (2)$$

ここで、  
 $J^g$  : 中性子流  
 $D^g$  : 拡散係数  
 である。

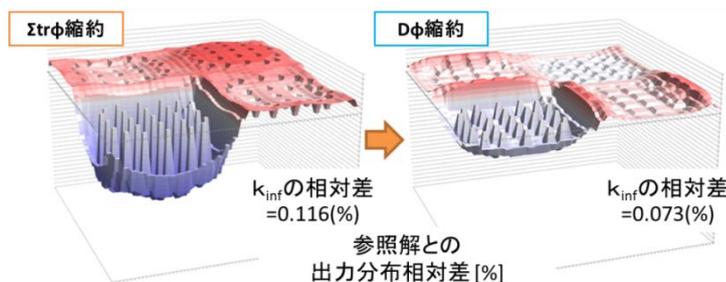


図6 多群計算との比較

#### 4. まとめ

本研究では断面積を単一燃料集合体の中性子スペクトルでエネルギー縮約した際に生じる縮約誤差の低減を目的として、エネルギー群構造及び拡散係数の縮約方法について検討した。

まず、スペクトル干渉に鈍感である群構造を作成することを目的として、スペクトルの比が同程度のエネルギー領域とスペクトルの比が大きく変化しているエネルギー領域の境界を群構造の境界にした。UO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料が隣接する集合体体系において本研究で作成した群構造の検証を行ったところ、集合体境界部における多群と縮約群の出力の差を低減できていることが確認できた。

また、拡散係数の縮約方法について、輸送断面積を縮約したのちに拡散係数へ換算する方法から、輸送断面積を拡散係数へ換算したのちに縮約する方法を用いることにより、燃料集合体中心部で見られていた出力誤差が低減された。

このことから、エネルギー群構造及び拡散係数の縮約方法の変更が縮約誤差の低減に有効であることがわかった。

なお、本研究は阪大と原燃工との共同研究で実施した成果である。

#### 参考文献

- 1) E.Sartori, "Standard Energy Group Structures of Cross Section Libraries for Reactor Shielding, Reactor Cell and Fusion Neutronics Applications: VITAMIN-J, ECCO-33, ECCO-2000, and XMAS, JEF/DOC-315, Revision 3," NEA Data Bank (1990)
- 2) K. Okumura, "MOSRA-Light: High Speed Three-Dimensional Nodal Diffusion Code for Vector Computers," JAERI-Data/Code 98-025 (September 7, 1998).