

論文 / 著書情報
Article / Book Information

題目(和文)	超ウラン元素閉込め軽水炉平衡炉心の燃料特性に関する研究
Title(English)	
著者(和文)	清野 赳
Author(English)	
出典(和文)	学位:博士(工学), 学位授与機関:東京工業大学, 報告番号:甲第3597号, 授与年月日:1997年9月30日, 学位の種別:課程博士, 審査員:
Citation(English)	Degree:Doctor (Engineering), Conferring organization: Tokyo Institute of Technology, Report number:甲第3597号, Conferred date:1997/9/30, Degree Type:Course doctor, Examiner:
学位種別(和文)	博士論文
Type(English)	Doctoral Thesis

超ウラン元素閉込め軽水炉平衡炉心
の燃焼特性に関する研究

原子核工学専攻

清野 赳

目 次

	ページ
図表一覧	i
本論文に関する用語集	iv
第1章 緒 言	1
1.1 研究背景	2
1.1.1 軽水炉燃料リサイクルシステムの動向	2
1.1.2 軽水炉における将来のリサイクルシステムの可能性	3
1.1.3 軽水炉燃料リサイクルの評価手法の現状	4
1.2 研究目的	11
1.3 本論文の構成と検討項目	13
第2章 軽水炉燃料リサイクル解析手法の検討	21
2.1 燃焼方程式の解析手法	22
2.1.1 連続燃料供給炉心モデル計算	22
2.1.2 バッチ燃料取替方式による燃料燃焼方程式	25
2.2 軽水炉燃料多重リサイクル計算手法の検討	29
2.2.1 軽水炉用燃料集合体核特性計算コードによる核定数作成 ..	29
2.2.2 連続燃料供給炉心モデル計算のバッチ取替リサイクル計算 への適用	30
2.2.3 平衡サイクル炉心燃焼計算システムの構築	32
2.2.4 連続燃料供給炉心モデル平衡サイクルの考察	33

2.2.5	バッチ燃料取替方式による平衡サイクルの考察	35
2.2.6	核種組成に冷却による影響の考察	37
2.3	第2章のまとめ	71
第3章	超ウラン元素閉込め軽水炉平衡サイクル炉心に関する検討	73
3.1	連続燃料供給炉心モデルにおける臨界条件の導入	74
3.1.1	燃料インポートランスによる供給燃料組成の調整法	74
3.1.2	炉心燃焼条件の設定	75
3.1.3	連続燃料供給炉心臨界調整の考察	75
3.1.4	燃料インポートランスの考察	77
3.1.5	マイナーアクチナイドに関する考察	78
3.1.6	マイナーアクチナイドの出力及び反応度に関する考察	78
3.1.7	マイナーアクチナイド閉じ込めに要するウラン量の評価 ..	80
3.2	平衡サイクル炉心燃料組成に与えるリサイクル条件の影響	107
3.2.1	燃料供給方式に関する補正量の評価	107
3.2.2	連続燃料供給炉心計算とバッチ燃料多重リサイクル計算の 比較	109
3.2.3	冷却時間の影響	110
3.2.4	燃料燃焼スペクトルの影響	111
3.3	第3章のまとめ	130
第4章	結 言	134

参考文献		143
謝 辞		146
本論文に関連する発表論文リスト		148

図 表 一 覧

- 図 1.1.2-1 T R U 炉心閉じ込め燃料リサイクルシナリオ
- 図 1.1.2-2 ウラン燃料リサイクル運転平衡形態
- 図 1.1.3-1 軽水炉核設計計算コードにおける計算対象燃料棒単位セル体系
- 図 1.1.3-2 軽水炉核設計計算コードにおける計算対象単位燃料集合体体系
- 図 1.1.3-3 燃料集合体核特性計算コードの計算手順
- 図 1.1.3-4 燃料集合体核特性計算コードの核種燃焼チェーン
- 図 2.2.3-1 軽水炉燃料バッチリサイクル燃焼計算スキーム
- 図 2.2.4-1 検討対象核種変換チェーン
- 図 2.2.4-2 核定数縮約に使用した中性子スペクトル
- 図 2.2.4-3 新手法による主な核種のリサイクル計算結果（冷却なし）
- 図 2.2.5-1 従来手法による主な核種のリサイクル計算結果（冷却なし）
- 図 2.2.6-1 新手法による主な核種のリサイクル計算結果（冷却 4 年）
- 図 2.2.6-2 従来手法による主な核種のリサイクル計算結果（冷却 4 年）
- 図 2.2.7-1 UO_2 燃料炉心における燃料供給補正因子
- 図 2.2.7-2 MOX 燃料炉心における燃料供給補正因子
- 図 3.1.2-1 UO_2 燃料棒セルと MOX 燃料棒セル体系の中性子スペクトル
- 図 3.1.3-1 MOX 燃料装荷率対 P u 富加度
- 図 3.1.3-2 MOX 燃料装荷炉心における MOX 燃料装荷率対 $P_{uf} / \Delta^{235}U$
- 図 3.1.5-1 MOX 燃料装荷率対 MA 生成量
- 図 3.1.6-1 MOX 燃料装荷率対 hm 値
- 図 3.1.6-2 MOX 燃料装荷率対出力寄与率
- 図 3.1.6-3 MA 濃度対出力および反応度寄与率
- 図 3.1.7-1 MA 濃度対 UO_2 燃料 ^{235}U 濃縮度, SWU/kgU, 天然ウラン増加率
- 図 3.1.7-2 MA 濃度対 UO_2 燃料 ^{235}U 濃縮度および MOX 燃料 Pu 富加度
- 図 3.2.1-1 連続燃料供給とバッチ燃料供給における核種濃度の相違の例

図 3.2.1-2	UO ₂ 燃料における燃料供給量対連続燃料供給炉心とバッチ燃料の核種濃度差
図 3.2.1-3	MOX 燃料における燃料供給量対連続燃料供給炉心とバッチ燃料の核種濃度差
図 3.2.4-1	燃料バッチ燃焼度対 h 値
図 4-1	T R U 閉込め軽水炉平衡サイクルバッチ燃料燃焼解析手順
表 2.2.1-1	核定数ライブラリー
表 2.2.4-1	T R U 閉込め平衡炉心計算条件
表 2.2.4-2	核種変換系列の近似
表 2.2.4-3	核種平衡計算用核データライブラリと出典
表 2.2.4-4	新手法による繰返し計算数密度値の初期値に対する比表 2.2.5-1 従来手法による核種数密度のリサイクル計算結果
表 2.2.6-1	新手法による繰返し計算核種数密度の計算結果
表 2.2.6-2	従来手法による核種数密度計算結果の新手法による繰返し 8 回目の核種数密度に対する比
表 2.2.7-1	UO ₂ 燃料炉心における燃料供給補正因子
表 2.2.7-2	MOX 燃料に富化するプルトニウムの組成
表 2.2.7-3	MOX 燃料炉心における燃料供給補正因子
表 3.1.2-1	炉心燃料燃焼条件
表 3.1.2-2	引用核データライブラリー
表 3.1.2-3	UO ₂ 燃料ライブラリー
表 3.1.2-4	MOX 燃料ライブラリー
表 3.1.3-1	使用済燃料の燃焼度と冷却時間
表 3.1.3-2	プルトニウム同位体組成
表 3.1.3-3	臨界調整検討ケースの設定
表 3.1.3-4	供給 MOX 燃料 Pu 富加度による臨界調整の結果
表 3.1.3-5	臨界調整された平衡炉心の主な核種の組成
表 3.1.4-1	供給燃料核種の燃料インポートランス

表 3.1.4-2	平衡炉心の主な核種の数密度
表 3.1.6-1	燃料元素の h 値
表 3.1.6-2	燃料元素の出力寄与率
表 3.1.6-3	MA 濃度対出力及び反応度寄与率
表 3.1.7-1	使用済み UO_2 燃料の組成
表 3.1.7-2	MA リサイクルに要する ^{235}U 濃縮度上昇量評価
表 3.1.7-3	MA リサイクルに要する Pu 富加度上昇量評価
表 3.1.7-4	MA 混入率と元素の出力及び h 値寄与率
表 3.2.1-1	UO_2 燃料燃焼期間中にバッチ供給核種の連続燃料供給炉心モデルとの相違
表 3.2.1-2	MOX 燃料燃焼期間中のバッチ供給核種の連続燃料供給炉心モデルとの相違
表 3.2.2-1	バッチ取替え平衡サイクル燃料組成の連続燃料供給炉心計算値に対する比
表 3.2.2-2	燃料バッチ寿命中期の核種濃度と連続燃料供給炉心計算値との差
表 3.2.3-1	バッチ取替え平衡サイクル燃料組成の連続燃料供給炉心計算値に対する比
表 3.2.3-2	燃料バッチ寿命中期の核種濃度と連続燃料供給炉心計算値との差
表 3.2.4-1	バッチ取替え平衡サイクル燃料組成の連続燃料供給炉心計算値に対する比
表 3.2.4-2	燃料バッチ寿命中期の核種濃度と連続燃料供給炉心計算値との差
表 3.2.4-3	燃料バッチ燃焼度対 h 値
表 3.3-1	平衡サイクル炉心燃料組成に与えるリサイクル条件の影響のまとめ

本論文に関する用語集

軽水炉	主たる燃料として濃縮ウランまたはウランとプルトニウムの混合物を装荷し、軽水を中性子減速材として炉心を構成し、核分裂中性子のエネルギーを熱エネルギー領域まで減速して核分裂を発生させる原子炉。
連続燃料供給炉心モデル	燃料核種重金属濃度の中性子照射中の物質バランスを表す時間微分方程式（本文（2.1.1-1）式）において、時間微分項を0とした場合に得られる燃料供給率と核種濃度組成を持つ仮想的炉心をいう。連続燃料供給、連続中性子照射条件下での平衡状態にある炉心を表す。
平衡サイクル	燃料の装荷および取出し、サイクル長さ、出力レベル等の炉心運転条件を固定して運転サイクルを繰り返すとサイクル初期から末期までの炉心燃料組成はしだいに一定の変化を繰り返す定常運転サイクルとなる。このような、繰返し数に依存しない炉心特性となった運転サイクルを平衡サイクルと呼ぶ。燃料設計仕様、装荷量、サイクル長さ等の運転条件により一義的に決まることから、炉心特性の評価条件として使用される。
超ウラン元素（TRU）	ウラン以上の原子番号を持つ元素の総称。
TRU閉込め炉心	原子燃料サイクルにおいて、中性子照射後の使用済燃料を再処理して回収されるTRUを新燃料に混合して再び炉心に装荷することにより、長半減期TRUの長期管理貯蔵に伴う負担を軽減するための炉心運用形態。
アクチニド	原子番号90のトリウム以上の重い元素の総称。
マイナアクチニド（MA）	超ウラン元素の内、プルトニウムを除く元素の総称。
BOC	運転サイクル初期の略。
EOC	運転サイクル末期の略。
BOL	燃料バッチの中性子照射開始時すなわち、寿命初期の略。
EOI	燃料バッチの中性子照射終了時の略。

EOL	燃料バッチ中性子照射後の冷却終了時すなわち、寿命末期の略。
燃料バッチ	炉心運転サイクル初期に装荷する全燃料、また、炉心中においては装荷時期が同じ燃料全体。1バッチ装荷炉心の場合は、BOCとBOL、EOCとEOIないしEOLが一致する。
MOX燃料	二酸化ウランと二酸化プルトニウムを混合、焼結し、ペレット状にした混合酸化物燃料。
Pu 富加度	MOX燃料中の全重金属元素重量に対するプルトニウム金属重量の比。
ハードスペクトル	本論文で使用した軽水炉中性子エネルギースペクトルにおいて、熱中性子エネルギー領域の中性子量が熱中性子吸収断面積の大きな物質によって減少した場合の中性子エネルギースペクトル。
ソフトスペクトル	本論文で使用した軽水炉中性子エネルギースペクトルにおいて、熱中性子エネルギー領域の中性子量が比較的多い場合の中性子エネルギースペクトル。
リサイクル	使用済燃料を再処理して回収された重金属物質を再び燃料に混合し、炉心に装荷し、中性子を照射すること。
劣化ウラン	天然ウラン濃縮プラントで濃縮ウランとともに生成される ²³⁵ U濃度が減少したウラン。本研究では ²³⁵ U濃度を0.2w/oと想定した。
臨界条件	中性子の生成量と吸収や漏洩により消失する量がバランスする条件。本論文では炉心構造材等により吸収される中性子量および体系から漏洩する中性子量を見込んで反応度を高く設定することにより臨界条件を考慮している。
RU	回収ウランの略。
Put	プルトニウム全同位体の合計を示す。

Puf

プルトニウム同位体中、熱中性子炉で核分裂性核種となる ^{239}Pu と ^{241}Pu の和を示す。

核定数ライブラリ

核反応断面積と崩壊定数から構成される燃焼方程式の係数値のテーブルを示す。

第 1 章

緒 言

第1章 緒 言

1.1 研究背景

従来、天然ウラン濃縮をベースとした核燃料体系はその資源の有効利用の観点から、軽水炉での濃縮ウラン燃料の熱中性子束による燃焼後、再処理してプルトニウムと回収ウランに分離し、プルトニウムは高速炉用燃料として高速中性子束で照射し、その余剰中性子により天然ウラン又は天然ウランの濃縮時の廃棄物として生ずる劣化ウラン中の ^{238}U を核分裂性プルトニウムに転換・増殖するリサイクルシステムの完成を進めてきた。このようなエネルギー資源確保ないし有効利用に重点を置いた核燃料リサイクルシステムの他にも、高レベル廃棄物や超ウラン元素（以下、TRU）の低減ないし炉心内管理を重視する核燃料リサイクルシステムなども考えられている。

軽水炉による濃縮ウラン燃料の熱中性子照射による核燃料利用が相当な規模で進行しつつある現状において、高レベル廃棄物低減の観点から核燃料リサイクルシステムの検討を進めるに際しては、このような現状を踏まえて将来の方向性を検討することは現実的な考え方として意義があることと考えられる。

ここでは、軽水炉による濃縮ウラン燃料の燃焼とその使用済燃料の再処理を前提としたリサイクルシステムにおいて、回収されるTRUも再び軽水炉にリサイクルする場合のTRUの生成、消滅量、およびそのリサイクル運用条件への依存性の合理的評価手法を検討するとともに、この手法によりBWR燃料サイクルにおけるTRU閉じ込め炉心の燃焼特性を評価し、軽水炉によるTRU消滅特性の本質的な特徴とその最適化の方向性を検討する。

1.1.1 軽水炉燃料リサイクルシステムの動向

天然ウラン濃縮を起点とした現在の核燃料利用体系はいまだリサイクルシステムとして完結してはいないが、使用済ウラン燃料は既に相当量が再処理され、プルトニウムおよび回収ウランとTRUを含む廃棄物に分離されている。このプルトニウムは一部試験的に高速炉やATR用燃料として使用されている。

るが、その規模はかなり長期に渡り限定的であるものと予想され、軽水炉による本格的利用にその検討の重点を移行しつつある。また、回収ウランは残留 ^{235}U が約1%前後であることから再濃縮により濃縮ウランとして再び軽水炉に装荷する計画が進められている。このような現状の技術開発の動向を踏まえると、当面の燃料リサイクルシステムの評価に際しては使用済ウラン燃料からのプルトニウムの抽出、回収ウランとの分離を前提とすることは妥当と考えられる。

現時点では、使用済み燃料から分離抽出されたプルトニウムは軽水炉用燃料として利用する場合は劣化ウランと混合し、濃縮ウラン燃料相当の反応度的価値をもつ混合酸化物燃料（以下、MOX燃料）として軽水炉に装荷する計画が進められているが、将来的には、劣化ウランの代わりにウラン燃料の高燃焼度化により残留 ^{235}U が0.7%以下まで低下した回収ウランを使用することも考えられる。

いずれにせよ、プルトニウムはMOX燃料として軽水炉で1サイクル目のリサイクル燃料として照射され、この使用済MOX燃料は当分貯蔵されるものと予想されている。使用済MOX燃料のリサイクルについては、MOX燃料再処理技術、高速炉の実用化、TRUの消滅技術等の進展を踏まえて検討されることになるが、リサイクル燃料利用の一案として、2サイクル目以降のリサイクル方法については1回目のリサイクルで生成された超ウラン元素（以下、TRU）を含めたリサイクル方法などが考えられる。

1.1.2 軽水炉における将来のリサイクルシステムの可能性

核燃料リサイクルシステムの目的を資源論からTRU廃棄物の減少ないし炉心内管理に移行する場合であっても、軽水炉における現状の濃縮ウラン利用およびその使用済燃料の再処理は相当長期に渡るものと予想され、再処理で回収されたプルトニウムのリサイクル利用は、さらに引き続き長期的に実施可能と考えられるリサイクル形態に向けて検討を進める必要がある。すなわち、軽水炉の使用済MOX燃料を再処理する際、プルトニウムとTRUは混合抽出し、

これを劣化ウラン又は回収ウランを母材として混合した燃料とするリサイクル手法が考えられる。あるいは、燃料形態としては混合酸化物燃料の他にも母材として他の物質を利用することも考えられる。いずれの場合でも、炉心反応度の確保の点から取替燃料としてすべて（ $Pu + TRU$ ）混合燃料とするか、又は一部天然ウラン濃縮燃料を装荷するようなりサイクルシナリオが現実的と考えられる。このようなりサイクルシナリオを図1.1.2-1にオプション1として示す。

一方、上記（ $Pu + TRU$ ）混合燃料としては使用済MOX燃料再処理から得られるプルトニウムの他に、使用済 UO_2 燃料再処理から得られるプルトニウムを混合する場合も考えられ、このようなりサイクルシナリオを図1.1.2-1にオプション2として示す。

このように、炉心のある取替リサイクルに着目すると装荷燃料に使用するプルトニウムないしウランの照射履歴や冷却時間が異なるものが混合されるが、始点は濃縮ウランであり、長期的なりサイクルの繰返しに渡って見れば図1.1.2-2に示すようなりサイクルシステム運用パターンに単純化できる。すなわち、当初濃縮ウラン燃料を装荷する軽水炉として設計される原子力プラントでは、その炉心・プラント制御上から、中性子スペクトルに熱中性子炉としての特性を変える程の変化を与える炉心燃料設計緒元の変更は許容され得ないと考えられ、使用済 UO_2 燃料からの回収 TRU を長期的に軽水炉で利用する場合は、現行プルサーマル程度の中性子スペクトルによるリサイクルシステムの運用が長期的に維持されるものと予想される。

1.1.3 軽水炉燃料リサイクルの評価手法の現状

軽水炉リサイクル燃料利用方策の燃料燃焼特性評価手法としては、実際に実施しようとする核燃料物質の炉心装荷および取出し方法、運転出力レベル等の運用条件を入力値として運転サイクル計算を繰返し、その過渡的な運転サイクル炉心燃焼計算結果を検討に用いる場合もあるが、一定の核燃料物質の炉心装荷/取出しを行う運転サイクルを同一運転条件で多数回繰返すことにより、炉

心内核燃料核種数密度の運転サイクル初期から末期の全期間にわたる燃焼変化がリサイクル回数に依存しない定常状態となる、いわゆる平衡サイクルをもって比較検討する方法が一般的に用いられている。平衡サイクル炉心燃焼特性は、装荷する燃料やリサイクル炉心の運転条件等により一義的に決まるので、装荷する核燃料物質を変えたり、サイクル運転条件を変えることによるリサイクル方策の本質的な燃焼特性や炉心特性への影響を正しく判断する上で重視されている。

軽水炉の炉心燃料燃焼では、燃料核種の燃焼、中性子捕獲による核変換が主に共鳴エネルギー領域や熱中性子エネルギー領域で生ずることから、燃料体系における中性子の局所的な空間的、エネルギー的分布の影響を取り込んだエネルギー多群詳細燃焼解析が必要である。実際の軽水炉炉心燃料設計では、通常2段階のステップに分割して計算が行なわれる。すなわち、まず、燃料集合体核特性計算コード[1~10]により図1.1.3-1に示すような単位燃料棒セル、または図1.1.3-2に示すような燃料集合体形状をもとにした二次元無限体系でエネルギー多群詳細計算により、中性子束分布を計算する。次にこの中性子束分布をもちいた縮約核定数を使用して実際の炉心体系を模擬した三次元炉心燃料出力分布および燃焼計算[11]を行う。

燃料集合体核特性計算コードによる燃料集合体平均少数群縮約核定数計算では、燃料集合体毎に燃料組成分布（濃縮度分布、プルトニウム富加度分布、ガドリニア入り燃料棒のガドリニア濃度と配置）の異なるひとつの燃料集合体断面に着目し、その断面が無限に配列されていると仮定して、構造材や燃料の組成を忠実に模擬した体系で減速材の温度、ボイド率、燃焼度等をパラメータとして空間的、エネルギー的に詳細なX-Y体系の二次元拡散計算を行い、集合体断面二次元空間領域毎の中性子エネルギースペクトルを考慮した、集合体断面単位の3群縮約実効核断面積を計算する。

そして、上記3群定数により炉心内の減速材温度、ボイド率、燃焼度に対応した中性子束の空間分布より出力分布計算及び燃焼計算を行うものである。

燃料集合体核特性計算コードの具体的な計算手順を図1.1.3-3に示す。まず、

Aでは熱中性子エネルギー領域の核定数計算を行う。

熱エネルギー組の中性子の拡散距離は一般に短いため、系の非均質効果を見捨てることはできない。従って、中性子輸送方程式を解く際には空間とエネルギーの両方について詳細な変化を表現するため、全ての燃料棒セル単位で詳細な中性子スペクトル計算が必要である。この計算は、THERMOS[2]の計算方式で行われる。この方法は熱群の中性子の移動が小さいこと、換言すれば各点での熱中性子スペクトルはその近傍領域によってほぼ決まることに着目し、方程式を解く体系を一次元円筒化した図1.1.3-1に示す単位燃料棒セルについて、核特性解析で一般的に用いられている衝突確率法を用い、エネルギー組30群の積分型の中性子輸送方程式を解くものである。衝突確率法は積分型輸送方程式の解法に用いられるもので、燃料格子の形状効果を取り入れて精度よく中性子束空間分布を求める方法である。より具体的には、計算の対象としている単位燃料棒セルをいくつかの領域に区分し、ある領域(k)で発生した中性子が最初の衝突をある領域(n)で行う確率(この確率を領域kからnへの衝突確率と呼ぶ。)を予め計算する。次にこの各領域の衝突確率を用いて以下の通り中性子衝突数のバランス式をたてる。

$$\text{領域 } n \text{ での衝突数} = \sum_{k=1}^{\text{全領域}} \left[\text{領域 } k \text{ での発生中性子数} \right] \times \left[\text{領域 } k \text{ から } n \text{ への衝突確率} \right]$$

この多元連立方程式を解くことにより、単位燃料棒セル内の各領域の平均中性子束を求める解法が衝突確率法の基本式である。

この他、チャンネルボックスやチャンネル外の水領域の中性子スペクトルの計算も同様に行われる。

このようにして求めた中性子束スペクトルを重み係数として、燃料集合体各領域の熱エネルギー組の平均核定数を計算する。

これらの計算手法は、燃料棒単位の組成の相異が全て考慮できる計算方法となっている。

次に、BではAの熱中性子エネルギー領域外として高速および中速群中性子エネルギー領域の核定数計算を行う。共鳴エネルギー領域中性子に対する共鳴吸

収計算は、次に述べる高速及び中速エネルギー組の核定数計算のための68組の実効的断面積を準備するために実施される。

UやPu同位体は、いずれも数多くの共鳴レベルを持っている。一般に、共鳴物質が含まれる燃料棒内の中性子束は、空間的にもエネルギー的にも凹むことになる。これは共鳴の自己遮蔽効果と呼ばれ、この中性子の凹みを評価することが共鳴吸収計算である。自己遮蔽効果は、個々の燃料棒内での共鳴レベルの性質のみならず、個々の燃料棒内での共鳴核種及び混在している核種の原子数密度やダンコフ効果によって変動する。

燃料棒での中性子の共鳴吸収は、ほとんど燃料の表面において起こる。そのため、燃料棒が規則的に配列された格子系においては、ある燃料棒についてみると吸収される共鳴中性子はその近傍の減速材の部分から入ってくるが、それらの中性子が飛行する間に他の燃料棒による共鳴吸収によりある程度遮蔽されてしまう。この現象は換言すれば、燃料棒の表面積を実効的に減ずる効果に相当する。この空間遮蔽効果を補正する必要がある、この補正係数をダンコフ係数として以下の式で定義する。

$$\text{ダンコフ係数} = \frac{\text{対象としている格子系の入射共鳴中性子数}}{\text{燃料棒間距離が無限大時の入射共鳴中性子数}}$$

共鳴吸収計算は、IR近似法（Intermediate Resonance）を採用している。共鳴吸収計算の解析的手法として、NR（Narrow Resonance）近似とWR（Wide Resonance近似）がある。NR近似は、散乱の減速幅に比べて共鳴の幅が十分狭い場合に成り立つ近似であり、高エネルギーにある共鳴レベルに対して精度がよい。一方WR近似は逆に共鳴幅が散乱減速の幅に比べて十分大きい場合に良く成り立つ近似であり、燃料核種のような重い核種では、中性子の1回の衝突によるエネルギー減少率が小さいため、高エネルギー領域ではあてはまらないが、低いエネルギーにある共鳴レベルで当てはまる場合が多い。現実には両近似の中間的な状況がほとんどである。このような中間的状況の場合にも共鳴自己遮蔽効果を精度良く扱えるように考案されたのがIR（中間共鳴）近似であり、散乱減速をNR及びWR近似の加重平均によって表現し、その加重を調整

して評価する手法である。

共鳴エネルギー領域以外的高速及び中速エネルギー領域の中性子に対する核
定数計算におけるエネルギー組分けはGAM[1]コードと同じ10MeVより
0.414eVまでを等レサジー幅（中性子エネルギー減少率の対数値）に分割して
おり、組数は68組である。GAMタイプのライブラリでは、共鳴吸収断面積は
共鳴レベルパラメータ（共鳴エネルギーや共鳴巾等）で与えられ、実際の環境
条件が決まるとその環境下で個々の共鳴計算を内部で行い、共鳴吸収を評価す
る取扱いである。

高速エネルギー組は30組までに相当し、31組以降が中速エネルギー組である。
高速エネルギー組領域では核分裂が燃料棒中で起こる（核分裂による中性子発
生源が燃料棒内にある）ため、中性子束レベルは減速材中のそれよりも高い。
このような燃料棒セル内での中性子束分布効果を計算するため、燃料、被覆管、
減速材からなる体系にて衝突確率法による非均質セル計算を行う。

これより、68群のセル平均核定数を求め、燃料集合体各部の高速、中速組の
核定数を計算する。

上述のA、Bで導出した各エネルギー領域の中性子束分布により断面積を加
重平均してエネルギー組3群の核断面積を用いて、Cで拡散方程式を解くこと
により燃料集合体の中性子束分布、無限増倍率、出力分布が求められる。

燃料核種の燃焼はCで計算した中性子束分布を使用し、燃料集合体各部の元
素の燃焼による変化を通常の燃焼計算式により計算する。核種燃焼微分方程式
は4次オーダーのRunge Kutta Gill法をベースに数值的に計算される。

以上のようにして、ある燃焼ステップ後の燃料集合体各部の燃料核種濃度を
計算するが、燃焼後の核種組成が変化した時点での中性子束分布等を計算する
には、またA～Cに戻って計算する。

軽水炉用燃料として想定している濃縮ウランや使用済ウラン燃料のリサイ
クルプルトニウムを使用したMOX燃料ではCm、Cf等のTRU核種のほと
んどは濃度が低いので核特性への影響は無視できる。したがって、軽水炉燃料
集合体核特性計算コードでは中性子スペクトルに影響し得ると考えられる図

1.1.3-4に示す燃焼チェーン上の核種を対象とした計算を行っている。

軽水炉によるTRUを含めた燃料リサイクルの検討においても、軽水炉用炉心燃料設計に使用されている上述の炉心核特性計算コードを用いることが望ましい。しかし、炉心核特性計算コードでは共鳴エネルギー領域を正確に取扱う必要があることから、詳細な炉心燃料仕様にもとづく中性子束の空間的、エネルギー的分布の評価に重点がおかれており、TRUリサイクルの長期的評価には入力条件が複雑すぎるとともに、計算時間が多大となる。このためこれを用いた多重リサイクル計算には事実上限界があるので、燃焼にともなう多数の核種の詳細な濃度解析は中性子束エネルギーおよび空間分布を1点近似・1群縮約した計算モデル[12~13]によっても行なわれている。この場合は、炉心燃料設計緒元の影響、燃焼に伴う中性子スペクトルの変化を適切に反映した長期間に亘るリサイクル解析を行うことは困難である。

一方、炉心燃料設計計算コードを用いる場合は、ある程度定常状態となる数サイクルの繰返し計算結果で比較検討したり、この結果から外挿により平衡サイクルにおける核種濃度を求める手法によりリサイクル方策が検討されている。[14~18]しかし、核反応上炉心特性に影響を与える核種と放射性廃棄物としての生物学的リスク上影響のある核種は異なる場合があるので評価目的によっては対象核種が適切でないことがあること、繰返し計算の打ち切りや外挿手法により平衡状態達成度に曖昧さが残ることなどの問題がある。

一方、多くの核種濃度の燃焼依存性を詳細に評価する場合には中性子エネルギースペクトルの単純化、炉心一点近似化等により多重リサイクル計算を行い疑似平衡サイクルを得ている[19]が、中性子エネルギースペクトルの燃焼依存性等、その評価の基本的な条件の設定に正確さを欠き、また、臨界条件の導入は不可能であり、したがって評価結果の妥当性に問題を生ずる欠点がある。

また、多重リサイクル計算の燃料装荷量や、その核分裂性物質含有量は核燃料物質の量的評価上重要であり、このためには燃焼計算に臨界条件を考慮する必要がある。しかし、現行軽水炉用炉心燃料計算手法では臨界調整は三次元炉心燃料計算の段階で行われるため、燃料集合体形状二次元無限体系の計算の段

階で無限増倍率を臨界維持に必要な値に設定する方法が用いられている。

いずれにせよ、従来の反応度調整法は燃料物質中の核分裂性物質含有量を試行錯誤的に推定して計算結果を確認する方法で行われるため、多重リサイクルには多大な作業を必要とする。

また、核種燃焼方程式の時間依存を考慮しないで、平衡状態の核種濃度を評価することにより燃料サイクル形態を比較・検討する方法[20～22]もあるが、現行燃料サイクルで広く行われている燃料のバッチ装荷とそれに伴う使用済燃料の冷却を考慮することが困難である。

このように、軽水炉によるTRUリサイクル燃料燃焼特性解析については評価手法上の制約から検討対象を限定せざるをえず、長期的燃料サイクルに関連する種々のパラメータの影響を包括的に評価し、その本質的特性を把握できる手法の確立が望まれている。

本研究は以上に述べたような軽水炉平衡炉心解析手法上の問題を解決することを目的として、特定の燃焼条件下で得られた平衡状態を現実的な炉心運転条件に沿った平衡炉心燃焼解析に拡張する手法について検討し、その有効性を検討するものである。

1.2 研究目的

軽水炉燃料リサイクルシステムの評価においては炉心燃料諸元や燃料組成に伴う中性子スペクトルの長期的な影響を正しく評価することが重要であり、炉心燃料を一定の条件下でリサイクル燃焼した平衡炉心燃焼解析は、その炉心特性や燃料組成にこれらの効果が適確に反映されている必要がある。

しかし、従来の手法では計算時間の制約からリサイクル計算が不十分で平衡状態に至らなかったり、あるいは平衡に近いリサイクル計算ができたとしても、計算モデルの簡略化等により実際の炉心燃料設計仕様との対応上疑問が残る等により、その信頼性は必ずしも十分とは言えないものがあつた。

また、一定の炉型ないし炉心燃焼特性による燃料サイクルの長期的なTRU蓄積量の評価のような問題においては、中性子スペクトルも炉心燃料設計諸元によって制御可能であることから、中性子スペクトルとの相関として捉えることも重要であるが、従来の軽水炉炉心設計計算コードでは中性子スペクトルは燃料格子諸元や燃料組成によって決定されてしまうため、このような評価を行うには不都合であつた。特に、炉心燃料設計諸元を変更した場合の燃料リサイクルシステムによるTRU生成量の比較評価のような場合には、このような軽水炉燃料燃焼の特徴を十分反映できる燃料リサイクル計算システムによる平衡炉心の評価手法確立が望まれる。平衡炉心は、物理的には実現困難であるが、燃料サイクル上からは燃料組成や炉心特性が最終的に到達する方向性を理解することができるため、炉心燃料設計諸元の変更等における重要な評価対象とされている。なお、本研究における平衡炉心とは、燃料供給および炉心運転条件を一定として炉心運転サイクルを無限回繰返した場合に到達する仮想的炉心運転サイクルを意味する。平衡サイクルに到達した炉心の燃料組成では、サイクル初期の燃料装荷から末期の燃料取出しまでの期間中の燃焼に伴う炉心燃料組成の変化が一定のパターンとなり、リサイクル回数に依存しない定常組成状態となるので、燃料供給条件、運転条件、燃料取出し条件等による炉心燃料特性への影響を客観的に評価することができる。

本研究では、軽水炉によるウランおよびMOX燃料のリサイクルシステムの本

質的な特徴を評価するため、TRUの生成、燃焼がより精度よく客観的に評価できる平衡サイクル評価手法の開発・確立を目的とし、さらに、この手法による評価が将来の炉型開発における燃料リサイクルの相互比較の精度を向上し、より信頼性の高い最適化に資することを意図している。

すなわち、本論文の目的は、従来の平衡状態評価手法に見られる曖昧さを伴わない真の平衡状態を算出する手法を確立し、その平衡達成度を評価すること、および平衡サイクル燃料組成に影響を与える因子として臨界条件の導入を効率的に行う方法を検討し、これを用いて軽水炉におけるTRU蓄積を軽減する手段として使用済燃料から回収されたTRUを再び燃料の一部として炉心にリサイクルするTRU閉込めリサイクル運転における平衡炉心の燃料核種組成を考察し、TRU蓄積低減の可能性を明らかにすること、さらに、これにより長期的な軽水炉燃料リサイクルシステムにおける炉心燃料設計諸元の最適化の方向性の明確化に資することを内容とする。

1.3 本論文の構成と検討項目

本論文は次の4章から構成される。

第1章「緒言」（本章）では、研究の背景として軽水炉の燃料利用の現状とリサイクルの最近の動向および軽水炉燃料リサイクル評価手法の現状を概観した上で、本論文の研究目的を示す。

第2章「軽水炉燃料リサイクル解析手法の検討」では、炉心燃料核種数密度の燃料方程式の時間微分を0とおいた場合は連続燃料供給炉心の平衡サイクル核種数密度を与えることを示す。一方、現実の炉心燃料取替がバッチ方式で行われることから、バッチ取替燃料の燃焼方程式の解法を示し、この初期入力値を連続燃料供給炉心モデルから得られた核種数密度とする方法を示す。次に、このような手法により、 $3w/o^{235}\text{U}$ 濃縮燃料バッチ供給炉心を対象に図1.1.2-2に示すTRU閉込め平衡サイクル炉心の燃料バッチ取替え計算を行うと、従来の実際の燃料装荷を模擬した多重リサイクル計算より早く平衡サイクルが得られることを数値例により示す。この数値例により従来の多重リサイクル計算による核種計算密度の平衡サイクルの到達の様子を検討するとともに、平衡サイクル到達度を評価する。なお、 ^{238}U は炉心から取出されても再び濃縮ウランとして装荷されることから、燃料物質は一切炉心から取出さないこととし、FPのみ取出すとしている。この結果、臨界性は考慮されないが、本章の目的とする核種濃度の平衡値到達度の評価には影響しない。

第3章「軽水炉燃料TRU閉込め平衡サイクル炉心に関する検討」では、連続燃料供給炉心モデルにより平衡サイクルにおける核種数密度を評価する場合に、供給する燃料組成を燃料インポートランスにより調整し、臨界条件として設定される反応度を維持する手法を示す。次に、BWRにおけるMOX燃料装荷炉心についてこの手法を適用し、ウラン燃料を反応度的に等価なMOX燃料と置き換える場合の平衡サイクル炉心を解析する。ここでは、供給するMOX燃料のプルトニウム富化度をMOX燃料装荷率に応じて調整した幾つかのTRU閉込め平衡サイクル炉心についての検討結果を示し、炉心燃料組成、TRU濃度を比較、検討するとともに燃料インポートランスとの関係等を考察する。

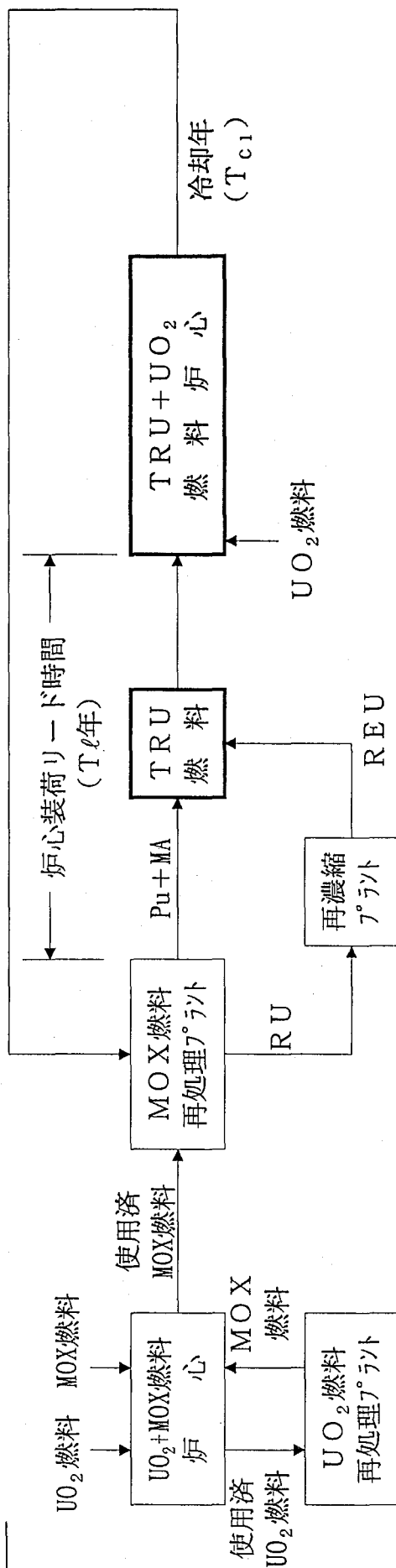
マイナーアクチナイドについては、上記のTRU閉込め炉心によるマイナーアクチナイド濃度の平衡値到達可能性を踏まえ、さらに、他の軽水炉の使用済み燃料再処理により回収された分についても UO_2 燃料炉心に装荷し、その蓄積軽減を図る場合の濃縮ウランの所要濃縮度増加分を燃料インポートランスを用いて評価し、天然ウランの追加必要量等、その物質収支への影響を検討する。また、MOX燃料炉心にマイナーアクチナイドを装荷した場合については、プルトニウム利用による天然ウラン節約量の減少度合いを評価する。

本章ではさらに、仮想的な連続燃料供給炉心モデルの解と現実の運転条件を取り入れた平衡サイクル計算の対応を考察し、連続燃料供給炉心モデルにおける燃料供給量を補正する事によりバッチ燃料装荷方式による繰返し計算を実施する。この解析結果により、燃料組成の燃焼度依存性、中性子スペクトルの燃焼度依存性による核種濃度への反映、冷却時間の核種濃度への影響を評価できる事を示し、その結果を評価する。

最後に、第4章「結言」において本研究の成果をまとめる。

TRU炉心閉じ込め燃料リサイクルナリオ

OP. 1



OP. 2

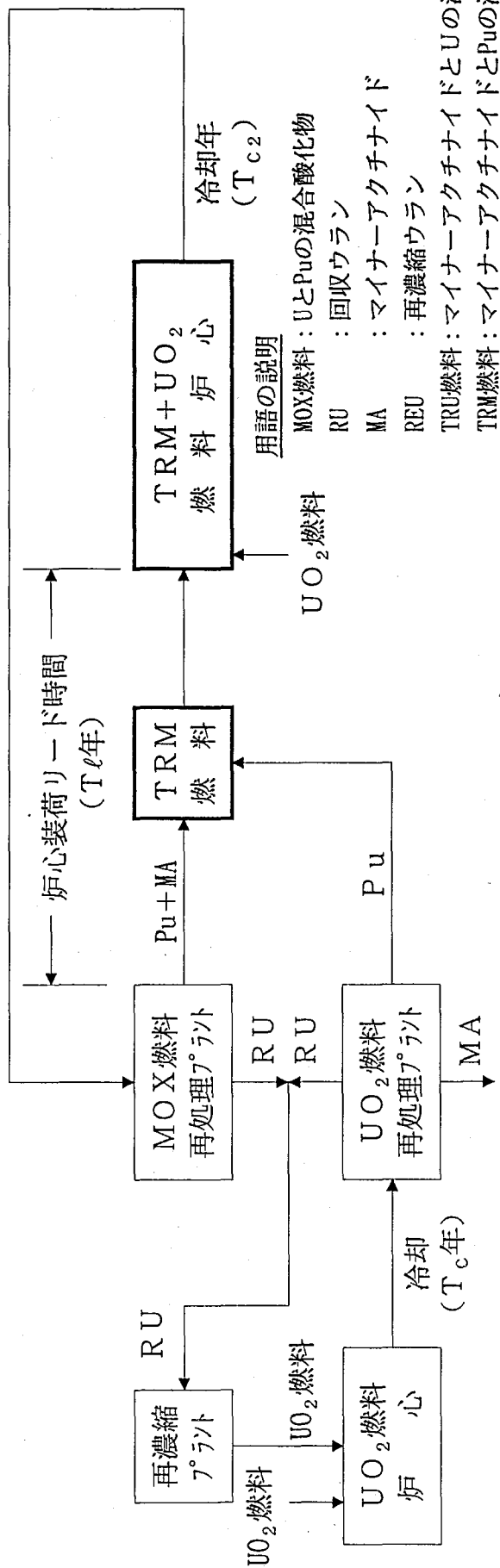


図1.1.2-1 TRU炉心閉じ込め燃料リサイクルナリオ

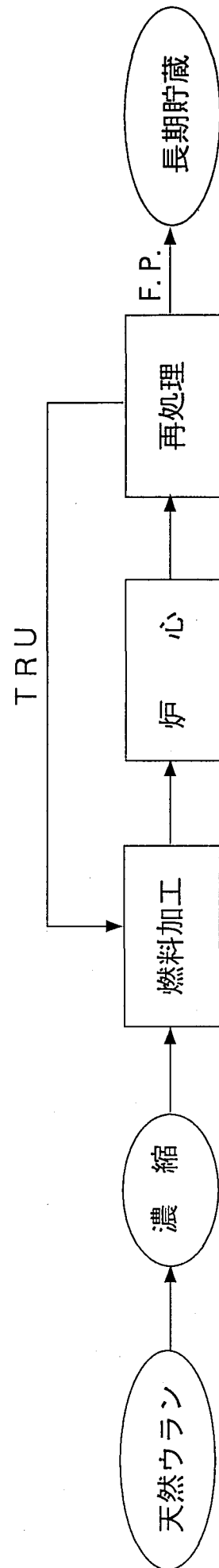


図1.1.2-2 検討対象としたTRU閉込め軽水炉平衡炉心リサイクルシステム

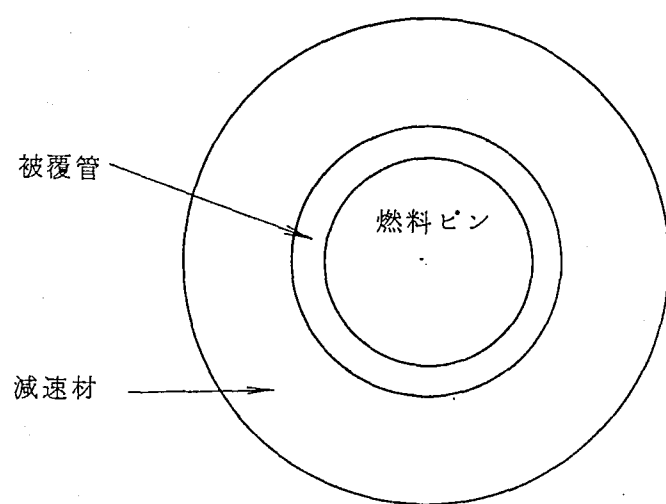


図1.1.3-1 単位燃料棒セル

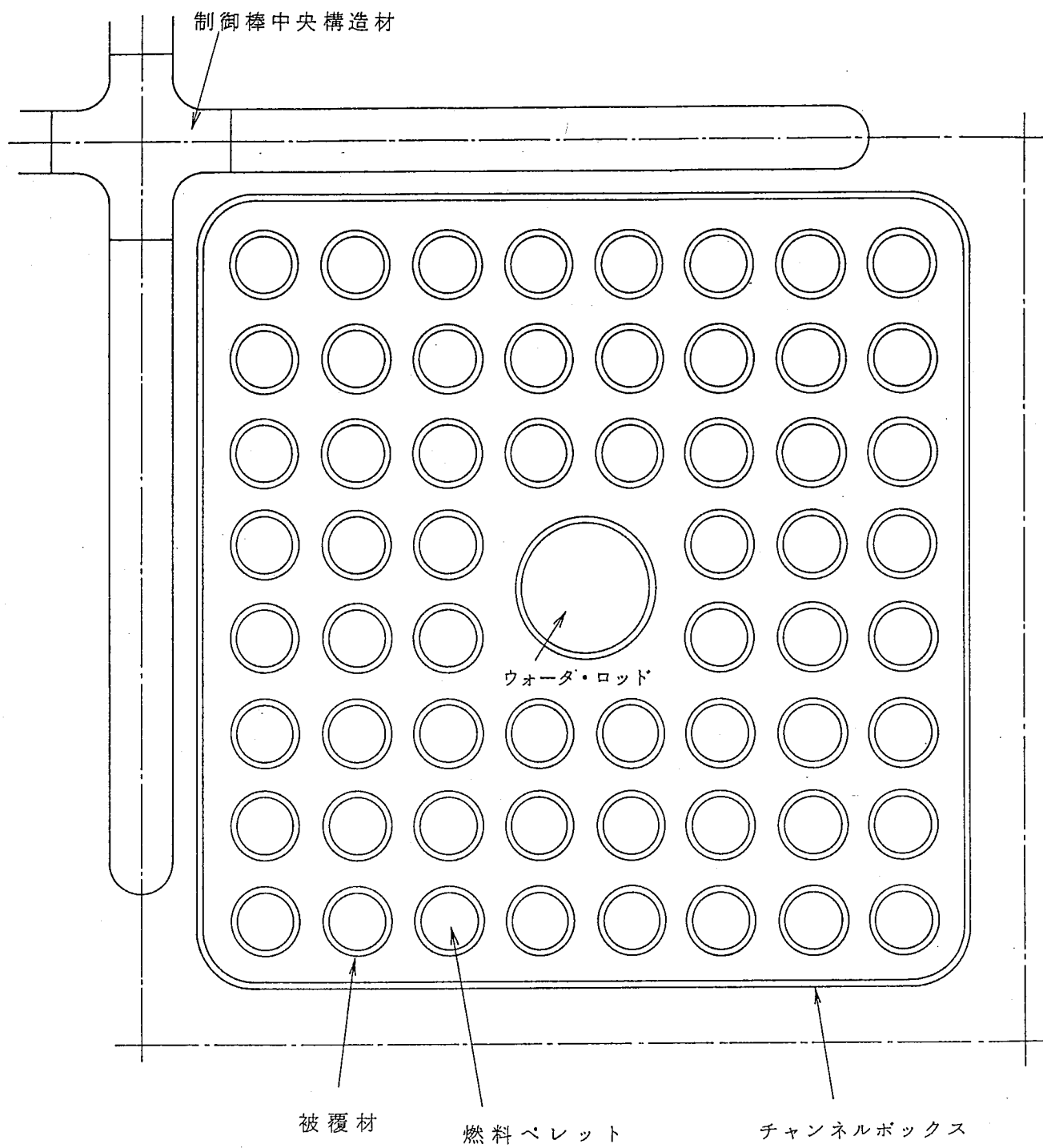


図1.1.3-2 解析対象単位燃焼集合体

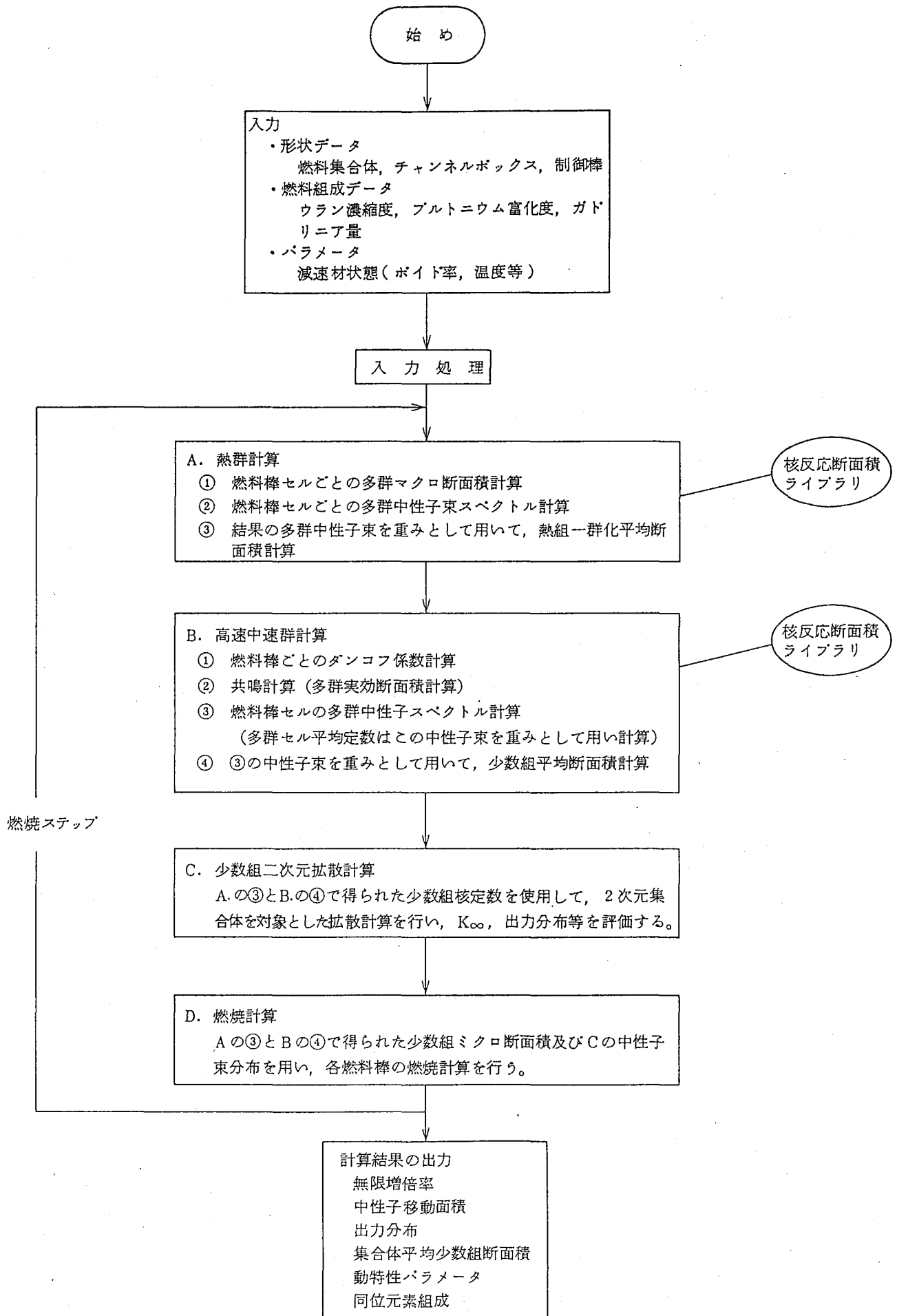


図1.1.3-3 燃料集合体核特性計算コードの計算手順

228 229 230 231 232 233 234 235 236 237 238 239 240 241 242 243 244

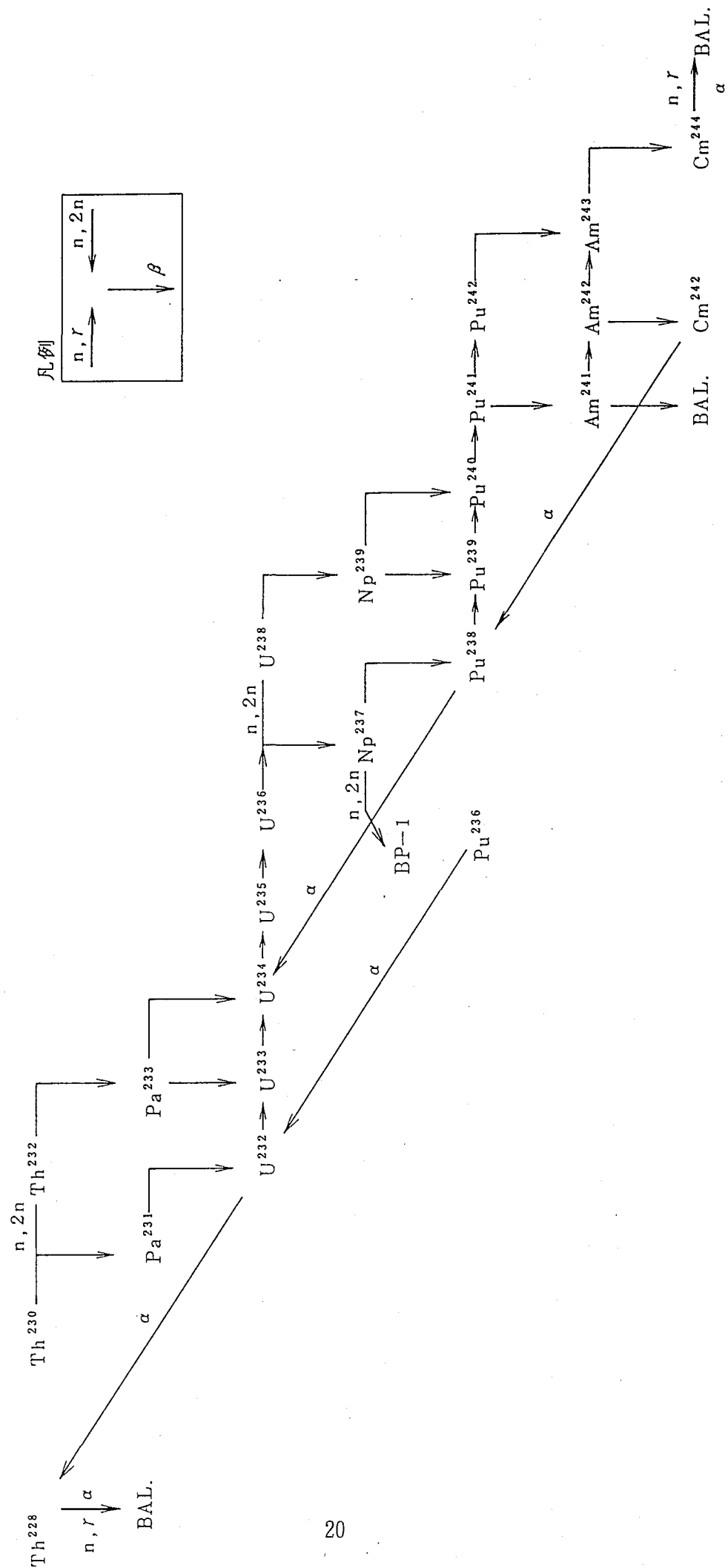


図1.1.3-4 燃料集合体核特性計算コードの燃焼チェイン

第 2 章

軽水炉燃料リサイクル解析手法の検討

第2章 軽水炉燃料リサイクル解析手法の検討

2.1 燃焼方程式の解析手法

軽水炉による長期的核燃料リサイクルシステムを検討するにあたり、適切な解析手法を確立する必要がある。

以下では、前章で述べた状況に鑑み、軽水炉燃料の多重リサイクル解析上検討対象とする必要があるTRU核種を、炉心燃料設計諸元の詳細および燃焼に伴う中性子スペクトルの変化を反映しつつ簡便に計算できる手法として、従来の軽水炉燃料集合体核設計コードによる解析結果を反映しつつ、かつ、少ないリサイクル計算で平衡サイクル状態を得る計算スキームを検討した結果を示す。

2.1.1 連続燃料供給炉心モデル計算

ある燃料サイクルの炉心内核種組成は、装荷燃料組成、燃料供給率、中性子スペクトル、中性子束レベル等に依存するが、一般に、炉心の重核種 i の数密度 n_i は次のような物質バランス方程式を満たす。

$$\frac{dn_i}{dt} = -\phi(t)\sigma_{a,i}n_i - \lambda_i n_i + \phi(t)\sum_{i'}\sigma_{a,i'}\alpha_{i'\rightarrow i}n_{i'} + \sum_{i'}\lambda_{i'}\beta_{i'\rightarrow i}n_{i'} - r_i n_i + s_i \quad (2.1.1-1)$$

ここで、

$\sigma_{a,i}$: 核種 i の1群縮約中性子吸収断面積。中性子吸収反応としては (n, γ) , (n, f) , (n, α) , $(n, 2n)$, $(n, 3n)$ を考慮する。

$\alpha_{i'\rightarrow i}$: 核種 i' の中性子捕獲, $(n, 2n)$, $(n, 3n)$ 反応により核種 i が生成される確率

λ_i : 核種 i の崩壊定数

$\beta_{i'\rightarrow i}$: 核種 i' の崩壊から核種 i が生成される確率

$\phi(t)$: スカラー中性子束レベル

r_i : 核種 i の炉心からの取出し係数

s_i : 核種 i の単位時間当りの供給率

である。 $\sigma_{a,i}$, ϕ は時間 t の関数である。本来、中性子束や反応断面積は原

子炉型の他に核種数密度にも依存するが、ここでは核種数密度による影響を無視し、炉型によって与えられるものとする。 r_i は核種 i の炉心からの取出し係数として定義した量であり、崩壊定数と同じ時間の逆数を単位とし、人為的な燃料取出し操作による炉心内核種 i の減少量は $r_i n_i$ で与えられる。

燃料物質バランス方程式 (2.1.1-1) の左辺の時間微分項を 0 とおいた核種 i の数密度ベクトル n を未知数とする連立方程式は、炉心内の核種 i についての連続燃料供給時炉心平均平衡重核種濃度組成を与える。すなわち、係数を行列形式で表すと、

$$Mn = s \quad (2.1.1-2)$$

ただし、 $M = T + D + R$ である。ここで、

T : $\phi \cdot \sigma_j (\delta_{ij} - \alpha_{j \rightarrow i})$ を要素とする行列

D : $\lambda_j (\delta_{ij} - \beta_{j \rightarrow i})$ を要素とする行列

R : 炉心からの取出し係数行列

n : 炉心内重核種平衡数密度ベクトル

s : 単位時間単位体積当りの燃料供給率ベクトル

δ_{ij} : クロネッカーの δ

である。

R は取出し係数 r_i からなる対角行列である。(2.1.1-2) 式中、 D 項は核種が本来有する定数であるが、それ以外の項は中性子スペクトル、中性子束レベル、燃料供給等により制御可能な量である。

現行軽水炉の場合、燃料装荷はバッチ方式で行われるが、(2.1.1-2) 式はこのようなバッチ取替方式が連続的に行われるような燃料供給を想定した場合の炉心の燃料核種組成を与えるものと考えることができる。

ここで、燃料供給は核分裂性核種の核分裂により核分裂生成物 (以下, FP) となった分と炉心から取出される分および崩壊により解析対象とする核種以外の核種になった分だけ供給されることになる。炉心からの燃料取出しがなく、解析対象外の核種となったものを無視すると、燃料重金属 (HM) 中の核分裂性核種数密度 n_i と単体体積当りの燃料元素同位体供給率 s_i との間には、

$$\phi \sum_{i \in \text{HM}} \sigma_{f,i} n_i = \sum_{i \in \text{HM}} s_i \quad (2.1.1-3)$$

の関係が成り立つので、左辺の中性子束 ϕ または右辺の燃料供給率 s を与えることにより、組成とは無関係に炉心平均出力密度 P を計算できる。

炉心平均出力密度一定条件下での連続燃料供給時平衡炉心燃料組成計算では (2.1.1-3) 式の物質バランス式に加えて、燃料元素同位体供給率 s_i と総燃料供給率 S の関係式、

$$s_i = \kappa_i S \quad (2.1.1-4)$$

および、核分裂によるエネルギーの総和を表す

$$\phi \sum_{i \in \text{HM}} E_i \sigma_{f,i} n_i = P \quad (2.1.1-5)$$

の二式も考慮しなければならない。

ただし、

κ_i : i 核種の全供給に対する割合。 ($\sum_{i \in \text{HM}} \kappa_i = 1$)

E_i : 核分裂性核種 i の 1 核分裂当りの発生エネルギー

P : 出力密度

である。ここで、 $\sigma_{f,i} \phi$ を要素とするベクトル F を定義すると、(2.1.1-1) 式と (2.1.1-4), (2.1.1-5) の二式を連立させた連立方程式は以下のようになる。

$$\begin{bmatrix} -(T+D+R) & I & 0 \\ 0 & I & -\kappa \\ F^t & 0 & 0 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} n \\ s \\ S \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} 0 \\ 0 \\ P \end{bmatrix} \quad (2.1.1-6)$$

F : $\phi E_i \sigma_{f,i}$ を要素とする列ベクトル

I : 単位行列

である。すなわち、核定数と中性子束レベル、炉心平均出力密度、燃料組成、燃料取出し率を与えて上記 (2 N + 1) 元連立方程式を解けば、その運転形態での N 核種の連続燃料供給時平衡炉心燃料組成が得られる。

なお、燃料組成の反応度の目安として、中性子束レベルに依存しない燃料核

算出するようにした。

$$h = \frac{\sum_{i \in HM} v_i n_i \sigma_{f,i}}{\sum_{i \in HM} n_i \sigma_{a,i}} \quad (2.1.1-7)$$

2.1.2 バッチ燃料取替方式による燃料燃焼方程式

(1) 中性子照射時核種組成

バッチ取替方式における燃料燃焼中の核種組成 $\mathbf{n}(t)$ の燃焼変化は (2.1.1-1) 式において $\mathbf{r}_i = \mathbf{s}_i = 0$ とした右辺の係数行列を $\mathbf{A}\{\phi(t)\}$ とおいた

$$\frac{d}{dt} \mathbf{n}(t) = \mathbf{A}\{\phi(t)\} \mathbf{n}(t) \quad (2.1.2-1)$$

を積分することにより求められる。ここで、

$$\mathbf{A}^{(t)}\{\phi(t)\} = \hat{\mathbf{A}}^{(t)}\{\phi(t)\} + \Lambda$$

とおく。ただし、

$$\hat{\mathbf{A}}^{(t)}(i,j) = \phi(t) \sigma_j (\delta_{ij} - \alpha_{j \rightarrow i})$$

$$\hat{\mathbf{A}}(i,j) = \lambda_j (\delta_{ij} - \beta_{j \rightarrow i})$$

ここで、 δ_{ij} はクロネッカーの δ 関数である。

行列 $\mathbf{A}^{(t)}\{\phi(t)\}$ の対角要素は核種 i の消滅項であり、非対角要素により次式で示される。

$$\mathbf{A}^{(t)}(i,i) = -\sum_{j=1}^N \mathbf{A}^{(t)}(j,i) \quad (2.1.2-2)$$

ただし、 j についての和は重金核種 N 個について行うことを示す。

ここで、

$$\begin{aligned} \Delta \mathbf{B}^{(t)} &= \exp(\mathbf{A}^{(t)} \Delta t) \\ &\approx 1 + \mathbf{A}^{(t)} \Delta t + \frac{1}{2} (\mathbf{A}^{(t)} \Delta t)^2 + \dots + \frac{1}{n!} (\mathbf{A}^{(t)} \Delta t)^n \end{aligned} \quad (2.1.2-3)$$

ただし、 Δt は時間ステップ $\Delta t = t_p - t_{p-1}$ である。

時刻 t_p における (2.1.2-1) 式の解は t_{p-1} における数密度から次式で与えられる。

$$\mathbf{n}(t_p) = \Delta \mathbf{B}^{(t)} \mathbf{n}(t_{p-1}) \quad (2.1.2-4)$$

また、 t_{p-1} から t_p までの平均密度は次式で与えられる。

$$\begin{aligned} n(\text{av.}) &= \int_{t_{p-1}}^{t_p} n(t) dt / \int_{t_{p-1}}^{t_p} dt \\ &= F^p n(t_{p-1}) \end{aligned} \quad (2.1.2-5)$$

$$F^{(t)} = [\exp(A^{(t)} \Delta t) - 1] / (A^{(t)} \Delta t) \quad (2.1.2-6)$$

時間ステップを t_p とすると、 $n(t_p)$ は次式で与えられる。

$$\begin{aligned} n(t_p) &= B n(t_0) \\ &= n(t_0) \exp\{A^{(t)} t\} \end{aligned} \quad (2.1.2-7)$$

$$\begin{aligned} B &= \Delta B^p \Delta B^{p-1} \dots \Delta B^1 \\ &= \exp\{A^{(1)} \Delta t_1\} \exp\{A^{(2)} \Delta t_2\} \dots \exp\{A^{(p)} \Delta t_p\} \end{aligned} \quad (2.1.2-8)$$

(2) 燃 焼 度

燃焼度 E は燃焼ステップでの核分裂により消滅した全原子数の和で表せる。

$$\begin{aligned} E &= \sum_{i=1}^N F C G_{av} \sum_{j=1}^N A^{(t)}(i, j) F^{(t)}(i, j) n(t_{p-1}) \Delta t \\ &\approx F C G_{av} (n(t_p) - n(t_{p-1})) \end{aligned} \quad (2.1.2-9)$$

ここで、

Δt = 燃焼ステップ

ただし、

$$G_{av} = \sum_i \nu_i n_i / \sum_i n_i$$

$$\nu_i = 129927 \times 10^{-3} (Z_i^2 A_i^{0.5}) + 3312 \text{ (MeV/fission)}$$

ここで、

Z_i = 核種 i の原子番号

A_i = 核種 i の質量数

F = エネルギー変換係数 (MeV/Watt-sec)

$C = 8.64 \times 10^4 \text{ (sec/日)} \times 10^{-24} \times 10^3 \text{ (Watts/kw)}$

(3) 転換比

時刻 t における核種 i の瞬時転換比 C_i を次式で定義する。

$$C_i = \left| \frac{\text{単位時間当たりの核分裂性物質生成量}}{\text{単位時間当たりの核分裂性物質消滅量}} \right| \quad (2.1.2-10)$$

$$C_i = \frac{\sum_j \sum_{\substack{\ell=1 \\ \neq j}}^{N_f} A^t(i, j) n_\ell}{\sum_j -A^t(j, j) n_j} \quad (2.1.2-11)$$

ここで、 j は核分裂性核種 N_f 個についての和を示す。 n_ℓ と $A^t(i, j)$ は以下の定義による。

$$n_\ell = \ell \text{ 番目の親核種の数密度 } (1 / (\times 10^{-24} \text{cm}^3))$$

$$A^t(i, j) = \text{時刻 } t \text{ での燃焼行列 } (i, j) \text{ の要素 (日/核種)}^{-1}$$

本解析では、転換比を求める際の核分裂性核種としては ^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu を使用した。

(4) 冷却および再処理過程における燃料組成の変化

バッチ取替方式で燃料核種をリサイクル利用する場合、取出された燃料バッチは冷却された後再処理され、場合によってはリサイクル利用燃料核種の分離等の選択操作が加えられて再装荷燃料が成型加工され、新たなバッチ取替燃料として炉心に装荷される。

使用済燃料冷却期間中の核種 i の数密度 n_i は、(2.1.1-1) 式で $\phi(t)=0$ 、

$r_i = s_i = 0$ として次式が得られる。

$$\frac{dn_i}{dt} = -\lambda_i n_i + \sum_{i'} \lambda_{i'} \alpha_{i' \rightarrow i} \cdot n_{i'} \quad (2.1.2-12)$$

(2.1.2-12) 式の係数行列を C で表わすと、(2.1.2-12) 式は

$$\frac{dn}{dt} = Cn$$

となり、この解は行列指数関数を用いて表わせば、

$$n(t) = n(0) \exp(C \cdot t) \quad (2.1.2-13)$$

となる。よって冷却行列 C は、以下のようなになる。

$$\begin{aligned} C(t) &= \exp(Ct) \\ &= I + Ct + \frac{1}{2}(Ct)^2 + \frac{1}{3}(Ct)^3 + \dots + \frac{1}{m!}(Ct)^m \end{aligned}$$

よって、 $\mathbf{n}(t)$ は(2.1.2-7)～(2.1.2-8)式と同様な方法で計算できる。

使用済燃料をリサイクル利用する場合は冷却後再処理されるが、この過程で分離処理等によるリサイクル利用核種の選択操作を行列 $\mathbf{G}$ で表わす。 $\mathbf{G}$ は再装荷される核種の対角要素のみが1、それ以外の要素は0の行列となる。

よって、取替燃料バッチを構成する核種数密度ベクトル $\mathbf{n}$ の中性子照射後の炉外での変化は、中性子照射終了後から次サイクルでの照射開始までの時間経過を t とすると、

$$\mathbf{n}(t) = \mathbf{GC}(t)\mathbf{n}(0) \quad (2.1.2-14)$$

となる。

2.2 軽水炉燃料多重リサイクル計算手法の検討

2.2.1 軽水炉用燃料集合体核特性計算コードによる核定数作成

軽水炉燃料の多重リサイクル解析上検討対象とするTRU核種濃度を、炉心燃料格子設計諸元および燃焼に伴う中性子スペクトルの変化を反映しつつ実用的な計算時間で計算可能とするため、現行軽水炉用燃料集合体核特性計算コードにより得られるエネルギーグループ多群中性子スペクトルを重みとして核断面積を縮約し、1群実効断面積を使用する方法を検討した。通常の炉心燃料設計上、影響がほとんどないことから現行軽水炉燃料集合体核特性計算コードで考慮されていない低濃度のTRU核種濃度評価においても、このような軽水炉用エネルギー多群詳細計算コードにより燃焼度依存で計算されたエネルギースペクトルで縮約された実効核断面積を使用して多重リサイクル燃焼計算を行うことにより軽水炉燃料サイクル計算の精度を向上できる。

なお、燃料集合体核特性計算コードで考慮されていない核種の断面積はJENDL-3, ENDF/B-VIから入力し、燃料集合体核特性計算コードで得られた中性子エネルギースペクトルで加重平均して用いることとした。また、これらのライブラリにも含まれない核種についてはORIGEN-2/82から引用した。

核定数作成手順とそのリサイクル計算への適用法を以下に示す。

- ① 評価対象とする軽水炉燃料集合体又は単位燃料棒セル体系の幾何学的寸法形状と燃料組成、出力レベル、減速材密度を軽水炉用燃料集合体核特性計算コードに入力して核定数を作成する。

軽水炉用燃料集合体核特性計算コードでは、中性子スペクトルの空間依存性および燃焼度依存性を適切に考慮できるような燃焼度ステップで、対象とする燃焼度まで多群中性子スペクトルを計算する。

- ② 詳細多群中性子断面積は上記で得られた各領域の中性子スペクトルで加重平均されるが、軽水炉用燃料集合体核特性計算コードで無視されている核種の断面積はJENDL-3, ORIGEN-2等、他のライブラリーから引用し、必要に応じて上述の領域加重平均中性子スペクトルで加重

平均化する。

- ③ 中性子スペクトル加重平均化により得られた1群実効断面積は(2.1.1-2)式の連続燃料供給炉心燃焼方程式および(2.1.2-1)式の時間依存燃焼方程式の核定数として使用する。
- ④ 連続燃料供給炉心燃焼方程式では核定数の燃焼依存性を考慮できないので、核定数が燃焼度依存で作成された場合は燃焼度加重平均値として使用する。時間依存燃焼方程式を解く計算コードは、サイクル途中で核断面積を更新することによりサイクル燃焼度の進行とともに変化する中性子スペクトルの影響を考慮した核種濃度を計算できる。

2.2.2 連続燃料供給炉心モデル計算のバッチ取替りサイクル計算への適用

連続燃料供給炉心モデルを対象とした(2.1.1-6)式を解くことにより得られた燃料核種数密度を、バッチ取替方式で運転される炉心に装荷する燃料バッチ組成の初期値として使用方法を検討する。

燃料バッチ取替方式で運転する平衡サイクル炉心の核種数密度の燃焼度依存性を1次関数で近似できると仮定すると、炉心運転サイクル長さ T_c 、サイクル燃焼度 E_c 、バッチ数 M 、出力密度 P で一定出力運転する時の燃料バッチの取出し燃焼度 E_d は、燃料バッチ平均初期密度 ρ_{HM} の場合、

$$E_d = ME_c = MPT_c / \rho_{HM} \quad (2.2.2-1)$$

で与えられる。また、サイクル末期のバッチ平均燃焼度を E_a とすると、

$$E_a = (M+1)E_c/2 \quad (2.2.2-2)$$

となる。

サイクル末期の燃料バッチ j の核種 i の炉心平均的な数密度 $n_i(E_a)$ は、核種 i の取り出し率を r_i とすると、次式で与えられる。

$$n_i(E_a) = \frac{1-r_i}{M} \sum_{j=1}^M n_i(jE_c) \quad (2.2.2-3)$$

ここで、燃料バッチ i の装荷時の核種 i の数密度を n_{i0}^j とすると、 n_{i0}^j は j サイクル後の数密度 $n_i(jE_c)$ により次式で与えられる。

$$n_{i0}^j = j \int_0^{T_c} s_i dt + n_i(jE_c) \quad (2.2.2-4)$$

従って、(2.2.2-3)式に (2.2.2-4) 式を代入すると以下ようになる。

$$\begin{aligned}\frac{1-r_i}{M} \sum_{j=1}^M n_i(jE_c) &= \frac{1-r_i}{M} \left\{ n_{io} M - \frac{M(M+1)}{2} \int_0^{T_c} s_i dt \right\} \\ &= (1-r_i) \left\{ n_{io} - \frac{1}{2} (M+1) \int_0^{T_c} s_i dt \right\}\end{aligned}\quad (2.2.2-5)$$

よって、(2.2.2-5)式と(2.2.2-6)式から、次式を得る。

$$n_{io} = \frac{n_i(E_a)}{(1-r_i)} + \frac{M+1}{2} \int_0^{T_c} s_i dt \quad (2.2.2-6)$$

連続燃料供給炉心モデルでは(2.2.2-6)式においてMを無限大とすることと
考えられる。従って、有限のバッチ数を想定したサイクル末期燃焼度 E_a にお
ける核種数密度 $n_i(E_a)$ を連続燃料供給炉心モデルによる核種数密度 n_i^c におき
かえるには、燃料バッチの炉心装荷時から燃焼度 E_a までに供給核種 n_i が中性子
捕獲により核変換する量および核分裂量の連続燃料 E_a までの供給量供給炉心
モデルとの相違を考慮する必要がある。このため、供給核種 i に対する補正係
数を $f_i(E_a)$ とし、 $n_i(E_a)$ を次式により与えるものとする。

$$\Delta n_i(E_a) = \frac{M+1}{2} \int_0^{T_c} s_i dt = \frac{M+1}{2} s_i T_c f_i(E_a) \quad (2.2.2-7)$$

従って、(2.2.2-7)式は以下ようになる。

$$n_{io} = \frac{n_i^c}{(1-r_i)} + \frac{M+1}{2} s_i T_c f_i(E_a) \quad (2.2.2-8)$$

なお、核種 i の質量を m_i とすると、初期燃料バッチ平均密度 ρ_{IHM} は、

$$\rho_{IHM} = \frac{\sum_i n_i' m_i}{6.024 \times 10^{23}}$$

となる。また、燃料取替えのための炉停止期間を T_d とすると、

取出し係数 r_i は、

$$r_i = (T_c + T_d)^{-1} \quad (2.2.2-9)$$

となる。ここで、 r_i は E_a における取出し率である。バッチ取替燃料の取出し燃
焼度燃焼 E_d における取出し量を n_{id} とする。燃焼度 E_d から E_a までの期間の取出
し核種 i の変化量を Δn_{id} とすると、

$$\Delta n_{id} = \int_{E_d}^{E_a} n_i(E_a) r_i dt = \frac{M-1}{M+1} n_i(E_a) r_i g(E_a) T_c$$

ここで、

$$g(E_a) = \frac{n_i(E_a) - n_i(E_d)}{n_i(E_a)}$$

従って、バッチ取替時の核種*i*の取出し量 $n_{i,d}$ は

$$\begin{aligned} n_{i,d} &= r_i n_i(E_a) + \Delta n_{i,d} \\ &= r_i n_i(E_a) \left\{ 1 + \frac{M-1}{M+1} g(E_a) T_c \right\} \end{aligned} \quad (2.2.2-10)$$

で与えられる。

以上より、連続燃料供給炉心モデルによる核種数密度 n_i^c が求まれば、*M*バッチ取替炉心の供給燃料核種*i*の装荷時の数密度 $n_{i,0}$ が(2.2.2-8)式の、また、取出し量が(2.2.2-10)式の、それぞれの $n_i(E_a)$ を n_i^c と置き換えることにより求めることができる。

2.2.3 平衡サイクル炉心燃焼計算システムの構築

2.1.1～2.1.2節に示した計算手法に2.2.1節に示した方法で作成した核定数ライブラリを適用することにより構築された軽水炉燃料平衡サイクル炉心燃焼計算手順を図2.2.3-1に示す。

対象とする燃料組成は炉心を構成する燃料格子の単位燃料棒セルまたは燃料集合体単位で軽水炉用燃料集合体核特性計算コードに入力され、燃焼計算を行う。この燃焼計算〔1, 2, 4～10〕は、高速中性子68群、熱中性子40群の詳細エネルギー群計算によって行われるので、熱領域とともに共鳴エネルギー領域の中性子核反応、高速中性子核分裂効果も精度よく解析することができる。この計算の出力として得られる中性子エネルギースペクトルは共鳴吸収等による核反応への影響が反映されている。この中性子エネルギースペクトルで各核種の多群詳細微視断面積を加重平均することにより少数群縮約核定数と中性子エネルギースペクトルが燃焼度依存で得られる。この中性子エネルギースペクトルは、軽水炉用燃料集合体核特性計算コードで評価対象としていない低濃度核種の断面積を核データライブラリーから引用する場合に縮約用スペクトルとして使用する。こうして作成された核定数ライブラリーは燃料燃焼度依存性をもつが、連続燃料供給炉心モデルでは時間依存を考慮できないので、燃焼

度加重平均の核定数ライブラリーも作成する。

連続燃料供給炉心モデルではこの燃焼度平均核断面積を用いて、供給取出し燃料組成と炉心出力又は中性子束を与えて(2.1.1-6)式を解く。

連続燃料供給炉心モデルで得られた炉心の燃料組成は与えられた炉心出力と燃料供給時の平衡炉心燃料組成であるが、これを初期燃料組成として、バッチ燃料取替燃焼計算の繰返しを行う。使用済燃料の冷却はこの段階で計算される。この結果、連続燃料供給炉心による平衡炉心燃料核種組成はバッチ取替、冷却時間考慮時の平衡サイクル炉心燃料燃焼核種組成となる。

バッチ取替平衡サイクル炉心燃焼計算では燃料燃焼に加えて燃料の冷却、再処理、リサイクル燃料成型加工時の核種濃度操作を反映した入力を与えることによりバッチ燃料取替燃焼計算の繰返し計算を行うことができる。上述のように構築したバッチ取替平衡サイクル炉心燃焼計算を以下では新手法と呼ぶ。すなわち、新手法は、従来手法と比べると、初期条件の与え方が異なることにより解析手法も異なったものになっていると言える。従来手法は、例えば3w/o濃縮燃料の組成そのものが初期条件であるが、新手法はまず、3w/o濃縮燃料を連続供給する定常燃焼状態の炉心を解析し、その平衡解を得る。次にこの解をバッチ燃料装荷相当の供給量となるよう燃料として供給装荷する核種のみ補正し、他の核種はそのまま初期条件として装荷した炉心のサイクル燃焼計算の繰返しを行う。このように、新手法は、初期条件作成のための解析が新たに加った解析手法と言うことができる。

2.2.4 連続燃料供給炉心モデルによるTRU閉込め平衡炉心の考察

軽水炉平衡サイクル炉心燃焼解析用として構築した図2.2.3-1に示した計算スキームにより典型的なTRU閉込め平衡炉心を解析し、連続燃料供給炉心モデルにより得られる数密度を繰返し計算の初期値とする新手法による平衡サイクル炉心の核種濃度の平衡値到達度を考察する。検討対象としては、3w/o濃縮ウラン燃料を供給し、使用済燃料のFPおよび中性子吸収、または崩壊により評価対象核種以外の核種となったもののみ炉外へ取り出し、他はすべてリ

サイクルするものとする。燃料の主な燃焼条件を表2.2.4-1に示す。

濃度評価の対象とする核種は半減期1ヶ月以上のものとし、その変換チェーンを図2.2.4-1に示す。このチェーン作成において仮定した核種変換の近似を表2.2.4-2に示す。

核定数ライブラリーは図2.2.4-2に示す、比較的熱中性子領域の中性子束レベルが低い軽水炉の、いわゆるハードな中性子エネルギースペクトルで縮約した1群実効断面積を用いた。表2.2.4-3にその断面積を示す。本節では繰返し計算による平衡サイクル炉心核種組成を連続燃料供給炉心モデルより得られた結果と比較できるよう、繰返し計算で使用する核定数ライブラリーも連続燃料供給炉心モデルで用いる燃焼度依存性のないものとした。

燃料バッチ取替方式において使用済燃料の冷却なしで継続して繰返し計算する場合の定常状態到達時核種数密度は、供給燃料核種以外は連続燃料供給炉心モデルから得られる核種数密度と一致すると考えられる。よって、連続燃料供給炉心モデルによる核種数密度と、これを初期条件として燃料バッチ取替方式でサイクル長さ30,000MWd/tを燃焼、繰返し計算を繰り返した計算結果と比較する。

燃料バッチ取替方式による繰返し計算では各燃料バッチ装荷時(BOL)において重金属核種数密度の合計を保存するより燃料供給核種の初期濃度を設定した。連続燃料供給炉心モデルから得られた核種数密度を初期値として繰返し計算を行う新手法では、供給燃料核種のみ(2.2.2-1)式において、 $M=1$ とした場合の n_i をBOLの供給燃料核種*i*の数密度として燃焼計算を行う。

表2.2.4-4に、連続燃料供給炉心モデルによる核種数密度の計算値を初期条件として繰返し計算した各燃焼サイクルのサイクル初期(BOC)、中期(MOC)および末期(EOC)の結果を初期値で規格化した値を示す。

この結果より、バッチ燃料燃焼期間中の燃料供給がなくなることおよび核種燃焼、転換に伴う中性子束レベルの変化で吸収断面積の大きな核種や半減期の短い核種の濃度が連続燃料供給モデルの場合と異なる濃度になり、その影響を受けて他の核種も変化し、全体としてバッチ燃料燃焼サイクルに対応した新た

な定常状態に到達することが分かる。すなわち、この新しい定常状態はバッチ燃料取替平衡サイクル炉心の燃料バッチ核種平衡濃度を示している。繰返し回数毎のBOC、MOC、EOCの核種濃度を各核種毎に比較すると、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 $^{239}\text{Pu} \sim ^{242}\text{Pu}$ 、 ^{241}Am 、 $^{242\text{m}}\text{Am}$ 、 ^{242}Cm 、 ^{243}Cm は5回の繰返し計算で平衡値に到達していることが分る。また、 ^{236}U 、 Np 各同位体、 $^{236}\text{Pu} \sim ^{238}\text{Pu}$ 、 ^{244}Cm 以上の高質量核種は平衡値到達が遅いことが分る。この原因は親核種の中性子補獲断面積が小さいために生成量が少ないことや、その核種の半減期が比較的短かいので生成量の時間的変化の影響を受けることによると考えられる。

新手法による主な核種の繰返し回数に伴う数密度変化を図2.2.4-3に示す。この図より、新手法によれば5～8回の繰返し計算で、供給燃料核種濃度の燃焼サイクル中の燃焼依存性は一定のパターンの繰返しとなり、いずれの核種も事実上十分な平衡状態となることが示されている。

2.2.5 バッチ燃料取替方式による平衡サイクルの考察

初期条件として3w/o濃縮ウランの組成からリサイクルする従来のリサイクル計算方法（以下、従来手法）による数密度計算結果を新手法による結果と比較することにより、新手法による平衡サイクル核種数密度の達成度を検討する。

従来手法による19サイクルまでの数密度リサイクル計算結果を表2.2.5-1に示す。図2.2.5-1に主な核種の従来手法によるリサイクル回数に伴う数密度変化を示す。

初期値として使用した連続燃料供給炉心モデルから得られた核種数密度および従来手法によるリサイクル計算の過程での燃料バッチ平均燃焼度 $E_a(\text{MOL})$ における核種数密度の連続燃料供給炉心モデルによる数密度に対する比ならびに新手法による同様の比を表2.2.5-2に示す。これらの結果からリサイクル計算による核種濃度の平衡値到達への推移について以下のことが解る。

- (1). 供給燃料がウランであるので、従来手法では ^{232}U から ^{243}Cm までの核種につ

いては、2, 3の例外を除き、平衡濃度より高い濃度から平衡値に近づき、 ^{244}Cm 以上の質量をもつ核種では逆に低い濃度から平衡値に到る。一般に、TRUの生成は ^{235}U と ^{238}U の中性子捕獲によりNpやPuになり、途中 β 崩壊する核種も経て質量数の高い核種になるが、 ^{243}Cm までは中性子捕獲と β 崩壊の確率が高く、初期燃料組成を与えてリサイクルする従来手法の計算では ^{235}U からの寄与で初めの数サイクルはNp、Pu、Amの量が増加する。しかし、 ^{235}U の供給量は燃焼分しか供給されないので次第に炉心の ^{235}U 濃度が減少し、 ^{238}U からの寄与が支配的となると同時に核種の転換が進行して平衡濃度に接近してくる。このため本評価条件では、Np、Pu、Amは比較的早期に生成し、濃度が平衡値より高くなった後平衡濃度に落ち着くが、転換の進行が遅い ^{244}Cm 以上の質量をもつ核種では平衡濃度より低い濃度から平衡値に到達するものと考えられる。

- (2). 従来手法のリサイクル計算でも ^{244}Pu を除く ^{239}Pu から ^{245}Cm までの核種については約5～10サイクルで、ほぼ平衡値に到達する。 ^{244}Pu は本解析では ^{248}Cm の α 崩壊が生成源となるため ^{248}Cm の生成量が少ないことから ^{244}Pu の生成量が少ない。また、 ^{245}Cm までは中性子捕獲と β 崩壊により ^{246}Cm 以上の核種よりは生成する確率が高いためと考えられる。
- (3). 従来手法では ^{244}Pu および ^{246}Cm 以上の核種については約20サイクルでも平衡値に到達しない。特に、 ^{244}Pu は従来手法では平衡値到達は事実上不可能と考えられる。これは、 ^{246}Cm の捕獲断面積が小さいことと ^{246}Cm 以上は β 崩壊がないため、 ^{244}Pu の生成源の ^{248}Cm の生成量の平衡値到達が遅いことおよび ^{244}Pu の半減期が 8.3×10^7 年と非常に長いためと考えられる。
- (4). 新手法では ^{235}U による生成寄与が大きい ^{237}Np 以下の核種については供給 ^{235}U が従来手法より少ないため平衡濃度到達が遅いが、 ^{244}Pu および ^{236}Pu 以上の核種は3回繰返し計算でもほぼ平衡値になっている。特に、 ^{246}Cm 以上の核種および ^{244}Pu の平衡値達成度は従来手法より大きく改善される。これは、生成量の少ない ^{246}Cm 以上の核種でも平衡濃度に近い初期組成から繰返し計算を始めていることによる。

以上のように、核種によって平衡達成度は異なるものの、新手法は従来手法より少ない繰返し計算でも平衡値に達することが分かる。

2.2.6 核種組成の冷却による影響の考察

連続燃料供給炉心モデルから得られた核種数密度を2.1.2節に示した方法により冷却計算した結果の組成を初期条件とした新手法による繰返し計算結果と従来手法による数密度リサイクル計算結果との比較を検討する。新手法の繰返し計算および従来手法のリサイクル計算は2.2.5節の計算条件に4年の冷却時間を考慮し、燃料バッチ装荷時をBOL、中性子照射終了時をEOI、4年冷却後をEOLで示す。

表2.2.6-1に新手法による繰返し計算過程での各サイクルのBOL, EOI, EOLにおける主な核種の数密度を示す。

図2.2.6-1に新手法による繰返し計算の核種数密度の繰返し回数依存性を、図2.2.6-2に従来手法によるリサイクル計算の結果を示す。

また、表2.2.6-2には従来手法によるリサイクル計算過程での主な核種の数密度の表2.2.6-1に示す新手法による8回繰返し計算後の数密度に対する比を示す。これらの図表は以下の結果を示している。

- (1). 新手法では5回繰返し計算程度で平衡状態となる。
- (2). 冷却時間を考慮しない2.2.5の場合と比較しても平衡状態に達する繰返し数は冷却時間の考慮には影響されない。
- (3). 2.2.5の冷却時間無しの場合と同様に、U、NpおよびPuの質量数の小さい核種は大きな数密度から平衡値に到達するが質量数の大きな核種は小さい数密度から平衡値に到達する。
- (4). 従来手法によるリサイクル計算ではPuまでの核種に対しては5回程度のリサイクル計算で平衡値を得ることができるが、Am以上の核種については10ないし15回程度のリサイクル計算で平衡値となることが分かった。冷却期間中の ^{241}Pu の β 崩壊による ^{241}Am の量の変化が大きいためこの影響でこれより質量数の大きな核種の中性子照射中の濃度も変化し平衡値到達が遅れ

るものと考えられる。

以上のように、連続燃料供給、冷却時間無しという特殊条件下での平衡炉心の燃料組成を初期値としてバッチ燃料供給、冷却時間考慮という現実的な運転条件を導入したバッチ燃料取り替え繰り返し計算を行うことにより、真の平衡サイクル炉心の燃料組成を得ることができることが分かった。従来の多重リサイクル計算法により新手法と同一条件で計算した結果と比較した結果、従来手法でも ^{245}Cm までの核種については ^{244}Pu を除き実用上十分な平衡値に達していることが分かった。また、従来手法で繰返し数が少ない場合の各核種の平衡値との差の傾向も把握することができた。しかし、従来手法では平衡サイクル炉心燃料組成を正しく評価するために多大な計算時間を必要とすることが明らかとなり、新手法の有効性を確認できた。特に、質量数の大きな核種の平衡濃度の評価には本手法は非常に有効であるといえる。

表2.2.4-1 TRU閉じ込め平衡炉心の主な燃焼計算条件

供給燃料	: 3 w/o濃縮ウラン
出力密度	: 50w/cm ³
中性子束	: 連続燃料供給モデルでは $2 \times 10^{14}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ バッチ燃料供給計算では出力密度により決定
燃料バッチ燃焼度	: 30,000MWd/t
使用済燃料冷却時間	: 0年および4年

表 2.2.4-2 核種変換系列の近似方法

核種変換系列	近似系列
${}^{249}\text{Bk} \xrightarrow[3.2 \times 10^2 \text{d}]{\alpha (0.000022)} {}^{245}\text{Am} \xrightarrow[2.1 \text{h}]{\beta} {}^{245}\text{Cm}$	${}^{249}\text{Bk} \xrightarrow[3.2 \times 10^2 \text{d}]{\alpha (0.000022)} {}^{245}\text{Cm}$
${}^{249}\text{Bk} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{250}\text{Bk} \xrightarrow{\beta} {}^{250}\text{Cf}$	${}^{249}\text{Bk} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{250}\text{Cf}$
${}^{247}\text{Cm} \xrightarrow[1.58 \times 10^7 \text{y}]{\alpha} {}^{243}\text{Pu} \xrightarrow[4.98 \text{h}]{\beta} {}^{243}\text{Am}$	${}^{247}\text{Cm} \xrightarrow[1.58 \times 10^7 \text{y}]{\alpha} {}^{243}\text{Am}$
${}^{242\text{m}}\text{Am} \xrightarrow[141 \text{y}]{\text{IT}(0.9952)} {}^{242}\text{Am} \xrightarrow[16.02 \text{h}]{\text{EC}} {}^{242}\text{Pu}$	${}^{242\text{m}}\text{Am} \xrightarrow[141 \text{y}]{\text{IT}(0.9952)} {}^{242}\text{Pu}$
${}^{242\text{m}}\text{Am} \xrightarrow[141 \text{y}]{\text{IT}(0.9952)} {}^{242}\text{Am} \xrightarrow[16.02 \text{h}]{\beta} {}^{242}\text{Cm}$	${}^{242\text{m}}\text{Am} \xrightarrow[141 \text{y}]{\text{IT}(0.9952)} {}^{242}\text{Cm}$
${}^{244}\text{Pu} \xrightarrow[8.3 \times 10^7 \text{y}]{\alpha} {}^{240\text{m}}\text{U} \xrightarrow[14.1 \text{h}]{\beta} {}^{240\text{m}}\text{Np} \xrightarrow[7.3 \text{m}]{\beta} {}^{240}\text{Pu}$	${}^{244}\text{Pu} \xrightarrow[8.3 \times 10^7 \text{y}]{\alpha} {}^{240}\text{Pu}$
${}^{244}\text{Pu} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{245}\text{Pu} \xrightarrow[10 \text{h}]{\beta} {}^{245}\text{Pu} \xrightarrow[2.1 \text{h}]{\beta} {}^{245}\text{Cm}$	${}^{244}\text{Pu} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{245}\text{Cm}$
${}^{242}\text{Pu} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{243}\text{Pu} \xrightarrow[4.936 \text{h}]{\beta} {}^{243}\text{Am}$	${}^{244}\text{Pu} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{243}\text{Am}$
${}^{241}\text{Pu} \xrightarrow[14.4 \text{y}]{\alpha (0.000023)} {}^{237}\text{U} \xrightarrow[6.75 \text{d}]{\beta} {}^{237}\text{Np}$	${}^{241}\text{Pu} \xrightarrow[14.4 \text{y}]{\alpha (0.000023)} {}^{237}\text{Np}$
${}^{237}\text{Np} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{238}\text{Np} \xrightarrow{\beta} {}^{238}\text{Pu}$	${}^{237}\text{Np} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{238}\text{Pu}$
${}^{238}\text{U} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{239}\text{U} \xrightarrow[23.5 \text{m}]{\beta} {}^{239}\text{Np} \xrightarrow[2.355 \text{d}]{\beta} {}^{239}\text{Pu}$	${}^{238}\text{U} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{239}\text{Pu}$
${}^{236}\text{U} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{237}\text{U} \begin{cases} \xrightarrow[6.75 \text{d}]{\beta} {}^{237}\text{Np} \\ \xrightarrow[(n,2n)]{\sigma_c} {}^{238}\text{U} \end{cases}$	${}^{236}\text{U} \xrightarrow{\sigma_c} {}^{237}\text{Np}$ ${}^{238}\text{U} \xrightarrow{(n,2n)} {}^{237}\text{Np}$

表 2.2.4-3 核種平衡計算用核データライブラリと出典

ID	Sig-c	Sig-f	Sig-n2n	Sig-n3n	Sig-ex	T1/2	γ	出典
U-232	8.101e+00	1.534E+01	1.603E-04	0.000e+00	0.000e+00	7.200E+01	2.692	JENDL-3
U-233	6.690e+00	5.176E+01	7.140E-04	0.000e+00	0.000e+00	1.590E+05	2.594	JENDL-3
U-234	2.244E+01	5.586E-01	1.865E-03	7.670e-07	0.000e+00	2.450E+05	2.588	JENDL-3
U-235	9.801e+00	3.788E+01	4.675E-03	2.405e-07	0.000e+00	7.040E+08	2.529	JENDL-3
U-236	9.678e+00	3.543E-01	2.970E-03	5.623e-06	0.000e+00	2.340E+07	2.598	JENDL-3
Np-235	1.692e+01	0.000E+00	0.000e+00	0.000e+00	1.472e+02	1.085E+00	0	ORIGEN-2/82
Np-236	0.000e+00	2.305E+02	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	1.151E+05	0	ORIGEN-2/82
Np-237	3.351E+01	5.838E-01	1.161E-03	4.731e-07	1.574e-08	2.140E+06	2.67	JENDL-3
U-238	7.818e-01	1.157E-01	4.848E-03	4.577e-06	0.000e+00	4.470E+09	2.697	JENDL-3
Pu-236	1.820E+01	1.034E+01	1.126E-04	1.536e-09	0.000e+00	2.852E+00	3.087	JENDL-3
Pu-237	3.563E+01	1.494E+02	8.552E-04	4.768e-07	0.000e+00	1.238E-01	3.078	ENDF/B-VI
Pu-238	2.723E+01	2.321e+00	1.412E-03	2.546e-07	0.000e+00	8.770E+01	3.156	JENDL-3
Pu-239	4.958E+01	8.902E+01	1.599E-03	7.084e-08	0.000e+00	2.410E+04	2.998	JENDL-3
Pu-240	1.517E+02	6.415E-01	1.380E-03	7.285e-07	0.000e+00	6.560E+03	3.016	JENDL-3
Pu-241	3.248E+01	9.842E+01	8.803E-03	1.047e-06	0.000e+00	1.440E+01	3.312	JENDL-3
Pu-242	2.871E+01	4.850E-01	2.634E-03	3.113e-06	0.000e+00	3.760E+05	3.061	JENDL-3
PU-244	3.349e+00	4.222E-01	8.956E-03	1.233e-05	0.000e+00	8.300E+07	3.179	ENDF/B-VI
Am-241	8.349E+01	1.092e+00	1.883E-04	2.241e-07	1.032e+01	4.327E+02	3.535	JENDL-3
Am-242m	1.063E+02	5.453E+02	1.804E-03	1.182e-06	0.000e+00	1.521E+02	3.641	JENDL-3
Am-243	2.496e+00	4.968E-01	1.448E-03	2.086E-06	4.741e+01	7.380E+03	3.562	JENDL-3
Cm-242	4.211e+00	1.452e+00	6.461E-04	5.880e-08	0.000e+00	4.470E-01	3.617	JENDL-3
Cm-243	1.213E+01	7.985E+01	6.475E-03	4.522e-07	0.000e+00	2.850E+01	3.816	JENDL-3
Cm-244	1.754E+01	9.018E-01	1.793E-03	5.739e-07	0.000e+00	1.810E+01	3.62	JENDL-3
Cm-245	1.611E+01	1.036E+02	7.451E-03	9.752e-07	0.000e+00	8.500E+03	3.916	JENDL-3
Cm-246	3.344e+00	6.209E-01	2.206E-03	2.065e-06	0.000e+00	4.730E+03	3.582	JENDL-3
Cm-247	1.555E+01	1.976E+01	5.417E-03	2.868e-06	0.000e+00	1.560E+07	4.231	JENDL-3
Cm-248	7.512e+00	8.504E-01	3.405E-03	3.498e-06	0.000e+00	3.400E+05	3.518	JENDL-3
Bk-249	2.707E+02	1.890e+00	1.652E-03	2.579e-06	0.000e+00	8.795E-01	3.765	JENDL-3
Cf-249	4.925E+01	1.597E+02	5.875E-03	1.227e-06	0.000e+00	3.506E+02	4.437	JENDL-3
Cf-250	2.395E+02	1.357e+00	6.502E-04	9.675e-07	0.000e+00	1.310E+01	3.995	JENDL-3
Cf-251	1.969E+02	3.391E+02	5.002E-03	3.295e-06	0.000e+00	8.984E+02	4.493	JENDL-3
Cf-252	2.520e+00	5.846e+00	2.055E-03	3.168e-06	0.000e+00	2.723E+00	4.274	JENDL-3

表 2.2.4.4 各燃焼サイクルの核種数密度の初期値に対する比

連続燃料供給炉心										
Nuclide	BOC1	MOC1	EOC1	BOC5	MOC5	EOC5	BOC8	MOC8	EOC8	(初期値=連続燃料供給炉心モデル)
U-232	1.0000	0.9945	0.9872	0.9680	0.9716	0.9656	0.9675	0.9743	0.9692	
U-233	1.0000	0.9697	0.9386	0.9438	0.9712	0.9430	0.9438	0.9734	0.9453	
U-234	1.0000	0.9013	0.8684	1.0320	0.9112	0.8725	1.0331	0.9139	0.8757	
U-235	1.0000	0.3122	0.1925	1.6065	0.4920	0.2973	1.6065	0.4920	0.2973	
U-236	1.0000	0.9401	0.8730	0.9061	0.9674	0.9166	0.9285	0.9846	0.9318	
Np-235	1.0000	1.0023	0.9925	0.9740	0.9767	0.9805	0.9896	0.9896	0.9923	
Np-236	1.0000	0.9956	0.9816	0.9640	0.9713	0.9639	0.9794	0.9838	0.9816	
Np-237	1.0000	0.9922	0.9745	0.9615	0.9726	0.9678	0.9767	0.9852	0.9793	
U-238	1.0000	0.9769	0.9669	0.9999	0.9769	0.9669	0.9999	0.9769	0.9669	
Pu-236	1.0000	1.0048	1.0096	0.9819	0.9767	0.9836	0.9890	0.9843	0.9911	
Pu-237	1.0000	1.0160	1.0218	0.9962	0.9870	0.9979	1.0024	0.9933	1.0040	
Pu-238	1.0000	0.9990	0.9944	0.9718	0.9737	0.9736	0.9779	0.9798	0.9795	
Pu-239	1.0000	0.9887	0.9790	0.9784	0.9875	0.9784	0.9784	0.9877	0.9784	
Pu-240	1.0000	0.9930	0.9836	0.9825	0.9895	0.9825	0.9825	0.9895	0.9825	
Pu-241	1.0000	0.9979	0.9909	0.9883	0.9915	0.9883	0.9883	0.9915	0.9883	
Pu-242	1.0000	1.0000	0.9981	0.9898	0.9889	0.9893	0.9889	0.9884	0.9889	
Pu-244	1.0000	0.9996	0.9984	0.9953	0.9957	0.9950	0.9934	0.9938	0.9930	
Am-241	1.0000	0.9887	0.9734	0.9694	0.9807	0.9694	0.9694	0.9807	0.9694	
Am-242m	1.0000	0.9903	0.9748	0.9710	0.9815	0.9706	0.9706	0.9811	0.9706	
Am-243	1.0000	1.0000	0.9992	0.9895	0.9887	0.9887	0.9879	0.9879	0.9879	
Cm-242	1.0000	1.0101	1.0077	1.0000	0.9954	0.9998	0.9998	0.9952	0.9998	
Cm-243	1.0000	1.0064	1.0091	0.9963	0.9888	0.9963	0.9963	0.9888	0.9963	
Cm-244	1.0000	1.0008	1.0024	0.9948	0.9924	0.9932	0.9917	0.9905	0.9917	
Cm-245	1.0000	1.0003	1.0014	0.9951	0.9932	0.9932	0.9913	0.9908	0.9910	
Cm-246	1.0000	1.0000	1.0000	0.9993	0.9993	0.9987	0.9973	0.9967	0.9960	
Cm-247	1.0000	1.0000	1.0000	0.9993	0.9993	0.9993	0.9972	0.9972	0.9965	
Cm-248	1.0000	0.9997	0.9994	0.9997	1.0000	0.9997	0.9991	0.9991	0.9988	
Cm-249	1.0000	1.0058	1.0094	1.0087	1.0047	1.0087	1.0082	1.0039	1.0078	
Bk-249	1.0000	0.9878	0.9789	0.9808	0.9905	0.9808	0.9802	0.9897	0.9800	
Cf-250	1.0000	1.0036	1.0067	1.0062	1.0027	1.0062	1.0056	1.0020	1.0052	
Cf-251	1.0000	1.0121	1.0152	1.0145	1.0112	1.0145	1.0142	1.0103	1.0136	
Cf-252	1.0000	1.0052	1.0156	1.0156	1.0082	1.0163	1.0156	1.0082	1.0156	
Fuel	1.0000	0.9767	0.9667	1.0000	0.9767	0.9667	1.0000	0.9767	0.9667	
TOTL HM	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000	1.0000	

表 2.2.5-1 (a) 従来手法による核種数密度のリサイクル計算結果

EXP. (GWd/t)	BOC0 0	EOC0 30	BOC5 150	EOC5 180	BOC10 300	EOC10 330	BOC15 450	EOC15 480
U-232	0.000E+00	2.539E-14	1.146E-13	1.127E-13	7.826E-14	7.238E-14	6.082E-14	5.966E-14
U-233	0.000E+00	3.699E-11	2.305E-11	2.261E-11	1.671E-11	1.564E-11	1.353E-11	1.331E-11
U-234	2.076E-06	1.122E-06	7.710E-07	6.733E-07	5.545E-07	4.562E-07	4.689E-07	3.944E-07
U-235	2.673E-04	7.038E-05	1.097E-05	2.159E-06	1.097E-05	2.064E-06	1.091E-05	2.020E-06
U-236	0.000E+00	3.437E-05	1.594E-05	1.254E-05	6.691E-06	6.143E-06	5.172E-06	5.080E-06
Np-235	0.000E+00	7.258E-15	1.272E-14	1.043E-14	6.151E-15	5.746E-15	5.031E-15	4.963E-15
Np-236	0.000E+00	2.112E-11	3.569E-11	2.929E-11	1.723E-11	1.609E-11	1.407E-11	1.388E-11
Np-237	0.000E+00	5.094E-06	6.909E-06	5.677E-06	3.381E-06	3.164E-06	2.780E-06	2.743E-06
U-238	8.531E-03	8.317E-03	8.603E-03	8.320E-03	8.607E-03	8.323E-03	8.606E-03	8.322E-03
Pu-236	0.000E+00	6.473E-15	6.256E-14	5.531E-14	3.611E-14	3.403E-14	3.029E-14	2.993E-14
Pu-237	0.000E+00	2.133E-12	1.599E-11	1.427E-11	9.884E-12	9.413E-12	8.566E-12	8.485E-12
Pu-238	0.000E+00	1.968E-06	1.182E-05	1.057E-05	7.314E-06	6.962E-06	6.332E-06	6.272E-06
Pu-239	0.000E+00	4.647E-05	4.962E-05	4.935E-05	4.870E-05	4.863E-05	4.849E-05	4.847E-05
Pu-240	0.000E+00	1.415E-05	1.701E-05	1.703E-05	1.691E-05	1.688E-05	1.683E-05	1.682E-05
Pu-241	0.000E+00	1.288E-05	1.871E-05	1.875E-05	1.862E-05	1.859E-05	1.853E-05	1.853E-05
Pu-242	0.000E+00	4.294E-06	2.101E-05	2.140E-05	2.150E-05	2.147E-05	2.138E-05	2.137E-05
Pu-244	0.000E+00	5.636E-19	6.910E-13	1.935E-12	1.891E-11	2.642E-11	6.536E-11	7.629E-11
Am-241	0.000E+00	7.952E-07	1.466E-06	1.479E-06	1.467E-06	1.463E-06	1.456E-06	1.455E-06
Am-242m	0.000E+00	1.160E-08	2.323E-08	2.343E-08	2.325E-08	2.319E-08	2.307E-08	2.306E-08
Am-243	0.000E+00	7.881E-07	1.170E-05	1.210E-05	1.230E-05	1.228E-05	1.222E-05	1.222E-05
Cm-242	0.000E+00	1.533E-07	4.160E-07	4.187E-07	4.169E-07	4.161E-07	4.146E-07	4.144E-07
Cm-243	0.000E+00	3.246E-09	1.850E-08	1.872E-08	1.873E-08	1.870E-08	1.862E-08	1.862E-08
Cm-244	0.000E+00	2.256E-07	2.057E-05	2.286E-05	2.506E-05	2.509E-05	2.500E-05	2.499E-05
Cm-245	0.000E+00	1.331E-08	2.899E-06	3.283E-06	3.667E-06	3.672E-06	3.662E-06	3.659E-06
Cm-246	0.000E+00	9.529E-10	2.715E-06	4.069E-06	8.701E-06	9.549E-06	1.193E-05	1.234E-05
Cm-247	0.000E+00	1.083E-11	1.742E-07	2.912E-07	7.512E-07	8.406E-07	1.095E-06	1.138E-06
Cm-248	0.000E+00	5.480E-13	8.490E-08	1.821E-07	8.755E-07	1.080E-06	1.831E-06	1.989E-06
Cm-249	0.000E+00	5.590E-15	1.523E-09	3.319E-09	1.643E-08	2.034E-08	3.473E-08	3.775E-08
Bk-249	0.000E+00	1.483E-15	7.861E-10	1.776E-09	9.251E-09	1.151E-08	1.988E-08	2.165E-08
Cf-250	0.000E+00	2.667E-15	1.639E-09	3.683E-09	1.917E-08	2.386E-08	4.125E-08	4.491E-08
Cf-251	0.000E+00	7.114E-16	6.974E-10	1.589E-09	8.454E-09	1.055E-08	1.833E-08	1.997E-08
Cf-252	0.000E+00	3.080E-16	1.754E-09	4.490E-09	2.989E-08	3.832E-08	7.088E-08	7.792E-08
FP	0.000E+00	2.905E-04	0.000E+00	2.926E-04	0.000E+00	2.925E-04	0.000E+00	2.926E-04
Fuel	8.800E-03	8.510E-03	8.795E-03	8.503E-03	8.795E-03	8.502E-03	8.795E-03	8.502E-03
TOTL HM	8.800E-03	8.800E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03

表 2.2.5-1 (b) 従来手法による核種数密度のリサイクル計算結果

	BCC16 480	EOC16 510	BCC17 510	EOC17 540	BCC18 540	EOC18 570	BCC19 570	EOC19 600
EXP. (Gwd/t)	5.966E-14	5.884E-14	5.884E-14	5.827E-14	5.827E-14	5.787E-14	5.787E-14	5.759E-14
U-232	1.331E-11	1.317E-11	1.317E-11	1.306E-11	1.306E-11	1.299E-11	1.299E-11	1.294E-11
U-233	4.634E-07	3.905E-07	4.595E-07	3.877E-07	4.568E-07	3.859E-07	4.549E-07	3.845E-07
U-234	1.090E-05	2.017E-06	1.090E-05	2.016E-06	1.090E-05	2.015E-06	1.090E-05	2.014E-06
U-235	5.080E-06	5.015E-06	5.015E-06	4.970E-06	4.970E-06	4.939E-06	4.939E-06	4.917E-06
U-236	4.963E-15	4.915E-15	4.915E-15	4.882E-15	4.882E-15	4.859E-15	4.859E-15	4.842E-15
Np-235	1.388E-11	1.374E-11	1.374E-11	1.365E-11	1.365E-11	1.358E-11	1.358E-11	1.354E-11
Np-236	2.743E-06	2.718E-06	2.718E-06	2.700E-06	2.700E-06	2.687E-06	2.687E-06	2.679E-06
Np-237	8.606E-03	8.322E-03	8.605E-03	8.321E-03	8.605E-03	8.321E-03	8.604E-03	8.321E-03
U-238	2.993E-14	2.968E-14	2.968E-14	2.951E-14	2.951E-14	2.938E-14	2.938E-14	2.929E-14
Pu-236	8.485E-12	8.428E-12	8.428E-12	8.388E-12	8.388E-12	8.359E-12	8.359E-12	8.340E-12
Pu-237	6.272E-06	6.230E-06	6.230E-06	6.201E-06	6.201E-06	6.180E-06	6.180E-06	6.166E-06
Pu-238	4.847E-05	4.846E-05	4.846E-05	4.846E-05	4.846E-05	4.845E-05	4.845E-05	4.844E-05
Pu-239	1.682E-05	1.682E-05	1.682E-05	1.682E-05	1.682E-05	1.681E-05	1.681E-05	1.681E-05
Pu-240	1.853E-05	1.852E-05	1.852E-05	1.852E-05	1.852E-05	1.852E-05	1.852E-05	1.851E-05
Pu-241	2.137E-05	2.136E-05	2.136E-05	2.135E-05	2.135E-05	2.135E-05	2.135E-05	2.135E-05
Pu-242	7.629E-11	8.732E-11	8.732E-11	9.829E-11	9.829E-11	1.091E-10	1.091E-10	1.196E-10
Pu-244	1.455E-06	1.454E-06	1.454E-06	1.454E-06	1.454E-06	1.454E-06	1.454E-06	1.454E-06
Am-241	2.306E-08	2.305E-08	2.305E-08	2.304E-08	2.304E-08	2.304E-08	2.304E-08	2.304E-08
Am-242m	1.222E-05	1.221E-05	1.221E-05	1.221E-05	1.221E-05	1.220E-05	1.220E-05	1.220E-05
Am-243	4.144E-07	4.143E-07	4.143E-07	4.142E-07	4.142E-07	4.141E-07	4.141E-07	4.140E-07
Cm-242	1.862E-08	1.861E-08	1.861E-08	1.860E-08	1.860E-08	1.860E-08	1.860E-08	1.860E-08
Cm-243	2.499E-05	2.497E-05	2.497E-05	2.496E-05	2.496E-05	2.495E-05	2.495E-05	2.494E-05
Cm-244	3.659E-06	3.657E-06	3.657E-06	3.655E-06	3.655E-06	3.654E-06	3.654E-06	3.653E-06
Cm-245	1.234E-05	1.268E-05	1.268E-05	1.298E-05	1.298E-05	1.324E-05	1.324E-05	1.347E-05
Cm-246	1.138E-06	1.175E-06	1.175E-06	1.207E-06	1.207E-06	1.235E-06	1.235E-06	1.259E-06
Cm-247	1.989E-06	2.132E-06	2.132E-06	2.262E-06	2.262E-06	2.379E-06	2.379E-06	2.483E-06
Cm-248	3.775E-08	4.051E-08	4.051E-08	4.300E-08	4.300E-08	4.524E-08	4.524E-08	4.725E-08
Cm-249	2.165E-08	2.327E-08	2.327E-08	2.473E-08	2.473E-08	2.605E-08	2.605E-08	2.723E-08
Bk-249	4.491E-08	4.826E-08	4.826E-08	5.129E-08	5.129E-08	5.402E-08	5.402E-08	5.646E-08
Cf-250	1.997E-08	2.148E-08	2.148E-08	2.284E-08	2.284E-08	2.406E-08	2.406E-08	2.516E-08
Cf-251	7.792E-08	8.438E-08	8.438E-08	9.027E-08	9.027E-08	9.558E-08	9.558E-08	1.004E-07
Cf-252	0.000E+00	2.077E-11	0.000E+00	2.066E-11	0.000E+00	2.059E-11	0.000E+00	2.054E-11
FP	8.795E-03	8.502E-03	8.795E-03	8.502E-03	8.795E-03	8.502E-03	8.795E-03	8.502E-03
Fuel	8.795E-03	8.502E-03	8.795E-03	8.502E-03	8.795E-03	8.502E-03	8.795E-03	8.502E-03
F+ps	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03
TOTL HM	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03	8.795E-03

表 2.2.5-2 連続燃料供給炉心モデルによる数密度と従来手法および新手法による数密度
計算結果の連続燃料供給炉心モデルによる数密度に対する比

接 種	連続燃料供給 炉心モデル ($\times 10^{24}$)	従 来 手 法				新 手 法	
		MOL5/C *	MOL10/C *	MOL15/C *	MOL19/C *	MOL3/C *	MOL5/C *
U-235	6.785×10^{-6}	0.319	0.305	0.298	0.297	0.294	0.297
U-236	5.189×10^{-6}	2.421	1.185	0.980	0.949	0.892	0.917
Np-235	4.815×10^{-15}	2.168	1.195	1.031	1.006	0.968	0.980
Np-236	1.361×10^{-11}	2.154	1.184	1.021	0.996	0.958	0.970
Np-237	2.702×10^{-6}	2.104	1.172	1.016	0.992	0.955	0.968
U-238	8.609×10^{-3}	0.967	0.967	0.967	0.967	0.967	0.967
Pu-236	2.922×10^{-14}	1.894	1.166	1.025	1.003	0.984	0.984
Pu-237	8.229×10^{-12}	1.734	1.145	1.032	1.014	0.997	0.998
Pu-238	6.245×10^{-6}	1.694	1.116	1.005	0.988	0.973	0.974
Pu-239	4.952×10^{-5}	0.997	0.983	0.980	0.979	0.978	0.978
Pu-240	1.712×10^{-5}	0.995	0.987	0.984	0.982	0.982	0.982
Pu-241	1.874×10^{-5}	1.001	0.993	0.989	0.989	0.989	0.988
Pu-242	2.159×10^{-5}	0.992	0.995	0.990	0.989	0.991	0.989
Pu-244	2.575×10^{-10}	0.008	0.103	0.296	0.464	0.996	0.995
Am-241	1.502×10^{-6}	0.985	0.975	0.970	0.969	0.970	0.969
Am-242m	2.377×10^{-8}	0.987	0.977	0.971	0.971	0.971	0.971
Am-243	1.235×10^{-5}	0.980	0.995	0.990	0.989	0.991	0.989
Cm-242	4.142×10^{-7}	1.011	1.005	1.001	1.000	1.000	1.000
Cm-243	1.867×10^{-8}	1.003	1.002	0.998	0.997	0.997	0.996
Cm-244	2.515×10^{-5}	0.909	0.998	0.994	0.992	0.998	0.993
Cm-245	3.684×10^{-6}	0.891	0.997	0.994	0.992	0.998	0.993
Cm-246	1.503×10^{-5}	0.271	0.635	0.821	0.896	1.000	0.999
Cm-247	1.424×10^{-6}	0.204	0.590	0.799	0.884	1.000	0.999
Cm-248	3.275×10^{-6}	0.056	0.330	0.607	0.758	1.000	1.000
Cm-249	6.190×10^{-8}	0.054	0.328	0.610	0.763	1.009	1.009
Bk-249	3.694×10^{-8}	0.048	0.312	0.586	0.737	0.981	0.981
Cf-250	7.453×10^{-8}	0.049	0.320	0.602	0.757	1.006	1.006
Cf-251	3.300×10^{-8}	0.048	0.319	0.605	0.762	1.015	1.015
Cf-252	1.346×10^{-7}	0.033	0.284	0.578	0.745	1.016	1.016

MOLn : サイクルnにおける燃料バッチ寿命中期。

* Cは連続燃料供給炉心モデルでの計算値。

表 2.2.6-1 新手法によるリサイクル数密度計算結果

 $(\times 10^{24}/\text{cm}^3)$

Nuclide	Initial guess	4 yrs. cooling	BOL1	EOI1	EOI1	BOL3	EOI3	EOI3	BOL6	EOI6	EOI6	BOL8	EOI8	EOI8
			0	30	30	60	90	90	150	180	180	210	240	240
U-235	6.785E-06	6.791E-06	6.791E-06	1.393E-06	1.399E-06	1.078E-06	2.170E-06	2.176E-06	1.097E-06	2.225E-06	2.231E-06	1.098E-06	2.230E-06	2.236E-06
U-236	5.189E-06	5.197E-06	5.197E-06	4.567E-06	4.575E-06	4.611E-06	4.721E-06	4.729E-06	4.910E-06	4.959E-06	4.967E-06	5.007E-06	5.028E-06	5.036E-06
Np-235	4.815E-15	3.592E-16	3.592E-16	4.805E-15	3.585E-16	3.514E-16	4.717E-15	3.519E-16	3.585E-16	4.843E-16	3.613E-16	3.634E-16	4.892E-16	3.650E-16
Np-236	1.361E-11	1.361E-11	1.361E-11	1.344E-11	1.344E-11	1.319E-11	1.321E-11	1.321E-11	1.346E-11	1.356E-11	1.356E-11	1.364E-11	1.370E-11	1.370E-11
Np-237	2.702E-06	2.723E-06	2.723E-06	2.649E-06	2.670E-06	2.628E-06	2.614E-06	2.636E-06	2.685E-06	2.684E-06	2.706E-06	2.721E-06	2.711E-06	2.732E-06
U-238	8.609E-03	8.609E-03	8.609E-03	8.329E-03	8.329E-03	8.607E-03	8.328E-03	8.328E-03	8.608E-03	8.329E-03	8.329E-03	8.608E-03	8.329E-03	8.329E-03
Pu-236	2.922E-14	1.091E-14	1.091E-14	3.146E-14	1.175E-14	1.232E-14	3.344E-14	1.249E-14	1.264E-14	3.399E-14	1.269E-14	1.274E-14	3.420E-14	1.277E-14
Pu-237	8.229E-12	1.110E-21	1.110E-21	9.825E-12	1.325E-21	1.377E-21	1.033E-11	1.393E-21	1.406E-21	1.047E-11	1.411E-21	1.415E-21	1.052E-11	1.418E-21
Pu-238	6.245E-06	6.450E-06	6.450E-06	7.242E-06	7.467E-06	7.751E-06	7.624E-06	7.836E-06	7.910E-06	7.727E-06	7.936E-06	7.957E-06	7.765E-06	7.973E-06
Pu-239	4.952E-05	4.952E-05	4.952E-05	4.872E-05	4.872E-05	4.879E-05	4.881E-05	4.881E-05	4.883E-05	4.883E-05	4.884E-05	4.884E-05	4.884E-05	4.884E-05
Pu-240	1.712E-05	2.073E-05	2.073E-05	1.687E-05	2.029E-05	2.024E-05	1.687E-05	2.022E-05	2.021E-05	1.688E-05	2.021E-05	2.022E-05	1.688E-05	2.022E-05
Pu-241	1.874E-05	1.542E-05	1.542E-05	1.863E-05	1.533E-05	1.531E-05	1.861E-05	1.531E-05	1.531E-05	1.862E-05	1.531E-05	1.532E-05	1.862E-05	1.532E-05
Pu-242	2.159E-05	2.160E-05	2.160E-05	2.183E-05	2.184E-05	2.182E-05	2.181E-05	2.182E-05	2.181E-05	2.180E-05	2.181E-05	2.181E-05	2.181E-05	2.181E-05
Pu-244	2.575E-10	2.828E-10	2.828E-10	2.793E-10	3.046E-10	3.235E-10	3.147E-10	3.397E-10	3.650E-10	3.501E-10	3.745E-10	3.823E-10	3.645E-10	3.885E-10
Am-241	1.502E-06	4.807E-06	4.807E-06	1.573E-06	4.859E-06	4.856E-06	1.576E-06	4.859E-06	4.860E-06	1.577E-06	4.860E-06	4.861E-06	1.578E-06	4.861E-06
Am-242m	2.377E-08	2.333E-08	2.333E-08	2.523E-08	2.477E-08	2.478E-08	2.527E-08	2.481E-08	2.482E-08	2.529E-08	2.482E-08	2.483E-08	2.529E-08	2.483E-08
Am-243	1.235E-05	1.235E-05	1.235E-05	1.247E-05	1.246E-05	1.250E-05	1.250E-05	1.250E-05	1.249E-05	1.250E-05	1.249E-05	1.250E-05	1.250E-05	1.250E-05
Cm-242	4.142E-07	8.216E-10	8.216E-10	4.668E-07	9.223E-10	9.201E-10	4.658E-07	9.205E-10	9.207E-10	4.659E-07	9.208E-10	9.209E-10	4.660E-07	9.210E-10
Cm-243	1.867E-08	1.691E-08	1.691E-08	2.419E-08	2.192E-08	2.201E-08	2.430E-08	2.201E-08	2.202E-08	2.430E-08	2.202E-08	2.202E-08	2.431E-08	2.202E-08
Cm-244	2.515E-05	2.153E-05	2.153E-05	2.383E-05	2.040E-05	2.006E-05	2.331E-05	1.995E-05	1.989E-05	2.323E-05	1.988E-05	1.988E-05	2.322E-05	1.988E-05
Cm-245	3.684E-06	3.683E-06	3.683E-06	3.436E-06	3.435E-06	3.360E-06	3.336E-06	3.336E-06	3.323E-06	3.322E-06	3.322E-06	3.321E-06	3.322E-06	3.321E-06
Cm-246	1.503E-05	1.504E-05	1.504E-05	1.488E-05	1.488E-05	1.467E-05	1.447E-05	1.447E-05	1.413E-05	1.398E-05	1.398E-05	1.386E-05	1.375E-05	1.376E-05
Cm-247	1.424E-06	1.424E-06	1.424E-06	1.418E-06	1.418E-06	1.403E-06	1.384E-06	1.384E-06	1.349E-06	1.334E-06	1.334E-06	1.321E-06	1.310E-06	1.310E-06
Cm-248	3.275E-06	3.359E-06	3.359E-06	3.279E-06	3.354E-06	3.340E-06	3.248E-06	3.321E-06	3.269E-06	3.168E-06	3.239E-06	3.209E-06	3.110E-06	3.179E-06
Cm-249	6.190E-08	2.526E-09	2.526E-09	6.262E-08	2.555E-09	2.543E-09	6.197E-08	2.529E-09	2.489E-09	6.045E-08	2.467E-09	2.444E-09	5.933E-08	2.421E-09
Bk-249	3.694E-08	9.567E-08	9.567E-08	3.635E-08	9.577E-08	9.546E-08	3.613E-08	9.494E-08	9.347E-08	3.526E-08	9.263E-08	9.177E-08	3.461E-08	9.091E-08
Cf-250	7.453E-08	6.012E-08	6.012E-08	7.531E-08	6.075E-08	6.050E-08	7.457E-08	6.015E-08	5.924E-08	7.277E-08	5.871E-08	5.816E-08	7.142E-08	5.762E-08
Cf-251	3.300E-08	3.290E-08	3.290E-08	3.365E-08	3.354E-08	3.340E-08	3.332E-08	3.322E-08	3.272E-08	3.252E-08	3.242E-08	3.212E-08	3.192E-08	3.182E-08
Cf-252	1.346E-07	4.790E-08	4.790E-08	1.189E-07	4.231E-08	4.176E-08	1.166E-07	4.145E-08	4.088E-08	1.139E-07	4.053E-08	4.015E-08	1.118E-07	3.978E-08

BOLn: サイクルnでの燃料バッチ寿命初期。

EOIn: サイクルnでの燃料バッチ照射終了時。

EOLn: サイクルnでの燃料バッチ冷却末期。

表 2.2.6-2 従来手法による数密度計算結果の手法による 8 サイクル目の数密度計算結果に対する比

Nuclide	BOL5	MOL5	EOI5	EOI5	BOL10	MOL10	EOI10	EOI10	BOL15	MOL15	EOI15	EOI15	BOL19	MOL19	EOI19	EOI19
U-235	1.023	1.071	1.104	1.104	1.010	1.027	1.037	1.037	1.002	1.005	1.007	1.006	1.000	1.001	1.002	1.001
U-236	3.215	2.632	2.548	2.546	1.403	1.299	1.284	1.284	1.088	1.065	1.061	1.061	1.036	1.026	1.025	1.025
Np-235	2.626	2.274	2.159	2.158	1.303	1.236	1.214	1.214	1.067	1.052	1.047	1.047	1.028	1.022	1.020	1.019
Np-236	2.636	2.286	2.169	2.169	1.306	1.238	1.215	1.215	1.067	1.052	1.047	1.047	1.028	1.022	1.019	1.019
Np-237	2.566	2.234	2.125	2.116	1.292	1.228	1.207	1.207	1.064	1.050	1.045	1.045	1.026	1.021	1.018	1.018
U-238	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
Pu-236	1.883	1.722	1.688	1.689	1.200	1.152	1.142	1.142	1.044	1.034	1.032	1.031	1.018	1.014	1.013	1.013
Pu-237	1.707	1.569	1.553	1.554	1.163	1.122	1.115	1.115	1.037	1.027	1.026	1.026	1.016	1.011	1.010	1.011
Pu-238	1.670	1.574	1.560	1.529	1.155	1.122	1.116	1.116	1.034	1.026	1.025	1.024	1.013	1.011	1.010	1.010
Pu-239	1.023	1.019	1.018	1.018	1.006	1.005	1.005	1.005	1.002	1.001	1.001	1.001	1.001	1.001	1.001	1.001
Pu-240	0.983	1.012	1.013	0.998	1.005	1.005	1.005	1.005	1.002	1.001	1.001	1.001	1.001	1.001	1.001	1.000
Pu-241	1.009	1.010	1.012	1.012	1.006	1.005	1.005	1.005	1.002	1.002	1.002	1.001	1.001	1.001	1.001	1.001
Pu-242	0.973	0.990	0.995	0.995	1.007	1.006	1.006	1.006	1.002	1.002	1.001	1.001	1.001	1.001	1.000	1.001
Pu-244	0.004	0.006	0.007	0.010	0.082	0.093	0.098	0.098	0.269	0.285	0.291	0.307	0.442	0.456	0.462	0.476
Am-241	1.007	1.010	1.015	1.013	1.007	1.008	1.006	1.006	1.002	1.001	1.001	1.001	1.001	1.000	0.999	1.000
Am-242 ^{III}	1.001	1.010	1.014	1.014	1.010	1.008	1.007	1.007	1.001	1.001	1.001	1.001	1.000	1.000	1.000	1.000
Am-243	0.944	0.973	0.982	0.981	1.007	1.006	1.006	1.006	1.002	1.002	1.002	1.002	1.001	1.001	1.001	1.001
Cm-242	0.997	1.005	1.008	1.008	1.008	1.006	1.006	1.006	1.002	1.002	1.002	1.001	1.001	1.001	1.001	1.001
Cm-243	0.988	1.002	1.004	1.004	1.008	1.007	1.006	1.006	1.002	1.002	1.002	1.002	1.001	1.001	1.000	1.001
Cm-244	0.836	0.902	0.921	0.921	1.005	1.006	1.006	1.006	1.004	1.003	1.003	1.003	1.002	1.002	1.002	1.002
Cm-245	0.808	0.883	0.905	0.905	1.003	1.005	1.005	1.005	1.004	1.003	1.003	1.003	1.002	1.002	1.002	1.002
Cm-246	0.178	0.238	0.264	0.264	0.548	0.589	0.605	0.605	0.750	0.773	0.782	0.781	0.833	0.848	0.855	0.854
Cm-247	0.120	0.175	0.199	0.199	0.496	0.541	0.559	0.559	0.721	0.746	0.756	0.756	0.815	0.831	0.837	0.837
Cm-248	0.025	0.043	0.053	0.052	0.242	0.284	0.301	0.301	0.503	0.538	0.552	0.551	0.653	0.679	0.689	0.689
Cm-249	0.023	0.041	0.050	0.050	0.238	0.280	0.297	0.297	0.500	0.535	0.549	0.549	0.651	0.677	0.687	0.687
Bk-249	0.022	0.038	0.046	0.046	0.236	0.272	0.289	0.289	0.497	0.528	0.542	0.546	0.649	0.672	0.682	0.685
Cf-250	0.021	0.038	0.046	0.046	0.231	0.272	0.290	0.290	0.494	0.528	0.543	0.543	0.647	0.672	0.683	0.683
Cf-251	0.020	0.036	0.045	0.045	0.228	0.269	0.287	0.287	0.491	0.526	0.540	0.540	0.645	0.671	0.681	0.681
Cf-252	0.014	0.028	0.034	0.034	0.205	0.248	0.262	0.262	0.470	0.508	0.520	0.520	0.630	0.658	0.667	0.667

BOLn: サイクルnでの燃料バッチ寿命初期。
EOIn: サイクルnでの燃料バッチ照射終了時。

MOLn: サイクルnでの燃料バッチ寿命中期。
EOLn: サイクルnでの燃料バッチ冷却末期。

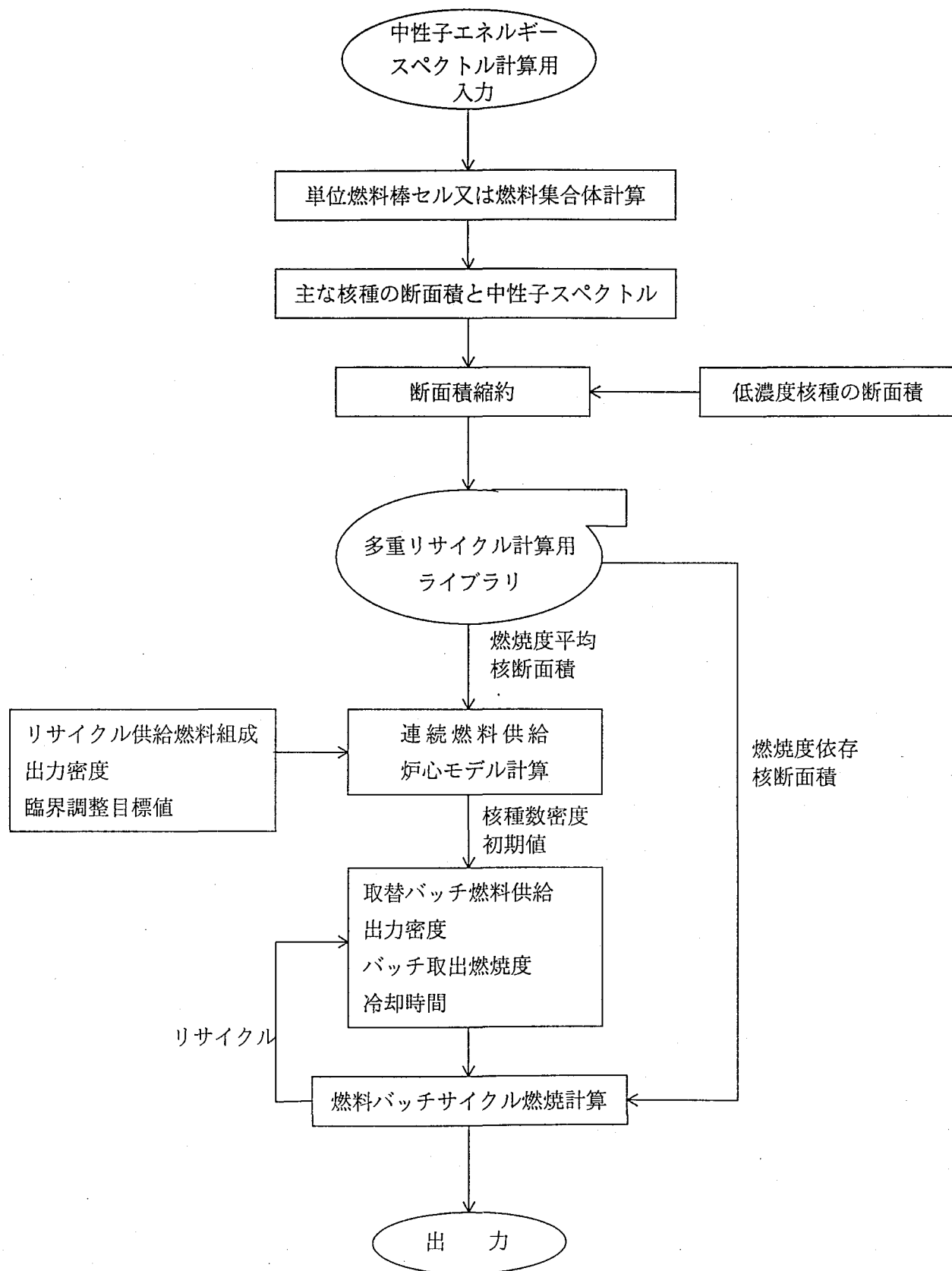


図2.2.3-1 軽水炉燃料バッチリサイクル燃焼計算スキーム

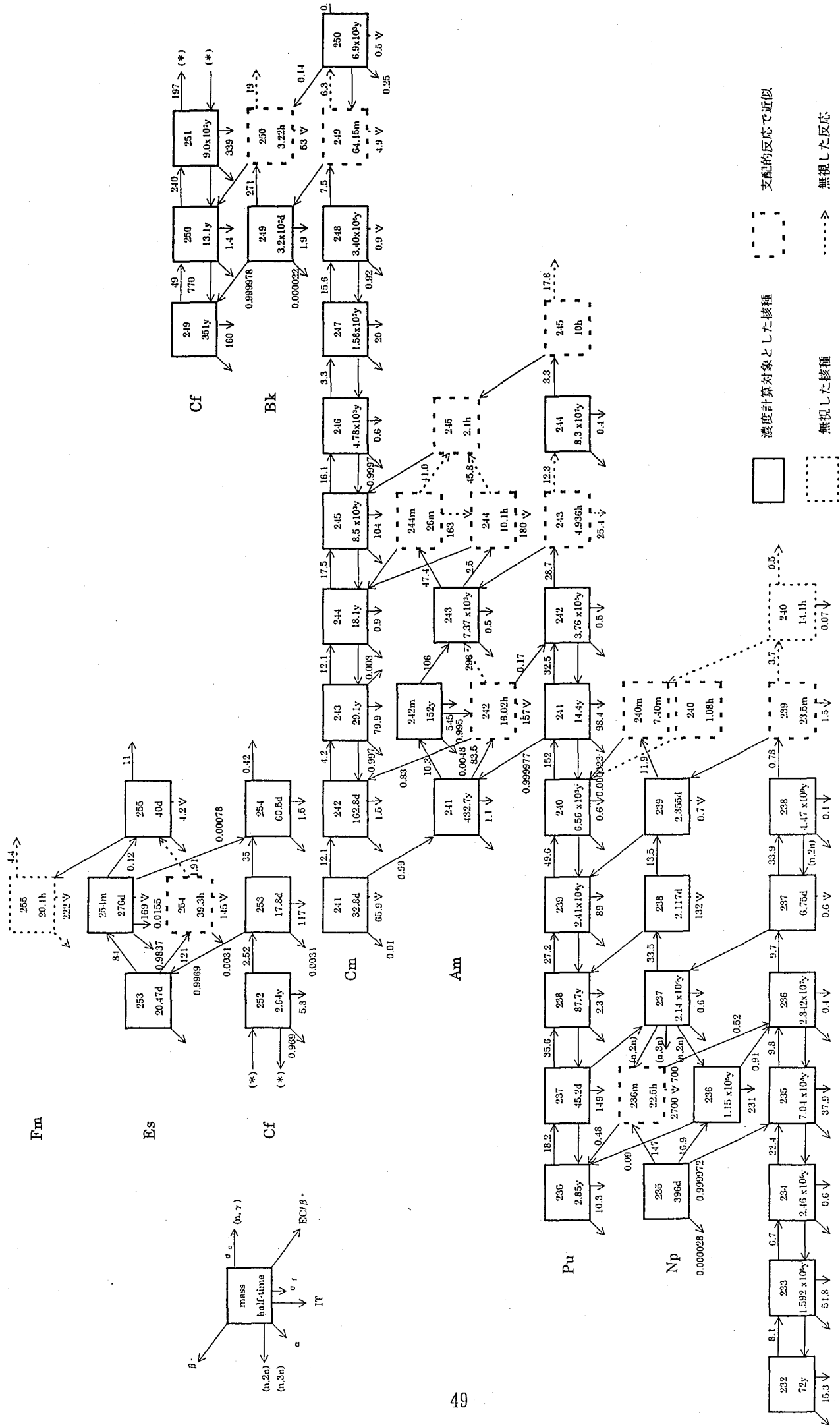


図 2.2.4-1 検討対象核種変換チェーン

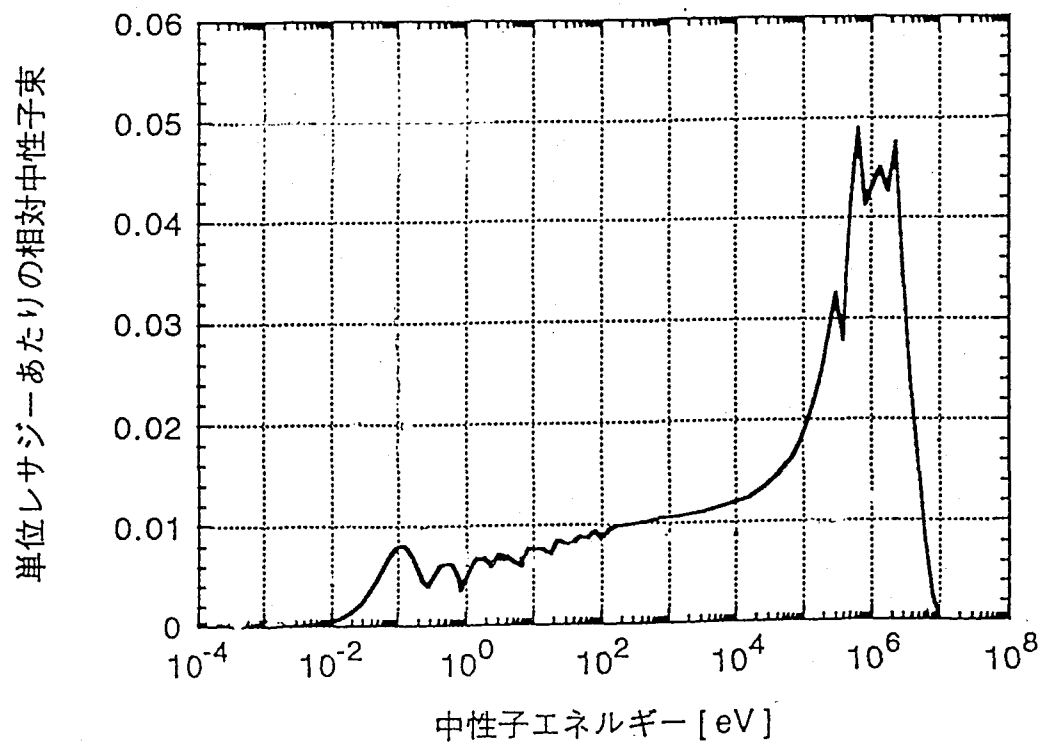


図 2.2.4-2 核定数縮約に使用した中性子スペクトル

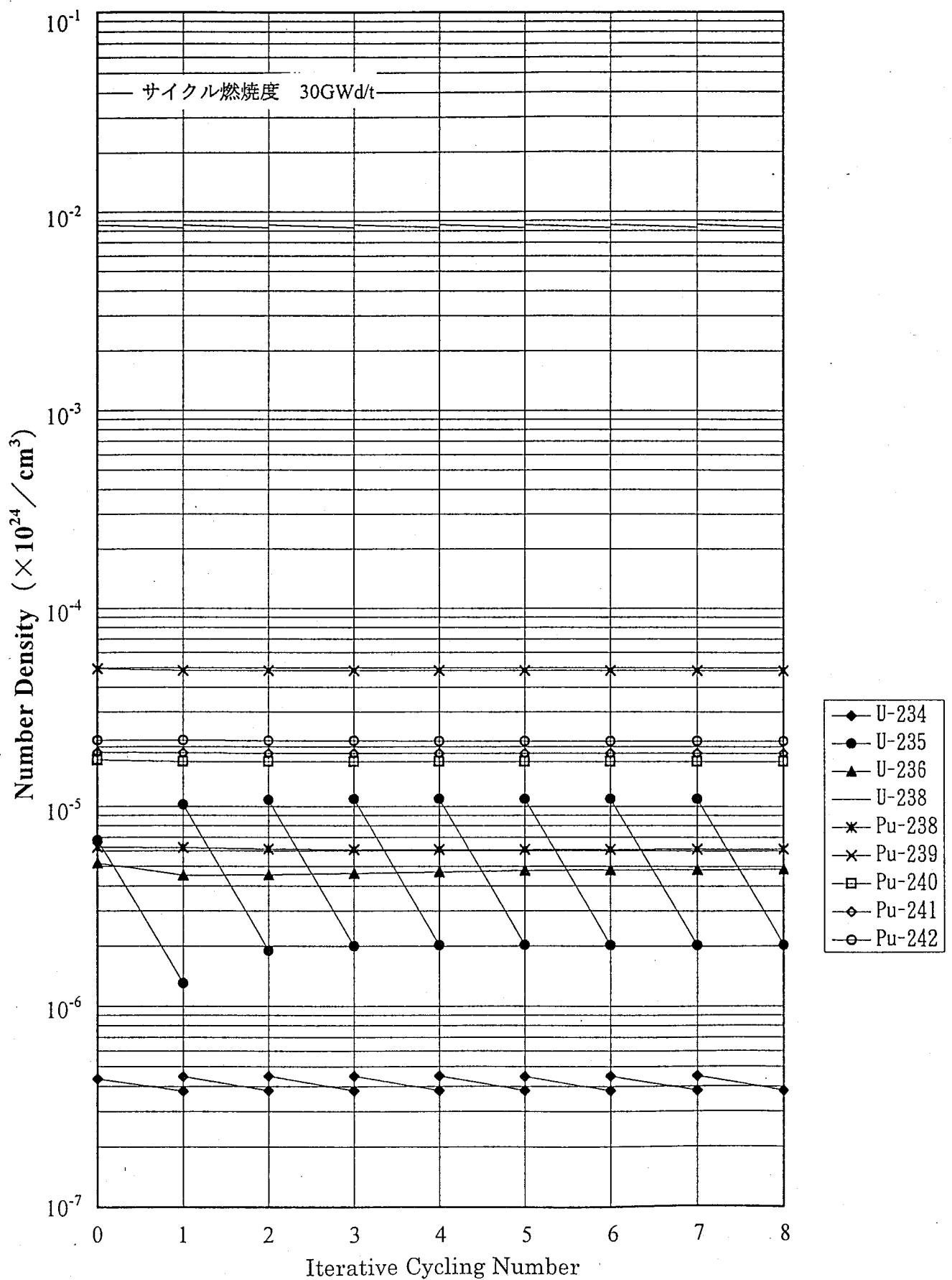


図 2.2.4-3 (a) 新手法による数密度計算結果 (冷却なし)

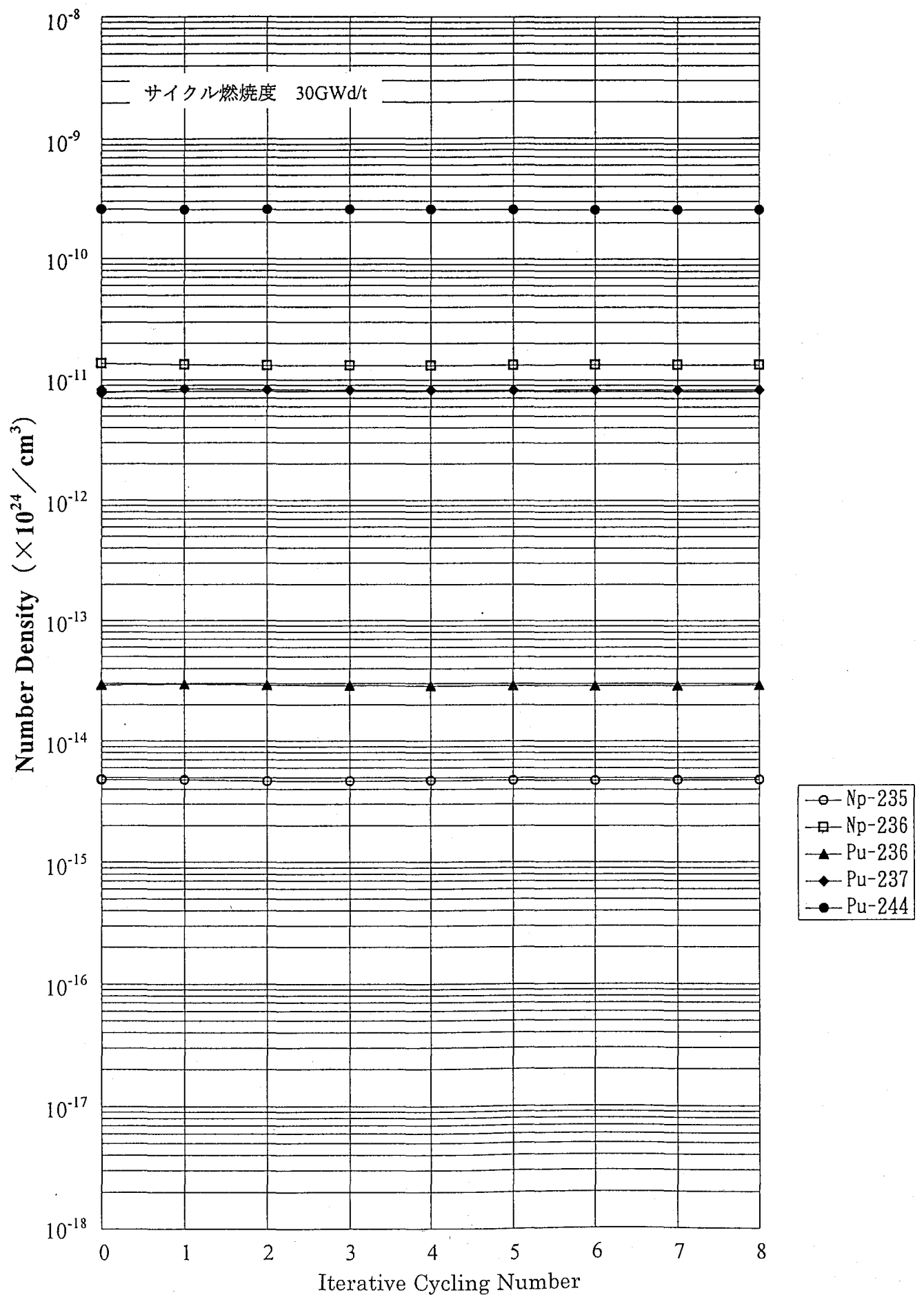


図 2.2.4-3 (b) 新手法による数密度計算結果 (冷却なし)

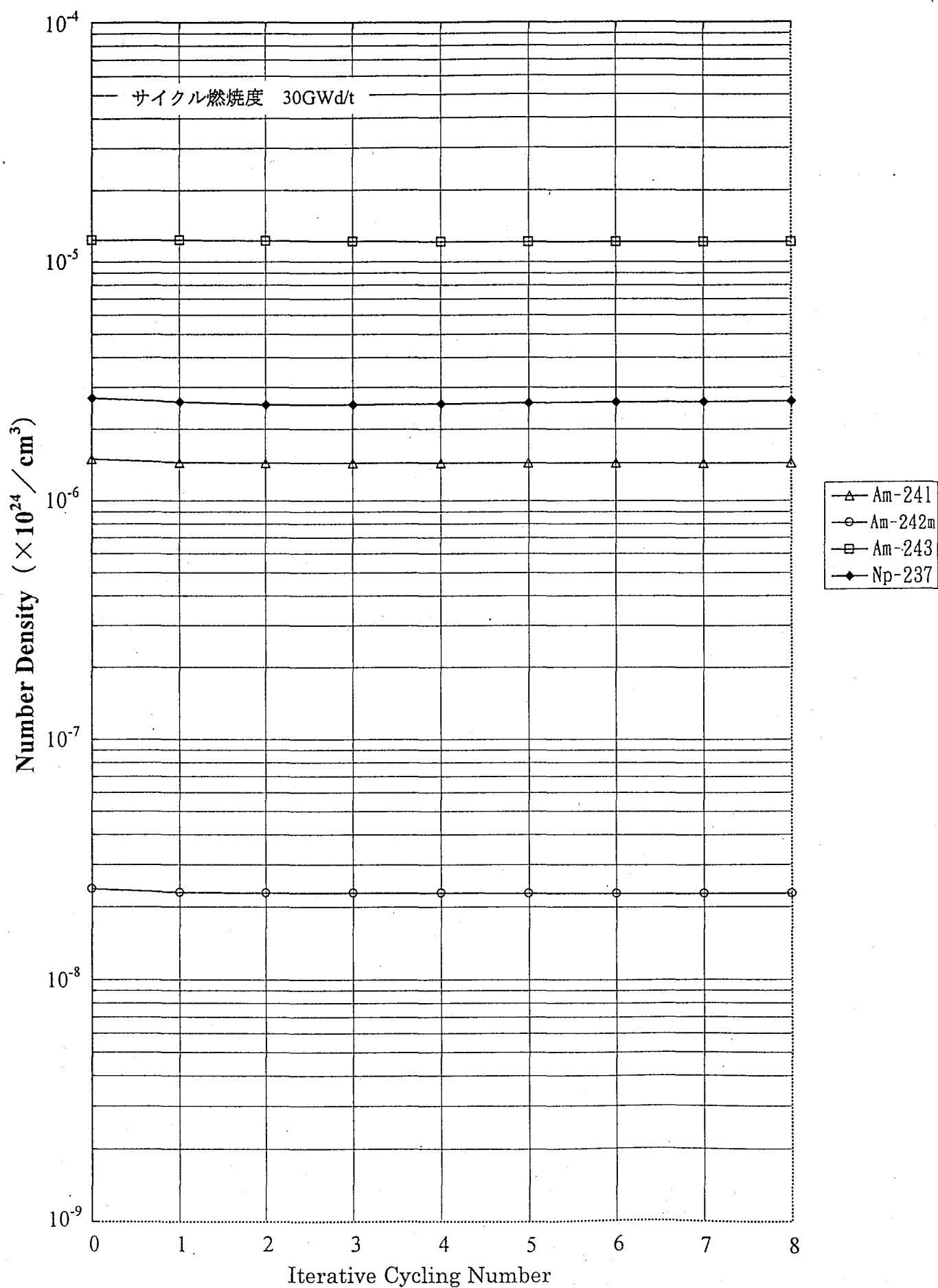


図 2.2.4-3 (c) 新手法による数密度計算結果 (冷却なし)

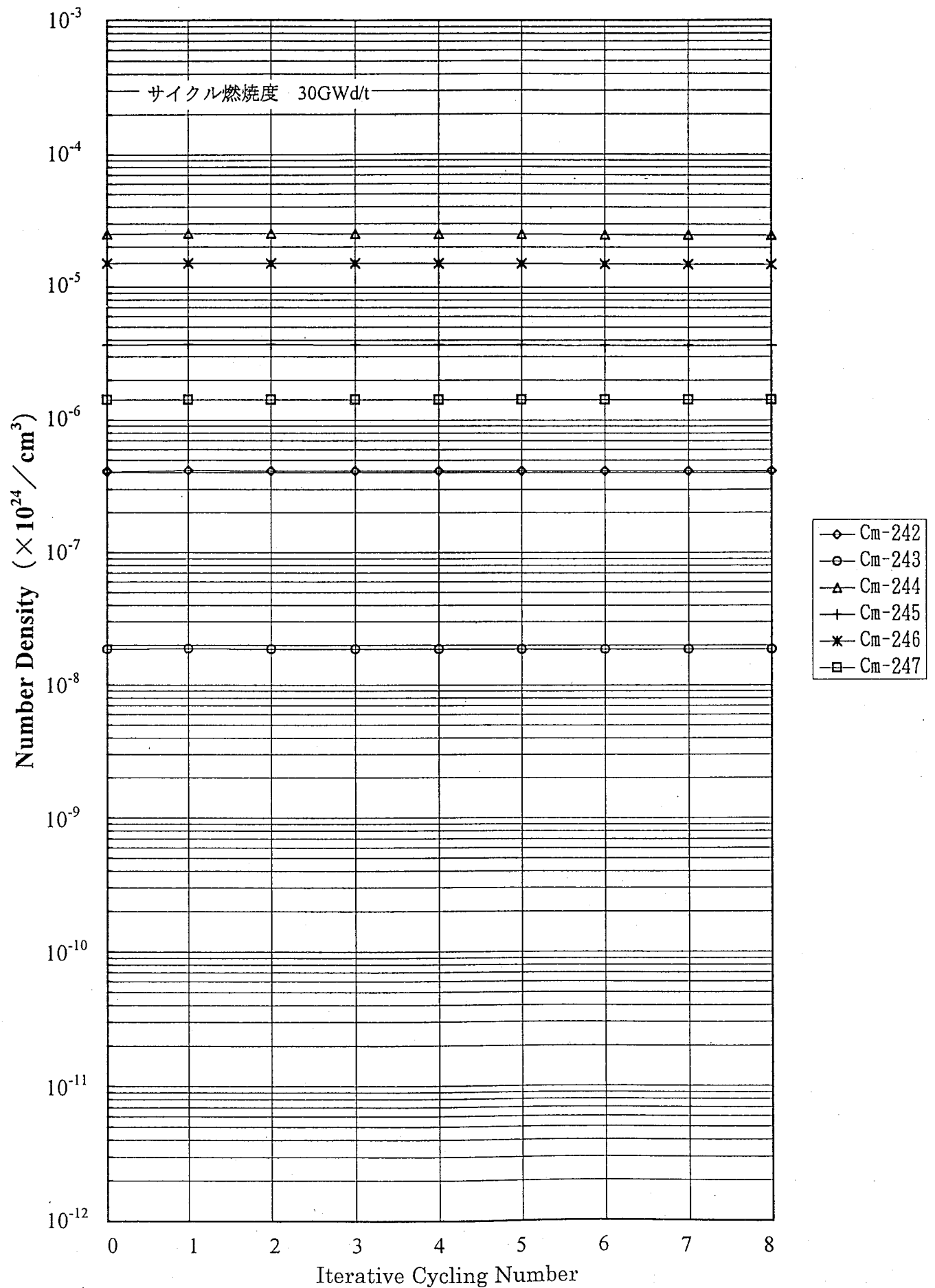


図 2.2.4-3 (d) 新手法による数密度計算結果 (冷却なし)

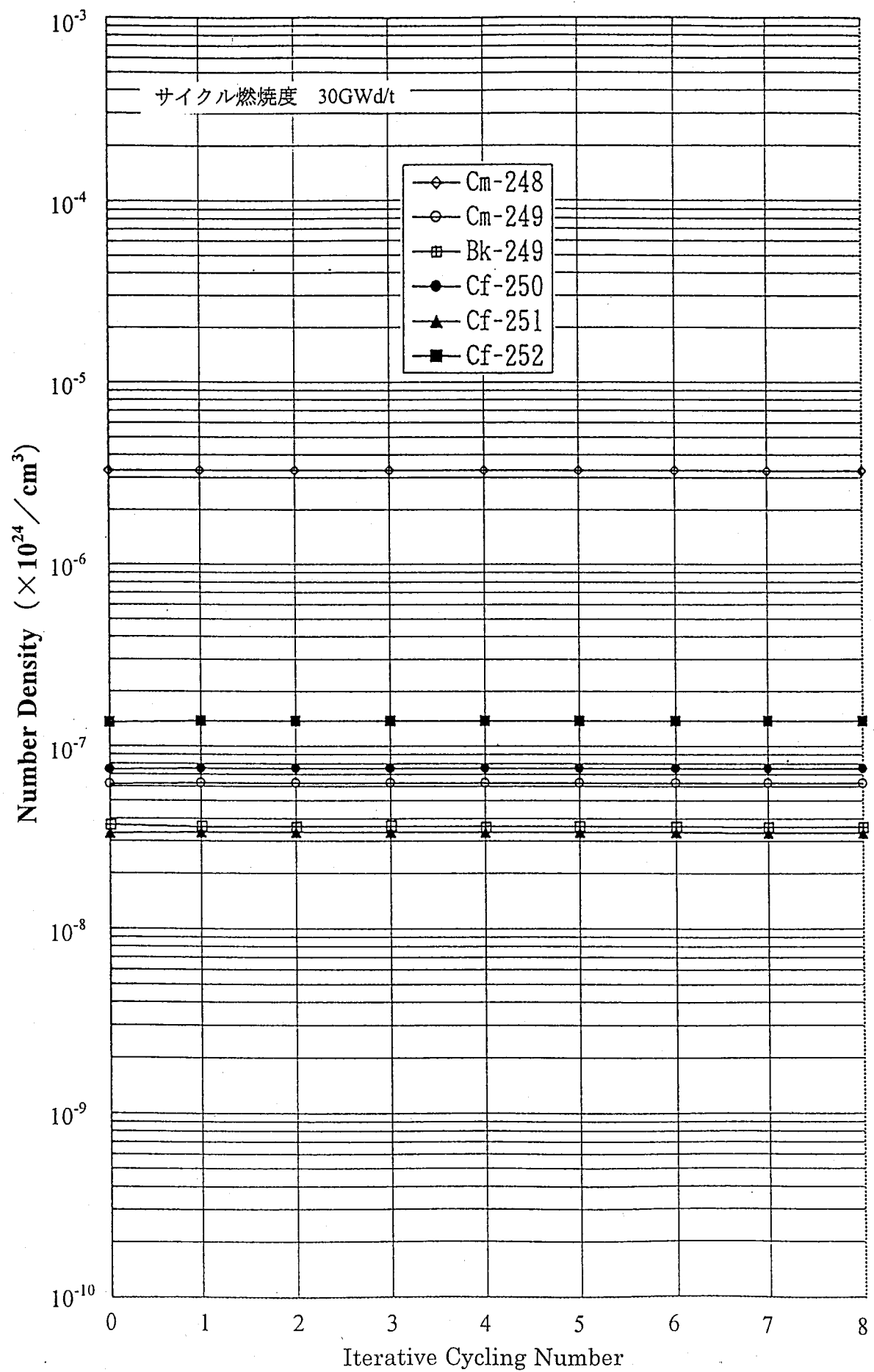


図 2.2.4-3 (e) 新手法による数密度計算結果 (冷却なし)

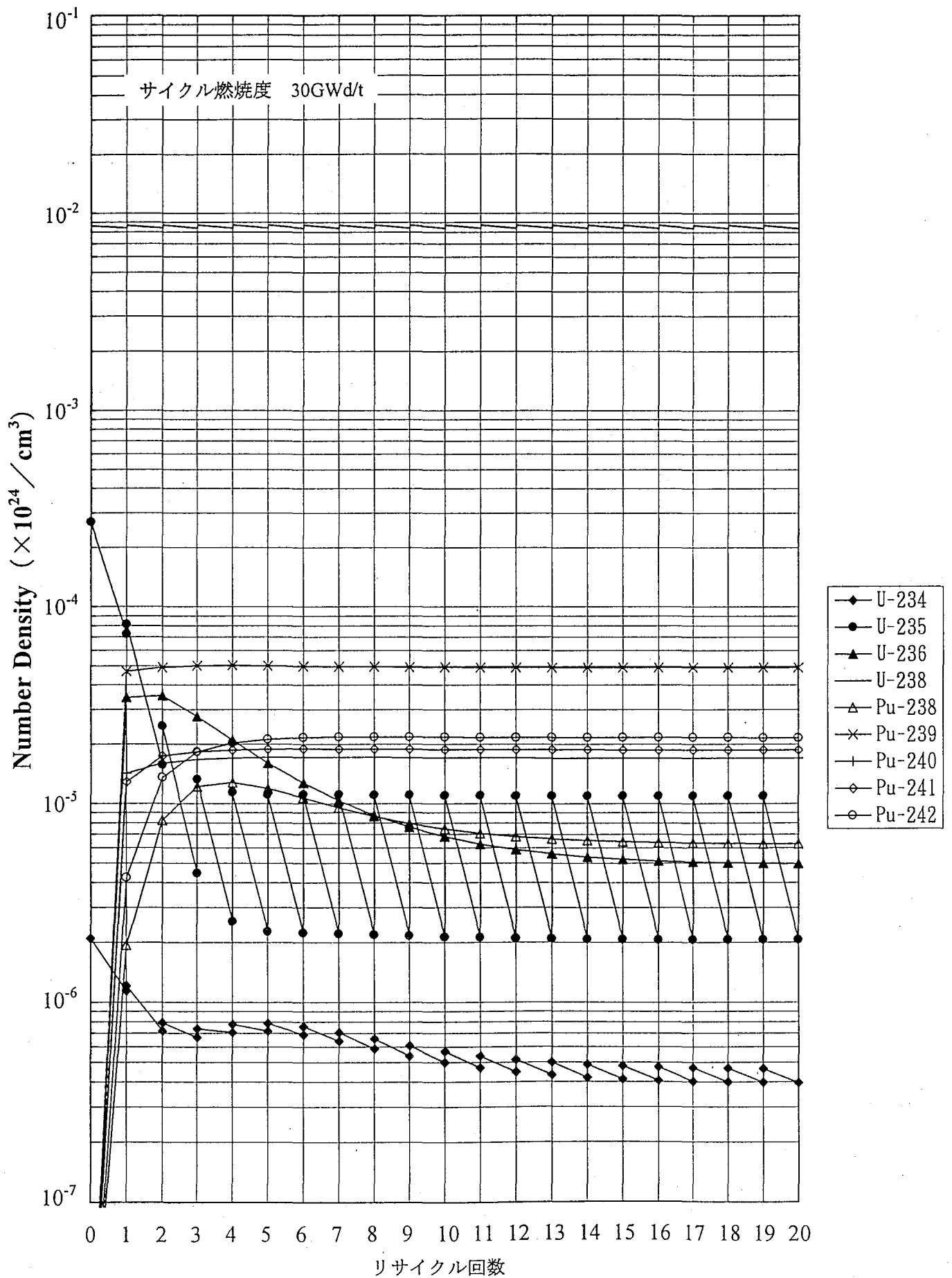


図 2.2.5-1 (a) 従来手法による数密度計算結果 (冷却なし)

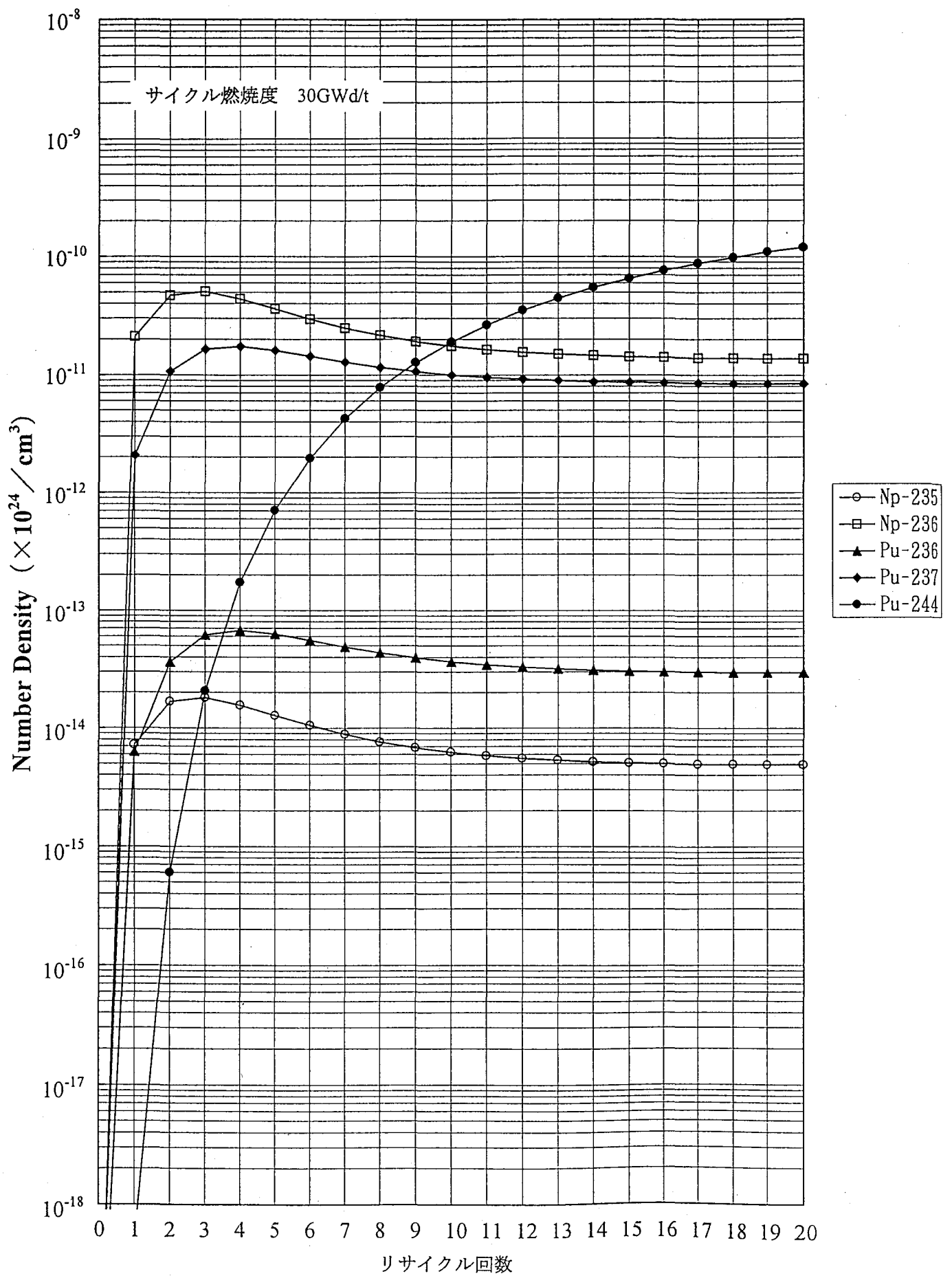


図 2.2.5-1 (b) 従来手法による数密度計算結果 (冷却なし)

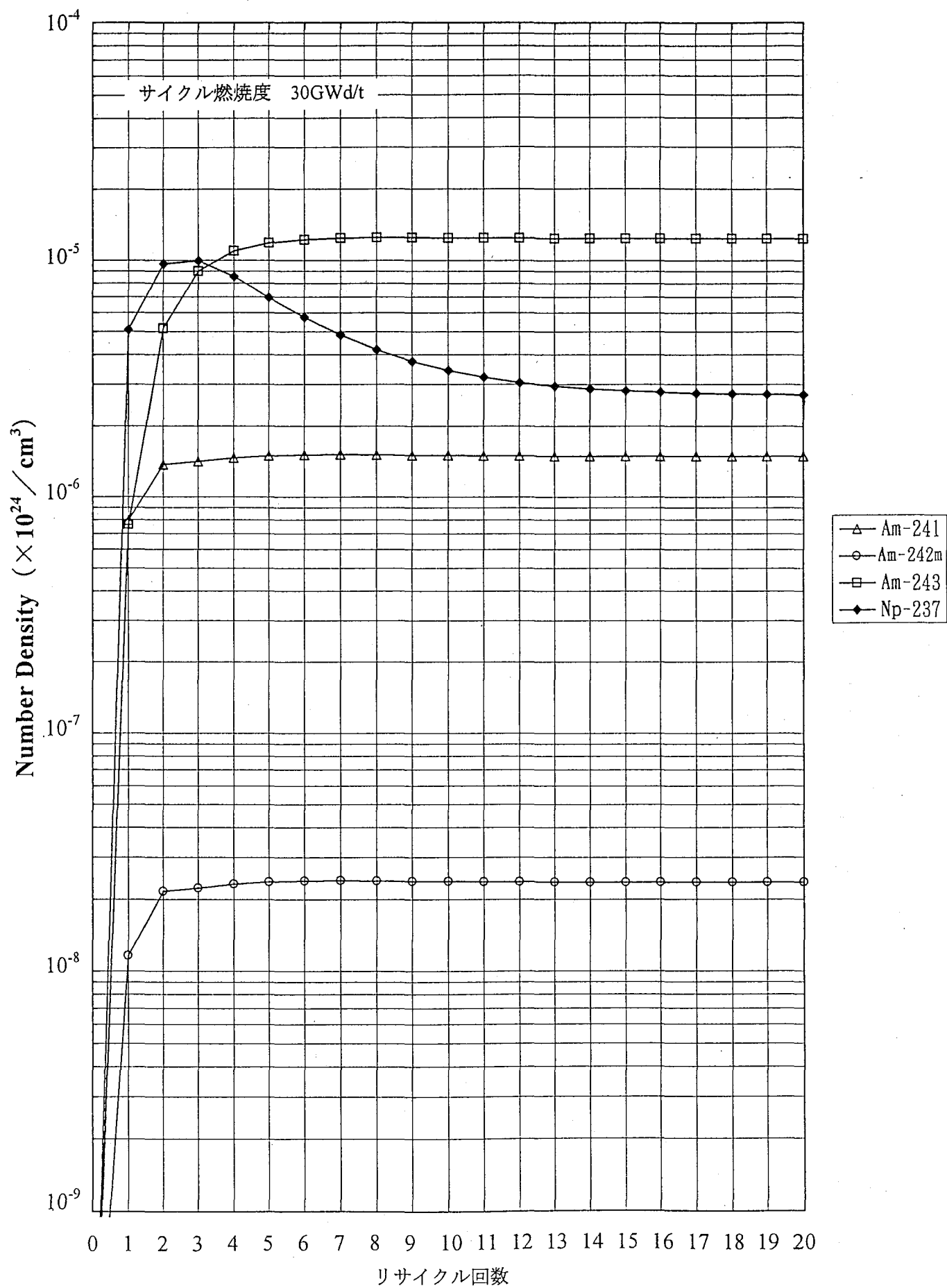


図 2.2.5-1 (c) 従来手法による数密度計算結果 (冷却なし)

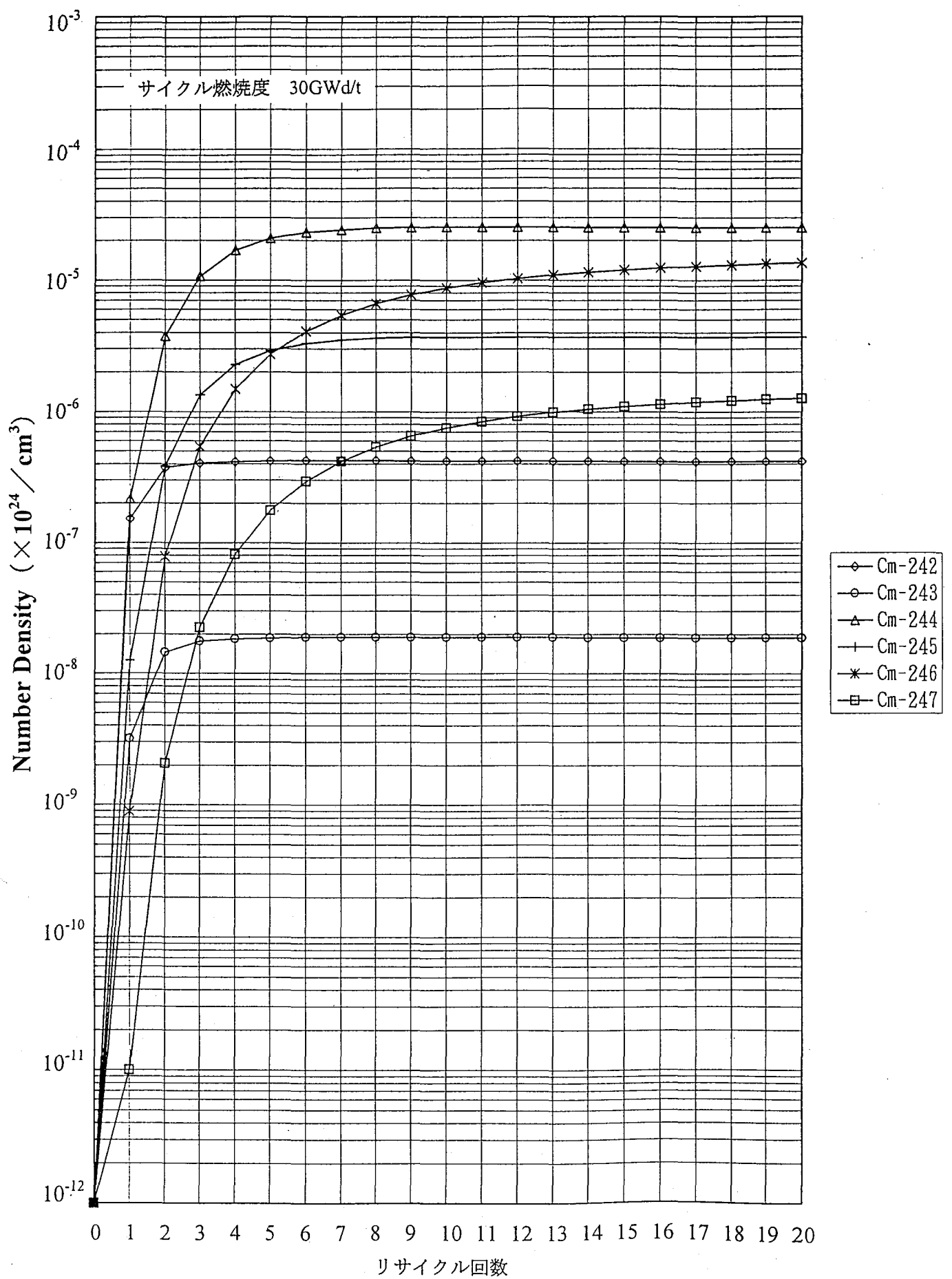


図 2.2.5-1 (d) 従来手法による数密度計算結果 (冷却なし)

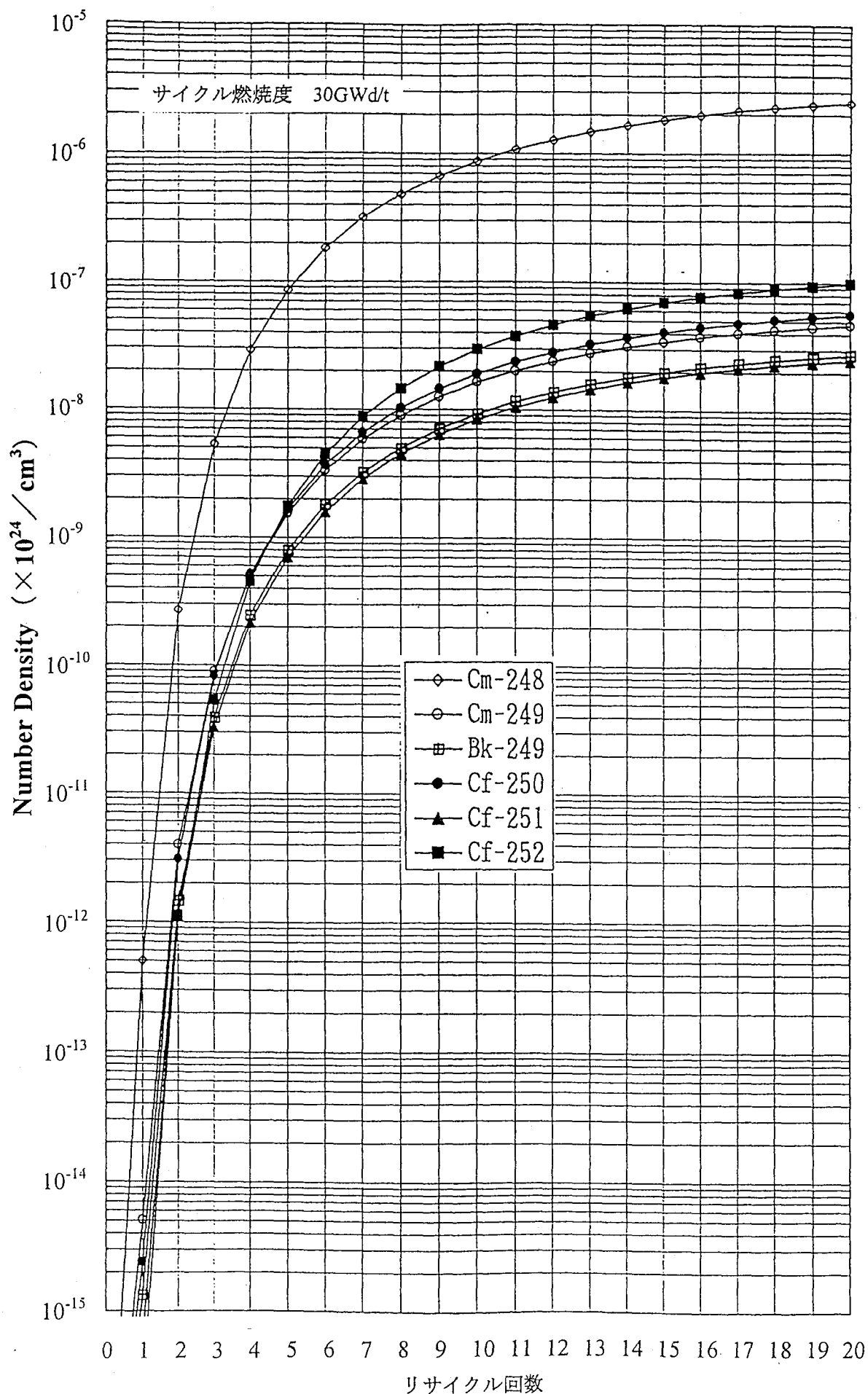


図 2.2.5-1(e) 従来手法による数密度計算結果 (冷却なし)

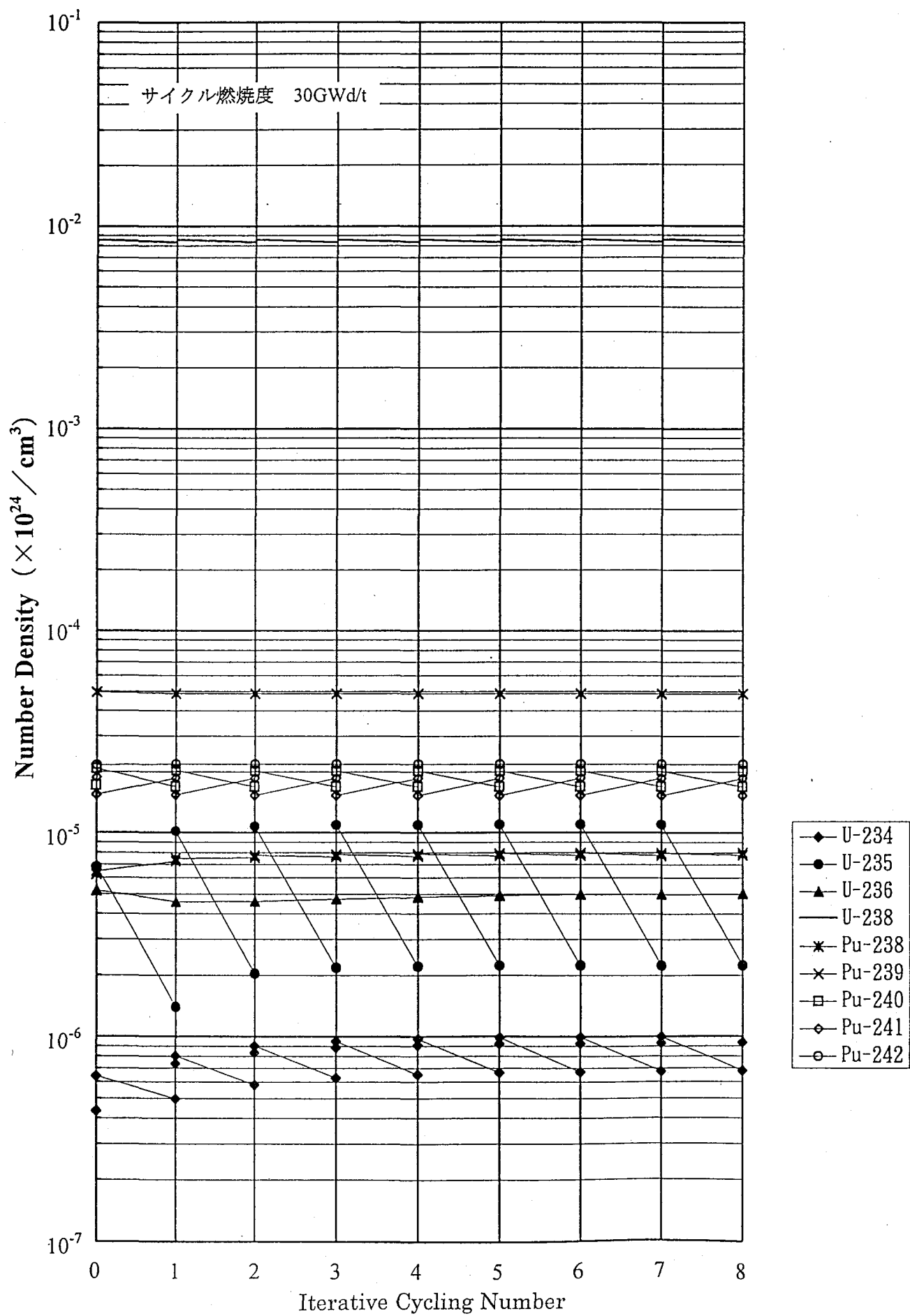


図 2.2.6-1 (a) 新手法による数密度計算結果 (冷却 4 年)

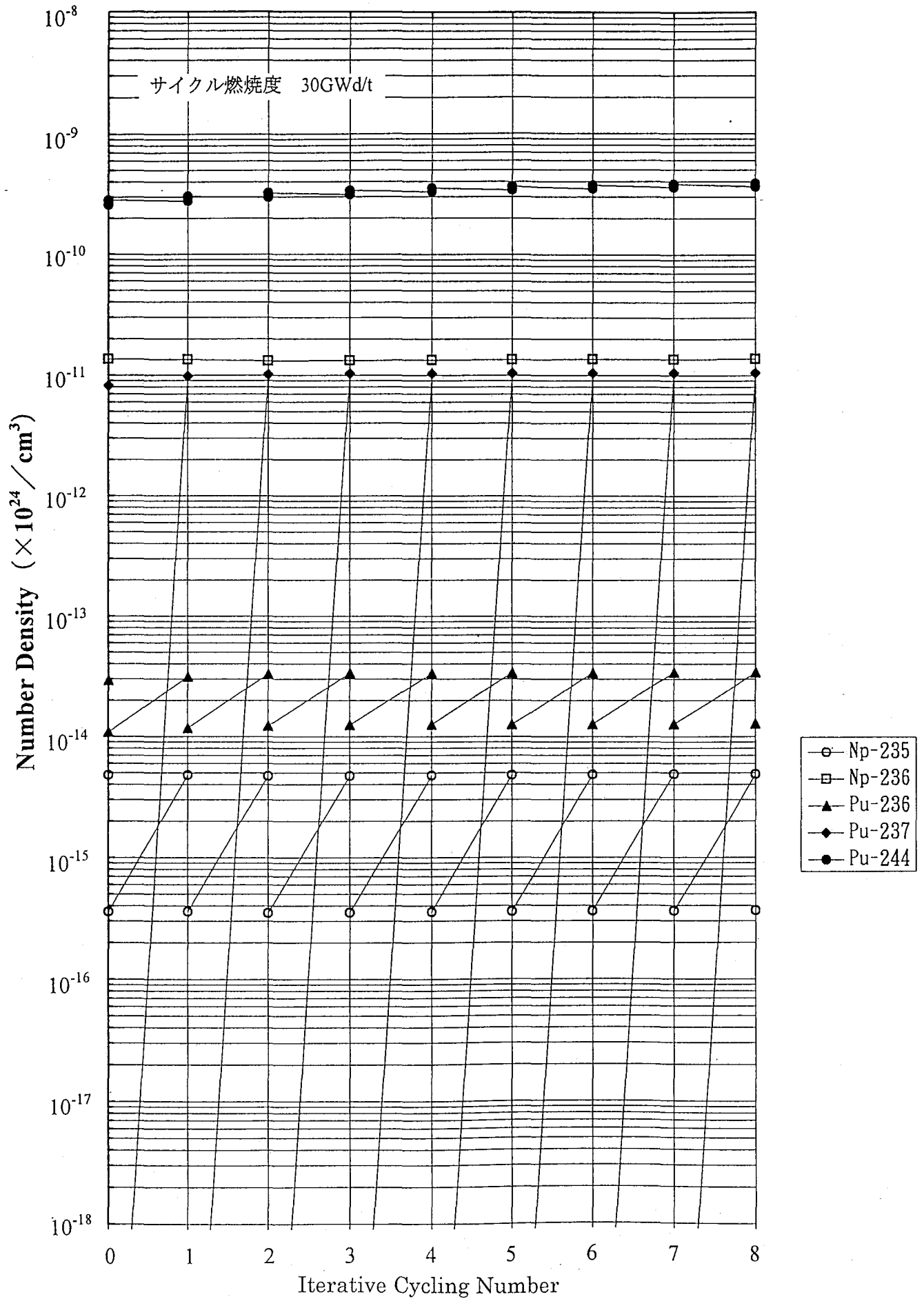


図 2.2.6-1 (b) 新手法による数密度計算結果 (冷却 4 年)

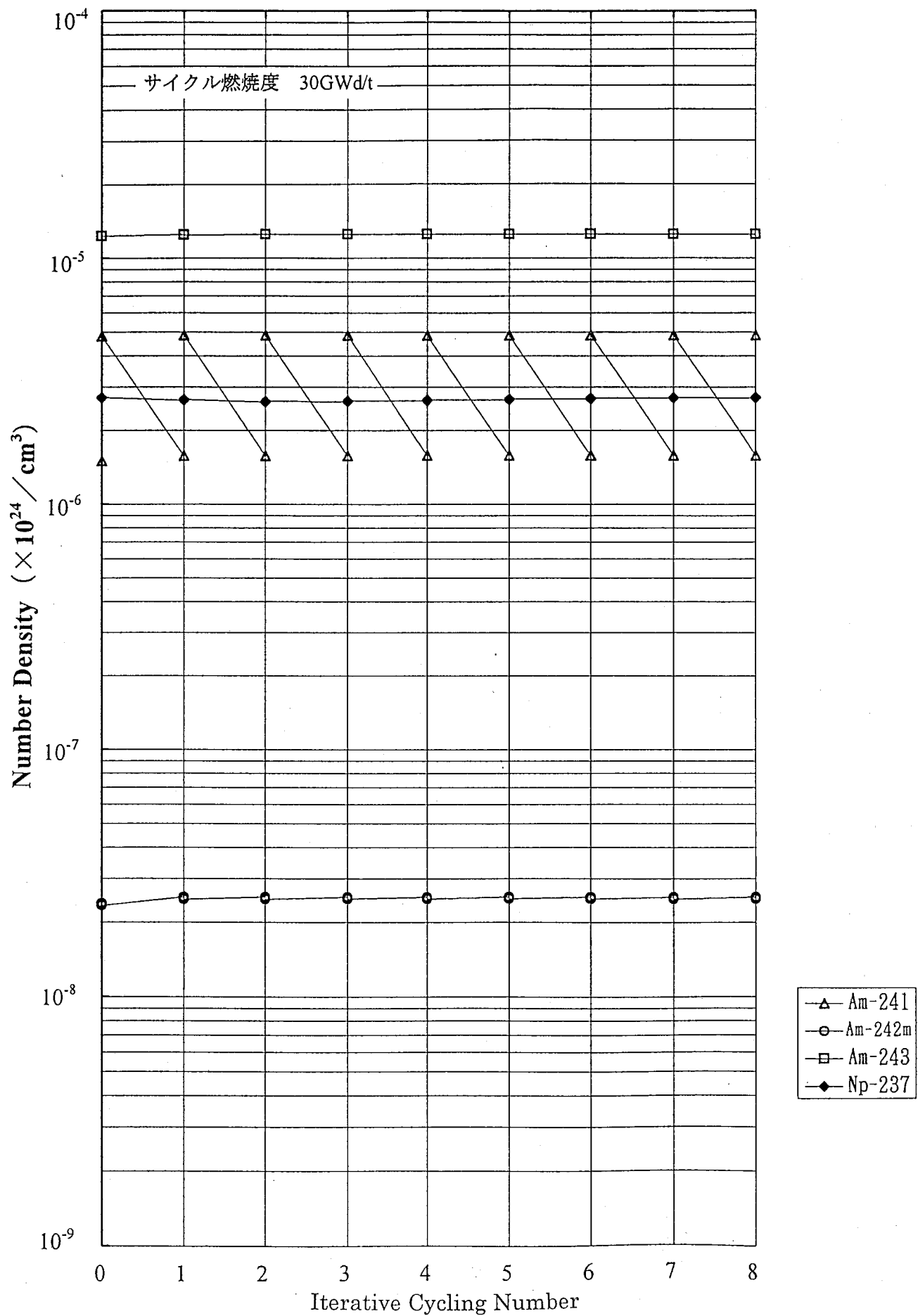


図 2.2.6-1 (c) 新手法による数密度計算結果 (冷却 4 年)

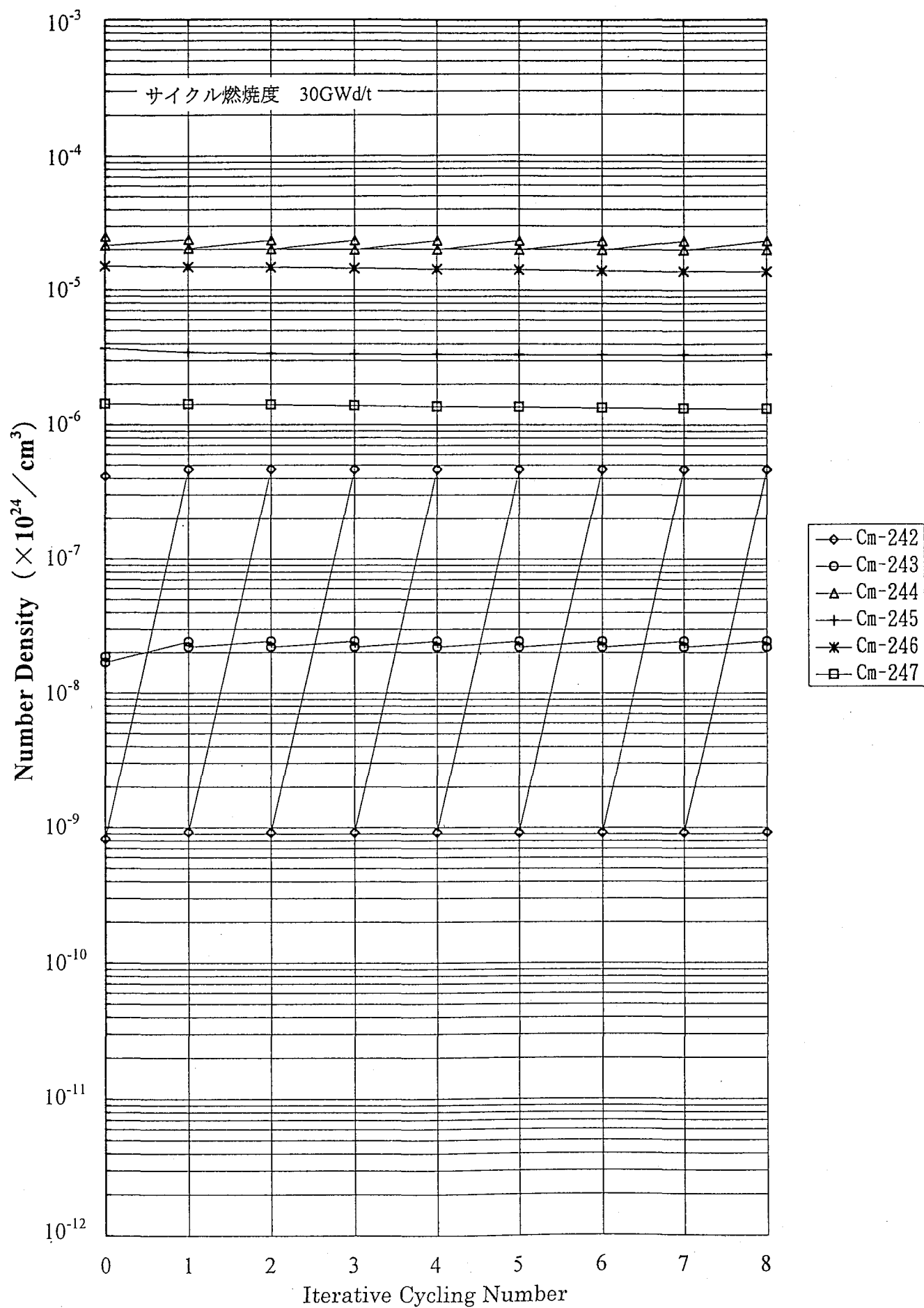


図 2.2.6-1 (d) 新手法による数密度計算結果 (冷却 4 年)

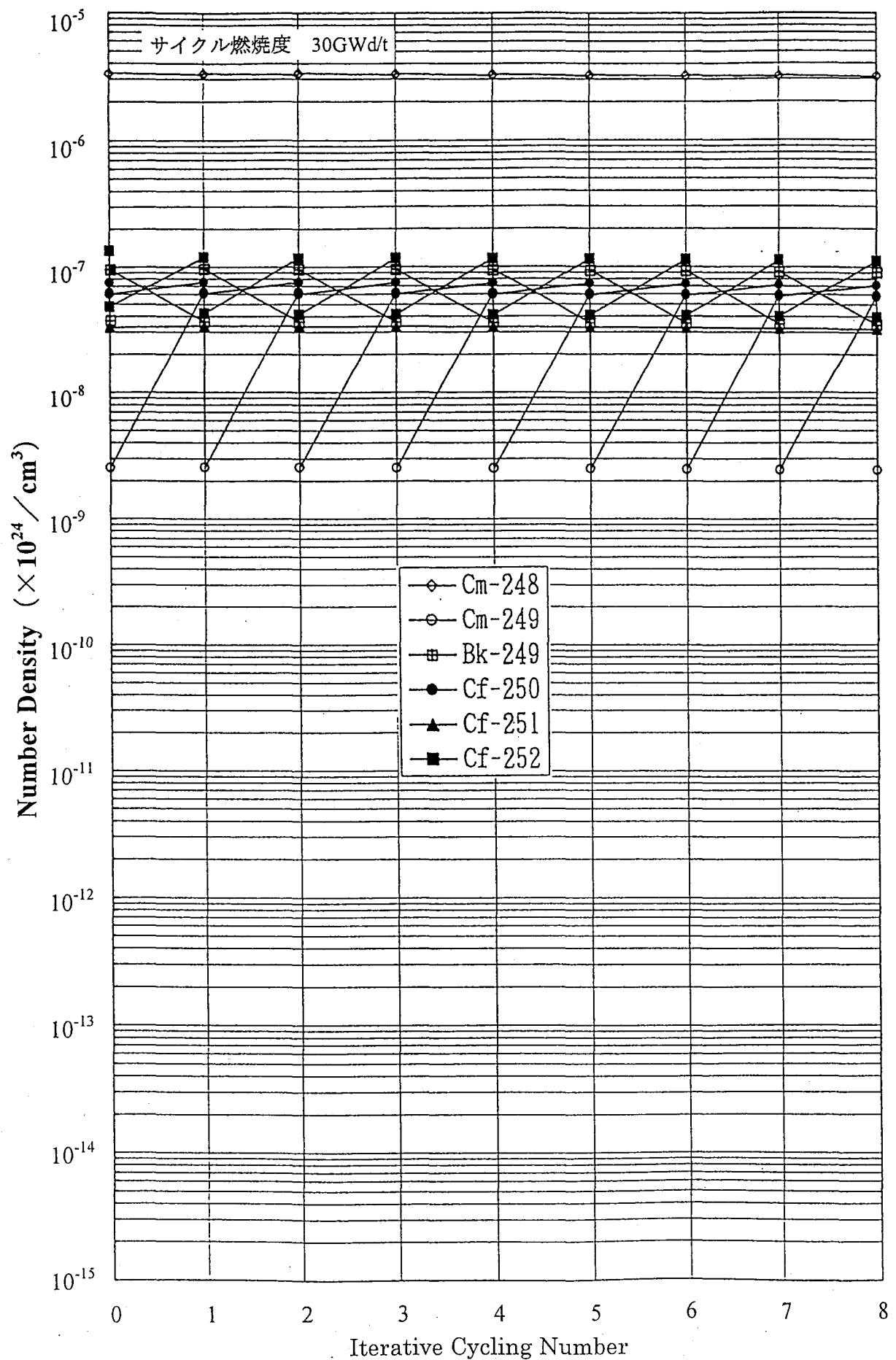
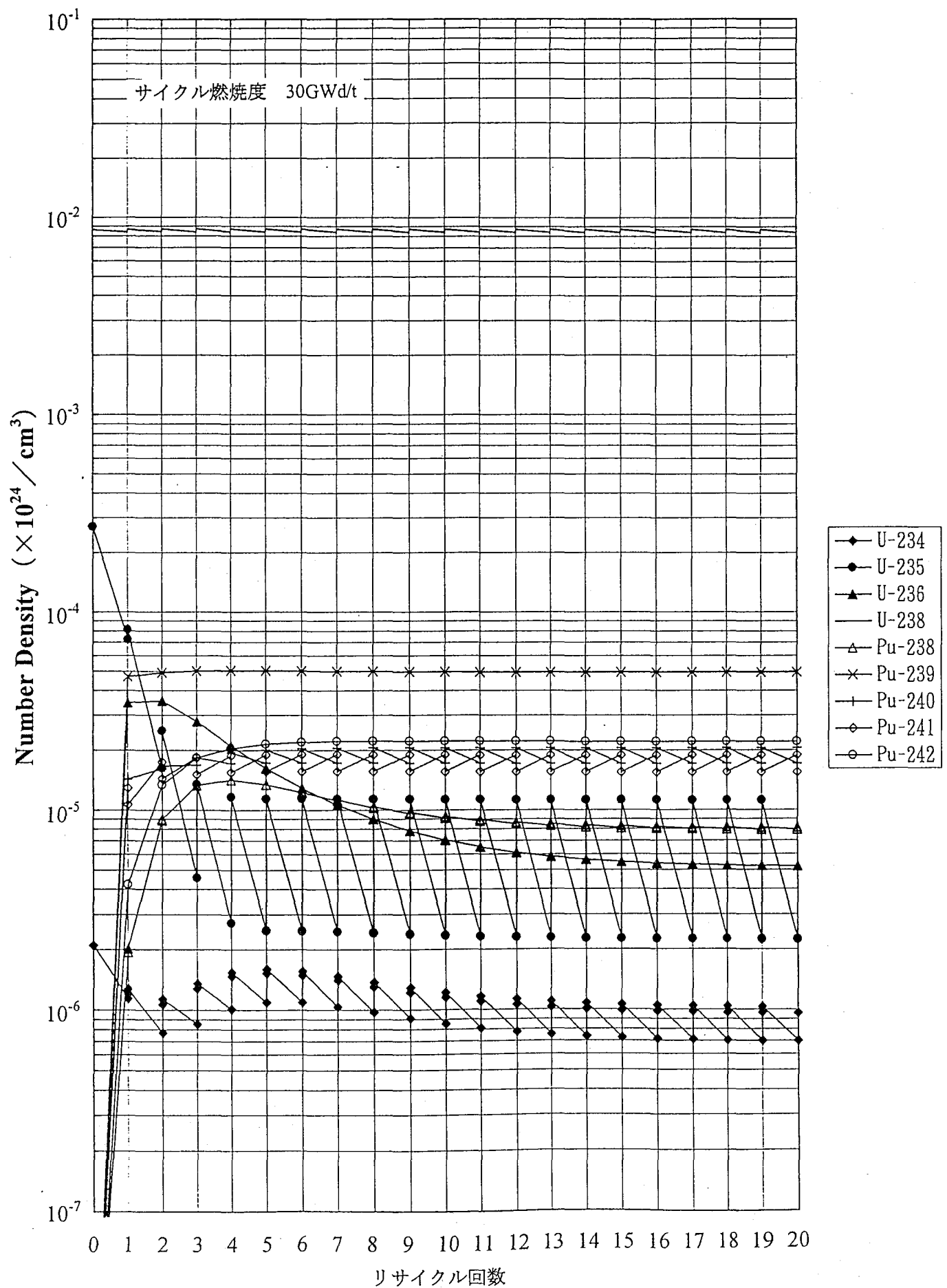


図 2.2.6-1 (c) 新手法による数密度計算結果 (冷却 4 年)



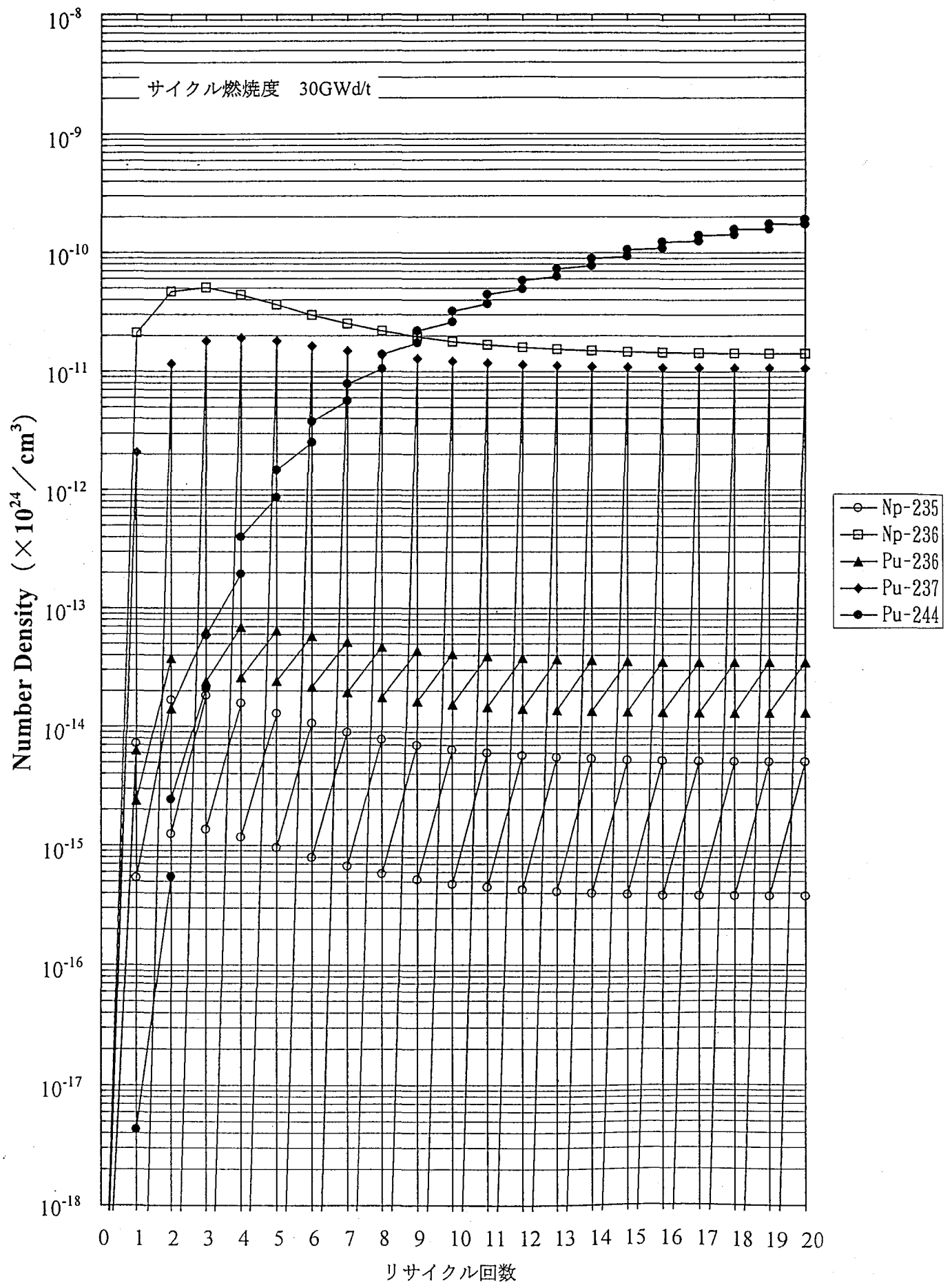


図 2.2.6-2 (b) 従来手法による数密度計算結果 (冷却4年)

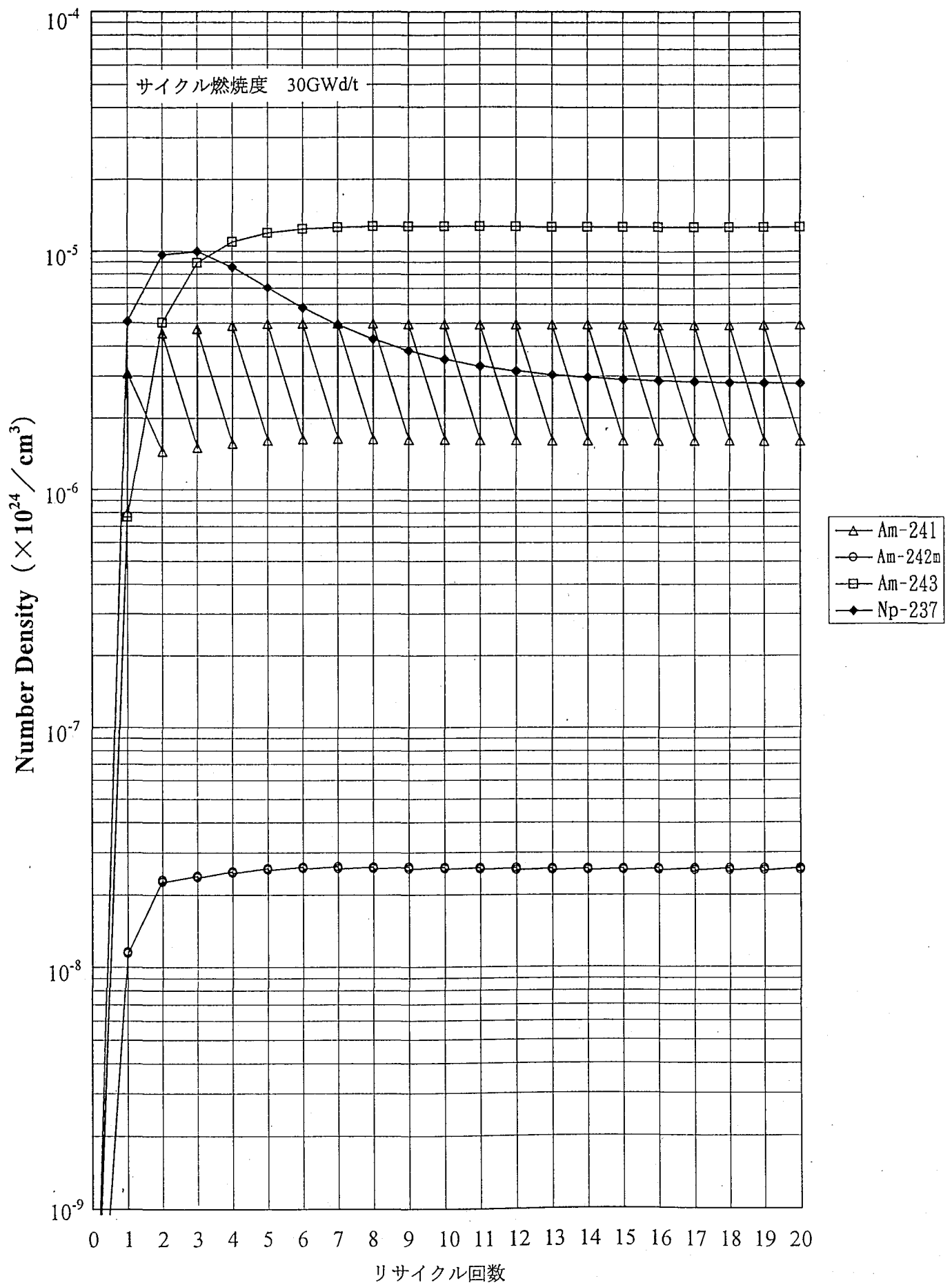


図 2.2.6-2 (c) 従来手法による数密度計算結果 (冷却4年)

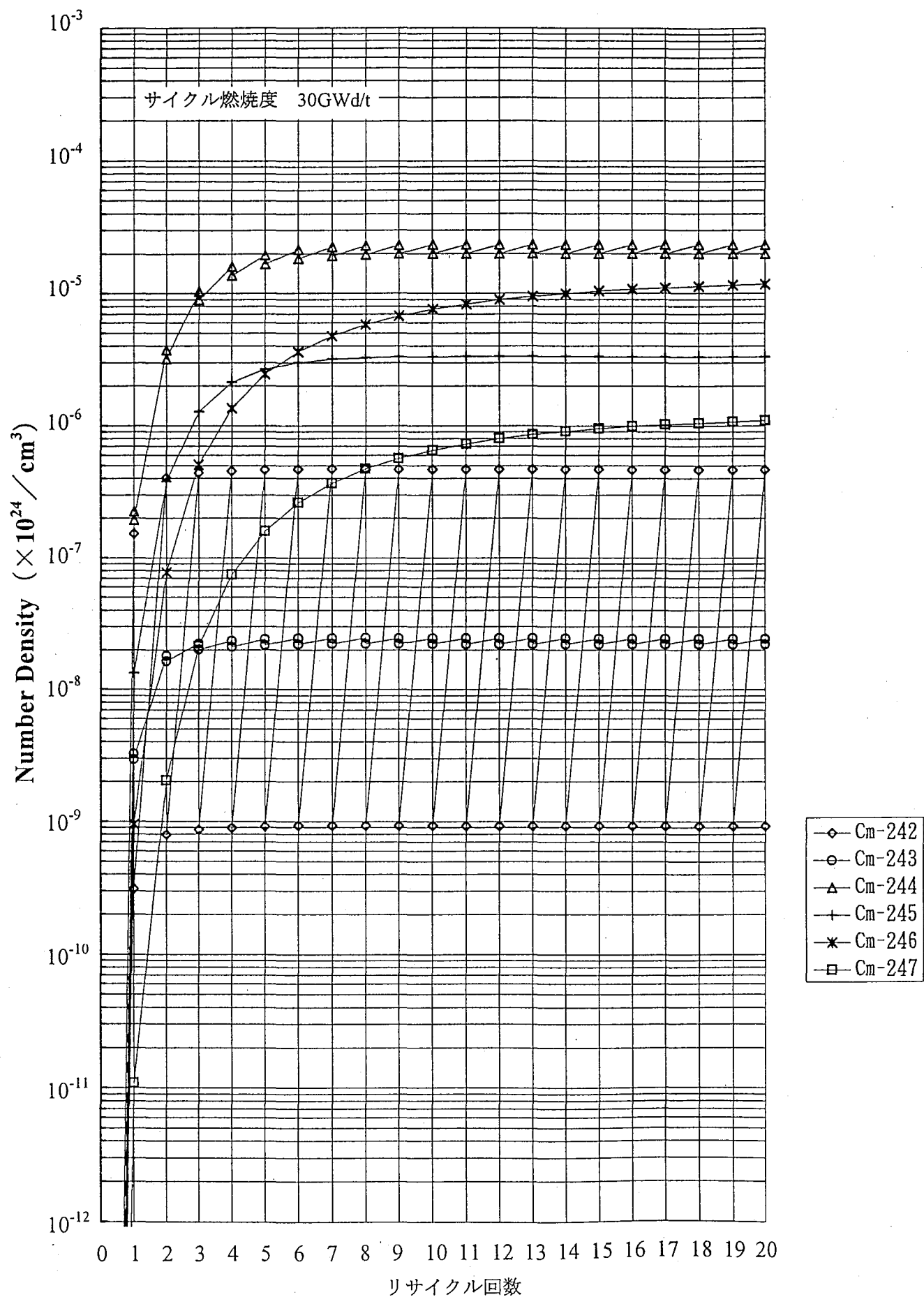


図 2.2.6-2 (d) 従来手法による数密度計算結果 (冷却4年)

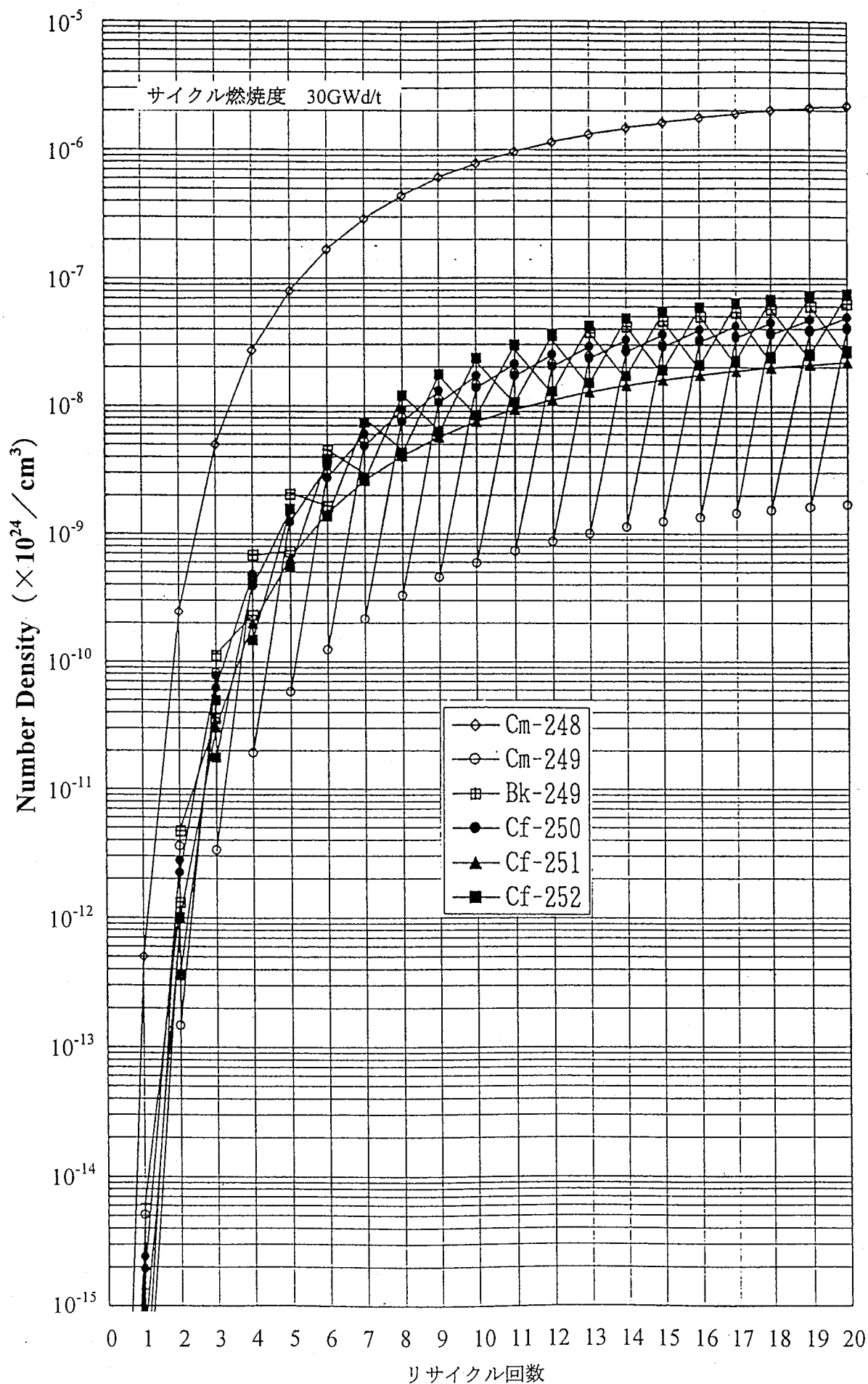


図 2.2.6-2 (c) 従来手法による数密度計算結果 (冷却 4 年)

2.3 第2章のまとめ

燃料核種燃焼方程式において時間依存がない定常状態の解は連続燃料供給・取出しにおける平衡炉心の燃料組成を与えるものと考えられる。本章では、軽水炉燃料リサイクルによる平衡サイクル炉心燃料組成を評価する手法として、燃焼方程式の定常状態を表す式から得られる連続燃料供給炉心モデルによる解を初期値としてバッチ燃料取替え繰返し計算を行う方法を検討した。連続燃料供給炉心モデルはバッチ取替方式で運用する場合のバッチ数無限大に相当するものと考え、バッチ装荷炉心の運転形態との関係を検討した。その結果として、連続燃料供給炉心モデルの解をバッチ燃料装荷方式で運用する燃料バッチのリサイクル解析における初期条件として使用する場合、連続燃料供給炉心モデルから得られた燃料核種供給量について供給条件の差に対する補正を加える必要があることを示した。この補正は、連続燃料供給炉心モデルから得られた核種数密度のうち、供給燃料核種はバッチ燃料燃焼期間に供給する量をすべてバッチ燃料燃焼計算初期に供給することにするものである。このような連続燃料供給炉心モデルの解を初期値とするバッチ燃料取替え繰返し計算により、バッチ燃料取替リサイクル時の平衡炉心取替燃料バッチは燃焼中の核種濃度変化に対応した中性子束レベルの変化を現実的に反映したものとなり、また、冷却時間もパラメータとして考慮できる。従って、この新しい手法は、装荷燃料組成、運転出力レベル等の現行軽水炉で実施されているバッチ取替燃料炉心燃焼条件を連続燃料供給炉心モデル計算を通してバッチ燃料取替繰返し計算により数学的論理性を維持して解析するので、従来の外挿や収束加速等による平衡サイクル組成解析に比べ、解析結果に客観性を有するものであるといえる。

この新しい手法に軽水炉用核定数ライブラリーを適用し、3w/o濃縮ウラン燃料供給のTRU閉込め平衡炉心取替燃料バッチの組成を冷却なしで計算した核種濃度と、連続燃料供給条件下では平衡状態となっている連続燃料供給炉心モデルによる核種濃度を比較した結果、吸収断面積の大きな核種や半減期の短い核種の濃度変化により評価対象核種濃度がバッチ取替え燃料の燃焼に対応する新たな組成となり、燃焼期間中の中性子束レベルの変化が適切に反映されることが分

かった。

次に、3 w/o濃縮ウラン燃料供給のTRU閉込め平衡炉心取替燃料バッチ組成を対象として、従来手法による多重リサイクル計算結果と本手法の繰返し回数に伴う核種数密度の変化を比較し、以下の結果を得た。

従来の多重リサイクル計算手法では、生成量が少なく半減期の長い ^{244}Pu 以外は ^{245}Cm までの核種についてはほぼ平衡値に到達する。しかし、 ^{244}Pu および中性子捕獲断面積の小さい ^{246}Cm 以上の核種については20サイクルでも平衡値に到達せず、特に、 ^{244}Pu は平衡値到達は事実上不可能と考えられた。これに対し、新手法では ^{244}Pu をはじめ各Pu同位体、Am同位体は3回程度の繰返し計算でほぼ定常状態に到達し、 ^{246}Cm 以上の核種についても平衡値達成度は従来手法より大幅に改善されることが分った。

また、新手法により冷却時間を入れたりサイクル計算を行い平衡サイクル達成度を検討した。この結果、本手法によれば、冷却時間が含まれる場合でも平衡達成度に大きな変化は見られず、5回程度の繰返し計算で十分な定常状態が得られることが分った。なお、従来手法による多重リサイクル計算では、冷却時間を考慮するとAm以上の核種の定常値達成に遅れが見られ、10～15回程度のリサイクル計算が必要となることが分かった。これは、冷却により半減期の比較的短い核種の濃度が崩壊により変化するため、定常状態到達が遅れるためと考えられる。

以上の検討により、連続燃料供給、冷却時間無しという特殊条件下での平衡炉心の燃料組成を初期値としてバッチ燃料供給、冷却時間考慮という現実的な運転条件を導入したバッチ燃料取り替え繰返し計算を行うことにより、真の平衡サイクル炉心の燃料組成を得ることができることが分かった。特に、質量数の大きな核種の平衡濃度の評価には本手法は非常に有効であることが分った。

第 3 章

超ウラン元素閉込め軽水炉平衡サイクル炉心 に関する検討

第3章 超ウラン元素閉込め軽水炉平衡サイクル炉心に関する検討

3.1 連続燃料供給炉心モデルにおける臨界条件の導入

3.1.1 燃料インポートランスによる供給燃料組成の調整法

連続燃料供給炉心モデルは燃料を連続的に供給し、冷却無しで運転する炉心の組成を与えると考えられる。この供給燃料の組成を燃料インポートランスで加重して調整することにより、炉心燃料組成の反応度を予め設定された値に維持する手法を検討した結果を示す。

反応度の指標として h 値を次式で定義する。

$$h \equiv \frac{(\nu \sigma_f, n)}{(\sigma_a, n)} \quad (3.1.1-1)$$

ここで、 $(\ , \)$ は内積を示し、

$\nu \sigma_f$: 核種 i の平均核分裂発生中性子数 ν_i と核分裂断面積 $\sigma_{f,i}$ の積を要素とする。ベクトル。

σ_a : 核種 i の中性子吸収断面積を要素とするベクトル。

(2.1.1.-2) 式を (3.1.1-1) 式に代入すると、

$$h = \frac{(\nu \sigma_f, M^{-1} s)}{(\sigma_a, M^{-1} s)} = \frac{(f, s)}{(a, s)} = 1 + \frac{(f - a, s)}{(a, s)} = 1 + \Delta h \quad (3.1.1-2)$$

を得る。ここで、 f と a はそれぞれ核分裂中性子生成インポートランスおよび中性子吸収インポートランスであり、次の随伴方程式を満たす。

$$\left. \begin{array}{l} M^t f = \nu \sigma_f \\ M^t a = \sigma_a \end{array} \right\} \quad (3.1.1-3)$$

従って、供給燃料の組成 κ_i は (3.1.1-2) 式から得られる。UO₂ 燃料の場合は、

²³⁵U と ²³⁸U に対する添字をそれぞれ 25, 28 とすると ²³⁵U の濃度 κ_{25} は次式で与えられる。

$$\kappa_{25} = \frac{f_{28} - a_{28} - \Delta h a_{28}}{\Delta h (a_{25} - a_{28}) + (f_{28} - a_{28}) - (f_{25} - a_{25})} \quad (3.1.1-4)$$

MOX燃料の場合は、全プルトニウム供給率を S_{pu} 、全プルトニウムに対するプルトニウム同位体の割合を w_i とすると、次式で与えられる。

$$\frac{S_{pu}}{S} = \frac{(1 - \kappa_{25})(f_{28} - a_{28} - \Delta ha_{28}) + (f_{25} - a_{25} - \Delta ha_{25})\kappa_{25}}{\Delta h(\sum_i a_i w_i - a_{28}) + \{f_{28} - a_{28} - \sum_i (f_i - a_i)w_i\}} \quad (3.1.1-5)$$

ただし、

$$\frac{\kappa_i}{w_i} = \frac{S_{pu}}{S} \quad \circ$$

3.1.2 炉心燃料燃焼条件の設定

BWRにおけるMOX燃料装荷平衡炉心燃料供給組成を燃料インポートンスにより臨界調整することにより、連続燃料供給炉心モデルによる平衡炉心燃料組成への影響を検討する。

連続燃料供給炉心モデルの主な燃料燃焼条件を表 3.1.2-1 に示す。評価対象核種は図 2.2.4-1 に示すものと同様である。

核定数は、BWR燃料格子炉心設計計算コード (TGBLA) により 3w/o UO_2 燃料を図 1.1.3-1 に示した単位燃料棒セル体系で多群計算した結果による中性子スペクトルで縮約した実効 1 群断面積と、同様な手法で 5w/o Pu 富加度劣化ウラン母材 MOX 燃料棒を対象とした計算結果による中性子スペクトルで縮約した実効 1 群断面積を用いた。TGBLA で対象としていない核種については表 3.1.2-2 に示す核データライブラリを使用して作成した。 UO_2 燃料核定数ライブラリーを表 3.1.2-3 に、MOX 燃料ライブラリーを表 3.1.2-4 に示す。

縮約に用いた中性子束スペクトルを図 3.1.2-1 に示す。MOX 燃料棒セル体系では熱中性子領域で減少し、共鳴領域で少し増加したスペクトルとなっている。以下では UO_2 燃料棒セル体系の中性子スペクトルをソフトスペクトル、MOX 燃料棒体系の中性子スペクトルをハードスペクトルと呼ぶ。

3.1.3 連続燃料供給炉心臨界調整の考察

燃料供給方法は UO_2 燃料供給炉心をベースとして h 値を求め、MOX 燃料 1/3 装荷とすべて MOX 燃料供給とする場合の炉心の h 値を UO_2 燃料供給炉心の h

値に一致するよう燃料インポートンスの加重により Pu 富加度を調整する。供給する Pu は表 3.1.3-1 に示す 2 種類の BWR 使用済燃料の再処理から回収された Pu を想定した。これらの Pu 組成を表 3.1.3-2 に示す。供給された燃料と生成された TRU はすべて炉心に閉じ込めるものとし、FP のみ炉外へ取出す。

供給燃料の種類と適用する核定数ライブラリーの組合せから、数値計算ケースを表 3.1.3-3 に示すような種類のカテゴリーに分けて検討した。カテゴリー I は 3w/o ^{235}U 濃縮 UO_2 燃料供給炉心をベースとする。MOX 燃料装荷に当たっては、この炉心に装荷する UO_2 燃料と等価な反応度の MOX 燃料を 1/3、残りの 2/3 を 3w/o 濃縮 UO_2 燃料として供給する場合、およびすべての装荷燃料を MOX 燃料で供給する場合である。MOX 燃料はいずれのケースも劣化ウランを母材として Pu を富加するものとする。カテゴリー II は、カテゴリー I と同様な燃料供給方法で 4w/o ^{235}U 濃縮 UO_2 燃料供給炉心をベースとする場合である。これらのカテゴリーはいずれも UO_2 燃料核定数ライブラリーを用いて燃料インポートンスを求め、MOX 燃料の Pu 富加度をベースとする UO_2 炉心の h 値と一致するよう決定する。カテゴリー III は、カテゴリー II と同様な燃料装荷炉心を対象とするが、燃料インポートンスは MOX 燃料核定数ライブラリーを適用して求める。

供給 MOX 燃料のプルトニウム富加による臨界調整の結果を表 3.1.3-4 に示す。また、各カテゴリーにおける MOX 燃料装荷率対所要 Pu 富加度の関係を図 3.1.3-1 に示す。 ^{235}U 濃縮度や中性子スペクトルによってベース炉心の h 値が変化するが、h 値が大きい程中性子経済上余剰中性子が多いことを意味している。従って、カテゴリー III のような MOX 燃料炉心では ^{238}U の転換や MA の核分裂性核種への転換上有利であることが分る。

図 3.1.3-2 は、MOX 燃料装荷炉心における MOX 燃料中の ^{235}U 濃度とベースの UO_2 燃料装荷炉心における UO_2 燃料中の ^{235}U 濃度との差に対する核分裂性 Pu ($\text{Puf} = {}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}$) の比、すなわち、単位 ^{235}U 当たりの Puf 価値を示す。Puf 価値は、カテゴリー I では MOX 燃料の装荷率とともに減少するが、カテゴリー II では増加している。カテゴリー III では中性子スペクトルがハードにな

ったことにより、さらに P_{uf} 値が全体にカテゴリーⅡより増加している。すなわち、 P_{uf} 値は中性子スペクトルがソフトな場合小さく、ハードになるとともに大きくなることを示している。

MOX燃料中の Pu 富加度を燃料インポートランスにより加重して臨界調整した後の炉心の主な核種の組成を表 3.1.3-5 に示す。表 3.1.3-5 の結果より、MOX燃料装荷率が高い炉心程、 ^{235}U 濃度が低く Pu 濃度が高くなることが分かる。特に、カテゴリーⅢではMOX燃料装荷率の増加とともに ^{235}U 濃度が急激に減少することが特徴として見られる。これは、中性子スペクトルがハードである程、また、MOX燃料装荷率が高い程、 ^{238}U からの Pu への転換が促進されて Pu 濃度が高くなり、かつ、 ^{235}U の利用率も高くなることを示しているものと考えられる。

3.1.4 燃料インポートランスの考察

表 3.1.4-1 にMOX燃料 Pu 富加度調整に使用した供給燃料核種の燃料インポートランスを示す。燃料インポートランスは同じライブラリーを使用しているカテゴリーⅠとⅡではほとんど差はないが、MOX燃料のライブラリーを使用しているカテゴリーⅢとは少し異なる。これらの値より以下のことが分る。

^{239}Pu と ^{241}Pu に対する $f - a$ は UO_2 ライブラリーよりMOXライブラリーで小さい。また、 ^{235}U と ^{241}Pu に対する a は UO_2 ライブラリーよりMOXライブラリーで大きい。このため、カテゴリーⅢではベースの h 値が高くなり、高濃度の ^{235}U と Pu が必要となる。これは核種数密度を示す表 3.1.4-2 にも示されている。しかし、 ^{235}U に対する $f - a$ はMOXライブラリーでは UO_2 ライブラリーより少し小さく、 ^{235}U 濃度に対する P_{uf} の値はMOXライブラリーでは UO_2 ライブラリーの場合より大きくなる。従って、カテゴリーⅢではMOX燃料装荷率とともに Pu 富加度増加率がカテゴリーⅡよりも減少する。

なお、 ^{242}Pu の $f - a$ と a の絶対値はハードスペクトルで少し小さくなるが、常に中性子吸収核であることがわかる。

3.1.5 マイナーアクチナイドに関する考察

中性子スペクトルによる MA 生成量への影響は表 3.1.3-5 のカテゴリ II と III の比較より、スペクトルがハードである程、MA の生成量が少ないことが分かる。また、その内訳を見ると、中性子スペクトルがソフトの場合には、Np と Am は少く、Cm は多いことが分る。すなわち、中性子スペクトルがソフトであれば Np と Am の転換が促進されて Cm が蓄積し、中性子スペクトルがハードの場合は Np、Am の転換が進まず、また、Cm の核分裂が促進されて Cm の濃度が低下するものと考えられる。

図 3.1.5-1 は各カテゴリの UO_2 炉心の MA に対する各ケースの MA の量の相対値を示す。MA の生成量は MOX 燃料装荷率の増加に伴って増加するが、中性子スペクトルがハードになるとその増加率は減少する。

表 3.1.4-2 に示す MOX 燃料装荷炉心（各カテゴリのケース 3）の核種数密度については、カテゴリ I と II では核分裂性核種濃度差による影響を、また、カテゴリ II と III の数密度の差は中性子スペクトルの差による影響を示している。すなわち、カテゴリ II ではいずれの核種濃度もカテゴリ I より高くなっている。この結果、カテゴリ II では ^{235}U 濃度もカテゴリ I より高く、中性子吸収断面積が大きくなり、中性子束レベルがカテゴリ I より低くなる。また、 ^{235}U 濃度が高いため h 値も大きくなっている。

一方、カテゴリ II と III では核分裂性核種濃度をそれぞれのカテゴリのベース炉心の反応度と同様となるよう調整しているので、核種濃度の相違は中性子スペクトルに帰因する反応度価値の相異を示している。従って、中性子スペクトルがハードになることにより、半減期の長い ^{244}Pu 、 ^{246}Cm 、 ^{248}Cm 、 ^{251}Cf は減少するが、 ^{232}U 、 ^{236}U 、 ^{237}Np 、 ^{238}Pu 、 ^{245}Cm 等の核種が増加する。特に、 ^{238}Pu は 3 倍以上に増加することが示されている。

3.1.6 マイナーアクチナイドの出力及び反応度寄与に関する考察

アクチナイド元素の反応度寄与を評価するために、燃料元素 m の h 値を h_m として次式で定義する。

$$h_m = \frac{\sum_{j \in m} \nu \sigma_{f,j} n_j}{\sum_{i \in HM} \sigma_{a,i} n_i}$$

ここで、 j は元素 m の同位体 j を示す。 h_m の値を表 3.1.6-1 に示す。 Am は MOX ライブラリーでは UO_2 ライブラリーの場合より h 値に対する寄与が 2 倍近く大きくなることが示されている。図 3.1.6-1 に h_U , h_{Pu} , h_{Cm} の MOX 燃料装荷率に対する値を示す。この図の結果は以下のことを示している。

- ・ U の反応度寄与はスペクトルのハード化で増加するが、MOX 燃料装荷率の増加とともに減少する。
- ・ Cm の反応度寄与は MOX 燃料装荷率とともに増加するが、ハードスペクトル下では同じ MOX 燃料装荷率で比較するとソフトスペクトルの場合より減少している。

同様に、アクチナイド元素 m の出力寄与 P_m を評価するために次式を定義する。

$$P_m = \sum_{j \in m} E_j \sigma_{f,j} n_j$$

ここで E_j は核種 j の核分裂当り発生エネルギーである。図 3.1.6-2 に各カテゴリー毎に MOX 燃料装荷率に対する U , Pu , Am , Cm の出力寄与を示す。これらの図から、中性子スペクトルが同じであれば出力寄与には大きな差が見られないが、中性子スペクトルが硬くなると ^{239}Pu の出力寄与が若干小さくなりその分 ^{235}U の出力寄与が大きくなる傾向が見られる。しかし、 Cm の出力寄与は MOX 燃料装荷率や中性子スペクトルと無関係にほぼ一定であることが示されている。

また、 Cm の出力寄与は MOX 燃料装荷率にあまり依存しないが、 h 値は MOX 燃料装荷率が大きくなると増加する理由は、 Cm の ν が大きいので Cm 濃度の上昇により h 値が大きくなるため考えられる。

MA を UO_2 燃料と MOX 燃料のそれぞれに混入する場合について、各元素の出力寄与率と h 値への寄与率を表 3.1.6-2 と図 3.1.6-3 に示す。中性子スペクトルがソフトな UO_2 炉心では MA の出力および h 値への寄与率は MA の混入量が増加しても変化せず、濃縮度の増加により U の寄与が増大することが分かる。一

方、MOX炉心ではMA濃度の増加とともに出力および h 値の C_m による寄与が少し増加することが示されている。また、Puと C_m は出力より h 値における寄与率が高く、これは中性子スペクトルがハードな場合にPuと C_m の核分裂の平均発生中性子数 ν が大きいことに起因していると考えられる。このため、MOX燃料の方が UO_2 燃料より中性子経済が良いことが示されている。

3.1.7 マイナーアクチナイド閉込めに要するウラン量の評価

マイナーアクチナイドを炉心燃料に装荷して中性子照射により核分裂性物質に変換するためには、マイナーアクチナイドに吸収される中性子を生成するための余剰反応度が必要になる。

炉心燃料に装荷されるマイナーアクチナイド（以下、MAと記す）については、燃料リサイクルシステム、使用済燃料の再処理方法、高レベル廃棄物処理形態等によって種々考えられるので、本節ではプルトニウムはMOX燃料として利用するために分離するものとし、MAを UO_2 燃料とMOX燃料に混入した場合のそれぞれについて、反応度補償に必要な ^{235}U 濃縮度を(3.1.1-4)式から、またPu増加度を(3.1.1-5)式から評価した。

(1) UO_2 燃料にMAを混入する場合

混入するMAとしてはNp, Am, Cm, Bk, Cf, Esを対象とした。Np, Am, Bk, Cf, 以上(以下、Cf以上と記す)のMAについては、Npのみリサイクルする場合(ケース1), Np+Amをリサイクルする場合(ケース2), Np, Am, Cf以上のMAをすべてリサイクルする場合(ケース3)の3ケースに分け、それぞれについて、濃縮ウラン燃料に混合してリサイクルする場合に必要な濃縮度上昇量および分離作業量(SWU)と所要天然ウラン量について評価した。解析手法は連続燃料供給炉心モデルを用いた。各ケースの供給燃料に混合するMAの組成は、初期濃度 $4w/o^{235}U$ 濃縮ウラン燃料を燃焼度45,000MWed/tまで燃焼し、8年冷却後再処理して回収されたものを想定した。この組成と各元素の含有率を表3.1.7-1に示す。反応度の基準とするリサイクルシステムは $4w/o^{235}U$ 濃縮ウラン燃料を供給し、Pu以外のNp以上のMAは取出すものとした。各ケースと

もFPは取出すものとして、3.1.3節に示した手法によりMAリサイクル炉心のh値がベース炉心に一致するような供給燃料の ^{235}U 濃度を求めた。

供給燃料中のMA濃度と ^{235}U 濃縮度、所要SWU/kgUの4w/o ^{235}U 濃縮時に対する倍率および所要天然ウランの4w/o ^{235}U 濃縮ウラン所要量に対する倍率を表3.1.7-2に示す。また、図3.1.7-1には、MA濃度対所要 ^{235}U 濃縮度、SWU/kgUおよび天然ウランの4w/o ^{235}U 濃縮ウランの相対値で示す。

これらの結果は、再処理時にTRUを分離してNpのみリサイクルすることは、反応度的に不利であり、Amもリサイクルすることが反応度損失低下にかなり寄与すること、Cmのリサイクルは反応度的な寄与は小さいものの、リサイクル燃料に含入することが望ましいことが分かる。

表3.1.7-1より使用済 UO_2 燃料1tからNp, Am, Cm以上のTRUが約1.33kg生成されるのでBWR用燃料集合体1体に混入すると約0.77w/oとなる。従って、反応度維持のため表3.1.7-2(3)より濃縮度は約1.1w/o上昇すれば良い。このため所要天然ウラン量は燃料集合体1体では約29%増加することになる。また、1000Mwe当りの使用済燃料から回収されるMAを UO_2 燃料に混入して再び炉心に装荷するものとする、1000Mwe当りに消費される天然ウラン量の増加は約5%となる。

(2) MOX燃料にMAを混入する場合

再処理によって回収されたプルトニウムはMOX燃料として利用されるので、このMOX燃料にMAを混入した場合の天然ウラン資源消費への影響について、以下で考察する。

MOX燃料は ^{235}U を0.2w/o含有する劣化ウランを母材としてプルトニウムを混合するものとし、その混合量、すなわち、富加度は4w/o ^{235}U 濃縮 UO_2 燃料と同じ反応度を維持するよう調整するものとする。4w/o ^{235}U 濃縮 UO_2 燃料炉心をベースとし、MAを混入することにより、Put富加度を(3.1.1-5式)により求めた結果を表3.1.7-3に示す。混入するプルトニウムは4w/o ^{235}U 濃縮 UO_2 燃料45,000MWd/t燃料後8年冷却して回収されたものとし、その同位体組成は表3.1.3-2のタイプ2に示す組成を使用した。MA混入量とPut富加度の関係を図

3.1.7-2 に示す。この図には、比較のために UO_2 燃料の場合の ^{235}U 濃縮度上昇量も示してある。図 3.1.7-2 より、MOX 燃料における MA 濃度に対する Put 富加度の増加率は、 UO_2 燃料における ^{235}U 濃縮度増加率より大きいことが示されている。これは MA の混入により中性子吸収断面積が大きくなり、この結果中性子束レベルが低下するため核種濃度を高くして出力レベルを維持しなければならないことを示している。

MOX 燃料の利用は天然ウラン資源節約効果があるが、使用済燃料 1 トン当りプルトニウムは約 8.8 kg 生成するので、MA を入れない場合の 1000Mwe 当たりの天然ウラン節約量は約 15% となる。使用済燃料 1 t から生成する MA を BWR 用 MOX 燃料集合体 1 体に混入すると約 0.8w/o となり、反応度維持のために Put 富加度は 5.7w/o から 8.3% に増加する必要がある。このため、1000Mwe 当りの使用済燃料から回収される MA はすべて MOX 燃料に混入することができず、MOX 燃料に混入できない MA は上述のような濃縮ウラン燃料に混合するものとする、1000Mwe 当りの天然ウラン節約量は約 9% に減少する。

表 3.1.2-1 炉心燃料燃焼条件

燃料	: UO_2 又は MOX 燃料
燃料密度	: 95%理論密度
燃料棒単位セル出力	: 50 w/cm^3
燃料供給	: Pu と U の連続供給
核分裂生成物	: 連続取出し
燃料棒直径	: 1.23 cm
燃料棒被覆管	: 0.09 cm 厚ジルカロイ
燃料棒ピッチ	: 1.63 cm
減速材	: 40%ボイド率

表 3.1.2-2 引用核データライブラリー

$^{234}\text{U} \sim ^{236}\text{U}$, ^{238}U , $^{238}\text{Pu} \sim ^{242}\text{Pu}$	: ENDF/B-IV/V
^{232}U , ^{233}U , ^{237}U , $^{238}\text{Np} \sim ^{239}\text{Np}$	: JENDL-3
^{236}Pu , $^{241}\text{Am} \sim ^{252}\text{Cf}$, ^{254}Cf	
^{235}Np , ^{236}Np	: ORIGEN-2/82
^{237}Pu , ^{244}Pu , ^{253}Cf	: ENDF/B-VI

表 3.1.2-3 UO₂燃料核定数ライブラリー

	ID	Sig-c	Sig-f	Sig-n2n	Sign3n	Sig-ex	Tl/2
Psd220	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.000E+35	
Th-228	4.035E+01	6.619E-02	2.781E-03	1.400E-05	0.000E+00	1.914E+00	
Th-229	4.445E+01	1.480E+01	1.653E-02	6.695E-06	0.000E+00	7.342E+03	
Th-230	2.835E+01	5.586E-02	3.829E-03	2.247E-05	0.000E+00	7.705E+04	
Th-231	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.912E-03	
Th-232	2.887E+00	2.571E-02	5.144E-03	3.749E-05	0.000E+00	1.406E+10	
Th-234	2.682E+00	1.205E-02	7.646E-03	7.654E-05	0.000E+00	6.601E-02	
Pa-231	6.160E+01	3.117E-01	2.093E-03	6.840E-06	0.000E+00	3.278E+04	
Pa-232	4.493E+01	7.071E+01	9.026E-03	1.303E-05	0.000E+00	3.589E-03	
Pa-233	2.545E+01	1.138E-01	4.062E-03	2.265E-05	1.267E+01	7.396E-02	
U -232	9.604E+00	1.584E+01	1.748E-04	1.838E-07	0.000E+00	7.198E+01	
U -233	8.112E+00	6.761E+01	6.302E-04	1.076E-06	0.000E+00	1.584E+05	
U -234	2.068E+01	4.844E-01	1.728E-03	4.736E-06	0.000E+00	2.445E+05	
U -235	1.198E+01	5.554E+01	3.980E-03	2.298E-06	0.000E+00	7.036E+08	
U -236	6.806E+00	3.543E-01	2.741E-03	2.196E-05	0.000E+00	2.341E+07	
U -237	3.388E+01	6.264E-01	9.876E-03	1.755E-05	0.000E+00	1.848E-02	
U -238	8.993E-01	1.013E-01	4.272E-03	2.011E-05	0.000E+00	4.470E+09	
Np-235	1.692E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.472E+02	1.084E+00	
Np-236	0.000E+00	2.305E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.151E+05	
Np-237	3.823E+01	5.053E-01	1.113E-03	4.561E-06	0.000E+00	2.140E+06	
Np-238	1.350E+01	1.320E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	5.798E-03	
Np-239	1.459E+01	5.080E-01	1.293E-03	1.201E-05	2.995E+00	6.452E-03	
Pu-236	2.080E+01	1.502E+01	1.155E-04	8.965E-08	0.000E+00	2.852E+00	
Pu-237	3.563E+01	1.494E+02	8.552E-04	4.768E-07	0.000E+00	1.238E-01	
Pu-238	4.188E+01	2.771E+00	1.325E-03	4.429E-06	0.000E+00	8.770E+01	
Pu-239	7.157E+01	1.299E+02	1.407E-03	8.863E-07	0.000E+00	2.410E+04	
Pu-240	1.625E+02	5.763E-01	1.262E-03	4.846E-06	0.000E+00	6.560E+03	
Pu-241	4.720E+01	1.420E+02	7.182E-03	5.901E-06	0.000E+00	1.440E+01	
Pu-242	2.935E+01	4.213E-01	2.361E-03	1.436E-05	0.000E+00	3.760E+05	
Pu-244	3.349E+00	4.222E-01	8.956E-03	1.233E-05	0.000E+00	8.300E+07	
Am-241	1.099E+02	1.210E+00	2.213E-04	3.224E-06	1.358E+01	4.327E+02	
Am-242m	1.609E+02	8.207E+02	1.514E-03	5.910E-06	0.000E+00	1.521E+02	
Am-243	2.663E+00	4.968E-01	1.329E-03	1.088E-05	5.013E+01	7.380E+03	
Cm-241	1.644E+01	8.717E+01	4.047E-03	2.386E-06	0.000E+00	9.863E-02	
Cm-242	4.437E+00	1.452E+00	6.215E-04	1.494E-06	0.000E+00	4.463E-01	
Cm-243	1.570E+01	9.716E+01	5.413E-03	4.884E-06	0.000E+00	2.850E+01	
Cm-244	1.465E+01	8.226E-01	1.655E-03	5.236E-06	0.000E+00	1.810E+01	
Cm-245	2.458E+01	1.537E+02	6.075E-03	6.659E-06	0.000E+00	8.500E+03	
Cm-246	3.123E+00	5.523E-01	1.778E-03	1.132E-05	0.000E+00	4.730E+03	
Cm-247	1.810E+01	2.252E+01	4.494E-03	1.280E-05	0.000E+00	1.560E+07	
Cm-248	6.151E+00	7.301E-01	2.850E-03	1.225E-05	0.000E+00	3.400E+05	
Cm-250	2.844E-01	4.757E-01	4.131E-03	3.202E-05	0.000E+00	1.741E+04	
Bk-249	4.145E+02	2.643E+00	1.396E-03	9.393E-06	0.000E+00	8.795E-01	
Cf-249	5.746E+01	1.872E+02	4.864E-03	8.010E-06	0.000E+00	3.506E+02	
Cf-250	3.342E+02	1.466E+00	6.019E-04	5.064E-06	0.000E+00	1.310E+01	
Cf-251	2.463E+02	4.238E+02	4.170E-03	1.462E-05	0.000E+00	8.984E+02	
Cf-252	3.086E+00	6.518E+00	1.718E-03	1.170E-05	0.000E+00	2.723E+00	
Cf-253	3.537E+01	1.174E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.879E-02	
Cf-254	5.907E-01	1.525E+00	2.416E-03	2.252E-05	0.000E+00	1.657E-01	
Es-253	1.214E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	8.434E+01	5.607E-02	
Es-254m	1.196E-01	1.692E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.486E-01	
Es-255	1.179E+01	4.245E+00	1.953E-03	1.254E-05	0.000E+00	1.068E-01	

表 3.1.2-4 MOX燃料核定数ライブラリー

	ID	Sig-c	Sig-f	Sig-n2n	Sign3n	Sig-ex	T1/2
Psd220	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.000E+35	
Th-228	3.460E+01	5.375E-02	3.200E-03	1.611E-05	0.000E+00	1.914E+00	
Th-229	3.595E+01	1.232E+01	1.901E-02	7.705E-07	0.000E+00	7.342E+03	
Th-230	2.367E+01	6.416E-02	4.405E-03	2.586E-05	0.000E+00	7.705E+04	
Th-231	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.912E-03	
Th-232	2.712E+00	2.954E-02	5.918E-03	4.315E-05	0.000E+00	1.406E+10	
Th-234	2.849E+00	1.385E-02	2.849E-03	8.808E-05	0.000E+00	6.601E-02	
Pa-231	3.656E+01	3.555E-01	2.408E-03	7.871E-06	0.000E+00	3.278E+04	
Pa-232	2.071E+01	2.970E+01	1.038E-02	1.500E-05	0.000E+00	3.589E-03	
Pa-233	2.337E+01	1.307E-01	4.674E-03	2.606E-05	1.267E+01	7.396E-02	
U -232	6.277E+00	1.272E+01	2.012E-04	2.115E-07	0.000E+00	7.198E+01	
U -233	5.183E+00	3.668E+01	7.249E-04	1.238E-06	0.000E+00	1.584E+05	
U -234	1.687E+01	5.553E-01	1.988E-03	5.450E-06	0.000E+00	2.445E+05	
U -235	6.672E+00	2.491E+01	4.577E-03	2.645E-06	0.000E+00	7.036E+08	
U -236	8.068E+00	3.404E-01	3.154E-03	2.528E-05	0.000E+00	2.341E+07	
U -237	3.388E+01	6.264E-01	9.876E-03	1.755E-05	0.000E+00	1.848E-02	
U -238	8.123E-01	1.163E-01	4.915E-03	2.314E-05	0.000E+00	4.470E+09	
Np-235	1.692E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.472E+02	1.084E+00	
Np-236	0.000E+00	2.305E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.151E+05	
Np-237	2.667E+01	5.786E-01	1.280E-03	5.249E-06	1.574E-08	2.140E+06	
Np-238	1.350E+01	1.320E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	5.798E-03	
Np-239	1.191E+01	6.764E-01	1.487E-03	1.382E-06	2.995E+00	6.452E-03	
Pu-236	1.436E+01	6.590E+00	1.329E-04	1.032E-07	0.000E+00	2.852E+00	
Pu-237	3.563E+01	1.494E+02	8.552E-04	0.000E+00	0.000E+00	1.238E-01	
Pu-238	1.743E+01	2.078E+00	1.524E-03	5.097E-06	0.000E+00	8.770E+01	
Pu-239	2.790E+01	5.056E+01	1.618E-03	1.020E-06	0.000E+00	2.410E+04	
Pu-240	4.364E+01	6.330E-01	1.452E-03	5.577E-06	0.000E+00	6.560E+03	
Pu-241	1.840E+01	5.987E+01	8.257E-03	6.791E-06	0.000E+00	1.440E+01	
Pu-242	2.086E+01	4.832E-01	2.716E-03	1.653E-05	0.000E+00	3.760E+05	
Pu-244	3.349E+00	4.222E-01	8.956E-03	0.000E+00	0.000E+00	8.300E+07	
Am-241	5.402E+01	9.016E-01	2.546E-04	3.710E-06	6.676E+00	4.327E+02	
Am-242m	5.924E+01	3.057E+02	1.741E-03	6.801E-06	0.000E+00	1.521E+02	
Am-243	2.080E+00	4.872E-01	1.530E-03	1.252E-05	3.951E+01	7.380E+03	
Cm-241	8.118E+00	4.610E+01	4.654E-03	2.746E-06	0.000E+00	9.863E-02	
Cm-242	7.003E+00	1.341E+00	7.151E-04	1.719E-06	0.000E+00	4.470E-01	
Cm-243	8.774E+00	5.939E+01	6.225E-03	5.621E-06	0.000E+00	2.850E+01	
Cm-244	1.441E+01	8.675E-01	1.904E-03	6.026E-06	0.000E+00	1.810E+01	
Cm-245	1.029E+01	6.592E+01	6.986E-03	7.663E-06	0.000E+00	8.500E+03	
Cm-246	3.287E+00	6.172E-01	2.045E-03	1.303E-05	0.000E+00	4.730E+03	
Cm-247	1.265E+01	1.687E+01	5.168E-03	1.473E-05	0.000E+00	1.560E+07	
Cm-248	6.543E+00	7.941E-01	3.278E-03	1.410E-05	0.000E+00	3.400E+05	
Cm-250	2.934E-01	5.459E-01	4.750E-03	3.684E-05	0.000E+00	1.741E+04	
Bk-249	1.595E+02	1.270E+00	1.606E-03	1.081E-05	0.000E+00	8.795E-01	
Cf-249	2.813E+01	9.153E+01	5.594E-03	9.218E-06	0.000E+00	3.506E+02	
Cf-250	1.287E+02	1.097E+00	6.924E-04	5.828E-06	0.000E+00	1.310E+01	
Cf-251	1.008E+02	1.745E+02	4.795E-03	1.682E-05	0.000E+00	8.984E+02	
Cf-252	1.980E+00	4.774E+00	1.976E-03	1.346E-05	0.000E+00	2.639E+00	
Cf-253	3.537E+01	1.174E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.879E-02	
Cf-254	3.441E-01	1.599E+00	2.779E-03	2.592E-05	0.000E+00	1.657E-01	
Es-253	1.214E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	8.434E+01	5.607E-02	
Es-254m	1.196E-01	1.692E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.486E-01	
Es-255	9.037E+00	3.763E+00	2.246E-03	1.443E-05	0.000E+00	1.068E-01	

表 3.1.3-1 使用済燃料の燃焼度と冷却時間

燃料タイプ	タイプ 1	タイプ 2
初期濃縮度	3.0 wt. %	4.0 wt. %
燃焼度	32 GWd/t	45 GWd/t
冷却時間	8 yrs.	8 yrs.

表 3.1.3-2 プルトニウム同位体組成

同位体	タイプ 1	タイプ 2
^{238}Pu	0.0198	0.0335
^{239}Pu	0.5562	0.5003
^{240}Pu	0.2687	0.2863
^{241}Pu	0.0923	0.0945
^{242}Pu	0.0630	0.0853

重量分率

表 3.1.3-3 臨界調整検討ケースの設定

カテゴリー	I					II					III				
ケース 項目	1	2		3		1	2		3		1	2		3	
供給燃料	UO ₂	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX
²³⁵ U(wt.%)	3.0	3.0	0.2	—	0.2	4.0	4.0	0.2	—	0.2	4.0	4.0	0.2	—	0.2
燃料装荷率	1/1	2/3	1/3	0	1/1	1/1	2/3	1/3	0	1/1	1/1	2/3	1/3	0	1/1
Pu 富加度	0.	0.	(※1)	0.	(※1)	0.	0.	(※2)	0.	(※2)	0.	0.	(※3)	0.	(※3)
核定数ライ ブラリー	UO ₂ ライブラリー					UO ₂ ライブラリー					MOX ライブラリー				
備 考	ケース I-2と I-3の ベース	(※1)ケース I-1 と同じ h 値となるよう Pu 富加度を 調整。				ケース II-2と II-3の ベース	(※2)ケース II-1 と同じ h 値となるよう Pu 富加度を 調整。				ケース III-2と III-3の ベース	(※3)ケース III-1 と同じ h 値となるよう Pu 富加度を 調整。			

表 3.1.3-4 供給MOX燃料Pu 富加度による臨界調整の結果

カテゴリー	Ⅰ			Ⅱ			Ⅲ		
燃料供給ケース	1	2	3	1	2	3	1	2	3
燃料タイプ	UO ₂	UO ₂ +MOX	MOX	UO ₂	UO ₂ +MOX	MOX	UO ₂	UO ₂ +MOX	MOX
MOX燃料装荷率	0	1 / 3	1 / 1	0	1 / 3	1 / 1	0	1 / 3	1 / 1
²³⁵ U(wt.%)	3.0	2.03	0.19	4.0	2.59	0.19	4.0	2.59	0.19
Pu(twt.%)	0.	1.37	4.03	0.	2.72	6.73	0.	2.36	5.71
Puf(wt.%)	0.	0.89	2.62	0.	1.62	4.00	0.	1.40	3.40
²³⁵ U+Puf	3.0	2.92	2.81	4.0	4.21	4.19	4.0	3.99	3.19
Puf/△ ²³⁵ U	—	0.918	0.932	—	1.149	1.050	—	0.993	0.892
h値	1.0612	ケースⅠ-1と同じ		1.0632	ケースⅡ-1と同じ		1.0737	ケースⅢ-1と同じ	
備 考	UO ₂ ライブラリー						MOX ライブラリー		

注 : Puf= $\frac{^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}}{^{235}\text{U}+^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}}$ Δ²³⁵U=(UO₂燃料中の²³⁵U)-(UO₂+MOX燃料又はMOX燃料中の²³⁵U).

表 3.1.3-5 臨界調整された連続燃料供給炉心の主な核種の組成

カテゴリー	I			II			III		
	1	2	3	1	2	3	1	2	3
燃料供給ケース									
ϕ ($\times 10^{14}/\text{cm}^2\text{s}$)	1.467	1.459	1.444	1.433	1.411	1.386	1.567	1.548	1.532
U(wt. %)	97.95	97.91	97.82	97.77	97.72	97.67	96.29	96.25	96.21
^{235}U (wt. %)	0.0466	0.0321	0.00403	0.0628	0.0415	0.00429	0.129	0.0896	0.00141
Pu(wt. %)	1.179	1.200	1.239	1.186	1.233	1.302	2.609	2.685	2.790
Pu f/Pu(wt. %)	52.98	52.73	52.26	52.75	52.01	51.04	53.48	52.94	52.41
MA s(wt. %)	0.868 (1.0)	0.891 (1.026)	0.937 (1.079)	0.870 (1.0)	0.925 (1.063)	1.007 (1.157)	0.851 (1.0)	0.894 (1.051)	0.954 (1.121)
Np	2.86×10^{-4}	2.43×10^{-4}	1.60×10^{-4}	3.32×10^{-4}	2.70×10^{-4}	1.59×10^{-4}	5.25×10^{-4}	4.26×10^{-4}	2.55×10^{-4}
Am	1.76×10^{-3}	1.82×10^{-3}	1.94×10^{-3}	1.76×10^{-3}	1.91×10^{-3}	2.11×10^{-3}	2.23×10^{-3}	2.37×10^{-3}	2.59×10^{-3}
Cm	6.60×10^{-3}	6.83×10^{-3}	7.24×10^{-3}	6.60×10^{-3}	7.04×10^{-3}	7.76×10^{-3}	5.72×10^{-3}	6.10×10^{-3}	6.65×10^{-3}
Cf等	3.34×10^{-5}	3.44×10^{-5}	3.63×10^{-5}	3.33×10^{-5}	3.49×10^{-5}	3.81×10^{-5}	4.00×10^{-5}	4.24×10^{-5}	4.61×10^{-5}
h値	1.0612			1.0632			1.0737		

注 : Pu f = ^{239}Pu + ^{241}Pu () 内の数値は各カテゴリーの UO_2 燃料炉心に対する相対値。

表 3.1.4-1 供給燃料核種の燃料インポートランス

Category	I					
Case	1		2		3	
Nuclide	f-a	a	f-a	a	f-a	a
²³⁴ U	-0.175	2.803	-0.175	2.804	-0.175	2.804
²³⁵ U	0.783	1.846	0.783	1.846	0.783	1.846
²³⁸ U	0.158	2.945	0.158	2.945	0.158	2.946
²³⁸ Pu	0.113	3.013	0.113	3.012	0.112	3.013
²³⁹ Pu	0.991	2.153	0.991	2.153	0.990	2.154
²⁴⁰ Pu	0.163	3.246	0.165	3.245	0.161	3.248
²⁴¹ Pu	1.156	2.254	1.158	2.253	1.155	2.255
²⁴² Pu	-0.885	4.620	-0.882	4.619	-0.888	4.622
Category	II					
Case	1		2		3	
Nuclide	f-a	a	f-a	a	f-a	a
²³⁴ U	-0.175	2.804	-0.176	2.804	-0.176	2.804
²³⁵ U	0.783	1.846	0.783	1.846	0.783	1.846
²³⁸ U	0.158	2.945	0.157	2.946	0.156	2.947
²³⁸ Pu	0.113	3.013	0.111	3.013	0.110	3.014
²³⁹ Pu	0.991	2.153	0.990	2.154	0.988	2.155
²⁴⁰ Pu	0.163	3.247	0.159	3.249	0.156	3.252
²⁴¹ Pu	1.156	2.254	1.153	2.257	1.150	2.260
²⁴² Pu	-0.886	4.621	-0.892	4.624	-0.898	4.628
Category	III					
Case	1		2		3	
Nuclide	f-a	a	f-a	a	f-a	a
²³⁴ U	-0.286	2.928	-0.286	2.928	-0.286	2.928
²³⁵ U	0.652	1.991	0.652	1.992	0.652	1.992
²³⁸ U	0.192	2.895	0.191	2.896	0.190	2.897
²³⁸ Pu	0.181	2.921	0.180	2.921	0.178	2.922
²³⁹ Pu	0.984	2.154	0.982	2.155	0.981	2.156
²⁴⁰ Pu	0.146	3.244	0.142	3.247	0.139	3.250
²⁴¹ Pu	1.119	2.276	1.116	2.279	1.112	2.282
²⁴² Pu	-0.806	4.535	-0.811	4.539	-0.815	4.541

表 3.1.4-2 連続燃料供給炉心における主な核種の数密度

Category	I			II			III		
	1	2	3	1	2	3	1	2	3
~~Nuclide~~ case									
²³² U	1.238E-11	1.119E-11	8.877E-12	1.499E-11	1.380E-11	1.110E-11	5.555E-11	5.418E-11	4.951E-11
²³⁴ U	5.207E-07	4.680E-07	3.663E-07	6.191E-07	5.612E-07	4.429E-07	1.865E-06	1.801E-06	1.630E-06
²³⁵ U	4.885E-06	3.365E-06	4.231E-07	6.668E-06	4.417E-06	4.561E-07	1.369E-05	9.246E-06	1.503E-06
²³⁶ U	8.268E-06	5.729E-06	8.125E-07	1.125E-05	7.495E-06	8.761E-07	1.107E-05	7.559E-06	1.430E-06
²³⁸ U	1.012E-02	1.013E-02	1.015E-02	1.025E-02	1.027E-02	1.026E-02	1.009E-02	1.011E-02	1.011E-02
²³⁶ Np	1.242E-11	1.028E-11	6.140E-12	1.501E-11	1.185E-11	6.268E-12	2.858E-11	2.288E-11	1.287E-11
²³⁷ Np	2.571E-06	2.129E-06	1.271E-06	3.109E-06	2.454E-06	1.298E-06	5.145E-06	4.118E-06	2.317E-06
²³⁶ Pu	2.817E-13	2.647E-13	2.326E-13	3.109E-13	2.945E-13	2.618E-13	1.428E-12	1.380E-12	1.277E-12
²³⁸ Pu	4.993E-06	4.780E-06	4.376E-06	5.539E-06	5.425E-06	5.095E-06	1.835E-05	1.812E-05	1.728E-05
²³⁹ Pu	4.620E-05	4.659E-05	4.735E-05	4.687E-05	4.767E-05	4.869E-05	1.085E-04	1.101E-04	1.121E-04
²⁴⁰ Pu	2.216E-05	2.264E-05	2.358E-05	2.251E-05	2.355E-05	2.503E-05	7.386E-05	7.683E-05	8.082E-05
²⁴¹ Pu	1.804E-05	1.849E-05	1.938E-05	1.830E-05	1.927E-05	2.067E-05	3.663E-05	3.829E-05	4.058E-05
²⁴² Pu	2.956E-05	3.061E-05	3.266E-05	3.002E-05	3.245E-05	3.603E-05	3.407E-05	3.657E-05	4.006E-05
²⁴⁴ Pu	5.455E-10	5.665E-10	6.086E-10	5.618E-10	6.135E-10	6.883E-10	3.549E-10	3.838E-10	4.230E-10
²⁴¹ Am	1.500E-06	1.546E-06	1.637E-06	1.558E-06	1.666E-06	1.818E-06	5.758E-06	6.094E-06	6.525E-06
²⁴³ Am	1.634E-05	1.691E-05	1.805E-05	1.659E-05	1.794E-05	1.991E-05	1.703E-05	1.828E-05	2.002E-05
²⁴² Cm	4.009E-07	4.109E-07	4.307E-07	4.069E-07	4.285E-07	4.596E-07	8.021E-07	8.389E-07	8.891E-07
²⁴³ Cm	1.557E-08	1.596E-08	1.673E-08	1.578E-08	1.662E-08	1.783E-08	7.766E-08	8.117E-08	8.599E-08
²⁴⁴ Cm	3.633E-05	3.754E-05	3.992E-05	3.660E-05	3.934E-05	4.339E-05	3.079E-05	3.291E-05	3.592E-05
²⁴⁵ Cm	2.985E-06	3.085E-06	3.280E-06	3.007E-06	3.233E-06	3.566E-06	5.822E-06	6.223E-06	6.791E-06
²⁴⁶ Cm	2.001E-05	2.067E-05	2.198E-05	2.015E-05	2.166E-05	2.389E-05	1.550E-05	1.657E-05	1.808E-05
²⁴⁷ Cm	1.538E-06	1.590E-06	1.690E-06	1.550E-06	1.666E-06	1.837E-06	1.726E-06	1.845E-06	2.014E-06
²⁴⁸ Cm	5.089E-06	5.258E-06	5.589E-06	5.122E-06	5.504E-06	6.068E-06	3.537E-06	3.778E-06	4.121E-06
²⁵¹ Cf	3.521E-08	3.634E-08	3.852E-08	3.525E-08	3.772E-08	4.140E-08	4.763E-08	5.064E-08	5.500E-08
²⁵² Cf	1.307E-07	1.343E-07	1.411E-07	1.283E-07	1.354E-07	1.464E-07	8.018E-08	8.433E-08	9.075E-08

($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)

表 3.1.6-1 燃料元素の h 値

Category		I		
Element	Case	1	2	3
U		0.1147	0.1070	0.0922
Np		0.0002	0.0002	0.0001
Pu		0.8706	0.8764	0.8874
Am		0.0032	0.0033	0.0034
Cm		0.0691	0.0710	0.0744
Cf		0.0033	0.0034	0.0036
Category		II		
Element	Case	1	2	3
U		0.1217	0.1096	0.0898
Np		0.0002	0.0002	0.0001
Pu		0.8664	0.8747	0.8881
Am		0.0032	0.0034	0.0036
Cm		0.0683	0.0721	0.0778
Cf		0.0033	0.0035	0.0038
Category		III		
Element	Case	1	2	3
U		0.1457	0.1338	0.1148
Np		0.0004	0.0003	0.0002
Pu		0.8553	0.8636	0.8770
Am		0.0059	0.0061	0.0065
Cm		0.0637	0.0671	0.0721
Cf		0.0028	0.0029	0.0032

表 3.1.6-2 燃料元素の出力寄与率

Category	I		
Case Element	1	2	3
U	0.1239	0.1153	0.0988
Np	0.0002	0.0002	0.0001
Pu	0.8197	0.8267	0.8402
Am	0.0026	0.0026	0.0028
Cm	0.0515	0.0529	0.0558
Cf	0.0022	0.0022	0.0024
Category	II		
Case Element	1	2	3
U	0.1316	0.1182	0.0962
Np	0.0002	0.0002	0.0001
Pu	0.8128	0.8229	0.8400
Am	0.0026	0.0027	0.0030
Cm	0.0507	0.0537	0.0583
Cf	0.0021	0.0023	0.0025
Category	III		
Case Element	1	2	3
U	0.1547	0.1419	0.1212
Np	0.0004	0.0003	0.0002
Pu	0.7919	0.8018	0.8182
Am	0.0046	0.0049	0.0052
Cm	0.0466	0.0492	0.0532
Cf	0.0018	0.0019	0.0021

表3.1.6-3 MA混入率と元素の出力およびh 値寄与率

UO₂燃料

MA混入率	出 力 寄 与 率				
	U	N p	P u	A m	C m
0.00	0.1039	0.0000	0.8388	0.0046	0.0507
0.99	0.1452	0.0004	0.7983	0.0030	0.0510
1.97	0.1551	0.0005	0.7876	0.0034	0.0512
2.94	0.1655	0.0006	0.7764	0.0039	0.0514
MA混入率	h 値 寄 与 率				
	U	N p	P u	A m	C m
0.00	0.0994	0.0000	0.8874	0.0057	0.0679
0.99	0.1340	0.0003	0.8543	0.0038	0.0689
1.97	0.1426	0.0005	0.8444	0.0043	0.0694
2.94	0.1519	0.0006	0.8342	0.0049	0.0698

MOX燃料

MA混入率	出 力 寄 与 率				
	U	N p	P u	A m	C m
0.00	0.1212	0.0002	0.8182	0.0052	0.0532
1.00	0.1148	0.0003	0.8178	0.0061	0.0587
2.00	0.1093	0.0004	0.8178	0.0071	0.0630
3.00	0.1029	0.0005	0.8183	0.0082	0.0676
MA混入率	h 値 寄 与 率				
	U	N p	P u	A m	C m
0.00	0.1148	0.0002	0.8770	0.0065	0.0721
1.00	0.1085	0.0003	0.8757	0.0076	0.0793
2.00	0.1029	0.0004	0.8742	0.0088	0.0849
3.00	0.0964	0.0005	0.8730	0.0102	0.0908

表3.1.7-1 使用済UO₂燃料の組成

核 種	重 量 分 率	同位体組成	元素重量分率
U-232	1.255×10^{-9}	1.268×10^{-9}	
U-233	6.907×10^{-9}	6.978×10^{-9}	
U-234	2.032×10^{-4}	2.053×10^{-4}	
U-235	5.636×10^{-3}	5.694×10^{-3}	
U-236	5.736×10^{-3}	5.795×10^{-3}	
U-237	2.415×10^{-11}	2.440×10^{-11}	
U-238	9.783×10^{-1}	9.883×10^{-1}	
計	0.98987521	1.000	0.9898
Np-235	2.881×10^{-14}	5.158×10^{-11}	
Np-236	2.243×10^{-9}	4.015×10^{-6}	
Np-237	5.586×10^{-4}	1.000	
Np-238	3.484×10^{-13}	6.237×10^{-10}	
Np-239	1.265×10^{-10}	2.265×10^{-7}	
計	0.0005586	1.000	0.00055859
Pu-236	1.083×10^{-12}	1.232×10^{-10}	
Pu-237	1.828×10^{-30}	2.080×10^{-28}	
Pu-238	2.946×10^{-4}	3.351×10^{-2}	
Pu-239	4.398×10^{-3}	5.003×10^{-1}	
Pu-240	2.517×10^{-3}	2.863×10^{-1}	
Pu-241	8.310×10^{-4}	9.454×10^{-2}	
Pu-242	7.497×10^{-4}	8.529×10^{-2}	
Pu-244	3.577×10^{-15}	4.069×10^{-13}	
計	0.0087903	1.000	0.00879004
Am-241	5.436×10^{-4}	7.848×10^{-1}	
Am-242m	1.936×10^{-6}	2.795×10^{-3}	
Am-243	1.471×10^{-4}	2.124×10^{-1}	
計	0.00069264	1.000	0.00069262
Cm-241	4.121×10^{-37}	1.090×10^{-32}	
Cm-242	4.768×10^{-9}	1.261×10^{-4}	
Cm-243	4.250×10^{-7}	1.124×10^{-2}	
Cm-244	3.497×10^{-5}	9.247×10^{-1}	
Cm-245	2.146×10^{-6}	5.675×10^{-2}	
Cm-246	2.684×10^{-7}	7.097×10^{-2}	
Cm-247	3.116×10^{-9}	8.240×10^{-5}	
Cm-248	2.046×10^{-10}	5.410×10^{-6}	
Cm-250	2.097×10^{-20}	5.545×10^{-16}	
計	3.7817×10^{-5}	1.000	3.7816×10^{-5}
Bk-249	1.928×10^{-12}	1.928×10^{-12}	
計	7.5205×10^{-5}	1.000	7.5203×10^{-5}
Cf-249	5.492×10^{-13}	6.438×10^{-1}	
Cf-250	2.861×10^{-13}	3.354×10^{-1}	
Cf-251	1.778×10^{-14}	2.084×10^{-2}	
Cf-252	0.0	0.0	
Cf-253	8.319×10^{-27}	9.752×10^{-15}	
計	8.5308×10^{-13}	1.000	8.5305×10^{-13}
合計	1.0000		1.000

注) 初期濃縮度4.0w/o, 燃焼度45,000MWd/t, 冷却8年。

表3.1.7-2(1) マイナーアクチナイドリサイクルに要する²³⁵U濃縮度上昇量評価

	リサイクルケース	ベース	ケース1 (Npのみ供給)				
			0.010	0.020	0.030	0.050	0.080
供給燃料組成	MA装荷量	0.	0.010	0.020	0.030	0.050	0.080
	Np	0.	0.010	0.020	0.030	0.050	0.080
	Am	0.	0.	0.	0.	0.	0.
	Cm	0.	0.	0.	0.	0.	0.
	Cf以上	0.	0.	0.	0.	0.	0.
組成	²³⁵ U濃縮度	0.0400	0.0573	0.0752	0.0931	0.1293	0.1844
	所要分離作業量 ^(*)	1.0	1.61	2.27	2.93	4.29	6.39
	天然 ²³⁵ U増加分 ^(*)	1.0	1.46	1.93	2.40	3.35	4.80
炉心	²³⁵ U	0.000624	0.000921	0.00124	0.00159	0.00235	0.00373
	²³⁸ U	0.9779	0.9760	0.9742	0.9722	0.9679	0.9602
	U	0.9796	0.9786	0.9776	0.9767	0.9745	0.9707
	Put	0.0118	0.0123	0.0128	0.0133	0.0144	0.0164
	Puf/Put	0.52821	0.5148	0.5019	0.4892	0.4645	0.4290
	MA	0.00853	0.00914	0.00958	0.0100	0.0111	0.0129
	Np	3.31×10^{-4}	6.91×10^{-4}	1.07×10^{-3}	1.48×10^{-3}	2.37×10^{-3}	3.96×10^{-3}
	Am	1.75×10^{-3}	1.79×10^{-3}	1.82×10^{-3}	1.86×10^{-3}	1.93×10^{-3}	2.05×10^{-3}
	Cm	6.41×10^{-3}	6.62×10^{-3}	6.65×10^{-3}	6.67×10^{-3}	6.73×10^{-3}	6.82×10^{-3}
	Cf以上	3.06×10^{-5}	3.29×10^{-5}	3.25×10^{-5}	3.22×10^{-5}	3.14×10^{-5}	3.02×10^{-5}
	$\phi (\times 10^{14})$	1.462	1.417	1.377	1.336	1.255	1.132
	h値	1.0634	←	←	←	←	←

注) 核種濃度は重量分率。(*)は4w/o濃縮ウランに対する相対値

表3.1.7-2(2) マイナーアクチナイドリサイクルに要する²³⁵U濃縮度上昇量評価

	リサイクルケース	ベース	ケース1 (NpとAmを供給)				
			0.00993	0.01972	0.02937	0.04824	0.0755
供給燃料組成	MA装荷量	0.	4.465×10 ⁻³	8.931×10 ⁻³	1.340×10 ⁻²	2.234×10 ⁻²	3.577×10 ⁻²
	Np	0.	0.	0.	0.	0.	0.
	Am	0.	5.464×10 ⁻³	1.078×10 ⁻²	1.597×10 ⁻²	2.590×10 ⁻²	3.971×10 ⁻²
	Cm	0.	0.	0.	0.	0.	0.
	Cf以上	0.	0.05466	0.07006	0.08488	0.1150	0.1588
	²³⁵ U濃縮度	0.0400	1.52	2.08	2.63	3.75	5.41
所要分離作業量(*1)	天然 ²³⁵ U増加分(*1)	1.0	1.39	1.79	2.18	2.97	4.13
炉心	²³⁵ U	0.000624	0.000875	0.001152	0.001433	0.002051	0.003083
	²³⁸ U	0.9779	0.9761	0.9744	0.9727	0.9690	0.9628
	U	0.9796	0.9786	0.9776	0.9767	0.9747	0.9714
	Put	0.0118	0.0122	0.0127	0.0131	0.0140	0.0155
	Puf/Put	0.52821	0.5163	0.5049	0.4938	0.4725	0.4426
	MA	0.00853	0.00921	0.00971	0.0102	0.0113	0.0131
	Np	3.31×10 ⁻⁴	5.27×10 ⁻³	7.35×10 ⁻⁴	9.52×10 ⁻⁴	1.42×10 ⁻³	2.22×10 ⁻³
	Am	1.75×10 ⁻³	1.86×10 ⁻³	1.97×10 ⁻³	2.07×10 ⁻³	2.30×10 ⁻³	2.67×10 ⁻³
	Cm	6.41×10 ⁻³	6.78×10 ⁻³	6.97×10 ⁻³	7.16×10 ⁻³	7.55×10 ⁻³	8.17×10 ⁻³
	Cf以上	3.06×10 ⁻⁵	3.37×10 ⁻⁵	3.35×10 ⁻⁵	3.45×10 ⁻⁵	3.54×10 ⁻⁵	3.66×10 ⁻⁵
	φ (×10 ¹⁴)	1.462	1.421	1.384	1.349	1.278×10 ⁻⁵	1.175
	h値	1.0634	←	←	←	←	←

注) 核種濃度は重量分率。(*1)は4w/o濃縮ウランに対する相対値

表3.1.7-2(3) マイナーアクチナイドリサイクルに要する²³⁵U濃縮度上昇量評価

	リサイクルケース	ベース	ケース1 (Np, Am, Cm, Cf以上を供給)				
			0.00993	0.0197	0.0294	0.0484	0.0759
供給燃料組成	MA装荷量	0.	0.00433	0.00867	0.0130	0.0217	0.0347
	Np	0.	0.00531	0.0105	0.0155	0.0252	0.0388
	Am	0.	2.93×10^{-4}	5.87×10^{-4}	8.81×10^{-4}	1.47×10^{-3}	2.35×10^{-3}
	Cm	0.	2.16×10^{-11}	4.32×10^{-11}	6.48×10^{-11}	1.08×10^{-10}	1.73×10^{-10}
	Cf以上	0.	0.0538	0.0684	0.0824	0.110	0.152
	²³⁵ U濃縮度	0.0400	1.49	2.00	2.53	3.56	5.15
炉心	所要分離作業量(*1)	1.0	1.36	1.74	2.12	2.84	3.95
	天然 ²³⁵ U増加分(*1)	1.0					
	²³⁵ U	0.000624	8.61×10^{-4}	0.00112	0.00139	0.00196	0.00293
	²³⁸ U	0.9779	0.9762	0.9745	0.9728	0.9693	0.933
	U	0.9796	0.9786	0.9776	0.9767	0.9747	0.9715
	Put	0.0118	0.0122	0.0126	0.0130	0.0139	0.0154
心	Puf/Put	0.52821	0.5167	0.5056	0.4948	0.4741	0.4449
	MA	0.00853	0.00922	0.00973	0.0103	0.0114	0.0132
	Np	3.31×10^{-4}	5.19×10^{-4}	7.19×10^{-4}	9.26×10^{-4}	1.37×10^{-3}	2.14×10^{-3}
	Am	1.75×10^{-3}	1.86×10^{-3}	1.96×10^{-3}	2.07×10^{-3}	2.29×10^{-3}	2.64×10^{-3}
	Cm	6.41×10^{-3}	6.80×10^{-3}	7.01×10^{-3}	7.22×10^{-3}	7.66×10^{-3}	8.36×10^{-3}
	Cf以上	3.06×10^{-5}	3.38×10^{-5}	3.44×10^{-5}	3.49×10^{-5}	3.60×10^{-5}	3.77×10^{-5}
	$\phi (\times 10^{14})$	1.462	1.422	1.387	1.352	1.284	1.184
	h値	1.0634	←	←	←	←	←

注) 核種濃度は重量分率。(*1)は4w/o濃縮ウランに対する相対値

表3.1.7-3 マイナーアクチナイドリサイクルに要するP u t 富加度上昇量評価

	リサイクルケース	ベースUO ₂ 炉心	MOX炉心 (Np, Am, Cf以上を供給)			
供給燃料組成	MA装荷量	0.	0.	0.01	0.020	0.0298
	Np	0.	0.	0.00433	0.00866	0.0127
	Am	0.	0.	0.00573	0.0107	0.0160
	Cm	0.	0.	2.93×10^{-4}	5.86×10^{-4}	8.75×10^{-4}
	Cf以上	0.	0.	2.16×10^{-11}	4.31×10^{-11}	6.43×10^{-11}
	²³⁵ U濃度(*1)	0.0400	0.0019	0.0184	0.00176	0.0166
	P u t 増加分	0.	0.0571	0.0901	0.130	0.1722
炉心	²³⁵ U	0.000129	0.00141	0.00171	0.00214	0.00271
	²³⁸ U	0.9629	0.9621	0.9585	0.9539	0.9482
	U	0.9642	0.9635	0.9602	0.9560	0.9509
	Put	0.0261	0.0279	0.0300	0.0327	0.0362
	Puf/Put	0.535	0.524	0.507	0.4888	0.468
	MA	0.00851	0.00954	0.0110	0.0127	0.0147
	Np	5.25×10^{-4}	2.55×10^{-4}	4.22×10^{-4}	6.08×10^{-4}	8.20×10^{-4}
	Am	2.23×10^{-3}	2.59×10^{-3}	2.98×10^{-3}	3.49×10^{-3}	4.14×10^{-3}
	Cm	5.72×10^{-3}	6.65×10^{-3}	7.51×10^{-3}	8.49×10^{-3}	9.68×10^{-3}
	Cf以上	4.00×10^{-5}	4.61×10^{-5}	5.14×10^{-5}	5.69×10^{-5}	6.31×10^{-5}
	$\phi (\times 10^{14})$	1.567	1.532	1.492	1.413	1.324
	h 値	1.0737	←	←	←	←

注) 核種濃度は重量分率。(*)はMOX燃料では0.2%²³⁵U濃度の劣化ウラン使用を想定。

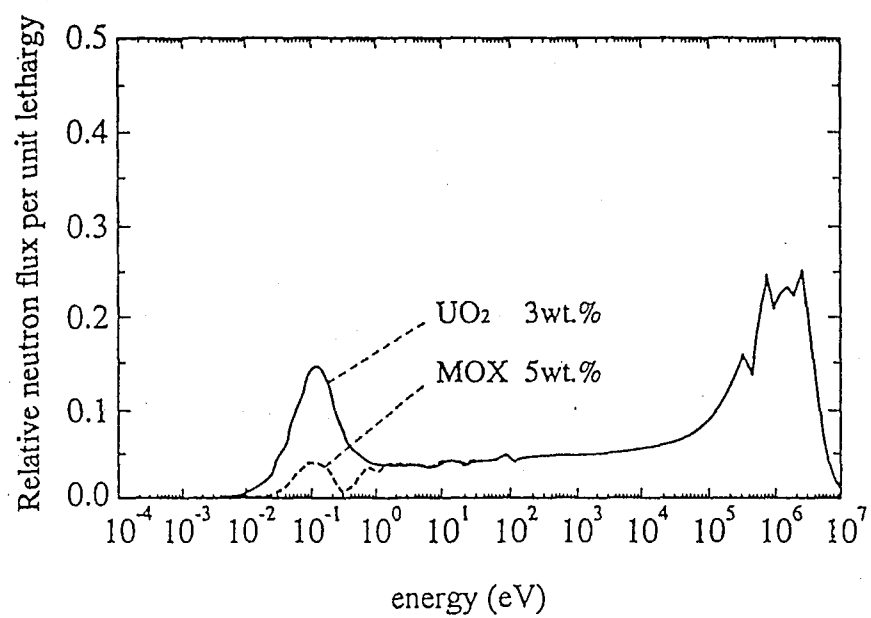


図 3.1.2-1 UO₂燃料棒セルと MOX 燃料棒セル体系の中性子スペクトル

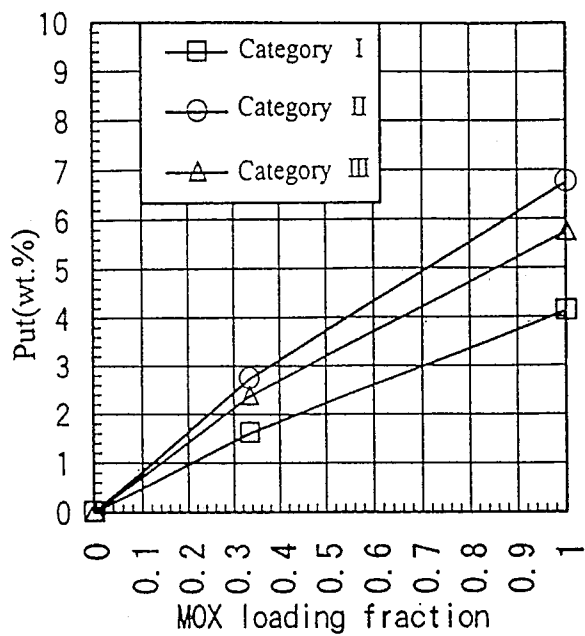


図 3.1.3-1 MOX 燃料装荷率 Pu 富化度

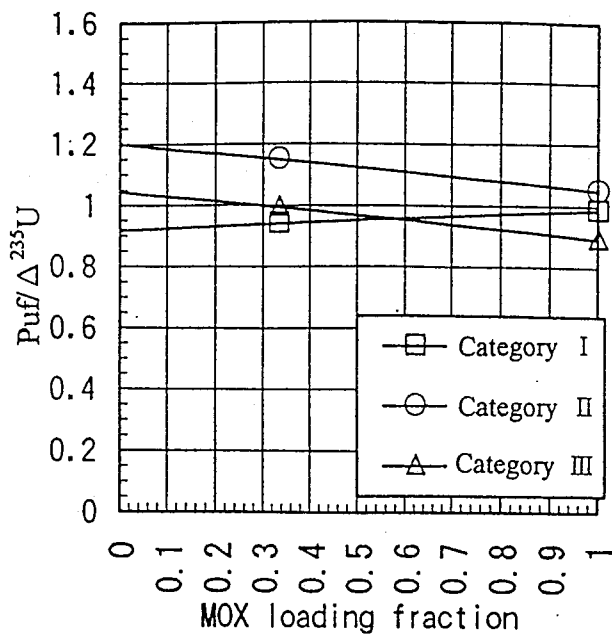


図 3.1.3-2 MOX 燃料炉心における
MOX 燃料装荷率対 $P_{uf}/\Delta^{235}U$

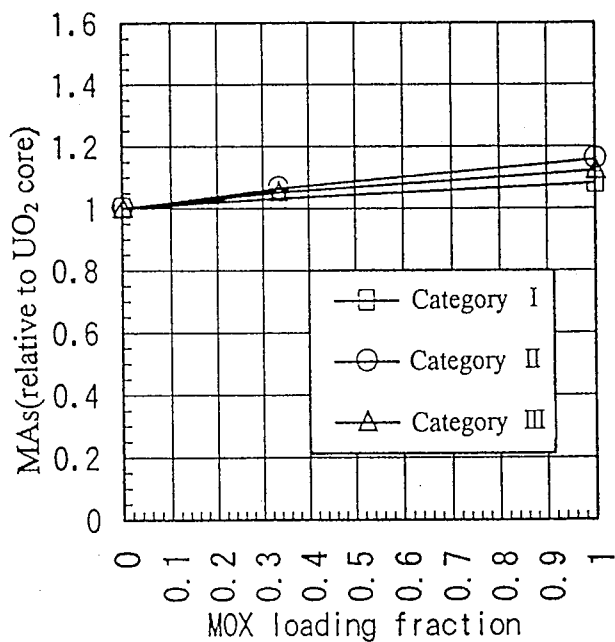


図 3.1.5-1 MOX 燃料装荷率対 MA 生成量

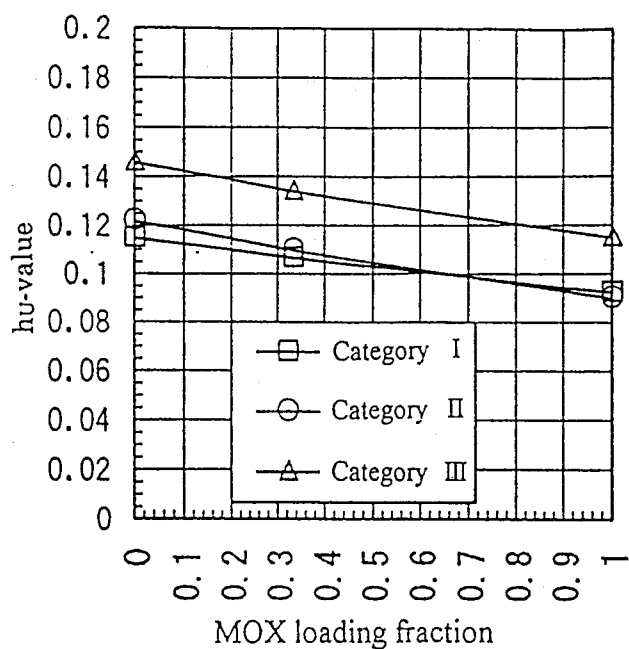


图 3.1.6-1 MOX 燃料装荷率对 h_m 值

(a) U

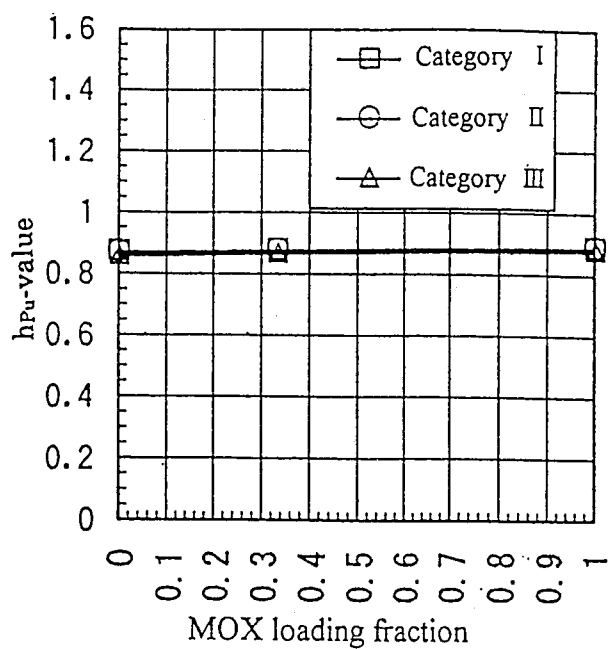


图 3.1.6-1 MOX 燃料装荷率对 h_m 值

(b) P u

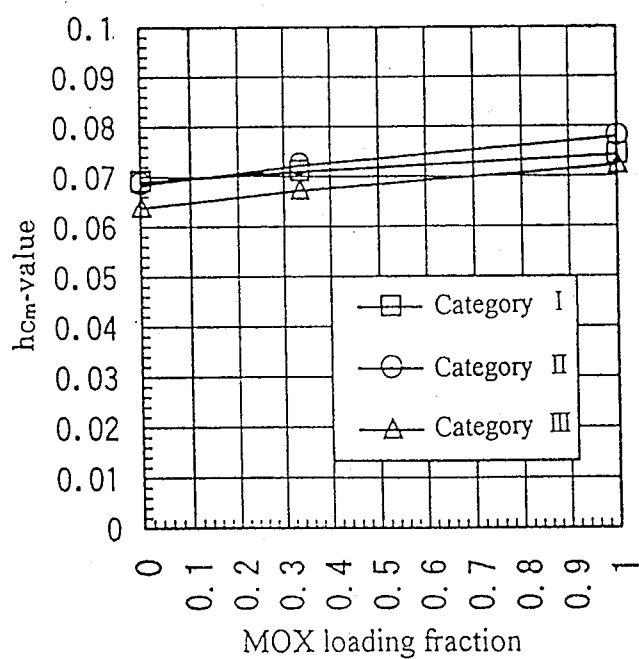


图 3.1.6-1 MOX 燃料装荷率对 h_m 值

(c) C m

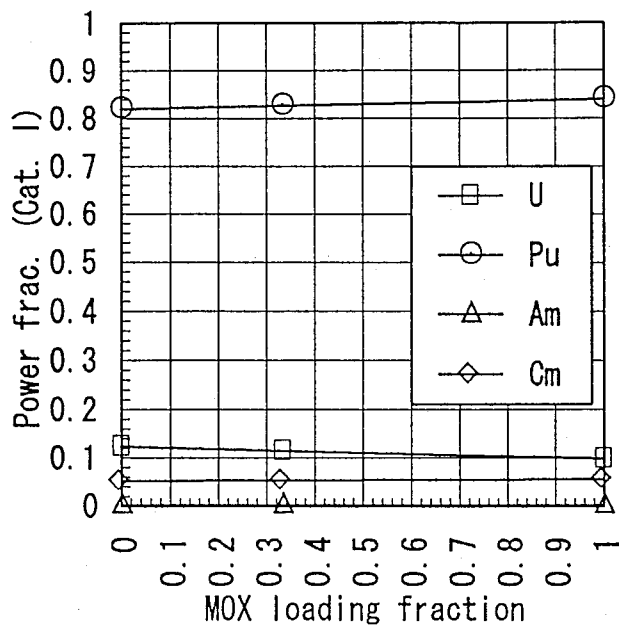


图 3.1.6-2 MOX 燃料装荷率对出力寄与率
(Cat. I)

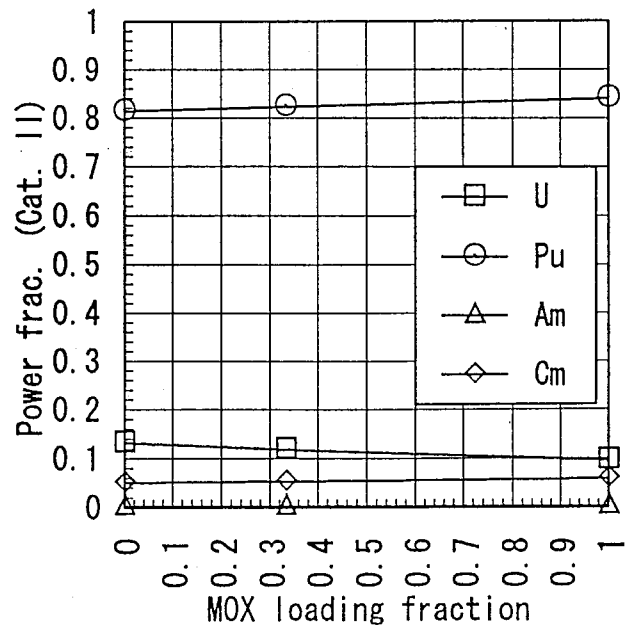


图 3.1.6-2 MOX 燃料装荷率对出力寄与率
(Cat. II)

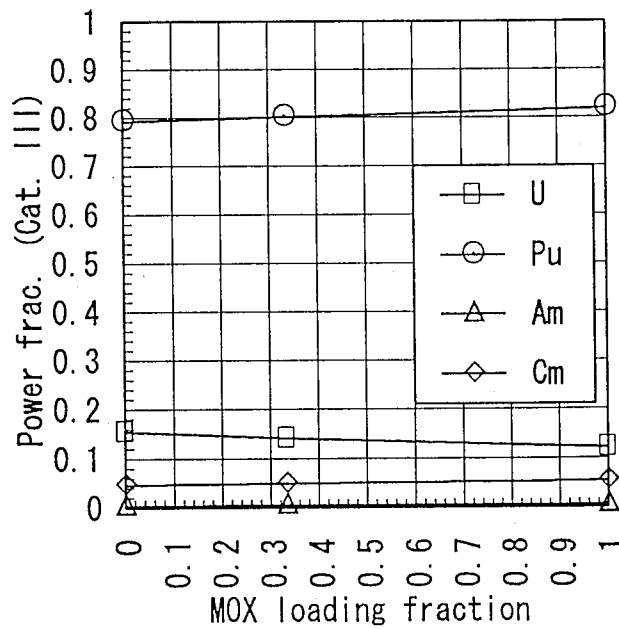


图 3.1.6-2 MOX 燃料装荷率对出力寄与率
(Cat. III)

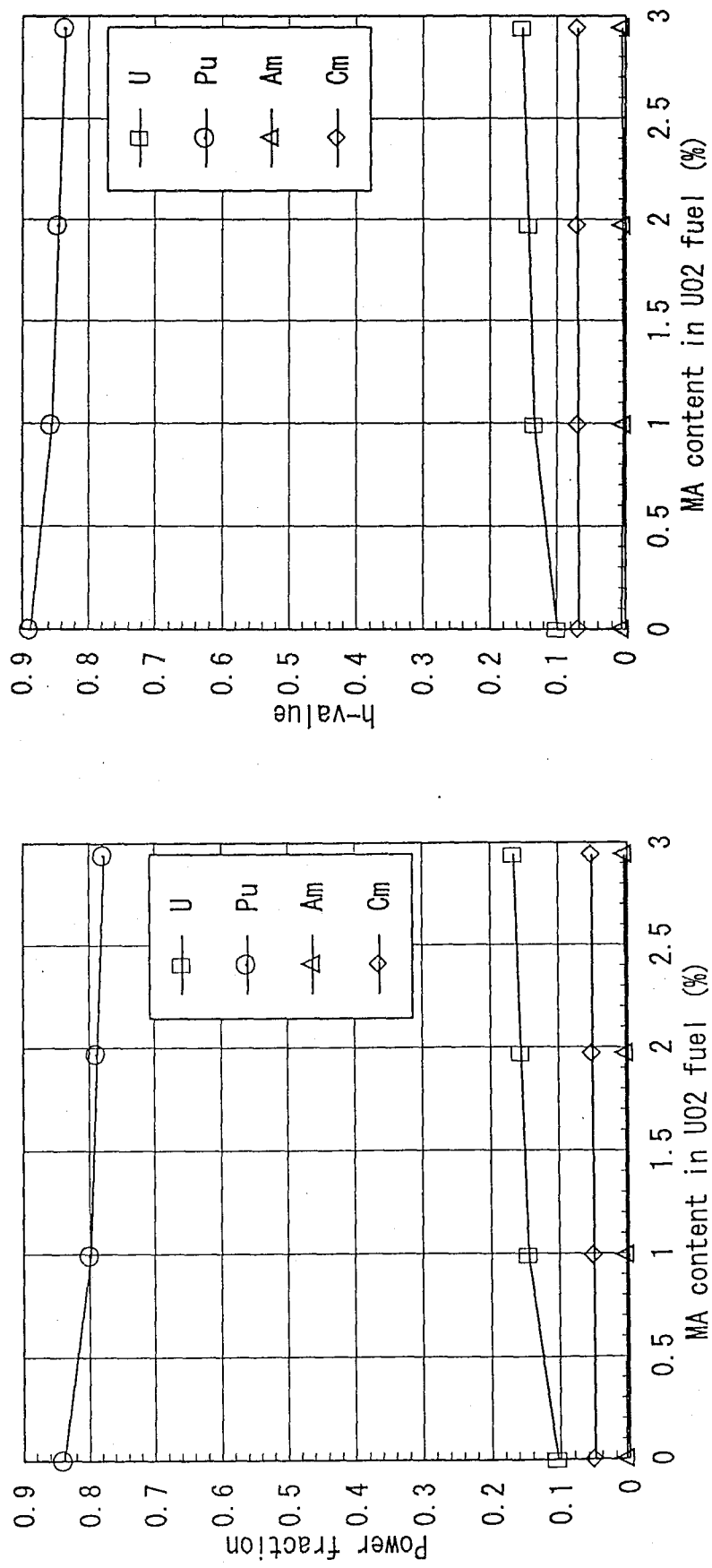


図 3.1.6-3 MA 濃度対出力および反応度寄与率
(a) UO_2 燃料

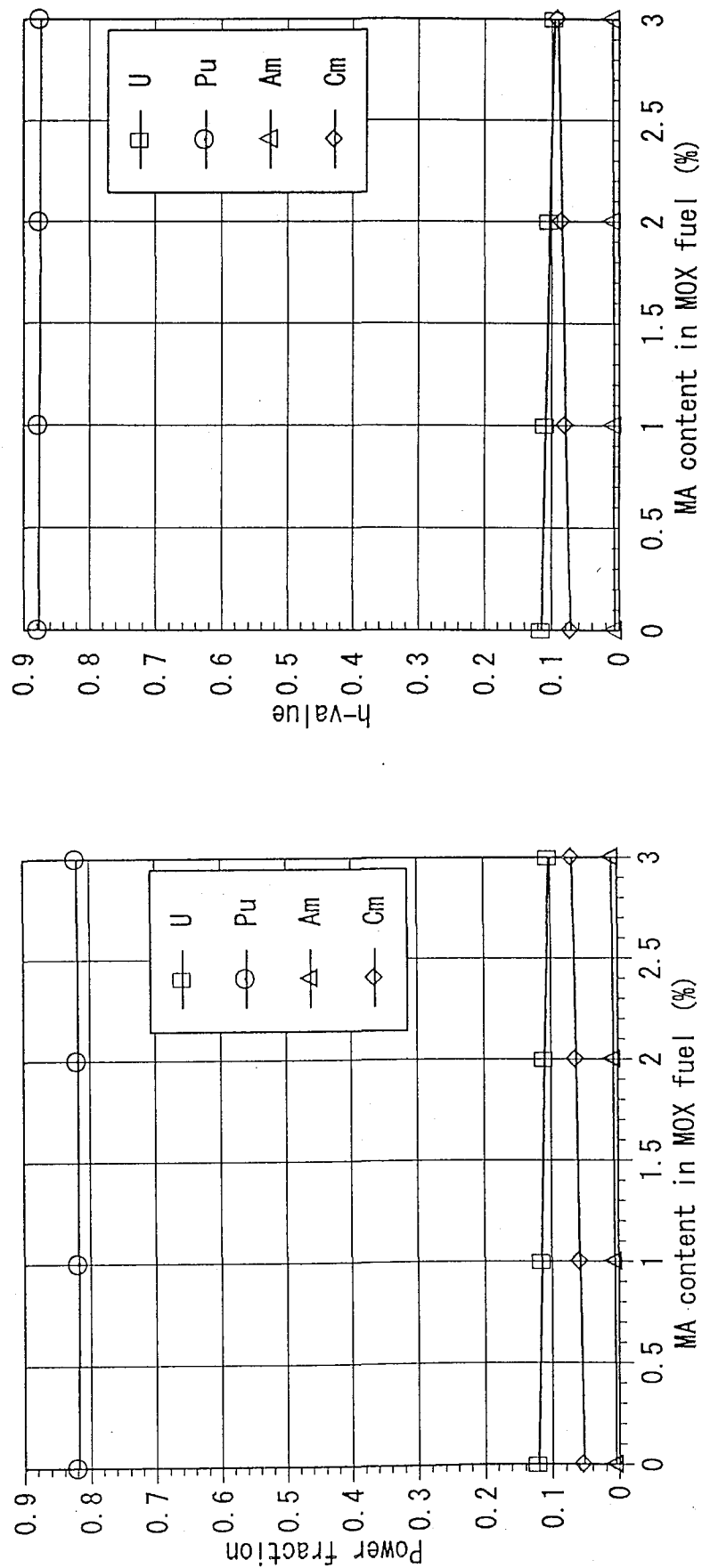


図 3.1.6-3 MA 濃度対出力および反応度寄与率

(b) MOX 燃料

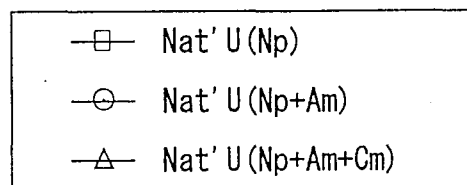
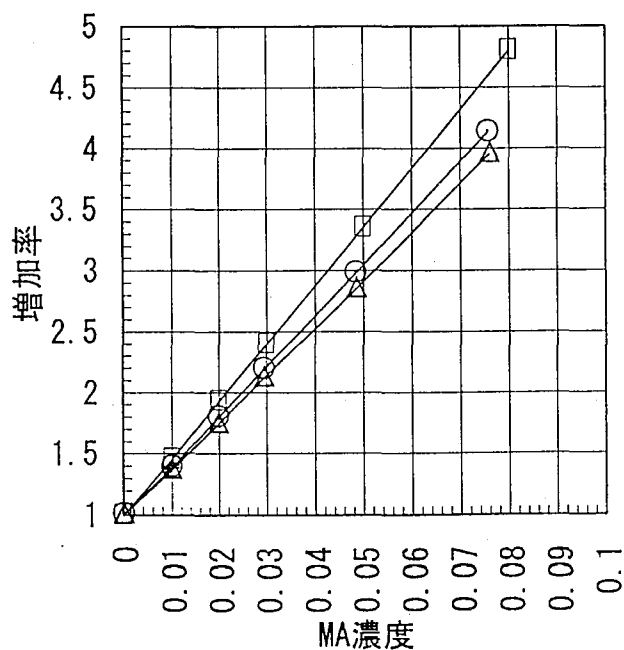
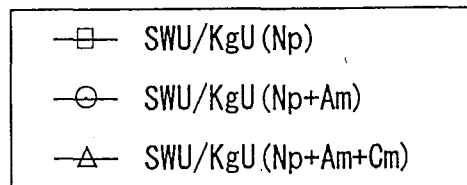
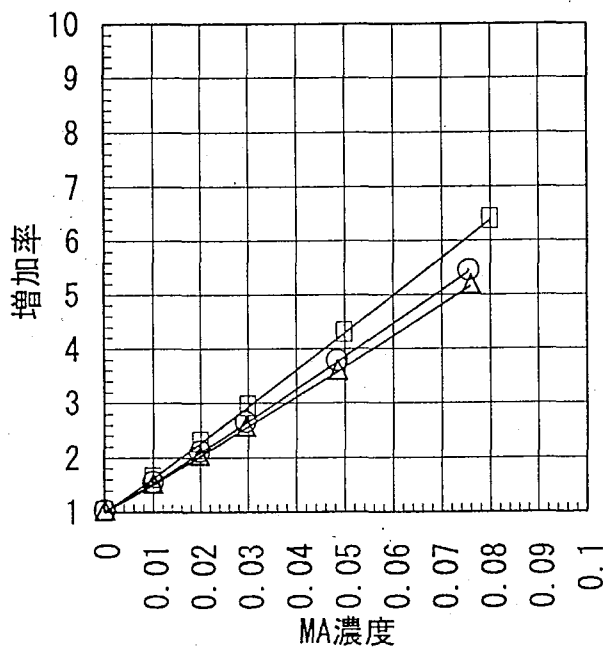
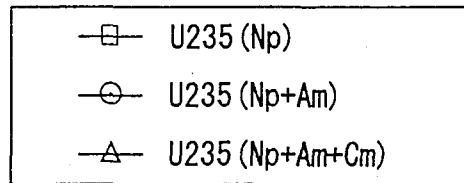
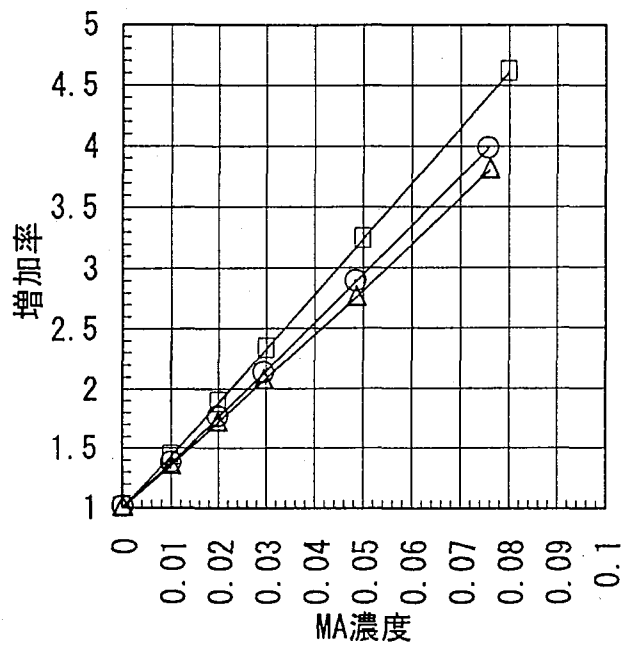


図 3.1.7-1 MA 濃度対 UO_2 燃料 ^{235}U 濃縮度、SWU/kgU、天然ウラン増加率

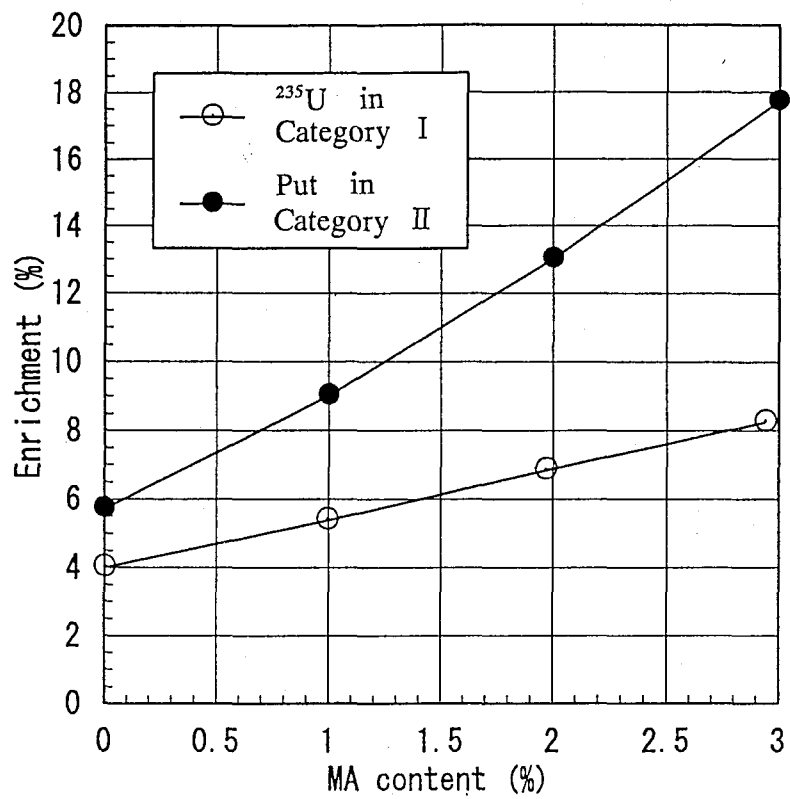


図 3.1.7-2 MA 濃度対 UO_2 燃料 ^{235}U 濃縮度および MOX 燃料 Pu 富加度

3.2 平衡サイクル炉心燃料組成に与えるリサイクル条件の影響

3.2.1 燃料供給条件の相異に対する補正量の評価

一般に燃料取替バッチ方式で運転する現行軽水炉では3～4バッチ程度に分割して燃料が装荷、取出しが行われている。このような運転形態を想定したバッチ取替リサイクル計算の初期入力値として連続燃料供給炉心モデルの計算結果を適用する場合は、2.2.2節で示したような補正を考慮する必要がある。この補正は、連続燃料供給炉心モデルでの燃料供給は燃焼直前に行われることに対し、バッチ燃料供給ではサイクル初期に行われることからバッチ燃料中の核種は燃焼するまでの間に中性子束に曝され、他の核種に転換する可能性があることに対してなされるものである。燃料供給核種の転換量は燃料の組成、核種濃度、中性子束レベルおよび中性子スペクトルによって変化するものと考えられることから、以下では UO_2 燃料を供給する場合とMOX燃料を供給する場合に分けて検討する。燃料供給方式以外の燃焼条件は表3.1.2-1に示すものと同様である。

UO_2 燃料については、3w/oおよび4w/o ^{235}U 濃縮ウラン燃料をバッチ燃料として供給する炉心において、装荷された燃料バッチの組成が炉心装荷時から炉心サイクル末期平均燃焼度に相当する燃焼度 E_a までに中性子照射により連続燃料供給炉心モデルから得られる核種数密度とどの程度の差を生ずるかを評価した。

燃焼度 E_a をパラメータとし、この期間に供給される核種 i の供給量 $s_i T_c$ と連続燃料供給炉心モデルから得られる数密度 n_i^c との相違について、核種毎の供給量 $s_i T_c$ と燃焼度 E_a における数密度 $n_i(E_a)$ の連続燃料供給時の数密度 n_i^c との差の相対値 $\{n_i^c - n_i(E_a)\} / n_i^c$ および n_i^c となる燃焼度を $E(n_i^c)$ として $f_i(E_a) = E_a / E(n_i^c)$ とする。核種 i の供給量 $s_i T_c$ はサイクル初期に装荷したバッチ供給燃料の核種 i が燃焼までに中性子捕獲により変化しないと仮定した場合の供給量となるが、図3.2.1-1に示した例のように、燃焼度 E_a に達する期間 T_c の間に变化するとして、燃焼度 E_a における数密度 $n_i(E_a)$ の連続燃料供給時の数密度 n_i^c との偏差の相対値が $\{n_i^c - n_i(E_a)\} / n_i^c$ で、核種 i の濃度が n_i^c となる

燃焼度に対する燃料供給時間に対応する燃焼度 E_a の比が $f_i(E_a)$ である。これらの値を表3. 2. 1-1に示す。また、図3. 2. 1-2には供給量 $s_i T_c$ と数密度 n_i^c の差の相対値 $\{n_i^c - n_i(E_a)\} / n_i^c$ に特に差が見られる核種を図示した。

MOX燃料については、3. 1. 3節において設定されたカテゴリーⅢのケース3で検討された全MOX燃料装荷炉心のPu富加度、すなわち、 ^{235}U を0. 2w/o含有する劣化ウランに5. 71w/oのプルトニウムを富化したMOX燃料をバッチ分割して供給する炉心における燃料供給核種について、 UO_2 燃料炉心の場合と同様に $f_i(E_a)$ を評価した。使用したプルトニウムの同位体組成は表3. 1. 3-2に示した、使用済 UO_2 燃料8年冷却後の再処理を想定したもの（タイプ2）を使用した。

評価結果を UO_2 燃料の場合と同様に、表3. 2. 1-2および図3. 2. 1-2に示す。

表3. 2. 1-1に示す結果から、 UO_2 燃料においてはバッチ装荷による ^{234}U および ^{235}U が早く燃焼により減少し、燃焼度 E_a では連続燃料供給炉心より低濃度になることが分る。特に、 ^{235}U は E_a が大きいほど連続燃料供給炉心との差が大きくなる。これは、バッチ装荷によりこれらの核種が中性子束に曝さらされている間に核分裂または捕獲により他の各種に変化する量が多いことを示している。しかし、 ^{238}U は燃焼度 E_a の大きさに関係なく、ほとんど連続燃料供給炉心の濃度と一致することが示されている。

一方、MOX燃料の場合は表3. 2. 1-1に示すように、 ^{235}U 濃度が UO_2 燃料より低いので燃焼による濃度低下が見られず、燃焼度 E_a が大きいほど連続燃料供給時の数密度を上回る量が大きくなる。また、 ^{234}U 、 ^{238}Pu にも同様な傾向が見られる。逆に ^{239}Pu は、燃焼度 E_a が大きくなるとわずかではあるが減少する傾向が見られる。 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu はバッチ供給量が多い程、若干燃焼度 E_a における濃度が高くなる傾向が見られるが、大きな差ではない。

すなわち、バッチ燃料供給では連続燃料供給に比べ、 UO_2 燃料の場合は ^{235}U の燃焼が早く進む。MOX燃料の場合は ^{239}Pu にわずかではあるが同様な傾向が見られるが、 ^{235}U は逆に燃焼が遅れる傾向となり、燃焼度 E_a においては連続燃料供給時の数密度を若干上回る。

以上の結果より、連続燃料供給炉心の燃料供給とバッチ燃料供給との間の補正に関しては、以下に示すことがいえる。

まず、バッチ燃料供給における ^{238}U の量が連続燃料供給炉心モデルと一致するように、供給量 $s_i T_c$ を補正する必要がある。また、MOX燃料の場合は、各Pu同位体についての補正係数を適用することが必要がある。しかし、 ^{234}U 、 ^{235}U の量の補正については、補正係数をそのまま適用すると連続燃料供給炉心モデルの燃焼条件と異なるものになること、 ^{235}U の量は ^{239}Pu 以上のTRU生成量に大きな影響を与えないことから、 ^{238}U の補正係数と同じ値を使用することが適切と考えられる。

3.2.2 連続燃料供給炉心計算とバッチ取替多重リサイクル計算の比較

連続燃料供給炉心モデルから得られるTRU核種数密度は、バッチ取替燃料燃焼計算の燃料供給条件に補正を加えれば、炉心サイクル末期平均燃焼度に相当する数密度に相当することを前節で示した。本節では4w/o UO_2 燃料について、表3.1.2-1に示す燃焼条件により、取替バッチ供給燃料の ^{238}U を連続燃料供給炉心モデルと一致するよう燃料供給時間を補正することにより ^{232}U 以上の核種数密度計算結果を比較した。取替燃料バッチは45GWd/t燃焼するものとし、炉心サイクル末期平均燃焼度相当の燃焼度を22.5GWd/tとした。 ^{238}U 供給量の補正係数 $f(E_a)$ は、表3.2.1-1の4%濃縮ウランのケースにおいて ^{238}U の20および30GWd/tの値の内挿から0.972とした。取替バッチ繰返し計算による平衡サイクル核種数密度の連続燃料供給炉心モデル計算結果に対する比を表3.2.2-1に示す。また、燃料バッチ寿命中期における核種濃度と連続燃料供給炉心モデルによる結果との相違を表3.2.2-2に示す。これらの結果より、TRU閉じ込め炉心における燃料バッチTRU核種濃度の燃焼度依存特性が分かる。すなわち、 ^{238}Pu はバッチ取替繰返し計算により連続燃料供給モデルより約7%減少する。これは、 ^{235}U の供給がバッチ燃料供給によりサイクル初期に連続燃料供給よりも多量に装荷されるので ^{235}U の燃焼が早く進み、燃料バッチ寿命末期では ^{235}U が少なくなるので $^{235}\text{U} \rightarrow ^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu}$ の転換経路による ^{238}Pu の生成が減少するた

めと考えられる。半減期の長い ^{244}Pu の濃度は約2%程度高くなるが、 ^{237}Np の濃度はほとんど変わらない。 ^{244}Pu 濃度が増加する理由は、中性子束レベルが燃料バッチの燃焼中次第に低下するため、 ^{244}Pu の中性子捕獲による転換量が減少するためと考えられる。中性子束レベルの低下は、核分裂の寄与が燃料バッチ寿命初期では ^{235}U が大きく、末期ではより吸収断面積の大きいPuの寄与が増大することによる。 ^{245}Cm 以上の長半減期の高質量核種は濃度が若干低下する。これも ^{238}Pu の現象に起因した影響と考えられる。このほか、 ^{241}Am 、 $^{242\text{m}}\text{Am}$ は連続燃料供給モデルより6%程度増加するが、 ^{243}Am はほとんど変わらない、等の特徴が見られる。

3.2.3 冷却時間の影響

連続燃料供給炉心モデルでは使用済燃料の冷却を考慮できない。本節ではバッチ取替繰返し計算により冷却時間を考慮した場合、TRU核種濃度が連続燃料供給炉心モデルによる結果とどの程度異なるかを検討する。表3.2.3-1は4w/o濃縮ウラン燃料バッチを45GWd/tまで燃焼後、4年冷却するサイクルの平衡時の核種数密度の連続燃料供給炉心計算結果に対する比の燃焼度依存性を示す。この結果より、冷却4年後で見ると以下の特徴が見られる。

- (1) 冷却時間を考慮することにより、冷却無しの場合に比べ、 ^{232}U は約1.8倍、 ^{234}U は約1.5倍に増加する。これは、使用済燃料の冷却中に、 ^{232}U は ^{236}Pu の α 崩壊により、 ^{234}U は ^{238}Pu の α 崩壊により増加することに起因する。
- (2) ^{238}Pu は約5%、 ^{240}Pu は約20%、 ^{244}Pu は約30%増加する。また、 ^{241}Pu は約20%減少する。 ^{238}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{244}Pu の増加はそれぞれ冷却期間中の ^{242}Cm 、 ^{244}Cm 、 ^{248}Cm の α 崩壊による。 ^{241}Pu の減少は冷却期間中の β 崩壊による。
- (3) ^{241}Am は約3倍、 ^{249}Cf は約2.3倍になるが、Cmの長半減期核種は5%前後減少する。 ^{241}Am 増加は冷却期間中の ^{241}Pu の β 崩壊による。 ^{249}Cf も同様に、 ^{249}Bk の β 崩壊による。冷却期間中にCmに至る前の転換過程の核種の α 崩壊で減少するので、Cmの生成量は冷却時間を考慮すると連続燃料供給炉心モデルより減少する傾向となる。

また、表3. 2. 3-2に示すバッチ燃料燃焼中の寿命中期で見ると、冷却4年の場合は冷却無しと比べ、次のような差があることが分かる。

- (1) 冷却により、 ^{232}U 、 ^{234}U は増加する。 ^{238}Pu と ^{244}Pu は増加するが、他のPu同位体は増加しない。
- (2) ^{241}Am は中性子捕獲により減少するが寿命中期でも冷却4年で10%増加し、 ^{242m}Am は約12%増加する。
- (3) ^{242}Cm は、冷却4年で約21%増加する。
- (4) Cmの長半減期核種は冷却無しに比べ冷却4年で5～10%減少する。

3. 2. 4 燃料燃焼スペクトルの影響

連続燃料供給炉心モデルでは燃焼中の中性子エネルギースペクトルの変化を考慮することができない。軽水炉燃料では燃焼中の核種組成の変化に伴う中性子エネルギースペクトルへの影響は無視できないと考えられるので、2. 2. 1節で示した単位燃料棒セルによる燃焼度依存核定数ライブラリーを使用してTRU核種組成への影響を考察した。

4 w/o濃縮ウラン燃料を表3. 1. 2-1に示す燃焼条件でバッチ取替平衡サイクル繰返し計算を行い、核定数ライブラリーの燃焼度依存有無による核種数密度を比較した。表3. 2. 4-1に燃焼度依存がある核定数を用いて得られた数密度の燃焼度依存がない核定数を用いて得られた数密度に対する比を示す。また、表3. 2. 4-2には燃料バッチ照射中期における中性子スペクトル燃焼度依存性の有無による差の相対値を示す。表3. 2. 4-1の結果を表3. 2. 3-1に示した結果と比較することにより以下のことが分かる。

- 1) ^{237}Np は燃焼度依存核定数の使用により若干濃度が低くなる。これは、 ^{236}U の捕獲断面積が燃焼度の進行とともに小さくなるため、 $^{235}\text{U} \rightarrow ^{236}\text{U} \rightarrow ^{237}\text{Np}$ の転換経路の寄与が減少するためと考えられる。
- 2) ^{238}Pu は燃焼度依存核定数の使用により4年冷却後で2%程度濃度が低くなる。しかし、 ^{240}Pu は36%も濃度が高くなり、 ^{241}Pu は7～8%濃度が低くなる。 ^{238}Pu の濃度が低くなる理由は、 ^{242}Cm の生成が燃焼度依存核定数の使用で約9%少

なくなるためと考えられる。 ^{241}Pu の濃度が低くなるのは、 ^{240}Pu の実効共鳴吸収断面積が燃焼度の進行とともに小さくなるためと考えられる。

- 3) ^{242}Cm の濃度低下は、 ^{241}Am が照射直後で燃焼度依存核定数の使用により約13%、4年冷却後で約30%濃度が低くなるためと考えられる。 ^{244}Cm 以上では、核定数が燃焼依存となっていないため、大きな差はない。 ^{241}Am の濃度が低くなる理由は、 ^{241}Am の捕獲断面積が燃焼初期で比較的大きいため燃焼度の低い期間に $^{241}\text{Am} \rightarrow ^{242}\text{Am} \rightarrow ^{242}\text{Cm}$ の経路で転換が進行するためと考えられる。

また、表3.2.4-2に示すバッチ燃料燃焼中の寿命中期で見ると、燃焼度依存断面積を使用した場合は、燃焼度加重平均断面積を使用した場合と比べ、次のような差があることが分かる。

- 1) ^{235}U の濃度は、燃焼度依存核定数の使用により燃焼度平均の場合より約3.5%高いが、他のU同位体は大差ない。
- 2) ^{232}U 、 ^{237}Np 、 ^{236}Pu はエネルギー依存核定数の使用により若干濃度が低くなる。これは、 ^{236}U の捕獲断面積が燃焼度の進行とともに小さくなるため、 $^{235}\text{U} \rightarrow ^{236}\text{U} \rightarrow ^{237}\text{Np} \rightarrow ^{236\text{m}}\text{Np} \rightarrow ^{236}\text{Pu}$ の転換経路による ^{236}Pu の生成が減少するためと考えられる。
- 3) ^{237}Pu から ^{240}Pu は2～5%、燃焼度依存核定数の使用により濃度が高くなる。しかし、 ^{241}Pu は7%も濃度が低くなる。 ^{237}Pu から ^{240}Pu の濃度が高くなる理由は、 ^{238}U の捕獲断面積が燃焼度の進行とともに大きくなるためと考えられる。 ^{241}Pu の濃度が低くなるのは、 ^{240}Pu の実効共鳴吸収断面積が燃焼度の進行とともに小さくなるためと考えられる。
- 4) ^{241}Cm 、 ^{242}Cm は若干濃度が高くなるが、 ^{243}Cm 以上では、核定数が燃焼依存となっていないため、大きな差はない。 ^{242}Cm の濃度が高くなる理由は、 ^{241}Am の捕獲断面積が燃焼初期で比較的大きいため燃焼度の低い期間に $^{241}\text{Am} \rightarrow ^{242}\text{Am} \rightarrow ^{242}\text{Cm}$ の経路で ^{242}Cm が蓄積するためと考えられる。

次に、反応度に関する指標として用いたh値について、核定数ライブラリーの燃焼度依存有無の影響を考察する。

4w/o濃縮ウラン45GWd/t燃焼後4年冷却時の平衡サイクル燃料バッチのh値の

バッチ燃焼度に対する値について、核定数ライブラリーが燃焼度加重平均の場合と燃焼度依存で変化する場合の計算結果を表3. 2. 4-3および図3. 2. 4-1に示す。臨界目標 h 値の設定は連続燃料供給炉心モデルにおける供給燃料組成を決定するので、目標 h 値はサイクル末期炉心平均燃焼度 E_a 、すなわち、本論文の場合1バッチ炉心を想定しているのでバッチ寿命末期で達成されることになる。目標 h 値は1. 0632であるが、両ケースとも、バッチ燃料燃焼の結果 ^{235}U 濃度が減少し、バッチ寿命末期 h 値は少し低い値となっている。反応度の主な寄与がPuであるため、冷却による ^{241}Pu の崩壊により燃料バッチ燃焼初期では反応度が低い、燃焼の進行とともに ^{241}Pu の生成、 ^{241}Am の中性子吸収による転換により平衡組成を回復し、その後の h 値はほぼ一定となる。しかし、燃焼度依存核定数を使用する場合はバッチ燃料燃焼中の h 値の変化が若干大きくなることが示されている。これはPu同位体及び ^{241}Am の生成、消滅の中性子エネルギー依存性によるもので、表3. 2. 3-1及び表3. 2. 4-1に示す燃料バッチ核種組成より、BOLにおいて以下の相違があることが分かる。

- 1) ^{239}Pu は燃焼度加重平均の場合の0. 990から燃焼度依存の場合の0. 976に減少する。
- 2) ^{240}Pu は、同様に、1. 207から1. 570に増加する。
- 3) ^{241}Pu は、同様に、0. 813から0. 746に減少する。
- 4) ^{242}Pu は、同様に、1. 010から1. 016に増加する。
- 5) ^{241}Am は、同様に、3. 116から2. 813に減少する。

すなわち、燃焼度依存核定数を使用するとBOLにおける核分裂性核種は減少し、中性子吸収核種は増加する傾向となるのでBOLの反応度が低下する。しかし、その回復は燃焼度依存核定数を使用する場合のほうが燃焼度加重平均の場合より早いことが分かる。

以上のような燃料バッチ寿命期間中の反応度の推移から、臨界性を確保するためには燃料バッチ寿命初期における反応度を高める必要があると考えられ、再処理過程で ^{241}Am を除去するか、あるいは、核分裂性核種濃度を高くして反応度を高める必要があると考えられる。

なお、本論文で反応度の指標とした h 値と無限増倍率 k_{∞} との対応については文献〔31〕に報告されているが、実用的な設計に際してはさらに詳細な評価が必要である。

表3.2.1-1 UO_2 燃料燃焼期間中のバッチ供給核種の
連続燃料供給炉心モデルとの相違 (1)

3w/o²³⁵U濃縮ウラン燃料

	燃焼度 (E_a) (GWd/t)	供給量 ($s_i T_c$) ($\times 10^{24}/$	燃料核種濃度 ($n_i(E_a)$) ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)	連続供給時濃度 (n_i^c) ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)	$\frac{n_i^c - n_i(E_a)}{n_i^c}$	$E(n_i^c)$ (GWd/t)	$\frac{E_a}{E(n_i^c)}$
²³⁴ U	5.0	1.300×10^{-8}	5.092×10^{-7}	5.207×10^{-7}	2.216×10^{-2}	0.946	5.284
	10.0	2.600×10^{-8}	5.030×10^{-7}		3.400×10^{-2}	3.895	2.567
	20.0	5.200×10^{-8}	5.087×10^{-7}		2.294×10^{-2}	15.58	1.284
²³⁵ U	5.0	1.674×10^{-6}	4.815×10^{-6}	4.885×10^{-6}	1.416×10^{-2}	4.780	1.046
	10.0	3.348×10^{-6}	4.521×10^{-6}		7.439×10^{-2}	9.065	1.103
	20.0	6.695×10^{-6}	3.725×10^{-6}		2.374×10^{-1}	16.05	1.246
²³⁸ U	5.0	5.342×10^{-5}	1.013×10^{-2}	1.012×10^{-2}	-3.077×10^{-4}	5.246	0.953
	10.0	1.068×10^{-4}	1.013×10^{-2}		4	10.10	0.990
	20.0	2.137×10^{-4}	1.013×10^{-2}		-2.114×10^{-4} 4 -1.908×10^{-4}	20.16	0.992
h	5.0			1.061		7.73	0.647
	10.0					11.65	0.858
	20.0					18.37	1.089

表3.2.1-1 UO_2 燃料燃焼期間中のバッチ供給核種の
連続燃料供給炉心モデルとの相違 (2)

4w/o²³⁵U濃縮ウラン燃料

	燃焼度 (E_a) (GWd/t)	供給量 ($s_i T_c$) ($\times 10^{24}$ / s)	燃料核種濃度 ($n_i(E_a)$) ($\times 10^{24}$ / cm^3)	連続供給時濃度 (n_i^c) ($\times 10^{24}$ / cm^3)	$\frac{n_i^c - n_i(E_a)}{n_i^c}$	$E(n_i^c)$ (GWd/t)	$\frac{E_a}{E(n_i^c)}$
²³⁴ U	5.0	1.735×10^{-8}	5.827×10^{-7}	5.940×10^{-7}	1.889×10^{-2}	2.079	2.405
	10.0	3.469×10^{-8}	5.787×10^{-7}		2.636×10^{-2}	5.788	1.728
	20.0	6.939×10^{-8}	5.797×10^{-7}		2.410×10^{-2}	15.85	1.261
	30.0	1.041×10^{-7}	5.794×10^{-7}		2.443×10^{-2}	25.37	1.182
²³⁵ U	5.0	2.232×10^{-6}	6.428×10^{-6}	6.510×10^{-6}	1.256×10^{-2}	4.804	1.041
	10.0	4.463×10^{-6}	6.118×10^{-6}		6.022×10^{-2}	9.144	1.094
	20.0	8.926×10^{-6}	5.002×10^{-6}		2.316×10^{-1}	16.19	1.236
	30.0	1.339×10^{-5}	3.659×10^{-6}		4.379×10^{-1}	21.76	1.379
²³⁸ U	5.0	5.286×10^{-5}	1.007×10^{-2}	1.007×10^{-2}	-1.334×10^{-4}	5.106	0.979
	10.0	1.057×10^{-4}	1.006×10^{-2}		4	9.737	1.027
	20.0	2.115×10^{-4}	1.007×10^{-2}		3.095×10^{-4}	20.79	0.962
	30.0	3.172×10^{-4}	1.007×10^{-2}		-7.833×10^{-4} 4	29.97	1.001
h	5.0			1.0635		6.95	0.720
	10.0					10.97	0.911
	20.0					17.69	1.130
	30.0					22.63	1.326

表3.2.1-2 MOX燃料燃焼期間中のバッチ供給核種の

連続燃料供給炉心モデルとの相違

5.71w/oPut MOX燃料

	燃焼度 (E_a) (GWd/t)	供給量 ($s_i T_c$) ($\times 10^{24}$ /)	燃料核種濃度 ($n_i(E_a)$) ($\times 10^{24}$ / cm^3)	連続供給時濃度 (n_i^c) ($\times 10^{24}$ / cm^3)	$\frac{n_i^c - n_i(E_a)}{n_i^c}$	$E(n_i^c)$ (GWd/t)	$\frac{E_a}{E(n_i^c)}$
^{234}U	5.0	8.245×10^{-10}	1.641×10^{-6}	1.630×10^{-6}	$-6.810 \times 10^{-}$	-	-
	10.0	1.649×10^{-9}	1.671×10^{-6}		3	-	-
	20.0	3.298×10^{-9}	1.758×10^{-6}		$-2.522 \times 10^{-}$	-	-
	30.0	4.947×10^{-9}	1.852×10^{-6}		2	-	-
					$-7.859 \times 10^{-}$	-	-
^{235}U	5.0	1.061×10^{-7}	1.510×10^{-6}	1.503×10^{-6}	$-4.511 \times 10^{-}$	5.320	0.940
	10.0	2.121×10^{-7}	1.518×10^{-6}		3	10.70	0.934
	20.0	4.243×10^{-7}	1.534×10^{-6}		$-9.834 \times 10^{-}$	21.67	0.923
	30.0	6.364×10^{-7}	1.545×10^{-6}		3	32.30	0.929
					$-2.106 \times 10^{-}$		
^{238}U	5.0	5.187×10^{-5}	1.011×10^{-2}	1.011×10^{-2}	3.846×10^{-4}	4.698	1.064
	10.0	1.037×10^{-4}	1.011×10^{-2}		4.610×10^{-4}	9.457	1.057
	20.0	2.075×10^{-4}	1.011×10^{-2}		$-6.628 \times 10^{-}$	20.07	0.997
	30.0	3.112×10^{-4}	1.010×10^{-2}		3	28.79	1.042
					$1.257 \times 10^{-}$		

表3.2.1-2(続) MOX燃料燃焼期間中のバッチ供給核種の
連続燃料供給炉心モデルとの相違

5.71w/oPut MOX燃料

	燃焼度 (E_a) (GWd/t)	供給量 ($s_i T_c$) ($\times 10^{24}$ /)	燃料核種濃度 ($n_i(E_a)$) ($\times 10^{24}$ / cm^3)	連続供給時濃度 (n_i^c) ($\times 10^{24}$ / cm^3)	$\frac{n_i^c - n_i(E_a)}{n_i^c}$	$E(n_i^c)$ (GWd/t)	$\frac{E_a}{E(n_i^c)}$
^{238}Pu	5.0	1.055×10^{-7}	1.732×10^{-5}	1.728×10^{-5}	-2.788×10^{-3}	3.82	0.667
	10.0	2.111×10^{-7}	1.747×10^{-5}		3	20.43	0.490
	20.0	4.221×10^{-7}	1.781×10^{-5}		-1.113×10^{-2}	-	-
	30.0	6.332×10^{-7}	1.817×10^{-5}		2	-	-
^{239}Pu	5.0	1.569×10^{-6}	1.120×10^{-4}	1.121×10^{-4}	-3.099×10^{-3}		
	10.0	3.138×10^{-6}	1.118×10^{-4}		5.998×10^{-4}	4.791	1.043
	20.0	6.276×10^{-6}	1.113×10^{-4}		4	9.222	1.084
	30.0	9.413×10^{-6}	1.108×10^{-4}		2.080×10^{-3}	17.36	1.152
^{240}Pu	5.0	8.941×10^{-7}	8.082×10^{-5}	8.082×10^{-5}	3	24.56	1.222
	10.0	1.788×10^{-6}	8.089×10^{-5}		6.703×10^{-3}		
	20.0	3.576×10^{-6}	8.099×10^{-5}		-1.066×10^{-3}	5.046	0.991
	30.0	5.367×10^{-6}	8.085×10^{-5}		4	10.38	0.963
^{241}Pu	5.0	2.940×10^{-7}	4.053×10^{-5}	4.058×10^{-5}	-8.968×10^{-3}	20.90	0.957
	10.0	5.880×10^{-7}	4.055×10^{-5}		4	30.25	0.995
	20.0	1.176×10^{-6}	4.063×10^{-5}		-2.212×10^{-3}		
	30.0	1.764×10^{-6}	4.060×10^{-5}		1.121×10^{-3}	4.212	1.187
^{242}Pu	5.0	2.641×10^{-7}	4.002×10^{-5}	4.006×10^{-5}	3	9.488	1.054
	10.0	5.283×10^{-7}	4.000×10^{-5}		8.121×10^{-3}	20.03	0.999
	20.0	1.057×10^{-6}	4.006×10^{-5}		4	30.25	0.992
	30.0	1.585×10^{-6}	4.016×10^{-5}		-1.397×10^{-3}		
h	5.0			1.0737	9.374×10^{-4}	4.269	1.171
	10.0				4	8.831	1.132
	20.0				1.497×10^{-3}	23.61	0.847
	30.0				3	31.92	0.940
					-3.036×10^{-3}		

表 3.2.2-1 バッチ取替平衡サイクル燃料組成の連続燃料供給炉心計算値に対する比
(燃焼度加重平均核定数使用、4w/o 濃縮 UO_2 燃料 45GWd/t 燃焼、冷却無し)

	EQ	GWd/t	0	5.216	10.333	15.365	20.324	22.5	25.224	30.074	37.523	45.092
U-232	1.416E-11	1.019	1.018	0.990	1.016	1.016	1.016	1.016	1.016	1.016	1.018	1.018
U-233	1.832E-11	0.934	0.990	0.990	1.015	1.022	1.019	1.014	1.009	0.995	0.966	0.934
U-234	5.940E-07	1.125	1.084	1.084	1.048	1.015	0.985	0.973	0.958	0.935	0.897	0.860
U-235	6.510E-06	3.263	2.310	2.310	1.638	1.164	0.829	0.724	0.593	0.426	0.259	0.159
U-236	1.099E-05	0.921	0.987	0.987	1.022	1.035	1.034	1.028	1.022	1.003	0.966	0.923
U-237	1.441E-08	0.965	0.934	0.934	0.954	0.960	0.957	0.953	0.949	0.935	0.937	0.965
U-238	1.007E-02	1.023	1.018	1.018	1.012	1.007	1.002	1.000	0.996	0.992	0.984	0.976
Np-235	4.578E-14	1.003	0.965	0.965	0.960	0.964	0.969	0.971	0.973	0.975	1.006	1.004
Np-236	1.468E-11	0.994	0.989	0.989	0.989	0.993	0.998	1.000	1.003	1.005	1.003	0.995
Np-237	3.041E-06	0.987	0.986	0.986	0.991	0.997	1.002	1.003	1.005	1.005	1.000	0.988
Np-238	4.456E-09	1.011	0.924	0.924	0.928	0.933	0.938	0.940	0.941	0.941	1.024	1.012
Np-239	3.879E-07	0.999	0.953	0.953	0.948	0.943	0.938	0.936	0.933	0.928	1.008	0.999
Pu-236	3.058E-13	0.939	0.923	0.923	0.912	0.905	0.902	0.901	0.901	0.901	0.923	0.939
Pu-237	5.124E-12	0.949	0.877	0.877	0.875	0.875	0.877	0.878	0.880	0.883	0.954	0.949
Pu-238	5.378E-06	0.928	0.928	0.928	0.926	0.927	0.929	0.930	0.932	0.936	0.934	0.928
Pu-239	4.602E-05	0.979	1.004	1.004	1.010	1.008	1.004	1.002	1.000	0.995	0.987	0.979
Pu-240	2.208E-05	0.984	0.994	0.994	1.004	1.009	1.010	1.009	1.007	1.004	0.993	0.984
Pu-241	1.797E-05	0.991	0.987	0.987	0.993	1.000	1.004	1.004	1.004	1.003	0.999	0.991
Pu-242	2.945E-05	1.000	0.998	0.998	0.997	0.997	0.998	0.999	0.999	1.000	1.001	0.999
Pu-244	5.450E-10	1.019	1.020	1.020	1.021	1.022	1.023	1.023	1.024	1.024	1.024	1.022
Am-241	1.502E-06	0.989	1.020	1.020	1.038	1.051	1.060	1.063	1.066	1.069	1.022	0.989
Am-242 ⁿ	2.077E-08	0.992	1.015	1.015	1.035	1.049	1.059	1.062	1.065	1.069	1.029	0.992
Am-243	1.628E-05	1.000	0.999	0.999	0.999	0.998	0.998	0.998	0.998	0.999	0.999	0.999
Cm-241	1.524E-13	1.049	0.902	0.902	0.907	0.919	0.928	0.932	0.936	0.940	1.077	1.049
Cm-242	3.994E-07	1.023	0.959	0.959	0.966	0.978	0.989	0.992	0.996	1.000	1.052	1.023
Cm-243	1.550E-08	1.028	1.003	1.003	0.983	0.977	0.979	0.982	0.985	0.990	1.017	1.028
Cm-244	3.614E-05	0.990	0.988	0.988	0.987	0.985	0.984	0.984	0.983	0.982	0.985	0.989
Cm-245	2.969E-06	0.988	0.988	0.988	0.988	0.987	0.986	0.985	0.985	0.983	0.983	0.987
Cm-246	1.990E-05	0.994	0.994	0.994	0.994	0.994	0.994	0.994	0.994	0.993	0.993	0.993
Cm-247	1.530E-06	0.995	0.995	0.995	0.995	0.995	0.995	0.995	0.995	0.995	0.994	0.994
Cm-248	5.061E-06	0.998	0.998	0.998	0.998	0.998	0.998	0.998	0.998	0.998	0.997	0.997
Cm-250	1.748E-11	0.990	0.990	0.990	0.989	0.989	0.989	0.988	0.988	0.988	0.987	0.987
Bk-249	5.352E-08	1.004	0.979	0.979	0.979	0.978	0.978	0.978	0.978	0.978	1.003	1.004
Cf-249	3.736E-08	0.982	1.032	1.032	1.041	1.044	1.044	1.045	1.045	1.045	0.992	0.981
Cf-250	7.015E-08	1.003	0.988	0.988	0.983	0.982	0.982	0.982	0.982	0.982	0.998	1.002
Cf-251	3.498E-08	1.003	0.992	0.992	0.984	0.982	0.982	0.982	0.982	0.982	0.994	1.002
Cf-252	1.293E-07	0.985	0.972	0.972	0.960	0.951	0.944	0.941	0.939	0.935	0.957	0.984
Cf-253	1.233E-10	1.006	0.913	0.913	0.902	0.893	0.886	0.884	0.882	0.878	0.978	1.006
Cf-254	4.799E-12	1.028	0.859	0.859	0.846	0.837	0.831	0.829	0.826	0.823	0.996	1.027
Es-253	1.312E-10	1.004	0.918	0.918	0.906	0.897	0.890	0.888	0.886	0.883	0.975	1.003
Es-254 ⁿ	2.193E-11	1.014	0.892	0.892	0.872	0.861	0.854	0.852	0.849	0.845	0.974	1.013
Es-255	8.185E-14	1.011	0.898	0.898	0.873	0.862	0.854	0.852	0.849	0.845	0.966	1.011

表 3.2.2-2 燃料バッチ寿命中期の核種濃度と連続燃料供給炉心計算値との差
(4w/o 濃縮 UO_2 燃料)

	EQ * ¹	B(22.5GWd/t)* ²	(B-EQ)/EQ
U-232	1.416E-11	1.438E-11	0.016
U-233	1.832E-11	1.858E-11	0.014
U-234	5.940E-07	5.780E-07	-0.027
U-235	6.510E-06	4.713E-06	-0.276
U-236	1.099E-05	1.130E-05	0.028
U-237	1.441E-08	1.374E-08	-0.047
U-238	1.007E-02	1.006E-02	0.000
Np-235	4.578E-14	4.443E-14	-0.029
Np-236	1.468E-11	1.468E-11	0.000
Np-237	3.041E-06	3.051E-06	0.003
Np-238	4.456E-09	4.187E-09	-0.060
Np-239	3.879E-07	3.631E-07	-0.064
Pu-236	3.058E-13	2.756E-13	-0.099
Pu-237	5.124E-12	4.501E-12	-0.122
Pu-238	5.378E-06	5.004E-06	-0.070
Pu-239	4.602E-05	4.613E-05	0.002
Pu-240	2.208E-05	2.227E-05	0.009
Pu-241	1.797E-05	1.804E-05	0.004
Pu-242	2.945E-05	2.941E-05	-0.001
Pu-244	5.450E-10	5.576E-10	0.023
Am-241	1.502E-06	1.596E-06	0.063
Am-242m	2.077E-08	2.205E-08	0.062
Am-243	1.628E-05	1.625E-05	-0.002
Cm-241	1.524E-13	1.420E-13	-0.068
Cm-242	3.994E-07	3.963E-07	-0.008
Cm-243	1.550E-08	1.522E-08	-0.018
Cm-244	3.614E-05	3.555E-05	-0.016
Cm-245	2.969E-06	2.925E-06	-0.015
Cm-246	1.990E-05	1.978E-05	-0.006
Cm-247	1.530E-06	1.522E-06	-0.005
Cm-248	5.061E-06	5.052E-06	-0.002
Cm-250	1.748E-11	1.728E-11	-0.012
Bk-249	5.352E-08	5.236E-08	-0.022
Cf-249	3.736E-08	3.902E-08	0.045
Cf-250	7.015E-08	6.888E-08	-0.018
Cf-251	3.498E-08	3.435E-08	-0.018
Cf-252	1.293E-07	1.217E-07	-0.059
Cf-253	1.233E-10	1.090E-10	-0.116
Cf-254	4.799E-12	3.976E-12	-0.171
Es-253	1.312E-10	1.165E-10	-0.112
Es-254m	2.193E-11	1.868E-11	-0.148
Es-255	8.185E-14	6.971E-14	-0.148

*1 E Q : 連続燃料供給炉心モデル計算値。

*2 B : 燃焼度加重平均核定数使用、
バッチ燃料燃焼度 45GWd/t、冷却無し。

表 3.2.3-1 バッチ取替平衡サイクル燃料組成の連続燃料供給炉心計算値に対する比

(燃焼度加重平均核定数使用、4w/o 濃縮 UO_2 燃料 45GWd/t 燃焼、冷却無し及び 4 年)

	EO	GWd/t	0	5.345	10.683	15.922	21.067	22.5	26.138	31.15	36.115	45.32	4years
U-232	1.416E-11	1.720	1.726	1.746	1.772	1.796	1.801	1.815	1.827	1.833	1.833	1.823	1.767
U-233	1.832E-11	1.487	1.520	1.516	1.495	1.463	1.453	1.428	1.390	1.351	1.279	1.498	1.498
U-234	5.940E-07	1.716	1.617	1.534	1.464	1.401	1.384	1.342	1.287	1.236	1.148	1.454	1.454
U-235	6.510E-06	3.287	2.303	1.618	1.139	0.805	0.739	0.573	0.410	0.296	0.167	0.168	0.168
U-236	1.099E-05	0.931	0.999	1.034	1.046	1.043	1.039	1.029	1.009	0.985	0.932	0.933	0.933
U-237	1.441E-08	0.000	0.975	0.995	1.001	0.997	0.994	0.988	0.973	0.956	0.920	0.000	0.000
U-238	1.007E-02	1.023	1.017	1.012	1.006	1.001	1.000	0.996	0.991	0.985	0.975	0.975	0.975
Np-235	4.578E-14	0.074	0.810	0.954	0.986	0.996	0.997	1.000	1.001	0.999	0.988	0.074	0.074
Np-236	1.468E-11	1.001	1.001	1.002	1.006	1.010	1.011	1.014	1.015	1.014	1.003	1.003	1.003
Np-237	3.041E-06	1.006	1.000	1.004	1.009	1.013	1.014	1.015	1.014	1.011	0.996	1.008	1.008
Np-238	4.456E-09	0.000	0.970	0.974	0.979	0.983	0.984	0.985	0.985	0.981	0.967	0.000	0.000
Np-239	3.879E-07	0.000	0.987	0.982	0.977	0.972	0.970	0.966	0.961	0.956	0.946	0.000	0.000
Pu-236	3.058E-13	0.379	0.605	0.784	0.911	0.988	0.999	1.028	1.042	1.041	1.018	0.380	0.380
Pu-237	5.124E-12	0.000	1.034	1.108	1.129	1.116	1.108	1.088	1.057	1.028	0.983	0.000	0.000
Pu-238	5.378E-06	1.048	1.074	1.144	1.160	1.143	1.135	1.114	1.082	1.052	1.007	1.049	1.049
Pu-239	4.602E-05	0.990	1.007	1.014	1.013	1.009	1.008	1.004	0.998	0.992	0.982	0.990	0.990
Pu-240	2.208E-05	1.207	1.078	1.033	1.015	1.008	1.006	1.003	0.998	0.994	0.986	1.207	1.207
Pu-241	1.797E-05	0.813	1.014	1.035	1.025	1.014	1.012	1.007	1.002	0.997	0.988	0.813	0.813
Pu-242	2.945E-05	1.010	1.008	1.015	1.019	1.020	1.020	1.019	1.018	1.015	1.010	1.010	1.010
Pu-244	5.450E-10	1.267	1.262	1.257	1.252	1.248	1.246	1.243	1.238	1.233	1.225	1.294	1.294
Am-241	1.502E-06	3.116	2.073	1.579	1.326	1.191	1.170	1.118	1.077	1.053	1.031	3.116	3.116
Am-242m	2.077E-08	1.014	2.213	1.654	1.365	1.213	1.189	1.130	1.084	1.058	1.033	1.014	1.014
Am-243	1.628E-05	1.015	1.014	1.014	1.015	1.017	1.017	1.018	1.018	1.017	1.015	1.015	1.015
Cm-241	1.524E-13	0.000	1.871	1.709	1.404	1.211	1.181	1.103	1.043	1.010	0.979	0.000	0.000
Cm-242	3.994E-07	0.002	1.960	1.719	1.416	1.229	1.200	1.125	1.068	1.036	1.006	0.002	0.002
Cm-243	1.550E-08	0.948	1.200	1.493	1.505	1.403	1.371	1.288	1.192	1.122	1.046	0.948	0.948
Cm-244	3.614E-05	0.807	0.831	0.852	0.871	0.887	0.891	0.901	0.914	0.925	0.943	0.807	0.807
Cm-245	2.969E-06	0.933	0.865	0.852	0.859	0.872	0.876	0.886	0.900	0.913	0.933	0.933	0.933
Cm-246	1.990E-05	0.949	0.948	0.946	0.944	0.942	0.942	0.941	0.940	0.940	0.939	0.939	0.939
Cm-247	1.530E-06	0.954	0.952	0.952	0.950	0.949	0.949	0.948	0.946	0.945	0.943	0.943	0.943
Cm-248	5.061E-06	0.995	0.990	0.985	0.982	0.979	0.978	0.977	0.975	0.974	0.972	0.986	0.986
Cm-250	1.748E-11	0.962	0.959	0.957	0.955	0.954	0.954	0.954	0.953	0.953	0.952	0.953	0.953
Bk-249	5.352E-08	0.040	0.937	0.971	0.970	0.969	0.968	0.967	0.966	0.965	0.963	0.039	0.039
Cf-249	3.736E-08	2.326	1.207	1.052	1.014	1.003	1.002	0.999	0.997	0.995	0.993	2.306	2.306
Cf-250	7.015E-08	0.785	0.842	0.955	0.971	0.971	0.971	0.970	0.968	0.967	0.965	0.779	0.779
Cf-251	3.498E-08	0.971	0.788	0.934	0.968	0.971	0.971	0.970	0.969	0.967	0.965	0.962	0.962
Cf-252	1.293E-07	0.317	0.455	0.578	0.687	0.766	0.782	0.821	0.859	0.885	0.913	0.314	0.314
Cf-253	1.233E-10	0.000	0.436	0.555	0.662	0.741	0.756	0.796	0.833	0.859	0.886	0.000	0.000
Cf-254	4.799E-12	0.000	0.398	0.514	0.623	0.705	0.721	0.762	0.802	0.829	0.858	0.000	0.000
Es-253	1.312E-10	0.000	0.430	0.548	0.657	0.738	0.754	0.794	0.833	0.859	0.888	0.000	0.000
Es-254m	2.193E-11	0.002	0.355	0.493	0.607	0.696	0.714	0.759	0.803	0.833	0.865	0.002	0.002
Es-255	8.185E-14	0.002	0.327	0.477	0.593	0.686	0.705	0.752	0.798	0.829	0.864	0.002	0.002

表 3.2.3-2 燃料バッチ寿命中期の核種濃度と連続燃料供給炉心計算値との差

(4w/o 濃縮 UO_2 燃料、バッチ燃料燃焼度 45GWd/t)

	EQ ^{*1}	B(22.5GWd/t) ^{*2}	C(22.5GWd/t) ^{*3}	(C-B)/B
U-232	1.416E-11	1.438E-11	2.551E-11	0.774
U-233	1.832E-11	1.858E-11	2.663E-11	0.433
U-234	5.940E-07	5.780E-07	8.221E-07	0.422
U-235	6.510E-06	4.713E-06	4.814E-06	0.021
U-236	1.099E-05	1.130E-05	1.142E-05	0.010
U-237	1.441E-08	1.374E-08	1.433E-08	0.043
U-238	1.007E-02	1.006E-02	1.007E-02	0.000
Np-235	4.578E-14	4.443E-14	4.564E-14	0.027
Np-236	1.468E-11	1.468E-11	1.484E-11	0.011
Np-237	3.041E-06	3.051E-06	3.084E-06	0.011
Np-238	4.456E-09	4.187E-09	4.385E-09	0.047
Np-239	3.879E-07	3.631E-07	3.763E-07	0.037
Pu-236	3.058E-13	2.756E-13	3.056E-13	0.109
Pu-237	5.124E-12	4.501E-12	5.676E-12	0.261
Pu-238	5.378E-06	5.004E-06	6.103E-06	0.220
Pu-239	4.602E-05	4.613E-05	4.637E-05	0.005
Pu-240	2.208E-05	2.227E-05	2.222E-05	-0.002
Pu-241	1.797E-05	1.804E-05	1.819E-05	0.008
Pu-242	2.945E-05	2.941E-05	3.004E-05	0.021
Pu-244	5.450E-10	5.576E-10	6.792E-10	0.218
Am-241	1.502E-06	1.596E-06	1.758E-06	0.101
Am-242m	2.077E-08	2.205E-08	2.470E-08	0.120
Am-243	1.628E-05	1.625E-05	1.656E-05	0.019
Cm-241	1.524E-13	1.420E-13	1.799E-13	0.267
Cm-242	3.994E-07	3.963E-07	4.792E-07	0.209
Cm-243	1.550E-08	1.522E-08	2.124E-08	0.396
Cm-244	3.614E-05	3.555E-05	3.220E-05	-0.094
Cm-245	2.969E-06	2.925E-06	2.601E-06	-0.111
Cm-246	1.990E-05	1.978E-05	1.874E-05	-0.052
Cm-247	1.530E-06	1.522E-06	1.451E-06	-0.046
Cm-248	5.061E-06	5.052E-06	4.952E-06	-0.020
Cm-250	1.748E-11	1.728E-11	1.668E-11	-0.035
Bk-249	5.352E-08	5.236E-08	5.182E-08	-0.010
Cf-249	3.736E-08	3.902E-08	3.742E-08	-0.041
Cf-250	7.015E-08	6.888E-08	6.810E-08	-0.011
Cf-251	3.498E-08	3.435E-08	3.397E-08	-0.011
Cf-252	1.293E-07	1.217E-07	1.011E-07	-0.169
Cf-253	1.233E-10	1.090E-10	9.325E-11	-0.145
Cf-254	4.799E-12	3.976E-12	3.461E-12	-0.130
Es-253	1.312E-10	1.165E-10	9.893E-11	-0.151
Es-254m	2.193E-11	1.868E-11	1.565E-11	-0.162
Es-255	8.185E-14	6.971E-14	5.766E-14	-0.173

*1 EQ : 連続燃料供給炉心モデル計算値。

*2 B : 燃焼度加重平均核定数使用、冷却無し。

*3 C : 燃焼度加重平均核定数使用、冷却 4 年。

表 3.2.4-1 バッチ取替平衡サイクル燃料組成の連続燃料供給炉心計算値に対する比

(燃焼度依存核定数使用、4w/o 濃縮 UO_2 燃料 45GWD/t 燃焼、冷却 4 年)														
EO	GWD/t	0	5.2032	10.099	15.263	20.43	22.5	25.615	30.104	40.305	45.337	4 years		
U-232	1.416E-11	1.703	1.706	1.722	1.746	1.770	1.779	1.792	1.805	1.811	1.802	1.747		
U-233	1.832E-11	1.458	1.495	1.497	1.480	1.449	1.434	1.412	1.377	1.299	1.259	1.470		
U-234	5.940E-07	1.690	1.600	1.525	1.456	1.392	1.368	1.331	1.282	1.177	1.128	1.430		
U-235	6.510E-06	3.277	2.369	1.739	1.238	0.871	0.765	0.607	0.445	0.218	0.156	0.157		
U-236	1.099E-05	0.959	1.018	1.049	1.064	1.063	1.059	1.053	1.036	0.991	0.964	0.965		
U-237	1.441E-08	0.000	0.968	1.001	1.012	1.017	1.013	1.006	0.995	0.917	0.900	0.000		
U-238	1.007E-02	1.022	1.017	1.012	1.007	1.001	0.999	0.996	0.991	0.980	0.975	0.975		
Np-235	4.578E-14	0.071	0.750	0.915	0.972	1.000	1.005	1.012	1.012	0.977	0.962	0.072		
Np-236	1.463E-11	0.969	0.971	0.984	0.997	1.007	1.009	1.011	1.010	0.988	0.973	0.973		
Np-237	3.041E-06	0.966	0.980	0.995	1.008	1.013	1.012	1.011	1.007	0.976	0.960	0.970		
Np-238	4.456E-09	0.000	0.888	0.939	0.959	0.999	1.008	1.022	1.018	0.991	0.976	0.000		
Np-239	3.879E-07	0.000	0.916	0.957	0.962	0.993	1.000	1.011	1.006	0.991	0.986	0.000		
Pu-236	3.058E-13	0.385	0.560	0.709	0.850	0.961	0.990	1.034	1.067	1.058	1.035	0.386		
Pu-237	5.124E-12	0.000	0.884	1.024	1.106	1.159	1.160	1.162	1.138	1.026	0.987	0.000		
Pu-238	5.378E-06	1.031	0.977	1.085	1.152	1.170	1.163	1.154	1.128	1.037	0.998	1.033		
Pu-239	4.602E-05	0.976	0.967	0.996	1.015	1.024	1.023	1.021	1.017	0.976	0.967	0.976		
Pu-240	2.208E-05	1.570	1.021	0.918	0.933	1.019	1.061	1.123	1.167	1.330	1.349	1.571		
Pu-241	1.797E-05	0.746	1.282	1.167	1.050	0.957	0.938	0.910	0.929	0.888	0.907	0.746		
Pu-242	2.945E-05	1.016	1.040	1.065	1.066	1.052	1.045	1.034	1.020	1.016	1.016	1.017		
Pu-244	5.450E-10	1.265	1.262	1.259	1.254	1.248	1.246	1.243	1.238	1.228	1.223	1.292		
Am-241	1.502E-06	2.813	2.056	1.722	1.447	1.233	1.172	1.079	1.009	0.908	0.900	2.814		
Am-242m	2.077E-08	0.909	2.206	1.774	1.473	1.246	1.184	1.091	1.010	0.938	0.926	0.909		
Am-243	1.628E-05	1.004	1.019	1.026	1.036	1.042	1.042	1.042	1.038	1.014	1.005	1.004		
Cm-241	1.524E-13	0.000	1.602	1.671	1.471	1.312	1.256	1.172	1.066	0.922	0.898	0.000		
Cm-242	3.994E-07	0.002	1.796	1.732	1.499	1.301	1.240	1.149	1.049	0.934	0.912	0.002		
Cm-243	1.550E-08	0.920	1.092	1.369	1.461	1.419	1.381	1.324	1.225	1.070	1.016	0.921		
Cm-244	3.614E-05	0.806	0.822	0.844	0.867	0.888	0.896	0.907	0.921	0.938	0.943	0.807		
Cm-245	2.969E-06	0.938	0.861	0.845	0.852	0.870	0.879	0.891	0.907	0.932	0.940	0.940		
Cm-246	1.990E-05	0.948	0.947	0.945	0.943	0.941	0.941	0.940	0.939	0.939	0.939	0.939		
Cm-247	1.530E-06	0.952	0.952	0.950	0.949	0.948	0.950	0.947	0.945	0.943	0.942	0.942		
Cm-248	5.061E-06	0.995	0.990	0.986	0.982	0.979	0.978	0.977	0.975	0.972	0.971	0.986		
Cm-250	1.748E-11	0.963	0.961	0.959	0.957	0.956	0.955	0.955	0.954	0.954	0.954	0.954		
Bk-249	5.352E-08	0.040	0.910	0.962	0.967	0.974	0.975	0.977	0.976	0.967	0.966	0.040		
Cf-249	3.736E-08	2.322	1.263	1.088	1.028	0.994	0.987	0.977	0.972	0.984	0.984	2.301		
Cf-250	7.015E-08	0.787	0.816	0.937	0.967	0.974	0.975	0.977	0.976	0.968	0.967	0.780		
Cf-251	3.498E-08	0.973	0.768	0.909	0.961	0.973	0.974	0.976	0.976	0.969	0.967	0.965		
Cf-252	1.293E-07	0.322	0.442	0.546	0.658	0.751	0.779	0.822	0.866	0.913	0.926	0.319		
Cf-253	1.233E-10	0.000	0.399	0.514	0.628	0.740	0.773	0.823	0.869	0.896	0.908	0.000		
Cf-254	4.799E-12	0.000	0.343	0.462	0.584	0.716	0.756	0.815	0.864	0.877	0.890	0.000		
Es-253	1.312E-10	0.000	0.396	0.508	0.624	0.735	0.769	0.819	0.865	0.896	0.909	0.000		
Es-254m	2.193E-11	0.002	0.311	0.441	0.568	0.696	0.736	0.795	0.850	0.879	0.894	0.002		
Es-255	8.185E-14	0.002	0.285	0.424	0.554	0.683	0.724	0.785	0.843	0.877	0.892	0.002		

表 3.2.4-2 燃料バッチ寿命中期の核種濃度と連続燃料供給炉心計算値との差

(4w/o 濃縮 UO_2 燃料、バッチ燃料燃焼度 45GWd/t)

	EQ ^{*1}	C(22.5GWd/t) ^{*2}	G(22.5GWd/t) ^{*3}	(G-C)/C
U-232	1.416E-11	2.551E-11	2.519E-11	-0.012
U-233	1.832E-11	2.663E-11	2.627E-11	-0.013
U-234	5.940E-07	8.221E-07	8.124E-07	-0.012
U-235	6.510E-06	4.814E-06	4.982E-06	0.035
U-236	1.099E-05	1.142E-05	1.164E-05	0.019
U-237	1.441E-08	1.433E-08	1.460E-08	0.019
U-238	1.007E-02	1.007E-02	1.006E-02	-0.001
Np-235	4.578E-14	4.564E-14	4.601E-14	0.008
Np-236	1.468E-11	1.484E-11	1.481E-11	-0.002
Np-237	3.041E-06	3.084E-06	3.077E-06	-0.002
Np-238	4.456E-09	4.385E-09	4.491E-09	0.024
Np-239	3.879E-07	3.763E-07	3.879E-07	0.031
Pu-236	3.058E-13	3.056E-13	3.028E-13	-0.009
Pu-237	5.124E-12	5.676E-12	5.944E-12	0.047
Pu-238	5.378E-06	6.103E-06	6.257E-06	0.025
Pu-239	4.602E-05	4.637E-05	4.708E-05	0.015
Pu-240	2.208E-05	2.222E-05	2.342E-05	0.054
Pu-241	1.797E-05	1.819E-05	1.686E-05	-0.073
Pu-242	2.945E-05	3.004E-05	3.077E-05	0.024
Pu-244	5.450E-10	6.792E-10	6.791E-10	0.000
Am-241	1.502E-06	1.758E-06	1.760E-06	0.001
Am-242m	2.077E-08	2.470E-08	2.459E-08	-0.004
Am-243	1.628E-05	1.656E-05	1.697E-05	0.025
Cm-241	1.524E-13	1.799E-13	1.915E-13	0.064
Cm-242	3.994E-07	4.792E-07	4.954E-07	0.034
Cm-243	1.550E-08	2.124E-08	2.141E-08	0.008
Cm-244	3.614E-05	3.220E-05	3.237E-05	0.005
Cm-245	2.969E-06	2.601E-06	2.609E-06	0.003
Cm-246	1.990E-05	1.874E-05	1.872E-05	-0.001
Cm-247	1.530E-06	1.451E-06	1.449E-06	-0.002
Cm-248	5.061E-06	4.952E-06	4.950E-06	0.000
Cm-250	1.748E-11	1.668E-11	1.670E-11	0.001
Bk-249	5.352E-08	5.182E-08	5.219E-08	0.007
Cf-249	3.736E-08	3.742E-08	3.688E-08	-0.015
Cf-250	7.015E-08	6.810E-08	6.841E-08	0.005
Cf-251	3.498E-08	3.397E-08	3.407E-08	0.003
Cf-252	1.293E-07	1.011E-07	1.008E-07	-0.003
Cf-253	1.233E-10	9.325E-11	9.534E-11	0.022
Cf-254	4.799E-12	3.461E-12	3.626E-12	0.048
Es-253	1.312E-10	9.893E-11	1.008E-10	0.019
Es-254m	2.193E-11	1.565E-11	1.614E-11	0.031
Es-255	8.185E-14	5.766E-14	5.925E-14	0.027

*1 E Q : 連続燃料供給炉心モデル計算値。

*2 C : 燃焼度加重平均核定数使用、冷却 4 年。

*3 G : 燃焼度依存核定数使用、冷却 4 年。

表 3.2.4-3 燃料バッチ燃焼度対 h 値
(4.0w/o 濃縮 UO_2 燃料, 4 年冷却時)

(a) 燃焼度加重平均核定数使用

燃焼度 (GWd/t) /冷却年数	0	5.2	10.4	15.5	20.5	25.4	30.3	37.6	45.0	4y
h_U	0.1834	0.1567	0.1387	0.1259	0.1166	0.11	0.1052	0.1004	0.0975	0.0956
h_{NP}	0.0001	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0001
h_{Pu}	0.7727	0.8417	0.8639	0.8722	0.8761	0.8784	0.8798	0.8809	0.8813	0.8201
h_{Am}	0.0036	0.0058	0.0046	0.0041	0.0038	0.0036	0.0035	0.0035	0.0034	0.0038
h_{Cm}	0.0595	0.0564	0.0566	0.0577	0.0591	0.0605	0.0618	0.0635	0.0651	0.0633
h_{Bk}	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
h_{Cf}	0.0039	0.0026	0.0028	0.0029	0.0029	0.003	0.003	0.003	0.003	0.004
h_{Es}	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
h-value	1.0232	1.0635	1.0669	1.063	1.0588	1.0556	1.0535	1.0516	1.0506	0.9871

(b) 燃焼度依存核定数使用

燃焼度 (GWd/t) /冷却年数	0	5.2	10.2	15.0	20.0	24.4	30.2	38.9	45.3	4y
h_U	0.1651	0.1501	0.1404	0.1288	0.1204	0.1138	0.1065	0.0993	0.0961	0.08384
h_{NP}	0.0001	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.00012
h_{Pu}	0.7144	0.8550	0.8718	0.8668	0.8658	0.8693	0.8719	0.8830	0.8854	0.75389
h_{Am}	0.0029	0.0055	0.0049	0.0044	0.0039	0.0036	0.0034	0.0032	0.0031	0.00306
h_{Cm}	0.0529	0.0538	0.0564	0.0580	0.0601	0.0615	0.0628	0.0638	0.0646	0.05600
h_{Bk}	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
h_{Cf}	0.0034	0.0025	0.0028	0.0029	0.0030	0.0030	0.0030	0.0030	0.0030	0.00363
h_{Es}	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
h-value	0.9389	1.067	1.0766	1.0611	1.0534	1.0515	1.0478	1.0525	1.0525	0.9006

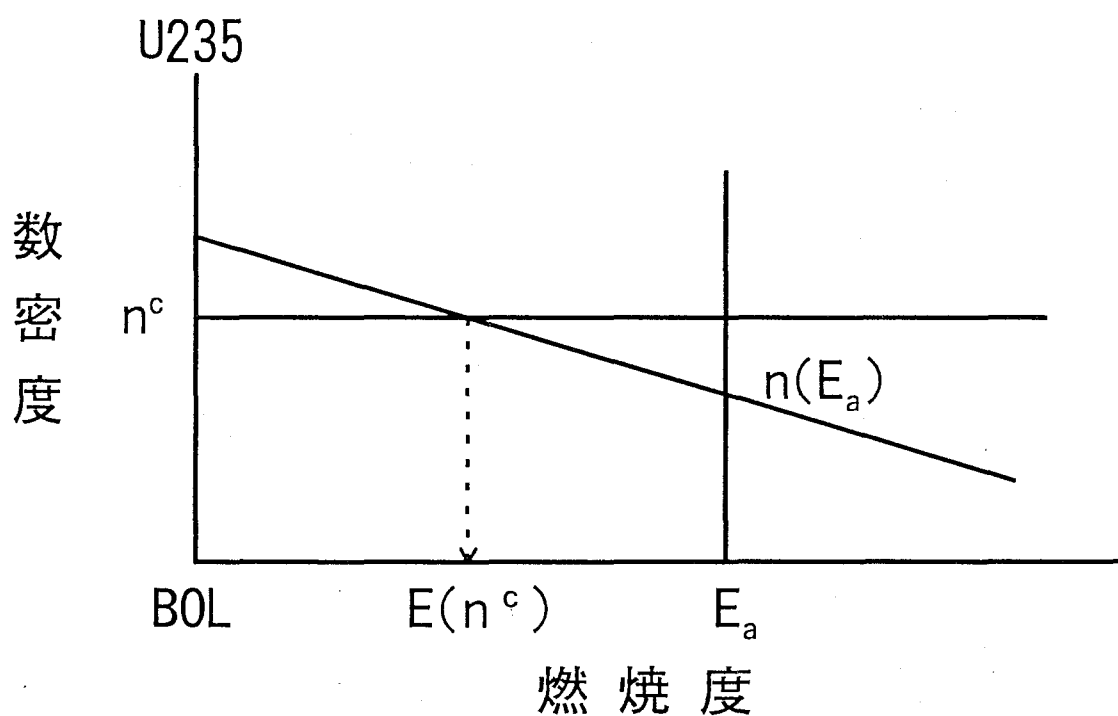
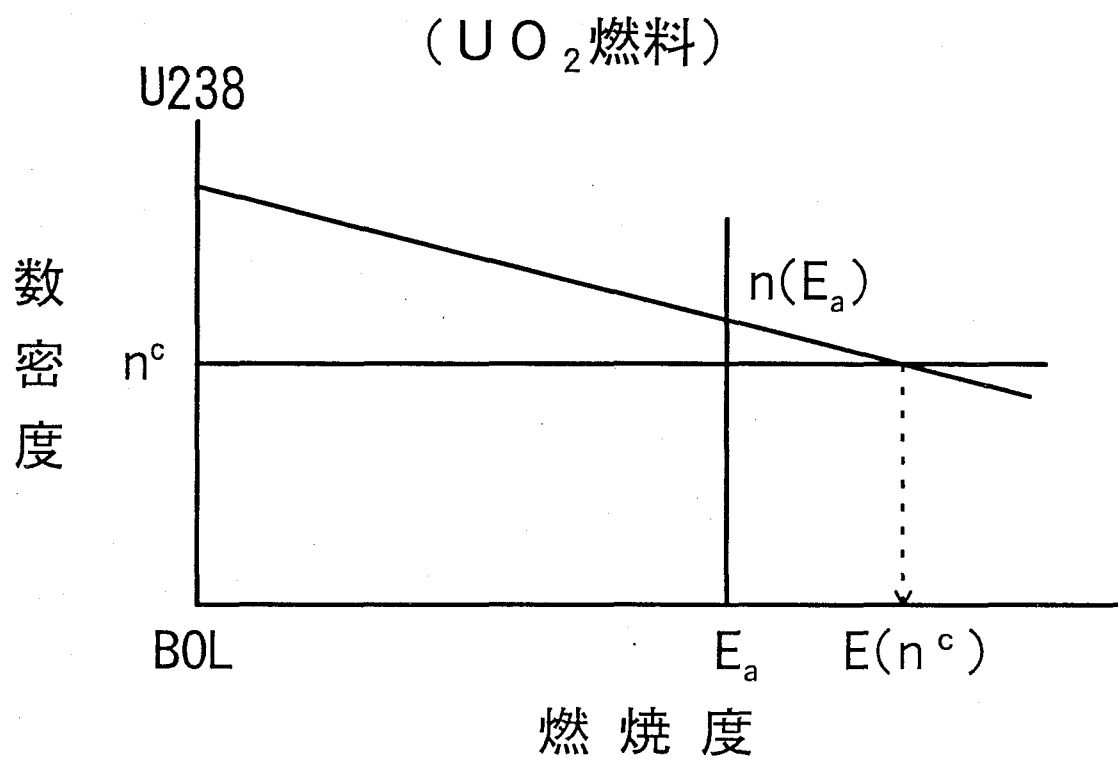


図 3.2.1-1 連続燃料供給とバッチ燃料供給の相違の例

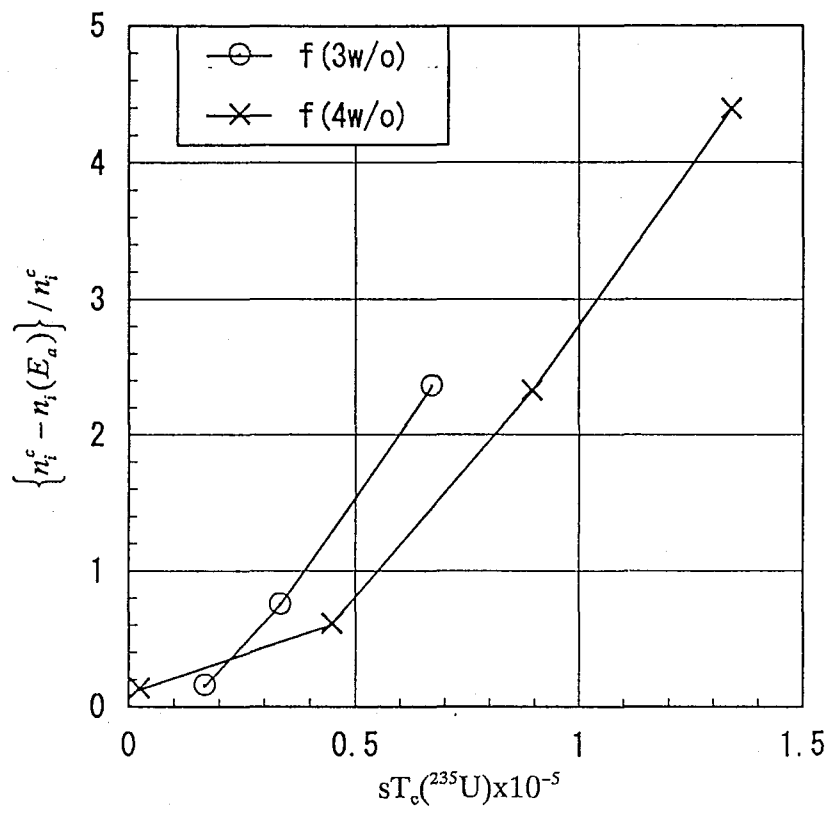


図 3.2.1-2 UO_2 燃料における燃料供給量対連続燃料供給炉心
とバッチ燃料の核種濃度差

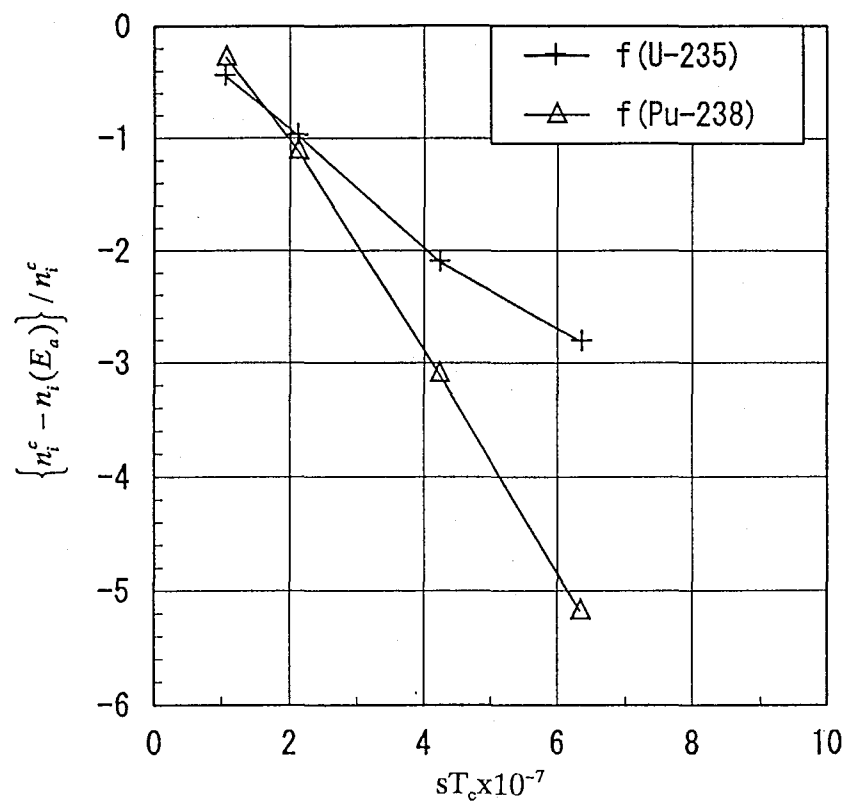
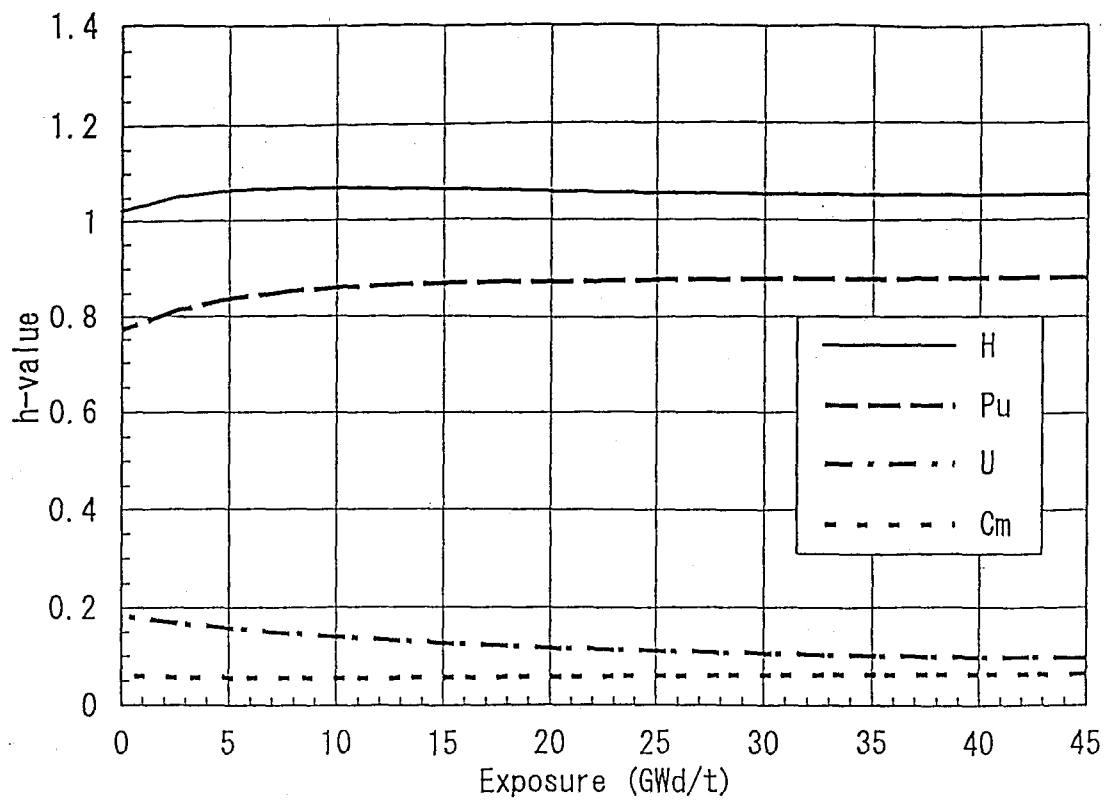
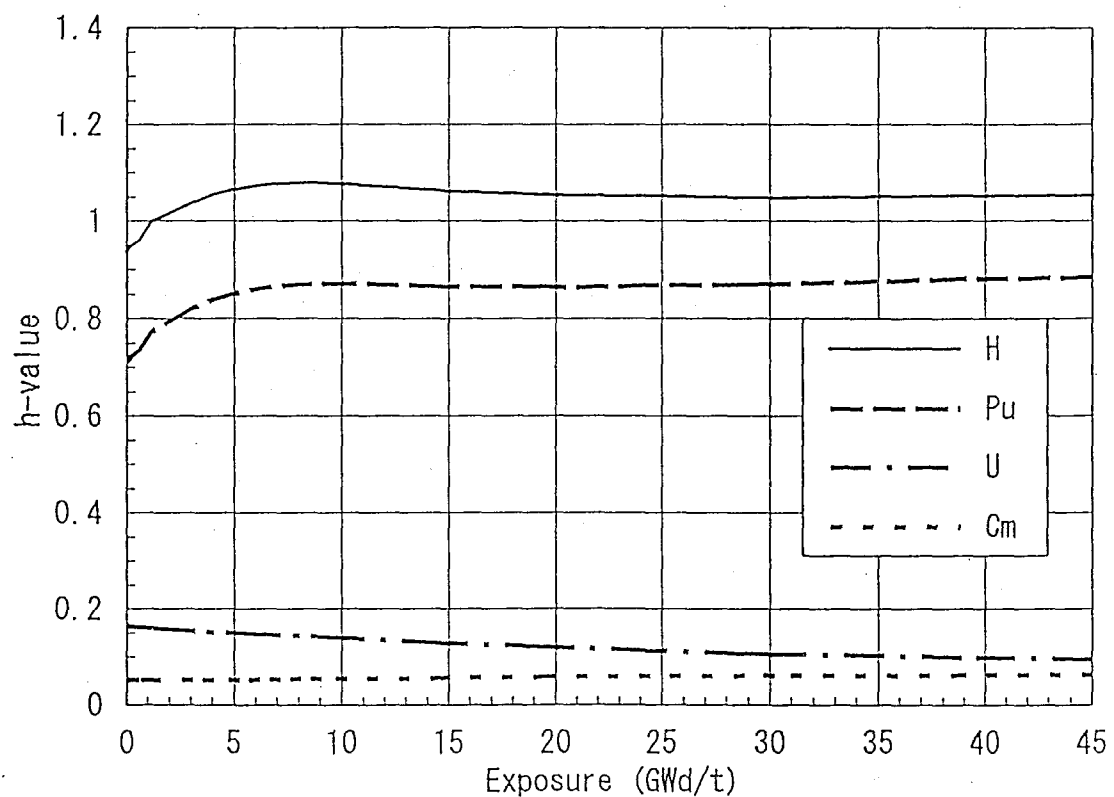


図 3.2.1-3 MOX 燃料における燃料供給量対連続燃料供給炉心
とバッチ燃料の核種濃度差



(a) 燃焼度加重平均核定数使用、バッチ燃料燃焼度 45GWd/t、冷却 4 年。



(b) 燃焼度依存核定数使用、バッチ燃料燃焼度 45GWd/t、冷却 4 年。

図 3.2.4-1 燃料バッチ燃焼度対 h 値

3.3 第3章のまとめ

軽水炉によるTRU消滅においては、TRUの中性子吸収による反応度低下の影響を考慮する必要がある。また、TRUの生成、消滅が現実的な燃料サイクル運用条件を反映して評価される必要がある。

本章では、まず、軽水炉におけるTRU閉込め連続燃料供給炉心において、反応度維持に必要な供給燃料中の核分裂性物質割合を炉心の燃料インポートンスで加重して求める手法を示した。本手法は、連続燃料供給炉心において目標とする炉心反応度を与える供給燃料組成を直接精度良く求めることに有効な手法であり、この数値解析例として、以下の検討を実施した。

まず、本手法を、軽水炉におけるMOX燃料装荷炉心のMOX燃料中のPu富加度調整に適用し、ベースとするUO₂燃料装荷炉心と同じ反応度を維持するMOX燃料中のPu含有量を、MOX燃料装荷率をパラメータとして評価した。また、ベース炉心の装荷燃料と炉心内燃焼スペクトルを変化して、それぞれの炉心燃料燃焼特性に与える影響を評価した。この結果、Pu fの単位²³⁵U量に対する価値は、中性子スペクトルのソフトな炉心ではPu濃度の増加とともに減少するが、高濃縮度燃料炉心や中性子スペクトルがハードな炉心ではPu濃度の上昇とともにPu f価値が上昇する傾向が見られた。燃料インポートンスを検討することにより、この理由は高濃縮度燃料炉心や中性子スペクトルがハードな炉心では²³⁵Uの中性子吸収が大きくなり、かつ、中性子の正味の生成量が減少するため²³⁵Uの反応度寄与が減少し、代わりにPu fの価値が相対的に大きくなるためと分った。

次に、MOX燃料装荷率の増加に伴うMA生成量への影響を評価した結果、高濃縮度燃料炉心に装荷するMOX燃料はUO₂燃料と等価な反応度とするためにMOX燃料のPu富加度を高くする必要がある、この結果MOX燃料装荷率の増加とともにMAの生成量も増加する。中性子スペクトルがハードな炉心ではMOX燃料装荷率の増加率に対する全MA生成量増加率は抑制されるものの、²³²U、²³⁶U、²³⁹Np、²³⁸Pu、²⁴⁵Cm等の核種は中性子スペクトルがハードになることにより濃度が上昇し、特に²³⁸Puの濃度上昇が顕著であることが分った。

さらに、MA閉込め炉心において、他炉からのMAも追加供給する場合に必要な ^{235}U 濃縮度上昇量を評価した。MAはNp、Np+Am、Np+Am+Cm以上の全TRUの3ケースに分離回収されてリサイクルできるものと想定し、各ケースにおけるMA濃度対所要 ^{235}U 濃縮度増分を連続燃料供給炉心モデルにおける供給燃料組成に対する燃料インポートンスの加重により反応度調整して評価した。この結果、Npのみ分離してリサイクルすることは反応度的には不利であり、Amも同時にリサイクルする方が濃縮度増加を軽減できること、Cmのリサイクルは反応度的には効果は小さいことが分かった。また、高燃焼度化 UO_2 使用済み燃料1tからNp、AmおよびCm以上のMAが約1.33Kg生成され、これを UO_2 燃料に混入して4w/o ^{235}U 濃縮 UO_2 燃料と同じ反応度にするためには濃縮度を約5.1w/oとする必要があること、このための所要天然ウラン増加量は約30%になることが分かった。これは1000MWe当たりの天然ウラン消費量で約5%の増加となる。また、MAをMOX燃料に入れてPut富加度上昇で反応度を補償する場合は、プルトニウム利用による1000MWe当たりの天然ウラン節約量がMAを入れない場合の15%から9%に低下することが分かった。

以上のように、連続燃料供給炉心モデルにおける供給燃料組成の燃料インポートンスによる加重調整は、連続燃料供給、冷却なしという特殊運転条件下の平衡炉心燃料組成の臨界性を考慮する場合に有効な手法であるといえる。

つぎに、連続燃料供給炉心モデルとバッチ取替燃料燃焼計算との対応を考察するため、連続燃料供給炉心モデルとバッチ取替燃料燃焼計算における燃料の供給形態の相異による核種濃度への影響を評価した。両者の燃料供給形態の相異によって影響を受ける核種は、 UO_2 燃料では ^{234}U と ^{235}U であり、MOX燃料では ^{234}U 、 ^{235}U の他、 ^{238}Pu であることが分かった。特に、 ^{235}U は UO_2 燃料とMOX燃料で初期濃度が大きく異なるので、燃焼に伴う差は逆の傾向となることが分かった。また、この評価結果をもとに連続燃料供給炉心モデルにおける燃料供給核種の供給量を補正することにより、バッチ取替燃料の平衡サイクル核種組成を現実的な運転条件を反映して計算し、連続燃料供給炉心モデルによる結果との相違を検討した。現実的な運転条件として冷却時間4年を考慮した結果、 ^{232}U 、 ^{234}U 、 ^{240}Pu 、 ^{244}Pu 、 ^{241}Am の濃度は連続燃料供給炉心モデルによる結果より大幅に増加し、Cm同位体は減少

する傾向となることが分かった。特に、 ^{241}Am の濃度は連続燃料供給炉心モデルによる結果の約3倍となることが分かった。

現実的な運転条件としてさらに、バッチ取替燃料炉心サイクル燃焼中の中性子エネルギースペクトル変化を燃焼度依存で考慮した結果、中性子スペクトルの燃焼度に伴う変化に比較的大きな影響を受ける核種は ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am であり、特に、燃焼度加重平均断面積を使用した場合に比べ ^{240}Pu は36%増加し、 ^{241}Am は約30%減少することが分かった。

表3.3-1には、バッチ燃料取替平衡炉心における取替バッチサイクル燃料組成に与えるリサイクル解析条件の影響のまとめとして、連続燃料供給炉心モデルによる結果に対してバッチ取替燃料燃焼計算による冷却時間4年の考慮及び燃焼度依存核定数使用の結果がどの程度変化するかをまとめて示した。

以上に述べたように、燃料インポートランスにより臨界調整された供給燃料組成による連続燃料供給炉心モデルの核種数密度を、バッチ取替燃料として補正し、繰返し計算の初期値としてバッチ燃料取替炉心の平衡サイクル燃料バッチ組成を評価する手法は、平衡炉心燃料組成について臨界性、燃焼中の中性子束レベル変化、中性子スペクトルの燃焼度依存性および使用済燃料の冷却時間等の影響を反映する手法として有効である。

表 3.3-1 平衡サイクル炉心燃料組成に与えるリサイクル条件の影響のまとめ

(単位：%)

バッチ寿命	バッチ燃料リサイクル		バッチ燃料冷却 (4年)		燃焼度依存核定数	
	中 期	末 期	中 期	末 期	中 期	末 期
基 準	連続燃料供給炉心		バッチ燃料 リサイクル (冷却なし)	連続燃料 供給炉心	バッチ燃料 リサイクル (冷却4年)	連続燃料 供給炉心
²³² U	+1.6	+1.8	+77	+77	-1.2	+75
²³⁴ U	-2.7	-14	+42	+45	-1.2	+43
²³⁶ U	+2.8	-8	+10	-6.7	+1.9	-3.5
²³⁸ U	0.	-2.4	0.	-2.5	-0.1	-2.5
²³⁷ Np	+0.3	-1.2	+1.1	+0.8	-0.2	-3.0
²³⁸ Pu	-7.0	-7.2	+22	+4.9	+2.5	+3.3
²³⁹ Pu	+0.2	-2.1	+0.5	-1.0	+1.5	-2.4
²⁴⁰ Pu	+0.9	-1.6	-0.2	+21	+5.4	+57
²⁴¹ Pu	+0.4	-0.9	+0.8	-19	-7.3	-25
²⁴² Pu	-0.1	<-0.1	+2.1	+10	+2.4	+1.7
²⁴⁴ Pu	+2.3	+2.2	+22	+29	0.	+29
²⁴¹ Am	+6.3	-1.1	+10	+312	+0.1	+281
^{242m} Am	+6.2	-0.8	+12	+1.4	-0.4	-9.1
²⁴³ Am	-0.2	<-0.1	+1.9	+1.5	+2.5	+0.4
²⁴⁴ Cm	-1.6	-1.1	-9.4	-19	+0.5	-19
²⁴⁶ Cm	-0.6	-0.7	-5.2	-6.1	-0.1	-6.1
²⁴⁸ Cm	-0.2	-0.3	-2.0	-1.4	0.	-1.4
²⁵¹ Cf	-1.8	+0.2	-1.1	-3.8	+0.3	-3.4

第4章

結 言

第4章 結言

軽水炉技術が成熟し、実用運転技術が蓄積されつつある一方で、高速炉や新型転換炉の実用化の進展が危ぶまれている。こうした状況下では軽水炉利用が長期化するものと予想され、その使用済燃料の処理方策に関するこれまでの方針の妥当性については、更なる検討が必要と考えられる。当面、軽水炉の使用済 UO_2 燃料は現行再処理施設で溶解処理され、分離回収されたプルトニウムと回収ウランは再び核燃料物質として利用されるリサイクルシステムの実用化が進められると予想されるが、必ずしも長期的な軽水炉の運用を前提とした適切な方策とされているものではない。今後は長寿命 F P の短寿命化、T R U 廃棄物の低減等、 UO_2 燃料による軽水炉の長期的運用を踏まえた将来の環境負担軽減策の検討に一層注力する必要があるものと考えられる。

本研究は、軽水炉による濃縮ウランおよびプルトニウム燃料の長期的利用を前提とし、使用済燃料の再処理により発生する T R U の炉外蓄積を低減するため、再び軽水炉燃料に混入してリサイクルする方策に関するものである。従来、使用済燃料の再処理により回収される T R U は高レベル廃棄物として地中に埋設処分されるものとされているが、これを再び燃料に混合して炉心に供給し、中性子の照射により核分裂性物質に転換して核分裂させることは、高レベル廃棄物の低減策のひとつとして検討されている。これは、燃料サイクル上 T R U を常に炉心に閉込めておくことを意味するもので、特に高速炉においては有効な手段とされ、多くの研究が行われている。しかし、軽水炉における T R U 消滅は中性子捕獲による核分裂性核種への転換過程を持つことから、軽水炉用炉心燃料計算コードによる多大な燃焼計算が必要となり、その本質的特性は必ずしも十分理解されていない。

一般に、炉心燃料特性の本質的特性を比較・評価する手法のひとつとして、炉心装荷燃料や炉心運転方法を一定として運転サイクルを繰返すことにより、サイクル初期から末期にわたる燃焼特性がリサイクル数に関係しない定常状態となる平衡サイクルを計算し、その炉心燃焼特性や運転特性を評価する方法が従来から用いられている。T R U 閉込め炉心燃焼特性についても、このような手法の適用により種々の T R U 装荷炉心燃料の具体的実施方法の検討が試みられている。しかし、従来から使用されて

いる軽水炉燃料格子設計計算コードで平衡サイクル炉心の解析を行うには多大な計算時間と労力を要するため、TRU装荷開始から数サイクルにわたる、いわゆる過渡サイクル炉心解析や、炉心計算モデルを単純化した解析が行われているが、これらはリサイクル回数を現実的な範囲で打ち切った擬似平衡サイクルによるものであったり、軽水炉燃料燃焼特性に大きな影響を与える中性子スペクトルを単純化したりするものが主であった。したがって従来の解析には、その評価結果に一般性、あるいは客観性上の疑問が残り兼ねないものがあった。

本研究では、まず第2章において、現行軽水炉燃料格子設計計算コードで計算された中性子スペクトルで縮約した核定数を適用して、平衡サイクル炉心燃料燃焼計算を短時間で行える手法を確立した。この手法は従来の少数回のリサイクル計算結果の平衡サイクルへの外挿や、経験的な初期値改良ないし加速因子の適用によるものではなく、連続燃料供給炉心モデルでの特殊条件下で得られた平衡状態の核種組成をもとに、実際の運用条件に適合するような核種組成が得られるよう解析的に条件を拡張する手段によっているので、その計算結果には初期値設定における経験的要素や収束判定因子のような主観的要因が入らず、数学的論理性を維持した平衡サイクル炉心燃料組成を与えることができるものである。また、本手法は軽水炉に限定されない解析方法を用いているので、核定数ライブラリーとして適切なものを使用することにより、どのような炉型の平衡炉心リサイクル解析にも使用できるものである。

本章では、この手法を用いることにより、軽水炉におけるTRU蓄積低減の具体的手段として再処理により回収されたTRUを再び炉心に装荷する、いわゆるTRU閉込め炉心の平衡サイクルを解析し、その核種組成を従来手法によるものと比べ、真の平衡値に到達していることを確認した。また、従来手法による各核種の平衡値への到達可能性や過渡サイクルにおける核種生成・消滅の挙動、冷却時間の考慮による平衡値達成度や組成濃度への影響を考察した。この結果、現実的な運転条件を導入したバッチ燃料取り替え繰り返し計算により真の平衡サイクル炉心のTRU燃料組成を得ることができることが分かった。特にこの手法は、質量数の大きな核種の平衡濃度の評価に有効であることが分かった。

解析手法に関してはさらに、連続燃料供給炉心モデルと実際に実施されているバッチ燃料取替方式による炉心運転サイクルとの対応を考察し、連続燃料供給炉心モデル

による計算結果がバッチ取替燃料のリサイクル計算の初期値として一般的に使用できるような補正方法を提示した。

次に、第3章では、リサイクル燃料組成評価上重要な因子となる臨界条件を考慮するために、燃料インポートランスを使用して供給燃料の組成を直接求める手法を確立した。この手法を用いて、軽水炉によるMOX燃料利用炉心を想定し、MOX燃料装荷率の増加に伴うPu価値の特性、平衡炉心燃料の組成、MAの生成量等の基本的な特性を評価し、TRU閉込め炉心によるMAの平衡濃度到達の可能性を示した。また、燃料インポートランスの中性子スペクトル依存性を検討し、軽水炉による燃料リサイクル上の各核種の本質的特性を考察した。さらに、軽水炉によるMA低減のため、他の軽水炉で生成されたMAをUO₂燃料に混入して再び炉心に装荷する場合に必要なとされる反応度補償を、濃縮ウラン燃料の濃縮度上昇で行う場合に必要となる上昇量とこれに伴う天然ウラン消費量および濃縮作業の増加量を評価した。また、MA蓄積低減のためMAをMOX燃料に入れてプルトニウム富加度上昇により反応度を補償する場合は、MOX燃料利用による天然ウラン節約量の減少度合いを評価した。

本論文で検討した評価手法をまとめると図4-1に示すようにする。このような評価手法を用いて、さらに、現実的な運転条件を反映したバッチ燃料取替方式による平衡サイクル炉心燃焼解析を行い、軽水炉におけるTRU閉込め炉心燃料組成の連続燃料供給炉心モデルとの相違を評価した。これらの結果をもとに、連続燃料供給炉心モデルでは考慮できない使用済燃料冷却時間の核種組成に与える影響と燃料バッチ燃焼中の中性子エネルギースペクトルの変化による燃料組成や反応度への影響を評価した。

以上により、本研究の結果、軽水炉TRU閉込め炉心のリサイクル運転によりTRUは一定の濃度となり、一方的な蓄積は回避可能であることが分かったが、具体的な成果をまとめると次のようになる。

- (1) 従来の多重リサイクル計算法でも、²⁴⁴Pu以外の²⁴⁵Cmまでの核種については5サイクル程度で核種濃度はほぼ平衡値に達するが、半減期が長く生成量の少ない²⁴⁴Puおよび中性子捕獲断面積の小さい²⁴⁶Cm以上の核種については20サイクルでも平衡値には到達しない。特に、²⁴⁴Puは従来手法では事実上平衡値達成は不可

能と考えられることを示した。

- (2) 本研究による新しい繰返し計算法では ^{244}Pu をはじめ、各 Pu 同位体、Am 同位体、 ^{245}Cm までの Cm 同位体の各核種は 3 回程度の繰返し計算でほぼ平衡値に到達できることが分かった。また、 ^{246}Cm 以上の核種についても 5 回程度の繰返し計算で十分な平衡値に達しており、少ないリサイクル回数でも真の平衡サイクル燃料組成を与える手法であることが分かった。また、この手法による平衡値達成度は冷却時間の考慮によってもほとんど影響されないことが分かった。一方、従来手法では冷却時間を考慮すると Am 以上の核種の平衡達成に遅れが見られることが分かった。
- (3) 連続燃料供給炉心モデルと実際の軽水炉で実施されているバッチ燃料取替炉心運転サイクルとの対応を考察し、取替バッチ燃料供給方式で運転するリサイクル計算の初期入力値の一般的な設定方法を確立した。
- (4) 平衡サイクル炉心の臨界調整法として、燃料インポートランスによる供給燃料組成の加重により目標反応度を達成する組成の決定手法を確立した。この手法を用いて、軽水炉における MOX 燃料利用時の MOX 燃料 Pu 富化度設定による反応度調整を行なった TRU 閉込め平衡炉心の燃料組成の考察を行った。また、供給 MOX 燃料の組成および平衡炉心燃料組成を、MOX 燃料装荷率との関係で評価し、MOX 燃料炉心における Puf と ^{235}U の反応度価値の関係を明らかにした。
- (5) 全 MOX 燃料炉心のように ^{235}U の供給量の少ない炉心では燃料物質はほとんど Pu になることが分かった。
- (6) 中性子スペクトルがハードである程、MOX 燃料装荷率が高い場合でも全 MA 生成量はソフトな場合より少なくなるが、 ^{232}U 、 ^{236}U 、 ^{238}Pu 等、燃料サイクル上影響の大きい核種濃度はハードになると高くなることが分かった。特に、 ^{238}Pu 濃度は MOX 燃料炉心スペクトルの場合、最終的な平衡値として UO_2 燃料炉心スペク

トルの場合の約3倍の濃度となることが分かった。

- (7) MOX燃料炉心における各元素の反応度寄与率を評価した結果、UとAmは中性子スペクトルのハード化で反応度寄与は大きくなり、特に、AmはMOX燃料炉心スペクトル下ではUO₂燃料炉心スペクトル下におけるより2倍近い寄与となる。一方、Cmの反応度寄与は寄与率としても小さく、また中性子スペクトルのハード化により低下することが分かった。
- (8) 連続燃料供給炉心モデルとバッチ取替燃料燃焼計算における燃料の供給形態の相異によって濃度評価に大きな影響を受ける核種は、UO₂燃料では²³⁴Uと²³⁵Uであり、MOX燃料では²³⁴Uと²³⁵Uの他、²³⁸Puであることが分かった。特に、²³⁵UはUO₂燃料とMOX燃料で初期濃度が大きく異なるので、燃焼に伴う差は逆の傾向となることが分かった。また、この評価結果を使用して連続燃料供給炉心モデルにおける燃料供給核種の供給量を補正することにより、連続燃料供給炉心モデルをバッチ取替燃料炉心のサイクル末期に対応させることができることが分かった。
- (9) 連続燃料供給炉心モデルによる平衡状態の核種濃度を初期値として、冷却時間4年のバッチ取替燃料燃焼組成を評価した結果、連続燃料供給炉心モデルによる核種濃度に対し²³²U、²³⁴U、²⁴⁰Pu、²⁴²Pu、²⁴¹Amに大幅な増加が見られ、Cm同位体は減少する傾向となることが分かった。特に、²⁴¹Amは連続燃料供給炉心モデルによる核種濃度の約3倍となることを示した。
- (10) 燃焼中の中性子スペクトル変化に比較的大きな影響を受ける核種は²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu、²⁴²Pu、²⁴¹Amであり、特に、燃焼度加重平均断面積を使用した場合に比べ²⁴⁰Puは36%増加し、²⁴¹Amは約30%減少することが分かった。

以上のように本研究は、TRU閉込め軽水炉平衡炉心の取替燃料バッチ組成評価に有効な新しい手法を提案するものである。これは、従来の手法と比較すると以下のような相異がある。すなわち、従来の軽水炉核設計計算コードを用いて臨界調整を行い

ながらリサイクル計算をする場合は、臨界目標値を設定して供給燃料組成を試行錯誤的にサーチ計算により決定し、出力レベル、冷却時間等の運転条件を与えてバッチ燃料燃焼計算を行う。この燃焼後の組成と新たに追加する燃料組成の調整を再びサーチ計算により臨界目標値となるようにして次サイクル燃料バッチ計算を行い、以降、同様な方法でリサイクル計算を繰返し、燃料組成変化が定常的な繰返しに近くなった所で平衡サイクルと見做し計算を終了する。一方、本手法では連続燃料供給炉心モデルにおける炉心核定数と出力レベルを決定すれば臨界目標値を達成する供給燃料組成が決定され、その計算結果を初期値とするバッチ燃料燃焼計算で燃焼度依存中性子スペクトルや冷却時間を考慮した繰返し計算により平衡サイクル燃料組成が得られる。この結果、従来手法では平衡サイクルに至る燃焼過程の中性子スペクトルの変化が反映されるが、新手法では連続燃料供給炉心モデル及びバッチ燃料燃焼計算において中性子スペクトルが反映された平衡炉心バッチ燃料組成が得られる。

本研究は、このような特徴を持つ手法を使用して軽水炉よる TRU 閉込め平衡炉心における MA の生成消滅に関する基礎的な知見を示した。

平衡炉心は物理的には達成困難な仮想的炉心であるが、想定される燃料サイクルの長期的展望として最終的に到達しようとする炉心燃料特性の方向性を把握することができることから、燃料サイクルにおける供給燃料形態や照射中性子スペクトルの本質的な炉心燃料特性に与える影響を客観的に評価するベースとして重要な解析対象である。

本研究に関する今後の課題としては、次のような事項が揚げられる。

まず、本研究では、原子力の長期的利用における TRU 廃棄物の低減を考慮にいった燃料サイクルにおける天然ウラン資源消費量への影響の評価例を示しているが、評価例は BWR 燃料の一部を対象とするものであり、今後の炉型開発、燃料サイクル開発計画の策定にはこのような廃棄物蓄積低減とエネルギー資源の確保のバランスを考慮した幅広い検討が必要と考えられる。また、実際の燃料サイクルにおいては、どのような使用済燃料再処理、TRU 回収、TRU 混合燃料加工プロセスを採用するにせよ、TRU の回収損失の発生は避けられないものと考えられることから、具体的な燃料リサイクル形態に応じた TRU 回収損失も考慮にいった評価も必要と考えられる。

いずれにせよ、本研究において提示した手法は一定の燃料サイクルにおける長期的放射性物質蓄積の毒性評価に客観性を与えるものとして有効と考えられ、長期的な原子力利用における種々の燃料サイクル形態の比較検討において、より明確な開発方針の策定に寄与できるものと考えられる。

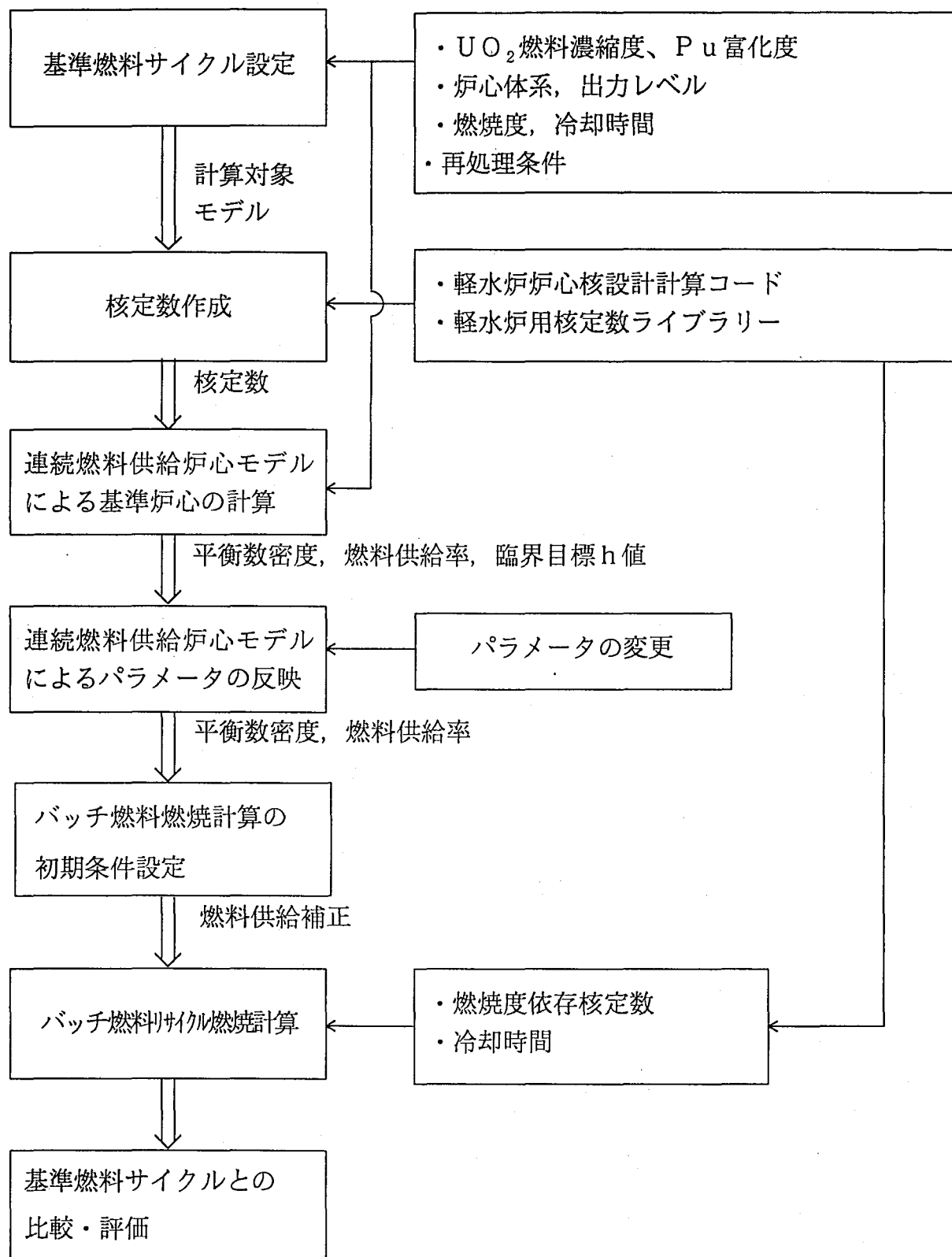


図 4-1 TRU閉込め軽水炉平衡サイクルバッチ燃料燃焼解析手順

参 考 文 献

1. Wilcox, T. P. and Perkins, S. T., "AGN-GAM, an IBM7090 Code to Calculate Spectra and Multigroup Constants", AGN TM-407, April 1965.
2. Honeck, H. C., "THERMOS-A Thermalization Transport Theory Code for Reactor Lattice Calculation", BNL-5826, June 1961.
3. Crowther, R. L., Petrick, W. P. and Weitzberg, A., "Three Dimensional BWR Simulation", ANS National Topical Meeting, April 1969.
4. 「沸騰水形原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法」
(東京芝浦電気株式会社, T L R-006, 昭和51年9月)
5. 水田 宏, ほか: 日本原子力学会予稿集 (16~18 (昭和52)).
6. K. Makino, et. al., j, Nucl. En., **23**, 187(1969).
7. M. Yamamoto, et. al., Trans. Am. Nucl. Soc., Mtg., **43**, 693(1982).
8. S. Iijima, et., J, Nucl. Sci. Tech., **19**, 96(1982).
9. Yamamoto. M., et al., : "Development and validation of TGBLA lattice physics methods", Proc. Topical Mtg. of Reactor Phys. and Shielding Chicago, 364(1984).
10. Yamamoto. M., et al., Nucl. technol, **80**, 240, (1988).
11. 「沸騰水形原子力発電所 三次元核熱水力計算コードの概要」
(東京芝浦電気株式会社 T L R-007, 昭和51年9月)
12. A. G. Croff, M. A. Bjerke, G. W. Morrison and L. M. Petrie, "Revised Uranium - Plutonium Cycle
PWR and BWR Models for ORIGEN Computer Code, ", ORNL/TM-6051, (1978).
13. Croff, A. G., : "ORIGEN2", Nucl. Technol., **62**, 335(1983).
14. Gorrell, T. C. : "Transmutation of Waste Actinides in Thermal Reactors",
SRL, ANS
TRANSACTIONS **32**, 392, 1979.
15. Croff, A. G., et al. : "A Reexamination of the Incentives for Actinide Burning",
ORNL ANS TRANSACTIONS **62**, 76, 1990.

16. J. C. LEE and J. DU : "Assembly-Level Calculations for Transuranics Recycling in Pressurized Water Reactors", Trans. Am. Nucl. Soc., **69**, 450 (1993).
17. Hida, K., et al. : Proc. Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nucl. Pow. Plants, Tokyo, Japan Oct. 25-29, 1992.
18. Lee, J. C., Du, J. "Equilibrium Cycle Calculations for Transuranics Recycling in Pressurized Water Reactors" Nucl. Technol., **180**, 61, (1994).
19. U. FISCHER, and H. W. WIESE, "Improved and Consistent Determination of the Nuclear Inventory of Spent PWR Fuel on the Basis of Cell-Burnup Methods Using KORIGEN",
ORNL-tr-5043, Oak Ridge National Laboratory, and KfK-3014, Kernforschungszentrum Karlsruhe (1983).
20. U. FISCHER, "Mehrfache Rückführung von Plutonium in Thermischen Reaktoren," Atomwirt.,
31, 548, (Nov. 1986).
21. Wiese, H. W. "Investigation of the Nuclear Inventories of High-exposure PWR Mixed-oxide fuels with Multiple Recycling of Self-generated Plutonium" Nucl. Technol., **102**, 68, (1993).
22. Sekimoto, H., Takagi, N. "Preliminary Study on Future Society in Nuclear Quasi-Equilibrium" J. Nucl. Sci. Technol., **28**[10], 941, (1991).
23. Takagi, N., Sekimoto, H. "Feasibility of Fast Fission System Confining Long-Lived Nuclides" J. Nucl. Sci. Technol., **29**[3], 276, (1992).
24. Sekimoto, H. : "PHYSICS OF FUTURE EQUILIBRIUM STATE OF NUCLEAR ENERGY UTILIZATION" , Proc. Int. Conf. on Reactor Physics and Reactor Computations, Tel Aviv Hilton, Israel, Jan. 23-26, 1994.
25. Rose, P., Dunford, C. : BNL-NCS-44945, (1990).
26. Shibata, K., et al. : JAERI-1319, (1990).
27. Takano, H., et al. : JAERI-M87-025, (1987).
28. R. P. Hosteny, "THE ARC SYSTEM FUEL CYCLE ANALYSIS CAPABILITY, REBUS-2" ,
AHL-7721, (1978).

29. M. J. DRISCOLL and T. DOWNAR, : "Linear Reactivity Model". American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois (1989).
30. Sekimoto, H., Nemoto, A. : "Importance Vectors for Some Characteristics Values of Equilibrium Systems" ,Proc. Int. Conf. of GLOBAL'97, Yokohama Japan, Oct. 5-10, 1997.
31. Mizutani, A. and Sekimoto, H. "Calculational Method of One-Group Nuclear Constants in Nuclear Equilibrium State" J.Nucl. Sci. Technol., **34**[6], 596, (1996).
32. Yokoo, T., et al. : "CORE PERFORMANCE OF FAST REACTORS FOR ACTINIDE RECYCLING USING METAL, NITRIDE, AND OXIDE FUELS", Nucl. Technol., **116**, 96(1997).

謝 辭

謝辞

本論文をまとめるに際して、終始懇切な御指導を賜りました東京工業大学原子炉研究所 関本博教授に深く感謝申し上げます。また、有益な御助言を戴いた東京工業大学原子核工学科 二ノ方壽教授、有富正憲教授、北本朝史助教授、斉藤正樹助教授、井頭政之助教授に深く感謝いたします。

あわせて、職務在籍のまま東京工業大学大学院での勉学の機会を与えて戴きました(株)東芝 原子力事業部幹部の方々、特に、常務取締役 宮本俊樹氏、原子炉設計部長 山本有紀氏に深く感謝いたします。また、大学院博士課程での勉学に向けて御指導くだされた日本核燃料開発(株)社長 藤林徹氏に厚くお礼申し上げます。

さらに、在学中、本研究を進めるに際し御世話になった小原徹助手、水谷昭彦研究生をはじめとする大学院生各位に厚くお礼申し上げます。

最後に、多忙な業務の中、通学に御協力戴いた(株)東芝 原子力事業部 磯子エンジニアリングセンター 原子力プラント計画部長および次期プラント第二担当グループの皆様に心から感謝いたします。

本論文に関連する発表論文リスト

1. Seino,T., Sekimoto,H., Ando,Y. : "New Estimation Method for Nuclide Number Densities in Equilibrium Cycle", J. Nucl. Sci. Technol., 34, 8, p545 ~754 (1997).
2. Seino,T., Sekimoto,H. : "A STUDY ON THE CRITICALITY SEARCH OF TRU RECYCLING BWR CORE BY ADJUSTING SUPPLIED FUEL COMPOSITION IN EQUILIBRIUM STATE", ANNALS of NUCLEAR ENERGY. (印刷中)
3. Seino,T., Sekimoto,H., Ando,Y. : "AN EVALUATION ON THE EQUILIBRIUM BWR CORE CONFINING TRU IN PLUTONIUM THERMAL UTILIZATION", Proc. of Int. Conf. Of Future Nuclear Systems (Global '97), Yokohama, Japan (1997). (印刷中)

その他の投稿論文リスト

1. Ueda,M., Kikuchi,S., Kikuchi,T., kumanomido,H., Seino,T. : "Basic studies on neutron emission-rate method for burnup measurement of spent light-water-reactor fuel bundle", J. Nucl. Sci. Technol., 30, 1, p48-59 (1993).
2. Ueda,M., Kikuchi,S., Kumanomido,H., Seino,T.: "Active neutron multiplication method for fuel lattices in water", Nucl. Technol., 97, p131-142 (1992).
3. Kikuchi,S., Ueda,M., Watanabe,S, Seino,T. : "The feasibility study on plutonium concentration monitoring ", Int. Conf. on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste management (RECOD'92) , Sendai, Japan (1992).
4. Ueda,M., Kikuchi,S., Kikuchi,T., Tanzawa,T., Seino,T. : "Subcriticality measurement method employing intrinsic monitoring", J. Nucl. Sci. Technol., 27, 12, p1102-1114 (1990).
5. Ueda,M., Adachi,H., Sekiguchi,Y., Seino,T. : "燃料集合体の非破壊燃焼度

測定技術の現状", 日本原子力学会誌, 28, 8, p736-745 (1986).

6. Yoshida,T., Yamamoto,M., Seino,T. : "Assessment of a BWR-lattice code TGBLA applied to criticality problems of fuel storages", Int. Seminar of Nuclear criticality Safety, Tokyo, Japan, 1987, p128-131 (1987).
7. Sakurada,K., Tanzawa,T., Seino,T. : Benchmark Experiment on Poisoned Fuel Rods with High Concentration Gadolinia in BWR-type assembly ", ANS Topical meeting on Advances in Fuel management, Pinehurst, USA, (1986).
8. Hida,K., Kusuno,S., Seino,T. : "Simultaneous evaluation of the effects of ^{232}U and ^{236}U on uranium recycling in boiling water reactor", Nucl. Technol. 97, 1 (1992).
9. Ichikawa,M., Seino,T., et al. : "ハルデンH BWRによる燃料照射共同研究", JAERI-M-84-31 (1984).

学会等における発表

- 1.清野、関本、安藤 : 「軽水炉燃料平衡サイクル組成計算手法の開発」、日本原子力学会, 1997 春の年会要旨集, E 2 0 (1997).
- 2.清野、関本、安藤 : 「P u 同位体核種の解析的評価手法」、日本原子力学会, 1995 年秋の大会予稿集, A 2 0 (1995).
- 3.吉沢、上形、清野、渡辺、持田、関根 : 「BWR-MOX燃料の核設計手法の検討(1)-概要-」、日本原子力学会、1994 秋の大会予稿集、G 7 4 (1994).
- 4.吉沢、上形、清野、菊池、持田、関根 : 「BWR-MOX燃料の核設計手法の検討(2)-臨界実験による臨界量と出力分布測定-」、日本原子力学会、1994 秋の大会予稿集、G 7 5 (1994).
- 5.吉沢、上形、清野、菊池、持田、関根 : 「BWR-MOX燃料の核設計手法の検討(3)-臨界実験による臨界量と出力分布の解析-」、日本原子力学会、1994

秋の大会予稿集、G 7 6 (1994).

6. 吉沢、上形、清野、渡辺、菊池、持田、関根：「BWR-MOX燃料の核設計手法の検討(4)－臨界実験による反応度効果の測定と解析－」、日本原子力学会、1994 秋の大会予稿集、G 7 7 (1994).
7. 吉沢、上形、持田、関根、清野、渡辺：「BWR-MOX燃料の核設計手法の検討(5)－照射後試験用燃料照射履歴とペレット平均及びマイクロドリル同位体分析試験－」、日本原子力学会、1994 秋の大会予稿集、G 7 8 (1994).
8. 吉沢、上形、清野、菊池、持田、関根：「BWR-MOX燃料の核設計手法の検討(6)－ペレット径方向燃焼度分布の測定の解析評価－」、日本原子力学会、1994 秋の大会予稿集、G 7 9 (1994).
9. 北山、小野、清野、菊池、持田、関根：「BWR-MOX燃料の核設計手法の検討－臨界実験による臨界量と出力分布の検討－」、日本原子力学会、1992 秋の大会予稿集、B 3 2 (1992).
10. 清野、目黒、山本、亀井、西村、関根：「BWR-MOX燃料本格利用時の炉心成立性予備検討(I)」、日本原子力学会、1990 秋の大会予稿集、D 4 0 (1990).
11. 目黒、山本、持田、清野、桜田、関根：「BWR-MOX燃料本格利用時の炉心成立性予備検討(II)」、日本原子力学会、1990 秋の大会予稿集、D 4 1 (1990).