令和2年度 卒業論文

軽水炉から高速炉への移行期における

燃料組成のばらつきが

高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価

原子炉工学研究室 加藤博貴

北海道大学 工学部 機械知能工学科

目次

第1章	序論 3
1.1 背	景 3
1.2 研	究目的 4
第2章	檢討手法 5
2.1 解	析手法
2.1.1	汎用炉物理解析コードシステム CBZ5
2.2 解	析体系
2.2.1	解析体系(軽水炉)
2.2.2	解析体系(高速炉)13
2.2.3	JAEA の既往研究の要約 15
2.2.4	Pu 富化度調整 15
2.3 解	析パラメータ 16
2.3.1	炉心特性16
2.3.2	廃棄物特性 17
第3章	検討結果・考察 19
3.1 LV	WR 使用済み燃料中の TRU 組成割合 19
3.2 炉	心特性 21
3.2.1	それぞれの炉心特性の分布幅
3.2.2	それぞれの TRU 核種と炉心特性との相関25
3.3 廃	棄物特性
3.3.1	それぞれの元素と崩壊熱との相関
3.4 そ	れぞれの核種とスペクトルインデックスとの相関 39
3.5 考	察
第4章	結論 43
参考文献	Ś

謝辞

第1章 序論

1.1 背景

高速炉を中核とした核燃料サイクルは、実用可能な大規模エネルギー源の一 つであり、これまで世界各国で実現に向けた技術開発が行われてきた。しか し、シェールオイルといった非在来型エネルギー資源の発見と利用、2011年3 月の福島第一原子力発電所事故を契機とした、諸外国における原子力エネルギ 一利用からの撤退と再生可能エネルギーへのシフトなどにより、核燃料の原料 となるウラン資源の需要が大きく低下し、核燃料サイクルに対する期待は世界 的に縮小しつつある。日本においては、高速原型炉「もんじゅ」の廃炉など、 核燃料サイクルの技術開発がトーンダウンし、また、高速炉の開発を牽引して きたフランスも、関連する研究プロジェクトが大幅に縮小されている状況であ る。現時点で高速炉の開発を積極的に行っている国はロシアと中国を残すのみ となっている。

しかしながら、前述したように、核燃料サイクルは工学的に実現可能な技術 であり、大規模なエネルギー源でありながら温室効果ガスを排出しないという 利点を有する。さらに、これまでの軽水炉(以下、LWR)の運転によって発生 した放射性廃棄物の減容も高速炉の利用により可能となる。以上の観点から、 高速炉は将来のエネルギー源の有力な選択肢として現在も残っており、それは 日本に限らずフランスや米国などにおいても当てはまることである。従って、 高速炉を含む核燃料サイクルに関する技術・研究開発は、関連する技術基盤の 維持、発展という観点からも重要と言える。

高速炉の運用において、軽水炉からの使用済み燃料に含まれる超ウラン元素 (TRU)を燃料として用いる期間を「移行期」と呼ぶ。移行期においては、 LWRの運転条件や、取り出し燃料の再処理条件によって、装荷される燃料中 のTRU組成が大きく変動し、それによって高速炉の炉心特性や高速炉からの 廃棄物の特性が大きく変動する。従って、移行期における高速炉システムの特 性を把握することが重要である。

3

1.2 研究目的

これまでの研究で、いくつかの想定に基づいて移行期における種々のTRU 組成を計算し、そのばらつきが高速炉の炉心特性に与える影響が評価されてい る[1][2]。この研究については 2.2 節において要約を纏めてある。

本研究では、これらの既往研究を補完するという観点から、より幅広い想定 を行いつつ、また、TRU 組成のばらつきが、炉心特性に加えて廃棄物特性に 与える影響も定量的に評価する。

第2章 検討手法

本章では、本研究で解析に用いたコードシステム CBZ について説明する。そ の後、本研究で解析に用いた LWR と高速炉の体系について説明する。次に、対 象としたパラメータ(炉心特性 4 種類、廃棄物特性 1 種類)についても説明し、 同時に JAEA の既往研究で用いられた想定にも言及する。また、本研究におい ては Pu 富化度調整の有無で炉心・廃棄物特性に及ぼす TRU 組成割合 がどのように変動するかに関しても検討したため、本章の最後で Pu 富化度調整 に関しても言及する。

2.1 解析手法

本研究においては、高速炉の炉心特性(燃焼反応度、ドップラー反応度、Na ボイド反応度、実効遅発中性子割合)、および高速炉の廃棄物の特性(崩壊熱) を解析の対象とし、それらの特性に大きなばらつきを生じさせる核種を特定し、 その TRU 核種がどのような条件で生成されやすいか特定することを目的とす る。

そのためにまず、様々な LWR の運転条件、燃料条件を想定(全864 ケース) し、各々のケースについて LWR 取り出し燃料中の TRU の組成割合を得る。そ の後、全864 ケースから得られた TRU 組成に基づく燃料を装荷した高速炉全 炉心計算を行い、高速炉の炉心特性を得る。また、廃棄物特性に関しては、高速 炉の全炉心計算で得られた廃棄物中の核種インベントリの情報を基にした使用 済み燃料の冷却計算により結果を得る。また、実用上は高速炉に燃料を装荷する 際に Pu の富化度調整を行うが、本研究においては富化度調整を行なった場合だ けでなく、それぞれの特性に TRU 組成の変動のみが直接的に及ぼす影響を検討 するため、富化度調整を行わない場合に関しても炉心特性、廃棄物特性の評価を 行う。

本研究において、LWR 燃料の燃焼・冷却計算、高速炉の全炉心燃焼計算、お よび高速炉からの廃棄物の冷却計算は、全て北海道大学原子炉工学研究室で開 発されている汎用炉物理解析コードシステム CBZ を用いて結果を得た。

 $\mathbf{5}$

2.1.1 汎用炉物理解析コードシステム CBZ

CBZ とは、日本原子力研究開発機構で開発されたコードシステム CBG を基 にして、2012 年 4 月より本研究室で開発が行われている汎用炉物理解析コード のことである。この CBZ を用いて、原子炉内の様々な物理現象を解析すること ができる。本研究では、CBZ の Burner モジュール、FRBurner モジュールを 利用した。

Burner モジュールは、燃料ピンセルの燃焼計算を行うためのパッケージであ り、出力運転中の計算とともに、原子炉運転後の冷却計算を行うことも可能であ る。本研究においては、LWR の燃焼・冷却計算、高速炉からの廃棄物の崩壊熱 計算の際に、このモジュールを利用した。

FRBurner モジュールは、高速炉の全炉心拡散燃焼計算を行うためのモジュ ールであり、高速炉の全炉心を二次元円筒体系に模擬して燃焼計算を行う。本研 究においては、高速炉の燃焼計算、及び高速炉の炉心特性を得る際に、このモジ ュールを利用した。Fig.1 に、三次元体系の原子炉炉心の二次元円筒体系へのモ デル化のイメージを示す。



Fig.1 原子炉炉心(三次元体系)の二次元円筒体系へのモデル化

2.2 解析体系

2.2.1 解析体系 (軽水炉)

軽水炉燃料を対象とした解析には、燃料ピンと被覆管、それらを囲む冷却材からなる単一ピンセルモデルを使用した。Fig.2に、単一ピンセルモデルの模式図を示す。



Fig.2 単一ピンセルモデルの模式図

本研究において用いた軽水炉の単一ピンセルモデルは ORIGEN 用のライブ ラリ[3]を作成する時に設定されたものであり、以下に各ケースについて簡単に 説明する。それぞれの体系に関する詳細は後述する。

加圧水型軽水炉(以下、PWR)の単一ピンセルモデルでは、酸化ウラン燃料 (以下、UO2燃料)は濃縮度 3.4、4.1、4.7wt%の 3 ケースと混合酸化物燃料(以 下、MOX燃料)は Pu 富化度、Pu 組成が異なる 5 ケースを想定した。

沸騰水型軽水炉(以下、BWR)の単一ピンセルモデルでは、UO2燃料はSTEP-1、-2、-3の3ケースで濃縮度がそれぞれ3.0、3.8、4.1wt%の3ケースを、MOX 燃料はPu富化度、Pu組成が異なる5ケースを想定した。また、BWRにおい ては、PWRと異なり水の沸騰(ボイド化)に伴う密度変化が生じるため、ボイド 率(水中に占めるボイドの体積割合)を設定する必要がある。本研究においては、 0、40、70%の3ケースを想定した。

燃焼度については、PWR、BWR ともに 5~45GWD/t まで(5 GWD/t 間隔)、 燃焼後の再処理までの冷却期間に関しては、3、50、100 年の 3 ケースを想定し た。

PWR に関する想定の詳細

本研究で用いた単一ピンセルモデルに関するデータを Table 1 に示す。PWR では初期 U-235 濃縮度を 3.4、4.1、および 4.7%として作成されている。各ケ ースにおける未燃焼時の燃料領域の原子個数密度および被覆管、減速材領域の 原子個数密度を Table 2 に示す。

Table 1 PWR ライブラリ作成時の単一ピンセルのパラメータ

ピッチ(cm)	1.265
ペレット半径(cm)	0.412
被覆管外半径(cm)	0.476
被覆管厚さ(cm)	0.064
燃料温度(K)	968.8
被覆管温度(K)	604.0
減速材温度(K)	574.2

Table 2 PWR 燃料集合体の各領域の原子個数密度(1/barn・cm)

燃料					
初期U-235濃縮度(%)	3.4	4.1	4.7		
U-235	7.753E-04	9.349E-04	1.072E-03		
U-238	2.175E-02	2.159E-02	2.146E-02		
O-16	4.505E-02	4.505E-02	4.505E-02		
	被覆管				
Zr		3.786E-02			
Fe	2.382E-04				
Cr	6.770E-05				
	滅速材				
H-1		5.572E-02			
O-16		2.786E-02			
B-10					
Ni	3.688E-04				
Cr	1.609E-04				
Fe		1.306E-04			

MOX 燃料については、Pu 富化度と Pu 組成をパラメータとして 5 つのライ ブラリが作成されている。そのデータを Table 3 に示す。このデータは、国内 の PWR で使用されている MOX 燃料の燃料組成仕様(UO₂燃料の初期濃縮 度、取り出し燃焼度、冷却時間等)に基づいて決められたものである。Pu 富 化度と Pu 組成の組み合わせについて、未燃焼時のペレット領域の原子個数密 度を Table 4 に示す。なお、MOX 燃料の被覆管および冷却材の原子個数密度 は Table 2 の PWR 燃料と同一である。

Pu組成		Composition 1	Con	npositi	on 2	Composition 3
	Pu-238	4.1		2.1		0.04
Isotope	Pu-239	45.4		54.5 25.0 9.3		79.24
weight	Pu-240	25.3				17.76
ratio(%)	Pu-241	9.6				2.36
	Pu-242	13.0	6.4			0.36
	Am-241	2.6	2.7			0.24
U-235濃縮度(%)				0.2		
Pu富化度(%) 13		13	5	10	13	5

Table 3 PWR MOX 燃料のパラメータ

Table 4 PWR 用の MOX ペレットの原子個数密度 (1/barn・cm)

Pu組成	Composition 1	Composition 2			Composition 3
Pu富化度(%)	13	5	10	13	5
U-235	3.967E-05	4.332E-05	4.104E-05	3.967E-05	4.332E-05
U-238	1.955E-02	2.134E-02	2.022E-02	1.955E-02	2.134E-02
Pu-238	1.201E-04	2.366E-05	4.731E-05	6.151E-05	4.505E-07
Pu-239	1.324E-03	6.114E-04	1.223E-03	1.590E-03	8.887E-04
Pu-240	7.349E-04	2.793E-04	5.586E-04	7.261E-04	1.984E-04
Pu-241	2.777E-04	1.035E-04	2.069E-04	2.690E-04	2.625E-04
Pu-242	3.745E-04	7.090E-05	1.418E-04	1.843E-04	3.987E-06
Am-241	7.521E-05	3.004E-05	6.007E-05	7.809E-05	2.669E-06
0-16	4.498E-02	4.501E-02	4.500E-02	4.499E-02	4.501E-02

BWR では STEP-1、-2、-3 型の燃料集合体を対象にしている。BWR の単一 ピンセルモデルに関するデータを Table 5 に示す。ボイド率については、0、 40、70%の三つのケースが考慮されている。各領域における原子個数密度を Table 6 に示す。

105 200	燃料集合体のタイプ			
拘安	STEP-1	STEP-2	STEP-3	
ピッチ(cm)	1.63		1.44	
ペレット半径(cm)	0.529		0.490	
被覆管外半径(cm)	0.615		0.560	
被覆管厚さ(cm)	0.086		0.070	
燃料温度(K)				
被覆管温度(K)		559.0		
減速材温度(K)	559.0			

Table 5 BWR ライブラリ作成時の単一ピンセルのパラメータ

Table 6 BWR 燃料集合体の各領域における原子個数密度(1/barn・cm)

燃料						
	燃料集合体のタイプ					
		STEP-1	STEP-2	STEP-3		
U-2	34	5.847E-06	7.81607E-06	8.053E-06		
U-2	35	6.593E-04	8.53593E-04	8.888E-04		
U-2	36	4.069E-06	5.30793E-06	5.419E-06		
U-2	38	2.103E-02	2.13654E-02	2.104E-02		
0-1	16	4.368E-02	4.47604E-02	4.438E-02		
		冷却材				
Void-0%	H-1	7.8072E-02	8.1980E-02	8.8510E-02		
voiu-076	0-16	3.9036E-02	4.0990E-02	4.4255E-02		
Void-40%	H-1	5.8976E-02	6.2702E-02	6.8436E-02		
V010-4076	0-16	2.9488E-02	3.1351E-02	3.4218E-02		
Void-70%	H-1	4.4687E-02	4.8244E-02	5.3380E-02		
voiu-70%	0-16	2.2343E-02	2.4122E-02	2.6690E-02		
	被覆管					
Zr	r		4.3371E-02			

BWR の MOX 燃料については、STEP-2 型の燃料集合体を対象にしてい る。この体系の単一ピンセルデータは、Table 5 の STEP-2 に対応するものと 同一である。BWR の MOX 燃料のライブラリは、Pu 富化度、Pu 組成、ボイ ド率をパラメータとして 7 種類のライブラリが作成されている。これらのデー タは、国内の BWR で使用されることが予定されている燃料の仕様に基づいて 決められたものである。そのデータを Table 7、8 に示す。また、未燃焼時の ペレット領域、減速材および被覆管領域の原子個数密度を Table 9 に示す。

Pu富化度(wt%)	ボイド率(%)	Pu組成	
	0	Standard	
4	40	Low,Standard,High	
	70	Standard	
8	40	Standard	
13	40	Standard	

Table 7 BWR MOX 燃料のパラメータ(I)

Table 8 BWR MOX 燃料のパラメータ(Ⅱ): Pu 組成 (wt%)

同位体	Low	Standard	High
Pu-238	1.66	1.53	0.82
Pu-239	53.43	58.70	67.75
Pu-240	29.74	26.62	21.77
Pu-241	8.70	8.32	6.87
Pu-242	5.59	4.01	2.11
Am-241	0.88	0.82	0.68

なお、本研究においては、Pu 富化度、Pu 組成の異なる全ての燃料で、ボイド率 0、40、70%の体系に関して考慮した。

Table 9 BWR 用の MOX ペレットの原子個数密度 (1/barn・cm)

ペレット領域						
Pu富化度(%)		4			8	13
Puł	且成	Low	Standard	High	Standard	Standard
U-2	234	1.996E-06	1.991E-06	1.991E-06	1.923E-06	1.810E-06
U-2	235	2.493E-04	2.487E-04	2.487E-04	2.384E-04	2.254E-04
U-2	236	1.664E-06	1.660E-06	1.660E-06	1.593E-06	1.503E-06
U-2	238	2.115E-02	2.111E-02	2.111E-02	2.023E-02	1.913E-02
Pu-	238	1.483E-05	1.361E-05	7.297E-06	2.725E-05	4.427E-05
Pu-	239	4.479E-04	5.205E-04	6.008E-04	1.041E-03	1.692E-03
Pu-	240	2.632E-04	2.351E-04	1.922E-04	4.701E-04	7.639E-04
Pu-	241	7.668E-05	7.318E-05	6.041E-05	1.463E-04	2.378E-04
Pu-	242	4.907E-05	3.511E-05	1.849E-05	7.023E-05	1.141E-04
0-	16	7.750E-06	7.206E-06	5.975E-06	1.441E-05	2.344E-05
			冷却材領法	域		
Va: 4 0%	H-1			8.198E-02		
void=0%	0-16	4.099E-02				
Void-40%	H-1	6.245E-02				
0-16		3.147E-02				
Void-70%	H-1			4.857E-02		
0-16		2.429E-02				
被覆管領域						
Z	Ir			4.337E-02		

2.2.2 解析体系(高速炉)

移行期においては、軽水炉からの使用済み燃料に含まれる TRU を高速炉の 燃料として用いることになり、高速炉での複数回のリサイクルを経て、高速炉 の平衡組成の燃料を得る。燃料が平衡組成に至った後の状態を、その初期と後 期で分けて「導入期」「平衡期」と呼ぶ。導入期では積極的に Pu の増殖を行う 一方、平衡期では消費した分のみの Pu の増殖を行う。

本研究では、高速炉の対象炉心として、高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究(通称FS)のフェーズIIにおける「大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心」JSFR-1500を用いた。燃料集合体配置図をFig.3に、炉心の主要な仕様をTable 10 に示す[5]。U-238 から Pu-239 を生成する転換比を 1.1 程度とする導入期と 1.03 とする平衡期が設定されているが、本研究では多重リサイクルは想定しておらず、LWR 使用済み燃料中の TRU 組成割合に基づく燃料を高速炉に直接装荷している。また、燃料集合体の形状データを Table 11 に示す。CBZ では内部ダクトを直接的に考慮することができないので、ラッパ管の肉厚を 0.5mm 増加させることで間接的に考慮している。



Fig.3 大型 MOX 燃料炉心の燃料集合体配置図

Table 10 大型 MOX 燃料炉心の主要仕様

	導入期炉心	平衡期炉心
炉心熱出力[MWt]	3570	Ļ
電気出力[Mwe]	1500	.
運転サイクル長さ[day]	800	÷
燃料交換・定期検査期間[day]	45	←
燃料交換バッジ数	4	Ļ
炉心高さ[cm]	100	÷
軸ブランケット厚さ(上部/下部)[cm]	20/20	15/20
炉心燃料集合体数(内側/外側)	288/274	←
軸ブランケット体数	96	0
制御棒本数(主炉停止系/後備停止系)	40/17	Ļ

Table 11 燃料集合体の形状データ

	炉心燃料	径ブランケット
燃料集合体ピッチ[mm]	206.0	+
ラッパ管外対面間距離[mm]	201.6	←
ラッパ管(被覆管)肉厚[mm]	5.0	←
燃料ピン外径[mm]	10.4	11.7
燃料ピン肉厚[mm]	0.71	0.42
燃料ピン本数	255	217
スペーサーワイヤ径[mm]	1.03	1.07
スペーサーワイヤ巻きつけピッチ[mm]	200.0	←
燃料ピンピッチ[mm]	11.5	12.8

2.2.3 JAEA の既往研究の要約

本節では、[1][2]の研究(以下、既往研究)の要約を述べる。LWR 使用済み燃 料組成の評価では、燃焼度 45-49GWD/t の LWR と 60GWD/t 程度の高燃焼度 の LWR (Advanced LWR)の燃料を考慮(UO₂燃料と MOX 燃料)している。 U-235 濃縮度や Pu 富化度、Pu 同位体組成は固定値を使用し、使用済み燃料の 冷却期間としては、3、40、100 年の 3 ケースを想定している。

既往研究においては、高速炉での多重リサイクルが想定されている。すなわち、LWR からの使用済み燃料をそのまま用いた場合と 1~5 回リサイクルした場合とを考慮している。実用上は 5 回程度リサイクルすることによって、燃料は平衡組成に漸近する。また、高速炉での多重リサイクルにおいては、再処理条件を複数(4 通り)考慮している。内訳としては、Pu のみリサイクル、Pu+Npをリサイクル、全 TRU リサイクル、MA に上限・下限を課した TRU リサイクルの計4 ケースを想定している。

本研究では、PWR と BWR について想定し、BWR については複数のボイド 率(0,40,70%の3ケース)を設定した。また、UO2燃料では U-235 濃縮度が異な る複数の燃料を、MOX 燃料では Pu 富化度、Pu 同位体組成が異なる複数の燃 料を想定して検討を行なった。また、多重リサイクルは想定しておらず、上記の ような再処理条件についても想定していない。

2.2.4 Pu 富化度調整

本研究においては、Pu 富化度の調整も考慮に入れて検討を行うものとする。 Pu 富化度調整とは、EOEC (高速炉の平衡サイクルの末期)における燃料の k_{eff} が 1.000~1.005 の範囲となるように、内側炉心と外側炉心の Pu 富化度を一定 割合だけ増減させることを指す。Pu 富化度は、以下の式で表される。

$$Pu \ arc meta \ ext{Pu} = \frac{2^{239}Pu + 2^{41}Pu}{\pounds Pu + 2^{41}Am + \pounds U}$$

2.3 解析パラメータ

本研究において、対象としたパラメータを本節で整理する。

2.3.1 炉心特性

本研究においては、炉心特性として、以下の4つのパラメータに着目した。

- · 燃焼反応度
- ・Na ボイド反応度
- ・ドップラー反応度
- · 実効遅発中性子割合

燃焼反応度は、核分裂性物質の量が変化することで生じる反応度である。炉 心の燃焼が進むと、核分裂性物質の量が減少するために反応度が低下するが、 この低下量が燃焼反応度である。

本研究で想定した高速炉は、冷却材に Na を用いる。Na は伝熱性に優れ、 中性子吸収が少なく減速能の小さいため、高速炉の冷却材に適している。Na ボイド反応度(以下、ボイド反応度)は、Na の沸騰に伴う密度変化に由来す る反応度である。本研究においては、Na の数密度をゼロとした時の反応度と して計算している。

Naの温度が上昇すると、著しい密度の減少が発生し、その結果、以下の3つの現象が生ずる。

- (1) Na による中性子吸収の減少
- (2) 中性子の漏れの増加

(3) Na による中性子減速作用の減少による中性子エネルギースペクトルの硬化

(1) は反応度の上昇を、(2) は反応度の低下を生じ、(3) は、場合により反応 度の上昇または下降をもたらす[6]。

ドップラー反応度は、燃料の温度上昇による U-238 の共鳴吸収の増加に由来 する反応度であり、燃料の温度が上昇すると、負の反応度が印加される。今回 の計算では、炉心燃料部の温度を100℃上昇させた時の反応度として計算している。

遅発中性子は原子炉の動特性、制御において極めて重要な役割を果たす。実 効遅発中性子割合(以下、ß_eff の名称で統一する)は、核分裂で生じる中性 子のうち、遅発中性子が占める割合である。遅発中性子割合は、原子番号が大 きくなるにつれて低下していく傾向があり、また、同位体間では質量数が大き いほど遅発中性子割合も大きくなる傾向がある。

2.3.2 廃棄物特性

本研究では、廃棄物特性として崩壊熱に着目した。ここで言う崩壊熱とは、 平衡炉心から1サイクルあたりに発生する使用済み燃料を再処理した結果得ら れる全廃棄物の崩壊熱のことを指す。なお、再処理では全てのTRUは回収対 象であるものとし、0.1%のみが使用済み燃料に移行すると仮定する。

本研究においては、TRU が崩壊熱に与える影響を得るため、崩壊熱全体における TRU 由来の崩壊熱の寄与が大きくなる期間における値について調べた。 Fig.4 に、冷却期間とそれに伴う核分裂生成物(FP)由来、TRU 由来の崩壊熱の 寄与の変動を示す。



Fig.4 冷却期間と崩壊熱の寄与割合の変動

本研究においては、この図を参考にして、TRUの寄与が FP の寄与よりも大きくなる

DH_1 : 取り出し後 1.0038e+05 日の崩壊熱

- DH_2 : 取り出し後 3.1973e+05 日の崩壊熱
- DH_3 : 取り出し後 1.0081e+06 日の崩壊熱
- DH_4 : 取り出し後 3.1686e+06 日の崩壊熱
- DH_5 : 取り出し後 1.0944e+07 日の崩壊熱

の5点からなる時間領域に着目し、それぞれの元素に対してどの程度の相関を 持つか検証した。

第3章 檢討結果·考察

本章では、はじめに LWR の想定(864 ケース)に基づく燃料組成の取り得る 値の範囲について示す。その後、それぞれの燃料を用いた場合の炉心特性、廃棄 物特性の取り得る値について調べ、それぞれのパラメータについて、大きなばら つきを生じさせる TRU 核種(元素)を特定する。

3.1 LWR の燃料組成

本研究において解析したLWRの燃焼体系において、取り出し燃料中の各TRU 核種が取り得る組成割合の分布幅を求めた。Fig.5 に、対数スケールにおける燃 料組成の分布幅を示す。



Fig.5 LWR の燃料組成の分布幅(対数軸)

冷却期間を 3 年~100 年の範囲に設定して計算を行なっているため、Pu-241 から Am-241 への崩壊(半減期約 14 年)による組成割合の変動が比較的大きな 幅を示しており、今回の検討においても一定の影響を与えるものと考えられる。 Pu-241 と Am-241 の他には、Pu-239 や、Pu-242、さらには Cm-244 が大きな 分布幅を有していることが確認できる。また、原子番号の大きな核種に関して は、原子番号の小さな核種と比較して、全体的に組成割合が小さい傾向にあるこ とが確認できる。なお、この図では組成割合の下限値を 10⁻⁵ としているため、 組成割合がそれよりも小さいものに関しては示されていない。Np-239 や Am-242 などは、半減期が数日間であり、今回の検討で用いた冷却期間(3~100 年) よりも非常に短く、使用済み燃料中の組成割合は 10⁻⁵ 未満であるため、今回 の検討における重要度は小さい。

3.2 炉心特性

3.2.1 それぞれの炉心特性の分布幅

LWR から取り出した燃料の組成データを基に高速炉の全炉心計算を行い、 4つの炉心特性の分布幅を得た。Fig.6 に、Pu 富化度の調整の有無と、それぞ れの場合における各炉心特性の分布幅を示す。燃焼反応度、ボイド反応度、ドッ プラー反応度の単位は [dk/kk']、ß_eff は無次元量である。



はじめに、それぞれの炉心特性が有している幅について述べる。

燃焼反応度は、富化度調整ありの場合は $-0.04 \sim 0.02 \text{ dk/kk'}$ 、富化度調整な しの場合は $-0.04 \sim 0.04 \text{ dk/kk'}$ の範囲で分布を示した。富化度調整の有無で、 上限値に 0.02 dk/kk'の差が見られ、富化度調整ありの場合は富化度調整なしの 場合と比べて分布幅に約 25%の減少が見られた。また、一般に燃焼反応度は負 の値を取る特性だが、今回の検討では正方向にも分布を示した。なお、燃焼反応 度が正の値を取るということは、EOEC よりも BOEC(高速炉の平衡サイクル の初期)の方が反応度が低くなるため、Pu 富化度調整を BOEC における k_{eff} を基準にして行う必要がある。本研究では全ての場合において EOEC の k_{eff} を 基準にして Pu 富化度調整を行なったため、BOEC での富化度調整は今後の検 討課題とした。

ボイド反応度は、富化度調整ありの場合は 0.027~0.036 dk/kk'、富化度調整 なしの場合は 0.027~0.038 dk/kk'の範囲で分布を示した。富化度調整を行な った場合の分布幅は、富化度調整なしの場合と比べて約 20%減少した。

ドップラー反応度は、富化度調整ありの場合は $-5.7 \times 10^{-4} \sim -3.3 \times 10^{-4}$ dk/kk'、富化度調整なしの場合は $-5.7 \times 10^{-4} \sim -4.0 \times 10^{-4}$ dk/kk'の範囲で分 布を示した。富化度調整ありの場合は反応度の上限値に 1.2×10^{-4} dk/kk' ほど の増加がみられ、富化度調整を行なった場合の分布幅は富化度調整なしの場合 と比較して約 40%増加した。

 B_{eff} は、富化度調整ありの場合は $2.9 \times 10^{-4} \sim 3.4 \times 10^{-4}$ 、富化度調整なしの場合は $3.0 \times 10^{-3} \sim 3.4 \times 10^{-3}$ の範囲で分布を示した。富化度調整ありの場合は B_{eff} の下限値が 1.0×10^{-4} ほど減少し、富化度調整を行なった場合の分布幅は富化度調整なしの場合と比較して約 30%増加した。

続いて、富化度調整の有無が炉心特性の取り得る値の広さに与える影響を検 証する。

まず、ドップラー反応度に関する比較を行う。ドップラー反応度の比較では、 富化度調整ありの場合の方が大きな分布幅を示すことが見て取れた。

ドップラー反応度は、U-238 の存在量に大きく依存しているため、反応度の 上限が正方向に広がったということから、富化度調整によって U-238 の組成割 合が減少する体系が存在するということが考えられる。また、下限値の変化は殆 ど生じていないため、富化度調整において U-238 の組成割合が著しく増加する ような体系は存在しなかったと考えられる。このことは、他の3 つの炉心特性 に関して検討を行う際に参考になると考えられる。

続いて、燃焼反応度に関しての検討を行う。Fig.6 右上のグラフより、富化度 調整なしの場合は、富化度調整ありの場合と比較して正方向への分布が大きく なることが確認された。一般に、燃焼反応度は親核種の量が多いほど増加する傾 向にあるため、ドップラー反応度の際の考察より、富化度調整を行なった場合に は、親核種である U-238 の組成割合が大きく減少した体系が存在すると考えら れるため、図に見られる燃焼反応度の減少もそれによる影響と考えられる。

次に、ボイド反応度に関して比較を行う。富化度調整ありの場合の方が上限値 が小さくなった。

このことに関しても、U-238 の組成割合の減少によって説明することができる。2.3.1 において、Na の密度低下に伴い生じる現象について述べたが、その 一つに、Na による中性子減速作用の低下による中性子エネルギースペクトルの 硬化がある。

U-238 は、あるエネルギー(閾エネルギー)以上の中性子のみによって核分裂 が可能となる核種であり(このような核種を「Fissionable」と言う)、Naの密 度低下による中性子エネルギースペクトルの硬化は、U-238の核分裂閾エネル ギー以上の中性子の増加に伴う反応度の上昇をもたらす。

U-238 が減少する体系では、この現象による反応度の上昇の効果が抑制され るため、上限値が小さくなったと考えられる。Fig.7 に、いくつかの核種の核分 裂断面積を示す。

23



Fig.7 核分裂断面積

最後に、ß_eff に関する比較を行う。これに関しても、富化度調整を行なった 場合の方が分布幅が大きくなった。上限の変動は殆ど生じず、下限値に3%程度 の低下が確認された。この変化も、燃料中の U-238 の組成割合の減少によるも のだと考えられる。Table 12 に、高速中性子による核分裂が生じた際の、それ ぞれの核分裂性核種の遅発中性子割合を示す。

Table 12 高速中性子による核分裂の際の遅発中性子割合

核種	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²³⁸ U
高速中性子による核分裂	0.21	0.24	1.68

高速炉における主要な核分裂性物質は Pu-239 であるが、U-238 は遅発中性 子割合(β)が大きいため、このグラフに示されるような影響が現れたと考えら れる。

3.2.2 それぞれの TRU 核種と炉心特性との相関

続いて、4つの炉心特性と16種類のTRU核種との間の相関を調べた。 Fig.8-1および8-2に、Pu富化度調整なし、ありのそれぞれの場合の相関を出 力したヒートマップを示す。



Fig.8-1 それぞれの核種と反応度間における相関(Pu富化度調整なし)

					- 1 00
Np237 -	-0.29	-0.22	0.055	-0.28	1.00
Np239 -	0.59	0.74	0.41	0.017	0.75
Pu238 -	0.17	0.26	0.13	0.056	- 0.75
Pu239 -	-0.71	-0.81	-0.39	-0.09	
Pu240 -	0.69	0.62	0.27	0.071	- 0.50
Pu241 -	-0.6	-0.47	-0.81	0.94	
Pu242 -	0.61	0.77	0.37	0.033	- 0.25
Am241 -	0.69	0.54	0.8	-0.79	
Am242 -	0.27	0.16	0.27	-0.3	- 0.00
Am242m -	0.27	0.16	0.27	-0.3	
Am243 -	0.59	0.74	0.41	0.017	0.25
Cm242 -	0.24	0.26	0.3	-0.19	
Cm243 -	0.092	0.16	0.11	0.015	0.50
Cm244 -	-0.0062	0.17	-0.22	0.53	
Cm245 -	0.22	0.31	0.12	0.12	0.75
Cm246-	0.35		0.26	0.073	
	Burnup reactivity	Void reactivity	Doppler reactivity	ß_eff	1.00

Fig.8-2 それぞれの核種と反応度間における相関(Pu 富化度調整あり)

本研究の当初は、このヒートマップに基づいて、炉心特性に影響を与える核種 を評価する予定だった。しかしながら、このヒートマップを示す過程で導出した 相関係数の妥当性を確認するために、それぞれの核種と各パラメータとの散布 図を作成したところ、Np-237の散布図において、プロットされた点の範囲が二 分されたグラフが見られた。全てのケースを纏めて評価した際には Np-237 の 組成割合と燃焼反応度の間に相関は見られなかったが、二つの範囲を分けて考 えると Np-237 の組成割合と燃焼反応度の間には強い相関があることが確認で き、Fig.8 をこのまま検討に用いるのは適切ではないと考えた。

プロット範囲が 3 個以上に分かれた散布図は見当たらなかったため、この原因は燃料の種類による違いにあると考え、新たに UO₂燃料と MOX 燃料とで分けて相関係数を求めることにした。Fig.9 に、Np-237 の散布図を、Fig.10-1 ~ 10-4 に、UO₂、MOX それぞれの燃料別のヒートマップを示す。



Fig.9 Np-237の組成割合と燃焼反応度との散布図(Pu富化度調整なし)

Np237 -	0.71	0.54		-0.77
Np239-	0.39	0.65	0.69	-0.22
Pu238 -	-0.084	-0.041	-0.077	0.1
Pu239 -	-0.39	-0.66	-0.69	0.2
Pu240 -	0.46	0.72	0.76	-0.27
Pu241	-0.96	-0.83	-0.8	0.99
Pu242 -	0.38	0.66	0.7	-0.19
Am241 -	0.84	0.62	0.58	-0.93
Am242 -	0.16	0.039	0.0043	-0.22
Am242m ·	0.16	0.039	0.0043	-0.22
Am243 -	0.39	0.65	0.69	-0.22
Cm242 -	0.13	0.097	0.061	-0.15
Cm243 -	-0.022	-0.037	-0.083	0.0093
Cm244 -	-0.57	-0.31	-0.26	0.69
Cm245	-0.19	-0.21	-0.19	0.17
Cm246	0.18	0.36	0.4	-0.07
	Burnup reactivity	Void reactivity	Doppler reactivity	ß_eff

Fig.10-1 それぞれの核種と炉心特性との相関(UO2燃料、Pu富化度調整なし)

Np237	0.69	0.71	0.69	-0.71	
Np239	0.086	0.58	0.63	-0.22	
Pu238	-0.086	0.18	0.18	-0.016	-
Pu239	-0.14	-0.62	-0.68	0.18	
Pu240	0.34	0.28	0.32	-0.1	
Pu241	-0.92	-0.62	-0.55	0.9	
Pu242	0.13	0.62	0.67	-0.24	-
Am241	0.91	0.61	0.56	-0.89	
Am242	0.28	0.038	-0.025	-0.31	-
Am242m	0.28	0.038	-0.025	-0.31	
Am243	0.086	0.58	0.63	-0.22	
Cm242	0.17	0.27	0.25	-0.23	
Cm243	-0.12	0.074	0.057	0.012	
Cm244	-0.54	-0.088	-0.022	0.42	
Cm245	-0.23	0.089	0.13	0.047	
Cm246	-0.049	0.36	0.41	-0.084	
	Burnup reactivity	Void reactivity	Doppler reactivity	ß_eff	-

Fig.10-2 それぞれの核種と炉心特性との相関(UO2燃料、Pu 富化度調整あり)

Np237	0.45	0.34	0.81	-0.82
Np239	0.71	0.81	0.14	0.084
Pu238 -	-0.085	-0.04	-0.087	0.083
Pu239 -	-0.73	-0.83	-0.13	-0.11
Pu240 ·	0.8	0.88	0.19	0.054
Pu241	-0.76	-0.65	-0.99	0.95
Pu242 -	0.75	0.84	0.11	0.14
Am241 -	0.52	0.39	0.95	-0.99
Am242 -	-0.048	-0.088	0.29	-0.35
Am242m ·	-0.048	-0.088	0.29	-0.35
Am243 -	0.71	0.81	0.14	0.084
Cm242	0.026	0.022	0.2	-0.21
Cm243	-0.096	-0.083	0.015	-0.048
Cm244	-0.22	-0.067	-0.75	0.83
Cm245	-0.22	-0.19	-0.21	0.14
Cm246	0.41		-0.0098	0.13
	Burnup reactivity	Void reactivity	Doppler reactivity	ß_eff

Fig.10-3 それぞれの核種と炉心特性との相関(MOX 燃料、Pu 富化度調整なし)



Fig.10-4 それぞれの核種と炉心特性との相関(MOX 燃料、Pu 富化度調整あり)

4つのヒートマップ全てを Fig.8 と比較すると、Np-237 の相関の値が特に大 きく変化していることが分かる。また、組成割合の小さな核種(主にヒートマッ プの下半分に位置する核種)は、Am-243 や Cm-244 を除いて、燃料による場合 分けの前後に関わらず相関係数が小さいため、これらの核種が炉心特性に及ぼ す影響は、今回の検討では十分に無視できる範囲であると考えられる。

なお、今回の検討においては相関係数の絶対値に着目し、これが 0.5 以上である場合を基準として、検討の対象とすることにした。

Np-237 に関して

Np-237 は、上記のヒートマップにおいて、各炉心特性に対してある程度の大きさの相関を示していた。Np-237 の生成過程の一つに、Am-241 の α 崩壊

($T_{1/2} \cong 432y$)がある。今回の比較において、この二つの核種(Np-237、Am-241)は全ての体系、炉心特性において類似した傾向を示したため、今回の検証において、Np-237の生成は主に Am-241の α 崩壊に由来し、Am-241 と同様に、冷却期間に比例して増加する核種であると考えることにした。

Pu 富化度調整を行なっていない場合において、それぞれの燃料ごとのヒート マップに着目し、それぞれの核種が炉心特性に影響を与えているのはどのくら いか評価する。

はじめに、UO2燃料に関して検証を行う。

燃焼反応度について、Pu-241 が強い負の相関を、Am-241 が強い正の相関を 示した。他に大きな相関を示した核種としては、Cm-244(負)が挙げられる。 Pu-241 は、半減期約 14 年で Am-241 になる。また、Cm-244 は、燃焼度に比 例して増加する核種であるため、燃焼反応度は、冷却期間に比例して増加し、燃 焼度とは反比例の関係にあることが分かる。

ボイド反応度について、正の相関が大きかったのは、Np-237、Pu-240、-242、 Am-241、-243、負の相関が大きかったのは Pu-239、-241 であった。

Pu-241 の親核種である Pu-240 は、核分裂反応が高速エネルギー領域でのみ 生じる(このような反応を「閾反応」と呼ぶ)ことから、核分裂性核種よりもボ イド反応度を正にする傾向が顕著に現れる[8]。Fig.11 に、中性子のエネルギー による Pu-240 の反応断面積[9]を示す。また、Np-237 や Am-241、Pu-242 も 閾反応を生じるが、Fig.5 より、燃料中の組成割合が最も大きいのは Pu-240 で あり、Pu-240 による効果が支配的であると考えられる。

また Am-243 については、その存在量が Pu-242 の存在量によって決定され るものであり[10]、ここでは Pu-242 の相関が大きいために Am-243 の相関も大 きくなっている。

32



Fig.11 Pu-240の反応断面積 [9]

ドップラー反応度について、正の相関が大きかったのは、Pu-240、-242、Am-241、-243、負の相関が大きかったのは Pu-239、-241 であった。

ß_eff について、Pu-241 が強い正の相関を、Am-241 が強い負の相関を示した。他に大きな相関を示した核種としては、Cm-244(正)が挙げられる。

続いて、MOX 燃料に関して検証を行う。

燃焼反応度とß_eff に関しては、UO2燃料の際と同様の傾向を示した。ボイド 反応度、ドップラー反応度に関しても、それぞれの燃料間に傾向の差は殆ど見ら れなかったものの、一つ挙げられる相違点として、Pu-240の相関の大きさの違 いがある。UO2燃料の際の相関係数が MOX 燃料の際の相関係数よりも大幅に 上回ったため、原因を検討することにした。

注目すべき点としては、ボイド反応度とドップラー反応度が互いに類似する 傾向を示し、燃焼反応度と**ß_eff**の相関の傾向は互いに真逆の傾向を示すという ことが挙げられる。

次に、それぞれの燃料に関して、Pu 富化度調整の有無でヒートマップを比較することで、富化度調整が炉心特性に与える影響を評価する。

富化度調整の有無でヒートマップを比較した結果、ドップラー反応度が Pu 富化度調整の有無で大きく傾向を変化させていることを確認した。その他の3 つの炉心特性に関しては、傾向自体の大きな変化は見られなかったものの、富化 度調整を行なっていない場合の方が、核種毎の相関の大小が明確に区別される ということを確認した。

また、富化度調整ありの場合においては、燃焼反応度とボイド反応度が類似す る傾向を示し、ドップラー反応度と**ß_eff** は互いに真逆の傾向を示したというこ とも注目すべき点である。

3.3 廃棄物特性

3.3.1 それぞれの元素と廃棄物特性との相関

続いて、高速炉取り出し燃料における、それぞれの元素と廃棄物特性(崩壊熱) の相関を調べた。崩壊熱は、冷却期間によって変動するため、6つの時間点を設 定し、各点における相関を調べた。Fig.12-1、-2に、それぞれの元素と各時間点 における崩壊熱との相関をまとめたヒートマップを示す。



Without adjustment

Fig.12-1 各元素と、各時間点における崩壊熱との相関(富化度調整なし)



Fig.12-2 各元素と、各時間点における崩壊熱との相関(富化度調整あり)

この結果から、Pu 富化度の調整の有無に関わらず、Pu は全ての時間点において強い相関を示すことが見て取れる。

富化度調整ありの場合においては、冷却期間の全体において4つの元素全て が比較的大きな相関係数を有することが確認できる。富化度調整なしの場合に 比べて各元素の相関係数が大きくなることは、富化度調整によって TRU 全体の 量が増加したことによる影響と考えられ、特定の元素による影響ではないと考 えられる。

Fig.12 において、冷却時間全体において Pu の相関係数が大きな値を示した 理由としては、崩壊熱全体に占める Pu 崩壊熱の寄与割合が大きいということ が考えられる。このことから、それぞれの元素毎に崩壊熱の時間変化を出力し た。Fig.13 に、それぞれの元素ごとの崩壊熱の時間変化のグラフを示す。なお、4 つのグラフは全て縦軸、横軸を揃えて出力している。





Fig.13 各元素 (Np、Pu、Am、Cm) と分布幅の時間変化 (Pu 富化度の調整なし)

以降は、富化度調整を行なっていない場合に注目して検討を行う。Pu が冷 却期間の全体において崩壊熱と大きな相関を示したのに対し、Np、Am、Cm の三つの元素に関しては、冷却時間の中で TRU 全体の崩壊熱との相関が大き く変化する傾向が見られた。

このグラフから、冷却時間点のほぼ全ての範囲において、崩壊熱に対し Pu が非常に大きな寄与を示していることが理解できる。これは主に組成割合が大 きく、検討対象とした冷却期間の初期値である 10³年よりも長い半減期を持つ Pu-239 と Pu-240 によるものである。Fig.14 に、本研究と同様の想定におけ る Pu 同位体毎の崩壊熱の時間推移を示す[5]。一方で、Am、Cm に関して は、冷却期間の終盤においては崩壊熱が非常に小さな値となっている。



Fig.14 Pu 同位体毎の崩壊熱の燃焼推移(分離効率 99.9%) [5]

今回の検討で得られた結果からは、想定した冷却期間の内の大部分において Puの崩壊熱の幅が支配的であるという結論に至ったが、冷却期間の参照時期 を前倒しにした場合、AmやCmの崩壊熱が支配的になると考えられる。本研 究では使用済み燃料に移行するTRUは0.1%と設定したが、この条件において は、崩壊熱全体におけるTRU崩壊熱の寄与が主成分になる期間がPuの寄与 が大きい期間と一致すると結論づけた。

3.4 それぞれの核種とスペクトルインデックスとの相関

これまでの議論から、LWR に装荷される燃料の初期組成による影響も考慮 に入れることが必要と考えた。そのため燃料の初期組成を示すパラメータとし て、高速中性子束と熱中性子束の比であるスペクトルインデックスを用いて検 討を行った。本研究においては、高速中性子と熱中性子の境界エネルギーを 0.625eV として計算した。

Pu-240 とスペクトルインデックスとの相関は約 0.30 であった。なお、今回 の検討においては、燃料の種類だけでなく、冷却期間、燃焼度も考慮に入れてい る。Pu-240 は LWR の燃焼度によって組成割合が変動する核種である[7]ため、 燃焼度の変動による影響が大きく、スペクトルインデックスの相関係数が小さ く評価されたのではないかと結論づけた。Fig.15 に、LWR における主要な TRU の重量割合の燃焼推移[11]を示す。燃焼度が最も大きな相関を持つパラメータと すると、スペクトルインデックスは燃焼度の次に組成割合の変動に寄与するパ ラメータと考えられる。



Fig.15 LWR における主要な TRU の重量割合の燃焼推移

3.5 考察

炉心特性に関して

LWR 使用済み燃料の TRU 組成に基づく燃料を装荷した高速炉の使用済み燃料の炉心特性について、富化度調整の有無でその値を比較したところ、富化度調整によって U-238 の組成割合が大きく減少する体系が存在するという結論を得た。

それぞれの核種が炉心特性に与える純粋な影響を考えるために、ここでは富 化度調整なしの場合に関して考察する。

4つの炉心特性について検証を行ったが、燃焼反応度と**ß_eff** に関しては、燃料の種類による相関の変動が見られなかった。

燃焼反応度のヒートマップを参照すると、正の相関を示すのが Am-241、負の 相関を示すのが Pu-241 と Cm-244 であった。Pu-241 は、冷却期間に大きく依 存する値であると知られている。一方で、Cm-244 の量は、燃料の燃焼度が高く なるにつれて増加する。これらのことから、燃焼反応度は、主として冷却期間と 燃焼度によって変化するパラメータと考えることができる。

また、**ß_eff** では、燃焼反応度と真逆の傾向が見られたため、こちらも冷却 期間と燃焼度によって変化するパラメータと捉えることができる。

ボイド反応度に関して、UO2燃料で Pu-240の相関が大きな値を示したことは、Pu-240が閾反応により高速中性子領域において比較的大きな核分裂断面積 を有していることに起因していると結論づけた。

ドップラー反応度に関して、これは U-238 に大きく依存したパラメータであるため、TRU 組成割合だけでは情報が足りないという結論を得た。

本研究の結果、ほぼ全ての炉心特性に関して Pu-241、Am-241 が大きな相関 を示すということを確認した。つまり、高速炉の炉心特性にばらつきを生じさせ る原因として最も大きな LWR の運用条件は冷却期間であると言える。また、ボ イド反応度をはじめとして、一部の場合において Pu-240 が炉心特性に大きな相 関を示すことが確認でき、Pu-240 は LWR における燃焼度の増加に伴い組成割 合が大きくなっていく核種であるため、ボイド反応度は燃焼度の影響を受ける パラメータとも言える。

廃棄物特性に関して

富化度調整なしの場合について、TRU 由来の崩壊熱が全体の崩壊熱の主成分 となる $10^5 \sim 10^7$ 年の期間では、Pu が大きな寄与割合を示すことを確認した。 ただし、冷却期間 $\cong 10^5$ 年の時点における崩壊熱に対しては、Pu だけでなく Am、Cm も非常に大きな相関を示しており、廃棄物特性について評価する際に は冷却期間によって注目すべき核種が大きく異なるという結論を得た。本研究 で想定した条件では使用済み燃料に移行する TRU の割合は 0.1%だったが、こ の条件においては Pu 同位体の崩壊熱の寄与が大きかったと言える。

第4章 結論

高速炉の運用において、軽水炉からの使用済み燃料に含まれるTRUを燃料 として用いる期間を「移行期」と呼ぶ。移行期においては、軽水炉の運転条件 や取り出し燃料の再処理条件によって、高速炉に装荷される燃料中のTRU 組 成が大きく変動し、それによって高速炉の炉心特性や高速炉からの廃棄物の特 性が大きく変化する。従って、移行期における高速炉システムの特性を把握す ることが重要である。これまでに、幾つかの想定に基づいて移行期における TRU 組成が計算され、そのばらつきが炉心特性に与える影響が評価されてい る[1]が、本研究はこの研究を補完する目的から、軽水炉の運用条件の詳細化を 行いつつ、TRU 組成のばらつきが、炉心特性(燃焼反応度、ボイド反応度、 ドップラー反応度、実効遅発中性子割合)に加えて廃棄物特性(崩壊熱)に与 える影響も定量的に評価した。

本研究においては、まず、軽水炉の初期燃料組成、燃焼度、再処理を行うま での冷却期間を設定し、全864ケースの条件下で得られる使用済み燃料中の各 TRUの組成割合を求めた。

その後、各々のケースから得られた TRU 組成に基づく燃料を装荷した高速 炉の全炉心計算、及び冷却期間 10⁵~10⁷年の範囲における廃棄物の崩壊熱の 計算を行い、高速炉の炉心特性と廃棄物特性を 864 ケースそれぞれについて得 た。その後、各特性と高速炉に装荷される燃料中の核種割合との相関を調べ、 相関の強い核種の増減に関わる軽水炉の運用条件を特定することで、それぞれ の特性に影響を及ぼす要素を検証した。

検討の結果、廃棄物特性では、本研究で注目した冷却期間の全体において、 Puによる崩壊熱の取り得る値の範囲が、TRU崩壊熱全体の取り得る値の範囲 に対して支配的になることを確認した。加えて、廃棄物特性は着目する冷却期 間、および使用済み燃料に移行する TRU の割合によって寄与の大きな核種が 大きく異なるという結論を得た。また、炉心特性について、燃焼反応度、実効 遅発中性子割合、ボイド反応度の三つを、冷却期間と燃焼度の二つの値に影響 されるパラメータであると結論づけた。また、ドップラー反応度については TRU だけでなく U-238 による影響も考慮しなければならないことが分かり、 今後の検討が必要である。

参考文献

- S. Maruyama, et al., "Study on FBR core concepts for the LWR-to-FBR transition period," Proc. Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009 (2009).
- [2] S. Maruyama, et al., "Correlations among FBR core characteristics for various fuel compositions," J. Nucl. Sci. Technol., 49, p.640-654 (2012).
- [3] 片倉純一、他、「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット: ORLIBJ33」、JAERI-Data/Code 2004-015 (2004).
- [4] 日本原子力研究所 炉物理研究委員会、「軽水炉次世代燃料の炉物理に関す るベンチマーク問題の提案及び解析結果」、JAERI-Research 2001-046 (2001).
- [5] 日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェ ーズⅡ技術検討書 ー(1)原子力プラントシステムー、JAEA-Research 2006-042、(2006)
- [6] 安成弘 「高速増殖炉」p.27-28,51-54 (1972).
- [7] 原子力安全研究協会 「軽水炉燃料のふるまい」p.156-157,176 (1978).
- [8] 基礎高速炉工学編集委員会 「基礎高速炉工学」p.22 (1993).
- [9] JENDL-4.0 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構ホームページ (<u>https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40f94.html</u>)
- [10] W・マーシャル 内藤奎爾 監訳 「燃料サイクル[上]」p.34-44 (1987).
- [11] 日本原子力学会炉物理部会 「原子炉の物理」p.168-169 (2019)

謝辞

本研究に際して、研究開始当初から丁寧にご指導いただいた千葉豪准教授、全 体ゼミなどを通じ助言をいただいた山本泰功助教に深く感謝申し上げます。特 に、指導教官である千葉豪准教授には研究開始当初から最終盤まで大変多くの 助言をいただきました。厚く御礼申し上げます。また、ゼミなどを通じて指導し てくださった研究室の先輩方、同期の方々にも感謝いたします。