

高速増殖炉から発生する
高レベル放射性廃棄物と TRU 廃棄物の特性評価

原子炉工学研究室

小林 優

北海道大学大学院 工学院

エネルギー環境システム専攻

目次

1. 序論	1
1.1 研究背景	1
1.2 研究目的	2
1.3 論文構成	2
2. 計算条件	3
2.1 核燃料の燃焼計算及び使用済み核燃料の冷却計算	3
2.1.1 汎用炉物理解析コードシステムCBZ	3
2.1.2 燃焼計算条件	4
2.1.3 再処理とMAの分離変換	7
2.1.4 HLWの冷却計算とガラス固化体発生本数の計算条件	7
2.1.5 TRU廃棄物の冷却計算	8
2.2 処分坑道の二次元熱伝導解析条件	9
2.3 簡略なモデルとの比較	12
3. MA分離変換条件のHLWへの影響評価	13
3.1 MA分離条件がHLWへ与える影響評価	13
3.1.1 発熱率への影響	13
3.1.2 放射能への影響	16
3.2 MAの不完全な分離が及ぼす影響	17
3.3 MAの分離変換条件がガラス固化体発生本数に与える影響	20
4. 不確かな条件のHLWへの影響評価	21
4.1 UとPuの分離効率がHLWの発熱特性に与える影響	21
4.2 MAの分離効率がHLWの発熱特性に与える影響	23
4.3 冷却期間と分離効率がHLWの発熱特性に与える影響	24
5. TRU廃棄物の特性評価	26
5.1 分離変換対象核種条件がTRU廃棄物の特性に与える影響	26
5.2 分離変換核種条件がTRU廃棄物の発熱率に与える影響	28
5.3 地層処分坑道周辺の二次元熱伝導解析	28

5.4	2モデルの計算結果の比較.....	29
6.	結論.....	31
	謝辞	
	付録	

1. 序論

1.1 研究背景

原子力発電に伴い発生する放射性廃棄物の放射能が安全なレベルにまで低下するのに、数千年以上の期間を要する。必要な期間が長いほど、放射性物質の人間環境への漏洩のリスクは高くなるため放射性毒性の削減は重要となる。また、処分場面積の問題もあり、面積の拡大により建設、維持コストが増大し用地取得も難しくなる。数百年から数千年単位でのコストとなるので、処分場面積の削減も重要である。

処分場面積の増減に寄与が大きい主な放射性廃棄物として、核分裂生成物(FP)やマイナーアクチニド核種(MA)が存在する。MAとはUよりも重いPu以外の核種を呼ぶ。FPはUやPuの核分裂により発生するのに対し、MAはUやPuの中性子捕獲反応により発生する。FPやMAの中には長半減期で強い放射性毒性を持つものがあるため、使用済み核燃料中のFPやMAのインベントリが増加すると、廃棄物の発熱量も増大し処分場面積の拡大につながる。

軽水炉においては、これらの核種は高レベル放射性廃棄物(HLW)に分類され、ガラス固化体による廃棄処分が決定している。ガラス固化体は高温下で変質し、放射性物質の外部流出の防護の役割を果たせなくなるため、ガラス固化体が含有できる廃棄物の量に制限が定められている。その1つとして発熱量の制限があり、廃棄物の発熱量が増大した場合、ガラス固化体に収納できる廃棄物の量が減少し、燃料交換の1バッチ当たりから発生するガラス固化体の数が増加する。その結果、処分場面積が拡大することとなる。処分場面積の評価では、この値を処分場面積の増減の指標とすることができる。

FPと同等に発熱率の高いMAは、高速中性子を照射し、核分裂や核変換で比較的半減期の短い物質に変換することで、インベントリを低減することができる。高速増殖炉サイクルでは、使用済み燃料に含まれるMAを再処理時に分離し、燃料と混合し燃焼させることにより、MAのインベントリを低減させることが期待されている(MAの分離変換)。

しかしながら、現在実用化されていない高速増殖炉サイクルには未確定な点が多い。その検討には多くの仮定がされており、仮定されている条件を満たすことができなければ、期待されるメリットがリスクやコストに見合うものではなくなる可能性もある。この不確かな条件が、廃棄物特性に与える影響を把握しておく必要がある。

また、原子力発電の廃棄物として、HLWの他に、TRU廃棄物も発生する。TRUとは、超ウラン元素(Transuranic elements)を指し、TRU廃棄物は、主に再処理時にUやPu、FP、MAを取り除いたのちに残る放射性廃棄物のことを指し、集合体構造物、被覆管、HLWに含まれる物質を取り除く際に燃料を溶解させた溶媒などが含まれる。それらには、再処理時に分離したUやPu、FP、MAが付随することや、構造物などの材料であるSUSに不純物として含まれるCo-59が放射化することでCo-60が発生することによって、放射性廃棄物とみなされる。TRU廃棄物の発熱率は、地層処分の数百年後にはHLWの発熱率を上回る場合もある。HLW中のMAは、分離変換によってインベントリを減少させることができるが、TRU廃棄物の発生は避けられないため、その発生量を把握することが必要である。

また、当研究室に所属していた吉田将太氏による平成 24 年度修士論文[1]では、軽水炉及び高速増殖炉から発生する TRU 廃棄物の特性評価が行われている。TRU 廃棄物に関しても、軽水炉から発生するものについては余裕深度処分が決定しているが、高速炉から発生するものについては確定していない。この論文では、高速炉の TRU 廃棄物の処理方法を軽水炉のものと同様と仮定して計算を行っている。また、燃焼計算には当研究室で開発している炉物理解析コードシステム CBZ を利用しているが、高速炉の燃焼計算に簡易的なモデル、ピンセルモデルが使用されていた。これは、炉心領域とブランケット領域の中性子スペクトルをそれぞれで一定とするものである。しかし、高速増殖炉の中性子スペクトルは位置依存性が強く、ピンセルモデルでは十分な精度が保証できない。そこで近年になって、CBZ は位置に依存する中性子スペクトルを考慮した全炉心モデルを利用できるようにアップデートされている。2 つの計算モデルによる結果の差異の定量的な評価が必要である。

1.2 研究目的

本研究では、未確定である高速増殖炉サイクルの諸条件が廃棄物の特性や地層処分に及ぼす影響を評価することを目的とし、核燃料の燃焼計算、使用済み核燃料の冷却計算、地層処分坑道周辺の二次元熱伝導解析を行う。詳細には、高速増殖炉サイクルにおける MA の分離変換条件や燃料取り出しから再処理までの冷却期間の条件などが廃棄物の発熱特性に与える影響を評価する。

また、先行研究で使用されていた計算モデルと結果を比較し、モデルの差が TRU 廃棄物処分場に与える影響評価を行う。処分方法は、先行研究と同様に軽水炉と同様と仮定する。

1.3 論文構成

本論文は 6 章で構成されており、以下にその内容を記す。1 章では、研究背景と研究目的、論文構成を示した。2 章では、計算条件を述べている。3 章では、MA の分離変換条件が HLW の特性に与える影響評価についてまとめている。4 章では、高速増殖炉サイクルにおいて不確定な諸条件が HLW に与える影響を評価し、まとめている。5 章では、高速炉から発生する TRU 廃棄物が最終処分場に与える影響を評価し、簡易的なモデルで検討を行った先行研究との比較検討を行い、まとめている。6 章では、本研究が達成した点と今後の研究が必要な点をまとめる。

2. 計算条件

2.1 核燃料の燃焼計算及び使用済み核燃料の冷却計算

2.1.1 汎用炉物理解析コードシステム CBZ

本研究では、核燃料の燃焼計算及び使用済み核燃料の冷却計算に炉物理解析コードシステム CBZ を用いる。CBZ は、核分裂性物質を含む核分裂連鎖反応、核燃料の燃焼、放射線の遮蔽といった、原子炉内とその周囲における中性子、ガンマ線の輸送、それらと原子核、原子との相互作用に関わる物理現象を数値的に模擬するためのコードシステムである。日本原子力開発機構が開発されたコードシステム CBG をベースとして、2012 年 4 月より北海道大学原子炉工学研究室で開発が行われている。様々な計算機能が実装されているが、本研究で用いた計算機能をここで述べる。

はじめに CBZ の FRBurner モジュールにより核燃料の燃焼計算を行い取り出し燃料中の核種のインベントリを計算し、続いて CBZ の Burner モジュールで冷却計算を行う。

FRBurner モジュールでは全炉心拡散燃焼計算を行った。均質モデルを使用し、JENDL-4.0 に基づく多群ライブラリを用いて、70 群の燃料集合体断面積を計算する。燃焼計算に必要な反応率は、二次元円筒に全炉心をモデル化し、中性子拡散方程式を数値的に解いて得た中性子スペクトルから求めている。ここでは、SRAC-2006 コードの 197 の FP 核種からなる燃焼チェーンを使用し、Co-59 の(n, γ)反応を別途考慮している。また、アクチニドの燃焼計算に利用した燃焼チェーンを図 2.1.1 に示す。燃焼計算の結果は、平衡状態に達した後の 1 バッチあたりの取り出し燃料中の総核種数密度として外部ファイルに保存される。

Burner モジュールでは使用済み核燃料の冷却計算を行った。Burner モジュールは軽水炉の燃焼計算を行う機能だが、線出力を 0 とすることで冷却計算を行うことができる。燃焼計算で出力された数密度情報から、使用済み核燃料の組成の変化を計算する。ここでは、JENDL/FPY-2011 に定められているすべての FP 核種を考慮した詳細な燃焼チェーンが使用されている。燃焼計算の出力が 1 バッチあたりの数密度となっているため、冷却計算でも 1 バッチあたりに発生する廃棄物の発熱率や放射能を出力する。

再処理の過程は、総核種数密度に条件毎の係数を乗ずることで模擬した。

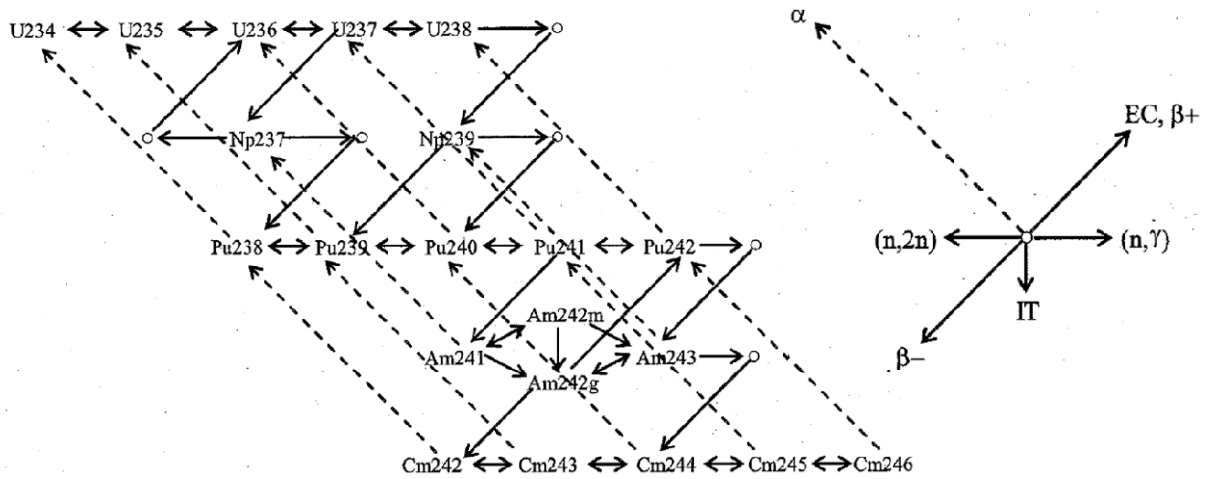


図 2.1.1 燃焼計算に用いたアクチニド核種の燃焼チェーン

2.1.2 燃焼計算条件

対象炉心は高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(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」[1](JSFR-1500)とした。燃料集合体配置図を図 2.1.2 に、炉心の主要な仕様を表 2.1.1 に示す。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、本研究では平衡期炉心を想定した。燃料集合体の形状データを表 2.1.2 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、ラップ管の肉厚を 0.5[mm]増加させることで間接的に考慮している。また、燃料の TRU 核種組成を表 2.1.3 に示す。平衡炉心燃料の組成、プルトニウム富化度については、文献[1]を参考にした。

また燃料の各領域の重量を表 2.1.4 に示す。この情報から、装荷燃料 1t あたりから発生する核種の発熱率、放射能、重量などを算出することができる。領域毎に出力することで、中性子スペクトルの位置依存性を考慮した考察が可能となる。

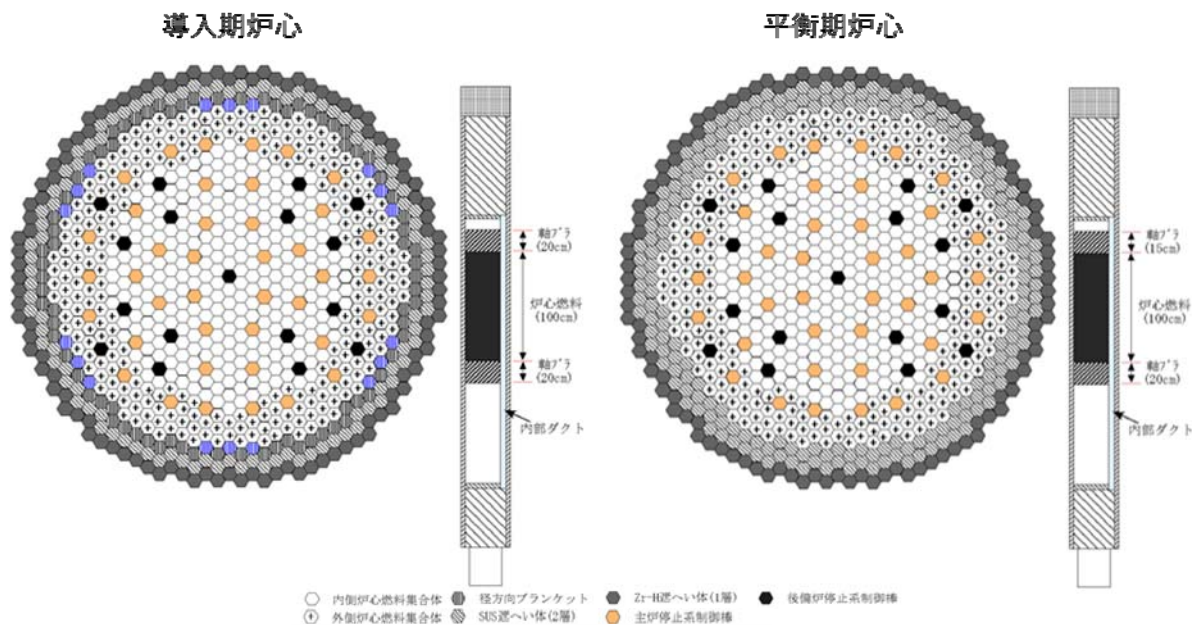


図 2.1.2 大型 MOX 燃料炉心の燃料集合体配置図[2]

表 2.1.1 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	←
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	←
燃料交換バッチ数	4	←
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	←

表 2.1.2 燃料集合体の形状データ

	炉心燃料	軸ブランケット
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
スペーサワイヤ径 [mm]	1.03	1.07
スペーサ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

表 2.1.3 装荷燃料の TRU 核種組成

核種	割合 [%]
Pu-238	1.33
Pu-239	51.89
Pu-240	33.04
Pu-241	4.85
pu-242	4.05
Np-237	0.38
Am-241	1.99
Am-242m	0.1
Am-243	1.1
Cm-242	0.09
Cm-243	0.01
Cm-244	1.03
Cm-245	0.14

表 2.1.4 燃料中の各領域の重量

領域	重量 [t]
内側炉心	9.247
外側炉心	8.809
軸ブランケット(内側炉心)	3.522
軸ブランケット(外側炉心)	3.351

2.1.3 再処理と MA の分離変換

TRU 廃棄物処分技術検討書—第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ—[3](以下、「TRU2 次レポート」)では、MA の分離変換対象核種として Am と Cm が想定されているが、本研究では Np も検討対象とする。

分離変換対象核種条件として、4 つの Case を表 2.1.5 のように設定した。

また、核種の分離を行う際に、一部が分離されずに残留することが考えられる。その分離の正確性を分離効率とする。「TRU2 次レポート」[2]では、分離効率は 99.9% と想定されているが、商業規模での実現可能性は明確ではない。そのため MA の分離効率を 100% から 70% に設定し検討した。また、U と Pu の分離効率についても、100% から 95% で設定した。

使用済み核燃料の取り出しから再処理までの冷却期間は、「TRU2 次レポート」[2]で想定された 4 年を基本の条件とし、4 年から 50 年で設定した。

表 2.1.5 分離変換対象核種条件

	分離変換対象核種
Case 1	Np, Am, Cm
Case 2	Np, Am
Case 3	Np
Case 4	無し

2.1.4 HLW の冷却計算とガラス固化体発生本数の計算条件

HLW のガラス固化体 1 体あたりに収納できる廃棄物量が、最大発熱率や核種の重量によって制限されていることから、1 バッチあたりの装荷燃料 1t あたりから発生するガラス固化体数を算出することができる。なお、高速増殖炉サイクルに関しては処分方法が明確になっていないため、軽水炉のものと同様の条件を仮定して検討した。

ガラス固化体は再処理の直後に作製されるとし再処理 1 日後の数値を使用して計算を行う。ここでは、再処理までの冷却期間は 4 年とする。

ガラス固化体の発生本数の評価としては以下の条件を用いる。

- ガラス固化体に U と Pu の 0.5% が随伴するものとする。
- 再処理時点でのガラス固化体 1 体当たりの発熱率の上限を 2.3kW とする。
- 再処理時点でのガラス固化体 1 体当たりの MoO₃ の含有量の上限を 1.5wt% とする。ガラス固化体 1 体当たりのガラスの重量は 40kg のため、MoO₃ の重量上限は 6kg となり、原子量から Mo 自体の重量上限として 4.05kg が得られる。
- 再処理時点でのガラス固化体 1 体当たりの白金族元素の含有量の上限を 1.25wt% とする。従って、重量上限は 5kg となる。

発熱率の制限については、1 バッチあたりの装荷燃料 1t あたりの発熱率[W/tHM]を 2.3kW で除することで、発熱率の制限に起因する 1 バッチあたりの装荷燃料 1t あたりから発生するガラス固化体数を求める。

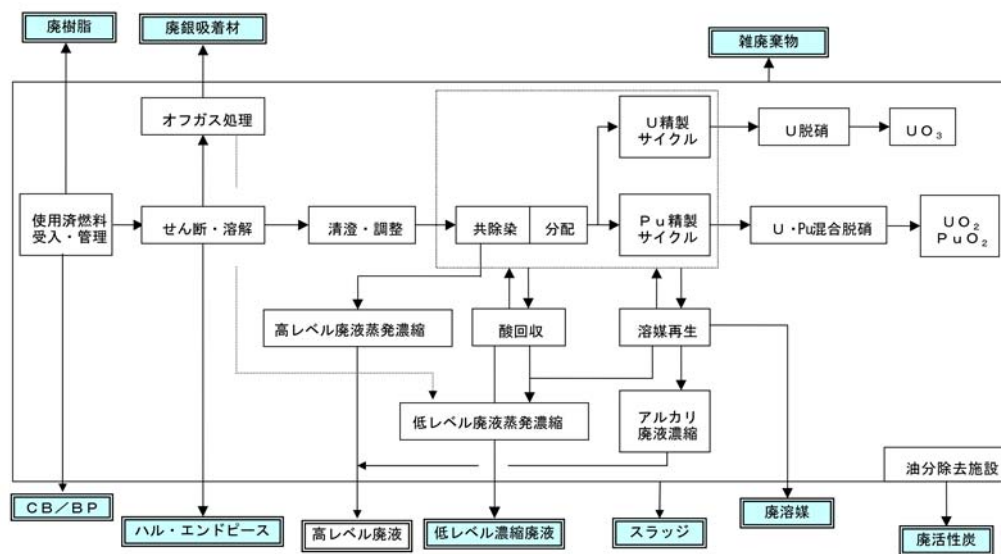
同様に、1 バッチあたりの装荷燃料 1t あたりの Mo、および白金族元素の重量[kg/tHM]をそれぞれの含有量制限の値で除することで、核種の含有量制限に起因する 1 バッチあたりの装荷燃料 1t あたりから発生するガラス固化体数を求める。

2.1.5 TRU 廃棄物の冷却計算

軽水炉サイクルの再処理の工程と発生する放射性廃棄物を図 2.1.3に示す。本検討では、この中で最も発熱密度が高いハル・エンドピース(被覆管の欠片と燃料集合体の端末片)を対象とする。ただし、高速増殖炉サイクルの再処理ではエンドピースは前工程で回収されるため本研究では考慮しない。文献[4]では、再処理の方法として先進湿式法を想定している。チャンネルボックスは、使用済み燃料集合体を溶解させ FP や U、Pu の分離を行う前の過程で回収されるため、ハル・エンドピースには含まれない。従って、高速増殖炉でチャンネルボックスに相当するラップ管も検討に含まない。従って、本研究で考慮する対象は被覆管のみとした。

また、Co-59 の放射化の考慮のため、ハルおよびラップ管に 500 ppm の Co-59 が含まれるものとする。燃焼計算時にはラップ管中の Co-59 も考慮されているが、この検討の TRU 廃棄物にラップ管は含まれないため、ラップ管に含まれる Co-59 のインベントリを取り除く必要がある。JSFR-1500 の燃料集合体に占めるハルおよびラップ管の体積割合はそれぞれ 0.150、0.102 であるため、Co-60 の数密度は再処理の際に $0.150/(0.150+0.102)=0.595$ 倍している。

ハルの回収は HLW の回収より前に行われるため、アクチノイド核種の分離効率は TRU 廃棄物のアクチノイドのインベントリに直接的に影響せず、分離変換対象核種の装荷燃料中のインベントリが増加しその一定割合が TRU 廃棄物に付随するという形で間接的に影響する。再処理の際にそれぞれの核種が TRU 廃棄物に付随する割合を表 2.1.6に示す。



※色付きの項目が対象となる廃棄物

図 2.1.3 再処理の工程と発生する放射性廃棄物[2]

表 2.1.6 TRU 廃棄物への随伴割合

	重量割合 [wt%]
Tc	3.0
Ru/Rh	5.0
他FP	0.3
アクチニド	0.2

2.2 処分坑道の 2 次元熱伝導解析条件

TRU 廃棄物が処分場へ与える熱的影響の評価のため、有限要素法を用いる汎用の二次元熱伝導解析ソフト[5]を使用して処分坑道と周辺岩盤の温度変化を求めた。

「TRU2 次レポート[2]」では高速炉の TRU 廃棄物の処分方法はドラム缶で処理するとされているが、本検討では、軽水炉と同様にキャニスタでの処分を仮定した。TRU 廃棄物の処分概念を図 2.2.1 に示す。TRU 廃棄物の圧縮体はキャニスタに収納され、さらに廃棄体パッケージ(図 2.2.2)に収納される。その後、セメントモルタル充填が行われ、処分坑道に格納される。セメント材料は、高温下で C-S-H 再結晶化により吸着性を失うため、「TRU2 次レポート[2]」では廃棄体パッケージの最高温度が 80℃と制限されている。1 つの廃棄体パッケージに収納するキャニスタ数はその温度を超えないように調整し、1 つの廃棄体パッケージへの最大装荷可能キャニスタ数(C/P)を求めた。また、キャニスタ 1 体に収納できるハル・エンドピース重量から、キャニスタ 1 体あたりに処理可能な燃料重量が文献[4][2]から算出できる。その結果を表 2.2.1 に示す。なお、TRU 廃棄物の地層処分は、再処理後に 25 年間冷却してから行われるものとする。

解析に使用した構造モデルのうち処分坑道周辺を拡大したものを図 2.2.3 に示す。1 つの断面に 20 パッケージを収納する円形処分坑道で検討を行った。内径 6.3m、隣接坑道中心間距離を 63m とした。廃棄体の温度が最大となる点(A 点)、処分坑道・岩盤界面(B 点)、隣接坑道間中心(C 点)の温度を評価する。なお、C/P 値を求める際には、A 点の最高温度を使用した。

処分坑道は地下 500m に位置するとし、地表から地下 2000m までを解析範囲とした。温度固定境界として、地表を 15°C、地下 2000m 地点を 75°C と設定し、深度が 100m 大きくなるにつれて 3°C 上昇する。

処分坑道構造材料と岩盤の熱物性値を表 2.2.2 に示す。堆積岩には熱伝導率が低く熱的に厳しい条件となる軟岩系岩盤(SR-C)を設定した。各熱物性値は「TRU2 次レポート[2]」のものを利用した。

ハル・エンドピースの場合

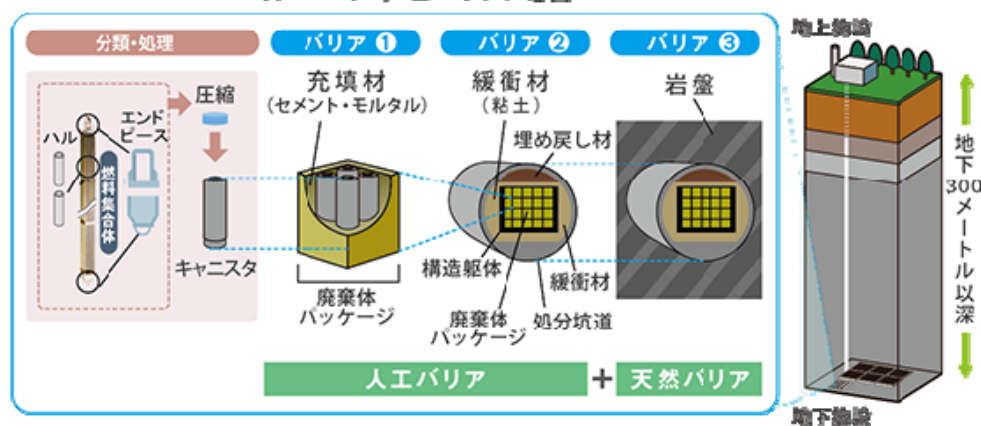


図 2.2.1 TRU 廃棄物の処分概念図[6]

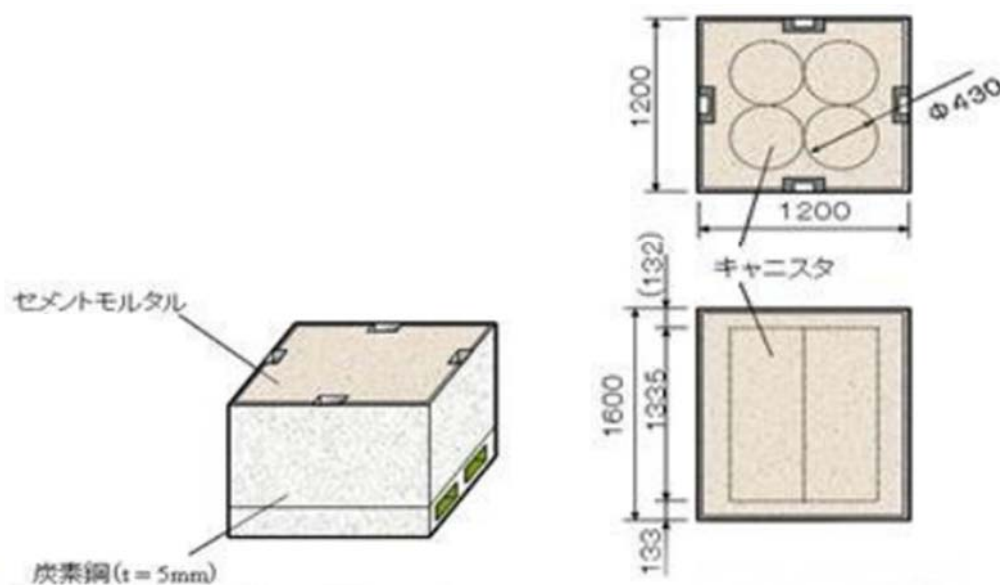


図 2.2.2 廃棄体パッケージ[2]

表 2.2.1 ハル・エンドピース廃棄体発熱特性評価条件[4][2]

使用済み核燃料の冷却期間 [年]	4
キャニスタ体積 [m ³]	0.194
ハル・エンドピースのキャニスタ充填量 [kg]	480
キャニスタ1体あたりに処理する燃料重量 [tHM/can]	0.885

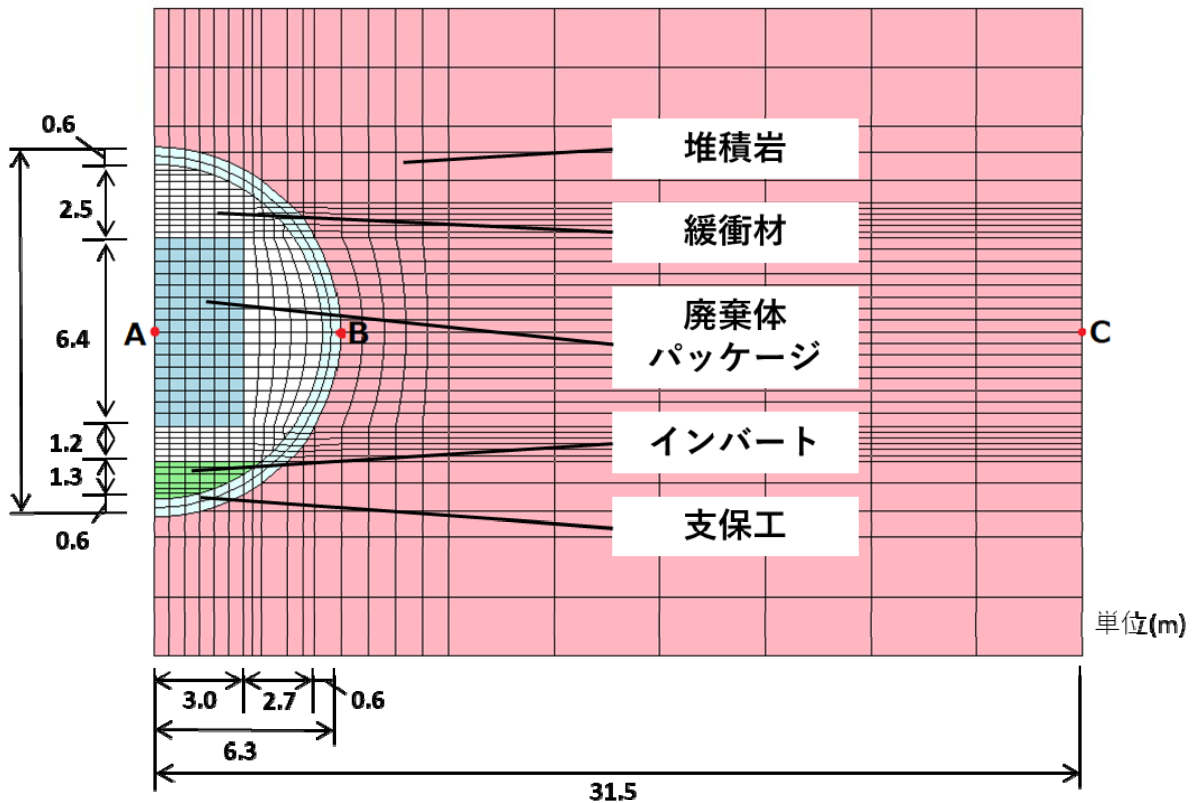


図 2.2.3 処分坑道周辺の構造モデル

表 2.2.2 処分坑道構造材料および岩盤の熱物性値

	密度 [Mg/m ³]	熱伝導率 [W/m/K]	比熱 [kJ/kg/K]
支保工	2.5	2.56	1.05
インバート	2.35	2.56	1.05
緩衝材	1.71	0.78	0.59
廃棄体パッケージ	2.84	3.73	0.971
堆積岩(SR-C)	2.2	2.2	1.4

2.3 簡略なモデルとの比較

本研究で用いたモデル(全炉心モデル)と先行研究[1]で用いた簡略なモデル(ピンセルモデル)の結果の差異を評価する。ピンセルモデルの全炉心モデルとの重要な差異は、中性子フラックスの計算の手法である。全炉心モデルでは、二次元円筒に全炉心をモデル化し、中性子拡散方程式を数値的に解いて炉心全体のフラックスが求められるのに対し、ピンセルモデルでは、内側燃料集合体、外側燃料集合体、軸ブランケットそれぞれについて、燃料ペレット、被覆管、冷却材からなるピンセルモデルを構築し、その体系での中性子輸送方程式を解き、中性子束スペクトルを計算することにある。

全炉心モデルでは、被覆管とラップ管を含んだ媒質を考慮しているのに対し、ピンセルモデルではラップ管は考慮していない。そのため、ピンセルモデルではラップ管に含まれる Co-60 のインベントリを取り除く必要がなく、Co-60 のインベントリを 0.595 倍する過程は不要となっている。

3. MA 分離変換条件の HLW への影響評価

本章では MA の分離変換に関する諸条件の変動が廃棄物の発熱率および放射能に与える影響の評価を行う。また、それぞれの条件での HLW のガラス固化体発生本数を評価する。

3.1 MA 分離条件が HLW へ与える影響評価

はじめに MA の分離効率が 100% の場合の再処理後の HLW の発熱率を評価する。

3.1.1 発熱率への影響

各 Case の発熱率を図 3.1.1 に示す。横軸は再処理からの経過期間を示している。なお、Case 3、4 はほぼ等値となるためまとめている。Case 1 では再処理の数百年後に大きく減衰しその後大きな変化は見られなくなる。これは FP の崩壊熱の推移と一致する。Case 1 に対して Case 2 では最大で 2 桁、Case 3、4 では最大で 4 桁ほどの差がみられる。また、再処理後の数百年間は、分離変換対象核種が多い Case 2 の発熱率が Case 3、4 を上回っている。Case 2 と Case 3、4 の元素毎の崩壊熱を図 3.1.2 に示す。再処理直後で比較的寄与が大きい Cm の崩壊熱が、Case 2 の方が大きいことがわかる。これは、Am が分離変換される Case 2 では、装荷燃料に含まれる Am が増大し、その結果、使用済み燃料に含まれる Cm のインベントリが増加するためである。

続いて、Cm の分離変換の影響を評価する。図 3.1.2 を見ると、Case 2 では再処理の 200 年後ほどまで FP が支配的となっているが、その期間、Cm も同様に発熱が大きい。以降、FP に代わり Pu の崩壊熱が支配的となる。FP の崩壊熱のみが現れる Case 1 と比較すると、Cm を分離変換対象から外すことで Pu の崩壊熱が増加し、図 3.1.1 に見られた Case 1 と Case 2 の差が現れることがわかる。

次に、Case 2 の Pu と Cm の同位体毎の崩壊熱を図 3.1.3 に示す。Case 2 で Pu が支配的となる時の発熱の要因は Pu-240 であることがわかる。図 2.1.1 の燃焼チェーンから、Pu-240 は Cm-244 の α 崩壊から生成されている。よって Cm が分離変換対象から外れることによって、Pu の崩壊熱が現れ、支配的となると考えられる。

次に、Am の分離変換の影響を評価する。図 3.1.2 を見ると、Case 3、4 では分離変換対象から外れ HLW に残留した Am の発熱率が増大し、再処理の 100 年後以後で支配的となっている。Case 2 と Case 3 の Am の同位体毎の崩壊熱を図 3.1.4 に示す。Case 2 では、Am は分離変換対象であるため、再処理時に Am は完全に除去されるが、Am-241 の崩壊熱が徐々に増加し、再処理の 2000 年後ほどで最大となる。これは、Cm-245 が α 崩壊して生成された Pu-241 の β^- 崩壊により生成されると考えられる。一方、Case 3 では、Am が分離変換対象から外れることにより、Am-241 の崩壊熱の影響が大幅に増大する。また、ほかの同位体の崩壊熱も見られるようになり、Am-243 は Am-241 よりも長期にわたり発熱を伴う。

次に、Np の分離変換の影響を評価する。Case 3 と Case 4 の Np の同位体の崩壊熱を図 3.1.5 に示す。Np-239 の崩壊熱は両 Case で差異が見られない。Np を分離変換する Case 3 でも、Am-243 の α 崩壊により Np-239 が生成される。Np-239 の半減期が 2.356d であるため、再処理の 1 年後には放

射平衡に達し、両 Case に差異が見られなくなると考えられる。対して、Np-237 には差異が見られるが、Np-239 が支配的であり、全体の発熱率には影響が現れない。Np-237 は長半減期を持つ Am-241 の α 崩壊により生成されるため、長期間存在することになる。

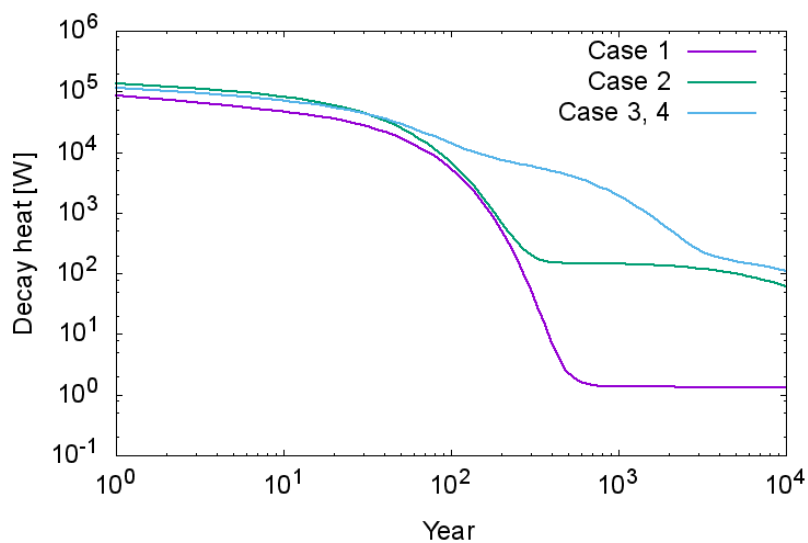


図 3.1.1 各 Case の発熱率

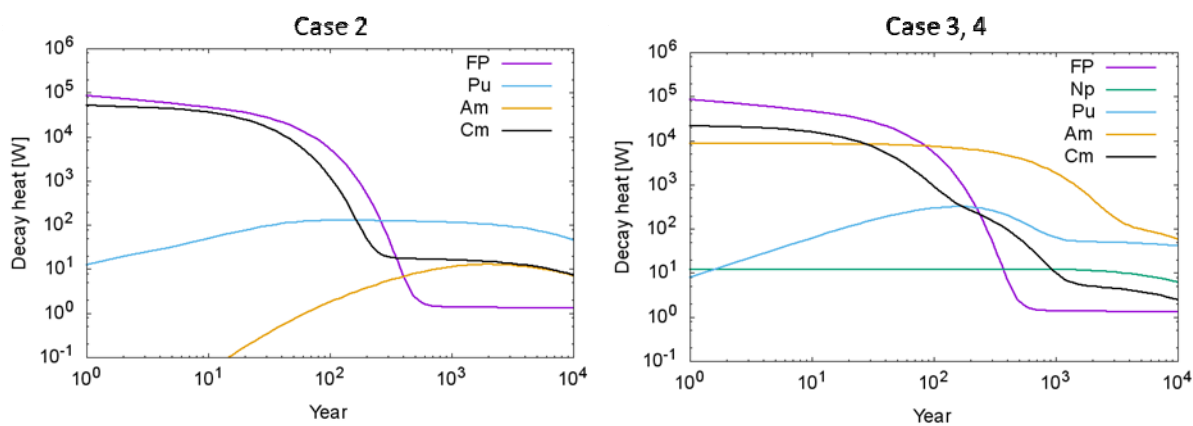


図 3.1.2 Case 2 と Case 3、4 の元素毎の発熱率

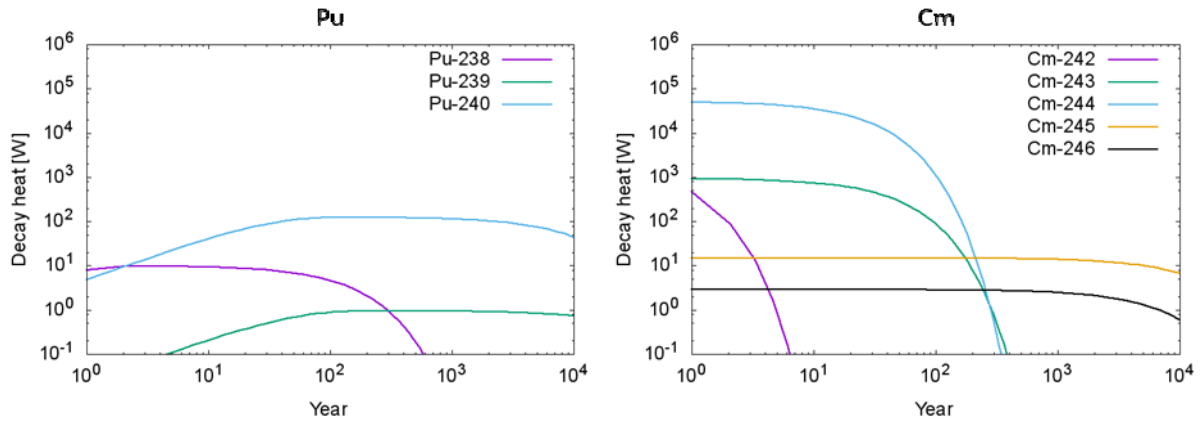


図 3.1.3 Case 2 の Pu と Cm の同位体の崩壊熱

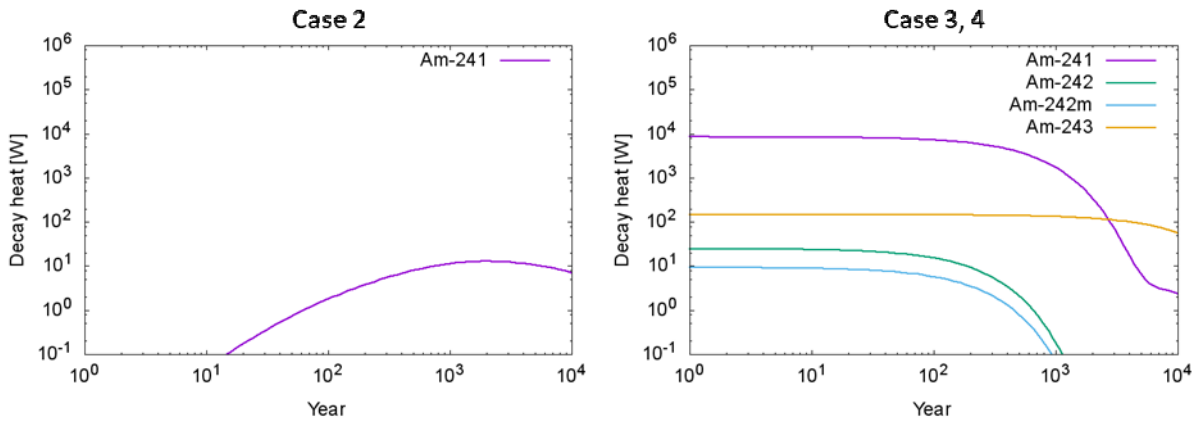


図 3.1.4 Case 2 と Case 3 の Am の同位体の崩壊熱

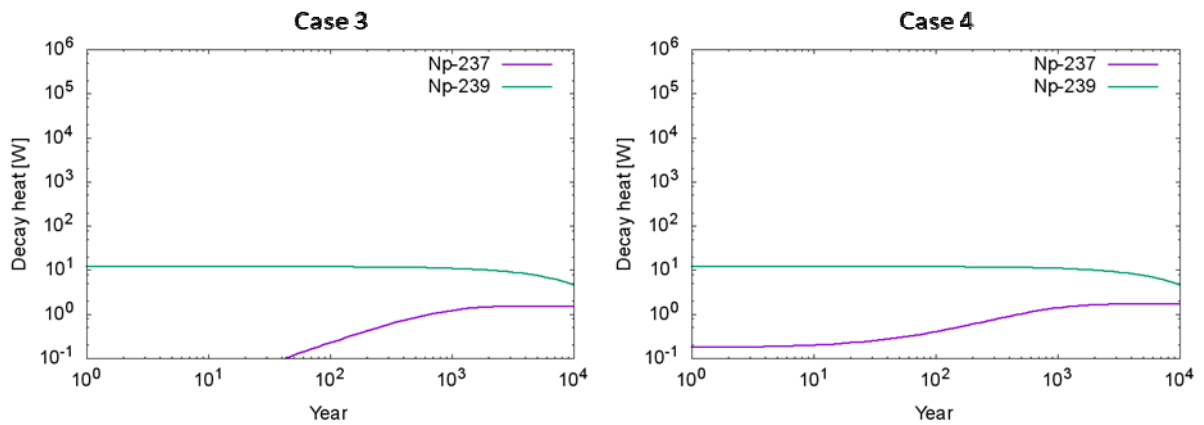


図 3.1.5 Case 3 と Case 4 の Np の同位体の崩壊熱

3.1.2 放射能への影響

続いて、各 Case の放射能を図 3.1.6 に示す。発熱率と同様に、再処理の 200~300 年後からそれぞれの Case に大きな差が現れ始める。Case 2 では最大で Case 1 の約 7 倍、Case 3、4 では最大で Case 2 の約 4 倍になる。次に、Case 2 と Case 3 の核種毎の放射能を図 3.1.7 に示す。発熱率への影響と同様に、Cm が分離変換対象から外れると、Pu の放射能の影響が増大し、Am が対象核種でなくなると、Am の放射能の影響が増大する。また、Np の分離変換は影響をほとんど及ぼさない。

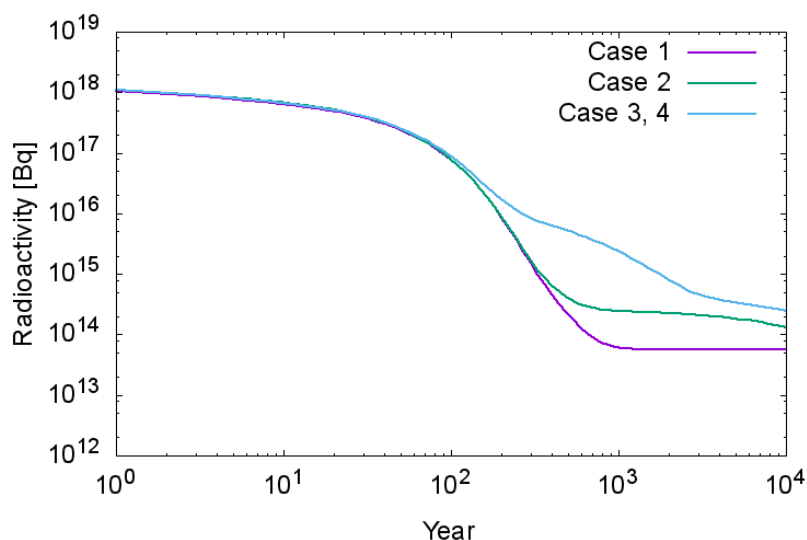


図 3.1.6 各 Case の放射能

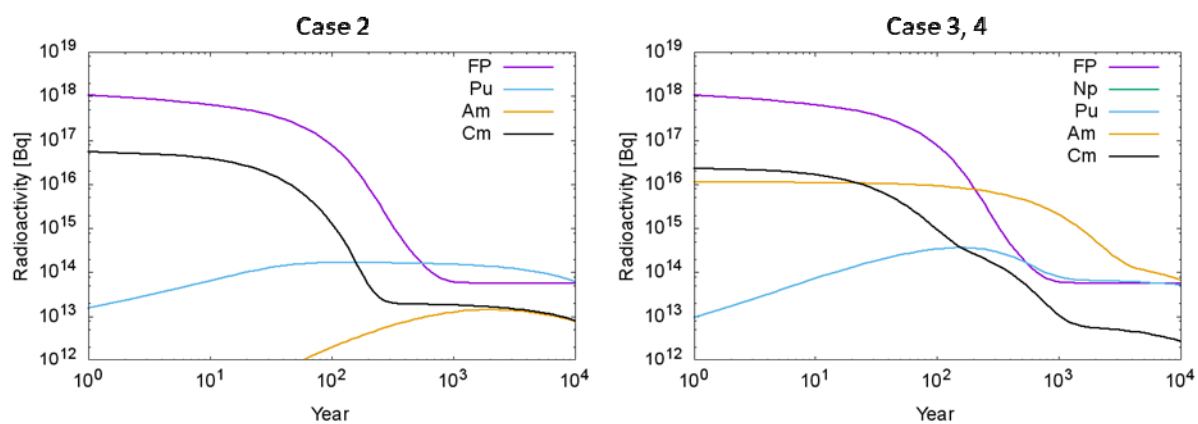


図 3.1.7 Case2 と Case 3、4 の元素毎の放射能

3.2 MA の不完全な分離が及ぼす影響

続いて、分離が不完全である場合の影響評価として、MA の分離効率を 99.9% として発熱率、放射能を評価する。分離効率が 100% から 99.9% になることで、分離変換対象である MA であっても 0.1% は HLW に残留することになる。

分離が完全な場合と不完全な場合の各 Case の発熱率を図 3.2.1 に示す。Case 1 では再処理の 300 年後ほどの発熱率が 1 桁ほど増大した。Case 2、3、4 では変化が見られない。

2 つの場合の核種毎の崩壊熱を図 3.2.2 に示す。分離が完全な場合は FP の崩壊熱のみとなる。分離が不完全な場合、再処理の 300 年後ほどで Am の崩壊熱が FP の崩壊熱を上回り支配的となる。これが Case 1 の発熱率の増大の原因である。対して、Case 2 の元素毎の崩壊熱を図 3.2.3 に示す。Case 2 では再処理の 300 年後ほどで Cm の崩壊により生成した Pu が支配的となっている。そのため分離効率の低下が発熱率へ与える影響は小さいと考えられる。Case 3、4 でも同様に説明できる。

次に、放射能への影響を評価する。分離が完全な場合と不完全な場合の各 Case の放射能を図 3.2.4 に示す。放射能には、分離効率の低下による値の増大が見られない。Case 1 において分離が不完全な場合の発熱率と放射能を図 3.2.5 に示す。発熱率では、不完全な分離の影響で HLW に残留したアクチニド(HM)が再処理の 300 年後ほどで支配的になるが、放射能では、常に FP が支配的である。これは、長期処分の観点で重要な FP の崩壊エネルギーがアクチニドのものより小さいことで説明できる。図 3.2.6 に長期処分の観点で重要な FP とアクチニドの崩壊エネルギーを示す。横軸は $Z \times 10000 + A \times 10 + L$ で示しており、Z は原子番号、A 質量数、L はエネルギー準位を指す。つまり原子番号の大きい元素ほど大きな値をとる。アクチニドの崩壊エネルギーが 1 桁以上大きいことがわかる。崩壊熱は放射能に崩壊エネルギーを乗じて得られる。そのため、アクチニドの崩壊エネルギーが大きいと、不完全な分離によって残留したアクチニドの放射能の増加は影響が小さいにもかかわらず、放射能に崩壊エネルギーを乗じた崩壊熱には大きく影響すると説明できる。

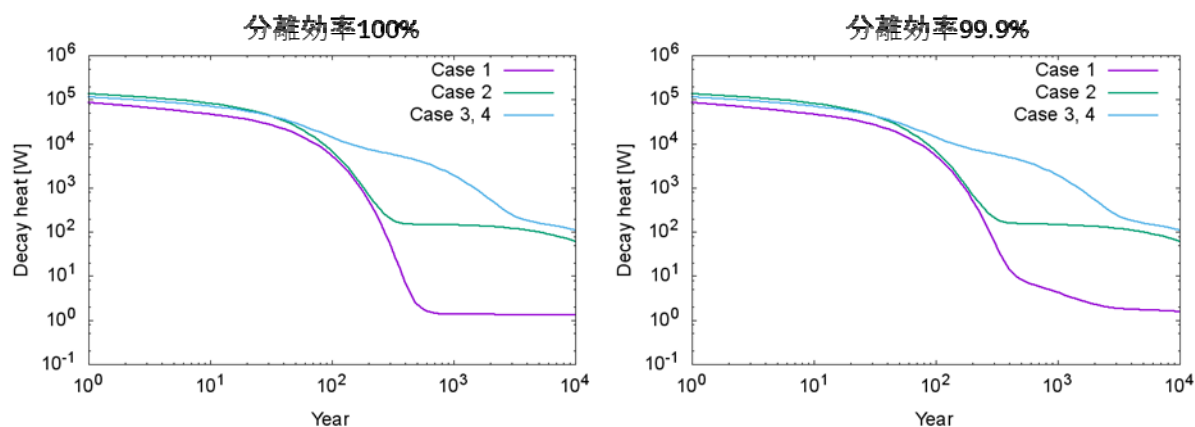


図 3.2.1 分離が完全な場合と不完全な場合の発熱率

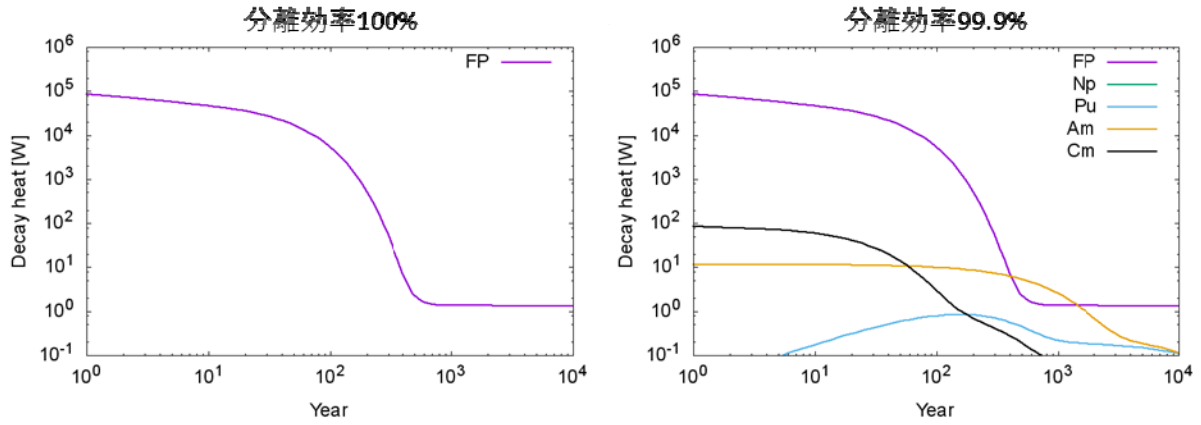


図 3.2.2 Case 1 において分離が完全な場合と不完全な場合の元素毎の崩壊熱

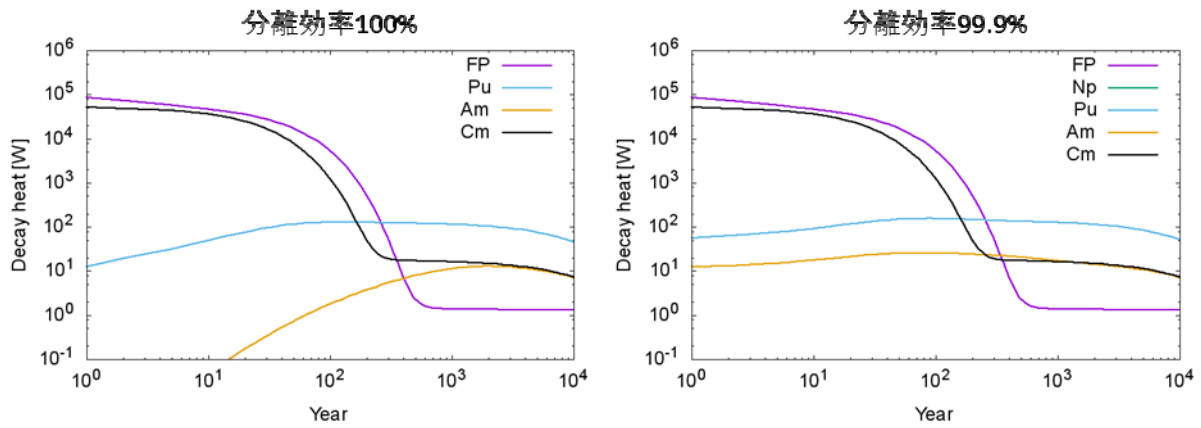


図 3.2.3 Case 2 において分離が完全な場合と不完全な場合の元素毎の崩壊熱

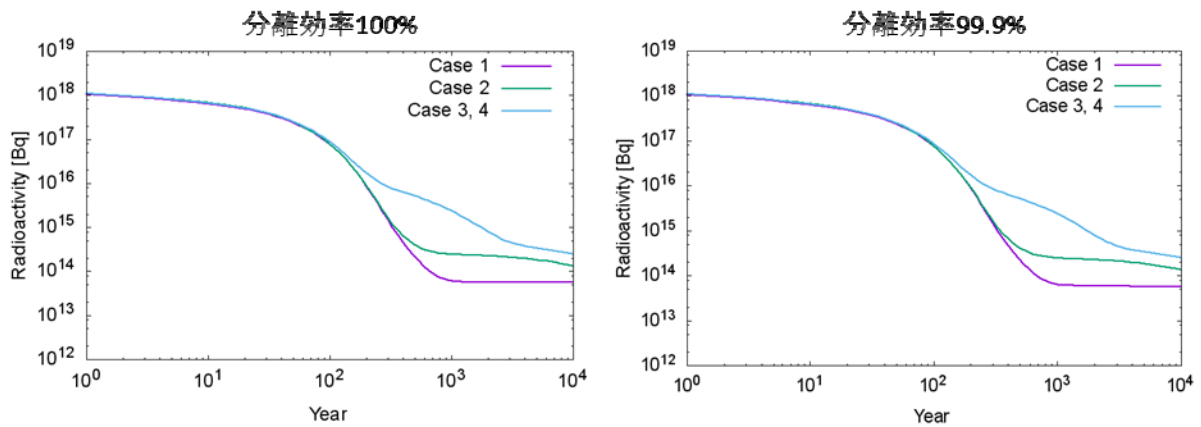


図 3.2.4 分離が完全な場合と不完全な場合の放射能

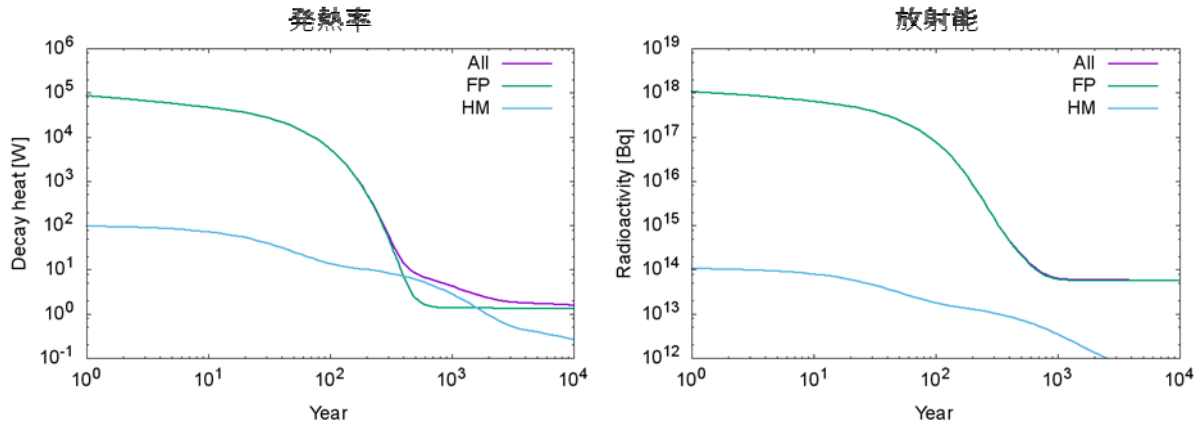


図 3.2.5 Case 1 における分離が不完全な場合の発熱率と放射能

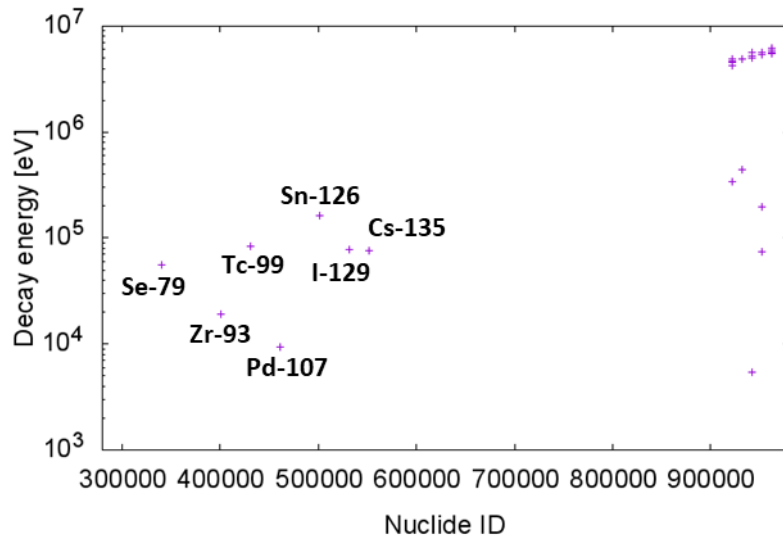


図 3.2.6 長期処分の観点で重要な核種の崩壊エネルギー

3.3 MA の分離変換条件がガラス固化体発生本数に与える影響

4 Case で 4 つの分離効率(100%、99.9%、90%、70%)について、発熱量の制限に起因する HLW のガラス固化体発生本数と、Mo、白金族元素の含有量の制限に起因する発生本数を図 3.3.1 に示す。

崩壊熱にほとんど差がない Case 3 と Case 4 の発生本数は、ほとんど一致した。

全ての分離変換対象核種条件、分離効率において白金族元素の含有量の制限に起因する発生本数が支配的となる。また、Mo と白金族元素の含有量に起因する発生本数は、MA 分離対象核種条件、分離効率によらず同等となるため 4 つの Case についてそれぞれ 1 つの直線にまとめている。

次に、Case 2 の発熱量に起因する発生本数が大きい。ここで、Case 2 では Case 3、4 よりも分離変換対象核種が多い、つまり HLW に残留する核種数が少ないにも関わらず、Case 3、4 よりも発生本数が多くなっている。これは、ガラス固化体作製時の Case 2 の HLW の発熱率が Case 3、4 よりも大きいことを示しており、3.1.1 節で述べたように、装荷燃料中の Am のインベントリが Case 2 では多く、燃焼中に生成する Cm のインベントリが増大するためである。

また、分離効率が低下すると Case 1 の発生本数は増大する。ガラス固化体作製時の発熱率に寄与が大きい Cm の HLW 中のインベントリが増大するためである。Cm を分離しない Case 2、3、4 では、差はほとんど見られない

また分離効率を 70% としたとき、Case 1 と Case 3、4 の値は同等となる。Case 3 では、分離効率が低下した際、分離変換条件があまり影響を及ぼさない Np の分離効率のみが低下することとなるのに対して、Case 1 では再処理直後の崩壊熱が大きい Cm の分離効率が低下するため、Case 1 では分離効率の低下による発熱率の増大の効果が大きいと説明できる。

仮に、ガラス固化体の生成方法が変更され、白金族元素の含有量制限の考慮の必要がなくなった場合、発生本数を燃料 1t あたり 1.5~2.5 本削減できる。

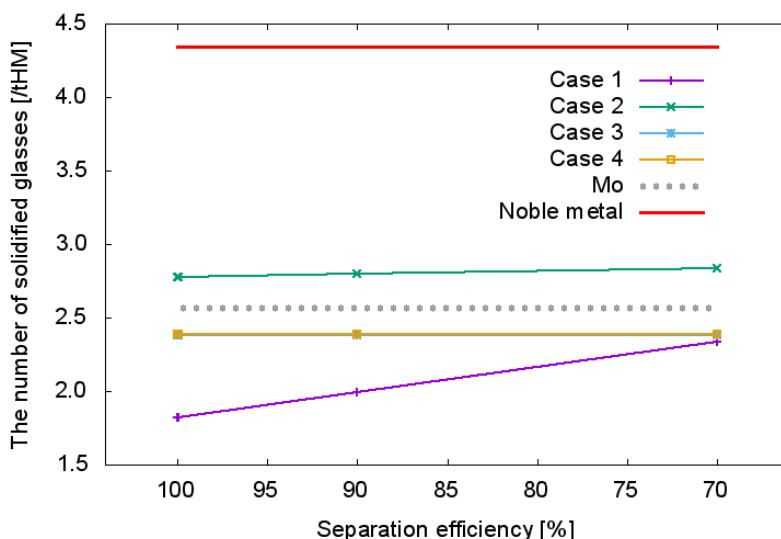


図 3.3.1 制限条件毎のガラス固化体発生本数

4. 不確かな条件の HLW への影響評価

本章では、MA の分離効率を詳細に変動させるのに加え、U と Pu の分離効率、燃料取り出しから再処理までの冷却期間を変動させた場合の影響を評価する。なお、図中では、分離効率を「Separation efficiency」から SE と表し、MA の分離効率を「SE (MA)」、U と Pu の分離効率を「SE (U, Pu)」と表すこととする。

4.1 U と Pu の分離効率が HLW の発熱特性に与える影響

はじめに、U と Pu の分離効率の変動が HLW の発熱特性に与える影響を評価する。なお、第2.3章では U と Pu の分離効率は 100%としていた。U と Pu の分離効率を 99.9%、99.5%、MA の分離効率を 99.9%、99.5%、99.0%と変動させた場合の Case 毎の発熱率を図 4.1.1に示す。U と Pu の分離効率が 99.9%の場合、再処理の 300 年後から数百年間の Case 1 の発熱率が、MA の分離効率の低下に伴い増大することが確認できる。これは、Case 1 と 2 の差が減少する、つまり Cm の分離変換の影響が小さくなることを示している。U と Pu の分離効率が 99.5%の場合では、再処理の 300 年後以降の発熱率が全体的に増大し、Case 1 と 2 の差がより小さくなる。さらに、MA の分離効率が低下するにつれて、Case 1 の発熱率はわずかに増大する。ここで、U と Pu の分離効率と MA の分離効率のうち一方を 100%、もう一方を 99.9%とした場合の Case 1 の発熱率を図 4.1.2に示す。両分離効率が 100%の場合の Case 1 の発熱率はアクチニドの崩壊熱の寄与はないが、それと比較して、U と Pu の分離が不完全である場合は Pu と Am の崩壊熱の寄与が大きくなり、MA の分離が不完全である場合は Cm と Am の崩壊熱の寄与が大きくなる。ただし、Cm の崩壊熱は FP の崩壊熱と比較すると寄与が大きい。これにより、U と Pu の分離効率の低下が再処理の 300 年後以降の発熱率を増大させるのは、Pu のインベントリが増加するためであり、MA の分離効率の低下が数百年間の発熱率だけを増大させるのは、Am のインベントリが増大するためであると言える。

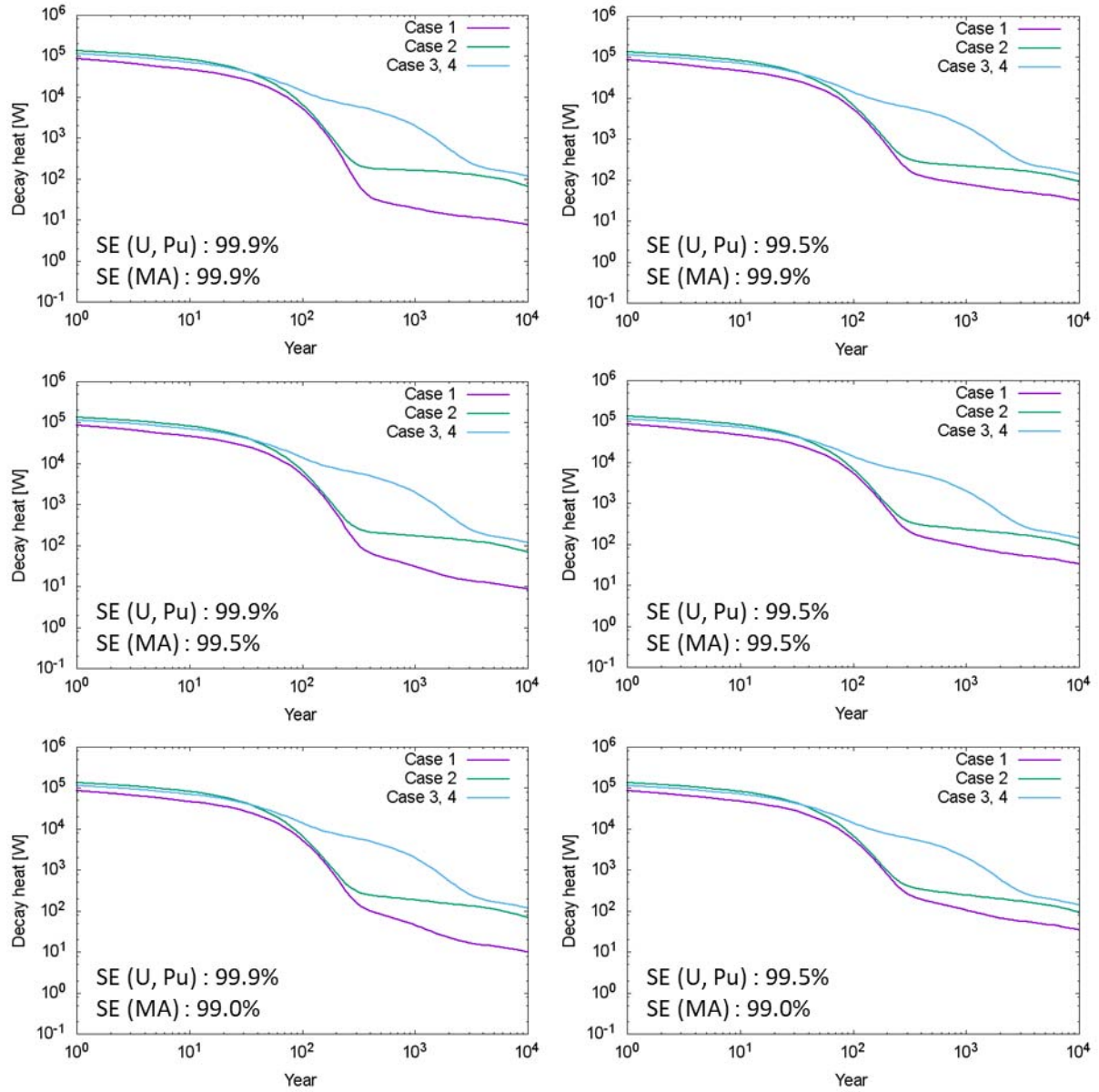


図 4.1.1 U、Pu と MA の分離変換効率毎の HLW の発熱率

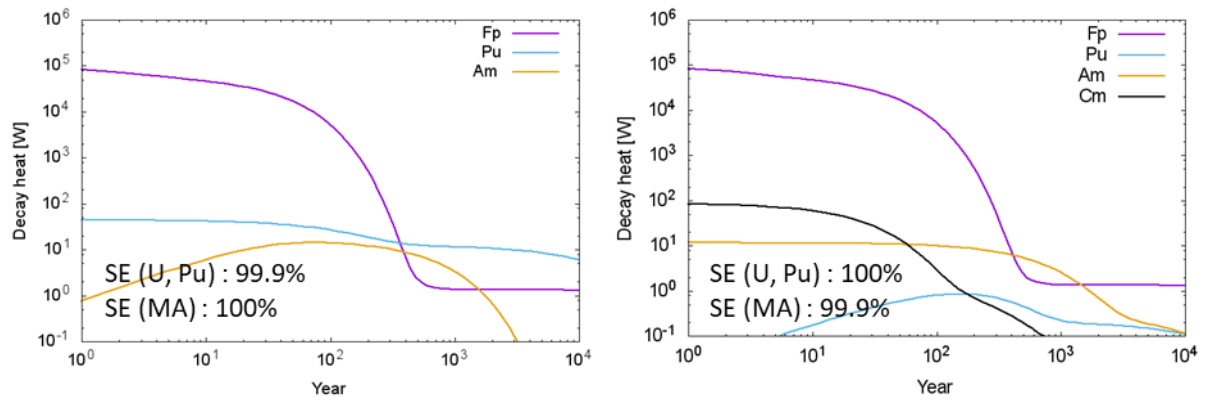


図 4.1.2 U と Pu、MA の分離効率の一方が不完全な場合の Case 1 の元素毎の崩壊熱

4.2 MA の分離効率が HLW の発熱特性に与える影響

次に、すべての MA が分離変換対象核種である場合(Case 1)について、MA の分離効率を元素毎に設定し、その変動が HLW に与える影響を評価する。

はじめに、MA のそれぞれの元素の分離効率が変動する場合の HLW の発熱率を図 4.2.1 に示す。分離効率が変動する元素以外は 99.5% とする。Cm の分離効率が変動する場合、再処理の数百年後以降の発熱率がわずかに増大し、Am の分離効率が変動する場合、再処理のおよそ 100 年後以降の発熱率が最大で 1 桁以上増大する。Np の分離効率が変動する場合、差は見られない。

次に、Cm の分離効率が変動する場合の、Cm と Am-241 の崩壊熱を図 4.2.2 に示す。分離効率が 99.9% の場合では、再処理直後の Cm の崩壊熱が最大で 2 桁ほど減少する。再処理の 200 年後ほどで分離効率による発熱率の差は 1 桁ほどまで減少するが、その後再び大きくなる。また、Cm の分離効率が低下することにより、Cm-245 から Pu-241 を経て生成する Am-241 のインベントリも増大するため、再処理の 1000 年後以降では Am-241 の崩壊熱も増大する。Cm の崩壊熱と同等であることが読み取れるため、Cm の分離効率が低下した際の HLW の発熱率の増加には、Am-241 の寄与も大きいことがわかる。

続いて、Am の分離効率が変動する場合の、Am と Cm-242 の崩壊熱を図 4.2.3 に示す。Am の分離効率の低下により、Cm-242 の崩壊熱が増大する。再処理の数百年後には Cm-242 の崩壊熱が Am の崩壊熱と同等かそれに近いことが読み取れるため、Am の分離効率が低下した際の HLW の発熱の増大には Cm-242 の寄与も大きいことがわかる。

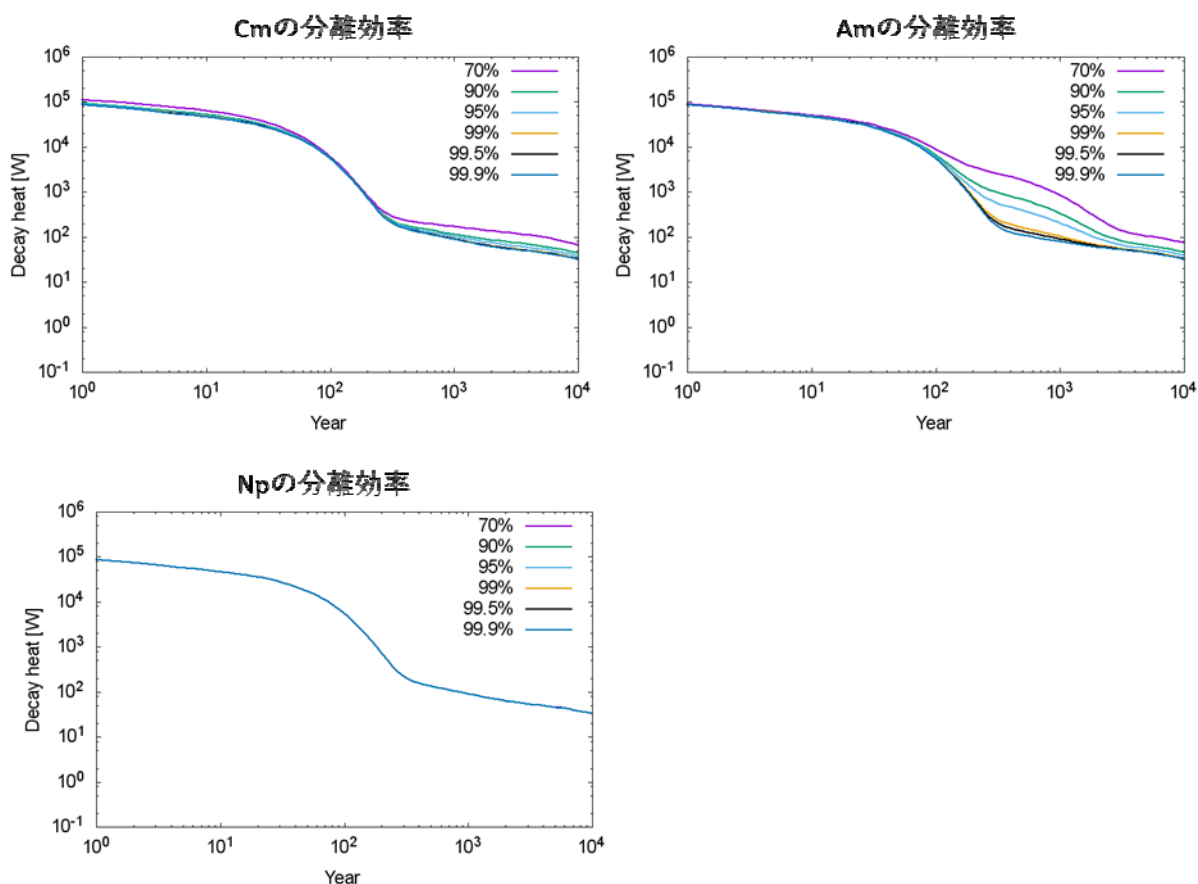


図 4.2.1 それぞれの MA の分離効率をパラメータとした場合の HLW の発熱率

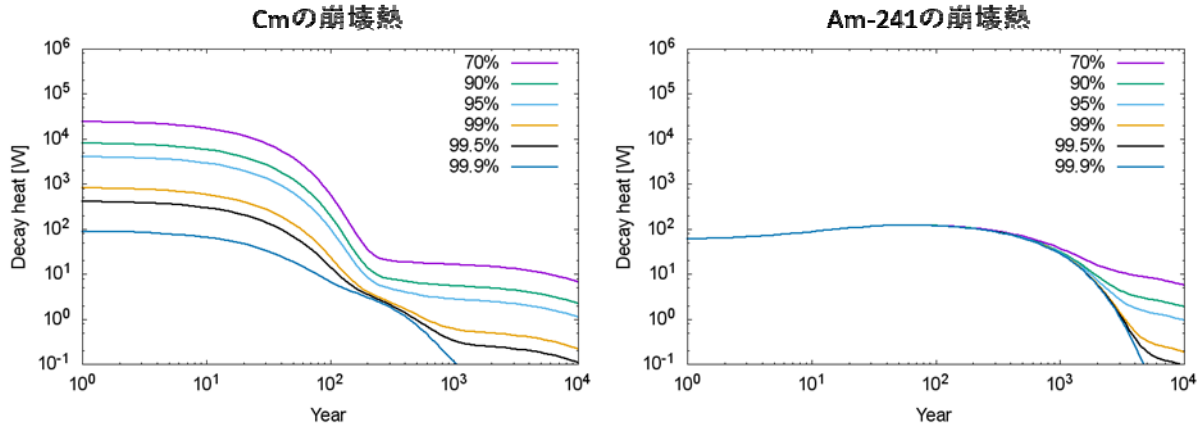


図 4.2.2 Cm の分離効率毎の Cm の崩壊熱と Am-241 の崩壊熱

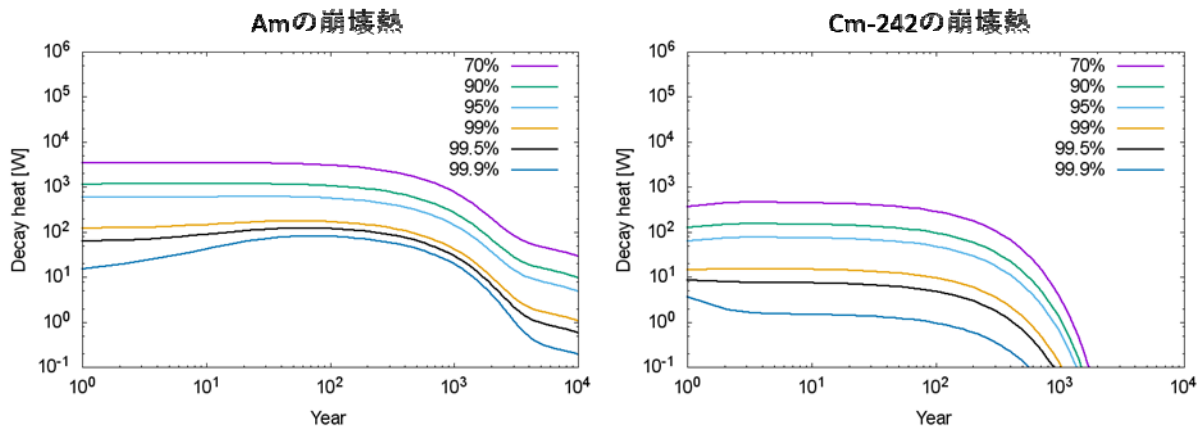


図 4.2.3 Am の分離効率毎の Am の崩壊熱と Cm-242 の崩壊熱

4.3 冷却期間と分離効率が HLW の発熱特性に与える影響

続いて、燃料取り出しから再処理までの冷却期間をパラメータとして、HLW の発熱率の評価を行う。図 4.3.1 に、U と Pu の分離効率を 100% と 99.0%、Am の分離効率を 95.0%～99.9% と変動させた場合の冷却期間毎の HLW の発熱率を示す。そのほかの元素の分離効率は 99.5% とする。冷却期間が長期化すると、再処理直後の発熱率は減少するが、再処理の 300 年後ほどから冷却期間が短い場合の発熱率を上回る現象が確認できる。これは、冷却期間が長期化することで、再処理までの冷却期間中に Pu-241 から β^- 崩壊により生成される、発熱率への寄与が大きい Am-241 のインベントリが増大することが原因である。冷却期間が長期化した場合の Am-241 の崩壊熱を図 4.3.2 に示す。実際に冷却期間の長期化により Am-241 の崩壊熱が増大することが分かる。また、図 4.3.1 から、この現象は Am の分離効率が低いほど、また U と Pu の分離効率が高いほど顕著に現れることが分かる。

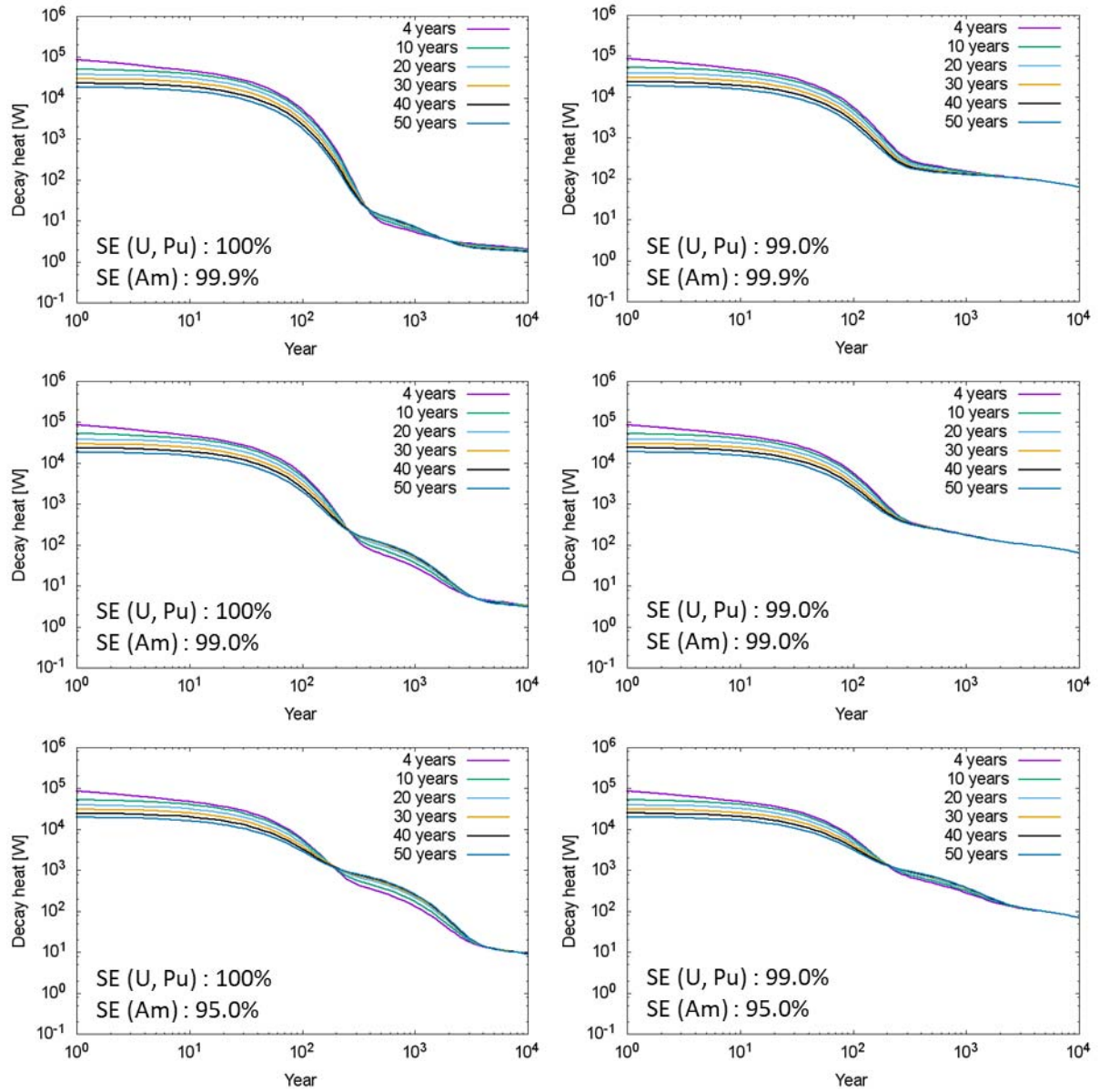


図 4.3.1 冷却期間をパラメータとしたときの HLW の発熱率

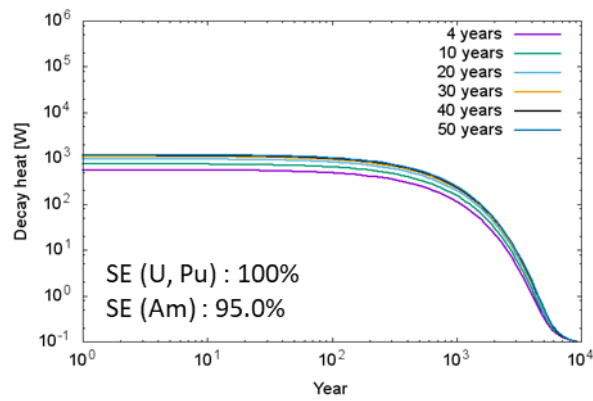


図 4.3.2 冷却期間が延長した場合の Am-241 の崩壊熱

5. TRU 廃棄物の特性評価

この章では、高速増殖炉サイクルから発生する TRU 廃棄物の発熱率を評価し、発生する廃棄体パッケージ数を評価する。次に、分離変換対象核種条件が TRU 廃棄物の発熱率に与える影響を評価する。また、本研究で使用したより厳密なモデル(以下、全炉心モデル)と、先行研究[1]で使用されていた簡易的なモデル(以下、ピンセルモデル)の TRU 廃棄物の発熱率、発生パッケージ数を比較する。

5.1 分離変換対象核種条件が TRU 廃棄物の特性に与える影響

はじめに、再処理後の Case 1 の TRU 廃棄物の発熱率を図 5.1.1 に示す。再処理の 15 年後ほどまでは、Co-60 の崩壊熱が支配的である。その後は HM が支配的となり、地層処分の時期には Co-60 の崩壊熱の影響は小さくなる。アクチニドの崩壊熱に関して、元素毎、同位体毎の崩壊熱を図 5.1.2 に示す。地層処分後は Pu と Am が支配的となる。同位体毎に見ると、地層処分までの期間は Pu-238 が、それ以後は Am-241 が支配的となることがわかる。

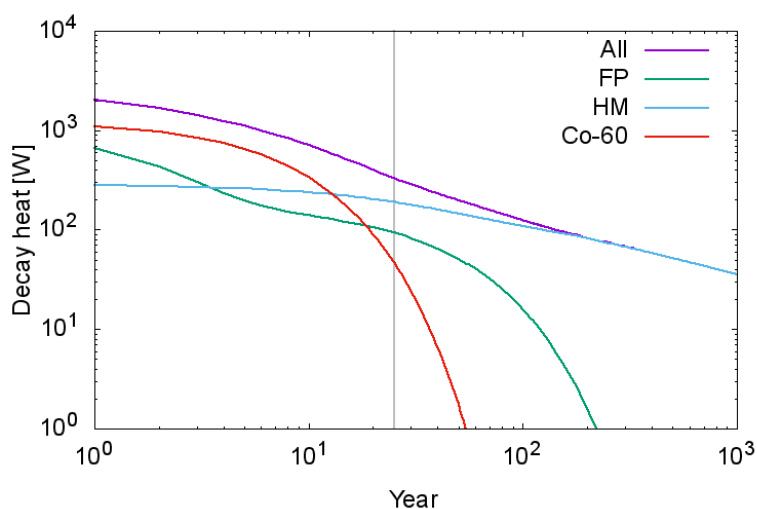


図 5.1.1 TRU 廃棄物の発熱率(Case 1)

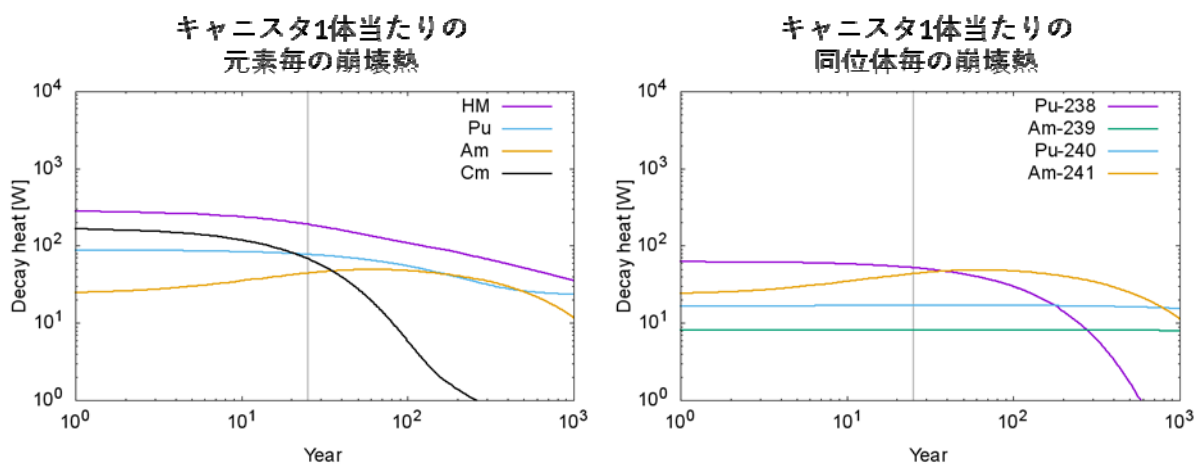


図 5.1.2 TRU 廃棄物キャニスタ 1 体当たりの元素、同位体毎の崩壊熱(Case 1)

次に、領域毎の装荷燃料 1t あたりの発熱率を図 5.1.3 に示す。各領域での核種の崩壊熱をそれぞれの領域の燃料重量で除したものである。軸ブランケット領域では炉心領域よりもアクチニドの崩壊熱が少なく、Co-60 の崩壊熱が大きいことがわかる。前者は、ブランケット領域の初期組成が劣化ウランであるため、発熱率の大きい Pu-238 や Am-241 が生成されにくいからと考えられる。後者については、ブランケット領域では中性子スペクトルが柔らかく、Co-59 が放射化しやすいことで説明できる。

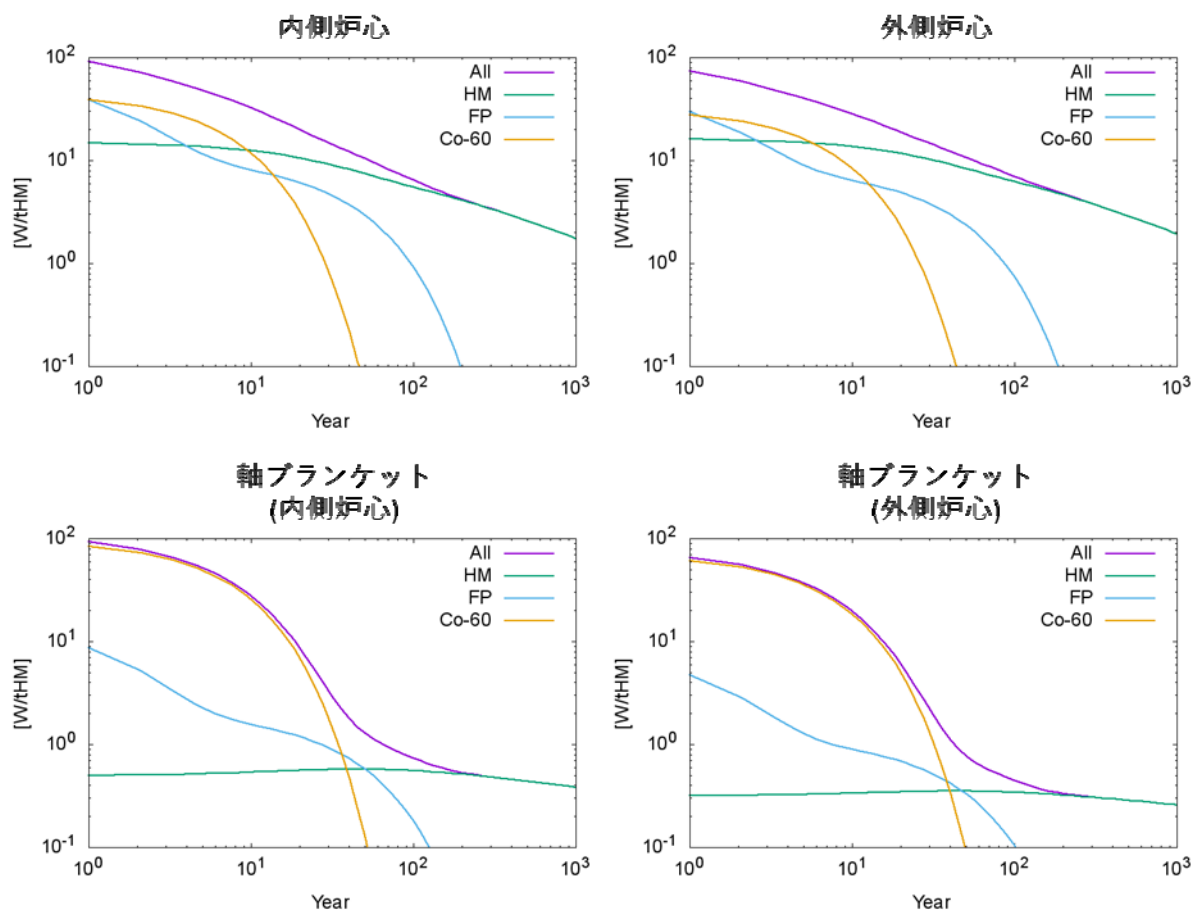


図 5.1.3 領域毎の装荷燃料 1t あたりの発熱率

5.2 分離変換核種条件が TRU 廃棄物の発熱率に与える影響

続いて、第3章で使用した4 Case の分離変換対象核種条件が TRU 廃棄物の発熱率に与える影響を評価する。再処理後の Case 毎の発熱率を図 5.2.1 に示す。再処理の25年後の地層処分の時期も示されている。HLW とは反対に、分離変換対象核種が多くなると発熱率が大きくなるが、大きな差はみられない。TRU 廃棄物に付随する放射性核種は、使用済み核燃料に含まれる U、Pu、MA のうちの一定割合であり、この割合は分離変換対象核種条件に依存しない。そのため、分離変換対象核種の増加は、装荷燃料に含まれる MA のインベントリの増大としてのみ TRU 廃棄物に影響を与える。従って、分離変換対象核種数が多い Case の発熱率が大きくなる。

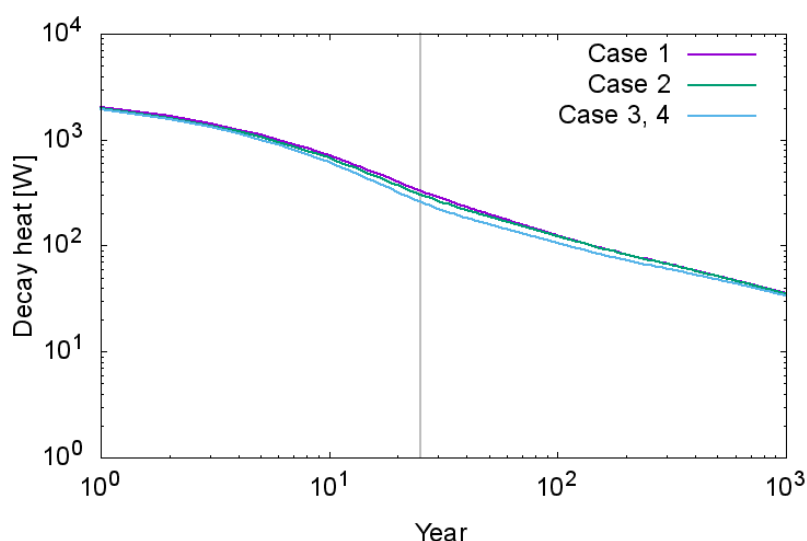


図 5.2.1 TRU 廃棄物の Case 毎の発熱率

5.3 地層処分坑道周辺の二次元熱伝導解析

次に、発生する廃棄体パッケージ数を評価する。全炉心モデルから得られた TRU 廃棄物の発熱履歴から、地層処分坑道周辺の熱伝導解析を行い、廃棄体パッケージの最高温度が 80°C を超えないように設定した廃棄体パッケージへの最大装荷可能キャニスタ数(C/P)を求める。その結果、C/P の値は 1.48 となった。地層処分から 1000 年間の廃棄体中心(A 地点)と隣接坑道中間点(B 地点)、岩盤界面の温度変化を図 5.3.1 に示す。A 地点の温度は地層処分から 9 年後に最大温度 79.74°C に達する。その後は単調に減少し、1000 年後には 62.79°C まで減少する。B 地点の温度は 1000 年間上がり続け、 56.66°C に達する。C 地点の温度は地層処分から 750 年後まで増加を続け、その温度は 59.21°C に達する。

また、得られた C/P の値とキャニスタ 1 体あたりに処理する燃料重量 0.885 (tHM/can)、想定された燃焼度 150 [GWd/t] から 1 GWd の発電あたりに発生する廃棄体パッケージ数(P/GWd)が算出できる。P/GWd 値は 0.00509 となった。

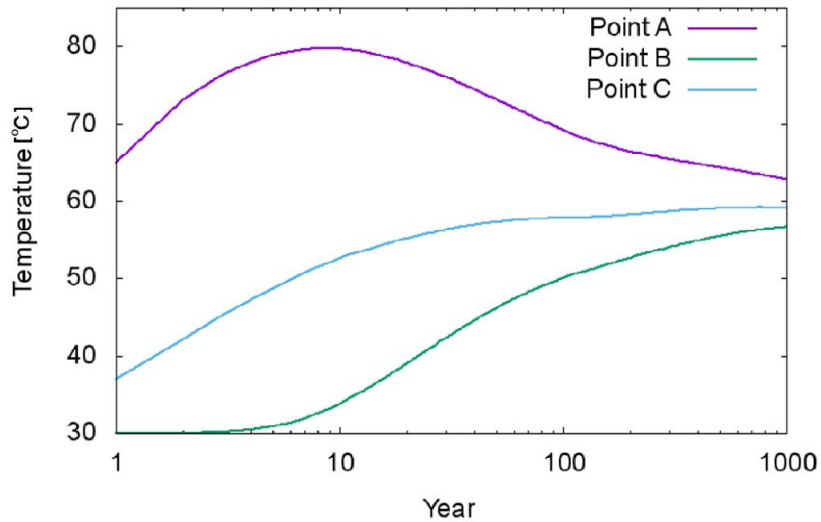


図 5.3.1 処分坑道周辺の 3 地点の温度変化

5.4 2 モデルの計算結果の比較

次に、本研究で用いた全炉心モデルと先行研究で用いたピンセルモデルによる計算結果の差異を評価する。それぞれのモデルから求めた 1 バッチあたりに発生する TRU 廃棄物の発熱率を図 5.4.1 に示す。再処理後 25 年間ほどは全炉心モデルの値が大きいですが、それ以後は差が見られない。さらに、発熱要因毎の崩壊熱を両モデルで比較したものを図 5.4.2 に示す。ピンセルモデルは、再処理直後の Co-60 の崩壊熱を過小評価することがわかる。しかし、地層処分時点では Co-60 の寄与は小さくなるため、TRU 廃棄物全体の発熱率に与える影響はほとんど見られなくなる。

また、両モデルの C/E 値、P/GWd 値を表 5.4.1 に示す。C/P の値にモデル間の差はほとんど現れず、その結果 P/GWd 値も相対差が 2% という結果になる。5.1 節で示したように、モデルの差が大きく影響を与えるのは半減期が 5 年強である Co-60 の生成量であり、地層処分前の 25 年間の冷却期間でインベントリが減少し、差が小さくなるためであると考えられる。

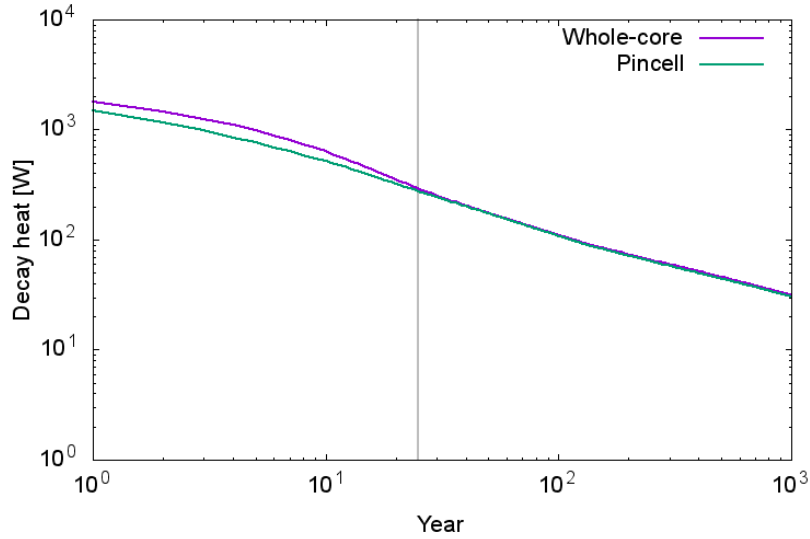


図 5.4.1 2モデルによる1バッチあたりに発生する TRU 廃棄物の発熱率

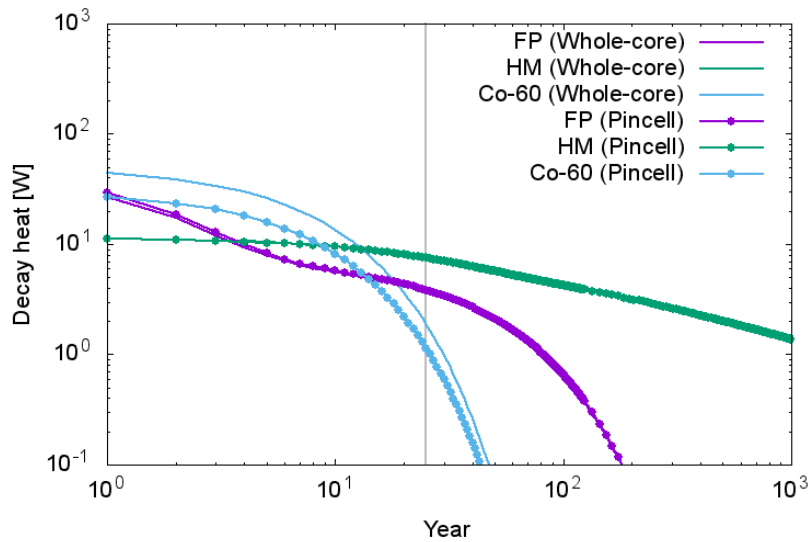


図 5.4.2 再処理直後と地層処分時点の発熱率の差異

表 5.4.1 全炉心モデルとピンセルモデルの C/P 値と P/GWd 値

	C/P	P/GWd	相対差 (P/GWd)
全炉心	1.48	0.00509	
ピンセル	1.51	0.00499	-2%

6. 結論

高速増殖炉サイクルでは不確定な要素が多く、関連する評価には多くの仮定がされている。本研究では、その不確定な条件が HLW や TRU 廃棄物に与える影響の評価を行った。また TRU 廃棄物のインベントリ計算において、先行研究で使用した簡略なモデルと、より厳密な計算が行えるモデルで結果を比較した。

第 3 章では、MA の分離変換条件が HLW に与える影響の評価をした。

Cm を分離変換対象から外すと、再処理後 100 年間の Cm の崩壊熱が増大し、再処理の数百年後以降は Pu の崩壊熱が上昇し支配的となった。分離変換対象である Am も Cm の崩壊により生成され、その発熱率も再処理の数百年後以降で大きくなる。Am を分離変換対象から外すと、Am の発熱率が大きく増大し、再処理の 100 年後以降で支配的となる。Np の分離変換は HLW の発熱率に大きな差を与えなかった。

放射能についても、発熱率と同様な傾向が見られた。Cm を分離変換対象から外すと、Pu の放射能が支配的となり、Am を分離変換対象から外すと、Am の放射能が支配的となる。Np の分離変換は大きな影響がなかった。

分離効率が 99.9%になる、つまり分離が不完全になると、すべての MA を分離変換する場合には発熱率の増大が見られたが、Cm もしくは Cm と Am を分離変換対象から外すと大きな変化は見られなくなる。また、放射能には分離変換対象核種条件に関わらず、大きな変化が見られなかった。発熱率のみに差が現れるのは、MA の崩壊エネルギーが長期処分重要となる FP の崩壊エネルギーより大きいからであると考えられる。

次に、分離変換対象核種条件、分離効率を変動させて発熱率、Mo の含有量、白金族元素の含有量の制限に起因する HLW のガラス固化体の発生本数を評価した。なお、ガラス固化体作製時の条件は、軽水炉と同様と仮定した。すべての条件において白金族元素の含有量制限が支配的となった。高速増殖炉から発生する HLW のガラス固化体本数を削減するためには、白金族元素の制限を緩和するための工夫が必要である。

第 4 章では、分離効率をより詳細に変動させ、さらに再処理までの冷却期間を変動させて HLW の発熱率への影響を評価した。

はじめに分離変換対象核種条件を変動させ、U と Pu、MA の分離効率の影響を評価した。Cm もしくは Cm と Am を分離変換対象から外した場合では大きな差が見られなかった。すべての MA を分離変換対象とする場合、MA の分離効率が低下すると再処理の数百年後以降の発熱率が増大する傾向が見られたが、その傾向は U と Pu の分離効率が低下するとみられなくなった、U と Pu の分離効率の低下の影響で増大する発熱率の寄与が大きくなるためであると考えられる。

次に、すべての MA を分離変換対象とする場合において、MA の分離効率を元素毎に変動させ、その影響を評価した。U と Pu、変動させない MA の分離効率は 99.5%とした。Cm の分離効率が低下すると、再処理の数百年後以降の発熱率が増大するが、大きな変化ではない。Cm の分離効率が低下に伴い、Cm だけではなく、Am-241 の崩壊熱が増大し再処理の数千年後以降の寄与が大きくなる。Am の分離効率が低下すると、再処理の数百年後以降の発熱率が増大し、再処理の 1000 年後あたりまでの増大が大きい。Am の分離効率の低下に伴い、Cm-242 の崩壊熱も増大し、寄与が

大きくなる。Np の分離効率の低下は影響がなかった。

また Am の分離が不完全であるとき、冷却期間が長期化すると、再処理の数百年後の発熱率が增大することがある。これは U と Pu の発熱率が高いほど、また Am の分離効率が低いほど顕著に表れる。

第 5 章では、高速増殖炉サイクルから発生する TRU 廃棄物の発熱率と発生する廃棄体パッケージ数を評価した。また、本研究で使用したより厳密なモデル(以下、全炉心モデル)と先行研究[1]で使用されていた簡易的なモデル(以下、ピンセルモデル)の評価結果を比較した。

TRU 廃棄物の発熱率を確認すると、Co-60 の崩壊熱の寄与が大きいことが分かった。領域毎の発熱率を見ると、燃料領域と比べ、軸ブランケット領域でのアクチニドの発熱率が小さく、Co-60 の発熱量が多いことが分かった。前者は、ブランケット領域の初期組成が劣化ウランであるため、発熱率の大きい Pu-238 や Am-241 が生成されにくいためであると考えられる。後者については、ブランケット領域では中性子スペクトルが柔らかく、Co-59 が放射化しやすいことで説明できる。

さらに、得られた発熱率から、地層処分後の処分坑道周辺の二次元熱伝導解析を行った。この解析の結果より、廃棄体パッケージの中心温度が 80°C を超えないように、廃棄体パッケージへの最大装荷可能キャニスタ数(C/P)を求めた。

次に、分離変換対象核種条件が TRU 廃棄物の発熱率に与える影響を評価した。分離変換対象核種が増加すると TRU 廃棄物の発熱率は増大するが、大きな影響は与えなかった。分離変換対象核種条件は装荷燃料中の MA のインベントリの増減としてのみ TRU 廃棄物へ影響を与えるため、影響が小さいと考えられる。

続いて、ピンセルモデルと全炉心モデルの差異を評価した。ピンセルモデルでは、再処理後の 25 年間ほどの発熱率を過小評価することが分かった。その主な要因は Co-60 であり、FP や HM には大きな差は見られなかった。しかし、地層処分時点(再処理の 25 年後)には、Co-60 のインベントリが減少し、モデル間の差はほとんどなくなる。

C/P 値にもモデル間に大きな差はなく、1GWd あたりの発電あたりに発生する廃棄体パッケージ数の相対差は 2% となった。そのため、TRU 廃棄物特性の評価において、どちらのモデルを使用しても有意な差はないと言える。

参 考 文 献

- [1] 吉田将太, “高速増殖炉から発生する TRU 廃棄物の地層処分への熱的影響”, 北海道大学修士論文(2012)
- [2] 日本原子力開発機構、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－(1)原子力プラントシステム－、JAEA-Research 2006-042、(2006)
- [3] 電気事業連合会、核燃料サイクル開発機構、TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－、JNC TY1400 2005-013、(2005)
- [4] 日本原子力開発機構、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－(2)燃料サイクルシステム－、JAEA-Research 2006-043、(2006)
- [5] 算生会ホームページ(<http://sanseikai.la.coocan.jp/Pub/>)
- [6] NUMO ホームページ(https://www.numo.or.jp/q_and_a/faq/faq100014.html)

謝辞

この論文を完成させるにあたり、担当教員である千葉豪准教授には熱心なご指導と多くのアドバイスをいただき、深く感謝いたします。

また、TRU 廃棄物の処分法について貴重な情報をいただきました、原子力環境整備促進・資金管理センターの桜木様にお礼申し上げます。

最後に、研究室のゼミナールでご意見をくださったり、様々な面でサポートしていただいたりした原子炉工学研究室の山本泰功助教と研究室メンバーの皆様に感謝申し上げます。

付録

2次元熱伝導解析に使用した解析ソフトの実行の流れ

I. 使用したソフト

解析に使用する構造モデルの作成には、算生会[5]の「C10H」を使用する。任意の形状に節点を配置することでモデルを作成する。ただし、本検討では先行研究[1]で使用された構造モデルを使用したため、実際にはこのソフトは用いてない。坑道の形状や隣接坑道中心間距離を変更する際はこのソフトで編集を行うことになる。

熱伝導解析には、算生会の「A4H」を用いる。このソフトでは、四角形8節点アイソパラメトリック要素を使用しており、これは四つの頂点と各辺の中点の8節点で1つの要素を構成する。8つ節点から要素を設定し、各要素に材料番号とその熱物性値を設定する。また、時間メッシュ数と1ステップの時間、温度固定境界となる節点とその温度、発熱する要素とその発熱率などを設定する。材料の熱物性値や固定温度境界などは先行研究から変更していないため、本検討で変更した入力値は発熱率のみとなっている。時間メッシュ数は191としており、最初の100年を1年/ステップ、その後は10年/ステップで1010年後までの解析を行う。

II. 発熱率履歴の設定

CBZの出力と熱伝導解析の入力の時間メッシュを整合させる必要があるため、本検討ではCBZの時間メッシュを熱伝導解析に沿って設定した。具体的には地層処分が行われる時期、つまり、再処理の25年後のTRU廃棄物の発熱率を地層処分後の1年間の発熱率とし、1年のメッシュを99ステップ、10年のメッシュを91ステップとする。

本検討では年単位の解析を行ったため、発熱率を1年あたりの値に換算した。また、入力値は発熱率の密度であるため、1バッチあたりに発生するキャニスタの1年あたりの発熱率を求め、1パッケージに収納可能なキャニスタ数(C/P)を乗じた後、廃棄体パッケージで除したものを入力値とした。換算の過程をまとめたものを以下に示す。

$1 \text{ バッチあたりに発生する TRU 廃棄物の発熱率} [W/tHM] \times 1 \text{ 年} (3600 \times 24 \times 365) \times \text{キャニスタ} 1 \text{ 体あたりに処理する燃料重量} \times 1 \text{ パッケージに収納可能なキャニスタ数} \div \text{廃棄体パッケージ体積}$

III. 熱伝導解析

「A4H」の操作について述べる。「解析データ」→「データファイル読み込み」で入力データを読み込む。ここで、入力データにエラーがあった際、通常はエラーの表示が出るが、でない場合があることを確認している。その場合、「解析データ」→「データチェック」でエラーの確認ができる。もしくは計算が開始できないことで判明する。

「計算」→「非定常解析」とすすみ、入力ファイル名と出力ファイル名を設定する。入力ファイル名は前のステップで読み込んだものが設定されている。出力ファイル名はデフォルトで入力ファイル名の拡張子のみが変更された名前が設定されており、変更の必要はないが、入力ファイル名の拡張子以外にピリオドが含まれていると、ピリオド以後が出力ファイル名に反映されないことを確認しているため、そのような場合は適宜変更する。変更を行わないと、ピリオド以後のみが異なる

入力ファイルを使用した際、出力ファイルが同名になり上書きされる。また、解析結果を再度呼び出す際に、出力ファイル名を再度手動で変更しなくてはならないので、入力ファイル名にピリオドを含まないことが推奨される。「設定」で進むと、計算条件の設定が行えるが、本検討ではデフォルトの設定で解析を行った。「設定」で解析が開始される。

IV. 後処理

「後処理」から、最高温度やその温度に達した時間の表示、温度グラフデータの出力などが行える。グラフデータの出力の際、出力する節点番号を要求されるが、「解析データ」→「構造の作画」から構造モデルが確認でき、範囲選択で選択部分の拡大が、右クリックでその周辺の節点番号や要素番号の表示が行える。解析後に、ソフトを終了する、もしくは他の入力データを読み込んだ後、再度前のデータの後処理を行いたい場合は、入力データの読み込みを行い後処理に進むと入出力ファイル名の手入力を省くことができる。

なお後処理を行う際に要求される出力ファイル名は後処理の出力ファイル名ではなく、熱伝導解析の出力ファイル名である。これも通常変更の必要はない。