

< 第 42 回 炉物理夏期セミナー 報告 >
セミナー概要報告

三菱重工業株式会社 炉心技術部
炉物理夏期セミナー小委員会担当幹事
佐治悦郎(副部会長)、松本英樹(庶務幹事)

第 42 回炉物理夏期セミナーを2010年8月4日から6日までの日程で、岡山県倉敷市の吹上温泉鷺羽ハイランドホテルで開催した。参加者は、のべ85名(うち学生29名)となり、かなりの盛況であった。

今回のセミナーでは、「高速炉の炉物理・軽水炉の炉物理 - 共存の時代を見据えて -」をテーマとし、近い将来の高速炉と軽水炉が共存する時代を見据えて、高速炉の炉心設計と炉物理、軽水炉の炉心設計と炉物理について、これらの比較を軸に、講義を中心に実施した。また、トピックスとして「小型高速炉4Sの開発」と題した小型高速炉の紹介と設計手法、及び「プルサーマルの現状と展望」と題したプルサーマルの概要、炉心設計、現状と今後の展望に関する講義を設けた。これら講義、若手研究会、懇親会等を通じ、関係者のコミュニケーションを深める場ともなった。

参加者からのアンケート回答では、「非常に勉強になった」、「来年も参加したい」、「軽水炉と高速炉の比較が興味深かった」、「料理が美味しかった」など概ね好評な意見が寄せられたが、一方で、「講義の延長は止めて欲しい」、「モノクロ印刷でも判別可能なテキストとしてほしい」などの貴重な意見もあり、これらは整理して来年の幹事機関に引き継げるよう整理した。

最後に、十分なお礼が出来ないにも関わらず、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、熱心に準備、講義下さった講師の方々、及び、快く財政的支援を頂いた賛助企業の方々、多数の学生の参加にご協力頂いた先生方に深く感謝致します。また、三菱重工業(株)炉心技術部の若手で構成した社内実行委員会 8 名に感謝の意を表します。

セミナー実施概要

日程：2008 年 8 月 4 日（水）～8 月 6 日（金）

セミナー会場：鷺羽ハイランドホテル

宿泊：同上

テーマ：高速炉の炉物理・軽水炉の炉物理 - 共存の時代を見据えて -

参加人数：85 名（内訳：講師 11 名、部会員 23 名、学会員 3 名、非会員 19 名、
学生部会員 17 名、学生会員 1 名、学生非会員 11 名）

・ セミナープログラム

8 月 4 日(水)

- 13：40～14：30 講義 1-1：軽水炉プラントの概要と炉心設計（PWR）
（三菱重工業（株） 安井 肇）
- 14：30～15：20 講義 1-2：軽水炉プラントの概要と炉心設計（BWR）
（（株）GNF-J 吉田 学）
- 15：30～16：20 講義 2：高速炉プラントの概要と炉心設計
（三菱 FBR システムズ（株） 日比 宏基）
- 16：20～16：40 集合写真
- 18：30～20：30 懇親会

8 月 5 日（木）

- 9：30～10：30 講義 3：高速炉の炉物理研究の話
（福井大学 竹田 敏一）
- 10：40～11：40 講義 4：炉物理的な観点からの比較
（名古屋大学 山本 章夫）
- 13：00～13：50 講義 5：もんじゅ炉心設計と性能試験
（（独）日本原子力研究開発機構 鈴木 隆之）
- 13：50～14：40 講義 6：高速炉を開発することの意味
（大阪大学 山口 彰）
- 14：50～17：00 パネル討議：高速炉核設計手法に関する討議
（座長：福井大学 竹田 敏一）
高速炉核設計手法に関する論点
（名古屋大学 山本 章夫）
実証炉・実用炉における炉心核設計手法について
（（独）日本原子力研究開発機構 久語 輝彦）
もんじゅ安全審査の経験から
（（独）日本原子力研究開発機構 鈴木 隆之）
高速炉炉心設計の観点から
（三菱 FBR システムズ（株） 日比 宏基）
PWR 核計算の立場からみた FBR 核計算手法
（三菱重工業（株） 松本 英樹）
- 17：30～19：00 夕食
- 19：30～21：30 若手研究会 / 拡大幹事会

8 月 6 日（金）

- 9：00～9：50 講義 7：「内部ダクトはなぜ必要か？」
～高速炉の安全上の特徴を踏まえて～
（（独）日本原子力研究開発機構 小竹 庄司）
- 9：50～10：40 講義 8：トピックス 1～小型高速炉 4 S の開発
（（株）東芝 山岡 光明）
- 10：50～11：40 講義 9：トピックス 2～プルサーマルの現状と展望
（三菱重工業（株） 井田 俊一）
- 11：40～11：50 閉校式
（三菱重工業（株） 佐治副部長）

第42回 炉物理部会夏期セミナー收支報告書

開催場所: 吹上温泉(鷺羽山) 吹上温泉鷺羽ハイランドホテル (岡山県倉敷市)

開催期間: 平成22(2010)年8月4日~6日

参加人数: 85名(講師11名を含む)

単位:円

(1)収入		消費税の 取り扱い	予 算	実 績		
				数 量	単 価	金 額
(14201)	参加費収入					
	一般部会員	不課税	140,000	23	5,000	115,000
	一般非部会員	不課税	0	3	7,000	21,000
	一般非会員	課税	0	19	9,000	171,000
	学生部会員	不課税	0	17	0	0
	学生非部会員	不課税	0	1	1,000	1,000
	学生非会員	課税	0	11	2,000	22,000
	参加費 計		140,000	74		330,000
(14201)	懇親会参加費収入					
	一般	課税		50	4,000	200,000
	学生	課税		29	1,000	29,000
	懇親会参加費収入 計	課税	200,000	79		229,000
(14265)	見学会費収入	課税				0
(14241)	広告料収入	課税	300,000	11	30,000	330,000
(14361)	テキスト売上収入	課税	10,000	13	3,000	39,000
(14371)	宿泊費収入					
	一般8/4~8/6	課税		46	27,000	1,242,000
	一般8/4~8/5	課税		4	14,500	58,000
	一般8/5~8/6	課税		2	14,500	29,000
	学生8/4~8/6	課税		28	25,000	700,000
	学生8/4~8/5	課税		1	13,500	13,500
	学生8/5~8/6	課税		0	13,500	0
	宿泊費 計		1,800,000	81		2,042,500
(14381)	屋食代収入	課税	0	1	1,575	1,575
(14551)	通常予算補助金収入	内部取引	100,000	1	100,000	100,000
(14561)	内部共催金収入	内部取引				
(14691)	協賛金収入	特定収入(共通)				
(14711)	賛助金収入	特定収入(共通)				
(14721)	寄付金収入	特定収入(共通)				
(14731)	受取利息収入	非課税				90
(14751)	その他収入	課税				
収入 合計			2,550,000			3,072,165

(2)支出	消費税の 取り扱い	予 算	実 績		
			数 量	単 価	金 額
(15021) 臨時雇賃金	不課税				
(15041) 会議費	課税	415,250			463,707
会議室使用料		105,000	1	105,000	105,000
お茶代		0			19,970
弁当代		110,250	82	1,575	129,150
懇親会費		200,000			209,587
(15051) 旅費交通費(実費)	課税	2,085,000			2,193,810
国内旅費		250,000			167,560
宿泊費(1日目)		840,000	79	12,000	948,000
消費税・入浴税(1日目)		52,500	79	750	59,250
宿泊費(2日目)		840,000	76	12,000	912,000
消費税・入浴税(2日目)		52,500	76	750	57,000
添乗員経費		50,000	1	50,000	50,000
(15061) 通信運搬費	課税	10,000			17,005
通信費					8,080
運搬費		10,000			8,925
(15091) 消耗品費	課税				10,710
(15111) 一般外注経費	課税	160,000			259,907
(15115) 会場費	課税				30,000
(15121) 出展費	課税				
(15131) 委託費	課税				
(15141) 賃借料	課税				
(15151) 保険料	非課税	20,000	81	100	8,100
(15161) 諸謝金(含む源泉税)	不課税				0
物品諸謝金					
金銭諸謝金					
(15181) 負担金	不課税				
(15191) 助成金	不課税				
(15291) 内部共催金	内部取引				
(15171) その他		15,000			1,680
(15241) セミナー残金	内部取引	0			87,246
() 本部繰入金	内部取引				
支出 計		2,705,250			3,072,165
残金返却又は不足金額		-155,250			0

*残金が出た場合 (源泉徴収分)+(残金通常予算へ繰り入れ)=送金額

*不足分の場合 (実際の不足分)+(源泉税分)=通常予算より補填額

・ 講義要旨

講義 1-1 : 「軽水炉プラントの概要と炉心設計 (PWR)」

(三菱重工業(株) 安井 肇)

PWR の炉心構造、炉心設計、炉心管理に関して、基礎知識から実機設計まで幅広い内容の講義であり、PWR になじみの少ない参加者にも理解しやすい内容であった。

平均燃焼度の算出法や、吸収材の採用経緯等に関する質疑応答があった。

講義 1-2 : 「軽水炉プラントの概要と炉心設計 (BWR)」

((株)GNF-J 吉田 学)

BWR の炉心の特徴、炉心設計、ABWR 炉心の特徴について、PWR との比較を交えての紹介であった。BWR の特徴として、PWR に比べて出力密度が低く、同一の熱出力を得るためには、大型化する傾向があること、冷却材密度分布が大きいこと、熱水力設計が重要となること、軸方向に濃縮度分布、Gd 濃度分布をつけることにより、軸方向出力分布の平坦化を図っていること等について講義頂いた。

ボイドの取扱い、ウォーターホール設計に関する質疑応答があった。

講義 2 : 「高速炉プラントの概要と炉心設計」

(三菱 FBR システムズ(株) 日比 宏基)

高速炉プラントの概要、炉心設計について紹介された。高速炉プラントの概要説明では、軽水炉との相違点についても触れながらの説明であり、現状では集合体のシャッフリングは行われていないことや、出口入口温度差が約 150 と PWR の 5 倍近い値となっていることが紹介された。

非均質性の取扱い、燃焼計算の取扱いに関する質疑応答があった。

講義 3 : 「大学における高速炉の炉物理研究の話」

(福井大学 竹田 敏一)

軽水炉と高速炉について、核分裂が多く発生する中性子エネルギー領域が違ふことにより、中性子の振る舞いが異なっており、平均自由行程が長い高速炉計算では断面積の不確かさが、短い軽水炉では解析手法が重要であるとの説明があった。感度係数を使用した不確かさ低減法として、バイアス因子法と断面積調整法についての紹介があった。

断面積調整法の許認可での取り扱い等について質疑応答があった。

講義 4 : 「軽水炉と高速炉の比較 ~ 原子炉物理の観点から ~ 」

(名古屋大学 山本 章夫)

高速炉の核設計及び炉心管理手法の理解・妥当性確認・改良への議論の一助となるよう、軽水炉と高速炉を炉物理的な観点から比較する、という内容の講義が行われた。中性子スペクトル、実効断面積、反応率、中性子束分布等の比較が紹介され、セル計算を行わないなど、軽水炉よりもシンプルな現行の実験用高速炉の核設計、炉心管理手法は、妥当なものであると結論付けられた。

質疑応答では、比較で提示されたデータについて、核計算と実設計双方の観点から、様々な質問・意見交換がなされた。

講義 5 : 「もんじゅ炉心設計と性能試験」

((独)日本原子力研究開発機構 鈴木 隆之)

もんじゅの開発経緯、核設計手法についての説明、再運転時の核設計、燃料中のプルトニウム組成変化、反応度係数、実機データを取り入れた評価手法の紹介が行われた。また、もんじゅ再運転時の制御棒価値、核的制限値、温度係数、流量、フィードバック反応度等の起動試験に関する説明があった。さらに、もんじゅの研究利用として、京大炉が実施したもんじゅでの未臨界度測定法の適用性に関する確認及び評価が行われたとの紹介があった。

質疑応答では、中性子束の絶対値測定等、前回の起動試験に遡っての解説があった。

講義 6 : 「高速炉を開発することの意義」

(大阪大学 山口 彰)

国の長計、原子力白書等を参考にして高速炉を開発することの重要性を再認識する内容であった。高速炉を開発するにあたり、シナリオの多様性、不確かさ、未確定さに対応せねばならず、長期的視点と短期的視点をもって臨む必要があり、また、高速炉が魅力的であることを技術者が発信し、国や社会から支援されることが必要であるとの講義であった。

質疑応答では、高速炉開発における国の役割、技術者の役割等に関する意見交換が行われた。

パネル討論 : 「高速炉核設計手法に関する討論」

座長 : 福井大学 竹田 敏一

(1) 名古屋大学 山本 章夫

複数の高速炉が運転されている状態を想定した場合の高速炉の核設計手法及びコードシステムのあるべき姿について、意見を述べていただいた。まず、現在の高速炉設計手法のコンセプト

トとして、高速炉は計算結果に補正計算を考慮したものが設計値となり、コードシステムが複雑であり、品質保証上問題となることがある。一方、軽水炉の設計計算は、集合体計算 + 炉心計算による比較的単純なコード体系であり、計算結果がそのまま設計値となっており、計算結果がユーザによらないシステム作りが進められている。

将来の高速炉核計算システムも軽水炉と同様に、集合体計算コード + 炉心計算コードのシステム化が必要になるとのご意見である。

(2) (独) 日本原子力研究開発機構 久語 輝彦

実証炉初号機の核計算システムについてご意見を頂いた。実証炉の核計算手法としては、核データ、計算コード、臨界実験データ、「もんじゅ」での実験データ等の新しい知見を反映した核計算手法を選定することが必要である。そのため、従来の高速炉核計算手法を踏襲し、計算結果に補正計算を考慮する手法が良いのではとの意見を頂いた。また、炉定数としては、JENDL-4.0 に臨界実験データを反映した補正を反映して使用し、格子計算としては、MOC などの非均質集合体計算を採用し、補正計算としては、輸送効果補正、メッシュ効果補正、群縮約効果補正、超微細群補正、炉心・反射体効果補正を実施することが考えられる。現在、JAEA では、オブジェクト指向プログラミング技術を導入した次世代核特性解析システム MARBLE による計算システムの構築を図っているとの紹介があった。

(3) (独) 日本原子力研究開発機構 鈴木 隆之 ~もんじゅ安全審査の経験から~

もんじゅの安全審査での経験から、高速炉の核設計手法についてご意見を頂いた。もんじゅの設置変更許可申請時には、適用している核計算手法と最新の知見との比較を求められることがあり、新設計手法の導入には、検証性、説明性、知見の反映、処理能力、即応性、使いやすさ、品質保証などが求められると指摘頂いた。また、今後の、高速炉核設計計算手法には、実用性とのバランスをとりながら、新知見を反映していく必要があるとのご意見であった。

(4) 三菱 FBR システムズ(株) 日比 宏基 ~高速炉炉心設計の観点から~

高速炉核設計手法の開発では、信頼性と説明性が高く、作業効率が高く、品質保証上の利便性が高い計算手法、システムを構築する必要がある。また、現在行われているもんじゅの性能試験データによる設計手法の検証が有効であることをご指摘頂いた。また、今後の高速炉核計算手法の開発方針について紹介があった。

(5) 三菱重工業(株) 松本 英樹 ~PWR 炉心設計手法からみた FBR 炉心設計手法~

現在の高速炉核設計の実効ミクロ断面積の炉心計算への提供方法、燃焼中の変化等に対する影響、輸送補正等の取扱いについて、軽水炉(PWR)の核設計手法からの比較として、高速化した計算機インフラの利用、均質化誤差排除方法(不連続因子)の導入、誤差低減による利得活用方法等について問題提起があった。

パネル討議を通し、高速炉実証炉の設計手法としては各関連機関の考える手法は大きな違いはなく、今回のパネル討議を契機とし、今後、関係機関、部会で検討/協議を継続していくことが必

要であると締め括られた。

講義 7 : 「内部ダクトはなぜ必要か? ~高速炉の安全上の特徴を踏まえて」

((独) 日本原子力研究開発機構 小竹 庄司)

実証炉の設計において、再臨界防止のために内部ダクトを適用するようになった経緯を、高速炉の安全設計概念や安全上の特徴に触れながら講義頂いた。

活発な質疑応答があり、内部ダクトが非対称であることによる影響、海外での内部ダクトの適用に関する動向、炉心損傷事故による再臨界のリスクの考え方等について回答頂いた。

炉物理専門家、炉物理を志向する技術者/研究者にとって、安全研究の立場からの講義は非常に有益な講義であった。

トピックス 1 : 「小型高速炉 4S の開発」

((株) 東芝 山岡 光明)

4S 炉は、電力の供給だけでなくオイルサンドの回収や水素製造用の水蒸気の供給といったニーズに対応する高速炉で、装荷した金属燃料を交換することなく 30 年間運転可能、性的な安全性といった特徴をもち、炉心制御には反射体を用いていることが紹介された。

小型炉の種類に関する質疑応答があり、最近話題になったテラパワー社も話題に上るなど、活発な質疑応答があった。

トピックス 2 : 「プルサーマルの現状と展望」

(三菱重工業(株) 井田 俊一)

昨年から実運用の始まったプルサーマルの概要、炉心設計、今後の展望に関する説明がなされた。MOX 燃料の基本的な特徴の解説が行われた。また、玄海 3 号機や伊方 3 号機等、実際にプルサーマルの炉心設計の視点から、MOX 燃料の装荷位置を決める際の視点など、設計思想・手法に関する説明もなされた。また、プルサーマルは社会の注目度が高く、国民に信頼感・安心感を与える適切な説明が必要、との提言がなされた。

Pu 富化度の決定方法に関する質問等、活発な質疑応答があった。



(初日、全体記念写真)



(若手研究会の様子 1/2)



(若手研究会の様子 2/2)

2010炉物理夏期セミナー アンケート集計結果

(1)あなたは？ 学生です 社会人です

学生	29	39%
社会人	45	61%

(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	7	9%
	適当だと思う	62	84%
	安いと思う	5	7%
宿泊費は？	高いと思う	12	16%
	適当だと思う	60	80%
	安いと思う	3	4%
開催場所は？	都会がいい	15	20%
	海のそばの地方がいい	45	59%
	山の中の地方がいい	16	21%
開催時期は？	8月上旬が適当	58	79%
	8月中旬が適当	1	1%
	8月下旬が適当	4	5%
	7月がいい	4	5%
	9月がいい	6	8%

(3)スケジュールについて

講義時間は？	短いと思う	3	4%
	適当だと思う	64	86%
	長いと思う	7	9%
講義のコマ数は？	少ないと思う	2	3%
	適当だと思う	66	89%
	多いと思う	6	8%
パネルセッションは？	次回も取り入れてほしい	45	65%
	講義形式の方がよい	24	35%

(4)テキストについて

どちらがよいか	論文形式	15	20%
	スライド割付	32	43%
	特にこだわらない	28	37%
モノクロ印刷でしたが	十分読みやすかった	20	26%
	見づらいところがあった	40	53%
	カラーの配布資料が必要	16	21%

2010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？

- ・ 原子力業界の会社のすみわけ。(就職活動で知っている)と便利)
- ・ 新型炉等、様々な炉の特徴の比較や紹介
- ・ 核変換
- ・ 日本の原子炉の稼働率とその現状
- ・ MOC、共鳴計算
- ・ 高温ガス炉、溶融塩炉等
- ・ 計算コードについて
- ・ 最適化手法について
- ・ 可燃性毒物について
- ・ 核データ評価手法
- ・ トリウムサイクルの可能性
- ・ 海外の原子力開発について
- ・ 核計算手法や核計算における補正方法
- ・ キャスク設計
- ・ FBR実証炉、実用炉の設計開発に関する話題
- ・ 核燃料サイクル、使用済み燃料の再処理
- ・ 振動や感度係数を主に扱うテーマ
- ・ 品質管理やV&Vについて
- ・ 今回のような他分野とのジョイントセッション
- ・ 安全審査における炉物理の課題
- ・ MOX燃料の運用実績及びデータ
- ・ 核設計手法・コードの今後の高度化
- ・ BWRの実際の運転の観点からの炉物理
- ・ 炉物理の理論の基礎から輸送理論はもちろん、振動、感度解析の真髄を語る
- ・ APWR、ABWR、もんじゅの高度化炉心の設計について
- ・ JENDL4
- ・ 臨界安全について
- ・ 炉物理教育の今後の発展
- ・ 教育用/研究用原子炉の役割と必要性
- ・ 核設計と他の設計の関係等、設計のインターフェイス

2010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

- ・ テキストの企業広告だけでもカラーにしてほしい
- ・ 初参加でしたが、とても楽しかったです。
- ・ 非常に勉強になりました。
- ・ 来年も参加したい。
- ・ 非常に有意義でした。ただ席が後ろだとスクリーンの文字・図が読み難いことがあった。
- ・ テキストで補完できるが、もう少しスクリーンを近くか大きくして欲しい。
- ・ 最高です。
- ・ もう少し休み時間を増やし、スケジュールに余裕が欲しい。
- ・ 勉強になった。今後の研究につながる。
- ・ FBRに関する知識が吸収できて良かった。
- ・ テキストの字が小さく見えないところがあった。
- ・ 社会人や他大学と交流が深められた。
- ・ 料理がとてもおいしかった。
- ・ 部屋がもう少し広ければ良かった。
- ・ 安全審査での苦労話などが聞けた。
- ・ 学生や若手向けに、コードや感度係数について分かりやすい講義があると良かった。
- ・ 高速炉と軽水炉の比較が面白かった。
- ・ 参加費/交通費の関係で参加できなかった学生がおり、参加費に多少の補助があれば、地方の学生が参加しやすくなる。
- ・ 炉物理や核設計手法の基本についてもう少し講義して頂きたい。
- ・ 普段触れない炉型について知ることができて良かった。
- ・ 学生や若手からの質問が活発で良かった。
- ・ モノクロ印刷でも判別可能な図としてほしい。
- ・ 軽水炉とFBRの解析手法の差より、次世代のFBRの解析手法に応用できるのではないかと思った。
- ・ 講義数が多く、一つ一つの講義時間が短く感じた。もう少し詳しく聞きたかった。
- ・ 講義〇分、質疑〇分といったように講義の時間設定を明確にしてほしい。
- ・ 水だけでなくコーヒーも欲しかった。
- ・ 最終日は帰りの電車の時間があるので、時間延長は避けて欲しい。
- ・ 実務面や運転の面からの講義をしてほしい。
- ・ 部屋に鍵が一つしかないと閉め出される可能性があり、自由に外出できなかった。
- ・ テキストの内容を部会のHPからダウンロードできるようにしてほしい。
- ・ こんな豪華でなくても良かった。
- ・ 相部屋は学生だけにしてほしい。
- ・ 冷房が効き過ぎて寒かった。

< 第42回炉物理夏期セミナー報告 >
若手研究報告

4S 炉の核変換炉心転用に関する研究

東京都市大学 工学研究科 エネルギー・量子工学専攻
修士課程2年 原子力システム研究室 佐野 厚

1.背景

原子力発電が行われてから 60 年余り経過した現代でも使用済み核燃料の最終処分は行われていない。

放射性廃棄物の中に含まれる核分裂生成物 (FP)のほとんどは 1000 年以内で崩壊するのに対し、マイナーアクチノイド(MA)は FP 核種と比べて半減期が長い。

日本全国に原子力発電所が 55 基稼働中であるが、その全てが一般的 PWR で、100 t 装荷、燃料 3 バッチ交換、33GWd/t 運転後、3 年冷却したことを想定した MA の発生量と割合を示したものを表 1 に示す。核種によって生成量が大きく異なるが、日本全国からは毎年約 1.7t の MA が生成していることが分かる。よって、本研究では上記の Np-237,Am-241,Am-242m,Am-243,Cm-243,Cm-244,Cm-245 の計 7 核種について核変換を行う。

表 1：日本で 1 年間に生産される MA の量

核種名	半減期 (年)	核種割合 (%)	核種別生成量 (kg)
Np-237	2140000	56.93	970.7
Am-241	432.2	26.26	447.7
Am-242m	141	0.07	1.2
Am-243	7370	13.56	231.2
Cm-243	29.1	0.03	0.5
Cm-244	18.1	3.02	51.5
Cm-245	8500	0.09	1.5
合計			1705

2.目的

本研究では使用済み核燃料に含まれる MA を核変換することによって MA の量を減らし、最終処分の負担を軽減することを目的とする。また、核変換炉として小型高速炉を用いた場合の核変換の性能を、核計算コードを用いたシミュレーションによって評価する。

3.解析方法

本解析で核変換炉として用いる原子炉は原子炉固有の安全性が高く、大型高速炉より高速の中性子の割合が高い、小型高速炉「4S 炉」を用いる。シミュレーションにはモンテカルロ核計算コード MVP を用い、論文等の 4S 炉の設計値からオリジナルの 4S 炉をモデル化し、モデル化した 4S 炉の燃料に MA を添加する。また、添加する MA 核種の種類や MA の核種組成は表 1 に記載されている値を使用する。今回の解析で

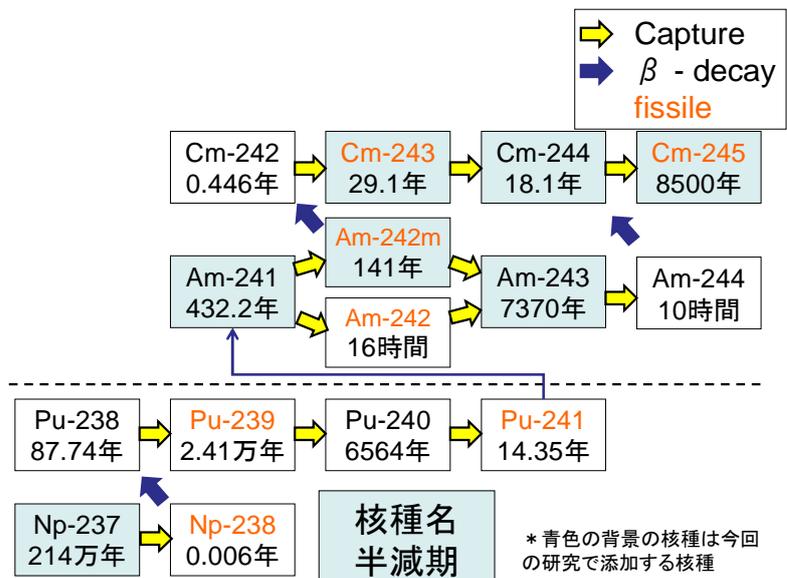


図 1：MA の核変換過程

は、本来では燃焼に伴って反射体が炉心下部から徐々に上昇に、燃焼領域を上昇させることで長期燃焼を実現しているが、計算コードでの再現が難しかったため、反射体の位置を固定して解析をしている。

本研究ではいくつかある核変換技術の中から、高速炉を用いる。高速炉を用いた核変換の方法としては、MA 核種を核燃料に添加し炉心内で中性子を照射することで捕獲吸収反応 (Capture)か、核分裂反応(fission)を起こさせることで他の核種に核変換を行う。図1に各核種がどのように核変換していくかを示した。また、青色で示した 壊変以外は 壊変を起こす。

また、MA を核変換する場合、短半減期の核種に変換することが重要となるが、各核種とも同位体によって半減期が様々であり、Cm は 壊変を起こすので Pu になってしまい、事実上 MA を削減したことにはなっていない。よって、MA を減量するためには捕獲反応により他の核種に変換するよりも、核分裂反応を起こさせ、FP にしてしまうことが重要となる。

3.1.核変換炉性能評価

核変換炉の性能評価方法としては、運転開始時に添加した MA の量に対する運転終了時の MA の量から減少量を評価する。また、原子炉の性能を著しく低下することは避けなければならないので、炉心特性として 初期実効増倍率 燃焼にともなう反応度変化 反射体制御性の3つを評価する。

3.2.MA 添加方法

MA 添加量としては、燃料の質量から、1、3、5%と MA 添加割合を増加させ、MA を炉心全体に均一に添加した場合を解析した。

また、MA 添加方法としては2通り解析した。添加パターン Ⅰは、MA を添加する場合に Pu と U から同量の割合を削減する(MA 添加3%の場合は、Pu と U から 1.5%ずつ削減)。添加パターン Ⅱは、全量 U から削減し、MA に換えた場合を解析した。

4.解析結果

MA の各核種について、捕獲断面積と核分裂断面積とを比較し、より多く核分裂反応が起きる中性子エネルギー領域がどのあたりかを評価し、4S 炉が核変換炉として適しているかを評価する。よって、設計値より再現した 4S 炉のスペクトルを MVP により算出し、大型高速炉の中性子スペクトルと比較した。

4.1.4S 炉の中性子スペクトル

モデル化した 4S 炉の中性子スペクトルを図2に示す。高速増殖炉は 100keV の領域に中性子スペクトルのピークを持っているが、4S 炉は 600keV の領域にスペクトルピークがあるので、4S 炉の方が硬いスペクトルを持っていることが分かった。

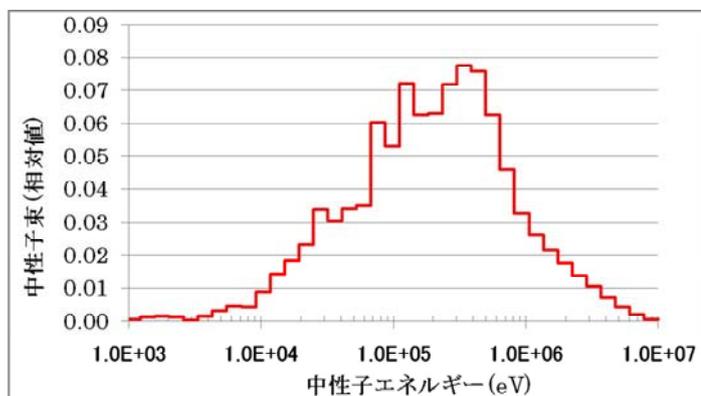


図2：4S炉の中性子スペクトル

4.2.各 MA 断面積の比較

以下に本研究で核変換の対象とする7核種の捕獲断面積と核分裂断面積を示す。

各核種とも、約1 MeV付近の高エネルギー領域で捕獲断面積と核分裂断面積のグラフが交わることが見て取れる。よって、約1 MeV以上の高速中性子がMA核種と核反応を起こす場合、捕獲反応より核分裂反応のほうが多く起きることが分かる。

また、fissile核種はほぼ全てのエネルギー領域にわたって捕獲反応断面積より核分裂断面積のほうが高いので、fissile核種は減量が期待できる。

また、MA核種を減量させるには核分裂反応させることが重要だということが図1のMA核種の核変換過程よりわかっている。先の4S炉の中性子スペクトルが大型高速炉より高速領域に中性子のスペクトルピークを持っているので、4S炉は大型高速炉よりも核変換炉として適している可能性がある。

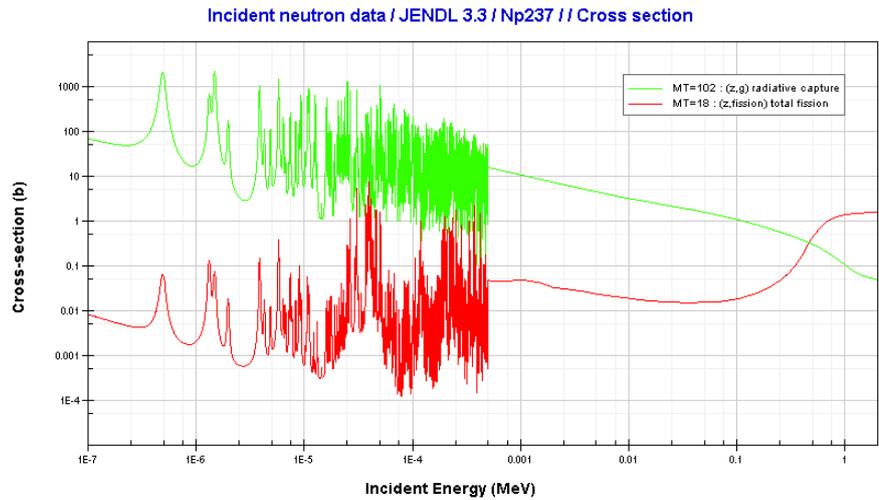


図3 : Np-237 断面積

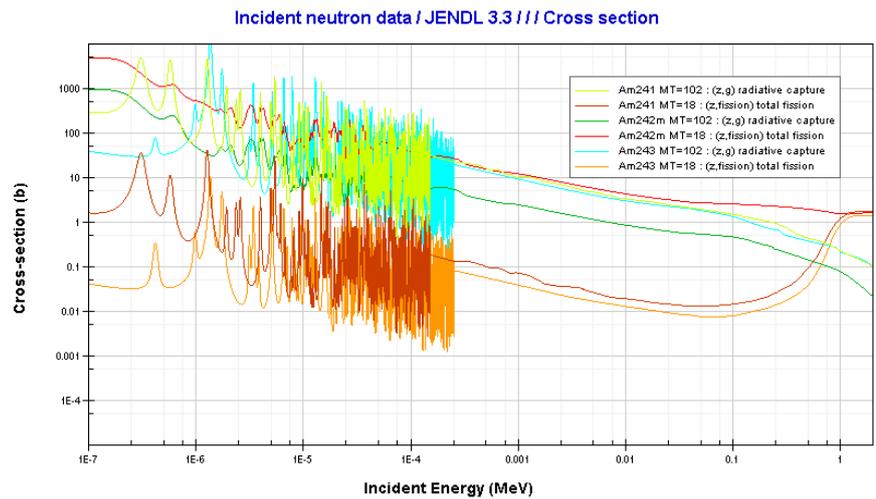


図4 : Am-241,Am-242m,Am-243 断面積

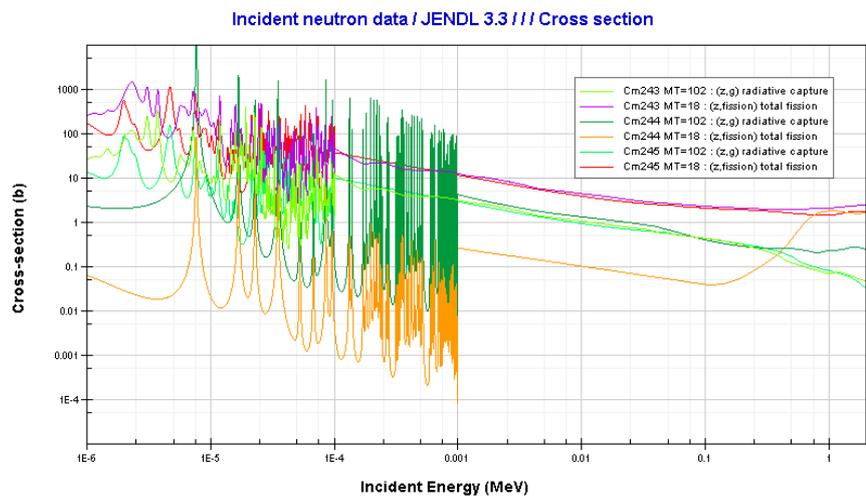


図5 : Cm-243,Cm-244,Cm-245 断面積

4.3. 燃焼特性評価

図6に計算コードで再現した4S炉の燃焼特性を示す。

反射体の挿入前後での実効増倍率の変化量は約3%となり、4S炉の設計値とほぼ同じになった。

しかし、初期の実効増倍率が高すぎるため、反射体を炉心最下部に配置しているときも実効増倍率が1.0より高くなってしまい、未臨界にならなくなってしまった。このことの原因として考えられることは、炉心中央部に配置されている中性子吸収体が再現されていないことが考えられる。また、今回の研究では反射体の位置が固定された解析を行っているので、燃焼反応度も大きくなり、約15年が反射体で制御できる限界となった。よって、今回の解析では、燃焼期間を15年までとした。

図7に再現した4S炉の燃料にMA添加パターンでMAを添加した場合の燃焼特性を示す。

MA添加割合が1%以上のものは、初期実効増倍率が低くなるが、燃焼に伴い実効増倍率が3%以上増加するため、反射体で制御すること

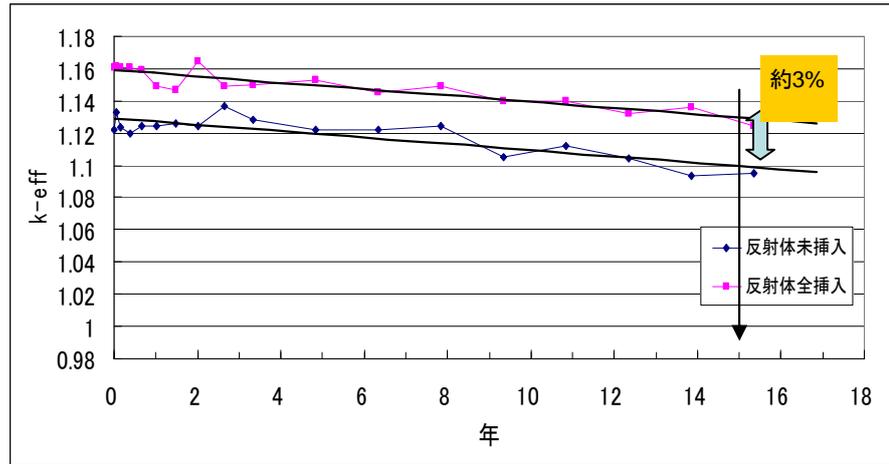


図6：計算コードで再現した4S炉の燃焼特性

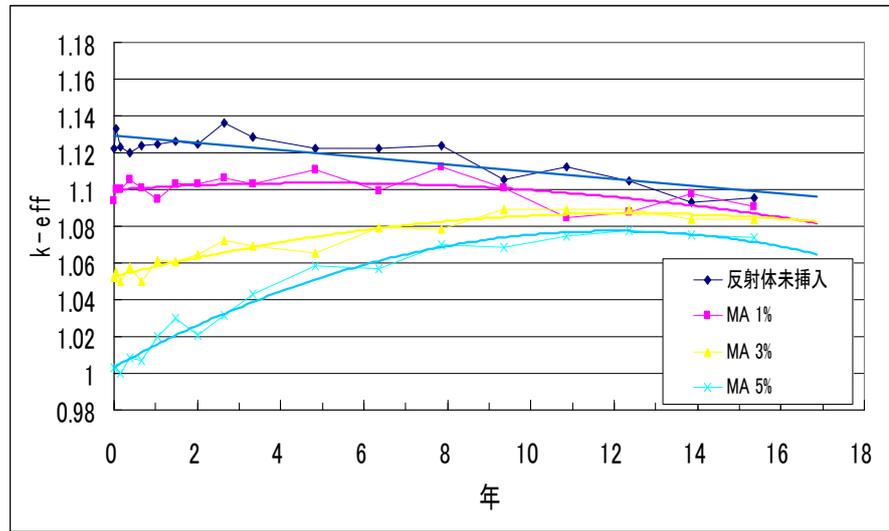


図7：MA添加パターン の燃焼特性

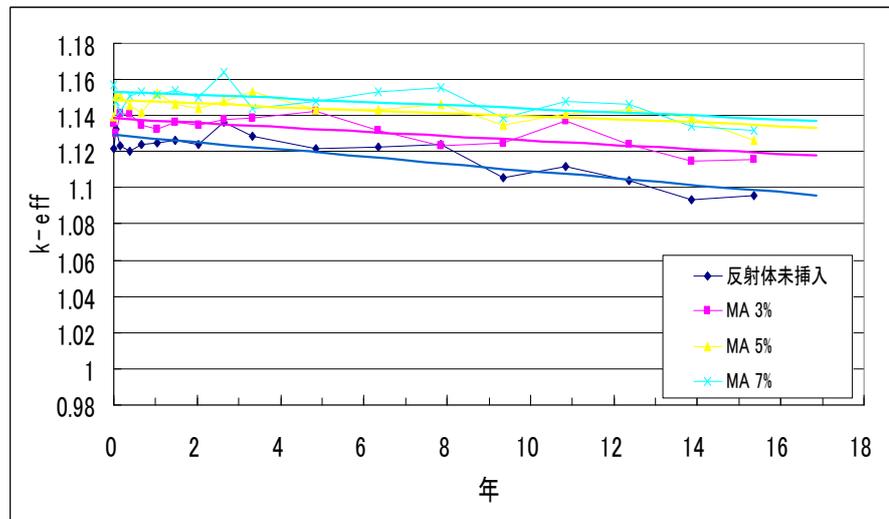


図8：MA添加パターン の燃焼特性

が出来ない。よって、実際にはMA 添加パターン ① ではMA 添加割合 1%しか実現することが出来ない。

次に、MA 添加パターン ② においては、MA を添加する割合が増加すれば増加するほど初期実効増倍率が増加し、若干ではあるが燃焼反応度が小さくなっている。また、本解析では実効増倍率が高すぎる結果となってしまうが、MA 添加割合 7%の時に MA を添加していない 4S 炉の実効増倍率と比べて 3%ほど増加しているため、これ以上 MA を添加するためには Pu 富化度などを変化させる必要がある。

4.4. 各 MA 添加パターンと添加割合による MA の初期装荷量と減少割合

以下の表 2 から表 7 までに各 MA 添加パターンと添加割合による MA の初期装荷量と減少割合を示す。

表2: MA1% ①

	装荷量(kg)	残存量(kg)	減少量(kg)	減少割合(kg)
Np-237	80.2	54.8	-25.4	-31.6%
Am-241	36.4	42.8	6.4	17.6%
Am-242	0.1	1.3	1.2	1236.3%
Am-243	18.6	18.1	-0.5	-2.7%
Cm-243	0.0	0.0	0.0	4.1%
Cm-244	4.1	6.3	2.2	53.7%
Cm-245	0.1	0.7	0.6	451.8%
合計	139.6	124.0	-15.5	-11.1%

表5: MA3% ②

	装荷量(kg)	残存量(kg)	減少量(kg)	減少割合(kg)
Np-237	240.5	152.0	-88.5	-36.8%
Am-241	109.1	83.4	-25.7	-23.5%
Am-242	0.3	2.8	2.5	860.2%
Am-243	55.9	41.2	-14.7	-26.2%
Cm-243	0.1	0.1	0.0	-23.2%
Cm-244	12.4	15.8	3.5	27.8%
Cm-245	0.4	1.7	1.4	374.5%
合計	418.7	297.2	-121.5	-29.0%

表3: MA3% ①

	装荷量(kg)	残存量(kg)	減少量(kg)	減少割合(kg)
Np-237	240.5	146.7	-93.8	-39.0%
Am-241	109.1	77.2	-31.9	-29.2%
Am-242	0.3	2.7	2.5	847.0%
Am-243	55.9	39.4	-16.5	-29.5%
Cm-243	0.1	0.1	0.0	-21.6%
Cm-244	12.4	16.2	3.8	30.6%
Cm-245	0.4	1.9	1.5	404.0%
合計	418.7	284.2	-134.5	-32.1%

表6: MA5% ②

	装荷量(kg)	残存量(kg)	減少量(kg)	減少割合(kg)
Np-237	400.9	252.5	-148.4	-37.0%
Am-241	181.9	124.5	-57.3	-31.5%
Am-242	0.5	4.2	3.7	775.2%
Am-243	93.1	64.9	-28.3	-30.3%
Cm-243	0.2	0.1	-0.1	-29.6%
Cm-244	20.7	25.1	4.4	21.3%
Cm-245	0.6	2.7	2.1	348.3%
合計	697.9	474.1	-223.8	-32.1%

表4: MA5% ①

	装荷量(kg)	残存量(kg)	減少量(kg)	減少割合(kg)
Np-237	400.9	237.9	-163.0	-40.7%
Am-241	181.8	111.5	-70.4	-38.7%
Am-242	0.5	4.2	3.7	767.0%
Am-243	93.1	60.5	-32.6	-35.0%
Cm-243	0.2	0.2	-0.1	-27.1%
Cm-244	20.7	25.9	5.3	25.5%
Cm-245	0.6	3.0	2.4	393.6%
合計	697.8	443.1	-254.6	-36.5%

表7: MA7% ②

	装荷量(kg)	残存量(kg)	減少量(kg)	減少割合(kg)
Np-237	561.3	357.0	-204.4	-36.4%
Am-241	254.6	167.4	-87.2	-34.2%
Am-242	0.7	5.6	5.0	733.6%
Am-243	130.4	89.4	-41.0	-31.4%
Cm-243	0.3	0.2	-0.1	-33.4%
Cm-244	28.9	33.9	5.0	17.1%
Cm-245	0.9	3.7	2.8	326.8%
合計	977.1	657.2	-319.9	-32.7%

MA の減少割合が一番高くなったのは、MA 添加量が一番多い、添加パターン ② の添加割合 7%であり、32.7%であることが分かった。その場合、減少した量は 16.8 年で約 320kg となった。しかし、1年あたりでは 20kg 弱しか減少できておらず、もし日本全国で発生する MA を本研究で提案する 4S 炉核変換炉で全て核変換しようとする場合、4S 核変換炉が約 85 基必要となり、現実的ではない。また、本研究で、MA をより多く核変換するためには MA 添加量を増やすことが重要であることがわかったため、より多く MA を添加することが出来れば、4S 核変換炉の必要基数を減らせることが期待できる。

5.まとめと今後の課題

MVPによる4S炉のモデル化により、中性子スペクトルが100~600keVの範囲に約半数の中性子が存在し、もんじゅなどの大型高速炉は100keV付近に中性子スペクトルピークを持っているので、4S炉は核変換炉として適している可能性がある。

また、モデル化した4S炉の反射体未挿入時で初期実効増倍率=1.13を得た。本来は未臨界になるはずなので、今後中性子吸収体を考慮した解析や、燃料に濃縮Uを使った場合を解析して行く予定である。

MA添加割合を増やした場合、MAがより多く減少したので、効率よく核変換するためには炉心性能を著しく低下させない範囲で、MA添加量を増加させることが重要となる。今後、添加できるMAの最大量や、MA添加量を増大させていったときの核変換効率の最大値を評価する予定である。

また、今後の課題としては大型高速核変換炉や、加速器駆動型未臨界炉心などの核変換炉の性能を調査し、比較検討をする予定である。

6.参考文献

1)T.Yokoyama. AN OPTIMIZATION STUDY ON THE REFLECORE-CONTROLLED LONG LIFE LMR CORE AIMING AT NEGATIVE SODIUM VOID REACTIVITY. International Conference on Nuclear Engineering. April 2003

< 第 42 回炉物理夏期セミナー報告 >

若手研究会報告

MOC コードの並列化に関する研究

大阪大学 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻

修士課程 1 年 (中村研究室) 竹田 敏

1 背景・目的

炉心設計を考えていく点では、炉心運用の効率化、安全余裕の適正化を図ることが重要であり、そのためには厳密な計算モデルに基づく計算コードによる不確定性の排除が必要となる。また、出力分布、反応率分布を精度よく解析するには燃料集合体の非均質性を厳密に取り扱う必要がある。

非均質集合体輸送計算法として、統計誤差のない決定論的手法であるキャラクタリスティクス法 (MOC) がある。このキャラクタリスティクス法は、体系内の微少領域に対して多数のパスラインを引くことによって幾何形状を詳細に扱うことができるため、高い計算精度を得ることができる。しかし従来の計算コードと比べると、非均質性を厳密に扱える決定論的手法である MOC コードは計算時間が長いという問題点がある。

よって本研究では計算時間の短縮を目的とし、炉心計算の並列化を行う。キャラクタリスティクス法では極角と方位角によって方向を与えており、方向の数は極角と方位角の積となる。この方向を計算機に振り分け、各計算機で方向別に計算を行うことによって計算負荷を分散させる。

1.1 キャラクタリスティクス法

キャラクタリスティクス法とは、計算体系全体に対して中性子の飛ぶ道筋 (パスライン) を様々な角度に対して与え、それらパスライン一本一本に沿って、中性子輸送計算を行い、それらを領域ごとに積分し、各領域の中性子束を計算する手法である。

キャラクタリスティクス法に基づく中性子輸送方程式は次のように書ける。

$$\frac{d\phi_{k,i}^g}{ds_k} + \Sigma_i^g \phi_{k,i}^g = Q_{k,i}^g \quad (1)$$

g : エネルギー群、 k : 中性子飛行方向、 i : 領域、 s : パスラインに沿った距離、

$\phi_{k,i}^g$: 角度中性子束、 Σ_i^g : マクロ断面積、 $Q_{k,i}^g$: 中性子ソース

(1) 式を積分すると、 $\phi_{k,i}^g(out)$ は次式に示される。

$$\phi_{k,i}^g(out) = \phi_{k,i}^g(in) \exp(-\Sigma_i^g l) + \frac{Q_{k,i}^g}{\Sigma_i^g} (1 - \exp(-\Sigma_i^g l)) \quad (2)$$

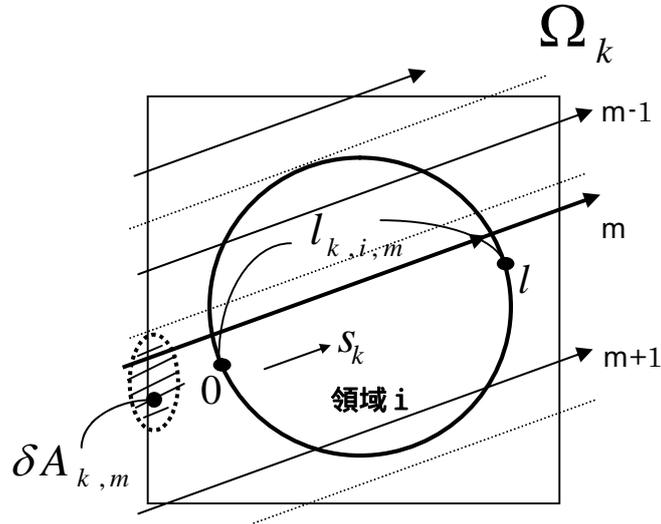


図 1-1 キャラクターリスティクス法

1.2 手法

手法 では方向の数をプロセッサの台数で分割し、分割された方向を各プロセッサに割り当てた。極角分割数を 3、方位角分割数を 36、プロセッサの台数を 4 としたときの方向の割り当て方を図 1-2 に示す。境界中性子束、角度中性子束、中性子のもれの通信は、全てのプロセッサ間で行った。

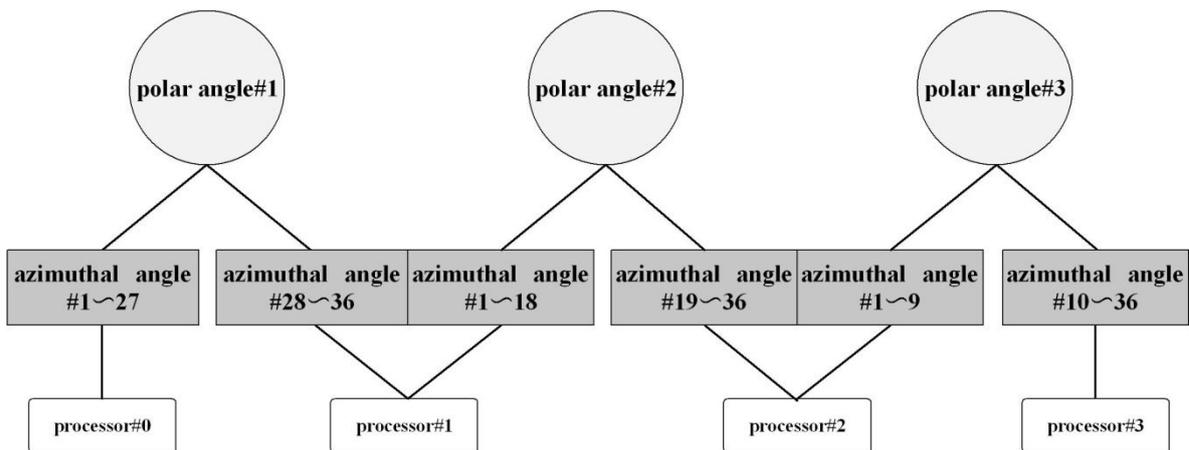


図 1-2 方向の割り振り方 手法

1.3 手法

手法 では各通信を全てのプロセッサ間で行うので、通信時間が長くなるという問題点があった。各通信の中でも反射境界条件で通信される境界中性子束の通信情報量は特になくなる。二次元体系において、体系の境界面で反射をする中性子は反射の前後で飛行方向の極角成分は変化しない。よって境界中性子束の情報は同一極角方向を計算するプロセッサ間でのみ通信を行えば十分である。以上のことから反射境界条件での計算時間削減のために手法 を用いた。手法 ではプロセッサは極角方向別に均等になるように割り当てられ、その後に各プロセッサに方位角番号を割り当てられる。同一極角方向を計算するプロセッサ間で local group という通信グループを組み、境界中性子束は local group の中でのみ通信を行うこととした。極角分割数を 3、方位角分割数を 36、プロセッサの台数を 6 としたときの方向の割り当て方を図 1-3 に示す。

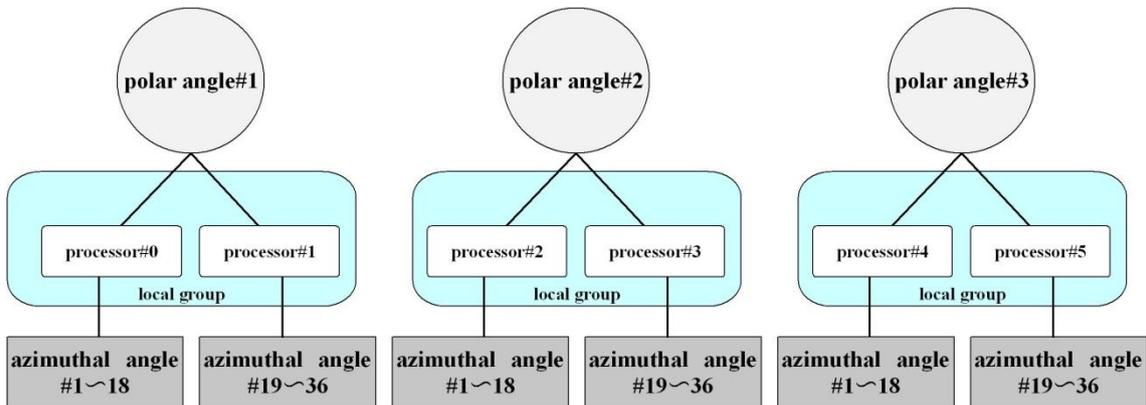


図 1-3 方向の割り振り方 手法

2 計算

図 2-1 に示される燃料集合体 7 つで構成される体系と、もんじゅ炉心体系で計算を行った。境界条件としては反射境界条件と真空境界条件の二つで計算を行った。

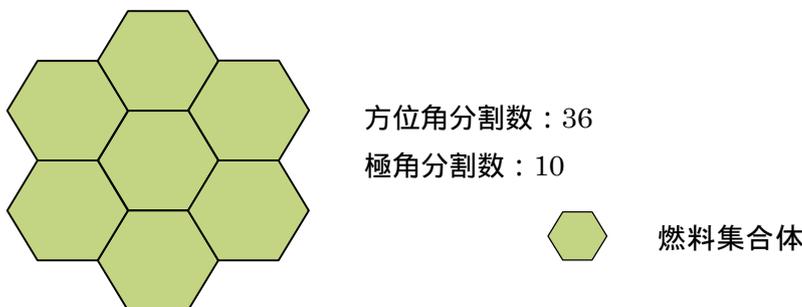


図 2-1 7 集合体

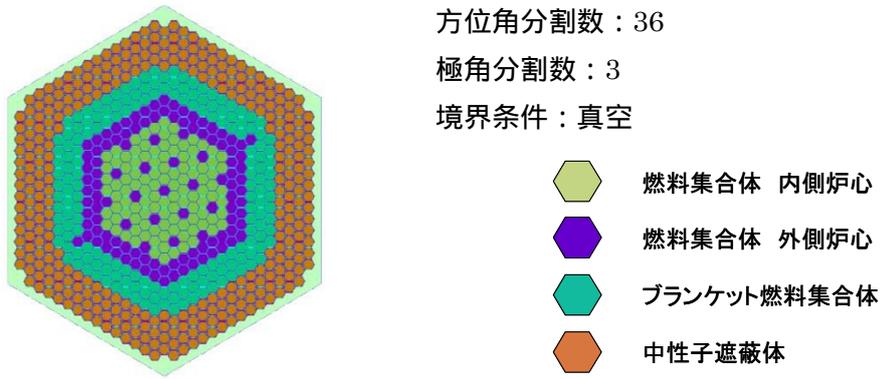


図 2-2 もんじゅ体系

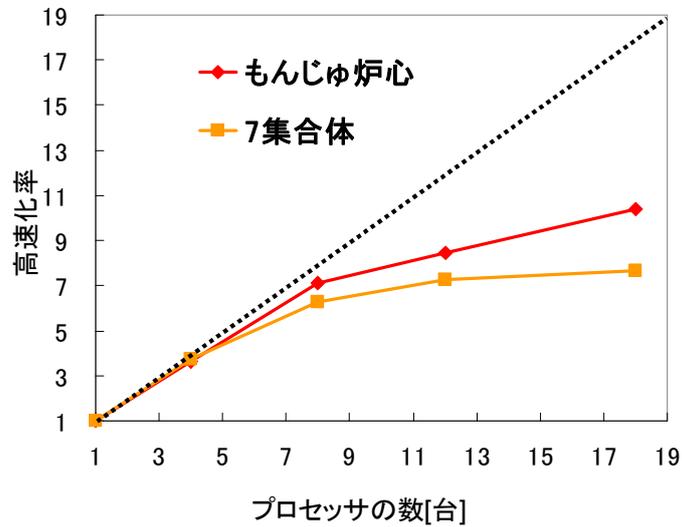


図 2-3 もんじゅ体系及び7集合体計算の高速化率：真空境界条件

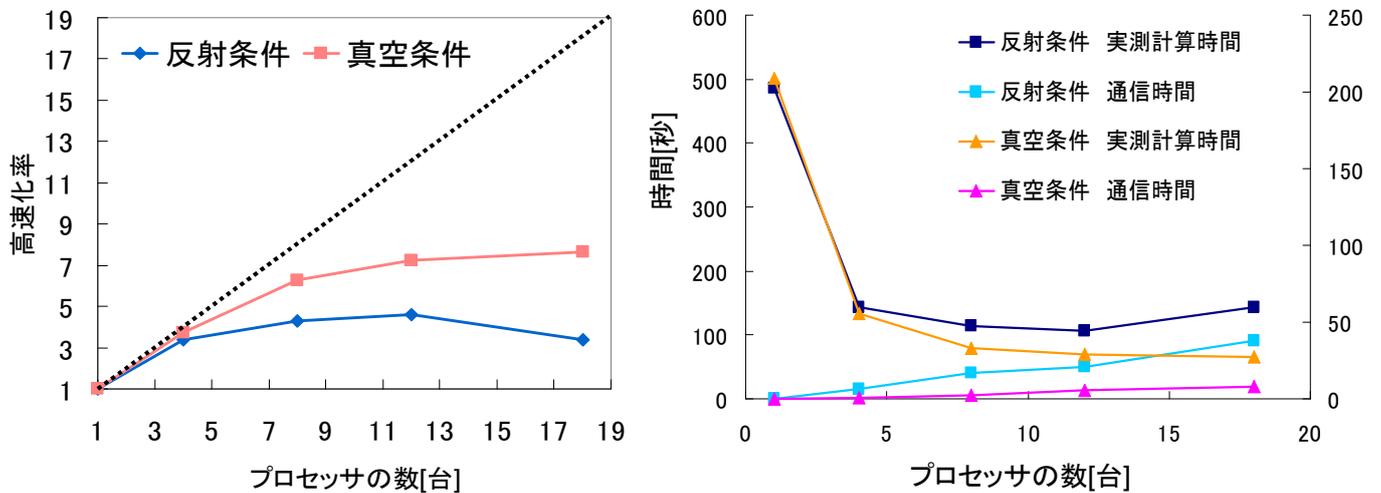


図 2-4 7集合体計算の高速化率

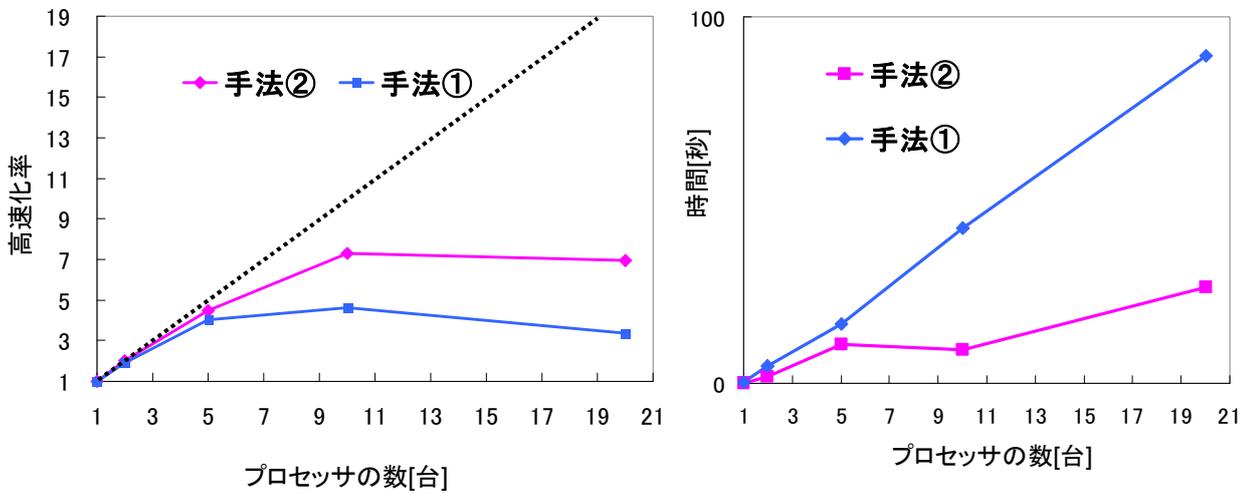


図 2-5 7 集合体計算での手法 ① と手法 ② の比較 :反射境界条件

3 まとめ

MOC コードを並列化させ、計算時間の短縮が可能となった。もんじゅの炉心体系を真空境界条件で計算した高速化率は 10 を越える値をとることができた。

境界条件は真空である方が反射であるよりも高速化率が高くなる。これは反射境界条件と比べ、真空境界条件で計算を行う際の通信情報量が少ないためである。

境界条件を真空とした場合では角度中性子束と中性子のもれの情報を通信し、反射とした場合では角度中性子束の情報と境界中性子束の情報を通信する。中性子のもれの情報は各領域にあり、境界中性子束の情報は各パスラインにあるが、パスラインの数は領域の数よりもはるかに多いため、境界条件を反射としたほうが通信情報量は多くなる。本研究では反射境界条件での計算において手法 ① を用い、通信情報量を削減させ高速化率を向上させた。

<第 42 回炉物理夏期セミナー報告>

若手研究会報告

核融合 - 核分裂ハイブリッドシステムにおける核変換に関する基礎的研究

東京都市大学 大学院 工学研究科 共同原子力専攻

1 年 原子力システム研究室 藤本 晋太郎

1. 緒言

世界的な人口増加と増加するエネルギー需要のため、原子力発電は窒素酸化物や硫黄酸化物などの環境問題、経済性の観点から総発電量を増加させ続けてきた。現在日本は総発電量の約 30% を原子力発電で賄っており、世界的に見ても 16% が原子力によって支えられている。この傾向は収まるどころか地球温暖化防止のための CO₂ 削減を追い風に更に強まると予想されている。原子力発電で使用された燃料は核分裂や核変換を繰り返し核分裂生成物、及び超ウラン元素になり、高レベル放射性廃棄物 (HLW) を含む使用済燃料となるが、その使用済燃料に含まれる HLW の放射能は原子力発電所から排出される放射能の約 95% を占めている。その中身は半減期の比較的短い ⁹⁰Sr や ¹³⁷Cs 等

表 1 1 年間当たりの主要な MA の生成量¹⁾

熱出力 核種	3410MWt-PWR	
	3 年	5 年
²³⁷ Np	57.90%	41.30%
²⁴¹ Am	27.40%	48.80%
^{242m} Am	0.06%	0.04%
²⁴³ Am	11.90%	8.33%
²⁴³ Cm	0.03%	0.02%
²⁴⁴ Cm	2.67%	1.44%
²⁴⁵ Cm	0.15%	0.10%
全質量	23.8kg	33.9kg

の核分裂生成物だけでなく、半減期の長い Np、Am、Cm などのマイナーアクチノイド核種 (MA) を含む超ウラン元素を含んでいる (表 1)。これらの長寿命核種は環境に対して数百万年に渡り高い毒性を保持し続ける。現在、日本では燃料サイクルを行うために使用済燃料からウラン、プルトニウムを取り出し、残った高レベル放射性廃棄物をガラス固化し地中の深部に保管する地層処分が考案されている。しかし、数百万年にも及ぶ長期保存の危険性や後世に危険なゴミを残すという倫理的問題のため候補地すら見つからないのが現状である。そのため放射線廃棄物処理の負担を軽減するためにこれらの長寿命核種である MA を分離、核変換させ安定化もしくは短寿命化することが重要である²⁾。

MA を核変換するための中性子源には発生中性子数が多い点、また中性子のエネルギーが高く MA の核分裂に適している点から核融合炉を選択した。核融合と核分裂を合わせることにより未臨界運転での安全性と出力の向上、また構造材への負荷の低減などの相乗効果が期待でき、核融合炉の早期実用化に貢献する可能性がある

2. 目的

本研究では核融合 - 核分裂ハイブリッド炉の核設計を行い MA を用いた場合のエネルギー増倍度 Q、トリチウム増殖比 (TBR) を求め、核変換システムとして核融合の可能性を探ることを目的とする。

3. 計算方法

計算はモンテカルロ法による中性子輸送コードの MCNP4C³⁾を用いて、実効増倍率(K_{eff})及び反応率を求めた。また計算に用いる核データは JENDL3.3 を使用した。中性子線源としてのプラズマは国際熱核融合実験炉 ITER のモデルを用いた。500MWt の炉心プラズマから発生する全中性子数は 1.78×10^{20} 個/s であり、発生した中性子は周囲に等方に飛ぶと想定した。計算の単純化のために厚さ 100cm のブランケットモジュールを近似した。その中に第一壁(FW)、MA+冷却材、トリチウム増殖材、などを層状に装荷した。このブランケットでプラズマを囲むように配置し、1/12 に切り

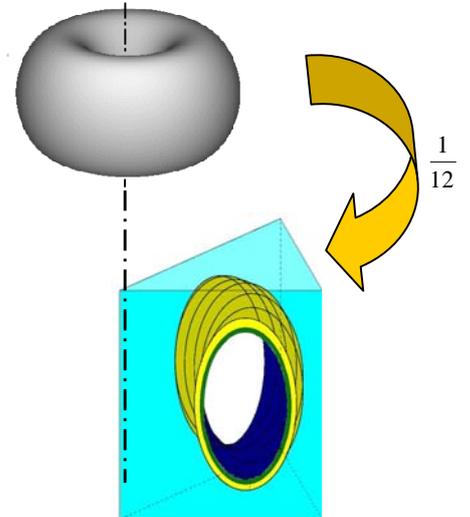


図 1 計算体系

取ったものを計算体系とした(図 1)。プラズマに最も近い FW には次世代の核融合炉より余裕を持たせるため径方向にタングステン(1cm)、フェライト鋼(0.4cm)、水(0.8cm)、フェライト鋼(0.4cm)の順番で層になっており、プラズマから発生する荷電粒子などの熱負荷に耐えられるようにした。その後、MAと冷却材が均質に混ざった MA 領域(L)の厚みを 10cm ~ 50cm まで 10cm 間隔で変えながら装荷し、各々の厚さでも同様に MA 領域の厚さの中心点において $0.948 < K_{eff} < 0.952$ となるような MA の質量比 MA/(MA+冷却材)を求め、以下の計算に用いた。このときの MA の組成を表 2 に示す。この組成は燃焼度 33GWD の PWR から排出された使用済燃料を 3 年冷却後に再処理、さらに 5 年後に群分離したものを使用した。また、MA はすべて一窒化物を使用し冷却材には液体の水と、ガス冷却で知見の多い He ガスを使用した。トリチウム増殖材には ITER でも使われる予定である固体金属増殖材の Li_2TiO_3

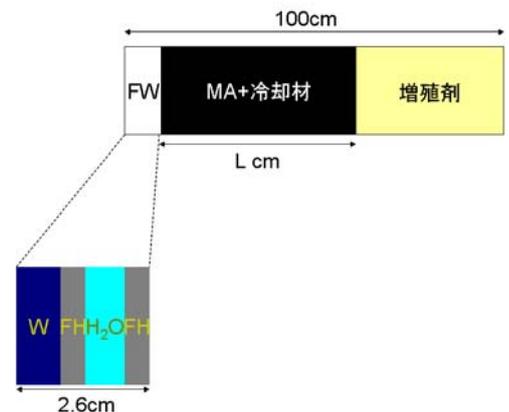


図 2 ブランケット層のモデル

表 2 MA の組成¹⁾

組成	²³⁷ Np	56.18%
	²⁴¹ Am	26.39%
	²⁴³ Am	12.00%
	²⁴³ Cm	0.03%
	²⁴⁴ Cm	5.10%
	²⁴⁵ Cm	0.30%

を全体の厚みが 100cm になるように配置した。また、トリチウムの反応分布を求めるために増殖材領域も 10cm ごとに区切り、厚さと核反応率の関係も求めた。本研究は核反応の起こりやすい ⁶Li の濃縮は行わず天然存在比のまま用いた。以上より臨界未満の安全を担

保できる値として K_{eff} を 0.950 ± 0.020 としたときの TBR と増殖材領域及び MA 領域でのエネルギーを MA 領域及び増殖材領域の厚み、冷却材を変えながら求めた。

4. 結果と考察

4.1 実効増倍率 K_{eff} の結果

図 3 は MA 領域の厚み(L)を 10cm、20cm、30cm、40cm、50cm と可変したときに $0.948 < K_{eff} < 0.952$ となる MA の質量比 $\{ MA / (MA + \text{冷却材}) \}$ を示したものである。MA 領域の厚み(L)が増加すると増殖材領域の厚みが減少することが図 2 よりみてとれる。結果より、水冷却、He 冷却も共に MA 領域の厚み増やすと MA 量が増加するため K_{eff} が大きくなった。 K_{eff} を 0.95 に保つためためには MA の比率を下げる必要があることが分かる。この時の MA 及び冷却材の質量比、 K_{eff} の詳細を表 3 に示す。この条件は、3.2 以下に示す中性子束、出力、TBR の算出に使用した。

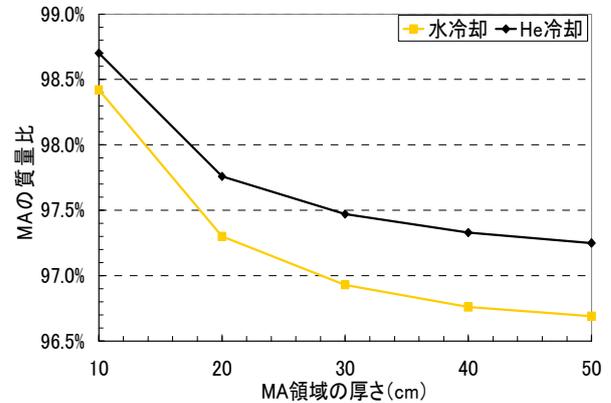


図 3 0.948 < K_{eff} < 0.952 となるときの MA 領域の厚みと MA の質量比の関係

表 3 MA 領域の厚さ(L)と K_{eff}

MA 領域 L	水冷却		He 冷却	
	MA の質量比	K_{eff}	MA の質量比	K_{eff}
10cm	98.42%	0.950	98.70%	0.948
20cm	97.30%	0.950	97.76%	0.949
30cm	96.93%	0.949	97.47%	0.950
40cm	96.76%	0.950	97.33%	0.951
50cm	96.69%	0.951	97.25%	0.950

3.2 MA 内の中性子束分布

図 4、5、6 は表 3 の条件下での MA 領域を 10cm、20cm、30cm、40cm、50cm のときの MA 内の flux を熱中性子 ($E < 7.0 \times 10^{-7} \text{MeV}$)、熱外中性子 ($7.0 \times 10^{-7} < E < 7.0 \times 10^{-1} \text{MeV}$)、高速中性子 ($E > 7.0 \times 10^{-1} \text{MeV}$) と分けたものである。縦軸に中性子の flux、横軸に MA の厚みを示した。

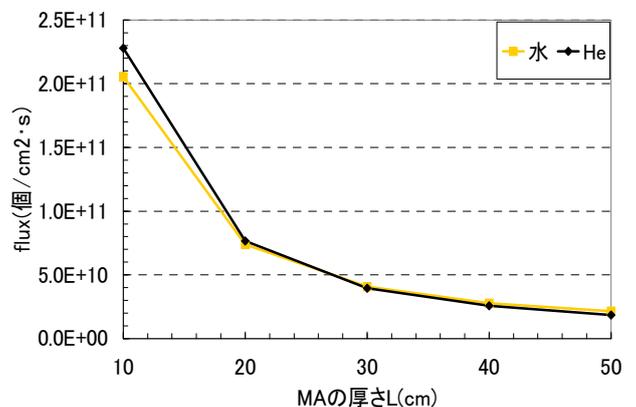


図 4 MA 領域の熱中性子束

図 4、5、6 より MA 領域の厚みを増加させると MA 内の平均 flux は減少することが示された。これは MA 領域の厚みが増加すると K_{eff} を一定にするために MA の密度が減少するためである。その結果平均中性子束が減少したと考えられる。また線源からの距離が遠くなることも理由として挙げられる。

熱中性子と核分裂を起こしやすい高速中性子の flux には差が出なかったが、中性子捕獲反応が大きな熱外中性子では大きな差が出た。これは He 冷却の方が水冷却よりも中性子を減速する効果が少ないため中性子捕獲反応が起こり難く MA 領域での中性子束が高くなったものと考えられる。

3.3 エネルギー増倍

図 7 は横軸に MA 領域の厚み、縦軸にプラズマ出力に対するエネルギー増倍 Q を示したものである。結果より MA をブランケットに装荷した場合プラズマ出力の 100 倍以上のエ

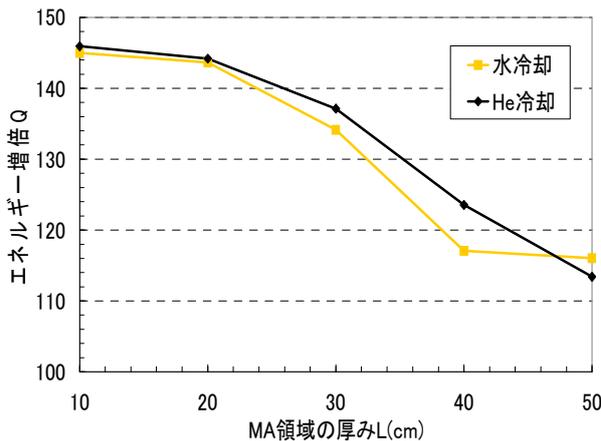


図 7 MA 領域の厚み(L)とエネルギー増倍の関係

10cm:90cm、20cm:80cm の時、1 以上の TBR を示し核融合炉として機能する可能性が確認された。これは核分裂性物質のある MA 領域で核分裂が起こり、中性子が増倍されたた

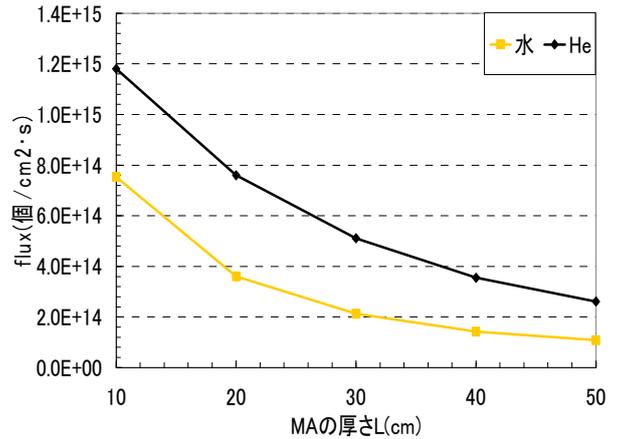


図 5 MA 領域の熱外中性子束

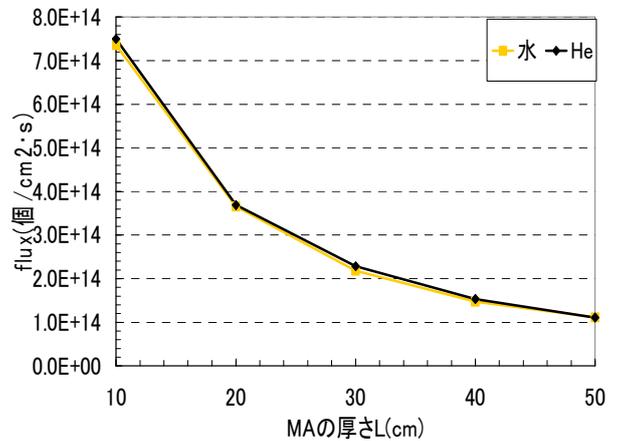


図 6 MA 領域の高速中性子束

エネルギーが出ることが確認された。水、He 冷却のいずれも MA 領域の厚みが増加すると出力は減少するという結果が得られた。これは、3.2 の結果より MA 領域の厚みが増加すると平均中性子束が減少したため出力が減少したと考えられる。

3.3 TBR

図 8 は横軸に MA 領域の厚み、縦軸に TBR を示したものである。MA 領域と増殖材領域の厚みの関係は図 2 と同様である。図 8 より、いずれの冷却材も MA:Li =

めトリチウム生成反応が増加したためであると考えられる。MA 領域の厚みを増加させると TBR が減少するという結果が得られたが、これは MA 領域の厚みを増加させることによりトリチウム増殖材層が薄くなり絶対量が少なくなったからであると考えられる。また、図 4、5、6 より MA 領域の厚みが増加すると MA 領域での中性子束が減少するため、結果として MA 領域からの入射中性子束が減少したことも理由として挙げられる。He 冷却の方が水冷却より TBR が高い理由は 3.2 の結果

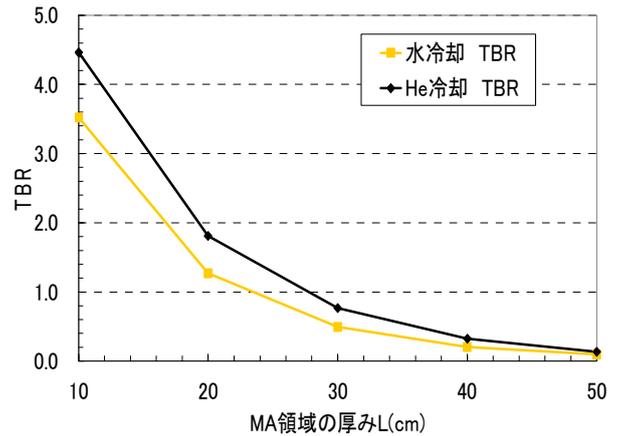


図 8 MA 領域の厚さ(L)と TBR の関係

より He 冷却の方が水冷却よりも熱外中性子の flux が高いため、増殖材領域への入射中性子束が増加したためと思われる。MA 領域の厚みを増すごとに水、He 冷却の TBR の差が少なくなるのは MA 領域を厚くすると両冷却材の中性子束の差が少なくなることから起因すると考えられる。

4. 結論

- 1) MA 領域の厚みを減少させるほど出力、TBR とも良好な結果が得られた。そのため MA 領域は指定する K_{eff} となる最小の厚みにすることが望ましいことが確認された。
- 2) MA:Li = 10cm:90cm、20cm:80cm のとき水、He 冷却ともに 1 以上の TBR を示しつつプラズマ出力に対して約 140 倍の出力が出ることが確認された。この計算体系では核融合炉から発生する中性子のカバー率は 100% であるが、TBR と出力に余裕があるためカバー率を下げ、核融合炉の一部分だけに MA 入りブランケットを装荷することも可能であり、 K_{eff} を下げて安全面に余裕を持たせることも可能である。また、より発生エネルギーの低い核融合プラズマでも十分なエネルギーを得ることも可能であることから核融合 - 核分裂ハイブリッドシステムは設計に関して自由度が高く、核変換システムとして核融合炉が機能する可能性があることを示唆している。

参考文献

- 1) 「超寿命核種の分離・核変換技術開発」上、下 原子力 eye、Vol.55, No2(2009) 向山武彦
- 2) 「総説 分離変換工学」 日本原子力学会 分離核変換専門委員会 2004 年
- 3) Breismeister, J.F 「MCNP-A General Monte Carlo N-particle Transport code version 4c」 LA-13709-M(2000)

< 第 42 回炉物理夏期セミナー報告 >

若手研究会報告

KUCA におけるレア・アース元素サンプルワース測定実験及び解析

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 (中村研究室)

修士課程 1 年 家山 晃一

1. 背景・目的

原子炉の経済性向上のために、現行燃料の燃焼度制限である 55GWd/t を越える高燃焼度燃料が検討されている。 ^{235}U 濃縮度が 5wt% 以上の高濃縮度燃料を用いた高燃焼度燃料は燃焼初期に余剰反応度が高くなるため、反応度制御の観点から可燃性毒物が必須となる。また可燃性毒物を燃料に混入することで 5wt% 以上の高濃縮度燃料でも、輸送・加工時において 5wt% 未満の既存燃料と同等の臨界安全性を担保することができる。

新型可燃性毒物の開発を目指して、可燃性毒物の候補としてレア・アース元素 (Dy・Ho・Er・Tm)、希土類元素に着目した。Gd や Er がレア・アース元素であることから推察できるように、レア・アース元素は中性子吸収能力が高く、ウラン燃料との共存性が高いなど可燃性毒物としての要件を満たす元素が多い。しかしレア・アースは、核データつまり断面積の妥当性を評価する臨界実験が少なく、整備及び検証が不十分なため、実機炉心への適用性を検討する際には、核データの信頼性を評価する必要がある。

そこで京都大学臨界集合体 B 架台において、スペクトル場の異なる二種類の熱中性子炉体系で、Dy・Ho・Er・Tm を装荷した臨界実験を実施し反応度効果を測定することで、レア・アースの核特性データを取得した。また MVP・SRAC を用いて実験解析を行い、レア・アースの核データの妥当性の評価、JENDL-3.3・ENDF/B-7.0・JEFF-3.1 のライブラリ間差異を評価することを目的とする。

2. 実験概要

KUCA (京都大学臨界集合体) の固体減速架台 (B 架台) を用い、 $\text{H}/^{235}\text{U}$ の異なる B3/8 " P36EU(3) 炉心と B1/8 " P60EU-EU(5) 炉心において、それぞれサンプルワース測定実験を行った。

測定元素は、可燃性毒物として適度な中性子吸収断面積を有しており、一連の燃焼チェーンを形成している Dy・Ho・Er・Tm とした。Ho と Tm は天然同位体が 1 核種のみであり、かつ Dy と Er の燃焼により生成される核種である。天然で最も多く存在する質量数 ^{164}Dy は Er の約 5 倍の熱群ミクロ吸収断面積を有しており、また ^{164}Dy の中性子捕獲により生成する

^{165}Ho は、同位体がこの種類しか存在せず吸収断面積も小さいことから、Dy は可燃性毒物に適した元素である可能性がある。さらに Er の次の原子番号の Tm は評価済核データが存在せず可燃性毒物としての可能性が未知数であるという点から測定対象とした

MVP での事前解析によって約 0.15% k/k の反応度になるようなレア・アースのサンプル量を決定した。レア・アースは酸化物粉末の状態であり、サンプルの空間自己遮蔽効果を考慮してアルミナ(Al_2O_3)でサンプルを希釈し、Al ケースに封入した。炉心中心部に Al ケースを装荷し、ペリオド法・制御棒反応度曲線を用いて余剰反応度を測定し、サンプル装荷時と未装荷時の余剰反応度の差からサンプルワースを算出した。サンプル Al ケースと装荷の様子を図 1 に、E3・EE1 炉心体系図と炉心の中性子スペクトル図を図 2 に示す。



図 1 サンプル Al ケースと装荷の様子

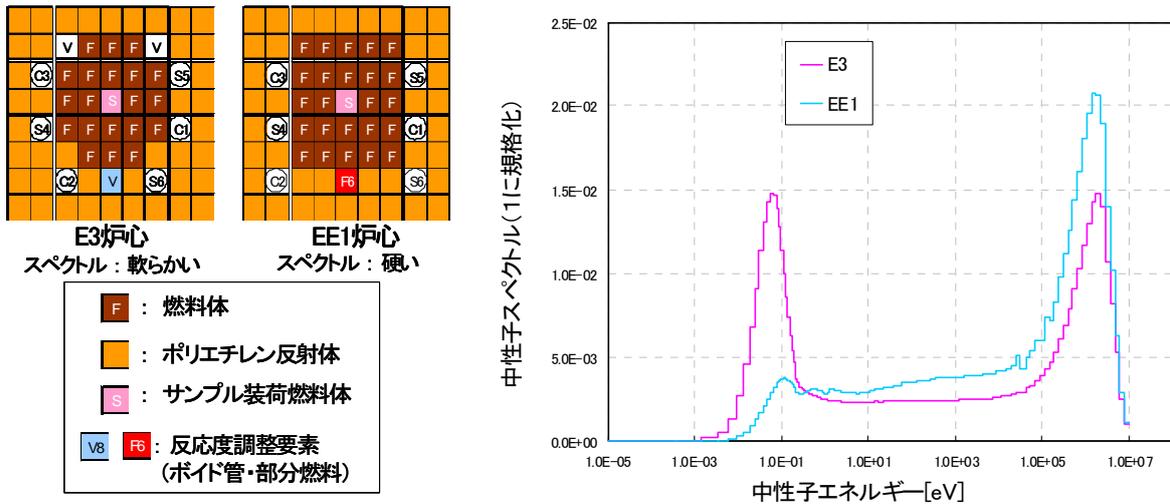


図 2 E3・EE1 炉心体系図と炉心の中性子スペクトル図

各炉心におけるレア・アース酸化物の封入量および測定実験によって得られたサンプルワースの平均値を表 1 に示す。酸化物の名称横[]内に記載してあるのは測定回数である。

表 1 サンプル封入量およびサンプルワース測定結果

炉心名		Dy ₂ O ₃ [5]	Er ₂ O ₃ [7]	Ho ₂ O ₃ [5]	Tm ₂ O ₃ [5]
B3/8'P36EU(3)	封入量(g)	0.95	9.00	3.50	6.00
	サンプルワース(%Δk/k)	0.174%	0.185%	0.161%	0.172%
	()内は測定誤差	(0.011%)	(0.004%)	(0.008%)	(0.007%)
B1/8'P60EU-EU(5)	封入量(g)	5.50	14.00	23.50	22.00
	サンプルワース(%Δk/k)	0.138%	0.151%	0.119%	0.141%
	()内は測定誤差	(0.002%)	(0.004%)	(0.003%)	(0.006%)

3. 実験解析

実験体系を模擬した計算体系で MVP と SRAC-TWOTRAN を用いた実験解析を行い、サンプルワースから C/E 値を計算し、ライブラリ間の差異について調べた。計算条件は以下の通りである。

MVP

総ヒストリー数：5 億ヒストリー (バッチ数：5050、ヒストリー数/バッチ 100000、捨てバッチ：50)、Al Ref の総ヒストリー数は 25 億

SRAC

- ・ 燃料セル及び燃料体鞘管の 2 段階で均質化を行い、断面積を作成
- ・ 78 群 2 次元 RZ 体系による TWOTRAN 計算、サンプル燃料体に関しては PEACO ルーチンを用いて 2 次元 Pij 計算

また核データライブラリは、JENDL3.3、ENDF/B-VI.8、ENDF/B-VII.0、JEFF-3.1、JEFF-3.0 を用いた。E3、EE1 両炉心における、ライブラリごとの C/E 値を図 3・図 4 に示す。図中の誤差バーは、MVP の計算結果では実験値と計算値の両方の誤差、SRAC の計算結果では実験誤差のみを表している。

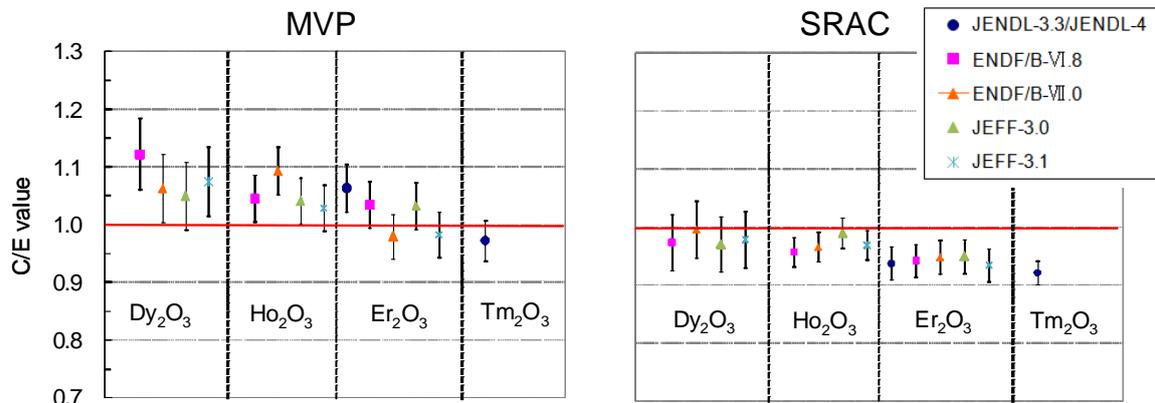


図 3 E3 炉心 C/E 値

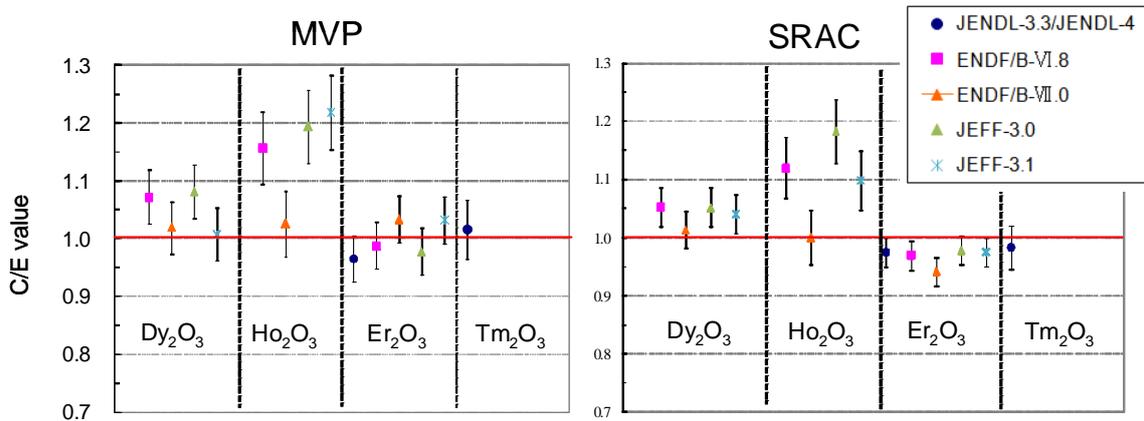


図 4 EE1 炉心 C/E 値

4. 考察

E3 炉心の解析では、同元素においてライブラリ差異はあまり見られず、MVP 解析において C/E 値は 1 の統計誤差の範囲内で一致した。MVP に比べて SRAC は計算値が小さい結果となった。SRAC での実効断面積の作成方法に検討の余地があると考えられる。

EE1 炉心では、MVP 解析において Dy・Er・Tm の C/E 値は 1 の統計誤差の範囲内で一致したが、Ho の C/E 値に関しては SRAC・MVP の両解析においてライブラリ間で差が見られたことから、Ho の断面積にライブラリ間で差異がある可能性がある。現在 SRAC を用いてエネルギー依存の反応度効果の差を求め、Dy・Ho・Er の断面積をライブラリ間 (JENDL3.3・ENDF/B-0・JEFF-3.1) の差異について調査中である。

5. まとめ

京都大学臨界集合体 B 架台でスペクトル場の異なる二種類の炉心体系 (B3/8" P36EU(3)、B1/8" P60EU-EU(5)) において、Dy・Ho・Er・Tm を装荷した臨界実験を実施し、レア・アースの核特性データを得た。MVP と SRAC による実験解析を行い C/E 値を算出したところ、Ho において ENDF/B-0・JEFF-3.1 のライブラリ間で C/E 値に差異が見られた。

6. 参考文献

[1] K.Shimozato, K.Ieyama, T.Kitada et al., "Measurements and Analysis of Reactivity Worth of Rare-Earth Elements at Kyoto University Critical Assembly," Proc.Int. Conf.on the Physics of Reactors (PHYSOR2010)