

令和元年度

文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業

原子力システム研究開発事業

環境負荷低減型軽水炉を使った

核燃料サイクル概念の構築

成果報告書

令和2年3月

東芝エネルギーシステムズ株式会社

本報告書は、文部科学省の原子力システム
研究開発事業による委託業務として、東芝エ
ネルギーシステムズ株式会社が実施した平成
28 年度－令和元年度「環境負荷低減型軽水炉
を使った核燃料サイクル概念の構築」の成果
を取りまとめたものです。

目次

概略	vii
1. はじめに	1
2. 業務計画	2
2.1 全体計画	2
2.1.1 背景	2
2.1.2 目的	2
2.1.3 全体の研究計画	3
2.2 成果の目標および業務の実施方法	8
2.2.1 軽水炉仕様の検討	8
2.2.2 軽水炉仕様への影響検討	8
2.2.3 核燃料サイクルシナリオの検討	8
2.2.4 研究推進	8
3. 研究の実施内容	9
3.1 軽水炉仕様の検討【H28-H30】	9
3.1.1 環境負荷低減型既設炉向け炉心燃料仕様の検討	9
3.1.2 環境負荷低減型次世代炉向け炉心燃料仕様の検討	11
3.2 軽水炉仕様への影響検討【H28-R1】	26
3.2.1 毒物の添加による有害度低減効果検討（再委託先：大阪大学）	26
3.2.2 核分裂FPイールド由来の有害度評価精度向上効果検討（再委託先：東京工業大学）	30
3.3 核燃料サイクルシナリオの検討【H30-R1】	37
3.3.1 核燃料サイクルシナリオ候補の抽出	37
3.3.2 核燃料サイクル諸量の評価	58
3.3.3 経済性モデル構築およびコストの評価	63
3.4 総合評価【H28-R1】	74
3.4.1 環境負荷低減型核燃料サイクルシナリオ候補の評価結果のまとめ	74
3.4.2 研究推進	82
3.4.3 その他（国内外学会発表）	84
4. 結言	85
5. 参考文献	87
6. 添付	89
6.1 添付A 環境負荷低減型MOX燃料加工時の加工施設成立性および物量影響の検討(その2)	89
6.2 添付B 毒物(中性子吸収材)の添加による有害度低減	105
6.3 添付C 核分裂FPイールド由来の有害度評価精度向上研究	120
6.4 添付D 燃料別燃焼組成の詳細	127
6.5 添付E FORSETI™型燃料の環境負荷低減効果	136
6.6 添付F FORSETI™型ウラン燃料におけるGd存在時のボイド反応度効果	154
6.7 添付G 高速炉の炉心燃料仕様と燃焼解析方法	160

表一覧

表 2.1-1	研究内容と適用先	6
表 2.1-2	環境負荷低減型軽水炉の定義	6
表 3.1-1	ウラン燃料での環境負荷低減効果	20
表 3.1-2	MOX燃料での環境負荷低減効果	20
表 3.1-3	環境負荷低減型軽水炉の燃料仕様候補	20
表 3.2.2-1	EXFORに採録されている ²³⁵ U(n, f)反応におけるデータ件数	34
表 3.2.2-2	EXFORに収録されている熱中性子誘起核分裂における独立収率の件数	34
表 3.3.1-1	参照サイクルシナリオ1の炉心燃料の組み合わせ	47
表 3.3.1-2	参照サイクルシナリオ2の炉心燃料の組み合わせ	48
表 3.3.1-3	参照サイクルシナリオ3の炉心燃料の組み合わせ	49
表 3.3.1-4	環境負荷低減サイクルシナリオ1の炉心燃料の組み合わせ	50
表 3.3.1-5	環境負荷低減サイクルシナリオ2の炉心燃料の組み合わせ	51
表 3.3.1-6	環境負荷低減サイクルシナリオ3の炉心燃料の組み合わせ	52
表 3.3.1-7	環境負荷低減サイクルシナリオ3-1の炉心燃料の組み合わせ	53
表 3.3.1-8	環境負荷低減サイクルシナリオ4の炉心燃料の組み合わせ	54
表 3.3.1-9	各シナリオの有害度比較	55
表 3.3.2-1	サイクルTRU重量(発電量で規格化)	60
表 3.3.2-2	サイクルTRU潜在的放射性毒性(発電量で規格化)	60
表 3.3.2-3	バックエンドでのTRU発熱量(発電量で規格化)	60
表 3.3.2-4	天然ウラン要求量(発電量で規格化)	61
表 3.3.2-5	炉外Pu蓄積量(発電量で規格化)	61
表 3.3.3-1	基準値として使用する原子力発電所関連費用の諸元[22]	66
表 3.3.3-2	各シナリオの発電コスト[22]	67
表 6-1	MOX基準燃料の仕様	97
表 6-2	²³⁵ U残留型ウラン燃料取出組成使用MOX燃料の仕様	97
表 6-3	MA添加MOX燃料(軽水炉MOXリサイクル用)の仕様	98
表 6-4	UO ₂ 基準燃料の仕様	98
表 6-5	²³⁵ U残留型UO ₂ 燃料	98
表 6-6	臨界安全評価で使用する評価条件	99
表 6-7	被ばく評価で使用する評価条件	99
表 6-8	環境負荷低減型燃料が安全評価に及ぼす影響	100
表 6-9	コスト構成因子の抽出	101
表 6-10	現行のMOX燃料加工事業費	102
表 6-11	MOX基準燃料の加工役務費の推定(8×8MOX換算)	102
表 6-12	極端なケースの加工役務費の推定(8×8MOX換算)	103
表 6-13	現実的ケースの加工役務費の推定(8×8MOX換算)	104
表 6.2-1	FPY-2011において核分裂収率が与えられているがORL IBJ40では与えられていない核種	108
表 6.2-2	東京工業大学において核分裂収率が与えられているがORL IBJ40では与えられていない核種	108
表 6.2-3	燃料集合体の幾何形状	109
表 6.2-4	計算条件	109
表 6.2-5	潜在的放射性毒性に影響のある核分裂生成物29核種の換算係数	110
表 6.2-6	値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性(45Gwd/t取出時)	111
表 6.2-7	値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性(取出10年後)	112
表 6.2-8	値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性(取出100年後)	113
表 6.2-9	値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性(取出1,000年後)	114
表 6.2-10	値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性(取出1万年後)	115

表 6.2-11	値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性（取出10万年後）	116
表 6.2-12	値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性（取出100万年後）	117
表 6.4-1	軽水炉の炉心仕様	128
表 6.4-2	軽水炉の燃料集合体仕様（9×9燃料A型）	128
表 6.4-3	燃料別燃焼組成表（標準型MOX燃料のPu富化度変化ケース）	129
表 6.4-4	燃料別燃焼組成表（FORSETI型MOX燃料のPu富化度変化ケース）	130
表 6.4-5	燃料別燃焼組成表（高減速型標準MOX燃料のPu富化度変化ケース）	131
表 6.4-6	燃料別燃焼組成表（高減速FORSETI型MOXのPu富化度変化ケース）	132
表 6.4-7	燃料別燃焼組成表（FORSETI型MA添加MOX燃料のPu富化度変化ケース）	133
表 6.6-1	濃縮度とGd添加量	156
表 6.6-2	無限増倍率の燃焼変化	156
表 6.6-3	40%ボイドから0%ボイドに変化させた場合のボイド係数	157
表 6.6-4	EOC相当炉心平均燃焼度でのボイド係数	157
表 6.7-1	TRU金属燃料高速炉炉心の設定仕様[1]	162
表 6.7-2	シナリオ検討にて炉心燃料仕様を調整した項目	163

図一覧

図 2.1-1	環境負荷低減型軽水炉を適用した核燃料サイクル	7
図 2.1-2	課題解決のためのロジックフロー	7
図 3.1-1	既設炉ウランのスクリーニング結果	21
図 3.1-2	既設炉MOXスクリーニング結果	22
図 3.1-3	次世代炉第一世代ウランスクリーニング結果	23
図 3.1-4	次世代炉第一世代MOXスクリーニング結果	24
図 3.1-5	次世代炉第二世代MOXスクリーニング結果	25
図 3.2.1-1	毒物を均一に添加させる集合体体系	28
図 3.2.1-2	特定の燃料棒に対してのみ毒物を添加させる集合体体系	28
図 3.2.1-3	東京工業大学の収率およびFPY-2011で評価した潜在的放射性毒性の経時変化	29
図 3.2.2-1	^{235}U の熱中性子誘起核分裂の独立収率に対する相関行列の様子	35
図 3.2.2-2	^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率 $YI(Z, A, m)$ の質量数 $A=102\sim A=103$ の相関行列	35
図 3.2.2-3	^{235}U の熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差とEngland-Riderの比	35
図 3.2.2-4	^{239}Pu の熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差とEngland-Riderの比	36
図 3.3.1-1	高速炉に装荷する軽水炉使用済み燃料起源のTRU組成(重量比)	56
図 3.3.1-2	高速炉でリサイクルした場合の取出し量と装荷量の比(Pu)	56
図 3.3.1-3	高速炉でリサイクルした場合の取出し量と装荷量の比(^{238}Pu)	57
図 3.3.1-4	高速炉でリサイクルした場合の取出し量と装荷量の比($^{241}\text{Pu}+^{241}\text{Am}$)	57
図 3.3.2-1	潜在的放射性毒性(参照サイクル1)	62
図 3.3.2-2	潜在的放射性毒性(環境負荷低減サイクル2軽水炉のみ)	62
図 3.3.2-3	潜在的放射性毒性(環境負荷低減サイクル2高速炉含む)	62
図 3.3.3-1	参照サイクルシナリオ1の発電コスト	68
図 3.3.3-2	参照サイクルシナリオ3の発電コスト	68
図 3.3.3-3	環境負荷低減サイクルシナリオ1の発電コスト	69
図 3.3.3-4	環境負荷低減サイクルシナリオ2の発電コスト	69
図 3.3.3-5	環境負荷低減サイクルシナリオ3の発電コスト	70
図 3.3.3-6	環境負荷低減サイクルシナリオ3-1の発電コスト	70
図 3.3.3-7	各シナリオに対する発電コスト(建設・運転コスト)	71
図 3.3.3-8	各シナリオに対する発電コスト(燃料サイクルコスト)	71
図 3.3.3-9	各シナリオに対する発電コスト合計値(高速炉建設費が軽水炉の1倍)	72
図 3.3.3-10	各シナリオに対する発電コスト合計値(高速炉建設費が軽水炉の2倍)	72
図 3.3.3-11	各シナリオに対する発電コスト合計値(高速炉建設費が軽水炉の5倍)	73
図 6.2-1	集合体体系図	118
図 6.2-2	PWR使用済み核燃料(燃焼度:45GWd/t,5年冷却)1トンの潜在的放射性毒性(FP核種)	118
図 6.2-3	東京工業大学の収率およびFPY-2011で評価した潜在的放射性毒性の経時変化	119
図 6.3-1	^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率に対する相関行列の様子	125
図 6.3-2	^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率(質量数 $A=102$ から $A=103$)の相関行列の様子	125
図 6.3-3	^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差とEngland-Riderの比	125
図 6.3-4	^{239}Pu 熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差とEngland-Riderの比	126
図 6.3-5	^{235}U 熱中性子誘起核分裂の累積収率とEngland-Riderの実験値との比較	126
図 6.4-1	135万kWe級軽水炉炉心断面図	134
図 6.4-2	9×9燃料A型燃料集合体断面(文献1の図1より抜粋)	135
図 6.5-1	FORSETI™燃料を使った環境負荷低減型軽水炉を用いた燃料サイクル	141
図 6.5-2	TRUの中性子捕獲反応・崩壊によるMA生成高次化の反応系列	141
図 6.5-3	FORSETI™型燃料における環境負荷低減効果の原理	142
図 6.5-4	取出時 ^{235}U 重量割合	142
図 6.5-5	取出時Pu重量割合相対値	142

図 6.5-6	取出時Pu _f 重量割合相対値	143
図 6.5-7	取出時 ²³⁸ Pu重量割合相対値	143
図 6.5-8	取出時 ²³⁹ Pu重量割合相対値	143
図 6.5-9	取出時 ²⁴⁰ Pu重量割合相対値	144
図 6.5-10	取出時 ²⁴¹ Pu重量割合相対値	144
図 6.5-11	取出時 ²⁴² Pu重量割合相対値	144
図 6.5-12	取出時 ²³⁷ Np重量割合相対値	145
図 6.5-13	取出時 ²⁴¹ Am重量割合相対値	145
図 6.5-14	取出時 ²⁴⁴ Cm重量割合相対値	145
図 6.5-15	FORSETI™型ウラン燃料の燃焼直後のTRU組成	146
図 6.5-16	FORSETI™型ウラン燃料の燃焼直後の放射性毒性TRU成分	146
図 6.5-17	FORSETI™型MOX燃料のプルトニウム富化度	147
図 6.5-18	FORSETI™型MOX燃料の燃焼直後の放射性毒性TRU成分	147
図 6.5-19	基準ウラン燃料の崩壊熱変化(1万年まで)	148
図 6.5-20	基準ウラン燃料の崩壊熱変化(200年まで)	148
図 6.5-21	基準MOX燃料の崩壊熱変化(1万年まで)	149
図 6.5-22	基準MOX燃料の崩壊熱変化(200年まで)	149
図 6.5-23	FORSETI™型MOX燃料の崩壊熱変化(1万年まで)	150
図 6.5-24	FORSETI™型MOX燃料の崩壊熱変化(200年まで)	150
図 6.5-25	基準MOX燃料のPu富化度を変化させた場合のTRU装荷量	151
図 6.5-26	基準MOX燃料のPu富化度を変化させた場合のTRU装荷量時間効率	151
図 6.5-27	基準MOX燃料のPu富化度を変化させた場合のTRU消費量	152
図 6.5-28	基準MOX燃料のPu富化度を変化させた場合のTRU消費量時間効率	152
図 6.5-29	基準MOX燃料とFORSETI™型 MOX燃料のTRU消費量時間効率の比較	153
図 6.6-1	無限増倍率の燃焼変化	158
図 6.6-2	Gd有無のポイド係数への影響(制御棒なしの場合)	158
図 6.6-3	制御棒有無のポイド係数への影響(Gd添加時)	159
図 6.7-1	「核廃棄物燃焼システム」概念	164
図 6.7-2	高速炉炉心および燃料集合体の断面図	165

略語一覧

略語	原語	日本語
Am	Americium	アメリシウム
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
Cm	Curium	キュリウム
Dy	Dysprosium	ディスプロシウム
EFPM	Effective Full Power Month	実効定格出力運転月数
ENDF	Evaluated Nuclear Data File	評価済み核データ(米国)
EOC	End of Cycle	サイクル末期
EXFOR	experimental nuclear reaction data	実験核反応データベース
FORSETI 概念	Fuel cycle Of light-water-Reactor with Surplus Enriched uranium for TRU-production Inhibition	TRU 生成抑制の為の過剰濃縮ウランを用いた軽水炉燃料サイクル概念
FORSETI 効果	同上	FORSETI 概念を用いることにより環境負荷を低減出来ること
FP	Fission Products	核分裂生成物
FPY	Fission Products Yield	核分裂生成物収率
H/HM	Hydrogen to Heavy Metal atom ratio	水素対重金属比
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
JEFF	Joint Evaluated Fission and Fusion File	評価済み核データ(欧州)
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library	評価済み核データ(日本)
MA	Minor Actinide	マイナーアクチニド
MOX	Mixed Oxide	混合酸化物
MVP	Monte Carlo code based on the continuous energy method	連続エネルギー法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード
Np	Neptunium	ネプツニウム
PIE	Post Irradiation Experiment	照射後試験
Pu	Plutonium	プルトニウム
Puf	Fissionable Plutonium	核分裂性 Pu (^{239}Pu および ^{241}Pu)
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
P&T	Partitioning and Transmutation	分離変換
ORLIBJ40	A Set of ORIGEN2 cross section libraries based on JENDL-4.0	JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット
TRU	Trans Uranium	超ウラン元素
HALEU	High-Assay, Low Enriched Uranium (5~20%)	低濃縮ウラン (5~20%)
U	Uranium	ウラン

概略

1. 研究の背景

我が国では軽水炉が数十年運転されてきた結果、使用済み燃料が蓄積されつつある。これらの再処理により発生する高レベル放射性廃棄物、高レベル放射性廃棄物に含まれる核分裂生成物（以後、FP と略す）とマイナーアクチニド（以後、MA と略す）による内部被ばくに起因する潜在的な有害度、プルトニウム（以後、Pu と略す）蓄積の抑制の必要性が認識されるようになり、高速炉での Pu 燃焼、核変換処理や加速器による核変換処理が検討されている。一方軽水炉での検討は革新的次世代軽水炉に属する低減速型軽水炉を除くとほとんど検討されてきていなかった。

2. 解決すべき課題

実用化が停滞している高速炉や高度な技術開発が必要な加速器では有害度低減実現までには相当長い期間を要すること、専用の炉などの建設で莫大のコストが想定されることは大きな課題である。また既存のプルサーマル（プルトニウムで燃料を作り、従来の熱中性子炉で燃料の一部として使うこと）では十分な Pu 消費が実現できない課題がある。

3. 本研究の目的

本研究では上記の課題を解決するために、軽水炉から発生する廃棄物量、有害度の元になる超ウラン元素（以後、TRU と略す）を減らして Pu の蓄積を減らすことができる環境負荷低減型軽水炉の燃料の基本的な仕様と特性を明らかにすることを目的とする。

使用済み燃料から発生する FP の生成量評価精度を向上できる理論的な手法を開発して有害度評価誤差を低減することも目的とする。

また、燃料へ添加することで有害度が低減できる物質を明らかにし、燃料仕様に取り込んで燃料仕様への影響を検討することも目的とする。

さらに、TRU や Pu を減らすことのできる環境負荷低減型軽水炉、燃料体数、ウラン量、Pu 量、MA 量、サイクル施設容量などのサイクル諸量バランスを環境負荷低減型軽水炉の導入シナリオに沿って評価するとともに、核燃料サイクル全体のコスト構造を明らかにすることも目的とする。

4. 研究の実施内容(主要な研究成果の概要およびその目標達成状況)

① FORSETI™型ウラン燃料および FORSETI™型 MOX 燃料

FORSETI™型ウラン燃料により Pu 高次化と MA 生成が抑制され、濃縮度を 10wt%まで増加させた場合は濃縮度 4wt%と比較して有害度の大きい TRU 核種生成が削減され、有害度は半減する。またウラン濃縮度の増加で Pu への転換が減るため残留する全 Pu としては数%減少するが核分裂性 Pu（以後、Pu_f と略す）残留量は 25%以上増大するという Pu リサイクルの観点で良好な特性もある。

FORSETI™型 MOX 燃料は FORSETI™型ウラン燃料を再処理して得られる Pu を用いた MOX 燃料仕様である。Pu や MA の高次化が抑制できることから FORSETI™型ウラン燃料の濃縮度を 10wt%まで増加させた場合、使用済み燃料中の TRU の有害度は半減する。

FORSETI™型ウラン燃料および FORSETI™型 MOX 燃料のメリットはその有害度と崩壊熱の低減効果が大きいにもかかわらずウラン濃縮度以外は既存の軽水炉燃料をそのまま使える点にある。分離

変換システムがなくとも有害度半減が早期実現可能と考えられ、FORSETI™型燃料導入の意義は非常に大きいことから炉型シナリオの中では最優先で採用することとした。

②MOX 燃料崩壊熱低減への対応

FORSETI™型 MOX 燃料では初期 Pu 組成が向上することで初期に含まれる ^{240}Pu などが高次化して生成される MA 生成量が減ることで使用済み MOX 燃料の崩壊熱が減少し冷却期間は約 50 年と現行 MOX 燃料の半分以下にでき FORSETI™型 MOX 燃料のメリットのひとつであることが示された。

③H/HM 増加型燃料

燃料の水素対重金属比（以後、H/HM と略す）を増加させるとウラン燃料、MOX 燃料ともに MA 生成量が減り、有害度が低下できる。H/HM 増加と FORSETI™型燃料との組み合わせ時の効果は有害度、MA 生成量、崩壊熱の改善度合いは加算的であり組み合わせることができる。

④軽水炉における使用済み MOX 燃料のリサイクル

軽水炉の使用済み MOX 燃料リサイクルではサイクルごとに Pu 富化度の増加が避けられない。これは FORSETI™型燃料による Pu 高次化抑制の効果を損なうため想定しないものとした。

⑤ ^{237}Np 分離プロセスおよび ^{237}Np 除去型 MA 添加 MOX 炉心

MA 入かつ ^{237}Np 除外 MOX マルチリサイクルは Pu 富化度の増加を避けられないため、次世代軽水炉第一世代と同様に MA の変換は高速炉に委ねて軽水炉では想定しないものとした。

⑥核変換型高速炉

軽水炉を核変換型高速炉と共存させることによって ^{241}Am を核変換することができ、TRU 生成量を軽水炉のみの場合よりも削減できることが示されている。ただし高速炉では ^{241}Am 変換によって有害度や発熱の大きい ^{238}Pu が生成されるために有害度と崩壊熱は増加する。

⑦高燃焼度化

高燃焼度化はウラン燃料では ^{235}U 濃縮度の増加により可燃性毒物量を増加させる必要があることと MOX 燃料では Pu 富化度の増加により MA は高次化して有害度とアクチニド崩壊熱が増加するデメリットが大きい。以上から高燃焼度化は炉型シナリオとして想定しないものとした。

⑧低減速型大型バンドル

大型バンドル(ウラン燃料)で大型化とともに H/HM を減少させて Pu 転換比増大を図るタイプは有害度が増加するデメリットが大きい炉型シナリオとして想定しないものとした。

⑨スペクトルシフト型燃料およびスペクトルシフト運転

BWR 特有のスペクトルシフト型燃料およびスペクトルシフト運転は生成した Pu が高次化して有害度を増加させてしまうデメリットが大きいことから炉型シナリオとして想定しないものとした。

⑩比出力・出力密度の増大

出力密度 20%増加で効果は数%とわずかであることから燃料仕様として想定しないものとした。

⑪毒物(中性子吸収材)の添加による有害度低減(大阪大学)

^{162}Dy を添加することが ^{238}Pu の生成量削減に有効であることが確認されたことは大きな成果である。また⑩で評価した新しい FP イールドと JENDL のイールドで FP 各核種の有害度への影響を評価したがわずかの影響はあるものの FP 有害度への影響は小さいことがわかった。

⑫核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上(東京工業大学)

FP イールドの誤差低減を行うことで FP 成分の有害度評価誤差が低減されることを目指して FP イールドライブラリの精度向上を行なった。評価された熱中性子誘起核分裂による FP イールドに加え別事業の成果の情報と併せ次期 JENDL に採用されることになったことは大きな成果である。

⑬炉型シナリオ候補の設定とその特性

集合体燃焼解析をもとに有害度が減少すると期待される炉型シナリオ複数を FORSETI™燃料と高速炉を用いて設定した。これらの有害度は参照シナリオに比較し概ね 40%減となった。高速炉と組み合わせることによって有害度は参照シナリオに対して 30%減程度になったが ^{241}Am が減少できている。提案時の目標 50%減と比較して概ね提案時に設定した目標は達成されている。

⑭炉型シナリオ候補の環境負荷特性 (ATRUNCYS™によるサイクル諸量評価)

2020 年から 3000 年までの長期期間を対象に評価した結果、FORSETI™燃料を採用したシナリオでは TRU (40%減)、有害度 (30~40%減)、TRU 発熱量 (20~25%減)、天然ウラン所要量 (2 倍)、Pu 蓄積量 (50%減) などとなった。天然ウラン消費は増加するが環境負荷が改善されるとともに Pu 蓄積が大きく低減できている。社会実装性の高い方策を提示でき成果として大きなものとする。

⑮経済性評価結果

経済性評価で行なった検討結果は本研究提案時の経済性の目標、A:「軽水炉燃料のコスト増加と核変換高速炉での処理量およびプラント基数減でトータルのコストは増加しない」、B:「高速炉も含む核燃料サイクル全体のコスト評価手法を確立する」、C:「減容・有害度低減目標を踏まえ核燃料サイクルの全体最適解導出」に照らしていずれも目標をほぼ達成している。

5. 推奨される炉型候補

4. で示した検討結果と評価を踏まえ環境負荷低減型軽水炉で推奨される炉型、燃料には FORSETI™を中核の概念として位置づけ、次世代炉の導入はオプションとするが排除しないとした。

6. 研究の成果 (特に世界初、国内初などアピールすべき成果)

本研究では FORSETI™型燃料としたウラン燃料、MOX 燃料を用いたプルサーマルや MA 添加の場合も含めた MOX マルチリサイクルの検討、さらに共鳴吸収毒物候補の抽出と評価および FP の有害度評価値の誤差低減を目指した FP イールド評価手法の高度化と検証の理論的な検討を行ってきたことが特徴である。これら研究のアプローチは従来行われたことは無く、いずれも対外的なアピールを行うべき成果と考えている。

ここでの成果のうち、特に国内外初としてアピールしたいと考える成果を挙げると以下になる。

- FORSETI™型燃料(ウラン、MOX)を用いて既設軽水炉で大きな有害度と崩壊熱低減が可能である
- FORSETI™型 MOX 燃料では MA 崩壊熱が低減され、再処理前冷却期間が大幅短縮できる
- 有害度を有意に低減できる燃料の中性子毒物として ^{162}Dy が抽出された。
- 誤差の小さい核分裂イールドライブラリを作成し、JENDL に正式採用予定となった

7. 今後の展望

本研究によって軽水炉での環境負荷低減ポテンシャルが明らかになるとともに社会実装性上の課題も明らかになっており、本成果をもとにステップアップした研究の継続が望まれる。

1. はじめに

本報告は平成 28 年度エネルギー対策特別会計委託事業として採択された「環境負荷低減型軽水炉を使った核燃料サイクル概念の構築」業務の成果に関するものである。

環境負荷低減型軽水炉とは軽水型原子力発電所起源の高レベル放射性廃棄物とそれらの潜在的な内部被ばく量を基にした有害度を軽水炉の性能向上によって低減していくとともに Pu 量の蓄積を抑制することを狙った軽水炉である。従来は軽水炉から排出される廃棄物量や有害度、Pu 量は発電電気容量からほぼ一意的に与えられたものとし、それらの削減は分離・変換（以後、P&T と略す）技術、MA 燃焼高速炉、同加速器あるいは既存の軽水炉によるプルサーマルを行うことが国の原子力政策で言及されている。

これらの従来考えられている技術は極めて高度で開発に時間が必要であり、核燃料サイクル全体のコストを大きく押し上げることも考えられる。また Pu 消費の効率が十分達成できないおそれもある。

これら課題を環境負荷低減型軽水炉で対応できれば、実現時期の短縮、コスト低減、Pu 蓄積抑制ができる可能性がある。

本研究では、環境負荷低減型軽水炉を使い上記課題を解決することで軽水炉と高速炉をも含む核燃料サイクルとしてあるべき姿を明らかにした。

2. 業務計画

2.1 全体計画

2.1.1 背景

原子力発電所から取り出される使用済み燃料には、人体への放射線の影響を指標とした有害度の高い超ウラン元素（以後 TRU と略す）が含まれ、その有害度が天然資源であるウラン鉱石と同程度まで減衰するのに約 10 万年かかると言われており TRU を含む高レベル廃棄物（TRU など）は環境負荷が大きいことが課題とされている。

従来 TRU などを低減するためのシステムとして、TRU などの核変換炉や加速器による核変換システム、群分離方式の再処理技術が検討されてきているが、TRU などの蓄積量を効果的に低減するためには、軽水炉で発生した TRU などを燃焼させるだけでなく正味の生成量（＝「軽水炉燃料サイクルシステムでの生成量 - 軽水炉での燃焼量」）を減らすことは TRU 削減の有効な手段になり得る。これまでは軽水炉での TRU などの生成量を減らす検討がなされて来なかった。もし軽水炉システムでの正味の生成量を減らすことができれば、TRU などの蓄積量が減るとともに核変換炉での燃焼の負担を減らすことができ、原子力発電に伴う環境負荷の低減に資することができると考えられる。

以上のことから、軽水炉システムでの正味の TRU など生成量を減らすことのできる環境負荷低減型軽水炉のポテンシャルを明らかにし、その軽水炉を活用した核燃料サイクル概念（図 2.1-1 参照）の構築が必要となっている。

2.1.2 目的

(1) 減容と有害度の低減

放射性廃棄物減容の指標は使用済み燃料発生体数およびガラス固化体発生量とする。有害度の指標は使用済み燃料中の TRU と FP の潜在的放射性毒性とする。従来、核変換処理では放射性廃棄物の有害度を減らす試みがなされてきたが、有害度に Pu を含めていない。有害度をもたらす MA の多くが原子炉中で Pu の中性子吸収後に生成される Pu の従属物質であることから、MA の低減は Pu と一体とした TRU の低減として考える必要がある。次に、使用済み燃料発生体数はエネルギー基本計画において「使用済み燃料については、既に発生したものを含め、長期にわたって安全に管理しつつ、適切に処理・処分を進める必要があること、長期的なリスク低減のため、その減容化・有害度低減が重要である」と述べており使用済み燃料の減容が要求されている。

(2) Pu の蓄積量の低減

再処理後の Pu や使用済み燃料中の再処理前 Pu の合計が約 200 トンとなった状況から、我が国は核不拡散の観点から Pu 蓄積量を早期に低減する必要がある。そこで Pu 生成量の低減を目的とする。

(3) コストの低減

環境負荷低減型軽水炉では燃料組成や構造などの変更の検討を行う。このため軽水炉燃料のコストは一般には増加する方向になる。一方、核変換処理用高速炉での処理量およびプラント基数

は減るため核変換処理コストが減少する。この研究では環境負荷低減型軽水炉を用い、核変換処理高速炉まで含む核燃料サイクル全体のコスト評価手法を確立するとともに、長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクルとしての望ましい姿を導出する。

(4) 数値目標

有害度は軽水炉からの毒性発生量を 2030 年度の時点で 25%低減、2050 年度の時点で 50%低減する(短寿命の ^{242}Cm 成分は除いた有害度)。減容は、2050 年度の時点で軽水炉の使用済み燃料発生体数とガラス固化体発生体積の双方を 30%低減する。さらに、核変換処理高速炉の処理容量を 2050 年度の時点で 50%低減する。

Pu の蓄積量は 2050 年の時点で軽水炉および核変換処理高速炉の運転が可能で消費バランスが取れる最低限の量まで最小化する。軽水炉の使用済み燃料の減容と有害度低減(以下「減容・有害度低減」という。)は、核燃料サイクル全体において Pu 蓄積量のバランスも含めて考える必要がある。

本研究では既設軽水炉と次世代軽水炉を対象とし、長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクル全体として望ましい姿を導出することを目的とする。

2.1.3 全体の研究計画

本研究で減容・有害度低減に向けて適用する手法を表 2.1-1 に、この手法と課題解決のロジックを結びつけたロジックフローを図 2.1-2 に示す。以下、A~L はこれら図表に記載された手法を示している。軽水炉は表 2.1-2 に示す既設炉、次世代炉(第一世代、第二世代)を想定する。

(1) 既設炉向け概念の研究 (A, B, C, E を適用)

既設軽水炉の炉心成立性を損なわない範囲で減容・有害度低減が可能な燃料炉心の燃料棒など配置を具体化する。既設炉に合わせ、燃焼度を 45GWd/t として高減速化の検討を行う。

高減速化(手法 A)するとボイド係数は正側に変化し、炉停止余裕は増大し核的な特性は概ね安全側になる。一方、燃料棒細径化による伝熱面積減少などが伴うため熱的には安全上の余裕が少なくなる。またこの場合、取出燃焼度が低下しないように所要ウラン濃縮度や Pu 濃度を必要に応じ高める必要が生じる。運転中のボイド率を低くするため炉心流量を極力大きくし、燃料のウラン濃縮度に分布を付ける、天然ウランブランケットを減らして Pu 転換を減らすなどの TRU の生成を抑制する設計を組み合わせる低 Pu 生成型設計(手法 B)では、熱的な特性が安全側になるので高減速化の手法(A)と組み合わせると全体の特性を改善する。

さらに、濃縮度を通常より高めたウラン燃料とすることでウランを燃え残すとともにウラン燃料と MOX 燃料の双方で TRU 生成を抑制する方法(手法 E)も検討する。この手法ではウランが燃え残るためウラン燃料の Pu への転換が減り TRU が減る。再処理後の回収ウランには通常より高い濃度のウランが残り、この回収ウランを MOX 燃料の母材に使うことで MOX 燃料でもウランの核分裂が増加し TRU 生成が抑制される。このようにウラン炉と MOX 炉双方を考えて濃縮度を設定することでウラン炉、MOX 炉の両方で TRU 生成を抑制できる。この手法ではウラン炉では高めの濃縮度を使うことによるボイド係数などの核特性の非安全側への変化を緩和することが必要であり、

その上でウラン炉および MOX 炉での双方の TRU 低減効果を最大化できる優れた燃料炉心仕様を明らかにすることが課題になる。

(2) 次世代軽水炉向け概念の研究 (A, B, C, D, E, F, G, H を適用)

次世代軽水炉（第一世代）ではウラン燃料は通常サイズの燃料とともに 2 種類の大型燃料(1.2 倍、1.5 倍)で燃焼度を 70Gwd/t として検討する。大型燃料はそのタイプにより減速状態が異なる。このため集合体のサイズで TRU 生成量に差が出ると考えられる。今まで大型燃料では TRU 生成量について考慮せずその燃料サイズが決められてきた。この研究では TRU 生成低減の観点で有利な燃料サイズや燃料棒配置などの仕様を検討する。MOX 燃料では燃料を大型化すると減速状態の良い燃料外周に位置する燃料本数比率が減少して TRU 生成量が増加する方向となる。特に MOX 燃料ではこの影響が大きいことが考えられ、ウラン燃料と MOX 燃料の双方で TRU 生成低減上有利な燃料サイズや燃料棒配置などの有り方を検討する。

次世代炉軽水炉（第二世代）では MA 添加 MOX 燃料とマルチサイクルについて検討する。この目的は軽水炉の熱中性子で MA を意図的に高次化して短半減期として長期的な有害度を低減することである（手法 F）。このとき親核種の ^{237}Np が存在すると有害度が大きく半減期が 88 年の ^{238}Pu が生成して有害度の低減が阻害される。そこで再処理で ^{237}Np を分離して除外した MA を MOX に添加する。MA を MOX 燃料に添加すると Pu 濃度が増大しボイド係数が負側に変化して炉の特性が非安全側になる。そこでリサイクル条件に合わせ減容・有害度低減を実現できる高減速化と高燃焼度化の燃料棒などの配置条件を具体化する。

次世代軽水炉の燃料を扱う MOX 燃料加工施設や再処理工場の成立性の見通しは以下の通りである。次世代炉（第一世代）のウランで燃焼度 70Gwd/t とする場合、核燃料サイクル施設で濃縮度 5wt%を超える対応が必要である。この場合の現状の核燃料サイクル施設（軽水炉、再処理施設、MOX 加工施設を含む）は設計変更で十分に対応可能との検討例もあり技術上の成立性は問題ない[23]。それ以上の濃縮度についても試験研究炉では高い濃縮度を扱う例もあり炉の技術上の問題は大きくない[24]。70Gwd/t 以上の高燃焼度化を MOX 燃料で行う場合、Pu の富化度増大が必要になる。MOX 加工施設での燃料加工や再処理工場での再処理の成立性確保は本研究の課題でもあり臨界性、遮蔽性、除熱性などが課題になる。これらは工場内配置最適化による未臨界確保や遮蔽増加、除熱対策で対応することが可能である。再処理では溶液での条件が変化して処理の条件が厳しくなることも考えられるが、希釈を行えば条件を緩和することもでき、この方法での成立性の確保は可能と考えられる。ただし配置最適化を行うと加工施設や再処理施設の遮蔽強化などの物量影響は避けられないため、コスト評価の一環として物量影響の検討を行う。MA 添加 MOX の研究では特定の MA (^{237}Np) を分離除外するプロセスも研究する。

(3) 核分裂および吸収反応の特長を利用した有害度低減 (C を適用)

共鳴吸収ピークを持つ中性子毒物を対象に ^{238}U , MA の共鳴吸収を抑制する効果を理論的に評価する。例えばタングステン ^{238}U の共鳴吸収のピークが接近しており、 ^{238}U の共鳴吸収を低下させ TRU の生成を抑制する。通常の核計算ではこのような近接した共鳴は無視されているが、より

精度の高いデータ処理は可能であり、高精度化を行うことで TRU の生成を抑制することは可能と考えられる。ただし、照射による実証試験は必要である。

(4) 核分裂生成物(FP)イールド由来の有害度評価精度向上(Hを適用)

質量数 90~100 の FP (例えば ^{90}Sr) イールドは核分裂イールド分布のエッジに位置し、親核種などの違いによる影響が大きい。Pu 高次化による ^{90}Sr イールドの減少が起きることが事前の解析で確認できている。また特定 FP のイールドは核データの種類でその値が異なることも確認されており、核データの処理の理論的検討によって、FP のイールド評価精度を向上できると考えられる。

(5) 有害度低減型軽水炉を含む核燃料サイクルシナリオの具体化(I, Jを適用)

本研究で検討した軽水炉のケースを含む複数のシナリオを対象とし、図 2.1-1 の軽水炉とバックエンド設備の仕様および容量などの制約のもとで有害度、ガラス固化体量、使用済み燃料体数、分離 Pu 量の経時変化および 2150 年(2050 年の高速炉導入後の平衡状態を確認するには MOX 燃料 5 世代[1 世代=20 年以上]100 年後程度まで見る必要がある)までの蓄積量を評価する。本研究では核燃料サイクル全体での諸条件を満たすことが研究課題であり、各軽水炉と MOX 加工施設、再処理工場の加工上の制約、容量などの条件を満たすシナリオを検討する。核燃料サイクルの中で軽水炉を高減速化や高燃焼度化した検討では軽水炉の燃焼特性と核燃料サイクルの物量を評価する。この中で有害度などは崩壊の効果を取込んで評価する。

(6) 経済性評価およびコスト低減シナリオ構築(K, Lを適用)

経済性評価を行う際には、関係するコスト単価や MOX 加工施設や再処理施設の物量の評価が必要になる。経済性評価では、軽水炉の発電コスト評価や火力発電コストなどの既存の公開された評価モデルを参考にする。コスト単価は国の公開された発電コスト単価が入手可能である。施設の物量評価は MOX 可能施設については事業者に依頼し、再処理工場は公開資料を参考にする。これでのデータを基に核変換処理高速炉までを含む核燃料サイクル全体コストの評価を行うとともに、長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクル全体の望ましい姿を導き出す。

表 2.1-1 研究内容と適用先

記号	手法の説明	適用先
A、B	有害度毒性を指標とする環境負荷低減に適した軽水炉燃料・炉心のための燃料棒など配置構造の具体化、	全ての軽水炉
E	ウラン炉での意図的燃え残しでウラン炉および MOX 炉双方で TRU 生成低減(別名: 燃料設計概念 FORSETI™[1])	全ての軽水炉
C	有害度毒性を指標とする中性子毒物と ²³⁸ U, MA の共鳴吸収ピークエネルギーに注目した毒物物質抽出、選定、軽水炉設計への適合性評価	全ての軽水炉
D、H	燃焼度増大との組合せ	次世代炉
F	MA の熱中性子による意図的な高次化で短半減期核種を増やし長期的有害度毒性を低減。燃料混入 MA 核種の選別と分離プロセス開発	次世代炉 (第二世代)
G	有害度毒性を指標とする FP イールドの評価精度向上のための評価法構築	全ての軽水炉
I	有害度低減、減容を最短で実現できる軽水炉仕様 (既設炉・次世代炉) の具体化	環境負荷低減型軽水炉を含む核燃料サイクル
J	減容・有害度低減を実現できるバックエンド施設の要求仕様具体化	同上
K, L	軽水炉燃料コスト (成型加工費、濃縮費) と環境負荷コスト (核変換コスト) のトレードオフメカニズムの定式化、関係施設の解決策 A~I の施設物量評価、コスト評価	同上

表 2.1-2 環境負荷低減型軽水炉の定義

項目	種類	既設軽水炉	次世代軽水炉 (第一世代)	次世代軽水炉 (第二世代)
実用化時期		稼働中	2030 年	2050 年
ウラン燃料燃焼度		45GWd/t	70GWd/t	70GWd/t 以上
MOX 燃料燃焼度		45GWd/t	70GWd/t	70GWd/t 以上
大型燃料使用		なし	オプション	オプション
MA 添加 MOX 燃料使用		なし	なし	あり

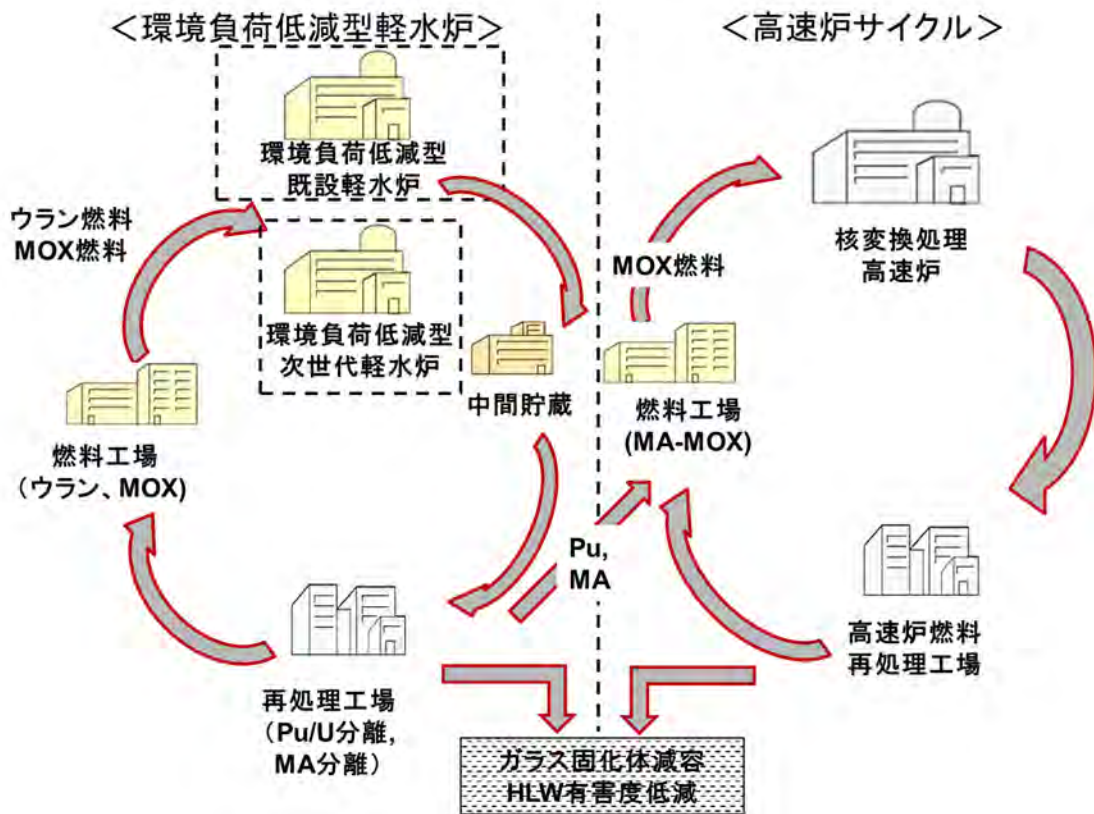


図 2.1-1 環境負荷低減型軽水炉を適用した核燃料サイクル

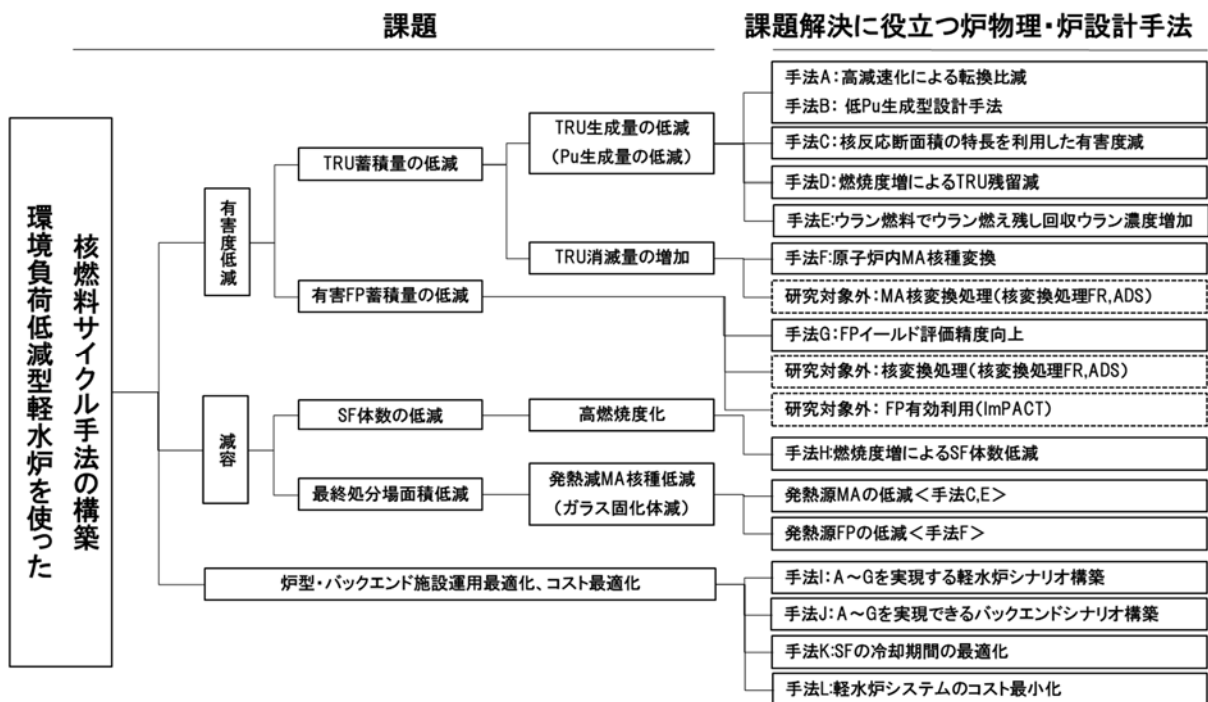


図 2.1-2 課題解決のためのロジックフロー

2.2 成果の目標および業務の実施方法

2.2.1 軽水炉仕様の検討

(1) 環境負荷低減型既設炉向け炉心燃料仕様の検討

既設軽水炉の炉心に採用可能な範囲で燃料炉心を構成する手法の組合せを減容・有害度低減の観点で検討する。

(2) 環境負荷低減型次世代炉向け炉心燃料仕様の検討

既設軽水炉の範囲を超える次世代軽水炉向けに考えられている軽水炉の燃料炉心概念を対象に減容・有害度低減の観点で検討する。

2.2.2 軽水炉仕様への影響検討

(1) 毒物(中性子吸収材)の添加による有害度低減(大阪大学)

中性子を吸収する毒物の添加による有害度の低減効果を評価する。 ^{238}U , MA の共鳴ピークに近い共鳴吸収ピークを持つ毒物を対象に共鳴吸収を抑制する効果を評価する。物性、軽水炉燃料での燃焼特性を検討して TRU 生成を抑制し有害度を低減可能な毒物核種を明らかにする。

(2) 核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上研究(東京工業大学)

核分裂性物質の FP イールドは核データによる違いが大きいことやイールドの変化の激しいふたこぶピークのエッジ部にくる FP では親核種によるイールド変化が大きいことなどから、これら核種の評価精度を向上し、有害度や発熱量の評価精度を向上する。

2.2.3 核燃料サイクルシナリオの検討

(1) 有害度低減型軽水炉を用いた核燃料サイクルシナリオの検討

既設炉、次世代軽水炉に減容・有害度低減に適した環境負荷型軽水炉を採用した場合のいくつかの炉型シナリオにおける減容・有害度低減効果、フロントエンド諸量、バックエンド諸量の時系列変化を評価し、減容・有害度低減を効果的に行える核燃料サイクルシナリオを示す。

(2) 経済性モデル構築およびコスト評価

環境負荷低減型軽水炉を採用した場合の燃料コストと消滅処理コストの間のコストトレードオフ関係を明らかにする。

2.2.4 研究推進

研究代表者の下で各研究項目間の連携を密にして研究を進める。また、上記 2.2.1 から 2.2.3 のまとめを行い、従来知見とともに整理する。

3. 研究の実施内容

3.1 軽水炉仕様の検討 【H28-H30】

3.1.1 環境負荷低減型既設炉向け炉心燃料仕様の検討

(1) ウラン炉心燃料仕様に関する検討

ウラン炉心に関するスクリーニング基準に関わる検討結果を図 3.1-1 に示す。

① ^{241}Am 量

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により ^{241}Am は最大 40%まで大きく減少する結果となった (B)燃料棒細径化)。他の燃料仕様を変更する方式の高減速化で同程度の減少が得られている。この ^{241}Am の減少は高減速化によるプルトニウムへの転換の抑制と MA 全体の減少と熱群断面積の大きい ^{241}Am の中性子吸収による核種変換(^{242}Am の核分裂、崩壊)に伴う減少の両方の結果による。

炉心側の運転方法での高減速化(I, K)は燃料仕様変更の高減速化の場合より感度が小さいが炉心流量を常に高流量化した運転 (ボイド率を基準の 40%から 35%に減少させた評価) では 10%の ^{241}Am 減少の効果が得られている。

燃料仕様変更での共鳴群中性子の吸収低減(F, G)は燃料仕様変更の高減速化の場合より感度が小さいが太径燃料にした場合では 10%の ^{241}Am 減少の効果が得られている。

ウラン濃縮度を濃縮度 5wt%以下の範囲で過剰に添加した場合(H)、 ^{241}Am は 12%増加する結果となった。これは濃縮度 5wt%以下の範囲では ^{241}Pu の割合が増え、娘核種の ^{241}Am が増加した結果である。

炉心流量をサイクル初期に低く、サイクル末期で高く運転するスペクトルシフト運転(J, L)では ^{241}Am が 11%増加する結果となった。これは後述するように TRU, Pu, MA が増加するためであり、 ^{241}Am 削減の観点では望ましくない炉心燃料仕様である。

② TRU および Pu 生成量

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により取出し直後の TRU は最大 15%減少する結果となった (B)燃料棒細径化)。他の方式の高減速化で同程度の減少が得られている。

流量スペクトルシフト運転(L)で TRU が 12%増加する結果となった。スペクトルシフト運転は TRU, Pu 蓄積低減のためには望ましくない炉心仕様である。

③ MA 生成量

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により取出し直後の MA は最大 20%減少する結果となった (B)燃料棒細径化)。他の方式の高減速化で同程度の減少が得られている。

スペクトルシフト運転(L)では MA が 17%増加する結果となった。

④ 放射性毒性

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により放射性毒性は最大 27%まで大きく減少する結果となった (B)燃料棒細径化)。他の燃料仕様を変更する方式の高減速化でも同程度の減少が得られている。

炉心側の運転方法での高減速化(I, K)は燃料仕様変更の高減速化の場合より感度が小さいが炉心流量を常に最大とした運転 (ボイド率を基準の 40%から 35%に減少させた評価) では有害度が 5%減少する効果が得られている。

ウラン濃縮度を濃縮度 5wt%以下で過剰に添加した場合(H)、有害度は 15%減少する結果となった。

スペクトルシフト運転では放射性毒性が 19%増加する結果となっており、放射性毒性低減のためには望ましくない炉心仕様である。

(2) MOX 炉心燃料仕様に関する検討

MOX 炉心に関するスクリーニング基準に関わる検討結果を図 3.1-2 に示す。

①²⁴¹Am 量

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により ²⁴¹Am は最大 38%まで大きく減少する結果となった((C)ウォーターロード置換)。他の燃料仕様を変更する方式の高減速化では効果がやや小さいが 20%~30%の減少が得られている。

炉心側の運転方法での高減速化は燃料仕様変更の高減速化の場合より感度が小さいが炉心流量を常に高流量とした運転(J) (ボイド率を基準の 40%から 35%に減少させた評価) では 9%の ²⁴¹Am 減少の効果が得られている。

流量スペクトルシフト運転(M)では ²⁴¹Am が 25%減少する結果となった。流量スペクトルシフト運転では初期の Pu 富化度低下の効果が大きいため初期の Pu 装荷量が減少してその影響で ²⁴¹Am 他が減少した結果だが、後述のように Pu の転換が多いため TRU の消費効率が悪化している。

②TRU および Pu 生成量

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により取出し直後の TRU は最大 34%減少する結果となった((C)ウォーターロード置換)。他の方式の高減速化で 20%~30%の減少が得られている。

過剰の Pu を添加する場合(I)ではウラン燃料のウラン残留の場合と異なり、初期の Pu 富化度が大きく高まってしまう結果、みかけの TRU 生成量が高まっている。

スペクトルシフト運転では逆に初期の Pu 富化度が低下した結果、みかけの TRU 生成量が 25%減少する結果となった。

③MA 生成量

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により取出し直後の MA は最大 17%減少する結果となった((B)燃料棒細径化)。他の方式の高減速化では減少するがその程度は小さい結果となった。

スペクトルシフト運転(K, M)ではウラン燃料炉心とは異なり MA の増減は無かった。

過剰の Pu を添加する場合(I)では TRU の場合と同様にみかけの MA 生成量が高まっている。

スペクトルシフト運転では逆に初期の Pu 富化度が低下した結果、みかけの MA 生成量が減少する結果となった。

④TRU 消費量

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により TRU 消費量は最大 16%まで増大する結果となった((B)燃料棒細径化)。他の燃料仕様を変更する方式の高減速化でも同程度の増大が得られている。

炉心側の運転方法での高減速化(J, L)は燃料仕様変更の高減速化の場合より感度が小さい。

過剰の Pu を添加する場合(I)では TRU の場合と同様にみかけの消費量が高まっている。

スペクトルシフト運転では TRU 消費量が 28%減少する結果となった。スペクトルシフト運転では初期の Pu 富化度低下の効果が大きいいため初期の Pu 装荷量が減少した結果だが Pu への転換が多いため TRU の消費効率が悪化している。

⑤ 放射性毒性

燃料仕様変更での高減速化(B, C, D, E)により放射性毒性は最大 16%まで減少する結果となった (B)燃料棒細径化)。他の燃料仕様を変更する方式の高減速化では減少幅が小さくなっている。

過剰の Pu を添加する場合(I)では初期 Pu 富化度が高く消費量が小さくなる結果、取出時での放射性毒性が高まっている。

スペクトルシフト運転(M)では初期の Pu 富化度低下の効果があり、有害度が低下する。

(3) 環境負荷低減効果に関する検討

3.1.2 章(3)でまとめて示す。

(4) 成立性の検討

3.1.2 章(4)でまとめて示す。

(5) 燃料仕様候補の抽出

3.1.2 章(6)でまとめて示す。

3.1.2 環境負荷低減型次世代炉向け炉心燃料仕様の検討

(1) ウラン炉心燃料仕様に関する検討

ウラン炉心に関するスクリーニング基準に関わる検討結果を図 3.1-3 に示す。

① ^{241}Am 量

運転方法での高減速化(B)は燃料仕様変更の高減速化の場合より感度が小さいが炉心流量を常に最大とした運転では 9%の ^{241}Am 減少の効果が得られている。

出力密度を 50kW/1 から 70kW/1 に 40%増加する炉心向けの燃料では 21%の ^{241}Am 減少の効果が得られている。この場合、TRU、Pu、MA はほとんど変化せず、 ^{241}Am は減少する。これは燃料の出力密度が増加して炉内滞在時間が減り ^{241}Pu の減衰が少なくなったこととウラン残留の効果で MA 全体が減少することの両方の影響が生じていると考えられる。

燃料の一辺の幅を大きくした (水素と重金属の比は基準ケースと同じの) 大型燃料(1.5K 大型燃料)では ^{241}Am が 20%増加している。

1.5 倍大型燃料で燃料棒配置に疎と密に非均質に配置して共鳴吸収を低減する形式の大型燃料 (低共鳴吸収型大型燃料) では、燃焼度を公開文献の条件に合わせて 45GWd/t としていることから既設炉基準ケースと比較した。疎と密の燃料棒ピッチをもっとも大きく差を付けたケースでは基準ケース 1.66kg/y に対して 1.62kg/y と僅かに ^{241}Am 減少の効果が得られる。TRU や MA も同様の傾向となっている。ただし、疎と密の差が縮小するとその差は無くなっていく。

燃焼度を 70Gwd/t に高め炉心流量を最大に保つ運転方法での高減速化(C)は 11%の ^{241}Am 減少の効果が得られている。燃料仕様変更での評価は行っていないが、既設炉ウランでの感度と同程度であり、燃料仕様変更によって既設炉ウラン並みの減少が得られると考えられる。

燃焼度を 70Gwd/t に高めウラン濃縮度を濃縮度 20wt%まで過剰に添加した場合(B)、 ^{241}Am は 2 倍に増加する結果となった。これは中性子エネルギースペクトルが硬くなって ^{241}Am の消滅が少なくなり ^{241}Am 残留が増えた結果と考えられる。

② TRU および Pu 生成量

炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(B)では TRU 生成量は 4%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同じであることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

大型燃料(1.5K)では TRU が 7%増加している。これは集合体サイズや増加に伴う減速材配置の影響で集合体内の中性子スペクトルが硬くなり Pu の転換が増大したためと考えられる。

燃焼度を 70Gwd/t に高め炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(C)では TRU は 4%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同じであることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

③ MA 生成量

炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(B)では TRU は 3%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同じであることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

大型燃料(1.5K)では MA が 6%増加している。

燃焼度を 70Gwd/t に高め炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(C)では MA は 2%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同程度であることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

燃焼度を 70Gwd/t に高めウラン濃縮度を濃縮度 20wt%まで過剰に添加した場合(C)、MA は 28%減少する結果となった。これはウランの反応が支配的となって Pu の高次化が抑制されて MA の生成が少なくなった結果と考えられる。

④ 放射性毒性

高出力密度の場合に毒性が 6%減少する結果となった。これは MA 減少に伴い、有害度の大きい核種も減少した結果と考えられる。

大型燃料(1.5K)では放射性毒性が 5%増加している。これは集合体サイズや増加に伴う減速材配置の影響で集合体内の中性子スペクトルが硬くなり Pu の転換が増大し有害 MA も増加したためと考えられる。

燃焼度を 70Gwd/t に高め、炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(D)では放射性毒性は 3%減少する結果となった。

燃焼度を 70Gwd/t に高め、ウラン濃縮度を濃縮度 20wt%まで過剰に添加した場合(C)、毒性は 60%減少する結果となった。これは有害度の大きい Cm 核種、 ^{238}Pu が減少した結果と考えられる。

(2) MOX 炉心燃料仕様に関する検討

MOX 炉心に関するスクリーニング基準に関わる検討結果を図 3.1-4、図 3.1-5 に示す。

① ^{241}Am 量

炉心流量を最大値に固定した運転方法での高減速化(D)では4%の ^{241}Am 減少の効果となった。プルトニウムの組成がより高い燃焼度(45GWd/t→90GWd/t)のウランの取出燃料のものになった場合や過剰のPuを添加した場合には、Puが増加することにより、 ^{241}Am 以下の量が増加した結果と考えられる。

大型燃料(1.5K)では ^{241}Am が23%増加している。これはPu富化度にも表れているが、MOX燃料では燃料大型化で燃料の中性子スペクトルが硬くなったためである。

燃焼度を70GWd/tに高め炉心流量を最大に保つ運転方法での高減速化(B)では ^{241}Am は4%減少する結果となった。燃料仕様変更での評価は行っていないが、既設炉MOXの感度より半減となっているため、燃料仕様変更によって既設炉MOXの効果の半減程度の減少になると考えられる。

燃焼度を70GWd/tに高め過剰のPuを添加した場合、 ^{241}Am は倍増する。これはTRU装荷量(Pu富化度)が1.8倍に増える一方TRU消費量は24%しか増えない結果により、 ^{241}Am も増加しているためと考えられる。

燃焼度を70GWd/tに高め ^{237}Np を除去したMAを添加したMOXとした場合、過剰のPuを添加した場合と同様にTRU装荷量の増大とTRU消費量のミスマッチによって ^{241}Am は増加する。MA添加するMOXではPu富化度が大きく高まることが上記の原因であり、これを緩和する仕様と組み合わせることの検討が今後必要である。

燃焼度を70GWd/tに高めマルチリサイクルのMOXではMA添加MOXと同様に大幅に ^{241}Am は増加する。

② TRU および Pu 生成量

TRUおよびPu生成量は ^{241}Am と同様の炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(B)ではTRUは3%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同じであることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

大型燃料(1.5K)ではTRUが13%増加している。これは集合体サイズや増加に伴う減速材配置の影響で集合体内の中性子スペクトルが硬くなりPuの転換が増大したためである。

燃焼度を70GWd/tに高め炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(D)ではTRUは4%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同じであることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

燃焼度を70GWd/tに高め過剰のプルトニウムを添加した場合、MA添加MOX、マルチリサイクルのMOXでは基準ケースから大幅に増加する。

③ MA 生成量

炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(D)ではMAは2%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同じであることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

大型燃料(1.5K)ではMAが増加している。

燃焼度を70GWd/tに高め炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(D)ではMAは3%減少する結果となった。この感度は既設炉のウランでの結果と同程度であることから燃料の仕様により高減速化する方式についても同様の感度で減少することが考えられる。

燃焼度を 70Gwd/t に高め過剰の Pu を添加した場合、MA 添加 MOX、マルチリサイクルの MOX では基準ケースから大幅に増加する。

④ TRU 消費量

過剰の Pu 添加の場合(C)、TRU 消費量には見かけ上大きい値となるが、どの仕様もほぼ同程度の値となっている。

燃焼度を 70Gwd/t に高め過剰の Pu を添加した場合 TRU 消費量は、MA 添加 MOX、マルチリサイクルの MOX では基準ケースから大幅に増加する。これは TRU 装荷量が増加してみかけの消費量が増加したためである。

⑤ 放射性毒性

高出力密度の場合に毒性が 6%減少する結果となった。これは MA 減少に伴い、有害度の大きい核種も減少した結果と考えられる。

大型燃料(1.5K)では毒性が 9%増加している。これは集合体サイズや増加に伴う減速材配置の影響で集合体内の中性子スペクトルが硬くなり Pu の転換が増大し有害 MA も増加したためである。

燃焼度を 70Gwd/t に高め炉心流量を最大に保ち高減速化する方法(D)では放射性毒性は 3%減少する結果となった。

燃焼度を 70Gwd/t に高め過剰の Pu を添加した場合、MA 添加 MOX、マルチリサイクルの MOX では基準ケースから大幅に増加する。これは TRU 装荷量が増加してみかけの消費量が増加したためである。

以上のような Pu 富化度が高まる場合は高減速化やウラン添加などで Pu 富化度を低下させる組合せが必須となることが考えられる。

(3) 環境負荷低減効果に関する検討

ここでは環境負荷低減効果についてまとめる。環境負荷低減効果とは、この研究全体の目標としては<1>有害度低減（潜在的放射性有害度の低減）、<2>廃棄物の減容（高レベル放射性廃棄物の減容）、<3>Pu 生成量の低減および<4>燃料サイクル全体での経済性の向上である。<3>、<4>については今後検討していく項目であり、今の時点では<1><2>の効果についてのみ整理する。なお<1><2>の数値目標としては、標準燃料炉心に比べて<1>は 50%減、<2>は 30%減としている。

① ウラン燃料炉心

ウラン燃料炉心における高減速化時および FORSETI™概念用ウラン燃料での環境負荷低減効果を表 3.1-1 にまとめて示す。なお FORSETI™概念とは、スクリーニング手法の中では手法 E に相当する。

ウラン燃料炉心において環境負荷低減（有害度生成低減、高レベル放射性廃棄物生成低減）の効果が大きい燃料仕様は、高減速化（燃料棒細径化、燃料棒本数低減）、FORSETI 概念用設計（過剰なウラン濃縮度の添加）である。例えば有害度生成量については高減速化で評価した燃料棒細径ケース（約 75%ペレット面積減）において 0.73 倍、ガラス固化体体積を増大させる長期的な発熱源（²⁴¹Pu 量）では 0.82 倍となっている。例えばこの 0.82 倍の値は達成目標値 0.7 倍に対して単独では到達できていないものの組み合わせることで 0.7 倍に近い効果が得られることから、燃料仕様として高減速化は候補となりうるということになる。FORSETI™概念用ウラン燃料では 10%ウラ

ン濃縮度のケースでは有害度生成量では 0.68 倍、長期的な発熱源(^{241}Pu 量)では 0.88 倍である。なおより詳細な評価が可能な ORIGEN 評価による MA 全体で行ったの発熱評価ではスクリーニングの簡易評価と比べて 1/3~1/2 減と非常に大きな効果となっている。

以上のように高減速化（燃料棒細径化、燃料棒本数低減）、FORSETITM概念適用設計の効果が大きく、このふたつの効果の単純な合算が成り立てばウラン燃料だけの範囲ではあるが、①有害度低減と②廃棄物の減容の目標が達成可能となると考えられる。

出力密度増大の効果については平成 28 年度のウラン炉心（次世代炉）の 50kW/1 から 70kW/1 への出力密度増大時の評価結果では 6%の有害度低減と有意であるものの高減速化や FORSETI 概念用の燃料仕様適正化の場合と比べて効果が小さいとの結果である。出力密度増大は軽水炉の発電コスト低減の目的で行われることがあることと環境負荷低減効果が比較的小さいことを考慮すれば出力密度については環境負荷の観点から決める優先度は低いと考えられる。

さらにスペクトルシフト運転（スペクトルシフト型燃料含む）や大型バンドルは有害度が増加してしまうか有意な効果が得られないとの結果であり、環境負荷低減の観点では積極的に採用すべきではない燃料仕様と考えられる。

② MOX 燃料炉心

MOX 燃料炉心における高減速化時および FORSETITM概念サイクルにおける MOX 燃料での環境負荷低減効果を表 3.1-2 にまとめて示す。

MOX 燃料炉心において環境負荷低減（有害度生成低減、高レベル放射性廃棄物生成低減）の効果が大きい燃料仕様は、高減速化（燃料棒細径化、燃料棒本数低減）、FORSETITM概念用リサイクル（FORSETITM概念用ウラン燃料の使用済み燃料取出しの Pu を使った MOX 燃料設計）、および Pu 富化度の低減である。

高減速化では、例えば有害度生成量については燃料棒細径ケースにおいて 0.84 倍、ガラス固化体体積を増大させる長期的な発熱源(^{241}Pu 量)では 0.87 倍となっている。

FORSETITM概念用リサイクルの 10%ウラン濃縮度のケースでは有害度生成量では 0.49 倍、長期的な発熱源(^{241}Pu 量)では 0.41 倍となっている。以上のように高減速化（燃料棒細径化、燃料棒本数低減）、FORSETITM概念用リサイクルでの効果が大きく、このふたつの単純な合算が成り立てばウラン燃料も含めて①有害度低減と②廃棄物の減容の目標が達成の可能性はある。

Pu 富化度は MOX 燃料の MA 高次化に大きく影響するため、その値を低下させることは環境負荷低減には良い側面はある。しかしながらそれは燃料当たりの Pu 消費量を減らすこと意味するため、Pu バランス（最小限の Pu バランスを実現する）の面では逆の効果となる。したがってこのような考え方を適用する状況としては Pu の在庫が最小に近づいてきていて Pu 消費量を小さくする必要のあるような過渡的な状況下の場合である。

MOX 燃料の Pu 富化度増加とともに燃焼度増加を図る燃料仕様については、使用済み燃料体数を削減できるメリットはあるものの燃焼度増加が MA の高次化を促進して（TRU は増加し）有害度を増大させる影響が非常に大きいことが昨年度の検討も踏まえると明らかである。したがって Pu 富化度増加による燃焼度増加は MOX 燃料の有害度低減の観点では避けるべき仕様ということになる。

燃料棒太径化と出力密度増大の効果についてはウラン燃料の場合よりも効果が小さく、環境負荷低減型軽水炉の燃料炉心仕様として考慮する必要は無いと考えられる。

スペクトルシフト運転ではウラン燃料炉心の場合と逆に有害度が低減される効果があるものの、その効果はサイクル中のボイド率変化を 30%→80%と限界まで大きくしても 7%減程度であり、効果としては有意ではあるものの燃料仕様による場合と比べて効果が小さいため MOX 燃料炉心でスペクトルシフト運転を積極的に導入する意義は小さいと考えられる。

③ MOX リサイクル (MA 添加の場合も含む)

MOX リサイクルでは FORSETI™概念用リサイクルを前提としたマルチリサイクルの評価を行った。

MOX のマルチリサイクルでは Pu の組成の組み合わせが様々想定できるが、典型例として前サイクルの燃料の取出し組成を次サイクルの適用するケースで評価した。この結果によれば、標準ケース燃料ではリサイクル回数増加にともない有害度が単純に増加していくのに対し、FORSETI™型ウラン燃料の濃縮度が 10wt%以上の場合には数サイクルの間は有害度が標準ケースを下回ることが示されている。さらに Pu 生成量や MA 生成量についても大きく低減する。現在行われているプルサーマルは標準ケースに相当していることから、FORSETI™概念用設計を前提としたマルチリサイクルは環境負荷低減の観点で有意な効果があると考えられる。

MA を添加するリサイクルの場合では、環境負荷特性が悪化する方向となる Pu 富化度の増加をなるべく伴わない方式との組み合わせが必須と考えられる。例えば、MOX 燃料母材に濃縮ウランを使用することや MOX 燃料集合体の中の MOX 棒比率を下げウラン棒比率を上げるなどである。

(4) 成立性に関する検討

① ウラン燃料炉心

FORSETI™概念用ウラン燃料を用いたウラン炉の 3 次元炉心解析を行なった。このとき想定した FORSETI™概念用ウラン燃料は最も実現が容易と考えられる方式 (天然ウランブランケット不使用) としたことから、既設炉でも簡単に実現可能である。基本核熱特性は天然ウランブランケットを不使用としたのみであり、標準ケース同様に炉心は成立する。FORSETI™概念用ウラン燃料の濃縮度としては 4.1wt%と標準ケースの濃縮度 3.8wt%からわずかに 0.3wt%濃縮度が増加したのみであるが、既設炉で容易に成立性の確実な炉心燃料でも放射性毒性低減の効果がある (5%以上) ことが示された。効果の小さいケースではあったが単純な工夫での FORSETI™概念用ウラン燃料でも放射性毒性低減ができ、成立性もある例が示されている。

FORSETI™概念用ウラン燃料を用いたウラン炉によりさらに大きな環境負荷低減効果を得るには FORSETI™概念用ウラン燃料の初期濃縮度を増加する必要がある。この場合の炉心成立性は 3 次元評価では確認がされていないため予備的な評価として 2 次元断面の反応度特性の評価を行った。この結果では FORSETI™概念用ウラン燃料の初期ウラン濃縮度の増加とともにボイド反応度 (負値) や冷温時運転時反応度差が拡大 (悪化) していく結果となっている。これらの悪化は高減速化と組み合わせることで解消できる範囲が存在するとの結果も得られている。すなわちウラン燃料での環境負荷低減では、核的な成立性、環境負荷特性の両方の要求から FORSETI™設計と高減速型の組み合わせが有効と考えられる。

② MOX 燃料炉心

高減速型 MOX 燃料を用いたウラン炉の 3 次元炉心解析を行ないペレット面積が標準ケースの 90%となるケースにおいて基本核熱特性を評価し炉心成立性を確認した。MOX 燃料では FORSETI™ 概念用サイクルとして FORSETI™ 概念用ウラン燃料から得られる回収ウランと Pu を使用するが、この場合の Pu 組成は、サイクル回数にもよるが、通常のプルサーマルの燃料と比較して Pu 富化度が低下できるなどの特徴があり、核特性上は通常のプルサーマルより炉心成立上は有利であり、高減速化との組み合わせではさらに核特性は改善側になる。このことから高減速型だけでなく高減速型と組み合わせた FORSETI™ 概念サイクル（マルチサイクル）の炉心では数サイクル以上のマルチリサイクルの燃料炉心が成立可能な範囲が存在すると考えられる。また、Pu 富化度増加を伴う高燃焼度化については、有害度増加となるため環境負荷低減には結びつかない。

(5) 個別手法ごとの詳細検討

① Np 分離プロセスの評価、および MA 分離技術の調査および分離組成の簡易評価

マイナーアクチニド（MA）添加型の混合酸化物燃料（MOX 燃料）向けに ^{237}Np 分離プロセスの検討を継続するとともにプロセス絞り込みを行った。抽出前に酸化して、抽出後に還元する Np の分離回収プロセスを PUREX 法の抽出分離シミュレーションコードである PARC-L を用いて評価した。この結果、抽出と逆抽出との間での価数調整や、有効抽出剤濃度を考慮することで、U, Pu と Np と Am, Cm をそれぞれ分離回収できる可能性を示した。

これにより、抽出前に酸化して、抽出後に還元する Np 分離プロセスが MA 添加の MOX 燃料製造の為の Np 除去手法として有効であることを示した。また基本的な ^{237}Np の分離プロセス絞り込みを行うとともに分岐率が報告されている MA 分離技術を基に分離組成を評価した。さらに Np 分離プロセスの評価で検討した Np 分離技術を適用することで Np を取り除いた MA 添加の MOX 燃料向けの分離後組成の一例を示した。分離後の組成から、MA 添加の MOX 燃料のために Np を十分に除去できる可能性を示した。

② MA リサイクル型 MOX 燃料などに対する 2 次元体系での検討

MOX 燃料に MA を添加した場合の燃焼特性について、燃料集合体のサイズを変えない範囲で燃料棒径を減少して高減速化した場合（H/HM を増加した場合）との組み合わせを含めて検討した。検討は集合体代表断面を対象に 2 次元格子計算コードを用いて解析することで行った。

1) MA 添加の影響検討（FORSETI 型 U 燃料由来 Pu+MA）

MOX 燃料に MA を添加することで ^{237}Np や ^{241}Am を起源として ^{238}Pu が大きく増加すること、FORSETI™ 型 U 燃料の濃縮度が増加すると ^{237}Np の重量割合が高まるため FORSETI™ 型燃料（U 燃料、MOX 燃料）を用いる燃料サイクルでは ^{237}Np の分離が MA を添加する MOX 燃料における放射性毒性の低減により有効であることが分かった。

2) MA 添加時の高減速化の影響検討（FORSETI 型 U 燃料由来 Pu+MA、高減速化）

MOX 燃料に MA を添加する場合において、高減速化を行うことで ^{238}Pu や ^{244}Cm などの放射性毒性が低減する。Pu-MOX と TRU-MOX（MA 添加を意味する）を比較した場合は TRU-MOX の方が放射性毒性の低減量が大きいことも併せて確認した。 ^{237}Np からの ^{238}Pu の生成を遮断できればさらに大き

く放射性毒性を低減できると考えられるため、FORSETI™燃料を用いる燃料サイクルでは Np の分離が放射性毒性の低減により重要であると考えられた。

③ Np 除去効果の検討 (FORSETI™型 U 燃料由来 Pu+MA、Np 除去)

MOX 燃料に MA を添加する場合において、²³⁷Np の除去を行うことで ²³⁸Pu の生成を抑制でき、²³⁸Pu 起因の放射性毒性を Np 除去前に比べて 48%低減可能であることを確認した。また、²³⁸Pu 起因の放射性毒性を半減できたことから、全体の放射性毒性も 29%低減することを確認した。以上から、FORSETI™燃料適用時においても ²³⁷Np の除去が放射性毒性の低減に極めて有効であるといえる。

④ 高減速化 MOX における Np 除去効果検討 (FORSETI™型 U 燃料由来 Pu+MA)

MOX 燃料に MA を添加する場合において、さらに高減速化した場合について検討した。これまでに評価した高減速化ケースと同様の放射性毒性低減効果、MA の高次化抑制効果が得られることを確認した。FORSETI™型設計の燃料を用いた軽水炉燃料サイクルで MA 添加 MOX を用いる場合には Np 除去および燃料の高減速化を行う事が放射性毒性低減の観点から望ましいことが分かった。

⑤ MOX マルチリサイクル時の予備的評価 (FORSETI™型 U 燃料由来 Pu 使用)

FORSETI™型ウラン燃料を用いることで取り出された Pu 中の核分裂性核種の割合が高まること分かっている。このような Pu 組成を用いることで従来難しかった軽水炉での Pu の複数回の利用 (マルチリサイクル) が現実的な富化度で実施できる可能性があるか検討した。具体的には第 3 サイクル目の特性を評価することで、マルチサイクル化した場合に想定される特性を予備的に評価した。その結果、FORSETI™型ウラン燃料由来の 2 サイクル目 Pu および Virgin-Pu の利用によって第 3 サイクルまでの放射性毒性は大きく低減する結果が得られた。以上により、MOX のマルチリサイクルにおいて FORSETI™概念が放射性毒性低減に有効であることが確認された。

⑥ 回収ウランを利用した Pu マルチリサイクル時の予備的評価

MOX マルチリサイクル時に従来より高いウラン濃縮度で回収される FORSETI™型 U 燃料の回収ウランを利用する場合の Pu の複数回利用 (マルチリサイクル) への影響を予備的に検討した。FORSETI™型 U 燃料の使用済み燃料からの回収ウランを MOX 燃料の母材の一部に利用する方式についてマスマルチリサイクル検討を行った。その結果、本方式を適用することで TRU 生成量を減少させつつ多数回のマルチリサイクルの可能性があることがわかった。これらの結果により高速炉 MOX マルチリサイクルの代替オプションとして環境負荷低減型軽水炉での MOX マルチリサイクルの可能性が予備的に示されたと考える。

⑦ FORSETI™型燃料設計における崩壊熱低減効果の検討

FORSETI™設計概念を用いたウラン燃料では ²⁴⁴Cm 生成量が大幅に減少されることから、5 年冷却後には崩壊熱が 40%に低減する。MOX 燃料では燃焼直後から Cm 核種の寄与が大きい。FORSETI™設計概念を用いたウラン燃料由来の Pu を用いた MOX 燃料ではウラン燃料の濃縮度増加に沿って TRU の高次化が抑制される。その結果 5 年冷却後の崩壊熱は 3.8wt%(現行燃料)と比べて、例えば FORSETI™ウラン燃料の濃縮度が 10wt%の場合 48%に、20wt%の場合 31%に低減することが示された。

⑧ TRU を用いた核変換処理高速炉の検討

TRU を用いた核変換処理用の高速炉として、ウラン無し TRU 金属燃料高速炉を対象に、代表的な軽水炉取出しの TRU 組成を装荷した場合の燃焼特性を検討するとともに、高速炉炉心特性への

影響を検討した。TRU 消費量は各 TRU 組成とも 0.266ton/y でほぼ同じである。環境負荷低減軽水炉と同一熱出力に換算すると約 2～3 倍の TRU 消費量である。この理由は新たに TRU を生成するウランを使用していないことと、中性子スペクトルが硬く TRU の高次化が生じにくいことによる。炉心特性として、平均的な出力密度や線出力、燃焼反応度変化や反応度係数が、過去の研究で成立性を確認した高速炉炉心の特性とほぼ同などの範囲に収まっていることが確認された。このことから、今回設定した TRU 燃焼高速炉炉心の成立見通しがあると考えられた。

⑨ MOX 燃料高燃焼度化の影響検討

次世代軽水炉で MOX 燃料についても高燃焼度化する場合を想定し、MOX 燃料の燃焼度を 70GWd/t とした場合の燃焼時 TRU 組成などについて高燃焼度化の影響を評価した。その結果、FORSETI™型 U 燃料由来の Pu を用いることにより、高燃焼度化したとしても MOX 燃料の有害度などの環境負荷特性を改善できる効果が期待されることがわかった。

⑩ MOX 燃料高減速化（高燃焼度化時：取出し燃焼度 70GWd/t）の影響評価

高燃焼度化した MOX 燃料をさらに高減速化した場合について燃焼時 TRU 組成などについて影響を評価した。その結果、高減速化することにより、高燃焼度 MOX 燃料について有害度などを低減できることが確認された。

(6) 燃料仕様の候補の抽出

環境負荷低減に資すると期待されるウラン燃料、MOX 燃料仕様をまとめると、表 3.1-3 に示すようなものが考えられる。大型燃料などの次世代軽水炉特有の仕様の採用は意義が薄いことがわかったため、燃料仕様候補としては取り込まないこととした。

ウラン濃縮度の上限については、既設で 5.0wt%、次世代軽水炉（第一世代）で 10.0wt%、次世代軽水炉（第二世代）で 10.0wt%以上とした。

取出燃焼度は環境負荷低減の観点では増加させないのが有利であるが、燃料仕様のオプションとして残した。

表 3.1-1 ウラン燃料での環境負荷低減効果

燃料設計仕様	放射性毒性生成量	高レベル廃棄物減容効果
高減速化 (ペレット面積 100%→75%)	0.73 倍 (MA の有害度)	0.82 倍 (²⁴¹ Pu 量)
FORSETI™概念用ウラン燃料 (ウラン濃縮度 3.8wt%→10.0wt%)	0.68 倍 (MA の有害度)	0.88 倍 (²⁴¹ Pu 量)
合計 (上記の積)	0.50 倍	約 0.72 倍

表 3.1-2 MOX 燃料での環境負荷低減効果

燃料設計仕様	放射性毒性生成量	高レベル廃棄物減容効果
高減速化 (ペレット面積 75%)	0.84 倍 (²⁴¹ Pu 量)	0.87 倍 (²⁴¹ Pu 量)
FORSETI™概念サイクル MOX 燃料 (FORSETI™概念用ウラン燃 料濃縮度 10.0wt%)	0.49 倍 (MA の有害度)	0.41 倍 (²⁴¹ Pu 量)
合計	0.41 倍	0.36 倍

表 3.1-3 環境負荷低減型軽水炉の燃料仕様候補

	軽水炉の種類	既設軽水炉	次世代軽水炉 (第一世代)	次世代軽水炉 (第二世代)
		実用化時期	稼働中	2030 年
ウラン 燃料炉心	取出燃焼度	45GWd/t	45GWd/t ~70GWd/t	45GWd/t~ 70GWd/t
	ウラン最高濃縮度	5.0wt%	10.0wt%	10.0wt%≤
	燃料仕様候補	FORSETI™概念用ウラン燃料設計+高減速設計		
MOX 燃料炉心	取出燃焼度	45GWd/t	45GWd/t	45GWd/t
	ウラン最高濃縮度	5.0wt%	10.0wt%	10.0wt%≤
	燃料仕様候補	FORSETI™概念用 MOX 燃料+高減速設計		
MOX マルチリ サイクル	取出燃焼度	45GWd/t	45GWd/t	45GWd/t
	ウラン最高濃縮度	5.0wt%	10.0wt%	10.0wt%≤
	燃料仕様候補	FORSETI™概念用 MOX 燃料+高減速設計		
MOX MA 添加 マルチリ サイクル	取出燃焼度	45GWd/t	45GWd/t	45GWd/t
	ウラン最高濃縮度	5.0wt%	10.0wt%	10.0wt%≤
	燃料仕様候補	FORSETI™概念用 MOX 燃料+高減速設計+Pu 低富化度 設計		

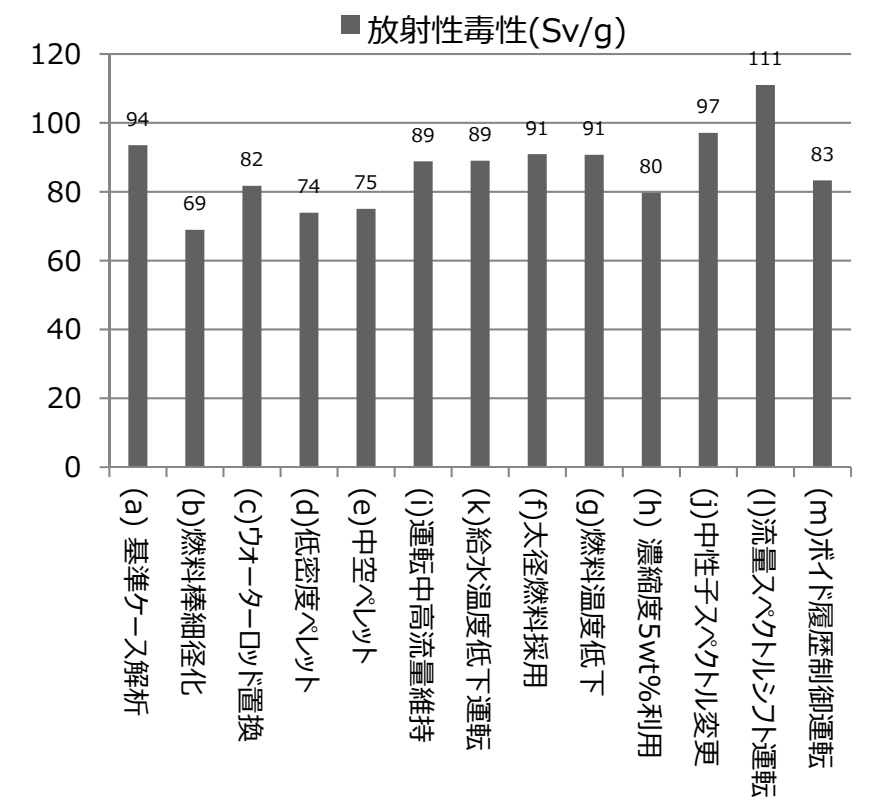
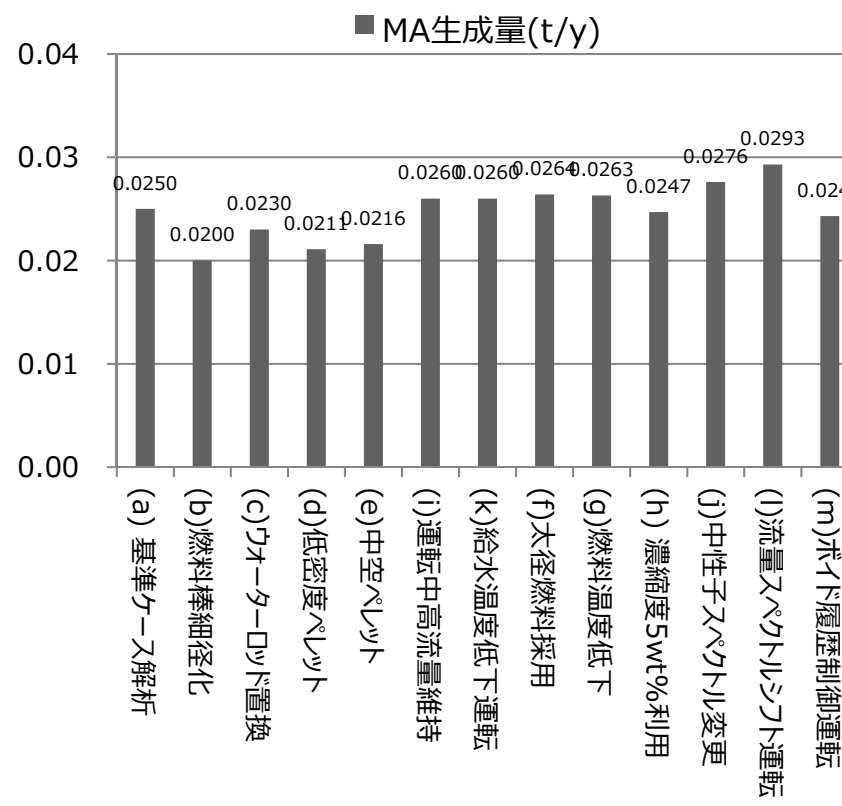
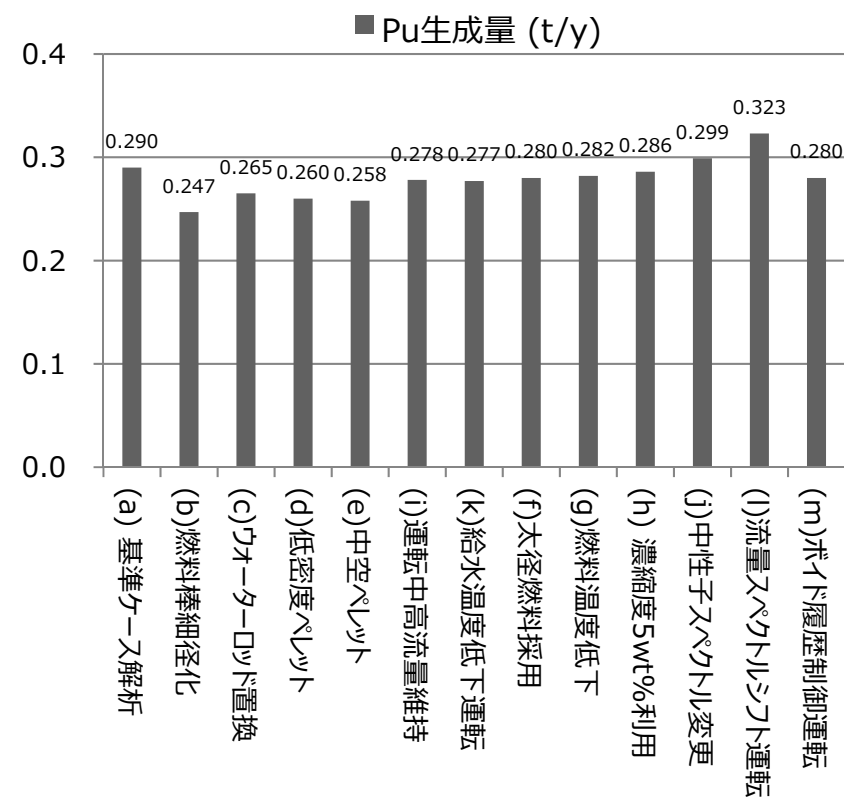
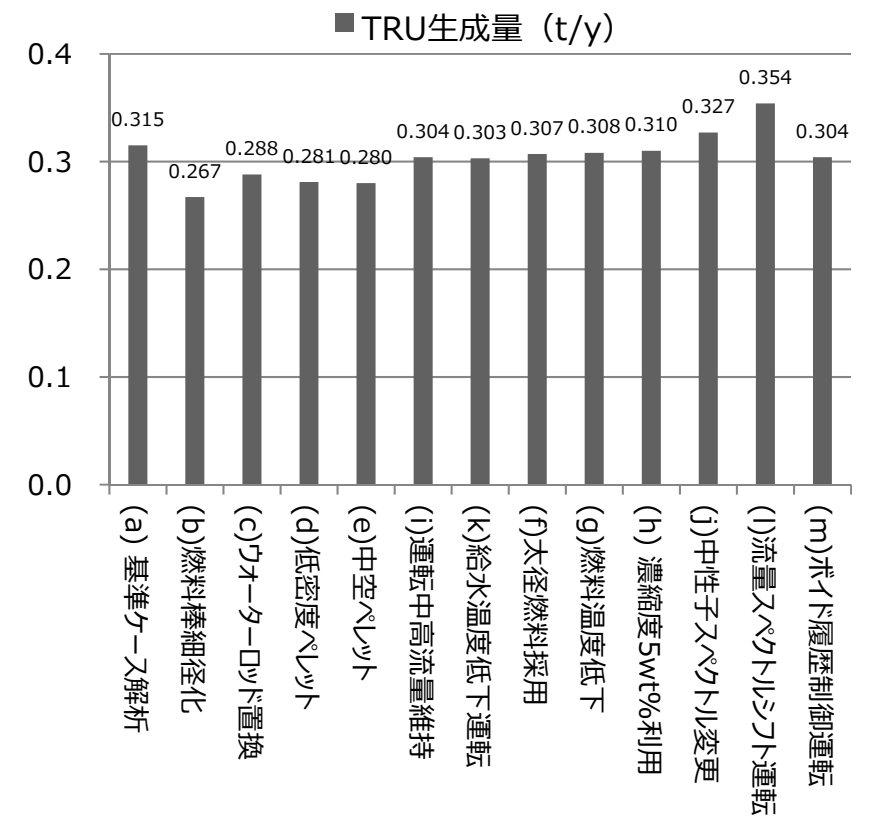
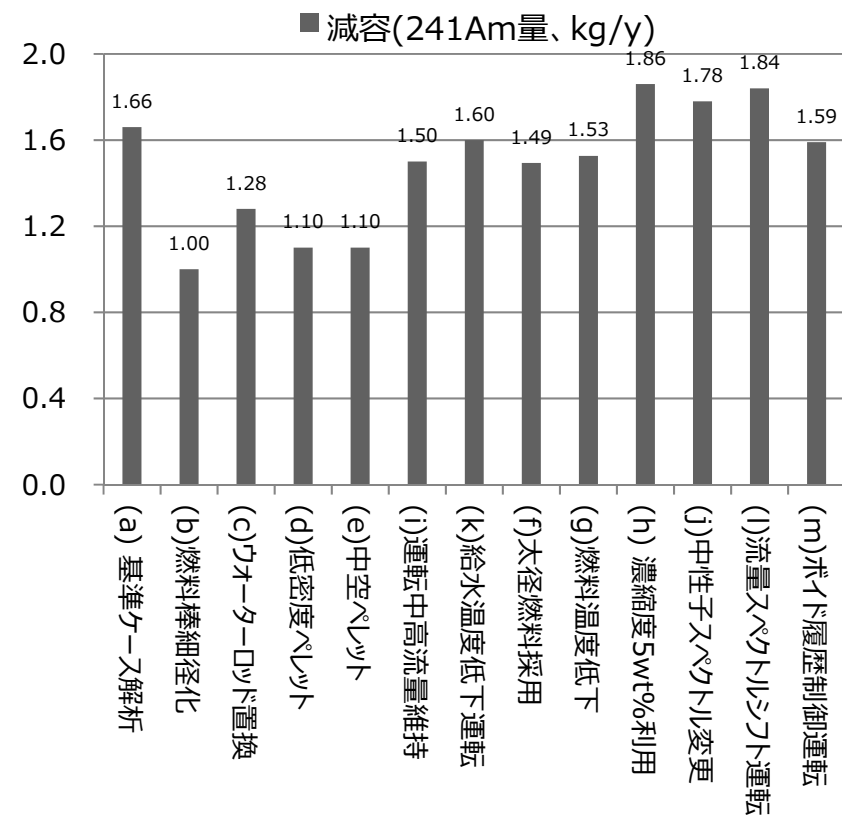
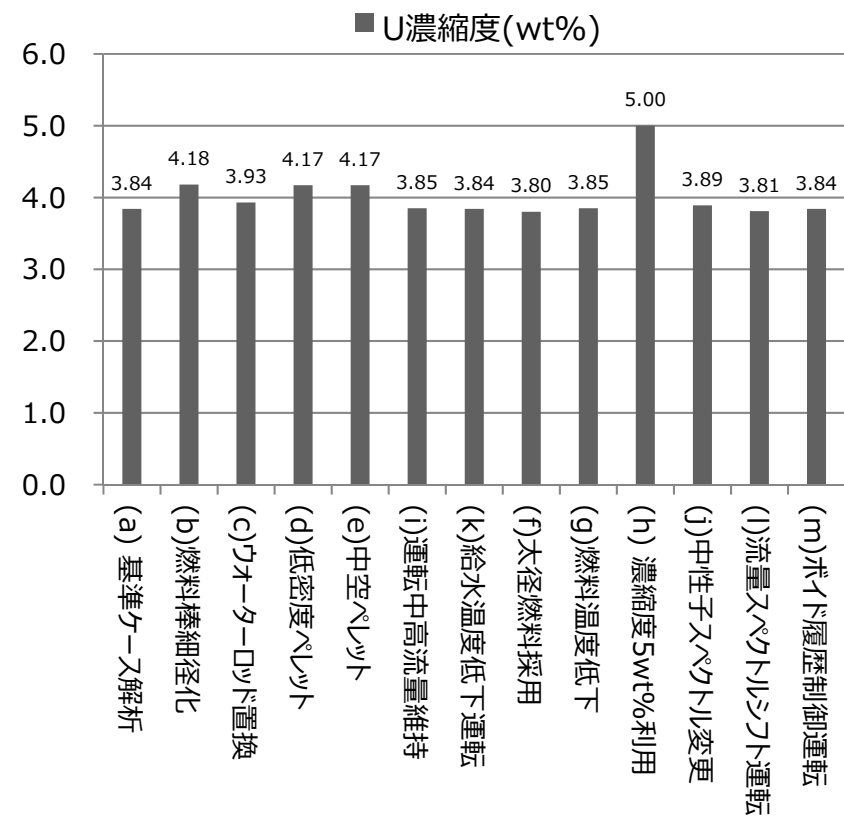


図 3.1-1 既設炉ウランのスクリーニング結果

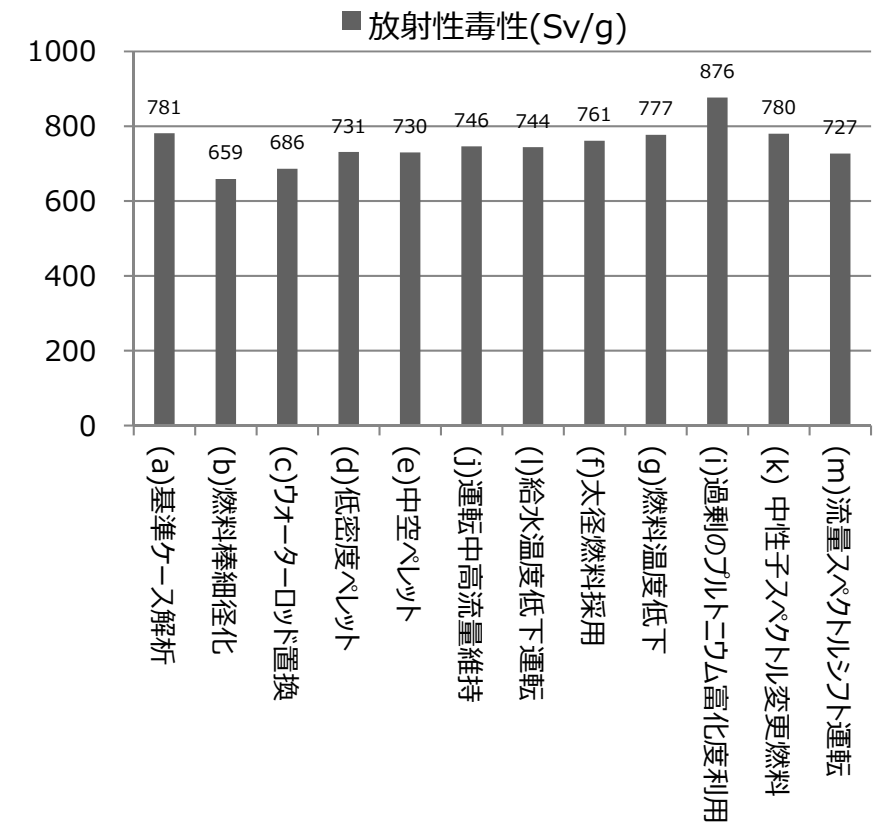
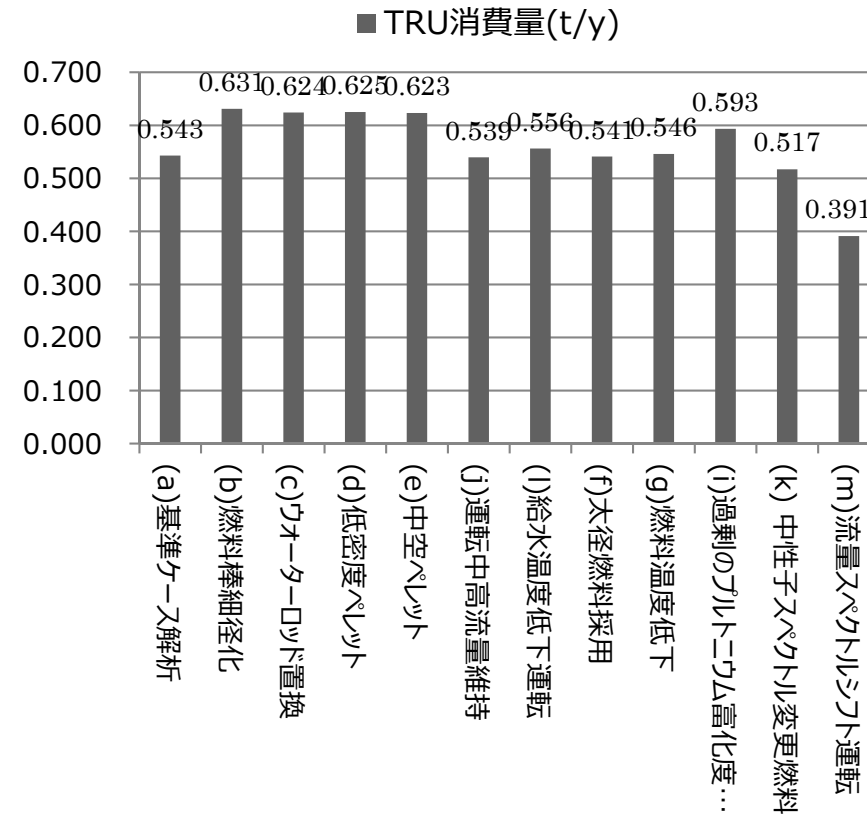
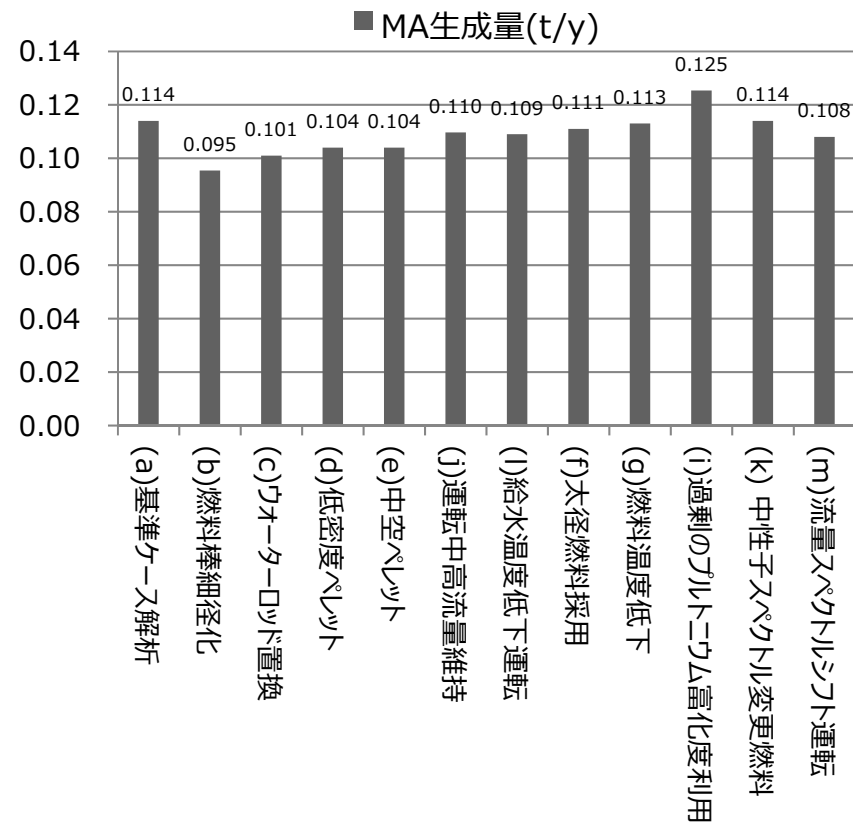
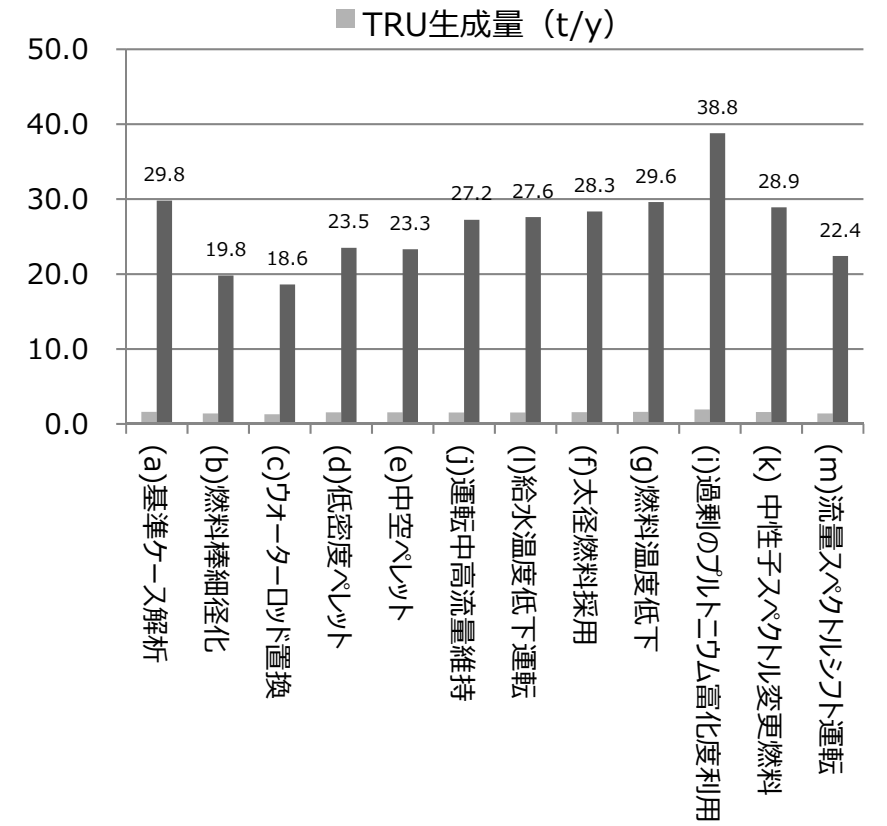
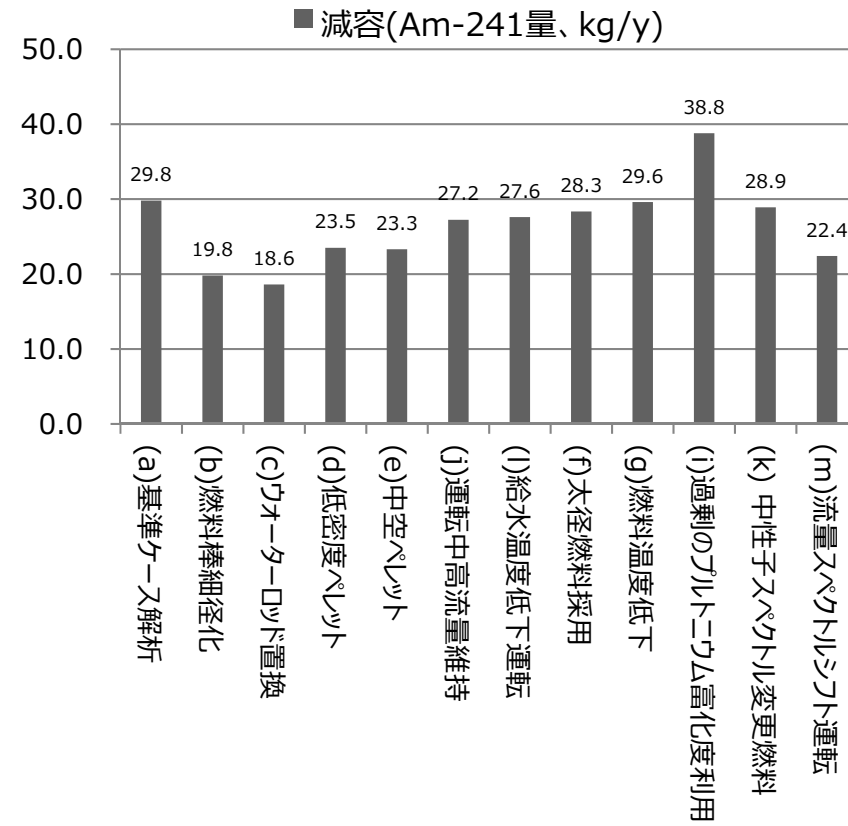
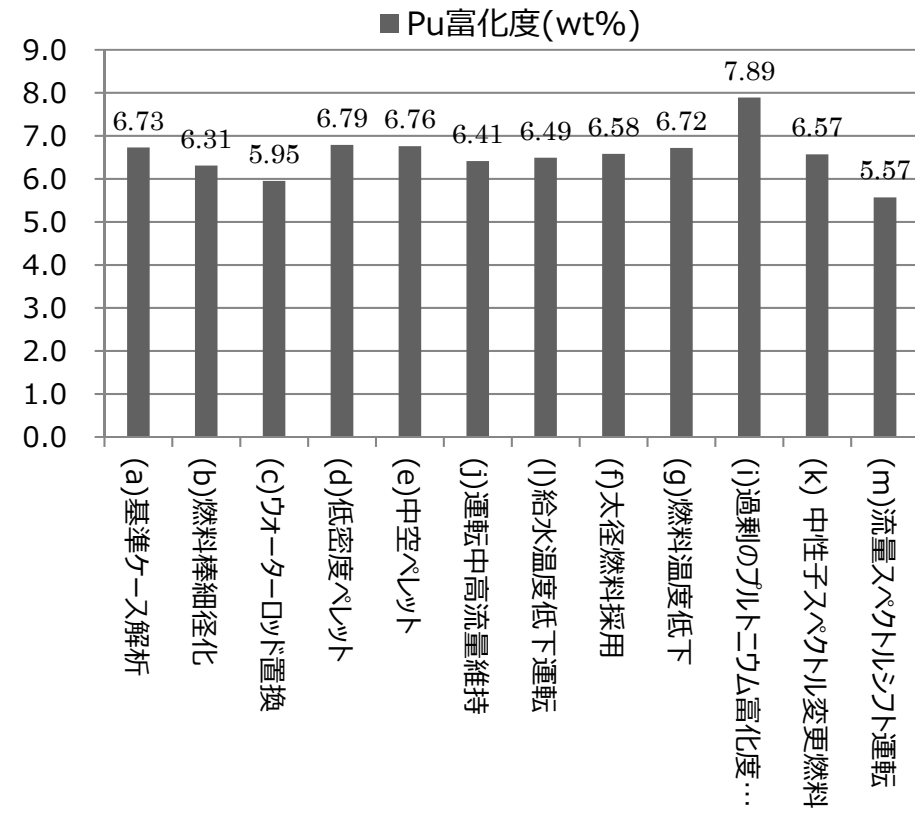


図 3.1-2 既設炉 MOX スクリーニング結果

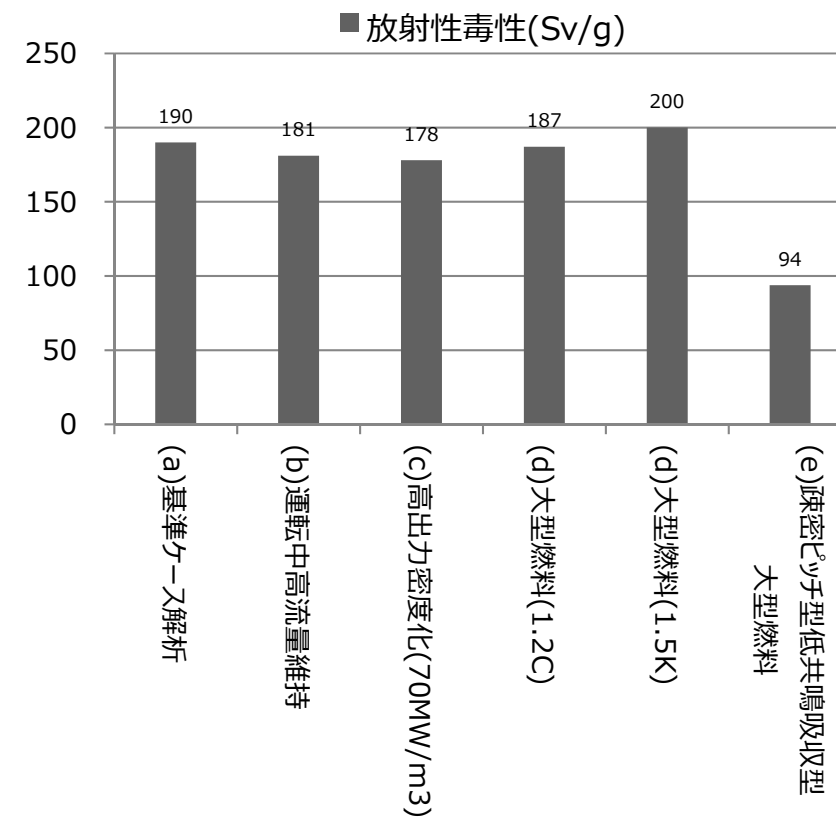
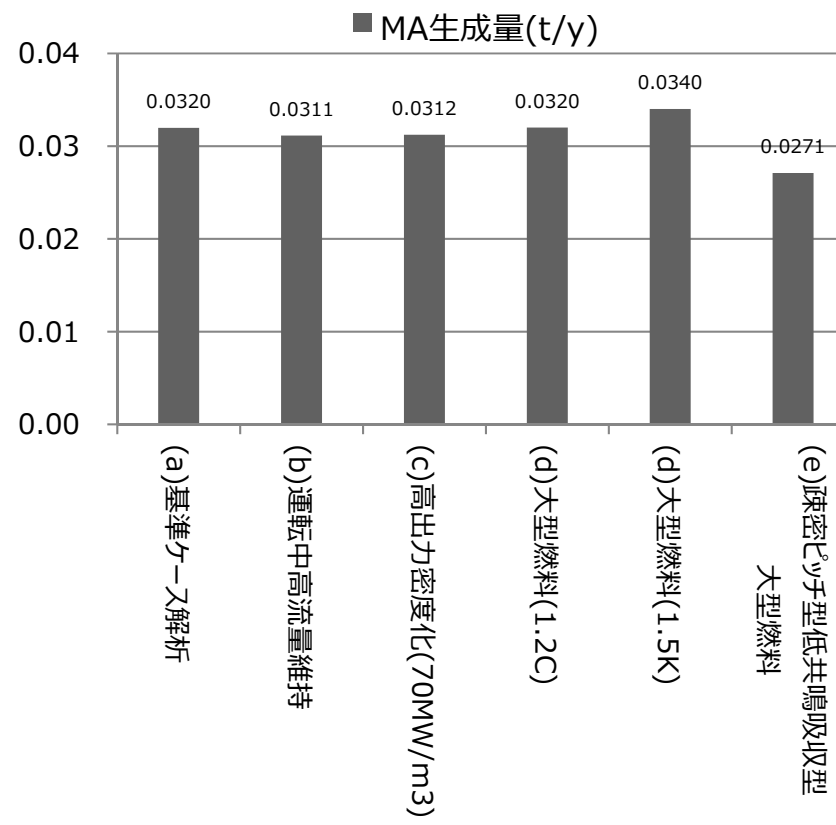
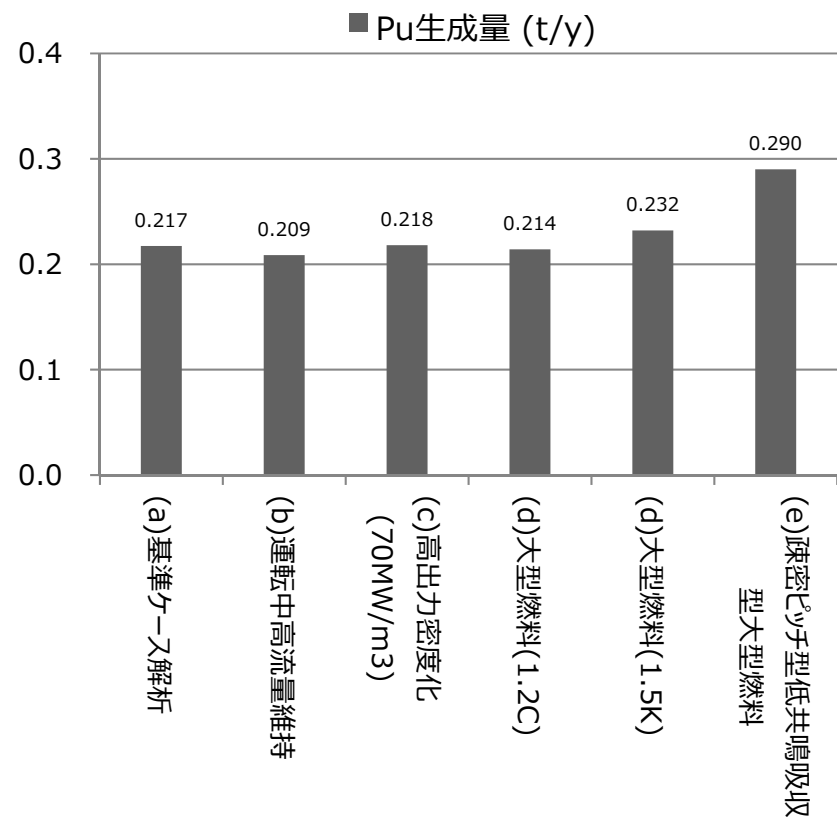
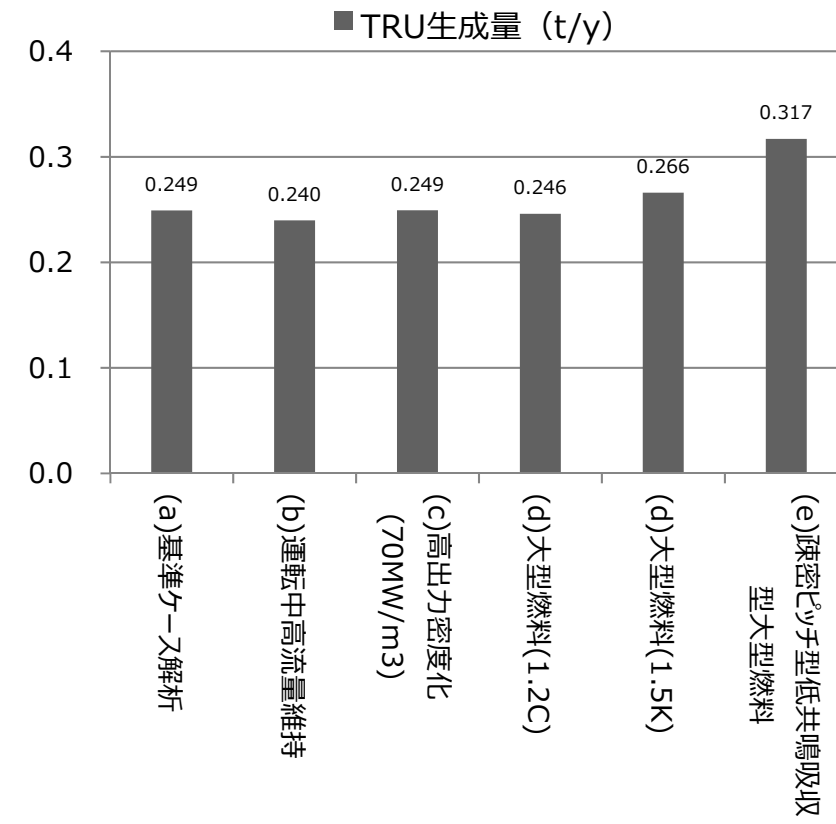
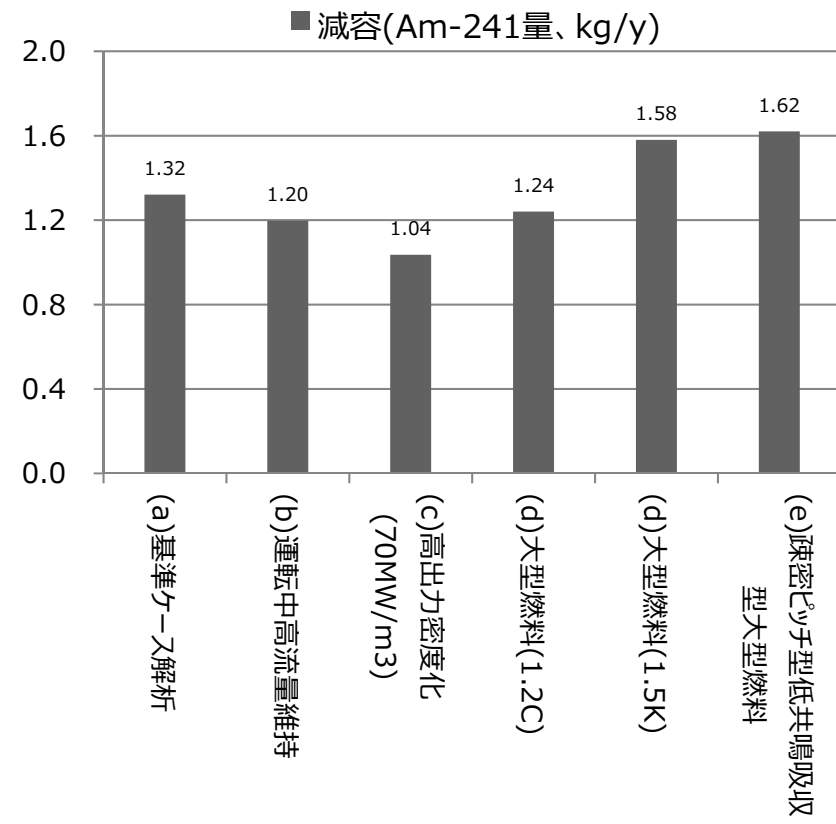
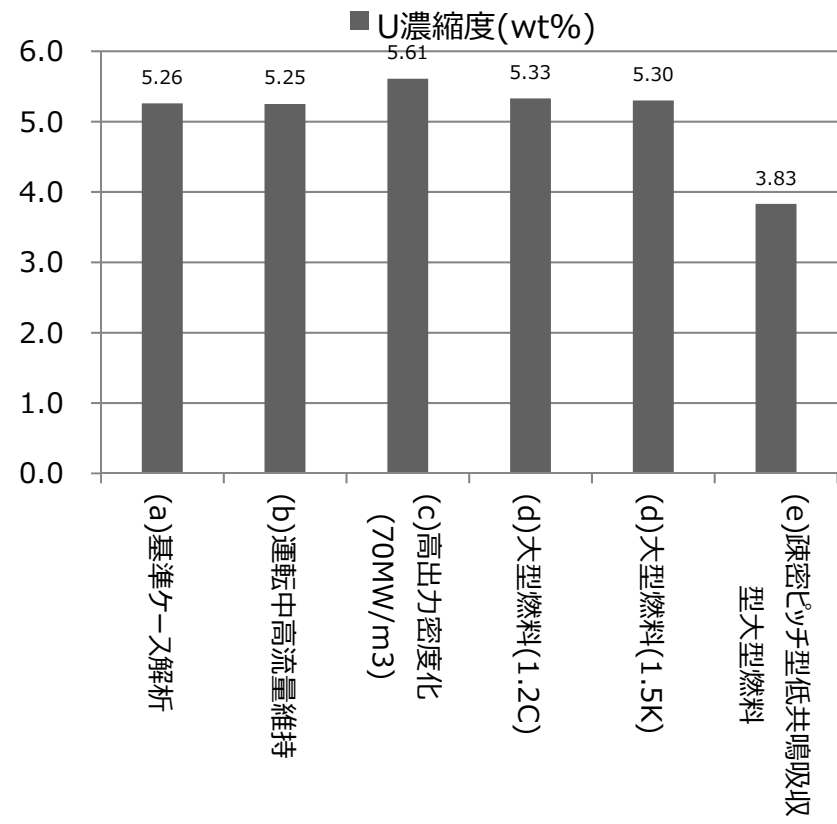


図 3.1-3 次世代炉第一世代ウランスクリーニング結果

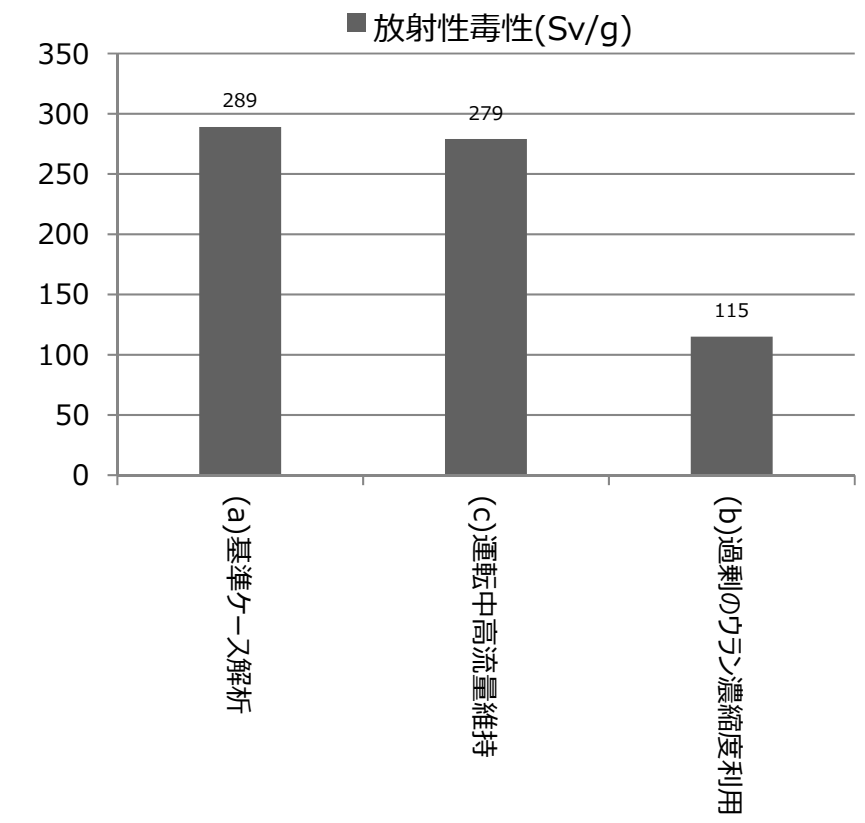
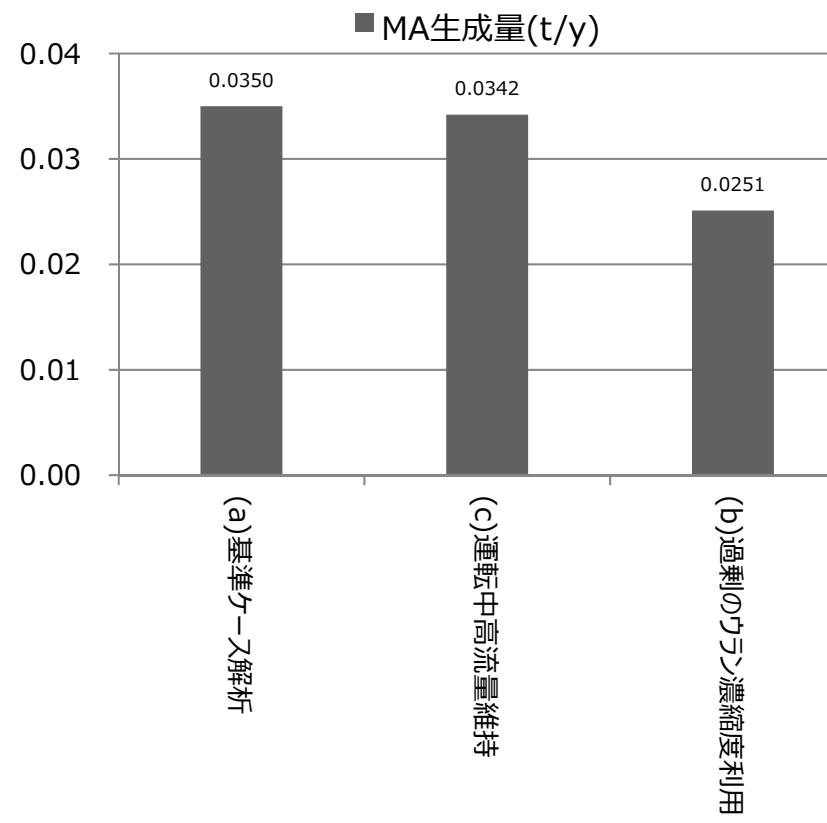
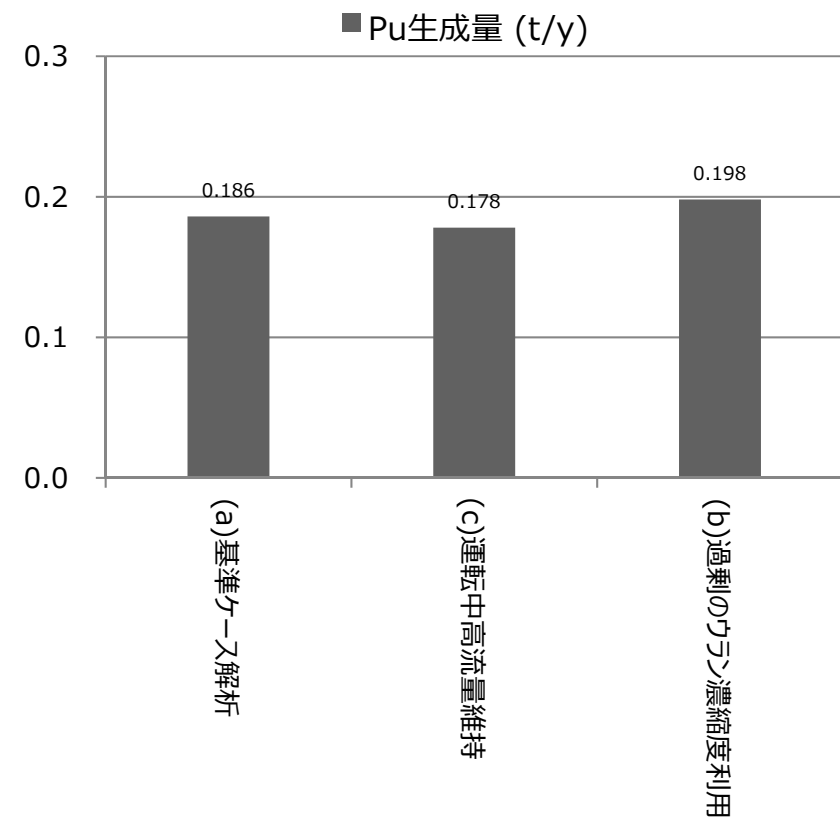
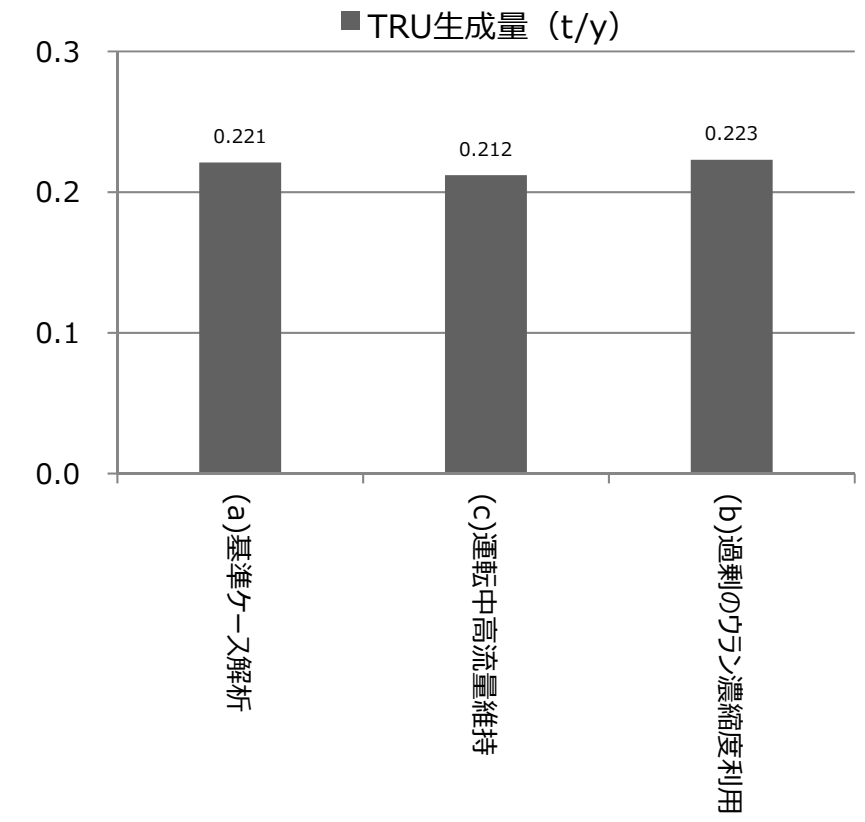
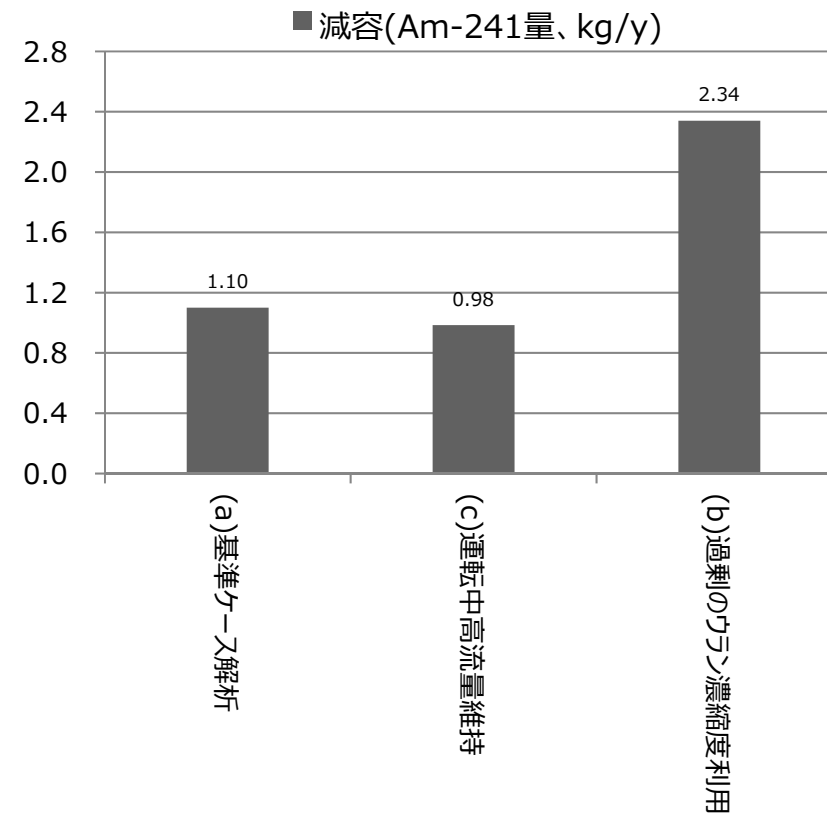
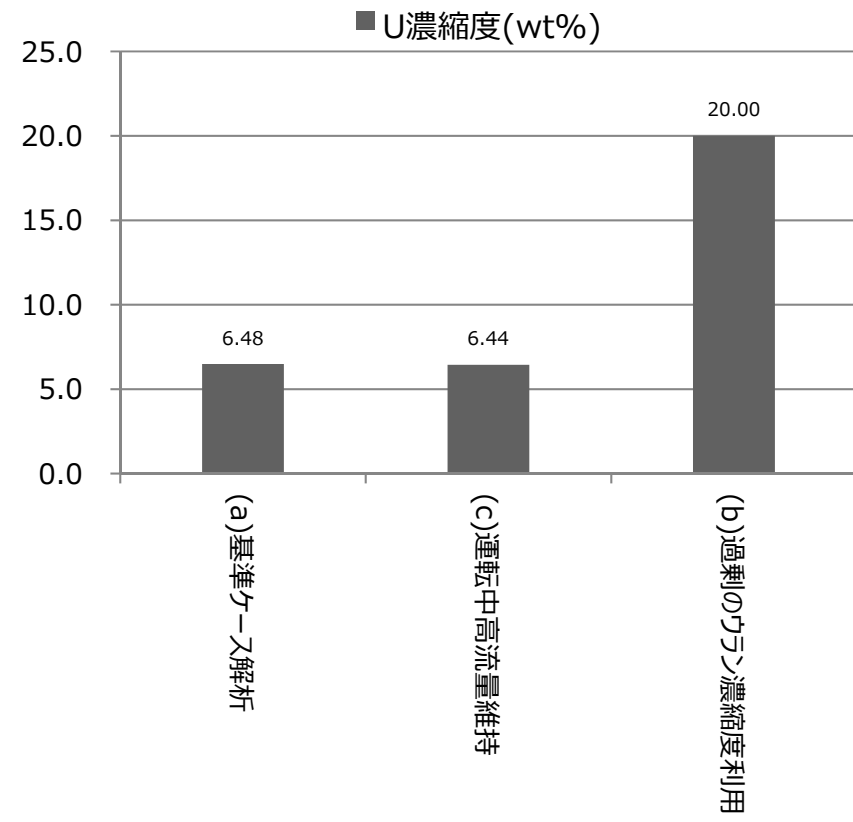


図 3.1-4 次世代炉第一世代 MOX スクリーニング結果

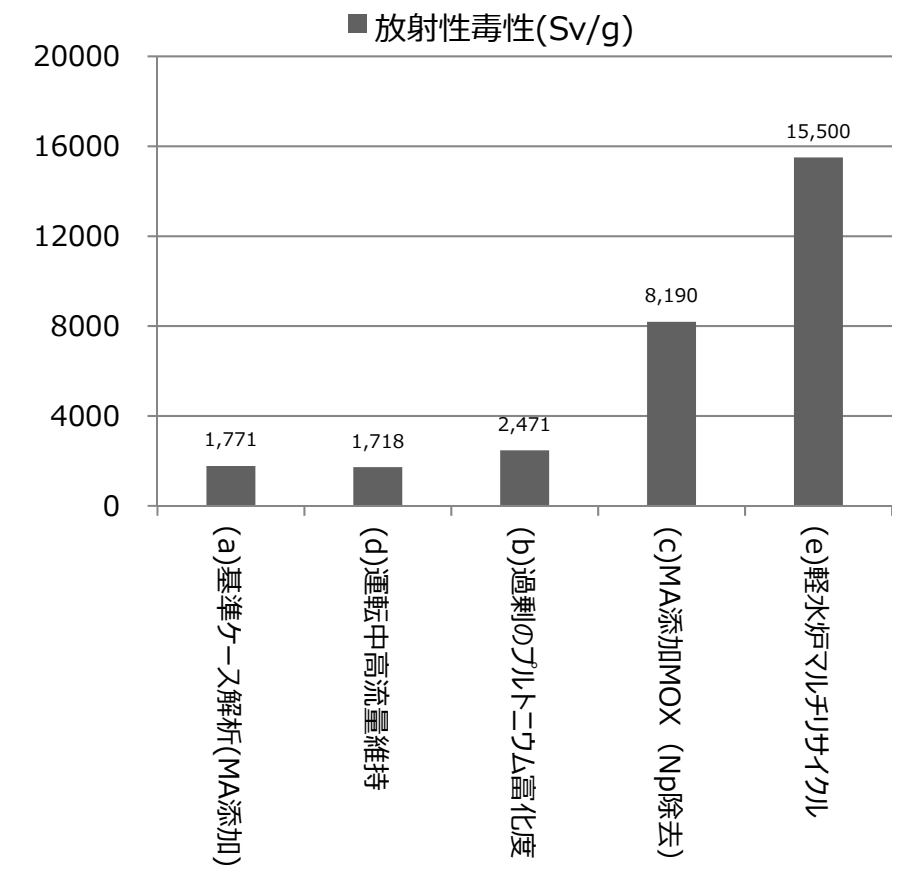
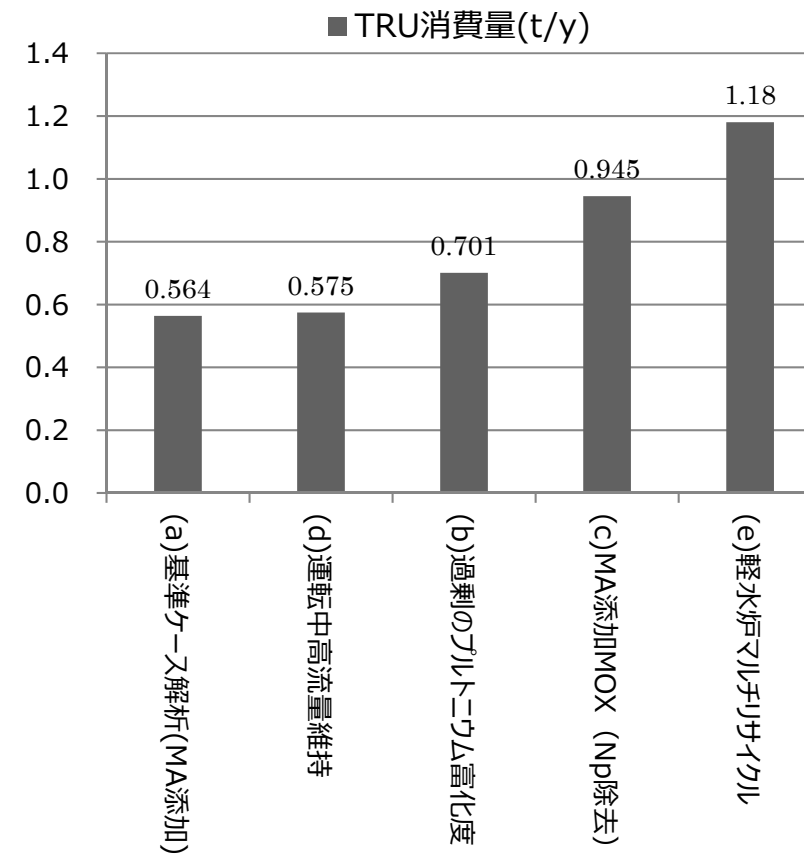
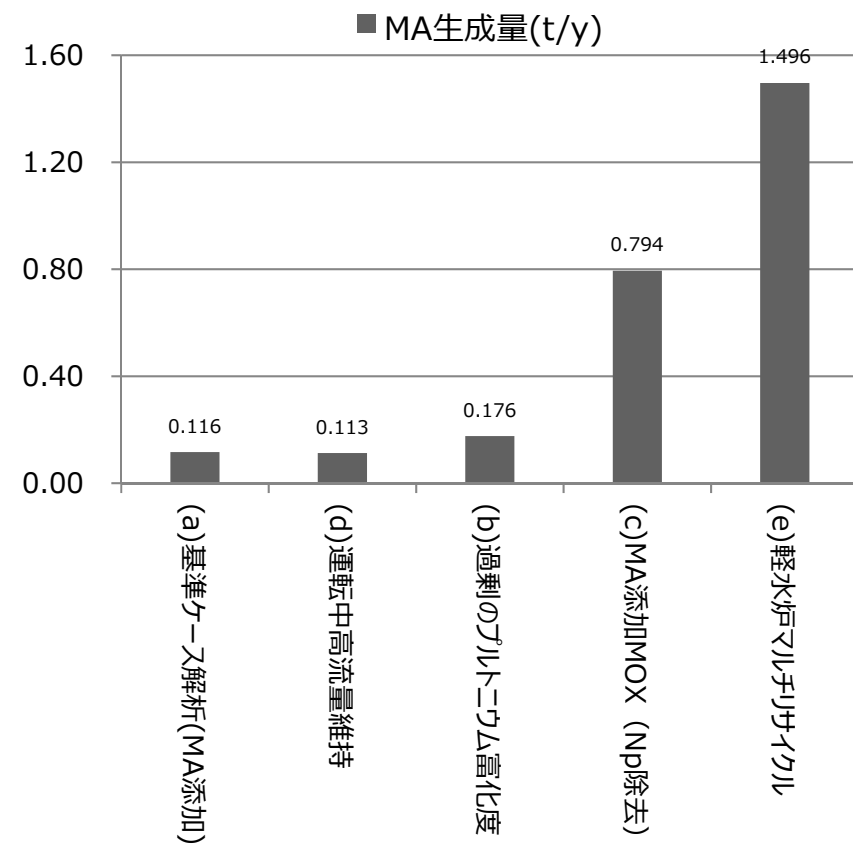
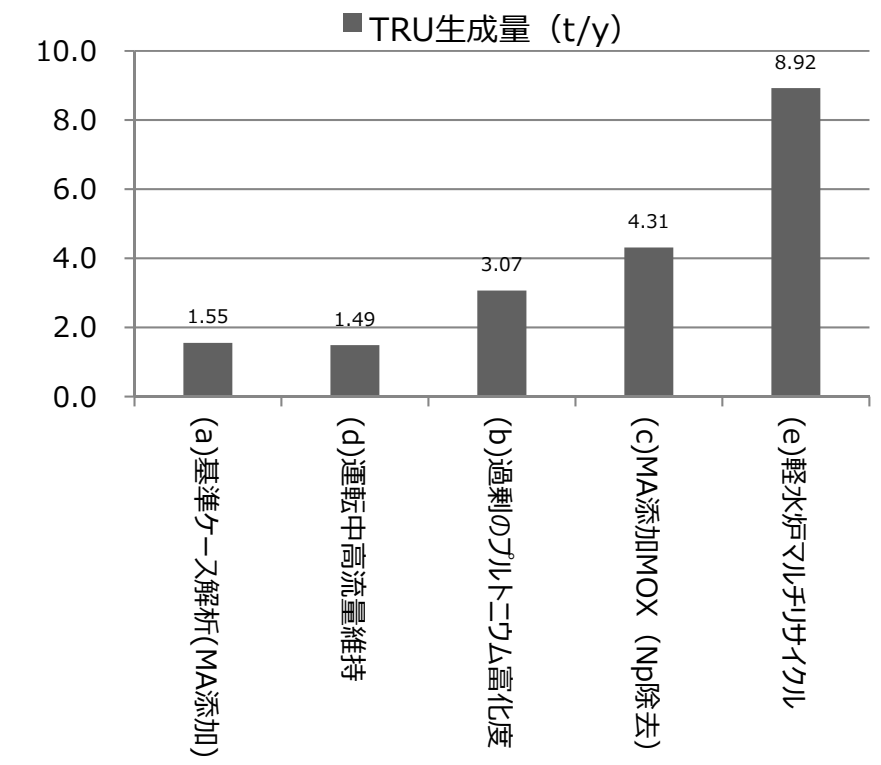
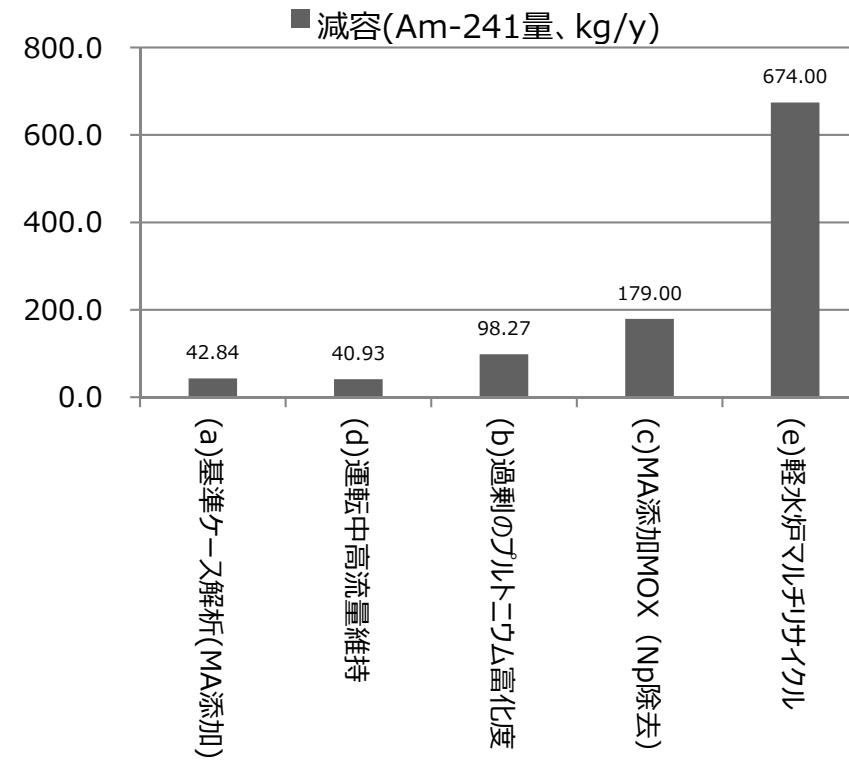
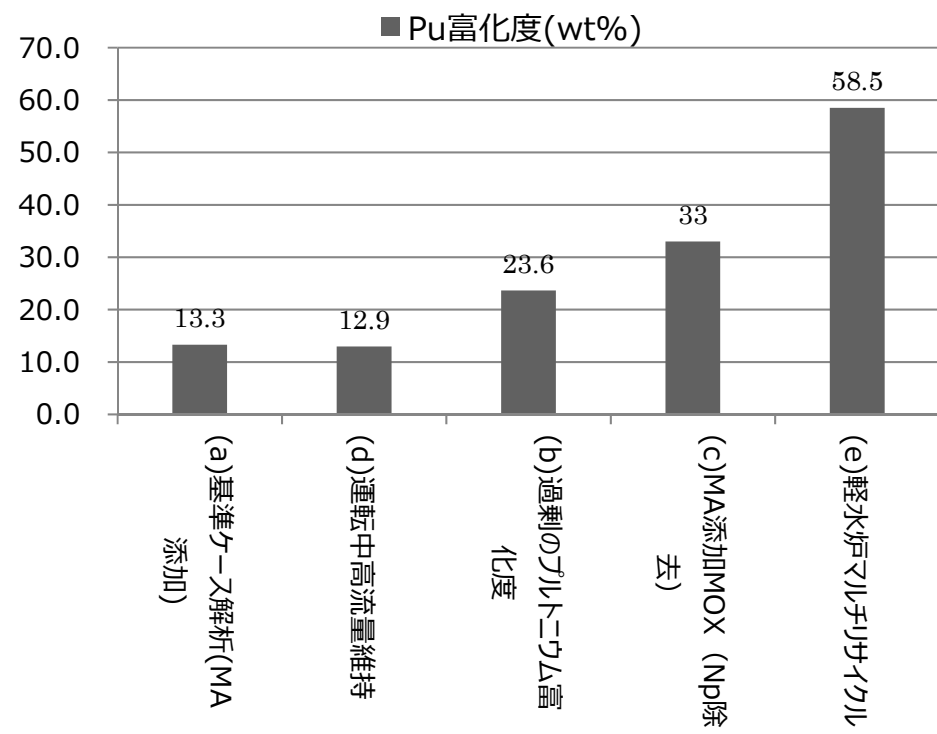


図 3.1-5 次世代炉第二世代 MOX スクリーニング結果

3.2 軽水炉仕様への影響検討【H28-R1】

3.2.1 毒物の添加による有害度低減効果検討（再委託先：大阪大学）

(1) 有害度低減に効果がある可能性のある核種の調査

平成 28 年度では、毒物（中性子吸収材）の添加による有害度低減に関する検討にあたり、評価済み核データライブラリや燃焼チェーンなどを確認し、核種がもつ共鳴や断面積の大きさの観点から、有害度低減に効果がある可能性のある核種を調査した。

燃焼チェーンを確認し、有害度の高い核種である ^{238}Pu および ^{241}Pu をはじめとする高次核種の生成抑制を目的として、 ^{237}Np 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu の捕獲断面積を調査対象に決定した。次に、これらの核種の断面積に対し、毒物として利用可能と考えられる核種との断面積の比較を行った。調査により、主要なランタノイド、中性子吸収材となる B、Cd、In、Ta、W、さらにマイナーアクチニド（MA）である Np、Am の各核種について、有害度低減に効果がある可能性のある核種を選定した。
[H28 年度]

(2) 有害度への影響評価

平成 29 年度では、平成 28 年度で調査した核種を添加させるウラン燃料および MOX 燃料について、燃料格子体系での燃焼計算を実施し、その計算結果から毒物を添加させることによる有害度への影響を評価した。

ウラン燃料については核種を個別に添加する場合と天然組成の元素で添加する場合の 2 パターンについて検討を行った。核種を個別に添加する場合においては、 ^{154}Dy 、 ^{158}Dy 、 ^{162}Er 、 ^{164}Er 、 ^{166}Er 、 ^{176}Hf 、 ^{178}Hf 、 ^{179}Hf 、 ^{181}Hf 、 ^{181}Ta について、10wt%ウラン燃料に添加することで 4wt%ウラン燃料より ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{244}Cm の生成量を大幅に低減することが可能であることが明らかになった。また、天然組成の元素で添加する場合においては、In、Eu、Dy、Er、Hf、Ta を 10wt%ウラン燃料に添加することで ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{244}Cm の生成量を大幅に低減できることが明らかになった。MOX 燃料については毒物の添加により高次核種の生成量を大幅に低減することが期待できず、MOX 燃料に毒物を添加する方法は MA 生成量や TRU 生成量の観点で望ましくないと考えられる。
[H29 年度]

(3) 設計条件も考慮した検討

平成 30 年度では、平成 29 年度の評価で有望と考えられる核種を添加した集合体体系での燃焼計算を実施し、有害度を低減するための適切な毒物配置をピーキングなどの基本的な設計条件も考慮したうえで検討した。

平成 29 年度の評価で有望と考えられる各核種について簡易的な計算を行ったところ、特に ^{162}Dy を添加した場合に ^{238}Pu の生成量を効果的に削減できることが確認された。 ^{162}Dy を添加した際の ^{238}Pu および ^{241}Pu 、 ^{244}Cm の生成量の削減率について詳細に調査するため、図 3.2.1-1 の集合体体系において全ての燃料棒の領域分割数を 10（半径方向になど体積で分割）として燃焼計算を実施した。 ^{162}Dy を添加した場合との比較のため、従来の毒物として用いられている天然組成の Gd、次世代高燃焼度燃料において毒物としての導入が検討されている Er[2]についても同様に燃焼計算を実施した。Gd については、吸収断面積が大きいことから、ピーキングも踏まえて図 3.2.1-2 に示す特定の燃料棒に毒物を添加する集合体体系で計算を実施した。4wt%ウラン燃料を基準と

する燃焼末期における ^{238}Pu の生成量の削減率を確認したところ、毒物を添加しない 10wt%ウラン燃料での削減率が 45%であった。Gd、Er、 ^{162}Dy を添加した場合の削減率はそれぞれ 30%、43%、66%であり、 ^{162}Dy を添加することで ^{238}Pu の削減率が向上することが確認された。燃焼末期における ^{241}Pu の生成量の削減率については、Gd、Er、 ^{162}Dy を添加した場合の削減率はそれぞれ 15%、20%、20%であり、 ^{241}Pu の生成量の削減率に大きな差異がないことが確認された。燃焼末期における ^{244}Cm の生成量の削減率については、Gd、Er、 ^{162}Dy を添加した場合の削減率はそれぞれ 86%、89%、91%であり、 ^{244}Cm の生成量についても削減率に大きな差異がないことが確認された。以上の結果から、 ^{162}Dy を添加することが ^{238}Pu の生成量削減に有効であることが確認された。[H30 年度]

(4) 核分裂収率（イールド）データの違いによる有害度への影響評価

令和元年度では、平成 30 年度の評価で有望と考えられる毒物配置での集合体体系に対し、評価に用いる核分裂収率（イールド）データの違いによる有害度への影響を評価した。

評価に用いるイールドデータの違いによる有害度への影響評価を行うにあたり、異なるイールドデータとして JENDL の核分裂収率データの最新版である「JENDL FP Fission Yields Data File 2011（以下、FPY-2011[3]）」、「東京工業大学で整備された核分裂収率（以下、東京工業大学の収率）」の 2 点を使用した。FPY-2011 および東京工業大学の収率のライブラリ作成の際には、ORIGEN2[4]用断面積ライブラリセット ORLIBJ40[5]の核分裂収率データ部分を置き換え、ORLIBJ40 で核分裂収率が与えられていない核種については崩壊ファイルに新たに核種を定義し、定義した核種に核分裂収率を与えた。今回用意したイールドデータのライブラリは ORLIBJ40 をベースに作成しており、検討に使用する計算コードを統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0[6]に変更し、 ^{162}Dy を添加した 10wt%ウラン燃料の集合体体系の燃焼計算を実施した。以上の条件で潜在的放射性毒性が高いと報告されている FP 核種 29 核種[7]の潜在的放射性毒性の経時変化を確認した。東京工業大学の収率および FPY-2011 を用いた場合のそれぞれの 29 核種の潜在的放射性毒性の合計の経時変化を図 3.2.1-3 に示す。図 3.2.1-3 より、FPY-2011 を用いた場合と東京工業大学の収率を用いた場合で潜在的放射性毒性の相対差は最大でも約 2.5%であり、異なるイールドデータを用いた場合でも有害度への影響は小さいことが明らかになった。[令和元年度]

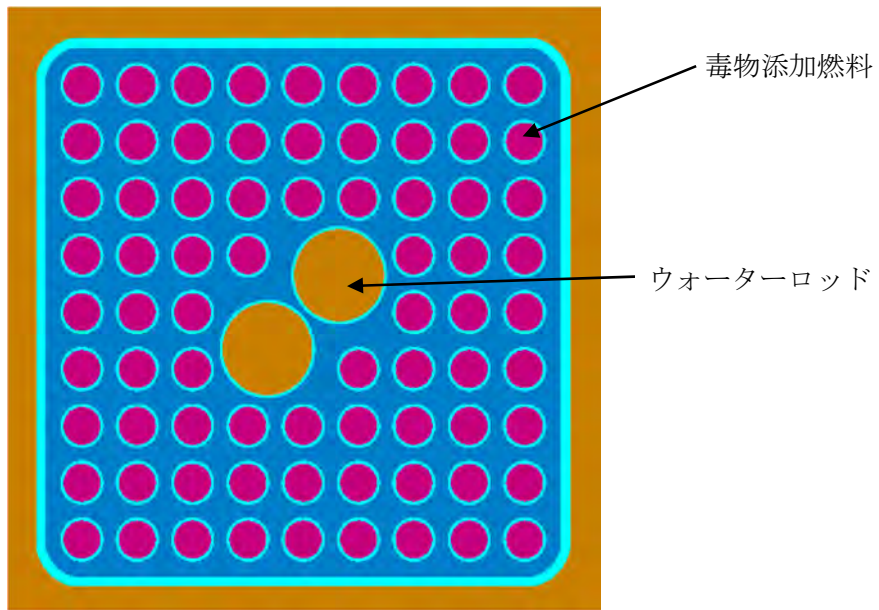


図 3.2.1-1 毒物を均一に添加させる集合体体系

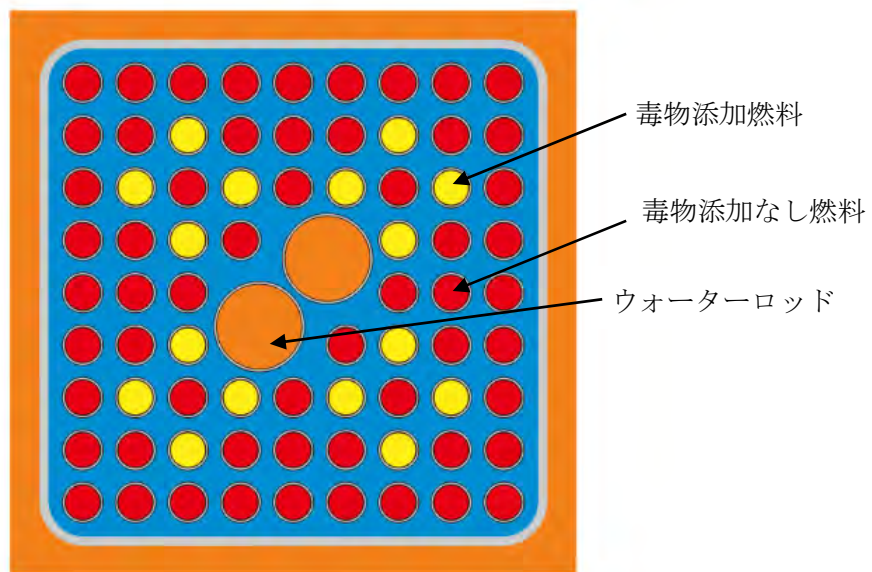


図 3.2.1-2 特定の燃料棒に対してのみ毒物を添加させる集合体体系

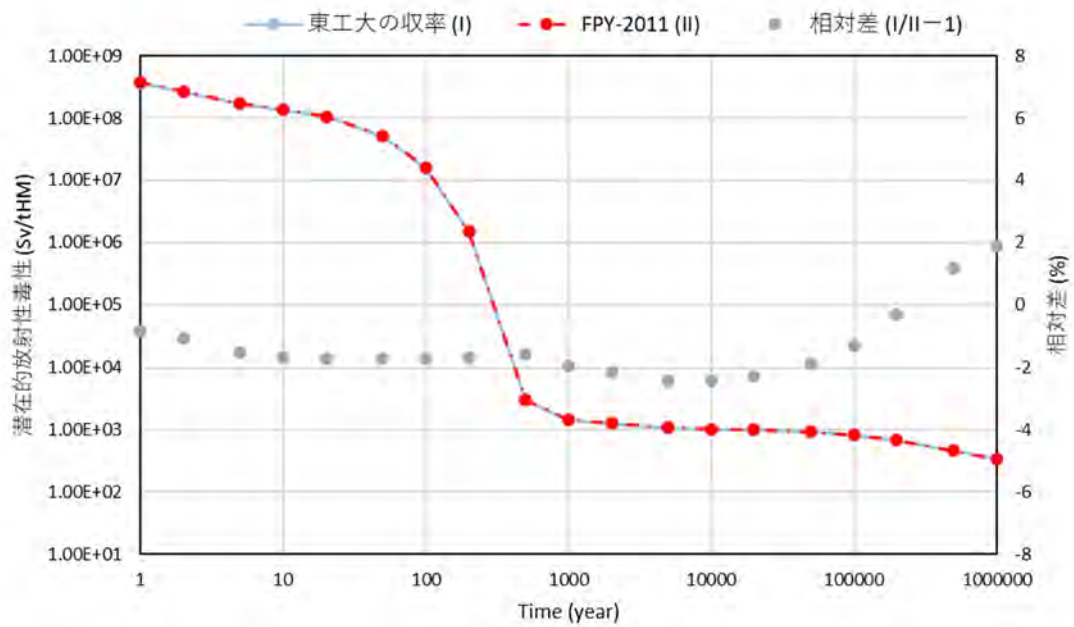


図 3. 2. 1-3 東京工業大学の収率および FPY-2011 で評価した潜在的放射性毒性の経時変化

3.2.2 核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上効果検討（再委託先：東京工業大学）

福島での事故を経て、原子力のもたらす環境負荷低減が必要とされている。本プロジェクトでは MA 生成量を抑えることにより、核燃料サイクル全体としてのコストおよび放射性毒性を低減させることが計画されている。また、減容・有害度低減は、核燃料サイクル全体において Pu 蓄積量のバランスも含めて考える必要がある。それに伴い、FP による毒性についての精度の高い評価が必要となる。

これまで、我が国では FP の収率は、米国の ENDF/B-VI [8] をほぼそのまま採用しており、本格的に評価されたことはない。実際、ごく少数の国外の専門家がライフワークとして核分裂収率の評価に取り組んできた。多大な工数のかかる作業であるため、本事業の範疇では難しいが、最新の微分および積分実験データや理論模型の知識を取り込んで改良を行うことは可能である。そのような考えのもと、本プロジェクトでは、実験データを収集し評価済みデータや種々の理論模型との比較を行い、核分裂機構の解明を視野にいれながら熱中性子核分裂収率データの高精度化を図るものである。

特に本研究では、既設軽水炉と次世代軽水炉を対象とし、長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクル全体の最適な姿を導出することを目的とし、軽水炉仕様への影響検討の一部として核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上研究を行うことを目的とする。以下に各年度の実施内容および成果の概要を記す。

(1) 核分裂収率のサーベイおよび評価に利用可能な最新の核分裂理論コードの調査・収集

軽水炉システムへの影響評価のうち、核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上研究として、原子核反応実験データベースに採録されている核分裂収率（独立・累積収率）のサーベイ、および評価に利用可能な最新の核分裂理論コードの調査・収集を行った。

核分裂収率（独立収率、累積収率）実験データ収集を効率的に実施するために、実験核反応データベース（EXFOR） [9] に格納された実験データの読み出しおよびデータ整形プログラムを開発した。表 3.2.2-1 では開発したプログラムを用いて収集した $^{235}\text{U}(n, f)$ 反応に関する EXFOR 採録済み実験データの情報をまとめている。

EXFOR に採録された実験データに対しては、別途収集した評価済み核データの収集と比較し、独自に評価した核分裂収率ライブラリ作成のための検討を行っている。また評価に利用可能な最新の核分裂理論計算コードのとして GEF コード (General Description of Fission Observables) [10]、FREYA コード (Fission Reaction Event Yield Algorithm and LLNL Fission Library v2.0.1) [11]、CYFP コード [12]、TALYS v1.8 コード [13]、Langevin コード [14] の 5 つを収集し、実験データの再現性を調査・確認した。[平成 28 年度]

(2) 核分裂収率データの誤差評価および核分裂理論コードの課題抽出

軽水炉システムへの影響評価のうち、核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上研究として、平成 28 年度に収集した核分裂収率データの誤差評価、および評価に利用可能な核分裂理論コードと実験値を比較し理論コードの課題抽出を行った。

平成 28 年度に収集した核分裂収率の実験データを詳細に評価し誤差を算出した。例えば $^{235}\text{U}+n_{\text{th}}$ などの、ある反応に限ると、同じ核分裂生成物の収率に複数の実験データが存在する場合がある。それらを実験データに付いている誤差に基づいて重みを付けて平均を取ることでデータの中心値、および誤差解析を実施した。対象とした系は実験データが比較的豊富である $^{235}\text{U}+n_{\text{th}}$ 、 $^{238}\text{Np}+n_{\text{th}}$ 、 $^{239}\text{Pu}+n_{\text{th}}$ 、 $^{241}\text{Am}+n_{\text{th}}$ 、 $^{242\text{m}}\text{Am}+n_{\text{th}}$ 、 $^{243}\text{Cm}+n_{\text{th}}$ 、 $^{245}\text{Cm}+n_{\text{th}}$ である。表 3.2.2-2 では EXFOR に登録されている核分裂生成物収率の実験データ収録件数、および複数の実験データが存在する場合のデータ解析後の件数をまとめた。これらの収集した実験データおよび既存の評価値の傾向に基づき、標的核ごとに独立収率を計算し、国内初となる独自の核分裂収率データを作成した。

本研究で作成した核分裂独立収率 $Y(Z, A)$ としては下記の関数形を仮定した。式中の $\Delta E_{\text{sh}}(Z, A)$ により原子核毎の殻効果の評価値を取り入れた。液滴ポテンシャル $\Delta E_{\text{LD}}(Z, A)$ が質量数分布と同重体内分布のグロスな構造を与え、殻補正エネルギー $\Delta E_{\text{sh}}(Z, A)$ がボルツマン因子を通して同重体内分布の微細構造を与えている。 $Y(A)$ には England-Rider の評価値[15]を用いた。

$$Y(Z, A) \propto \exp \left[- \frac{E_{\text{LD}}(Z, A) + \Phi(E^*)\Delta E_{\text{sh}}(Z, A)}{T(Z, A)} \right]$$

$$\approx Y(A) \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma(A)} \int_{-0.5}^{0.5} \exp \left[- \frac{(Z - Z_p(A) + t)^2}{2\sigma(A)^2} \right] dt \times e^{-\frac{\Delta E_{\text{sh}}(Z, A)}{E_d(A)}}$$

上式で与えられるガウス型の同重体分布中心は核種毎に平均をとった実験値を通るように最小二乗法で決定される。独立収率ライブラリの作成にあたり、複数の実験値がある核種では誤差で重みをつけた平均値を採録している。なお実験値がない場合には、上記の関数形を仮定し、近傍核でのパラメータや質量収率の系統性から予測される値、および既存の評価済みデータベースに採録されている値を参考に決定している。[平成 29 年度]

(3) 遅発中性子収量、崩壊熱、PIE データなどとの比較および精度検証と改良

軽水炉仕様への影響評価のうち、核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上研究として、平成 29 年度に評価した核分裂 FP イールドについて、遅発中性子収量、崩壊熱、PIE データなどとの比較を行い精度検証と必要な改良を施した。

平成 29 年度に作成した独自の核分裂 FP イールドライブラリに基づき、 ^{235}U の熱中性子誘起核分裂における遅発中性子収量および崩壊熱を計算したところ、実測値を再現しないことが判明した。これは平成 29 年度に作成したライブラリではアイソマーを考慮していなかったことが原因であった。そこで実験値をよく再現する Hauser-Feshbach コード[16]を用いて計算したアイソマー比をライブラリに反映した結果、改良したライブラリが実測値を非常に高い精度で再現できることがわかった。次に改良したライブラリを用いて高浜三号機の燃焼模擬計算における PIE データ[25]と比較したところ、JENDL/FPY-2011[3]とほぼ同などに燃料棒の燃焼を再現できた。[平成 30 年度]

(4) 核分裂収率と誤差の最終評価

軽水炉仕様への影響評価のうち、核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上研究として、平成 30 年度までに収集した核分裂 FP イールドに関する実験データおよび核分裂理論コードの結果を統合、統計解析し、核分裂収率と誤差の最終評価を行った。

平成 29 年度までに作成した実験値にもとづく独立収率ライブラリでは、核種毎に存在する実験値の誤差の重み付き平均を核種毎の誤差と定義していた。しかし実際には核分裂で生成される複数の原子核あるいは核子の間には核分裂系での質量数や陽子数の保存などの関係があり、誤差の間に生まれる相関を考慮して誤差を再評価が必要である。本年度は下記に示すように、核分裂で生成される核種間の満たすべき条件を拘束条件として、一般化最小二乗法によりデータ間の相関を取り入れた共分散行列を求め、より現実的な誤差をつけた独立収率ライブラリを作成した。

一般化最小二乗法は共分散行列の非対角成分が有限の値を持つ場合の代表的な最尤推定法である。ある核分裂系における i 番目の核分裂片がある陽子数 Z_i 、質量数 A_i 、アイソマー状態数 M_i を持つときの独立収率を各成分を $Y_i(Z_i, A_i, M_i)$ とする列ベクトルで表せるとする。このとき i は 1 から n までの値を取るものとし、 n は該当する核分裂系で生成される核分裂片の取りうる状態数の総和である。このとき共分散行列 Σ 、感度行列 S 、拘束条件を η とすると、共分散行列は、

$$\Sigma = \begin{pmatrix} \sigma_{11} & \cdots & \sigma_{1n} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ \sigma_{n1} & \cdots & \sigma_{nn} \end{pmatrix}$$

である。このとき一般化最小二乗法で独立収率とその誤差が満たすべき次の拘束条件は

- ①核分裂系における質量数の総数は保存する。
- ②核分裂系における陽子数の総数は保存する。
- ③独立収率の規格化条件に従い、すべての独立収率の和は 2 に等しくなる。
- ④質量数が大きい方の核分裂片の独立収率の規格化条件に従い、核分裂系の総質量数の半分以上の質量数を持つ核分裂片の独立収率の和は 1 に等しくなる。
- ⑤独立収率に基づく核分裂生成物の鎖列収率が評価済み鎖列収率および関連する不確定性に矛盾しない。

である。このことから拘束条件 1~5 のときの感度行列 S および拘束条件 η は各々、

- ① $S = A$ かつ $\eta = A_{CN} - \bar{\nu}_p - A_{LCP}$ ただし A は要素が A_i の列ベクトルであり、 A_{CN} は複合核の質量数、 $\bar{\nu}_p$ は平均の即発中性子数、 A_{LCP} は放出される軽い荷電粒子の質量数とする。
- ② $S = Z$ かつ $\eta = Z_{CN} - Z_{LCP}$ ただし Z は要素が Z_i の列ベクトルであり、 Z_{CN} は複合核の質量数、 Z_{LCP} は放出される軽い荷電粒子の質量数とする。
- ③ $S = I$ かつ $\eta = 2$ ただし I は要素がすべて 1 の列ベクトルとする。
- ④ $S = H$ かつ $\eta = 1$ ただし H は $i < (A_{CN} - \bar{\nu}_p)/2$ のとき $H_i = 0$ であり、 $i \geq (A_{CN} - \bar{\nu}_p)/2$ のとき $H_i = 1$ とする。
- ⑤ $S = D$ かつ $\eta = Y(A)$ ここで $Y(A)$ の値としては England-Rider [8] として知られる評価値およびそれに付随する誤差を V として用いる。また、 D に関しては JENDL/DDF-2015 [17] に採録されている Decay data に基づき、各質量数での合計および中性子放出による他の質量数へ遷移する崩壊率に基づき再現するように求める。

となる。これらの表式を用いて独立収率 Y と共分散行列 Σ の更新値 Y' および Σ' は次のように書ける。

$$Y' = Y + \Sigma S(S^t \Sigma S + \Sigma_\eta)^{-1}(\eta - S^t Y)$$

$$\Sigma' = \Sigma - \Sigma S(S^t \Sigma S + \Sigma_\eta)^{-1}S^t \Sigma$$

一般化最小二乗法では $\chi^2 = (Y - Y')^t \Sigma^{-1} (Y - Y') + (\eta - S^t Y)^t (\Sigma_\eta)^{-1} (\eta - S^t Y)$ を最小化するべく上記の5つのステップを一回ずつ行いデータの更新を繰り返す。なお本研究では実験値の存在する核種については存在する実験値の持つ誤差の重み付き平均を用い、実験値の存在しない核種については同様の手法で誤差評価を行っている JEFF-3.1 ライブラリ[18]の値を共分散行列の初期値として用いている。したがって最初の共分散行列では非対角要素は全て零である。以上のような一般化最小二乗法を用いて得られた拘束条件を満足する共分散行列から、独立収率の*i*番目の成分に対する最終的な誤差は $\sqrt{\sigma_{ii}}$ で与えることができる。このとき各々成分間の相関の強さは

$$\rho_{ij} = \frac{\sigma_{ij}}{\sqrt{\sigma_{ii}}\sqrt{\sigma_{jj}}}$$

きる。図 3.2.2-1 では、 ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の場合の独立収率に対する相関行列を例示した。図 3.2.2-2 では ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の独立収率のうち、質量数 $A=102$ と $A=103$ を持つ FP の間の相関をしめしている。図 3.2.2-2 では、横軸と縦軸の数字は各々、質量数-陽子数-メタ状態を示しており、正（負）の相関が強いほど赤色（青色）に近づく。いずれの場合にも非対角成分が有限の値を持つことがわかる。このように共分散行列の非対角成分も考慮した誤差を求めた結果、図 3.2.2-3 および図 3.2.2-4 に示すように ^{235}U および ^{239}Pu 熱中性子誘起核分裂に対する England-Rider の誤差と今回の誤差の評価値はほぼ同等($C/E \approx 1$)の大きさとなった。ここで、図 3.2.2-3 および図 3.2.2-4 では、赤色の+印は相関を考慮した場合、緑の×印は考慮しない場合の誤差を示している。本プロジェクトで独立収率を評価した核分裂システムは $^{241, 242\text{m}}\text{Am}$, $^{249, 251}\text{Cf}$, $^{243, 245}\text{Cm}$, ^{254}Es , ^{255}Fm , ^{237}Np , $^{239-242}\text{Pu}$, $^{227, 229}\text{Th}$, $^{232-235}\text{U}$ の熱中性子誘起核分裂であり、そのうち共分散を考慮した誤差をつけたものは $^{241, 242\text{m}}\text{Am}$, $^{249, 251}\text{Cf}$, $^{243, 245}\text{Cm}$, ^{254}Es , ^{255}Fm , $^{239-241}\text{Pu}$, $^{227, 229}\text{Th}$, $^{232-235}\text{U}$ の熱中性子誘起核分裂である。その他の核種については、拘束条件に対応する実験データが入手できないなどの問題があり、共分散行列の非対角成分を見積もることができなかった。これらの核種では、実験データの誤差を積み上げた値を共分散行列の対角成分とし、非対角成分はゼロとした。これらの誤差つき評価済み核分裂独立収率およびその共分散データは本プロジェクトで評価した熱中性子誘起核分裂に加えて自発核分裂や高速中性子誘起核分裂の情報と併せて ENDF 形式および ORIGEN ライブラリ形式でまとめられており、次期 JENDL に採用される予定である。[令和元年度]

表 3.2.2-1 EXFOR に採録されている $^{235}\text{U}(n, f)$ 反応におけるデータ件数

ENTRY 数	SUBENT 数	REACTION 数	DATA 内行数	質量数範囲	核種範囲
316	477	496	6340	0(γ) \sim 244	0(γ or n) \sim 96

表 3.2.2-2 EXFOR に収録されている熱中性子誘起核分裂における独立収率の件数

標的核種	収録件数	データ解析後の件数
$^{235}\text{U}+n_{\text{th}}$	854	247
$^{238}\text{Np}+n_{\text{th}}$	78	78
$^{239}\text{Pu}+n_{\text{th}}$	183	109
$^{241}\text{Am}+n_{\text{th}}$	1	1
$^{242\text{m}}\text{Am}+n_{\text{th}}$	1	1
$^{243}\text{Cm}+n_{\text{th}}$	64	64
$^{245}\text{Cm}+n_{\text{th}}$	182	181

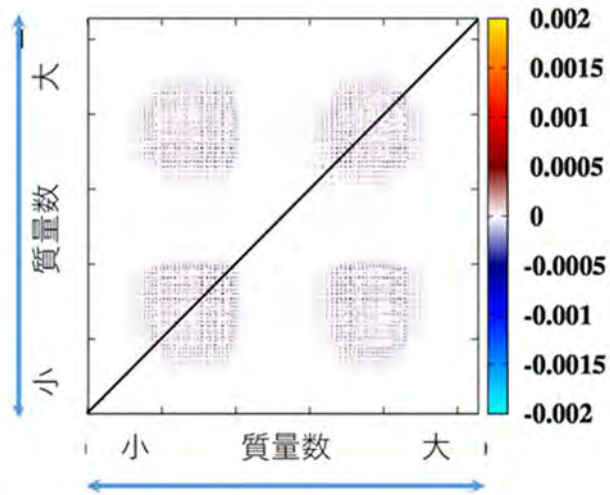


図 3. 2. 2-1 ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の独立収率に対する相関行列の様子

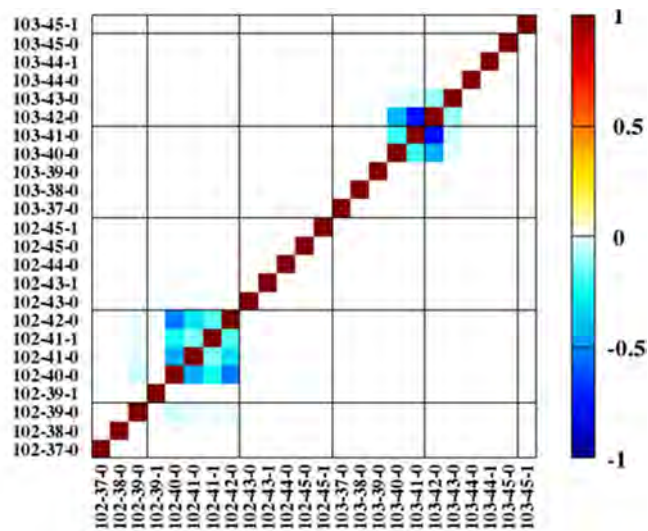


図 3. 2. 2-2 ^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率 $YI(Z, A, m)$ の質量数 $A=102\sim A=103$ の相関行列

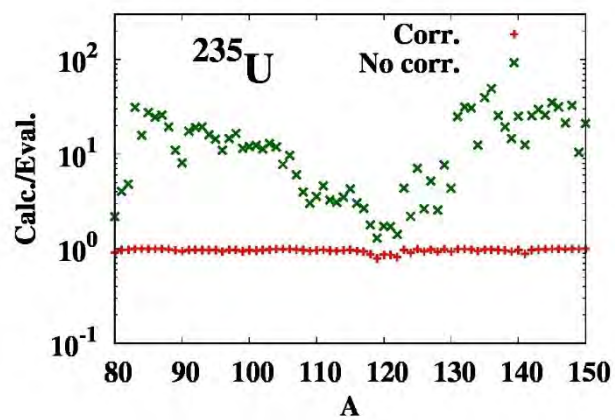


図 3. 2. 2-3 ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差と England-Rider の比

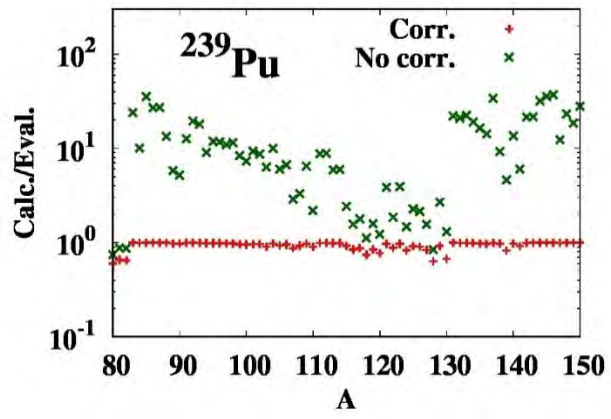


図 3. 2. 2-4 ^{239}Pu の熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差と England-Rider の比

3.3 核燃料サイクルシナリオの検討【H30-R1】

平成 30 年度は、単一炉心・燃料評価で環境負荷低減効果が見込まれた軽水炉炉心・燃料概念の高減速バンドルおよび FORSETI 概念に対して核燃料サイクル全体へ与える影響の検討を実施した。その結果、ウラン燃料ワンスルーサイクルでは、FORSETI™概念を適用することにより潜在的有害度の低減に有効であることが分かった。一方でウラン燃料ワンスルーサイクルでは FORSETI™概念の適用により TRU 生成量は低減しない。また、ウラン濃縮度を高め取出し時の ^{235}U 割合も高めるため天然ウラン要求量が増大することがわかった。

FORSETI™概念に高減速バンドルを適用することにより、TRU 生成量の低減が見込まれるが、FORSETI™概念は回収ウランの再利用を含めた再処理過程を含めることが必要である。

MOX 燃料利用サイクルでは、高減速 MOX 燃料の利用により使用済み燃料および処分場の TRU 蓄積量や TRU 潜在的放射性毒性が増加している。これは、高減速 MOX 利用サイクルでは MOX 製造量と使用量のバランスがとれておらず、Pu 在庫量が増大していることによるものである。そのため、MOX 利用サイクルにおいては、Pu 在庫を増加させない最適な MOX 利用炉心数の検討が重要であり、今後の検討が必要である。

FORSETI™概念の適用では、TRU 生成量低減および潜在的有害度低減に有効であることが分かった。一方で、ウラン燃料ワンスルーサイクル同様に FORSETI 概念では使用済み燃料中に余剰 ^{235}U 割合が高い。そのため、ウランの有効利用、経済性を検討するにあたり回収ウランを適切に活用する方法の検討が今後必要である。

以上の結果を受けて、令和元年度に実施した検討の結果を以下に示す。

3.3.1 核燃料サイクルシナリオ候補の抽出

環境負荷低減を実現する燃料サイクルの燃料サイクル諸量の評価と経済性の評価をするにあたり、今までに検討した軽水炉燃料炉心と高速炉燃料炉心の検討結果を再評価し、環境負荷低減型燃料サイクルとして有望と考えられる炉心燃料を組み合わせる核燃料サイクルシナリオ候補を検討した。シナリオ候補を検討し、比較基準とする複数の参照シナリオと複数の環境負荷低減型炉システムを抽出した。なお軽水炉燃料については検討対象とした軽水炉燃料の燃焼・冷却特性が添付 D のシナリオにまとめられている。また、高速炉燃料炉心についてはその仕様や解析手法などが添付 G にまとめられている。

(1) 参照サイクルシナリオ

環境負荷低減型軽水炉システムのシナリオ（以下、環境負荷低減サイクルシナリオ）の環境負荷特性を比較評価するための比較対照シナリオ（以下、参照サイクルシナリオ）を 3 種類抽出した。以下に参照サイクルシナリオ設定の考え方および各項目の定義を示す。

① 参照サイクルシナリオ 1

第 1 のシナリオとして「参照サイクルシナリオ 1」を設定した。抽出したシナリオを表 3.3.1-1 に示す。

1) 軽水炉炉心燃料の組み合わせの想定

まずここでは軽水炉炉心燃料部分のシナリオの設定の考え方、各項目の定義について説明する。

このシナリオは現行のウラン燃料炉心（表ではウラン軽水炉）と MOX 燃料炉心（表では MOX 軽水炉）で構成されるプルサーマル相当の燃料サイクルとして設定した。

ウラン軽水炉と MOX 軽水炉の基数の比率はウラン軽水炉の使用済みウラン燃料の 15 年冷却後の全 Pu 濃度(x)と標準フル MOX の初期 Pu 富化度(y)比、MOX 炉の基数比(z)を用いて、 $x=y/z$ としプルトニウム需給がバランスするように設定している。

ウラン軽水炉と MOX 軽水炉の熱出力や燃料の燃焼度は同一で、運転サイクル月数も同じとしている。シナリオの一部（環境負荷低減サイクルシナリオ 1 および 2）では MOX 燃料の燃料棒径が小さい高減速型であり、燃料重金属重量が少なく設定されている。

ウラン軽水炉と MOX 軽水炉の使用済み燃料はいずれも再処理されるものとし、再処理までの冷却期間は六ヶ所再処理工場の新規制基準による新事業許可時の冷却期間を参考にし、添付 E で示した方式で設定した。具体的には MVP-BURN 燃焼計算の取出し時組成を用いて ORIGEN による冷却計算を行ない、所定の崩壊熱になる年数を求めている。この結果冷却期間は使用済みウラン燃料で 15 年、使用済み MOX 燃料で 136.5 年となる。使用済み MOX 燃料の再処理までの冷却期間がウラン燃料の約 9 倍と非常に長くなるのは指数関数的に崩壊熱の減衰が緩やかになるためである。なお上記の使用済み MOX 燃料の冷却期間 136.5 年は基準 MOX 燃料の崩壊熱が六ヶ所再処理工場の新規制基準相当の 1.28kW/t まで低下するまでの年数であって、それより長く冷却すれば崩壊熱はさらに低下していくことになる。

装荷時、取出時の欄に記載された TRU 核種濃度（重量割合）は MVP-BURN 燃焼計算での未燃焼時、45Gwd/t 時の値を記載した。冷却後の TRU 濃度は TRU の半減期を用いた崩壊計算結果（EXCEL）の値を記載した。

有害度は取出し直後と冷却後 2 時点の値が記載されており、いずれも使用済み燃料中の単位重金属重量あたりの TRU 成分の有害度(Sv/g)を示した。

MOX 燃料の欄に記載された TRU 消費特性は 15 ヶ月運転の場合に 1 炉心で 1 年間に換算した TRU の装荷量(a)、TRU の消費量(b)、TRU の消費割合($c=b/a$)が示されている。なお本シナリオ以外のシナリオも含め、MOX 燃料の初期には TRU として Pu と ^{241}Am （燃料取出後直後に含まれていた ^{241}Pu からの崩壊分）のみが含まれるので特性に関しては TRU は Pu と読み替えても大きな差はない。

TRU 消費時間効率特性は、再処理までの数 10 年～100 年超となり得る長期的な TRU 消費特性を評価するために導入した従来考えられてこなかった全く新しい指標であり、TRU の装荷量(a)、TRU の消費量(b)を MOX 燃料の冷却期間で除した値としている。TRU の装荷、消費は再処理も含めた長い時間スケールでの簡易な指標となるものである。例として TRU 装荷量について見ると、初期 Pu 富化度が増加するほど 1 年運転あたりの TRU 装荷量は Pu 富化度に比例して増加するが時間効率特性は指数関数的に冷却年数が増加するため再処理を含めた 1 サイクルでの TRU 装荷量はむしろ減少してしまう。初期 Pu 富化度を減らしていくとこの時間効率特性は逆に増加し、あるところからまた減少に転じる特性になる。TRU 消費特性も同様な特性が現れる。なお、このような特性が現れる例を添付 E で示した。

サイクル加重平均の値は、ウラン軽水炉と MOX 軽水炉の基数比での加重平均値である。また参照サイクル 1 に対する比は、このシナリオを参照基準とするため 1.0 と設定した。

2) 高速炉を加えた場合の想定

高速炉を加えたシナリオにおける想定を以下にまとめる。

高速炉炉心は TRU 燃焼効率向上・環境負荷低減を狙いとして研究が行われたウラン無し金属燃料炉心[20]を基本仕様とした。ウラン無しとするのはウランからの新たな TRU 生成を最大限に抑制するためである。電気出力が 280MWe の中型高速炉炉心であり、TRU-Zr 金属燃料と乾式再処理の組み合わせにより TRU リサイクルを行う。その詳細は添付 G に示す。

運転サイクルとして 148 日運転で 8 バッチの平衡サイクルを想定し、再処理して取出した TRU を装荷する。その際、サイクル末期で臨界となるように 1 集合体当たりの TRU 装荷量を調整する。その方法は燃料仕様の調整によるが、詳細は添付 G に示した。

この高速炉では軽水炉使用済み燃料からのウランだけでなく ^{237}Np もリサイクルしないとした。この理由は後述の環境負荷低減型炉システムのシナリオ 4 にて説明する。

軽水炉からの TRU を高速炉にて燃焼させて取出した後は、乾式再処理および燃料製造で 5 年後に再装荷される。燃焼により Pu_f ($^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}$) が減少するため、後段のリサイクルでは 1 集合体あたりの燃料重核種重量を増加させ、それ以外は同一の炉心燃料仕様、運転条件にて、サイクル末期での臨界を保てるまでリサイクルを行う。

それぞれのリサイクルでのウラン軽水炉に対する基数比は、TRU が供給されるウラン軽水炉あるいは前段の高速炉からの Pu 量と、その Pu 組成で決まる当該高速炉に必要な Pu 量のバランスにより決定した。

② 参照サイクルシナリオ 2

抽出したシナリオを表 3.3.1-2 に示す。

1) 軽水炉炉心燃料の組み合わせの想定

参照サイクルシナリオ 1 との差は MOX 炉に装荷する MOX 燃料およびウラン炉との基数比である。この差に伴って MOX 燃料での核種組成、有害度、TRU 装荷量が参照サイクルシナリオ 1 と異なってくる。

このシナリオでは MOX 炉で用いる MOX 燃料の Pu 富化度を低下させ再処理までの冷却期間を参照サイクルシナリオ 1 での 136.5 年を 30 年に短縮する場合の組み合わせを想定した。MOX 燃料の冷却時間を短縮するには、その崩壊熱が冷却期間数約 70 年以降では TRU 支配になっている（添付 E 参照）ことから Pu 富化度の低下を行えば良いことがわかる。Pu 富化度を低下させると反応度が下がって燃焼度が低下してしまうので、反応度を濃縮ウランで補うこととした。このような考え方で使用済み MOX 燃料の候補を検討して冷却期間を 30 年となる燃料を抽出した。燃料候補の詳細は添付 D に示しており、この中の燃料識別番号 2 の“標準部分 MOX case6”である。

冷却期間 30 年は再処理工場の新規規制基準前の旧事業許可の崩壊熱レベルでの標準 MOX 燃料（燃料識別番号 8）の冷却期間が 30 年と見積もられた（添付 E 参照）ことを参考にして設定した年数である。リサイクル燃料貯蔵施設の貯蔵期間上限 50 年を考慮すると、将来目指すべき MOX 燃料の再処理までの冷却期間は 50 年未満とすることが MOX リサイクルの社会実装上のひとつの制約として避けて通ることはできないものであると考えられる。

再処理までの冷却期間を 30 年とする場合、Pu 富化度は 1.07wt%であり、参照サイクルシナリオ 1 の MOX 燃料の Pu 富化度を 6 分の 1 程度にする必要がある。

基数バランスはこの Pu 富化度の低下によって MOX 炉比が 6 倍となる。Pu 富化度が非常に小さいため TRU 消費量、TRU 消費割合は負の値になっており、Pu の消費ができない MOX 炉となってしまっている。つまりこのシナリオで用いる“標準部分 MOX case6”は Pu 消費の点ではウラン燃料に近いものである。

上記の結果はプルサーマルの MOX 燃料に用いられる Pu 組成のもとで再処理までの冷却期間を 30 年まで短縮するためには Pu 富化度が低下しすぎて Pu 消費ができないことを意味する。

いっぽう、TRU 消費は正の値が正の値になる評価例がある（添付 D 燃料識別番号 3）。この例では再処理までの冷却期間は 43.8 年となっている。この例では貯蔵期間上限 50 年未満とできているが貯蔵期間の上限に対する余裕が小さすぎると考えられ、やはりシナリオとしては選択できないと考えられる。以上のことから、FORSETI™ではない燃料設計方式を使って MOX 燃料リサイクルを冷却期間 50 年以内のもとで行うという炉型シナリオは成り立たないとする。

③ 参照シナリオ 3

抽出したシナリオを表 3.3.1-3 に示す。

1) 高速炉の炉心燃料の想定

このシナリオは現行のウラン燃料炉心（表ではウラン軽水炉）と高速炉炉心で構成される燃料サイクルとして設定した。ウラン燃料炉心は参照シナリオ 1、2 と同一仕様である。MOX 燃料炉心は含まないサイクルである。ウラン軽水炉使用済み燃料は前述のように冷却期間 15 年で再処理されるとした。

ウラン軽水炉から取り出された冷却後の TRU 組成を図 3.3.1-1 に示す。このシナリオ 3 では ^{239}Pu の重量比はおよそ 50%弱であり、次いで ^{240}Pu が 30%弱と多い。冷却期間 15 年間の ^{241}Pu 崩壊による影響も含めて ^{241}Am が 10%弱を占めている。

軽水炉からの TRU を高速炉にて燃焼させて取出した後は、乾式再処理および燃料製造で 5 年後に再装荷し、さらなるリサイクルを行った。前述のように Pu バランスを考慮して次のリサイクルにてサイクル末期の臨界を保つように装荷量を決定した。このシナリオでは第 3 リサイクルまでが可能であった。第 3 リサイクルまで合わせた基数比（ウラン軽水炉 1 基あたり）は 0.53 となった。（それぞれは 0.25, 0.17, 0.12）

表 3.3.1-3 よりウラン軽水炉使用済み燃料の冷却後の Pu 重量比は $8.34\text{E-}3$ であり、一方、それが装荷される高速炉の第 1 リサイクル装荷燃料の Pu 富化度（ウラン無しであるからここでは TRU 中の Pu 重量比）は約 0.9 であるから、ウランを分離することで Pu 重量比は約 100 倍に高まっている。取出し時の有害度が軽水炉の 100 倍のオーダーであることと整合する。

第 1 リサイクルの Puf 同位体比は 0.59 であるが、取出し時は 0.46 へと低下する。第 3 サイクルの取出し時の同位体比は約 0.32 まで大きく低下している。これにより、後段のリサイクルほど基数比が低下する。また、各リサイクル装荷時に ^{241}Pu 重量比は約 0.08 であるが、取出し時は約 0.05 へと低下することがわかる。

TRU 重量の燃焼変化を示すため、取出し時と装荷時の TRU 重量の比率を求めたものを図 3.3.1-2（Pu 量）、図 3.3.1-3（ ^{238}Pu 量）、図 3.3.1-4（ ^{241}Pu と ^{241}Am の合計量）に示す。本シナ

リオでは3つのリサイクルがあるため、第3回リサイクルの取出し時と第1回リサイクルの装荷時の TRU 重量の比率である。その比率は、全 Pu 量と ($^{241}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$) 合計量が約 0.5 と半減、Pu f 量が約 0.26 と約 74%減、一方、 ^{238}Pu は 1.17 と 17%の増加となっている。 ^{238}Pu の増加は後段のリサイクルほど有害度の数値が増加している要因である。

なお、($^{241}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$) 合計量は冷却により ^{241}Pu が ^{241}Am に崩壊することを考慮して、冷却後の ^{241}Am の上限値の概略値として着目したものである。従って、冷却後の ^{241}Pu の崩壊による ^{241}Am の増加を考慮しても ^{241}Am は装荷時よりも半減することを示している。

(2) 環境負荷低減型炉システムのシナリオ

環境負荷低減型炉システムのシナリオとして考えられる組み合わせを4種類抽出した。以下に抽出に当たって考慮した特性とシナリオの狙いを説明する。

① 環境負荷低減サイクルシナリオ 1

抽出した炉型シナリオを表 3.3.1-4 に示す。

1) 軽水炉炉心燃料の組み合わせの想定

このシナリオは参照サイクルシナリオ 1 の MOX 燃料を FORSETI™型ウラン燃料、MOX 燃料に置き換えたもので、軽水炉のウラン炉、MOX 炉の基数比は参照サイクルシナリオ 1 の値と同じとした。

本シナリオの狙いは既存のウラン燃料と MOX 燃料とを FORSETI™型設計のものに置き換えた場合の環境負荷改善特性を評価することである。

MOX 燃料の再処理までの冷却期間は 32 年とした。これは一連の FORSETI™型 MOX 燃料評価の中で冷却期間 30 年に近い解析ケースを選んだことによる。この場合の MOX 燃料は添付 D 燃料識別番号 29 である。FORSETI™型 MOX 燃料は高減速とする場合と高減速としない場合（非高減速）の 2 種類が選べるが、ここでは高減速型の FORSETI 型 MOX 燃料とした。この場合の初期 Pu 富化度は 2.55wt%であるが非高減速（添付 D 燃料識別番号 11）とすると初期 Pu 富化度が低くなり Pu 装荷特性、Pu 消費性能が低下してしまうためである。

FORSETI™型ウラン燃料を再処理して得られる Pu は Pu f が多いことと、冷却期間短縮のために Pu 富化度を下げて濃縮ウランを添加しているため軽水炉の中での Pu 需給をバランスさせる場合は MOX 基数比 0.33（環境負荷低減サイクルシナリオ 2 参照）であるため、FORSETI™ウラン燃料起源の良好な Pu が余剰するが、これは高速炉側で使用するようになる。

参照サイクルシナリオ 1 に対する核種別各量の相対値は表に示された通りである。

有害度は取出し直後では参照サイクル 1 の 0.43 倍、32 年冷却後では 0.59 倍となっており有害度は参照サイクルシナリオ 1 の概ね半減となっており、Pu は余剰しているものの軽水炉の範囲では本研究の有害度低減目標をほぼ満足する。

廃棄物減容については冷却後の ^{241}Am 量が指標になる。この値は参照サイクルシナリオ 1 に比べて 0.54 倍であり本研究の廃棄物減容目標 30%に比べて十分に目標を上回っている。

MOX 燃料の TRU の装荷量、消費量、消費割合に関する特性は再処理までの冷却期間を無視する場合（TRU 消費特性(t/運転期間)(冷却後)の行参照）は参照サイクルシナリオ 1 よりも悪化するが（参照サイクル 1 に対する比の列参照）、冷却期間を考慮する場合の時間効率特性（TRU 消費効

率特性(t/運転期間/冷却期間)(冷却後)の行参照)で見るといずれも大きく改善されている。これはPu装荷量低下効果を冷却期間短縮効果が上回ることによる。

2) 高速炉の炉心燃料の想定

環境負荷低減サイクルシナリオ1の高速炉の炉心燃料の想定で参照シナリオ3と異なる点を述べる。このシナリオではウラン軽水炉とMOX軽水炉の両方からTRUが供給される。ウラン軽水炉からはPuの一部とAmとCmが供給され、MOX軽水炉からはTRU全部(Pu, Am, Cm)が供給される。軽水炉はいずれもFORSETI™概念を適用した炉である。

この結果、高速炉へ供給されるTRU組成は参照シナリオ3の場合と異なる。図3.3.1-1には各シナリオにおける軽水炉使用済み燃料から取り出して高速炉へ装荷するTRU燃料の組成比を示す。装荷燃料の核分裂性の ^{239}Pu の比率は参照シナリオ3の場合よりも約60%と10%程度大きい。これらはFORSETI™概念による高次Puである ^{240}Pu ~ ^{242}Pu の生成抑制効果と、一部のPu組成がウラン軽水炉から直接に高速炉へ装荷されていることが大きいと考えられる。一方、 ^{241}Am 重量比は約10%で、参照シナリオ3の場合の約8%よりもやや大きい。やや大きくなっている理由はMOX使用済み燃料の冷却期間が32年と長いため、 ^{241}Pu 崩壊による生成の影響と考えられる。

取出し時と装荷時のTRU重量の比率を求めたものを図3.3.1-2(Pu量)、図3.3.1-3(^{238}Pu 量)、図3.3.1-4(^{241}Pu と ^{241}Am の合計量)に示す。本シナリオでも3つのリサイクルがあるため、最後のリサイクルの取出し時と最初のリサイクルの装荷時のTRU重量の比率である。その比率は、全Pu量と、 ^{241}Pu と ^{241}Am の合計量(前述のように、 ^{241}Pu 崩壊効果を考慮した ^{241}Am 上限値にほぼ等しい)が約0.5と半減、Pu量が約0.25と約75%減と参照シナリオ3とほぼ同様の消費特性になっている。一方、 ^{238}Pu は1.9と参照サイクル3の場合よりも大きく増加している。これは、図3.3.1-1に示す軽水炉から供給されるTRU組成の違い、特に ^{238}Pu 生成の起源となる ^{241}Am の割合がシナリオ1の方が大きいことによると考えられる。

② 環境負荷低減サイクルシナリオ2

抽出したシナリオを表3.3.1-5に示す。

1) 軽水炉炉心燃料の組み合わせの想定

このシナリオは環境負荷低減サイクルシナリオ1のウラン燃料とMOX燃料を同じものとし、基数バランスをPu需給バランスするとして設定したシナリオである。MOX基数比は環境負荷低減サイクルシナリオ1では0.13、本シナリオでは0.33であり環境負荷低減サイクルシナリオ1の基数比3倍をやや下回る値になっている。Pu需給は軽水炉内でバランスするように設定されているため高速炉に供給されるPuはウラン燃料起源のものではなく使用済みMOX燃料を再処理したPuのみになる。

有害度は取出し直後では参照サイクルシナリオ1の0.58倍、32年冷却後では0.73倍となっている。このようにシナリオ1に比べて有害度が3割以上増加するのは有害度がウラン炉に比べて数倍になるMOX炉の比率が増加することによる。比較的大きな有害度低減が可能であるものの本研究の有害度低減目標(半減)は満足できていない。

廃棄物減容については冷却後の ^{241}Am 量が指標である。この値は参照サイクルシナリオ1に比べて0.69倍であり本研究の廃棄物減容目標30%に対して目標を満足できている。

MOX 燃料の TRU の装荷量、消費量、消費割合に関する特性は MOX 基数比が増加したことでも大きくなる。再処理までの冷却期間は環境負荷低減サイクルシナリオ 1 と同じであり、時間効率特性で見ても大きく改善となる。特に TRU 消費量時間効率は参照サイクルシナリオ 1 の 5.48 倍に増加している。

2) 高速炉の炉心燃料の想定

環境負荷低減サイクルシナリオ 2 ではウラン軽水炉からはマイナーアクチニドの Am と Cm のみが供給され、MOX 軽水炉からすべての TRU (Pu, Am, Cm) が供給される。よって、ウラン軽水炉からの Pu は全部 MOX 軽水炉で燃焼・取り出され、32 年冷却されたものである。この結果、図 3.3.1-1 に軽水炉からの TRU 組成を示したように、ウラン軽水炉から Puf の重量比が高い Pu の一部が供給された環境負荷低減サイクルシナリオ 1 の場合に比べて、Puf の割合は 30%と半減し、 ^{241}Am 重量比は 20%と 2 倍になっている。この他、 ^{240}Pu 、 ^{242}Pu も大きく増加している。これら TRU 組成の劣化によって、高速炉でのリサイクルは 1 回のみとなった。表 3.3.1-4 と表 3.3.1-5 との基数比の結果から、ウラン軽水炉に対する基数比は約 0.10 となり、高速炉基数比は環境負荷低減サイクルシナリオ 1 の 5 分の 1 の 0.1 へと減少した。

取出し時と装荷時の TRU 重量の比率を求めたものを図 3.3.1-2 (Pu 量)、図 3.3.1-3 (^{238}Pu 量)、図 3.3.1-4 (^{241}Pu と ^{241}Am の合計量) に示す。その比率は、環境負荷低減サイクルシナリオ 1 よりも 1 に近づいており、Puf 量は 0.7、($^{241}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$) 合計量が約 0.8 弱となり、消費特性が低下している。これは前述のようにリサイクル回数が 1 回と減少したためである。

③ 環境負荷低減サイクルシナリオ 3

抽出したシナリオを表 3.3.1-6 に示す。

1) 軽水炉炉心燃料の組み合わせの想定

環境負荷低減サイクルシナリオ 3 では冷却年数がリサイクル燃料貯蔵施設の貯蔵期間上限の 50 年まで延長する場合を想定する。Pu 需給は軽水炉内でバランスするとし、MOX 炉の基数比は 0.21 となっている。

有害度は取出し直後では参照サイクル 1 の 0.50 倍、50 年冷却後では環境負荷低減サイクルシナリオ 2 と同じ 0.73 倍となっている。

廃棄物減容については冷却後の ^{241}Am 量が指標である。この値は参照サイクルシナリオに比べて 0.84 倍であり本研究の廃棄物減容目標 30%に対して目標を満足できていない。

MOX 燃料の TRU の装荷量、消費量、消費割合に関する特性は参照サイクルシナリオ 1 の 1 倍強でやや改善。時間効率特性では改善となる。

2) 高速炉の炉心燃料の想定

環境負荷低減サイクルシナリオ 2 とは MOX 炉が全 MOX 燃料であること、MOX 使用済み燃料が 50 年冷却であることの違いがあるが、高速炉に供給される TRU 組成は図 3.3.1-1 に示されるように環境負荷低減サイクルシナリオ 2 の場合と類似である。

上記のことから、取出し時と装荷時の TRU 重量の比率を図 3.3.1-2、図 3.3.1-3、図 3.3.1-4 に示すように、Puf 量は 0.7、($^{241}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$) 合計量が約 0.8 弱となり、環境負荷低減サイクルシナリオ 2 と類似の結果となっている。

④ 環境負荷低減サイクルシナリオ 3-1

抽出したシナリオを表 3.3.1-7 に示す。

1) 軽水炉炉心燃料の組み合わせの想定

環境負荷低減サイクルシナリオ 3-1 では環境負荷低減サイクルシナリオ 3 の軽水炉の燃料と基数比が同じとして MOX 燃料の冷却期間を崩壊熱にかかわらず 30 年とするもので、再処理工場の崩壊熱受け入れ条件が緩和されることが前提になる。MOX 燃料の冷却期間が短縮されるため ^{241}Pu 崩壊量が減って冷却後の Pu 組成が改善されることから高速炉側の Pu 利用の特性が向上されることを意図するシナリオである。MOX 燃料の冷却期間が短縮される以外は、軽水炉内でのシナリオ 3 との違いは無いため軽水炉内の環境負荷特性も大きな差異は無い。

有害度、TRU 装荷・消費特性、廃棄物減容 (^{241}Am) は環境負荷低減サイクルシナリオ 3 とほぼ同じとなっている。

2) 高速炉の炉心燃料の想定

環境負荷低減サイクルシナリオ 3 とは MOX 使用済み燃料の冷却期間が 50 年から 30 年へ短くなっている違いがある。高速炉に供給される TRU 組成は図 3.3.1-1 に示されるように環境負荷低減サイクルシナリオ 3 の場合とほとんど類似である。シナリオ 3 よりも MOX 燃料の冷却期間が短いため、 ^{241}Pu が約 2% 多く、 ^{241}Am が約 2% 少なくなっているが違いは小さい。上記のことから、取出し時と装荷時の TRU 重量の比率を図 3.3.1-2、図 3.3.1-3、図 3.3.1-4 に示すように、Puf 量は 0.7、($^{241}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$) 合計量が約 0.8 弱となり、環境負荷低減サイクルシナリオ 3 と類似の結果となっている。

⑤ 環境負荷低減サイクルシナリオ 4

抽出したシナリオを表 3.3.1-8 に示す。

1) 軽水炉炉心燃料の組み合わせの想定

このシナリオは軽水炉 MOX 燃料に ^{237}Np 以外の MA を初期に添加し、 ^{241}Am の核変換を促進して廃棄物量の低減を図るもので、環境負荷低減サイクルシナリオ 2 を基にして MOX 燃料を MA 添加のものに置き換える。MOX 燃料は添付 D の燃料識別番号 34 である

基数比は Pu 需給がバランスするように設定した。

添加する MA は ^{241}Am 、 ^{242}Cm 、 ^{244}Cm とした。 ^{237}Np については中性子を吸収した後ベータ崩壊して比有害度が大きい ^{238}Pu になるため添加しないものとしている。また MA 添加量は Pu 重量割合の約 6% に設定した。6% の根拠は特に無く核分裂性核種に対して少量一定割合を添加した場合の感度を確認する意味で仮に設定したものである。

再処理工程で ^{237}Np を除外できるとしたが、それには核種分離が前提となる。従来この核種分離が可能なのは明確ではなかったが、本研究において分離可能なことが示されたことから ^{237}Np 核種分離は技術的に解決可能と考えている。

分離された ^{237}Np は比放射能が低く臨界性も無視できて保管も容易と考えられるため、廃棄物とせず将来の原子力電池の材料である ^{238}Pu 生産のための資源として保管すると考える。

このシナリオで用いる MOX 燃料では MA を添加することで ^{241}Am の中性子吸収が増加するため、反応度の補填が必要になる。一方で再処理までの冷却期間制限があるため崩壊熱増加を招く Pu 富化度の増加はできず、その分 ^{235}U による反応度補填が必要になる。

この結果、MA を添加する MOX 炉では反応度補填が必要にもかかわらず Pu 富化度を増加できなくなり TRU 装荷、TRU 消費の特性が悪化の方向となる。参照サイクルシナリオ 1 と比較すると、TRU 消費割合は 0.32 倍、TRU 消費時間効率 は 1.25 倍になり、環境負荷低減サイクルシナリオ 1、2、3 に比べて TRU 消費特性が劣る特性になる。

^{241}Am の冷却後の残留量は参照サイクルシナリオ 1 に比べ、本シナリオで 0.68 倍、環境負荷低減サイクルシナリオ 1 で 0.54 倍、環境負荷低減サイクルシナリオ 2 で 0.69 倍、環境負荷低減サイクルシナリオ 3 で 0.85 倍、環境負荷低減サイクルシナリオ 3-1 で 0.77 倍となり、参照サイクルシナリオ 1 に対して改善となるがベースとした環境負荷低減サイクルシナリオ 2 と同等で他のシナリオとの差はあるが ^{241}Am 削減を狙った本シナリオの優位性は明確ではないといえる。

有害度については ^{241}Am が ^{238}Pu に核変換して有害度が増える影響があり、参照サイクルシナリオ 1 に対しては低減となるが他のシナリオに対しては優位性がない結果となっている。

以上をまとめると本シナリオでの核変換による ^{241}Am 低減は Pu 組成実質悪化の影響から ^{241}Am 残留を減らす効果を大きくすることができないこと、有害度、TRU 装荷・消費特性が良好とは言えないことから、環境負荷低減のためのシナリオ候補として相応しくないと考えられる。

(3) シナリオ間の有害度の比較

以下ではシナリオ間の有害度の簡易な比較を行う。ここでは平衡状態を仮定した各シナリオに含まれる全原子炉の基数比を考慮し、使用済み燃料の取出し時の重量当たり有害度 (Sv/g) の燃料重量積分値の全原子炉での総和とし、総発電量はシナリオ間で同一であるとした。すなわち、ここで示すのは平衡状態の静的な評価であり、核燃料サイクルの時系列的変化を考慮した評価は 3.3.2 にて実施するため参考値である。高速炉でのリサイクルまでを含むシナリオでは、軽水炉のみでシナリオを終える場合についても同時に評価した。これまでと同様、有害度には FP の寄与は含まず、重核種のみを寄与を含む。

上記の条件による有害度の比較結果を表 3.3.1-9 に示す。有害度は参照サイクル・シナリオ 1 (これを基準シナリオと称する) の結果に規格化している。

参照サイクルの有害度はウラン軽水炉使用済み燃料を MOX 軽水炉へリサイクルするシナリオ 1 と 2 では大きな差がない。環境負荷低減サイクルシナリオ 3 は軽水炉までのサイクルで止めた場合、有害度は基準シナリオの 0.57 倍と環境負荷低減サイクルシナリオ 1 より 40%以上減少している。これは MOX 軽水炉へのリサイクルを行わないため、TRU の高次化が進まないためと考えられる。一方、高速炉へリサイクルを進めた場合、有害度は基準シナリオの 1.03 倍とシナリオ 1 と同程度であり、MOX 軽水炉へトリサイクルした場合と大きな差はない。

次に、軽水炉に環境負荷低減概念を取り入れたサイクルの有害度をみると、軽水炉までのサイクルにて止めた場合は環境負荷低減サイクルシナリオ 1 を除いて基準シナリオの 0.58 倍から 0.63 倍と約 40%の低減、高速炉までリサイクルを行う場合は同じく約 0.7 倍～0.76 倍と約 25%～30%の低減となっている。すなわち、環境負荷低減軽水炉概念の導入によって、有害度が大きく低減していることがわかる。

なお、環境負荷低減サイクルの環境負荷低減サイクルシナリオ 1 で軽水炉サイクルの有害度が基準シナリオの 0.43 倍と低くなっているのは、このシナリオのみ、ウラン軽水炉からの取出した Pu の一部が MOX 軽水炉へリサイクルされず、直接高速炉へリサイクルされているためと考えられる。

また、高速炉へのリサイクルにより参照サイクル・シナリオ 3 を除き、有害度は 10%程度増加している。これは、軽水炉使用済み燃料から高速炉へリサイクルされる ^{241}Am の中性子捕獲とその後の崩壊により生成する ^{242}Cm がさらに崩壊して ^{238}Pu が生成するため、 ^{238}Pu が装荷時よりも増加することが大きな要因の一つである。

参照サイクル・シナリオ 3 では高速炉リサイクルを行うことにより、軽水炉のみの場合に比べて有害度は 40%程度の大きな増加を示しているが、これは軽水炉サイクルがウラン軽水炉のみであるため、MOX 軽水炉における TRU 高次化による有害度増加が生じていないためと考えられる。

表 3.3.1-1 参照サイクルシナリオ1の炉心燃料の組み合わせ
(現行プルサーマル、冷却期間制限無、基数比はPu需給バランス)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	MOX軽水炉	サイクル 荷重平均	参照サイクル1 に対する比
	MOX炉/UO2炉基数比(-)	1.0	0.13		
	燃料	標準ウラン	標準フルMOX		
	炉熱出力(GWth)	3926	3926		
	取出燃焼度(GWd/t)	45	45		
	燃料体数/炉(体)	872	872		
	燃料HM重量(Kg)	172	172		
	サイクル月数(EFPM)	15	15		
	サイクル燃焼度(GWd/t)	11.95	11.95		
	バッチ数(-)	3.77	3.77		
装荷時	ウラン濃縮度(-)	4.04E-02	1.29E-02		
	Pu富化度(-)	0.00E+00	6.41E-02		
	Pu富化度(-)	0.00E+00	3.85E-02		
	Pu同位体比(-)	0.00E+00	6.00E-01		
	Am-241重量割合(-)	0	3.97E-04		
	MA重量割合(-)	0	3.97E-04		
冷却年数	再処理までの冷却年数(年)	15	136.3		
取出時	取出時重核種有害度(Sv/g)	98	745	172	1.0
	U-235重量割合(-)	6.79E-03	5.57E-03	6.65E-03	1.0
	Pu重量割合(-)	8.96E-03	4.49E-02	1.31E-02	1.0
	Pu同位体比(-)	6.19E-01	4.61E-01	6.01E-01	1.0
	Np-237重量割合(-)	4.94E-04	2.24E-04	4.63E-04	1.0
	Pu-238重量割合(-)	2.40E-04	1.65E-03	4.03E-04	1.0
	Pu-241重量割合(-)	1.18E-03	6.70E-03	1.82E-03	1.0
	Am-241重量割合(-)	4.77E-05	7.38E-04	1.27E-04	1.0
	Cm-244重量割合(-)	6.01E-05	7.16E-04	1.36E-04	1.0
	MA重量割合(-)	6.02E-04	1.68E-03	7.26E-04	1.0
冷却後	冷却後重核種有害度(Sv/g)	80	246	99	1.0
	U-235重量割合(-)	6.79E-03	5.57E-03	6.65E-03	1.0
	Pu重量割合(-)	8.34E-03	3.72E-02	1.17E-02	1.0
	Pu同位体比(-)	5.92E-01	3.77E-01	5.67E-01	1.0
	Np-237重量割合(-)	4.94E-04	2.24E-04	4.63E-04	1.0
	Pu-238重量割合(-)	2.30E-04	6.11E-04	2.74E-04	1.0
	Pu-241重量割合(-)	5.74E-04	9.48E-06	5.09E-04	1.0
	Am-241重量割合(-)	6.47E-04	6.16E-03	1.28E-03	1.0
	Cm-244重量割合(-)	3.38E-05	3.88E-06	3.04E-05	1.0
	MA重量割合(-)	1.18E-03	6.39E-03	1.78E-03	1.0
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量		2.04E+00	2.66E-01	1.0
	MOX炉のTRU消費量		5.55E-01	7.22E-02	1.0
	MOX炉のTRU消費割合		2.71E-01	2.71E-01	1.0
TRU消費時間効率特 性(t/運転期間/冷 却期間)(冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		1.50E-02	1.95E-03	1.0
	MOX炉のTRU消費量時間効率		4.07E-03	5.29E-04	1.0
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		2.71E-01	2.71E-01	1.0

表 3.3.1-2 参照サイクルシナリオ2の炉心燃料の組み合わせ
(現行プルサーマル、冷却期間30年、基数比はPu需給バランス)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	MOX軽水炉	サイクル荷重平均	参照サイクル1に対する比
	MOX炉/UO2炉基数比(-)	1.0	0.78		
	燃料	標準ウラン	標準部分MOX case6		
	炉熱出力(GWth)	3926	3926		
	取出燃焼度(GWd/t)	45	45		
	燃料体数/炉(体)	872	872		
	燃料HM重量(Kg)	172	172		
	サイクル月数(EFPM)	15	15		
	サイクル燃焼度(GWd/t)	11.95	11.95		
	バッチ数(-)	3.77	3.77		
装荷時	ウラン濃縮度(-)	4.04E-02	3.42%		
	Put富化度(-)	0.00E+00	1.07%		
	Puf富化度(-)	0.00E+00	0.64%		
	Puf同位体比(-)	0.00E+00	60.02%		
	Am-241重量割合(-)	0	0.00E+00		
	MA重量割合(-)	0	0.00E+00		
冷却年数	再処理までの冷却年数(年)	15	31.8		
取出時	取出時重核種有害度(Sv/g)	98	246	163	0.94
	U-235重量割合(-)	6.79E-03	7.45E-03		
	Put重量割合(-)	8.96E-03	1.26E-02		
	Puf同位体比(-)	6.19E-01	5.37E-01		
	Np-237重量割合(-)	4.94E-04	4.40E-04	4.70E-04	1.02
	Pu-238重量割合(-)	2.40E-04	4.31E-04	3.24E-04	0.80
	Pu-241重量割合(-)	1.18E-03	1.74E-03	1.43E-03	0.78
	Am-241重量割合(-)	4.77E-05	1.00E-04	7.07E-05	0.56
	Cm-244重量割合(-)	6.01E-05	3.37E-04	1.82E-04	1.34
	MA重量割合(-)	6.02E-04	8.77E-04	7.23E-04	1.00
	冷却後	冷却後重核種有害度(Sv/g)	80	135	104
U-235重量割合(-)		6.79E-03	7.45E-03	7.08E-03	1.06
Put重量割合(-)		8.34E-03	1.12E-02	9.58E-03	0.82
Puf同位体比(-)		5.92E-01	4.84E-01	5.44E-01	0.96
Np-237重量割合(-)		4.94E-04	4.40E-04	4.70E-04	1.02
Pu-238重量割合(-)		2.30E-04	3.66E-04	2.90E-04	1.06
Pu-241重量割合(-)		5.74E-04	3.76E-04	4.87E-04	0.96
Am-241重量割合(-)		6.47E-04	1.41E-03	9.84E-04	0.77
Cm-244重量割合(-)		3.38E-05	9.97E-05	6.27E-05	2.06
MA重量割合(-)		1.18E-03	1.95E-03	1.52E-03	0.85
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)		MOX炉のTRU装荷量		3.40E-01	2.66E-01
	MOX炉のTRU消費量		-8.98E-02	-7.01E-02	-0.97
	MOX炉のTRU消費割合		-2.64E-01	-2.64E-01	-0.97
TRU消費時間効率特性 (t/運転期間/冷却期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		1.07E-02	8.36E-03	4.29
	MOX炉のTRU消費量時間効率		-2.82E-03	-2.21E-03	-4.17
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		-2.64E-01	-2.64E-01	-0.97

表 3.3.1-3 参照サイクルシナリオ 3 の炉心燃料の組み合わせ

(現行 UO₂ 軽水炉+高速炉)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	高速炉 第1リサイクル	高速炉 第2リサイクル	高速炉 第3リサイクル
	MOX炉/UO ₂ 炉基数比(-)	1.0	0.25	0.17	0.12
	燃料	標準ウラン	ウラン無し金属燃料	ウラン無し金属燃料	ウラン無し金属燃料
	炉熱出力(GWth)	3926	714	714	714
	取出燃焼度(GWd/t)	45	221	189	167
	燃料体数/炉(体)	872	360	360	360
	燃料HM重量(Kg)	172	10.61	12.44	14.03
	サイクル月数(EFPM)	15	4.86	4.86	4.86
	サイクル燃焼度(GWd/t)	11.95	27.65	23.58	20.91
	バッチ数(-)	3.77	8	8	8
装荷時	ウラン濃縮度(-)	4.04%	0	0	0
	Put富化度(-)	0.00%	0.906	0.885	0.868
	Puf富化度(-)	0.00%	0.535	0.410	0.323
	Puf同位体比(-)	0.00E+00	0.59	0.464	0.372
	Am-241重量割合(-)	0	0.076	0.080	0.083
	MA重量割合(-)	0	0.094	0.115	0.132
冷却年数	再処理までの冷却年数(年)	15	3	3	3
取出時	取出時重核種有害度(Sv/g)	98	10700	14200	16800
	U-235重量割合(-)	6.79E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Put重量割合(-)	8.96E-03	6.95E-01	7.08E-01	7.13E-01
	Puf同位体比(-)	6.19E-01	4.74E-01	3.83E-01	3.16E-01
	Np-237重量割合(-)	4.94E-04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	2.40E-04	2.88E-02	3.92E-02	4.66E-02
	Pu-241重量割合(-)	1.18E-03	4.97E-02	4.94E-02	4.91E-02
	Am-241重量割合(-)	4.77E-05	5.18E-02	5.66E-02	6.08E-02
	Cm-244重量割合(-)	6.01E-05	7.68E-03	1.22E-02	1.62E-02
	MA重量割合(-)	6.02E-04	8.42E-02	1.02E-01	1.18E-01
冷却後	冷却後重核種有害度(Sv/g)	80	10100	13500	16000
	U-235重量割合(-)	6.79E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Put重量割合(-)	8.34E-03	6.92E-01	7.05E-01	7.10E-01
	Puf同位体比(-)	5.92E-01	4.67E-01	3.75E-01	3.08E-01
	Np-237重量割合(-)	4.94E-04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	2.30E-04	3.12E-02	4.13E-02	4.84E-02
	Pu-241重量割合(-)	5.74E-04	4.30E-02	4.27E-02	4.25E-02
	Am-241重量割合(-)	6.47E-04	5.82E-02	6.29E-02	6.71E-02
	Cm-244重量割合(-)	3.38E-05	6.85E-03	1.09E-02	1.44E-02
	MA重量割合(-)	1.18E-03	8.65E-02	1.04E-01	1.19E-01
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量		1.18E+00	1.38E+00	1.56E+00
	MOX炉のTRU消費量		2.60E-01	2.60E-01	2.60E-01
	MOX炉のTRU消費割合		2.21E-01	1.88E-01	1.67E-01
TRU消費時間効率 特性(t/運転期間/冷 却期間)(冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		3.93E-01	4.61E-01	5.20E-01
	MOX炉のTRU消費量時間効率		8.67E-02	8.67E-02	8.67E-02
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		2.21E-01	1.88E-01	1.67E-01

表 3.3.1-4 環境負荷低減サイクルシナリオ1の炉心燃料の組み合わせ
(FORSETI™ UO2+FORSETI™高減速 MOX30年冷却/基数比は参照サイクル1と同じ)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	MOX軽水炉	サイクル 荷重平均	参照サイクル1 に対する比	高速炉 第1リサイクル	高速炉 第2リサイクル	高速炉 第3リサイクル
	MOX炉/UO2炉基数比(-)	1.0	0.13			0.23	0.15	0.10
	燃料	FORSETI ウラン 10wt%	FORSETI 高減速 部分MOX case4			ウラン無し 金属燃料	ウラン無し 金属燃料	ウラン無し 金属燃料
	炉熱出力(GWth)	3926	3926			714	714	714
	取出燃焼度(GWd/t)	45	45			241	207	184
	燃料体数/炉(体)	872	872			360	360	360
	燃料HM重量(Kg)	172	129			9.74	11.33	12.77
	サイクル月数(EFPM)	15	15			4.86	4.86	4.86
	サイクル燃焼度(GWd/t)	11.95	15.93			30.1	25.9	23
	バッチ数(-)	3.77	2.82			8	8	8
装荷時	ウラン濃縮度(-)	10.00%	2.48%			0	0	0
	Put富化度(-)	0.00%	2.55%			0.884	0.876	0.867
	Puf富化度(-)	0.00%	2.01%			0.608	0.472	0.372
	Puf同位体比(-)	0.00E+00	7.86E-01			0.688	0.538	0.428
	Am-241重量割合(-)	0	1.19E-03			0.104	0.0967	0.0933
	MA重量割合(-)	0	1.19E-03			0.116	0.124	0.133
冷却年数	再処理までの冷却年数(年)	15	32			3	3	3
取出時	取出時重核種有害度(Sv/g)	52	245	74	0.43	9800	13500	16500
	U-235重量割合(-)	5.19E-02	6.55E-03			0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Put重量割合(-)	8.88E-03	1.59E-02			6.68E-01	6.90E-01	7.03E-01
	Puf同位体比(-)	7.68E-01	4.69E-01			5.45E-01	4.38E-01	3.59E-01
	Np-237重量割合(-)	5.30E-04	4.71E-04	5.24E-04	1.13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	1.23E-04	5.19E-04	1.69E-04	0.42	2.80E-02	4.26E-02	5.27E-02
	Pu-241重量割合(-)	9.32E-04	2.42E-03	1.10E-03	0.61	3.96E-02	4.40E-02	4.70E-02
	Am-241重量割合(-)	5.52E-05	1.31E-04	6.39E-05	0.50	6.57E-02	6.48E-02	6.54E-02
	Cm-244重量割合(-)	4.14E-06	2.28E-04	2.99E-05	0.22	4.80E-03	8.47E-03	1.21E-02
	MA重量割合(-)	5.90E-04	8.29E-04	6.17E-04	0.85	9.18E-02	1.01E-01	1.12E-01
冷却後	冷却後重核種有害度(Sv/g)	46	155	58	0.59	9500	13000	15700
	U-235重量割合(-)	4.95E-02	6.55E-03	4.46E-02	6.70	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Put重量割合(-)	8.40E-03	1.39E-02	9.03E-03	0.77	6.66E-01	6.88E-01	7.00E-01
	Puf同位体比(-)	7.94E-01	3.99E-01	7.49E-01	1.32	5.37E-01	4.31E-01	3.52E-01
	Np-237重量割合(-)	5.30E-04	4.71E-04	5.24E-04	1.13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	1.16E-04	4.54E-04	1.55E-04	0.56	3.16E-02	4.54E-02	5.48E-02
	Pu-241重量割合(-)	4.53E-04	5.26E-04	4.61E-04	0.91	3.43E-02	3.81E-02	4.07E-02
	Am-241重量割合(-)	5.27E-04	1.96E-03	6.91E-04	0.54	7.06E-02	7.04E-02	7.14E-02
	Cm-244重量割合(-)	2.33E-06	6.77E-05	9.86E-06	0.32	4.28E-03	7.55E-03	1.08E-02
	MA重量割合(-)	1.06E-03	2.50E-03	1.22E-03	0.69	9.18E-02	1.02E-01	1.13E-01
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量		8.13E-01	1.06E-01	0.40	1.08E+00	1.26E+00	1.42E+00
	MOX炉のTRU消費量		2.79E-01	3.63E-02	0.50	2.61E-01	2.65E-01	2.67E-01
	MOX炉のTRU消費割合		3.43E-01	3.43E-01	1.26	2.41E-01	2.11E-01	1.88E-01
TRU消費時間効率特 性(t/運転期間/冷 却期間)(冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		2.57E-02	3.34E-03	1.71	3.61E-01	4.20E-01	4.73E-01
	MOX炉のTRU消費量時間効率		8.82E-03	1.15E-03	2.17	8.71E-02	8.83E-02	8.90E-02
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		3.43E-01	3.43E-01	1.26	2.41E-01	2.11E-01	1.88E-01

表 3.3.1-5 環境負荷低減サイクルシナリオ2の炉心燃料の組み合わせ
(FORSETI™ UO2+FORSETI™高減速 MOX、30年冷却、基数比はPu需給バランス)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	MOX軽水炉	サイクル 荷重平均	参照サイクル1 に対する比	高速炉
	MOX炉/UO2炉基数比(-)	1.0	0.33			0.10
	燃料	FORSETI ウラン 10wt%	FORSETI 高減速 部分MOX case4			ウラン無し 金属燃料
	炉熱出力(GWth)	3926	3926			714
	取出燃焼度(GWd/t)	45	45			142
	燃料体数/炉(体)	872	872			360
	燃料HM重量(Kg)	172	129			16.49
	サイクル月数(EFPM)	15	15			4.86
	サイクル燃焼度(GWd/t)	11.95	15.93			17.79
	バッチ数(-)	3.77	2.82			8
装荷時	ウラン濃縮度(-)	1.00E-01	2.48E-02			0
	Pu富化度(-)	0.00E+00	2.55E-02			0.769
	Pu富化度(-)	0.00E+00	2.01E-02			0.304
	Pu同位体比(-)	0.00E+00	7.86E-01			0.395
	Am-241重量割合(-)	0	1.19E-03			0.197
	MA重量割合(-)	0	1.19E-03			0.231
冷却年数	再処理までの冷却年数(年)	15	32			3
取出時	取出時重核種有害度(Sv/g)	52	245	100	0.58	15000
	U-235重量割合(-)	5.19E-02	6.55E-03	4.07E-02	6.12	0.00E+00
	Pu重量割合(-)	8.88E-03	1.59E-02	1.06E-02	0.81	6.59E-01
	Pu同位体比(-)	7.68E-01	4.69E-01	6.94E-01	1.15	3.29E-01
	Np-237重量割合(-)	5.30E-04	4.71E-04	5.16E-04	1.11	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	1.23E-04	5.19E-04	2.21E-04	0.55	4.14E-02
	Pu-241重量割合(-)	9.32E-04	2.42E-03	1.30E-03	0.71	3.24E-02
	Am-241重量割合(-)	5.52E-05	1.31E-04	7.39E-05	0.58	1.41E-01
	Cm-244重量割合(-)	4.14E-06	2.28E-04	5.95E-05	0.44	9.23E-03
	MA重量割合(-)	5.90E-04	8.29E-04	6.49E-04	0.89	1.93E-01
冷却後	冷却後重核種有害度(Sv/g)	52	155	77	0.78	14400
	U-235重量割合(-)	4.95E-02	6.55E-03	3.89E-02	5.85	0.00E+00
	Pu重量割合(-)	8.40E-03	1.39E-02	9.76E-03	0.84	6.61E-01
	Pu同位体比(-)	7.94E-01	3.99E-01	6.96E-01	1.23	3.22E-01
	Np-237重量割合(-)	5.30E-04	4.71E-04	5.16E-04	1.11	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	1.16E-04	4.54E-04	1.99E-04	0.73	4.62E-02
	Pu-241重量割合(-)	4.53E-04	5.26E-04	4.71E-04	0.92	2.81E-02
	Am-241重量割合(-)	5.27E-04	1.96E-03	8.81E-04	0.69	1.44E-01
	Cm-244重量割合(-)	2.33E-06	6.77E-05	1.85E-05	0.61	8.23E-03
	MA重量割合(-)	1.06E-03	2.50E-03	1.42E-03	0.80	1.89E-01
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量		8.13E-01	2.68E-01	1.01	1.83E+00
	MOX炉のTRU消費量		2.79E-01	9.19E-02	1.27	2.71E-01
	MOX炉のTRU消費割合		3.43E-01	3.43E-01	1.26	1.48E-01
TRU消費時間効率特 性(t/運転期間/冷 却期間)(冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		2.57E-02	8.45E-03	4.33	6.11E-01
	MOX炉のTRU消費量時間効率		8.82E-03	2.90E-03	5.48	9.03E-02
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		3.43E-01	3.43E-01	1.26	1.48E-01

表 3.3.1-6 環境負荷低減サイクルシナリオ3の炉心燃料の組み合わせ
(FORSETI™ UO2+FORSETI™非高減速 MOX、50年冷却、基数比はPu需給バランス)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	MOX軽水炉	サイクル 荷重平均	参照サイクル1 に対する比	高速炉
	MOX炉/UO2炉基数比(-)	1.0	0.21			0.11
	燃料	FORSETI ウラン 10wt%	FORSETI フルMOX			ウラン無し 金属燃料
	炉熱出力 (GWth)	3926	3926			714
	取出燃焼度 (GWd/t)	45	45			154
	燃料体数/炉(体)	872	872			360
	燃料HM重量 (Kg)	172	172			15.28
	サイクル月数 (EFPM)	15	15			4.86
	サイクル燃焼度 (GWd/t)	11.95	11.95			19.20
	バッチ数(-)	3.77	3.77			8
装荷時	ウラン濃縮度(-)	1.00E-01	1.26%			0
	Pu富化度(-)	0.00E+00	3.95%			0.751
	Pu富化度(-)	0.00E+00	3.11%			0.328
	Pu同位体比(-)	0.00E+00	78.64%			0.437
	Am-241重量割合(-)	0	1.86E-04			0.22
	MA重量割合(-)	0	1.86E-04			0.249
冷却年数	再処理までの冷却年数(年)	15	50			3
取出時	取出時重核種有害度(Sv/g)	52	374	108	0.63	14200
	U-235重量割合(-)	5.19E-02	4.48E-03	4.36E-02	6.55	0.00E+00
	Pu重量割合(-)	8.88E-03	2.47E-02	1.17E-02	0.89	6.45E-01
	Pu同位体比(-)	7.68E-01	5.14E-01	7.23E-01	1.20	3.63E-01
	Np-237重量割合(-)	5.30E-04	2.26E-04	4.77E-04	1.03	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	1.23E-04	7.15E-04	2.27E-04	0.56	3.98E-02
	Pu-241重量割合(-)	9.32E-04	3.87E-03	1.45E-03	0.80	2.45E-02
	Am-241重量割合(-)	5.52E-05	3.16E-04	1.01E-04	0.79	1.55E-01
	Cm-244重量割合(-)	4.14E-06	3.60E-04	6.65E-05	0.49	7.16E-03
	MA重量割合(-)	5.90E-04	9.02E-04	6.44E-04	0.89	2.02E-01
冷却後	冷却後重核種有害度(Sv/g)	46	197	72	0.73	13700
	U-235重量割合(-)	4.95E-02	4.48E-03	4.16E-02	6.26	0.00E+00
	Pu重量割合(-)	8.40E-03	2.10E-02	1.06E-02	0.91	6.48E-01
	Pu同位体比(-)	7.94E-01	4.37E-01	7.32E-01	1.29	3.56E-01
	Np-237重量割合(-)	5.30E-04	2.26E-04	4.77E-04	1.03	0.00E+00
	Pu-238重量割合(-)	1.16E-04	5.42E-04	1.91E-04	0.70	4.52E-02
	Pu-241重量割合(-)	4.53E-04	3.49E-04	4.34E-04	0.85	2.12E-02
	Am-241重量割合(-)	5.27E-04	3.63E-03	1.07E-03	0.84	1.58E-01
	Cm-244重量割合(-)	2.33E-06	5.30E-05	1.12E-05	0.37	6.38E-03
	MA重量割合(-)	1.06E-03	3.91E-03	1.56E-03	0.88	1.97E-01
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量		1.26E+00	2.68E-01	1.01	1.70E+00
	MOX炉のTRU消費量		4.40E-01	9.35E-02	1.30	2.60E-01
	MOX炉のTRU消費割合		3.49E-01	3.49E-01	1.29	1.53E-01
TRU消費時間効率特 性(t/運転期間/冷 却期間)(冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		2.52E-02	5.35E-03	2.74	5.66E-01
	MOX炉のTRU消費量時間効率		8.81E-03	1.87E-03	3.53	8.67E-02
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		3.49E-01	3.49E-01	1.29	1.53E-01

表 3.3.1-7 環境負荷低減サイクルシナリオ 3-1 の炉心燃料の組み合わせ

(FORSETI™ UO2+FORSETI™非高減速 MOX、30 年冷却後再処理、基数比はPu 需給バランス)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	MOX軽水炉	サイクル 荷重平均	参照サイクル1 に対する比	高速炉
	MOX炉/UO2炉基数比 (-)	1.0	0.21			0.12
	燃料	FORSETI ウラン 10wt%	FORSETI フルMOX (30年冷却)			ウラン無し 金属燃料
	炉熱出力 (GWth)	3926	3926			714
	取出燃焼度 (GWd/t)	45	45			158
	燃料体数/炉 (体)	872	872			360
	燃料HM重量 (Kg)	172	172			14.86
	サイクル月数 (EFPm)	15	15			4.86
	サイクル燃焼度 (GWd/t)	11.95	11.95			19.74
	バッチ数 (-)	3.77	3.77			8
装荷時	ウラン濃縮度 (-)	1.00E-01	1.26%			0
	Pu富化度 (-)	0.00E+00	3.95%			0.765
	Pu富化度 (-)	0.00E+00	3.11%			0.343
	Pu同位体比 (-)	0.00E+00	78.64%			0.448
	Am-241重量割合 (-)	0	1.86E-04			0.204
	MA重量割合 (-)	0	1.86E-04			0.235
冷却年数	再処理までの冷却年数 (年)	15	30			3
取出時	取出時重核種有害度 (\$v/g)	52	374	108	0.63	14800
	U-235重量割合 (-)	5.19E-02	4.48E-03	4.36E-02	6.55	0.00E+00
	Pu重量割合 (-)	8.88E-03	2.47E-02	1.17E-02	0.89	6.48E-01
	Pu同位体比 (-)	7.68E-01	5.14E-01	7.23E-01	1.20	3.70E-01
	Np-237重量割合 (-)	5.30E-04	2.26E-04	4.77E-04	1.03	0.00E+00
	Pu-238重量割合 (-)	1.23E-04	7.15E-04	2.27E-04	0.56	4.08E-02
	Pu-241重量割合 (-)	9.32E-04	3.87E-03	1.45E-03	0.80	3.38E-02
	Am-241重量割合 (-)	5.52E-05	3.16E-04	1.01E-04	0.79	1.44E-01
	Cm-244重量割合 (-)	4.14E-06	3.60E-04	6.65E-05	0.49	8.61E-03
	MA重量割合 (-)	5.90E-04	9.02E-04	6.44E-04	0.89	1.92E-01
冷却後	冷却後重核種有害度 (\$v/g)	46	239	79	0.80	14300
	U-235重量割合 (-)	4.95E-02	4.48E-03	4.16E-02	6.26	0.00E+00
	Pu重量割合 (-)	8.40E-03	2.17E-02	1.07E-02	0.92	6.50E-01
	Pu同位体比 (-)	7.94E-01	4.50E-01	7.34E-01	1.29	3.62E-01
	Np-237重量割合 (-)	5.30E-04	2.26E-04	4.77E-04	1.03	0.00E+00
	Pu-238重量割合 (-)	1.16E-04	6.35E-04	2.07E-04	0.75	4.59E-02
	Pu-241重量割合 (-)	4.53E-04	9.14E-04	5.33E-04	1.05	2.93E-02
	Am-241重量割合 (-)	5.27E-04	3.18E-03	9.91E-04	0.77	1.48E-01
	Cm-244重量割合 (-)	2.33E-06	1.14E-04	2.19E-05	0.72	7.68E-03
	MA重量割合 (-)	1.06E-03	3.52E-03	1.49E-03	0.84	1.89E-01
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量		1.26E+00	2.68E-01	1.01	1.65E+00
	MOX炉のTRU消費量		4.40E-01	9.35E-02	1.30	2.63E-01
	MOX炉のTRU消費割合		3.49E-01	3.49E-01	1.29	1.59E-01
TRU消費時間効率特 性 (t/運転期間/冷 却期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		4.20E-02	8.92E-03	4.57	5.50E-01
	MOX炉のTRU消費量時間効率		1.47E-02	3.12E-03	5.89	8.77E-02
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		3.49E-01	3.49E-01	1.29	1.59E-01

表 3.3.1-8 環境負荷低減サイクルシナリオ4の炉心燃料の組み合わせ

(FORSETI™ UO2+MA 添加 0.1w%FORSETI™ MOX、冷却 30 年、基数比はPu 需給バランス炉)

炉心燃料	炉	ウラン軽水炉	MOX軽水炉	サイクル荷重平均	参照サイクル1 に対する比
	MOX炉/UO2炉基数比	1.0	0.57		
	燃料	FORSETI ウラン 10wt%	FORSETI MA添加 部分MOX case6		
	MOX炉/UO2炉基数比 (-)	3926	3926		
	燃料	45	45		
	炉熱出力 (GWth)	872	872		
	取出燃焼度 (GWd/t)	172	172		
	燃料体数/炉 (体)	15	15		
	燃料HM重量 (Kg)	11.95	11.95		
	サイクル月数 (EFPM)	3.77	3.77		
装荷時	サイクル燃焼度 (GWd/t)	1.00E-01	3.30E-02		
	バッチ数 (-)	0.00E+00	1.48E-02		
	ウラン濃縮度 (-)	0.00E+00	1.17E-02		
	Put富化度 (-)	0.00E+00	7.86E-01		
	Puf富化度 (-)	0	9.52E-04		
	Puf同位体比 (-)	0	3.88E-09		
	Am-241重量割合 (-)	0	4.77E-06		
	MA重量割合 (-)	0	9.57E-04		
冷却年数	再処理までの冷却年数 (年)	15	35		
取出時	取出時重核種有害度 (Sv/g)	52	260	127	0.74
	U-235重量割合 (-)	5.19E-02	7.51E-03	3.59E-02	5.39
	Put重量割合 (-)	8.88E-03	1.25E-02	1.02E-02	0.78
	Puf同位体比 (-)	7.68E-01	4.88E-01	6.67E-01	1.11
	Np-237重量割合 (-)	5.30E-04	6.22E-04	5.63E-04	1.22
	Pu-238重量割合 (-)	1.23E-04	7.79E-04	3.60E-04	0.90
	Pu-241重量割合 (-)	9.32E-04	1.73E-03	1.22E-03	0.67
	Am-241重量割合 (-)	5.52E-05	1.21E-04	7.89E-05	0.62
	Cm-244重量割合 (-)	4.14E-06	2.14E-04	7.98E-05	0.59
	MA重量割合 (-)	5.90E-04	9.56E-04	7.22E-04	0.99
冷却後	冷却後重核種有害度 (Sv/g)	46	162	88	0.89
	U-235重量割合 (-)	4.95E-02	7.51E-03	3.43E-02	5.16
	Put重量割合 (-)	8.40E-03	1.10E-02	9.34E-03	0.80
	Puf同位体比 (-)	7.94E-01	4.28E-01	6.62E-01	1.17
	Np-237重量割合 (-)	5.30E-04	6.22E-04	5.63E-04	1.22
	Pu-238重量割合 (-)	1.16E-04	6.56E-04	3.11E-04	1.14
	Pu-241重量割合 (-)	4.53E-04	3.26E-04	4.07E-04	0.80
	Am-241重量割合 (-)	5.27E-04	1.47E-03	8.68E-04	0.68
	Cm-244重量割合 (-)	2.33E-06	5.66E-05	2.19E-05	0.72
	MA重量割合 (-)	1.06E-03	2.15E-03	1.45E-03	0.82
TRU消費特性 (t/運転期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量		4.73E-01	2.68E-01	1.01
	MOX炉のTRU消費量		4.07E-02	2.31E-02	0.32
	MOX炉のTRU消費割合		8.62E-02	8.62E-02	0.32
TRU消費時間効率特 性 (t/運転期間/冷 却期間) (冷却後)	MOX炉のTRU装荷量時間効率		1.36E-02	7.71E-03	3.95
	MOX炉のTRU消費量時間効率		1.17E-03	6.64E-04	1.25
	MOX炉のTRU消費割合時間効率		8.62E-02	8.62E-02	0.32

表 3.3.1-9 各シナリオの有害度比較

		軽水炉サイクル	軽水炉+高速炉 のサイクル	備考
参照サイクル	シナリオ1	1.00		基準値
	シナリオ2	0.95		
	シナリオ3	0.57	1.03	
環境負荷低減 サイクル	シナリオ1	0.43	0.76	
	シナリオ2	0.58	0.70	
	シナリオ3	0.63	0.74	
	シナリオ3-1	0.63	0.76	

(注) 平衡状態における各原子炉の使用済燃料取出し時の有害度の総和を総発電量で規格化

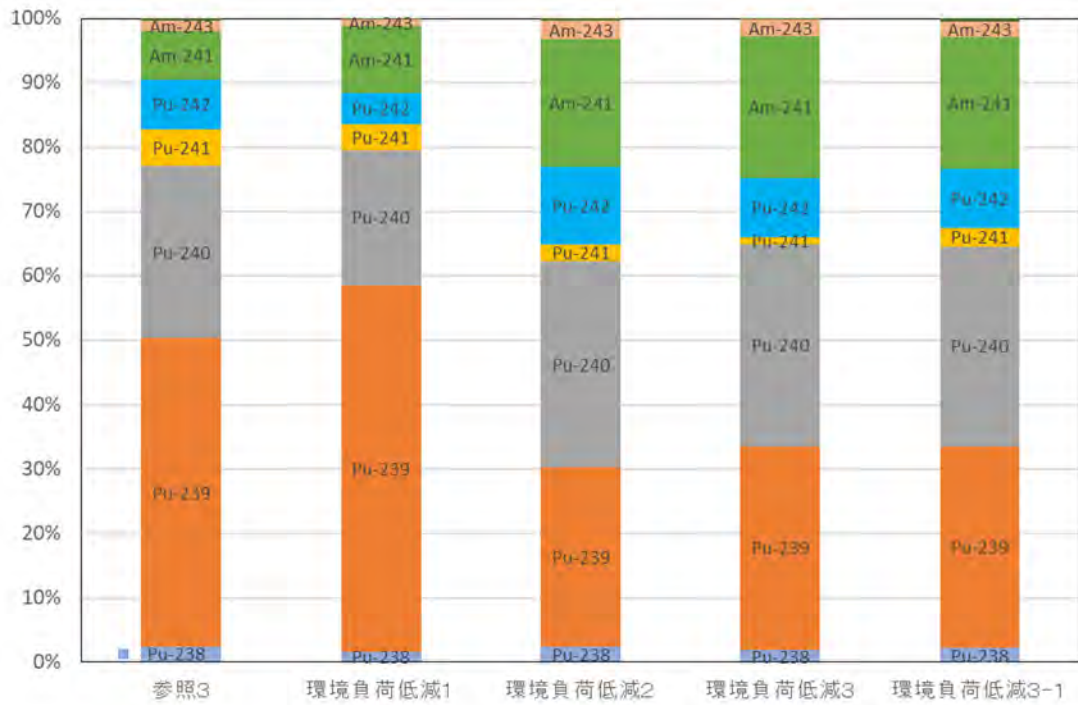


図 3.3.1-1 高速炉に装荷する軽水炉使用済み燃料起源の TRU 組成 (重量比)

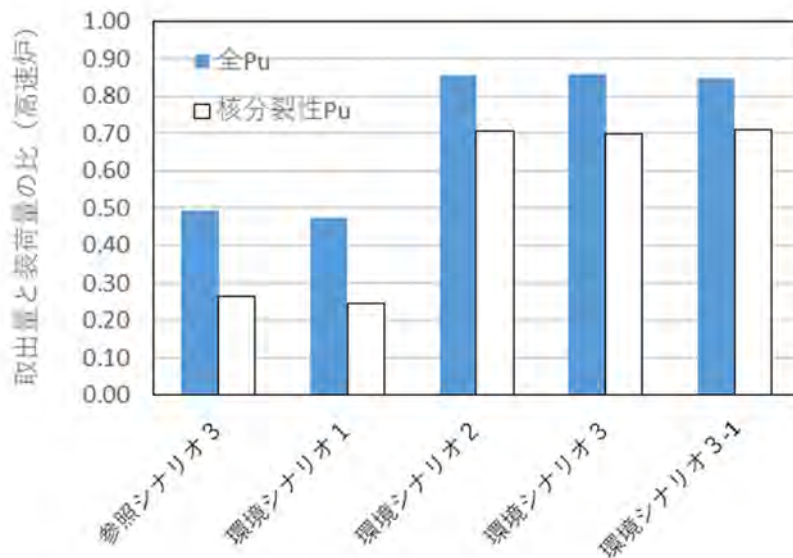


図 3.3.1-2 高速炉でリサイクルした場合の取出し量と装荷量の比 (Pu)

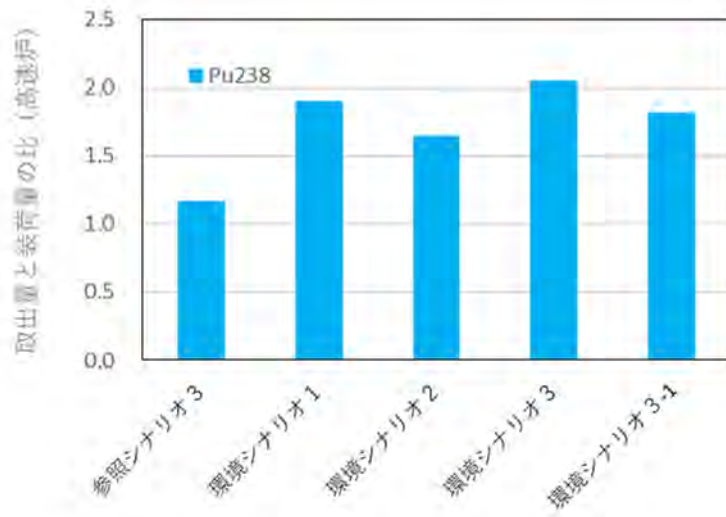
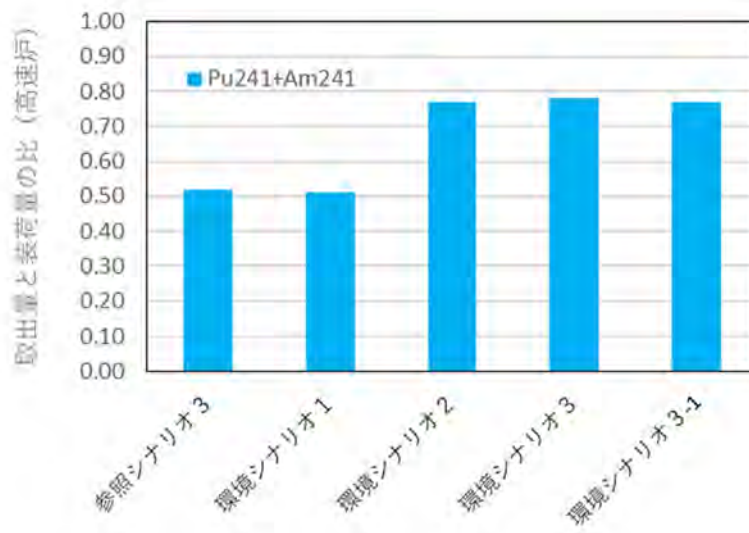


図 3. 3. 1-3 高速炉でリサイクルした場合の取出し量と装荷量の比 (^{238}Pu)



^{241}Pu と ^{241}Am の和： ^{241}Pu の崩壊後の ^{241}Am の上限値にほぼ等しい

図 3. 3. 1-4 高速炉でリサイクルした場合の取出し量と装荷量の比 ($^{241}\text{Pu}+^{241}\text{Am}$)

3.3.2 核燃料サイクル諸量の評価

(1) 概要

前項で抽出した核燃料サイクルについて、サイクル諸量評価コード ATRUNCYS™[21]を用いて抽出し組成だけでなく処分場までを含めた核燃料サイクル全体で評価した。

本報告書の解析では、前項の基数比を使用するため、軽水ウラン炉の基数を 100 基、軽水 MOX 炉および高速炉の基数は表 3.3.1-1～表 3.3.1-8 に記載の基数比で決定した。比較において、サイクルごとに総発電量が異なることから、サイクル間の比較は総発電量で規格化した結果を用いる。サイクル解析期間は 2020 年から炉心運転を開始し、3000 年まで運転するものとした。

評価するシナリオは、核燃料サイクルシナリオ候補の抽出において選定したシナリオのうち、参照サイクルシナリオ 1、参照サイクルシナリオ 2、環境負荷低減型サイクルシナリオ 1、環境負荷低減型サイクルシナリオ 2、環境負荷低減型サイクルシナリオ 3、環境負荷低減型サイクルシナリオ 3-1 とした。ここで、環境負荷低減型サイクルシナリオについては、シナリオ 1 のみプルサーマルのみ解析を、シナリオ 2, 3, 3-1 はプルサーマルと高速炉利用シナリオの解析を実施した。

(2) サイクル諸量評価

参照サイクル 1 に対する、各サイクルの TRU 重量を表 3.3.2-1 に、TRU の潜在的放射性毒性を表 3.3.2-2 に、燃料貯蔵施設および最終処分場での TRU 発熱量を表 3.3.2-3 に示す。また、天然ウラン要求量を表 3.3.2-4 に、炉外 Pu 蓄積量を表 3.3.2-5 に示す。これらの表に用いた値は、3000 年時点のものを用いた。

環境負荷低減サイクルを用いることにより、軽水炉のみで参照サイクル 1 からサイクル中の TRU 量、潜在的放射性毒性、および TRU 発熱量を低減されていることが分かる。これは、FORSETI 概念の適用により高次 MA 生成量が減少しているためである。環境負荷低減サイクル 1 の軽水炉のみでは 12% の TRU 量低減で他のサイクルと比べ低減率が低い、これは軽水 MOX 炉の基数が少ないためである。一方、環境負荷低減サイクル 1 は軽水 MOX 炉基数が少ないため、潜在的放射性毒性や TRU 発熱量の低減率が高くなる。

高速炉を用いると、TRU 量は軽水炉のみと比較し低減していることが分かる。一方、潜在的放射性毒性や TRU 発熱量は、それぞれのシナリオの軽水炉のみと比較して増加する傾向にある。これは、軽水炉から取出された MA や Pu が、高速炉に装荷され高次化することによる。

ここで、参照サイクル 1 の潜在的放射性毒性を図 3.3.2-1 に、環境負荷低減サイクル 2 の軽水炉のみの潜在的放射性毒性を図 3.3.2-2 に、環境負荷低減サイクル 2 の高速炉を含む潜在的放射性毒性を図 3.3.2-3 に示す。始めの 100 年程度の潜在的放射性毒性は ^{238}Pu が主要因である。一方、100 年以降は ^{241}Am が支配的になる。これは、 ^{238}Pu の半減期が 87.7 年、 ^{241}Am の半減期が 432.2 年であることによる。

環境負荷低減サイクル 2 の軽水炉のみのサイクルでは、サイクル開始 100 年間の ^{238}Pu 生成量が参照サイクル 1 と比較して小さい。これは、FORSETI™概念を適用したことにより、 ^{237}Np の捕獲反応率が減少し ^{238}Pu の親核種である ^{238}Np 生成量が低減したことによる。環境負荷低減サイクル 2 では高速炉の導入により、 ^{238}Pu 、 ^{241}Am の生成量が増加する。これは、高速炉での MA の高次化や ^{242}Cm の崩壊によるものであると考えられる。

天然ウラン要求量は、環境負荷低減型サイクルの FORSETI™概念適用により 2 倍程度必要となる。高速炉の利用により、天然ウラン要求量が低減されるが FORSETI™概念の適用による増大と比べると小さい。天然ウラン要求量の低減には、軽水炉における使用済み FORSETI™ウラン燃料中の回収ウランの有効活用が求められる。

炉外 Pu 蓄積量は、環境負荷低減型サイクルの FORSETI™概念の適用により低減され、高速炉の利用により一層の低減につながる。特に環境負荷低減サイクル 2, 3, および 3-1 は、軽水炉のみで 4 割、高速炉の利用により 5 割の Pu 蓄積量が低減される。

これらの結果から、核燃料サイクルの TRU 量を低減に、FORSETI™概念および高速炉の利用は有効であると言える。特に環境負荷低減サイクル 2 に示すケースでは、FORSETI™概念と高速炉を組み合わせることで TRU 量を 50%低減された。潜在的放射性毒性や TRU 発熱量の低減の観点では、FORSETI™概念の適用は有効である。一方で、高速炉を利用すると MA の高次化により、潜在的放射性毒性や TRU 発熱量は増加する。また、潜在的放射性毒性の核種別の寄与では、核燃料サイクル初期の 100 年程度は ^{238}Pu が主であるが、200 年以降は ^{241}Am の影響が支配的となる。このことから、長期における潜在的放射性毒性および TRU 発熱量低減には、 ^{241}Am およびその親核種の ^{241}Pu 生成量の低減を図る必要がある。

表 3.3.2-1 サイクル TRU 重量 (発電量で規格化)

		軽水炉サイクル	軽水炉+高速炉 サイクル	備考
参照サイクル	シナリオ1	1.00		基準値
	シナリオ2	0.85		
	シナリオ3	-	-	
環境負荷低減サイクル	シナリオ1	0.88	-	
	シナリオ2	0.56	0.46	
	シナリオ3	0.63	0.54	
	シナリオ3-1	0.63	0.54	

表 3.3.2-2 サイクル TRU 潜在的放射性毒性 (発電量で規格化)

		軽水炉サイクル	軽水炉+高速炉 サイクル	備考
参照サイクル	シナリオ1	1.00		基準値
	シナリオ2	0.88		
	シナリオ3	-	-	
環境負荷低減サイクル	シナリオ1	0.65	-	
	シナリオ2	0.64	0.82	
	シナリオ3	0.71	0.86	
	シナリオ3-1	0.71	0.91	

表 3.3.2-3 バックエンドでの TRU 発熱量 (発電量で規格化)

		軽水炉サイクル	軽水炉+高速炉 サイクル	備考
参照サイクル	シナリオ1	1.00		基準値
	シナリオ2	0.75		
	シナリオ3	-	-	
環境負荷低減サイクル	シナリオ1	0.75	-	
	シナリオ2	0.75	0.95	
	シナリオ3	0.80	0.96	
	シナリオ3-1	0.80	0.98	

表 3.3.2-4 天然ウラン要求量（発電量で規格化）

		軽水炉サイクル	軽水炉+高速炉 サイクル	備考
参照サイクル	シナリオ1	1.00		基準値
	シナリオ2	0.63		
	シナリオ3	-	-	
環境負荷低減サイクル	シナリオ1	2.36	-	
	シナリオ2	2.01	1.95	
	シナリオ3	2.21	2.13	
	シナリオ3-1	2.21	2.12	

表 3.3.2-5 炉外 Pu 蓄積量（発電量で規格化）

		軽水炉サイクル	軽水炉+高速炉 サイクル	備考
参照サイクル	シナリオ1	1.00		基準値
	シナリオ2	0.84		
	シナリオ3	-	-	
環境負荷低減サイクル	シナリオ1	0.94	-	
	シナリオ2	0.55	0.46	
	シナリオ3	0.61	0.49	
	シナリオ3-1	0.61	0.49	

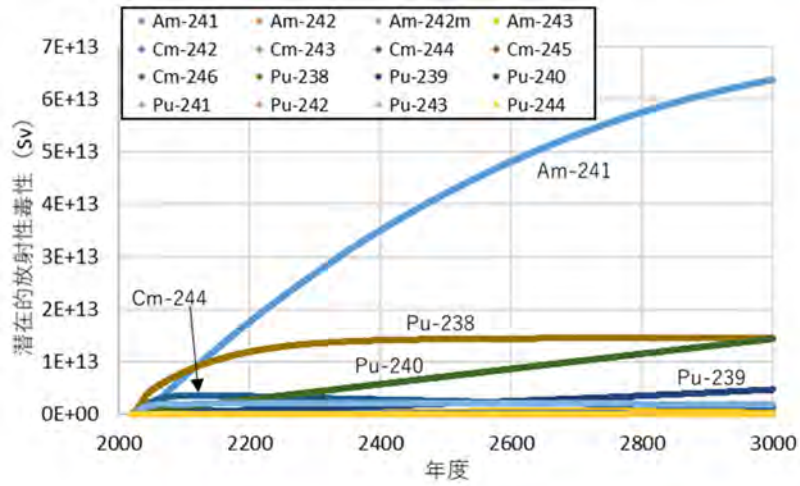


図 3.3.2-1 潜在的放射性毒性 (参照サイクル 1)

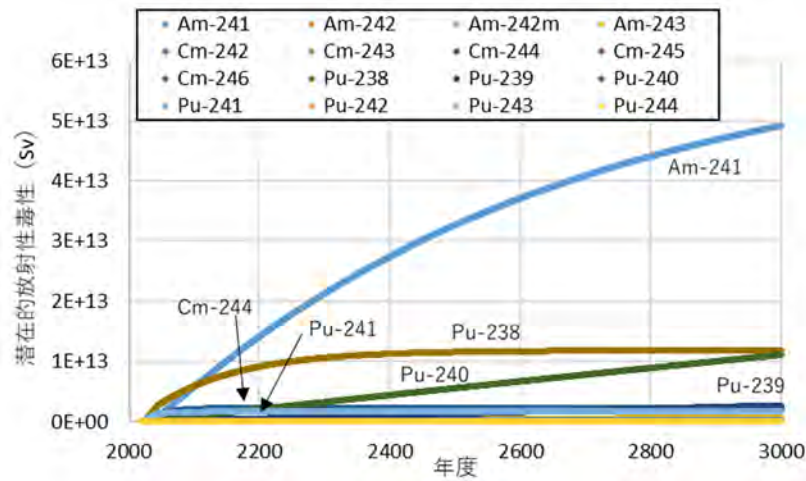


図 3.3.2-2 潜在的放射性毒性 (環境負荷低減サイクル 2 軽水炉のみ)

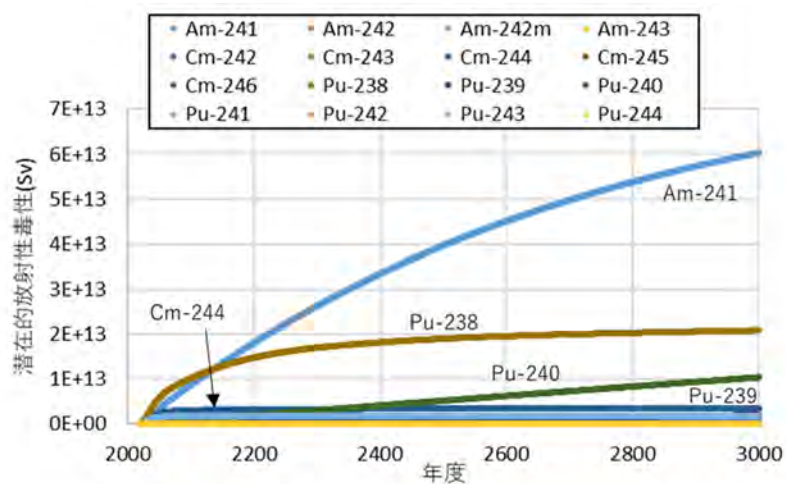


図 3.3.2-3 潜在的放射性毒性 (環境負荷低減サイクル 2 高速炉含む)

3.3.3 経済性モデル構築およびコストの評価

平成 30 年度は、環境負荷低減炉の導入が核燃料サイクルコスト全体に与える影響について評価するために国内での核燃料サイクルコストを評価する手法を整備し、代表的な条件を仮定して試算を行った。

核燃料サイクルコストの変動要因として、環境負荷低減サイクルの導入に伴う初期投資、新規施設の建設、燃料単価および高レベル廃棄物の処分費用の変動についてそれぞれの影響評価を行い、各要因の傾向について検討を行った。変動要因の内、初期投資、新規建設、燃料単価がコスト増加要因となり、処分費用がコスト低減要因となる。

経済性モデルを用いて代表的なシナリオでの評価を行った結果、発電コストについては初期投資の増加分が主要なコスト増加要因となった。また、核燃料サイクルコストについては燃料コストの増加分と、高レベル廃棄物処分量の減少によるコスト低減の関係により、全体の増減が決定される結果が得られた。

以上の評価では P&T 費用を考慮しないことにより発電コストに対しての核燃料サイクルコストの割合が相対的に低くなる傾向があり、割引率を考慮しないためフロントエンド成分に対して、バックエンド成分が大きく評価されるなどの傾向が見られるため、これらの影響を含めた評価が今後の課題となる。

以上の検討結果を受けて実施した令和元年度の検討結果を以下に示す。

(1) 概要

核燃料サイクルシナリオの抽出において決定された代表的なシナリオについてのサイクルコスト評価を行う。コスト評価手法は平成 30（2018）年度に実施した方法を基準として、高速炉および FORSETI 型燃料を新たに評価対象として追加し、代表的なシナリオについての比較を行う。

評価するシナリオは、核燃料サイクルシナリオ候補の抽出において選定したシナリオのうち、参照サイクルシナリオ 1、参照サイクルシナリオ 3、環境負荷低減型サイクルシナリオ 1、環境負荷低減型サイクルシナリオ 2、環境負荷低減型サイクルシナリオ 3、環境負荷低減型サイクルシナリオ 3-1 の 6 種類とする。

評価に用いた原子力発電所関連費用の諸元は、METI 総合資源エネルギー調査会発電コストワーキンググループが公開している発電コストレビューシート[22]の値を使用した。評価に用いた諸元を表 3.3.3-1 に示す。

METI の評価においては割引率を設定し、費用が発生する時期に応じて現在価値換算を行っているが、長期の評価においては設定した割引率の値により評価期間のうち後期に発生する費用の価値が大きく変動するため、本評価では割引率を 0%として、時間によって条件が変動しない平衡サイクルを想定することで、発生時期による費用の差を考慮しない条件とした。

基準条件では電気出力 120 万 kW のサンプルプラントを想定しているが、評価の際には各項目について、シナリオで設定した値に置き換えて評価を実施した。出力については各シナリオのプラントごとに設定した値に置き換えて解析を行った。

再処理費については参照サイクルシナリオと環境負荷低減型サイクルシナリオともに軽水炉のウラン燃料、MOX 燃料とも既存の再処理方式の湿式法を適用できるとして再処理発電コストレビ

ューシート[22]のコスト単価を使用している。したがって各シナリオのコスト評価では再処理の除染係数やMAなどの回収率のコストへの影響は考慮されていない。

資本費に含まれる建設費はプラントごとに異なると考えられるが、本評価ではウラン軽水炉およびMOX軽水炉は基準条件と同額とした。また、高速炉の建設費については想定する条件によって大きく変動する可能性があるため、基準条件の建設費に対して、1倍(同額)および2倍、5倍の3通りの条件について評価を行った。固定資産税率、廃止措置費用は全条件で基準条件と同額とした。

運転維持費に含まれる人件費、修繕費、諸費、業務分担比率などの運転費用は全条件で基準値と同額とした。

燃料単価については、ウラン燃料、MOX燃料は基本的には基準値を使用した。また、FORSETI燃料の導入費用については添付資料において検討が行われ、工場設備を更新して年間加工可能量を一定に保つ場合は現実的なケースで加工費用が1.1倍となり、極端なケースでは2倍となると評価されており、工場設備を変更せずに加工量を減らす場合は基準値と比べて3倍のコストがかかると評価されている。この評価結果を参考に、本解析ではFORSETI型燃料はウラン燃料、MOX燃料ともに基準値の2倍の単価として評価した。また、再処理および再処理施設への輸送、中間貯蔵および中間貯蔵への輸送単価は全条件で同額とした。

(2) 基準条件のコスト評価

基準条件として高速炉の建設費を軽水炉と同額とした場合の発電コストを評価した。

図 3.3.3-1 から図 3.3.3-6 に参照サイクルシナリオ1、参照サイクルシナリオ3、環境負荷低減型サイクルシナリオ1、環境負荷低減型サイクルシナリオ2、環境負荷低減型サイクルシナリオ3、環境負荷低減型サイクルシナリオ3-1の発電コストを示す。これらの特徴を比較するために、図 3.3.3-7 に建設費および運転コストに関連する発電コスト、図 3.3.3-8 に核燃料サイクルコストに関連する発電コストを示した。また、図 3.3.3-9 に各核燃料サイクルシナリオに対する発電コストの合計値を示す。

各シナリオの発電コスト合計値を比較すると、高速炉を使用しない参照サイクルシナリオ1が最も低い値となり、高速炉を3サイクル使用する環境負荷低減型サイクルシナリオ1が最も高い値となった。高速炉を2サイクル使用する参照サイクルシナリオ3はMOX軽水炉を使用しないため再処理費用は最も低くなるが、発電コストでは二番目に高い値となり、環境負荷低減型サイクルシナリオ2、3、3-1の3つのシナリオは比較的近い値となった。以上の結果から、基本的には高速炉のサイクル回数を増やすほど発電コストが高くなる傾向がみられる。この原因として高速炉の1基あたりの熱出力が低いため、発電単価に換算した場合に建設費や運転費のコストが相対的に高く見積もられる傾向があるためと考えられる。次に高速炉を使用する参照サイクルシナリオ3と、環境負荷低減型サイクルシナリオ2、3、3-1を比較すると、環境負荷低減型サイクルシナリオではFORSETITM燃料の導入により燃料単価は増加するが、参照サイクルシナリオ3より低いコストとなる。

(3) 高速炉コストの影響評価

高速炉の導入コストが核燃料サイクルコスト全体に与える影響を評価するために、高速炉の建設費を軽水炉の2倍、5倍とした条件での評価を行った。図 3.3.3-10 に高速炉の建設費を2倍、図 3.3.3-11 に高速炉の建設費を5倍にした条件での各シナリオに対する発電コストを示す。高速炉の建設費用が増加するため、高速炉に関連する参照サイクルシナリオ3と環境負荷低減型サイクルシナリオのコストは全て増加する。一方で、シナリオごとに増加率は異なり、建設費が2倍になった場合に、参照シナリオ3、環境負荷低減型サイクルシナリオ1、2、3、3-1のコストはそれぞれ11.1%、11.8%、3.7%、4.3%増加し、建設費が5倍となった場合にはコストがそれぞれ44.3%、47.0%、15.0%、17.0%、17.2%増加する。

参照サイクルシナリオ3と、環境負荷低減型サイクルシナリオ2を比較した場合、高速炉の建設費を1倍、2倍、5倍とした場合に環境負荷低減型の方がそれぞれ9.9%、15.9%、28.2%程度割安になり、高速炉の建設費を多く見積もるほど環境負荷低減型のコスト削減効果大きい。項目ごとの費用を比較すると、環境負荷低減型サイクルシナリオのコストが高くなる項目は、燃料費に関連するウラン燃料、MOX燃料、再処理、中間貯蔵などの4項目のみであり、その他の項目は低い額となる。これらの燃料費に関連する4項目は全体に対して約30%であるため、コスト全体での比較を行った場合には他の要因の方がより大きな影響を及ぼしていると考えられる。

以上の結果から、従来のウラン燃料、MOX燃料および2サイクルの高速炉を組み合わせた参照サイクルシナリオ3と比較して、FORSETI™型ウラン燃料、MOX燃料および1サイクルの高速炉を組み合わせた環境負荷低減型サイクルシナリオ2、3、3-1では環境負荷低減型の方がコストが低額となり、高速炉の建設コストを高額に想定するほど、コスト削減効果が高くなると考えられる。

表 3.3.3-1 基準値として使用する原子力発電所関連費用の諸元[22]

項目		数値	備考
モデルプラント規模(出力)		120 万 kW	サンプルプラントの出力の平均値
稼働年数		40 年	
資本費	建設費	37 万円/kW	発電所の建設費用。モデルプラントについては、1 サイトに複数基が建設されている場合を考慮し、共通設備を平均化するなどの補正および物価補正を実施。東日本大震災を踏まえた追加的安全対策費用は含まれていない。
	固定資産税率	1.4 %	
	廃止措置費用	716 億円	サンプルプラントにおける最新の原子力発電施設解体引当金総見積額の 1kW 当たりの平均値にモデルプラント出力を乗じたもの。
運転維持費	人件費	20.5 億円/年	発電プラントの運転に要する人件費。給料手当や厚生費、退職給与金などが含まれる。
	修繕費(建設費における比率)	2.2 %/年	発電に要する設備を通常の利用条件を維持するための点検、修理費用を一定の稼働年数を通じた平均値として計上。
	諸費	84.4 億円/年	廃棄物処理費、消耗品費、賃借料、委託費、損害保険料、雑給、核燃料税など。
	業務分担費(直接費における比率)	13.4 %/年	電気事業全般に関連する費用(本社などの人件費、修繕費、諸費)を、当該発電事業に係る費用として分配したもの。
燃料単価	ウラン燃料	286 百万円/tU	
	MOX 燃料	449 百万円 /tHM	
	再処理	383 百万円/tU	
	再処理への輸送	20 百万円/tU	
	中間貯蔵	19 百万円/tU	
	中間貯蔵への輸送	36 百万円/tU	
	高レベル廃棄物処分	88 百万円/tU	

表 3.3.3-2 各シナリオの発電コスト[22]

費用項目	発電コスト[円/kWh]					
	参照サイク ルシナリオ 1	参照サイク ルシナリオ 3	環境負荷低 減型サイク ルシナリオ 1	環境負荷低 減型サイク ルシナリオ 2	環境負荷低 減型サイク ルシナリオ 3	環境負荷低 減型サイク ルシナリオ 3-1
初期投資	1.66	2.06	2.29	1.81	1.84	1.82
固定資産税	0.19	0.23	0.26	0.21	0.21	0.21
廃止措置費用	0.21	0.57	0.68	0.32	0.34	0.34
給料手当	0.24	0.65	0.78	0.37	0.39	0.39
修繕費	1.46	1.81	2.02	1.60	1.62	1.60
諸費	0.99	2.69	3.21	1.53	1.61	1.60
業務分担費	0.36	0.69	0.81	0.47	0.48	0.48
ウラン燃料	0.69	0.56	0.97	0.99	1.16	1.14
MOX 燃料	0.16	0.00	0.23	0.77	0.48	0.48
高速炉燃料	0.00	0.04	0.05	0.02	0.02	0.02
再処理	1.12	0.84	0.85	1.07	1.06	1.05
中間貯蔵など	0.08	0.06	0.06	0.07	0.07	0.07
高レベル廃棄物処分	0.17	0.15	0.09	0.10	0.09	0.09
合計	7.33	10.35	12.29	9.32	9.36	9.28

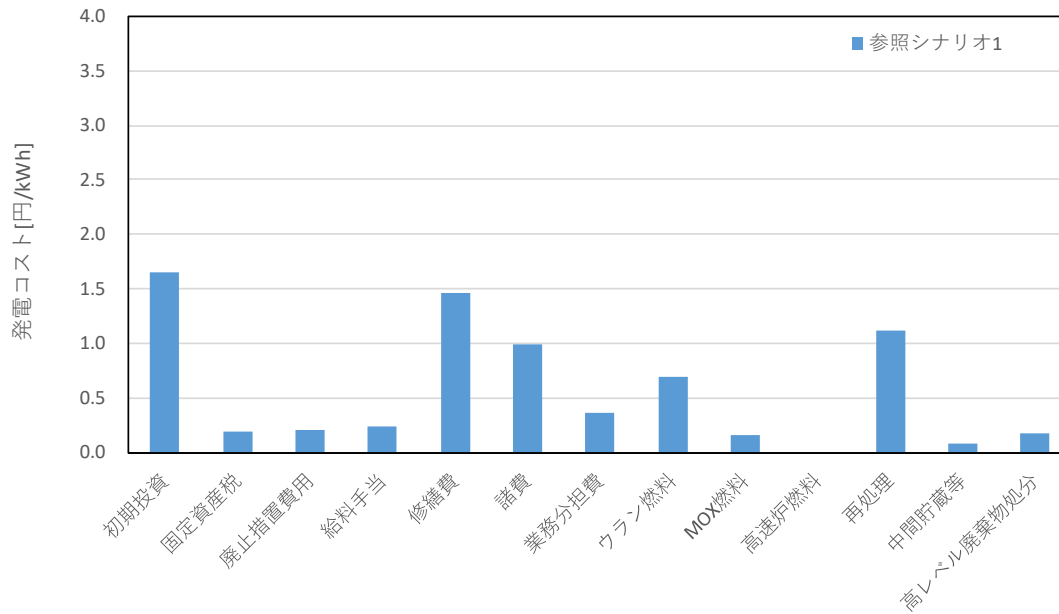


図 3.3.3-1 参照サイクルシナリオ1の発電コスト

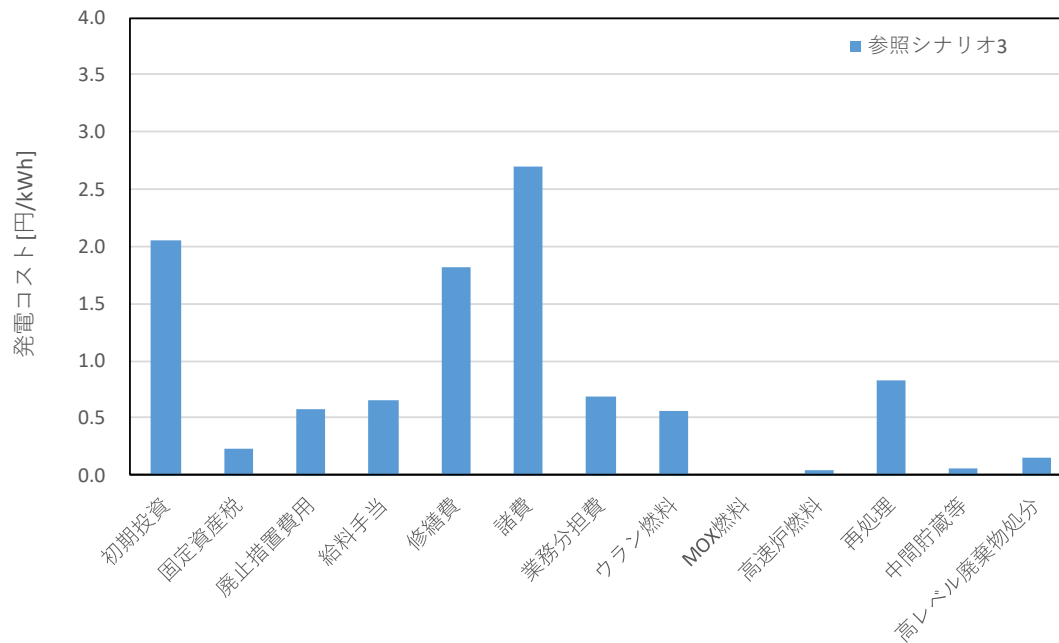


図 3.3.3-2 参照サイクルシナリオ3の発電コスト

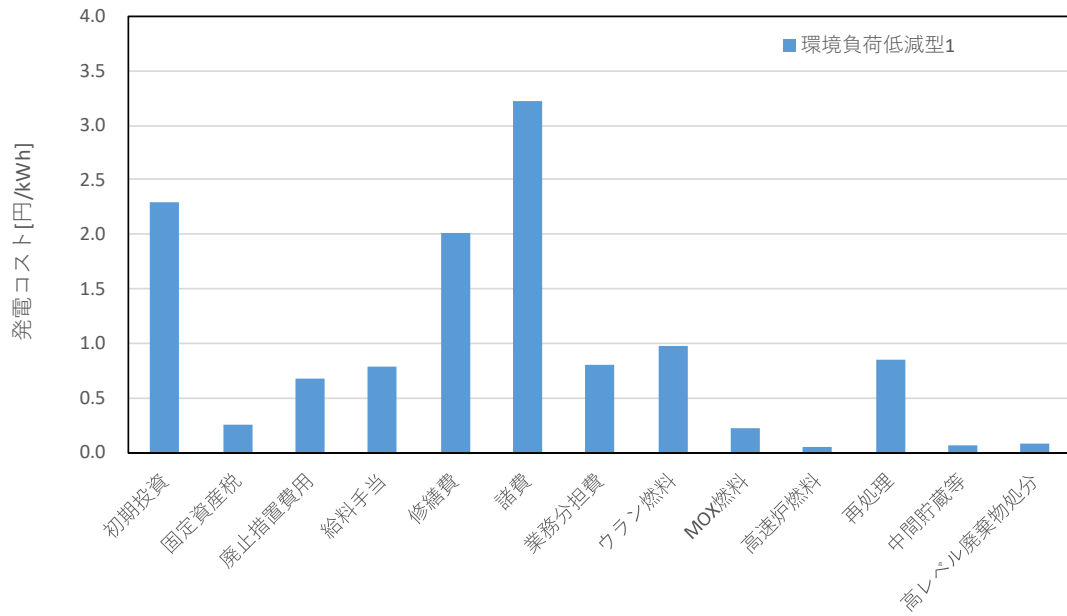


図 3.3.3-3 環境負荷低減サイクルシナリオ1の発電コスト

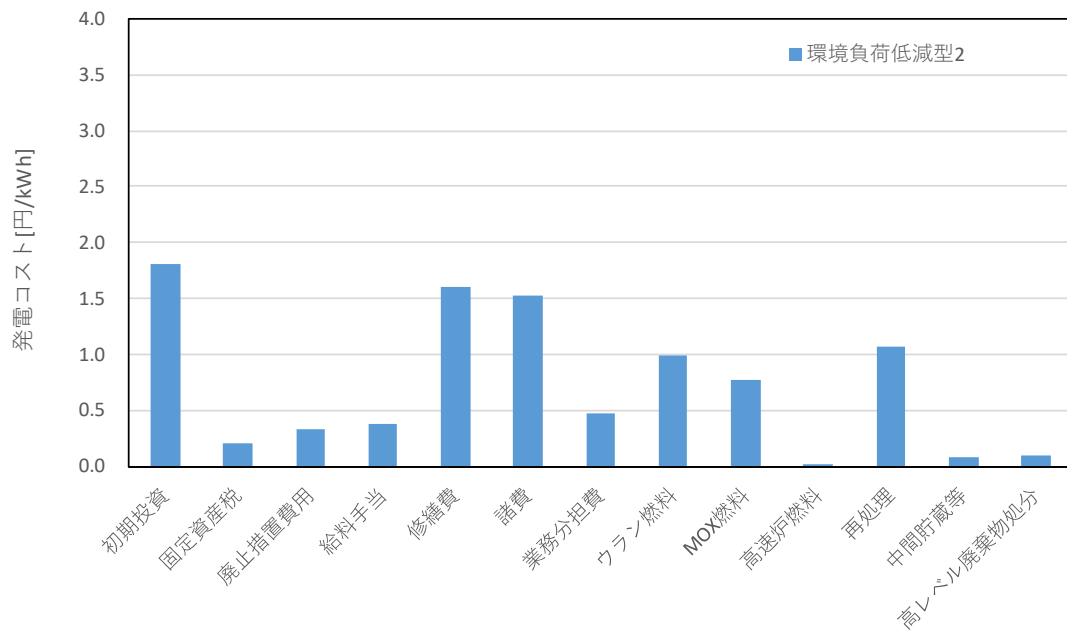


図 3.3.3-4 環境負荷低減サイクルシナリオ2の発電コスト

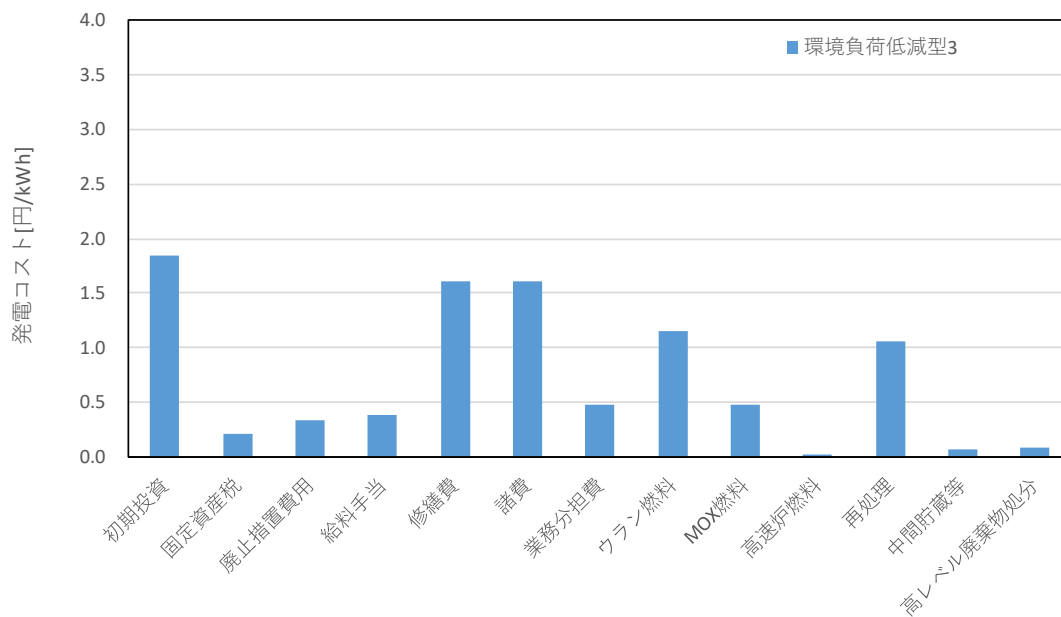


図 3.3.3-5 環境負荷低減サイクルシナリオ 3 の発電コスト

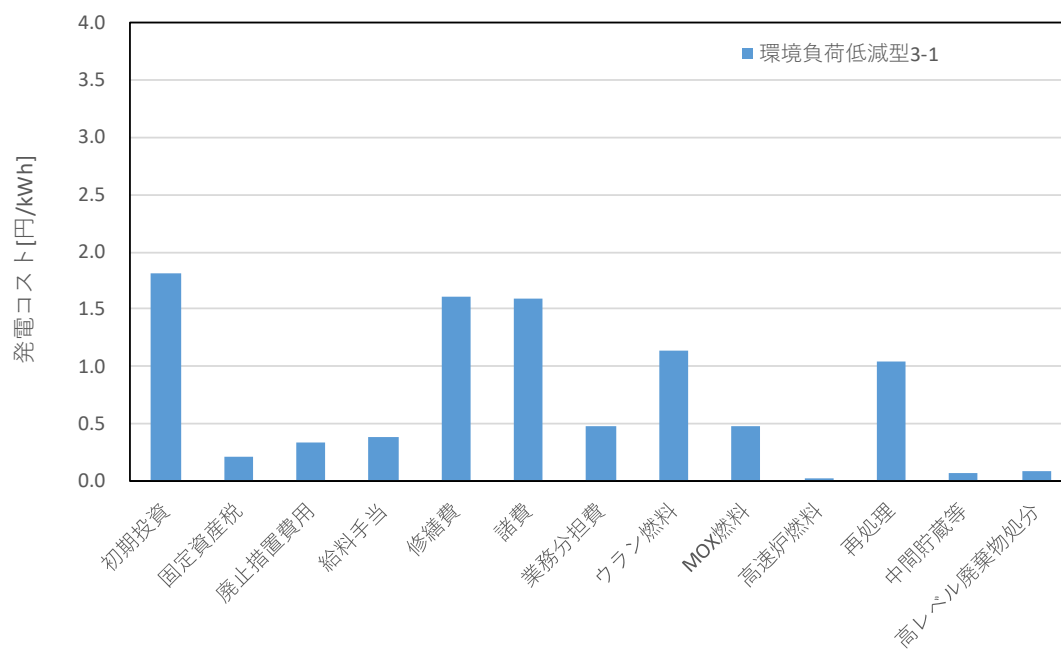


図 3.3.3-6 環境負荷低減サイクルシナリオ 3-1 の発電コスト

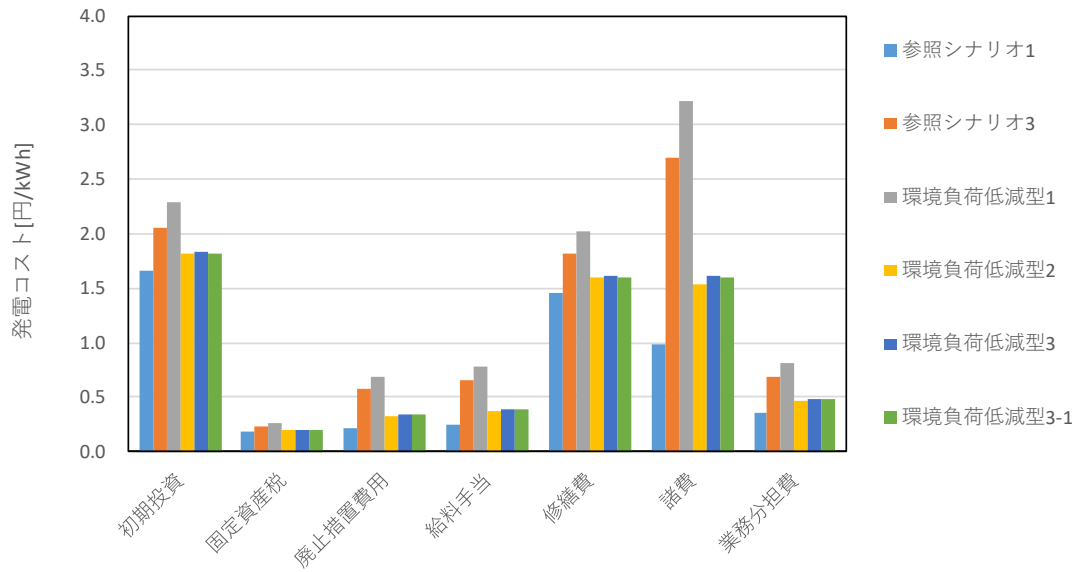


図 3.3.3-7 各シナリオに対する発電コスト（建設・運転コスト）

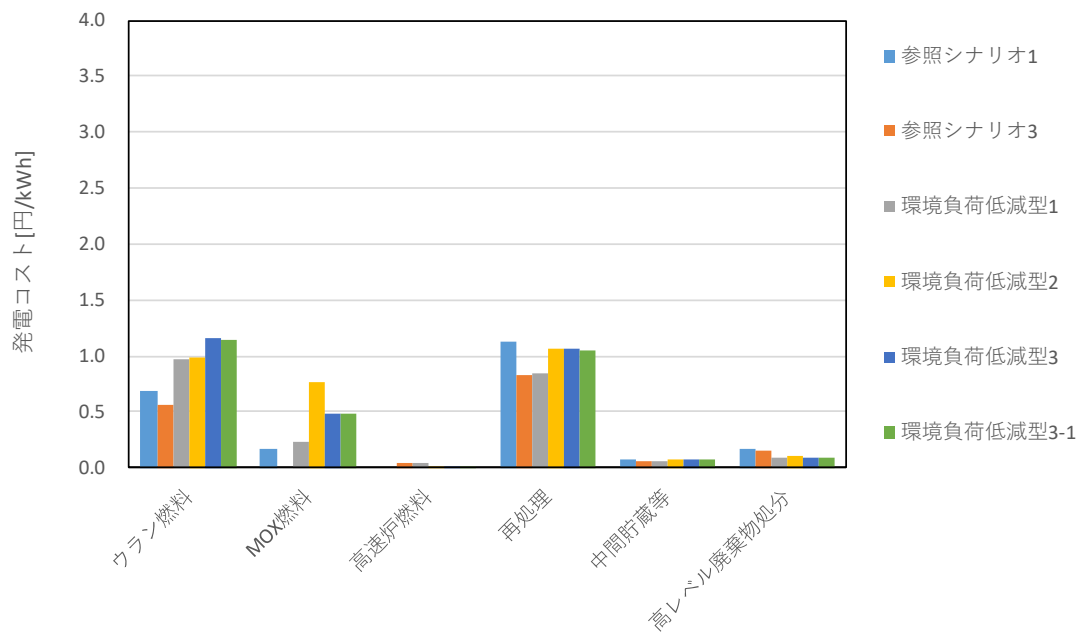


図 3.3.3-8 各シナリオに対する発電コスト（燃料サイクルコスト）

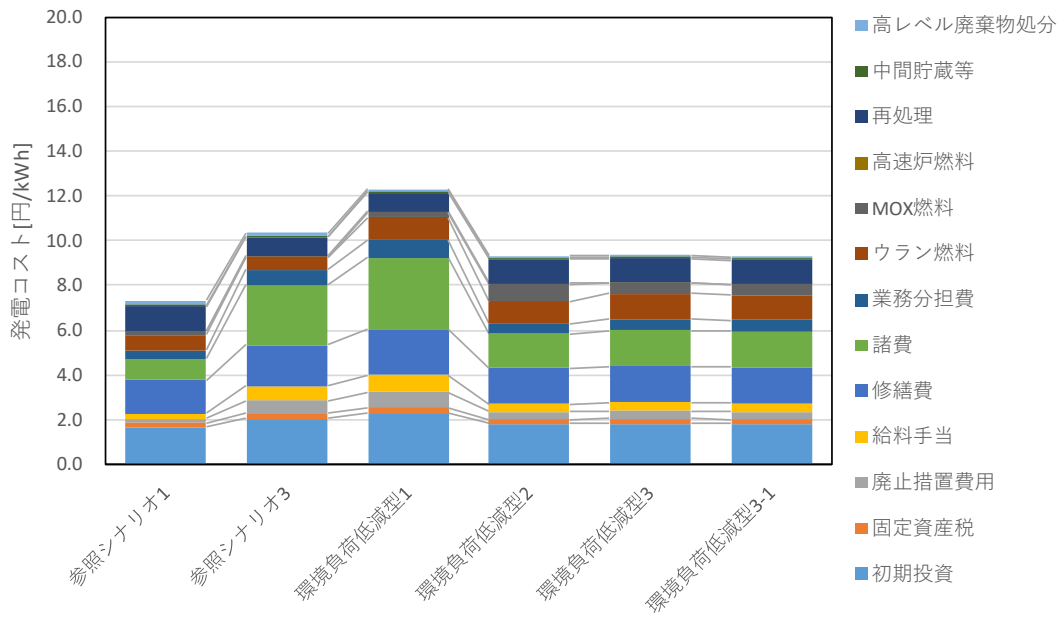


図 3.3.3-9 各シナリオに対する発電コスト合計値(高速炉建設費が軽水炉の1倍)

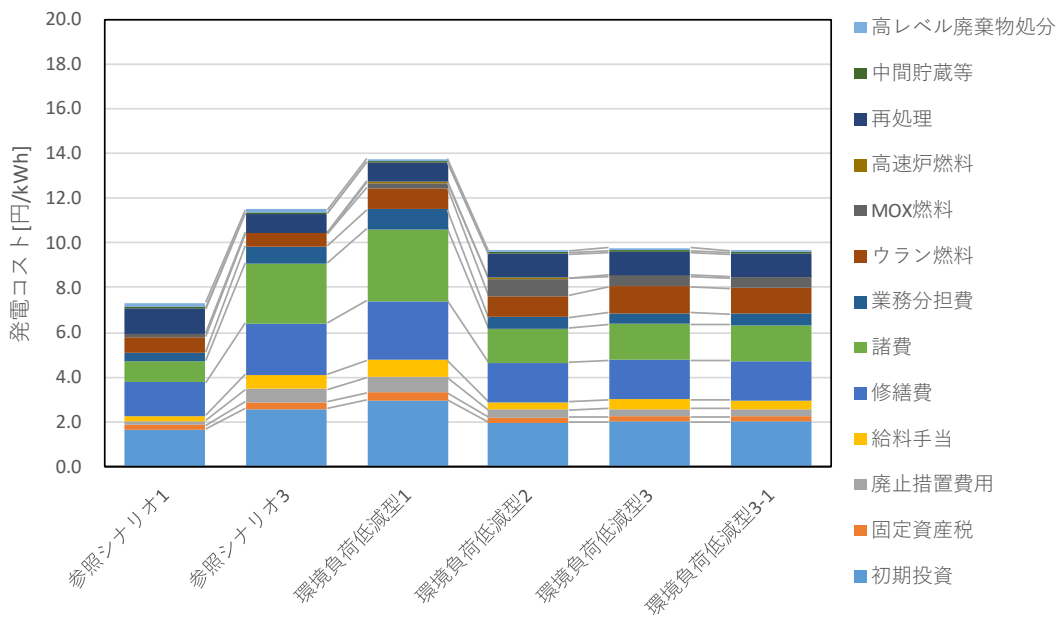


図 3.3.3-10 各シナリオに対する発電コスト合計値(高速炉建設費が軽水炉の2倍)

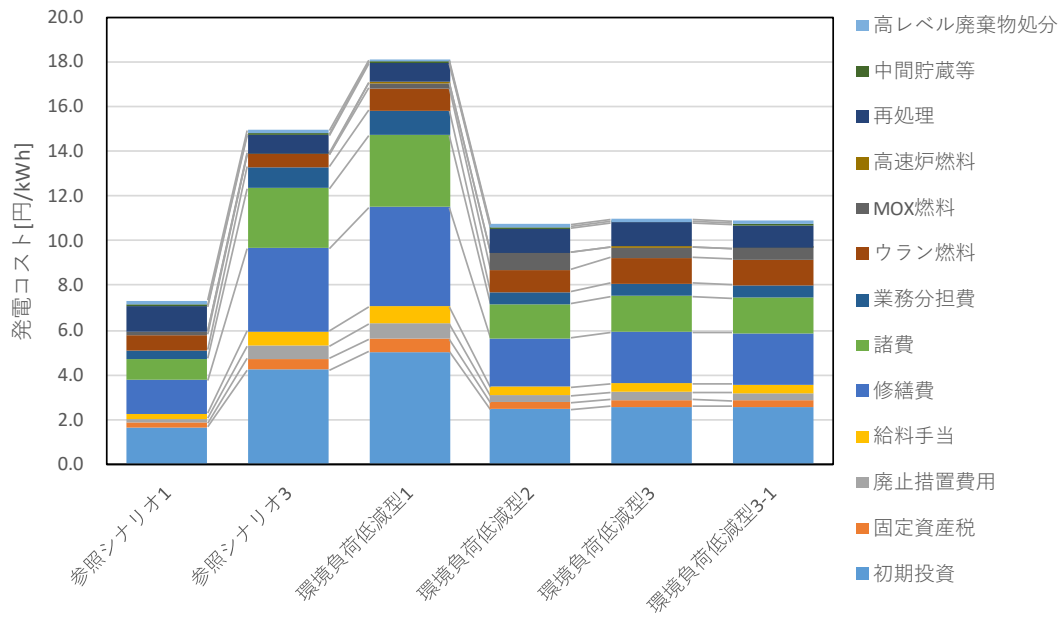


図 3.3.3-11 各シナリオに対する発電コスト合計値(高速炉建設費が軽水炉の5倍)

3.4 総合評価 【H28-R1】

3.4.1 環境負荷低減型核燃料サイクルシナリオ候補の評価結果のまとめ

(1) 環境負荷低減型核燃料サイクルシナリオ候補の特性と目標達成状況

これまでの軽水炉仕様に対する炉物理・設計手法、炉型シナリオ、経済性の検討結果において影響が顕著であった事項について結果を再確認するとともに、その結果の意義や今後検討すべき課題を確認する。

① FORSETI™型ウラン燃料および FORSETI™型 MOX 燃料 (6.5 添付 E 参照)

FORSETI™型ウラン燃料はウラン濃縮度を所要の燃焼度に必要とされる値よりも高い値とし、Pu の高次化を抑制することを狙った燃料である。例えば取出燃焼 45Gwd/t の燃焼を得るにはウラン濃縮度は約 4wt% で良いが、これを燃焼度を変えずに濃縮度のみを例えば 10wt% に増加させる燃料である。この燃料によって、Pu の高次化と MA の生成が抑制され例えば濃縮度を 10wt% まで増加させた場合は ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am 、 ^{242}Cm 、 ^{244}Cm など有害度の大きい TRU 核種生成がいずれも削減され濃縮度を 4wt% と 10wt% の場合の比較では有害度がほぼ半減する。FORSETI™型ウラン燃料の ^{235}U 濃縮度の設定は有害度の削減目標を現行燃料の半減としたことから 10wt% としたが、有害の削減目標などの条件によってはさらに高い ^{235}U 濃縮度を設定することも可能である。

FORSETI™型 MOX 燃料は FORSETI™型ウラン燃料を再処理して得られる Pu を用いた MOX 燃料である。FORSETI™型 MOX 燃料では ^{239}Pu 比が大きく高次 Pu 比が小さいことから Pu 富化度が抑制され、さらに高次 Pu が出発点となり生成される MA の生成が大きく抑制される。つまり、Pu や MA の高次化が抑制できる MOX 燃料である。この結果、FORSETI™型ウラン燃料の濃縮度を 10wt% まで増加させた場合の取出 Pu を用いる MOX 燃料では MA の有害度は半減する。またウラン濃縮度の増加によって ^{238}U から Pu への転換が減るため濃縮度を 10wt% の場合では残留する全 Pu は数%減少するが、Pu(f) の残留量は逆に 25%以上増大する好ましい特性もある。

FORSETI™型ウラン燃料および FORSETI™型 MOX 燃料では高次の MA や ^{238}Pu も生成量が減るため、MA の崩壊熱も同時に低減できる利点がある。

FORSETI™型ウラン燃料では燃焼度を増加させずに濃縮度を増加させることになるため、抑制する余剰反応度が従来の設計に比べて非常に大きい。この余剰反応度は、集合体燃焼解析と線形反応度モデル評価によれば、可燃性毒物量を増加させることで抑制できる。その濃度は実機軽水炉の実績範囲で良いが可燃性毒物本数については従来比 4~5 倍必要になることがわかった。

その他のメリットと技術的な課題とは以下のように整理できる。

FORSETI™型ウラン燃料および FORSETI™型 MOX 燃料のメリットはその有害度と崩壊熱の低減効果が大きいにもかかわらずウラン濃縮度以外は既存の軽水炉燃料をそのまま使える点である。被覆管は燃焼度を増加しないことから既存の被覆管がそのまま使用でき、可燃性毒物の増加に関係して許認可対応のための照射データなどが必要になることは考えられるが、分離変換システムが存在しなくとも有害度が半減でき有害度低減が早期実現可能と考えられるため FORSETI™型燃料導入の意義は大きいと考える。なお軽水炉と高速炉を組み合わせた炉型シナリオに基づく長期的な ATRUNCYS™評価 (サイクル諸量評価) によっても有害度低減効果が大きいことが確認されている。

さらに FORSETI™型ウラン燃料から抽出される Pu はその全体量 (Put) が減る一方で核分裂性 Pu (Pu(f)) が 25%以上増加するため、燃え残る高次の Pu や MA が減り MOX 炉での燃焼後の残留量を減

り、Pu 蓄積量が低減できるという効果もある（3.3.2 章参照）。炉型シナリオに基づく長期的な ATRUNCYS™ 評価（サイクル諸量評価）によってもこの効果は裏付けられている（3.3.2 章参照）。

FORSETI™ 型ウラン燃料では可燃性毒物棒数が既存燃料の 4～5 倍となることではメリットとデメリットがある。メリットはウラン濃縮度増加による減速材反応度係数の減少（より負値になる、意味）を毒物の増加による減速材反応度係数の増加で打ち消すことができることがある（6.6 章添付 F 参照）。デメリットは燃料棒の出力ピーキングが燃焼を通じて増大するため最大線出力密度などの炉心の熱的制限値が悪化することが考えられる。今後デメリットに対する検討が必要と考えられるが 10x10 燃料などの燃料本数の多い燃料を使用するなどの対応が考えられる。

FORSETI™ 型燃料は既存燃料の濃縮度のみを増加させるだけで良く、有害度と高レベル放射性廃棄物の低減効果も ATRUNCYS™ 評価や経済性評価結果を見ても、大きなものがある。このことから FORSETI™ 型燃料を環境負荷低減軽水炉の燃料の中核的概念と位置づけることとした。

FORSETI™ 型ウラン燃料では濃縮度を 5wt% 以上のいわゆる HALEU を用いることが課題のひとつである。HALEU 導入の技術課題はすでに過去の研究で評価され、大きな技術課題は無いと考えられることから実用化のハードルは HALEU 採用による高燃焼度化の核燃料サイクルコスト低減が導入コストに見合うかどうかの問題が大きい。

いっぽう FORSETI™ 型ウラン燃料では高燃焼度化を行わないため分離変換を伴わない軽水炉の範囲でみた核燃料サイクルコストは増大することになるが MA 生成量低減効果などによって例えば核変換高速炉基数減などによるバックエンド側のコスト低減の可能性がある。

このバックエンド側コスト低減も考慮した核燃料サイクル全体の発電コストで評価するため経済性評価を行っており、この結果によれば FORSETI™ 型ウラン燃料のウラン濃縮度増加の影響よりも核変換型高速炉基数の方が発電コストの影響大きいとため FORSETI™ 型ウラン燃料を用いたとしても必ずしも発電コスト増加とはならない結果が示されている（⑮ 経済性の項参照）。

FORSETI™ 型 MOX 燃料の課題としては Puf 同位体比が高い Pu を使用することとの関係で核的セキュリティ性が悪化することがある。これは今後の検討が必要である。

② MOX 燃料崩壊熱低減への対応（6.5 添付 E 参照）

新規基準によって見直された六ヶ所再処理工場ではせん断までに必要とされる崩壊熱値は概ね半減化を要求された。その結果冷却期間が数倍に長期化されることになった。例えば現行のウラン燃料では 4 年であったものが 15 年となる。これをそのまま現行の使用済み MOX 燃料に当てはめる（燃料代表断面での燃焼計算と冷却計算に基づく）と、冷却期間は従来規制では既存の MOX 燃料で約 30 年となるものが 130 年以上になる結果が示されている。このことは MOX 燃料再処理を考えると高い崩壊熱は MOX 燃料の社会実装上の大きなハードルとなりうる。

停止後数 10 年の MOX 燃料の崩壊熱は FP 成分が減衰して MA 成分が主体となるため、MOX 燃料の冷却期間を低減するには MA 生成量を低減することが必須である。FORSETI™ 型 MOX 燃料では初期 Puf 組成が向上することで Pu が高次化して生成される MA 生成量が減ることで使用済み MOX 燃料の崩壊熱が減少する。その結果冷却期間は約 50 年と現行燃料の半分以下になることが示されている。

さらに冷却期間を 50 年以下に短縮する場合には Pu 富化度を低減する方法がある。このために FORSETI™ 型ウラン燃料の比較的高い濃度の回収 ^{235}U を活用することができる。FORSETI™ 型ウラン

燃料回収ウランでは必要燃焼度以上のウラン濃縮度を使用していることから使用済みウラン燃料に残留する ^{235}U 濃度が従来よりも大きくなっている。例えば初期濃縮度 10wt%とする FORSETITM型ウラン燃料の回収ウランの残留濃縮度は約 5wt%となっており、MOX 燃料でこれを使用することにより Pu 富化度を低減することが可能になる。

このように回収された ^{235}U を使って Pu 富化度を低減すると集合体 1 体に装荷する Pu 量が減少するため Pu 装荷量 (Pu 装荷量/年) や Pu 消費量 (Pu 消費量/年) が減る。しかしながら冷却期間が半減以下に短縮されるため燃料取出から再処理までの時間あたりの Pu 装荷量 (Pu 装荷量時間効率と呼ぶ) は Pu 富化度低減によってむしろ向上する。このような考え方を FORSETITM型 MOX 燃料に当てはめると Pu 富化度は約 2.5wt%、母材の ^{235}U 濃縮度 2.5wt%で新規基準ベースでも冷却期間を約 30 年と旧規制と同じ冷却期間にでき、Pu 消費量時間効率も現行 MOX より改善することができるが示されている。なお、現行 MOX 燃料で冷却期間を約 30 年とするには Pu 富化度を非常に小さくする必要があるため、Pu 消費量は負 (Pu が正味で増加) となり、MOX 燃料使用の意義がなくなることから冷却期間 30 年は実現困難である (6.3 章添付 C 参照)。つまり FORSETITM型燃料は MOX 燃料の再処理における社会実装性を高める効果が期待できるものである。このような FORSETITM型燃料ウラン燃料の回収ウランを使う場合の課題としては FORSETITM型ウラン燃料 (濃縮度 10wt%の場合) の回収ウランの濃縮度が約 5wt%であるのに対し、MOX 燃料での回収ウラン濃縮度は 2.5wt%程度 (6.4 章添付 C 参照) であり回収ウランが余る問題がある。今後 FORSETITM型ウラン燃料の濃縮度を 10wt%より低下させてバランスさせるなどの検討が必要と考えられる。

③ H/HM 増加型燃料 (3.1 章参照)

燃料の H/HM を増加させるとウラン燃料、MOX 燃料ともに MA 生成量が減り、有害度が低下できることがわかっている。H/HM 増加と FORSETITM型燃料との組み合わせた時の効果は有害度、MA 生成量、崩壊熱の改善度合いは加算的であることが示されており、有害度の達成目標によっては両者を組み合わせることができる。

課題として、H/HM を増加させる燃料では燃料棒細径化など燃料構造を変更することになるため燃料集合体の実証試験などが必要になり、実用化まで時間がその分長期化する点がある。

④ 軽水炉におけるプルトニウムマルチリサイクル (3.1 章参照)

軽水炉における MOX マルチリサイクルは、研究提案時に次世代軽水炉第一世代として想定していたが、サイクルの更新ごとに Pu が高次化し MA 生成が増えることが明らかになった。この特性は FORSETITM型燃料で目指す Pu 高次化の考え方と逆行することが明らかなため、本研究の想定する炉型としてはプルトニウムマルチリサイクルは高速炉に委ね軽水炉では考慮しないものとした。

⑤ ^{237}Np 分離プロセスおよび ^{237}Np 除去型 MA 添加 MOX 炉心 (3.1 章参照)

軽水炉における MA 添加でかつ ^{237}Np を除外する MOX マルチリサイクルは、研究提案時に次世代軽水炉第二世代として想定していたものである。MA 入 MOX マルチリサイクルでは ^{237}Np が中性子捕獲で有害度の大きい ^{238}Pu に転換するのを防ぐため ^{237}Np 除去プロセスを検討して、新しいプロセスを提案した。このプロセスでは湿式再処理の改良で Np を分離できることが示されている。MOX 燃料に MA 添加し、かつ ^{237}Np を除外する MOX マルチリサイクルは Pu の富化度の増加を避けられないため、次世代軽水炉第一世代と同様に MA の核変換は高速炉に委ねて軽水炉では採用しないものとした。

⑥ 核変換型高速炉 (6.7 章添付 G 他参照)

核変換型高速炉としてはウランなし金属燃料型高速炉を想定する。この研究では有害度と高レベル廃棄物の削減を実現するために環境負荷低減型軽水炉と変換炉として研究実績のある高速炉を共存させることを想定したものである。①の FORSETI™型燃料では有害度は半減できるが、MOX をマルチリサイクルで使用することや MA を MOX 炉に添加することは有害度を逆に増加してしまうこと、半減以上に有害度を低減を行うためには高速炉との共存を想定している。

3.3.2 章の ATRUNCYS™評価では高速炉との共存によって ^{241}Am を核変換することができ、TRU 生成量を軽水炉のみの場合よりも削減できることが示されている。ただし高速炉では ^{241}Am 変換によって有害度や発熱の大きい ^{238}Pu が生成されるために有害度と崩壊熱は増加してしまう。

課題としては、本研究のような冷却期間も考慮した軽水炉システムと高速炉の共存シナリオでは高速炉へ供給される Pu 組成が悪いため、高速炉のマルチリサイクル回数がせいぜい 3 回に限定されてしまうことがある(3.3.1 章参照)。このため MA の変換をあまり進めることができない。高速炉への Pu 組成が悪化している原因の一つは冷却期間(例えば 30 年)であり、これは社会実装性を考慮して再処理の実力を反映した結果である。もし再処理側改善により冷却期間を短縮できれば ^{241}Am の増加を抑制でき高速炉のマルチリサイクル回数を増加できる可能性がある。

⑦ 高燃焼度化(3.1 章参照)

研究全体を通じた検討により FORSETI™型燃料の使用が効果が大きく有効であることから、中核の燃料仕様として位置付けることとした。一方、高燃焼度化はウラン燃料ではさらなる ^{235}U 濃縮度の増加(平均濃縮度で 10wt%を上回る)により可燃性毒物量をさらに増加させる必要があることと MOX 燃料では Pu 富化度の増加(MA 生成量の増加)により MA は高次化して有害度と MA 崩壊熱が増加してしまうデメリットが大きい。

研究提案時には次世代軽水炉において高燃焼度化を行うこととしていたが、上記した理由と FORSETI™型燃料によってから経済性(発電コスト)は悪化しないとの結果から、高燃焼度化については炉型シナリオとして想定しないものとした。なお、FORSETI™型燃料が将来的な燃料の高燃焼度化を妨げる仕様ということではないことは言うまでもない。

⑧ 大型バンドル(3.1 章参照)

大型バンドル(ウラン燃料)はふたつの考え方がある。ひとつは大型化とともに H/HM を減少させて Pu 転換比増大を図り、燃料経済性を向上させることを目的とするもの。ひとつは大型化とともに H/HM を増大させて炉の特性を改善することを目的とするものである。検討により前者は Pu の生成量が増えて有害度が増加してしまうデメリットが大きいことがわかった。後者は H/HM 増大効果としては③で示したものと同程度であり、大型バンドルでプラント仕様の簡素化(制御棒駆動機構数の削減など)効果は期待できるが強いて採用したとしても環境負荷性能としてはプラスの効果が期待できないことと実用化のための時間が長くなり社会実装性が損なわれることから採用しないものとした。

⑨ スペクトルシフト型燃料およびスペクトルシフト運転(3.1 章参照)

スペクトルシフト型燃料およびスペクトルシフト運転は主としてウラン燃料において運転中のボイド率を前半高ボイド率として Pu 転換を促進し、後半は低ボイド率として Pu 消費を促進することで所要ウラン濃縮度を低減する BWR 燃料・炉心の設計概念である。検討の結果、スペクトル

シフト型燃料およびスペクトルシフト運転は生成した Pu が高次化して有害度を増加させてしまうデメリットが大きいことがわかった。したがって燃料仕様としては採用不要と考えられた。

なお MOX 燃料ではこの効果は逆に働き、初期 Pu 富化度が低下することによって、有害度を減少させるが、Pu 装荷量や Pu 消費量を損なう相反した特性になる。

⑩ 比出力・出力密度の増大(3.1章参照)

検討により比出力の増加は炉内の ^{241}Am 捕獲を増加させ、取出時の ^{241}Am 濃度を低下させるメリットがあることがわかった。出力密度 20%増加で効果は数%とわずかであることや炉の熱特性への影響が大きいことから、燃料仕様としては考慮しないものとした。

⑪ 毒物(中性子吸収材)の添加による有害度低減(大阪大学)(3.2.1章参照)

共鳴エネルギー領域での燃料重核種の共鳴吸収を阻害して有害度の大きい核種の生成を抑制する可能性の検討として候補核種を抽出した。候補核種のうち Gd、Er、 ^{162}Dy の核種生成抑制効果としては ^{238}Pu の生成抑制に効果があることがわかった。特に ^{162}Dy を添加することが効果が大きいことが確認されたことが大きな成果である。また、⑫で東京工業大学が開発した新しい FP イールドデータと JENDL の最新イールドで FP 各核種の有害度への影響を評価したがわずかの影響はあるものの FP 有害度への影響は無いことがわかった。

メリットとしては FORSETITM型燃料が熱中性子の捕獲反応を利用していることに対してこの方法は共鳴領域の中性子を利用しており独立な効果が期待できることから FORSETITM型燃料と併用ができることが挙げられる。

課題としては ^{162}Dy は材料として入手できるものの高価であることである。

⑫ 核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上(東京工業大学)(3.2.2章参照)

核分裂 FP イールドの誤差低減を行うことで有害度 FP 成分の評価誤差が低減されることを目指して原子核の理論モデルの精緻化によって FP イールドライブラリの精度向上を行なった。具体的には核分裂で生成される核種間の満たすべき条件を拘束条件として、一般化最小二乗法によりデータ間の相関を取り入れた共分散行列を求め、より現実的な誤差をつけた独立収率ライブラリが作成された。

⑪に記したように結果として FP イールドライブラリ高精度化では FP 有害度への影響は無いことがわかっている。

本研究で評価された熱中性子誘起核分裂に加えて別事業の成果(自発核分裂や高速中性子誘起核分裂)の情報と併せて ENDF 形式および ORIGEN ライブラリ形式でまとめられ、次期 JENDL に採用されることになった。提案時においては「核データの研究分野に新しいニーズ(例:FP イールド)を提供することになり、我が国の核データ研究や測定試験が充実してくる。」としたことが実際に実行されたのであり、大きな成果である。

⑬ 炉型シナリオ候補の設定とその特性(3.3.1章参照)

環境負荷低減型軽水炉+核変換高速炉システムの燃料候補を絞り込むにあたり、①~⑫の評価を踏まえて7ケースのシナリオを設定した。これらのシナリオでは共通して FORSETI 型燃料(ウラン、MOX)の望ましい候補を選定した上で、ウラン燃料、MOX 燃料、核変換高速炉の重金属のマスバランスが整合するように炉の基数比を構成した上でシナリオとした。使用済み燃料の冷却期間は取出される Pu や MA の組成に大きな影響を与えるため、②で示したように冷却期間を 30 年

(シナリオ3のみ50年)とし、それを実現できるFORSETI™型MOX燃料におけるPu組成と²³⁵U濃縮度を設定して構成している。詳細は3.3.1章に示した。

シナリオは大きく参照シナリオ(3ケース)と環境負荷低減型サイクルシナリオ(4ケース)で参照シナリオでは既存ウラン燃料と既存MOX燃料を用いた組み合わせである。環境負荷低減炉シナリオはFORSETI™型ウラン炉とMOX炉の基数比を変え、燃料重金属マスバランスの差は核変換高速炉の基数で吸収するとした。

有害度の低減効果は参照シナリオ1(既存燃料によるプルサーマル)に比較して概ね40%減となった。FORSETI™燃料の有害度低減効果はウラン燃料、MOX燃料ともに50%程度であるが、有害度の絶対値がMOX燃料の方が数倍大きいことと環境負荷低減型軽水炉シナリオの方がMOX炉比率が大きくなる(FORSETI™型ウラン燃料でPu組成が向上するなどによりMOX基数比が多くなる)ために有害度低減効果は燃料単体での評価よりも減少している。

核変換高速炉と組み合わせることによって有害度は参照シナリオ1に対して30%減程度になり有害度は増える結果である。これは⑥に説明した結果による。核変換高速炉との組み合わせで²⁴¹Amは減少しており、ガラス固化体減容の観点ではプラスの効果がある。

環境負荷低減型軽水炉の有害度低減効果は提案時の目標50%減と比較すると若干足りない結果となったが、概ね提案時に設定した目標は達成されている。

⑭ 炉型シナリオ候補の環境負荷特性 (ATRUNCYST™によるサイクル諸量評価) (3.3.2章参照)

⑬ですでに燃料仕様と燃料燃焼組成のマスバランスを変えた炉型シナリオ7ケースを設定し、燃料断面の評価の組み合わせとしてのシナリオ間の環境負荷低減特性を評価し、FORSETI™型燃料を用いた環境負荷低減型軽水炉で提案時の達成目標に近い有害度や低減効果が得られる見通しが得られている。

しかし環境負荷低減の特性は燃料サイクル中の放射性核種(²³⁸Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴¹Am, ²⁴³Am, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cmなど)の減衰やPu蓄積量も考える必要があり、⑬の評価ではそのような複雑な検討は困難である。そこで長期の炉型シナリオを自由に設定でき核種の減衰もORIGEN同様に考慮でき、かつFP成分の影響も同時に評価可能な燃料サイクル諸量評価コード(ATRUNCYST™)を用いて炉型シナリオ7ケースを評価した。

評価は2020年から3000年までの長期期間を対象にTRU有害度、TRU重量、TRU発熱量、天然ウラン所要量、Pu蓄積量などのサイクル諸量(発電量で規格化した量)を評価した。結果は、TRU重量(40%減)や有害度(30~40%減)、TRU発熱量(20~25%減)、天然ウラン所要量(2倍)、Pu蓄積量(50%減)となっており、環境負荷低減型軽水炉の導入により、天然ウラン消費は増加するがバランス良く環境負荷特性各量が改善されるとともにPu蓄積が大きく低減できることが示されている。有害度に関する結果は⑬の核燃料サイクルシナリオ検討ベースでの有害度低減目標を厳密評価で裏付けるものであり、提案時の目標より若干低下したものの提案時の目標が概ね満足されている。

またPu蓄積量に関する結果はFORSETI™型燃料によって燃え残る高次化Puを増やさずPuを利用できる特性によるものであり、提案時にはPu蓄積量を計画に低減できる目標を設定していなかったが、Pu蓄積を大きく低減できる効果が大きく、かつ社会実装性の高い方策を提示できており成果として大きなものとする。

⑮ 経済性評価結果(3.3.3章参照)

シナリオのうち参照サイクルシナリオ 1,3、環境負荷低減型サイクルシナリオ 1,2,3,3-1 の 6 ケースの発電コストを評価した。発電コストの評価に用いた原子力発電所関連費用の諸元は METI 総合資源エネルギー調査会発電コストワーキンググループが公開している発電コストレビューシート の値を使用している。また割引率は 0%とした。これは専門家の意見聴取結果も踏まえ、極めて長期となる評価においては設定した割引率の値だけで後期に発生する費用の価値が大きく変動してしまうことを避けるため設定したものである。

結果は、軽水炉と併存できる高速炉基数で左右される結果となった。参照サイクルシナリオ 3 ではウラン炉からの Pu を直接核変換高速炉に供給することで軽水炉ウラン炉 1 基に対して 3 段階のリサイクル (0.5 基) の核変換高速炉を維持できる構成になっているのに対し、同じ高速炉基数となる環境負荷低減型サイクルシナリオ 1 では参照サイクルシナリオ 3 の 2 割の発電コスト増加になった。これに対して環境負荷低減型サイクルシナリオシナリオ 2,3,3-1 は高速炉は 1 段階のリサイクル (0.1 基) を維持するマスマランスであり、結果として参照サイクル 3 とほぼ同じ発電コストとなった。これは電気出力について、核変換高速炉 30 万 kW に対して軽水炉 120 万 kW と 4 倍となっており、出力あたりの建設費が軽水炉と同じとしても核変換高速炉の発電コストが高くなるために、核変換高速炉の基数比でサイクル全体の発電コストが決まってくるコスト構造となっているためである。

以上の結果は高速炉の電気出力あたりの建設費が軽水炉と同じとした場合であり、核変換高速炉の建設費が増加する場合は、環境負荷低減型サイクルシナリオ 2,3,3-1 の方が発電コストが低下する。

FORSETI™ウラン燃料の濃縮度を 10wt%に高めたことによる燃料費の影響は 0.5 円/kWh で全体のコスト約 10 円/kWh の 5%と小さくない結果であるが、高速炉基数の影響が支配的となるため濃縮度の高い FORSETI™ウラン燃料を導入したことによるコスト上昇はほぼ無視できる結果になった。

本研究提案時の経済性の目標、A:「軽水炉燃料のコストは増加する。一方、核変換高速炉での処理量およびプラント基数は減るため消滅処理コストが減少する。」、B:「高速炉まで含む核燃料サイクル全体のコスト評価手法を確立する」、C:「長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクルの全体最適解を導出」に対するそれぞれの達成度は以下のように考える。

A に対してはそれを実現する軽水炉・燃料概念を導出してコスト上昇させないシナリオを提示できており、概ね目標を達成している。B に対しては評価手法を確立できている。C に対しては最適解であることは示せていないが、長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクルの社会実装性のある、あるべき姿は示しており概ね目標を達成と考える。

(2) 推奨される炉型候補

以上で示した検討結果と評価を踏まえると、環境負荷低減方軽水炉で推奨される炉型、燃料には以下のようにになると考える。

既設炉で使用可能な FORSETI™型燃料の効果は圧倒的であり、また燃焼度増加、大型バンドルなどの次世代炉技術要素による環境負荷特性向上は FORSETI™型燃料に比べてほとんど無視できるも

のであるため、炉型シナリオは軽水炉では既設軽水炉+FORSETI™型燃料の組み合わせのみとし、それに核変換型高速炉を組み合わせることを基本とする。

次世代型軽水炉については環境負荷低減性能だけでなく建設費低減や事故時安全性向上などの動機で導入されうるが、FORSETI™型の考え方は大型バンドルや高燃焼度化の場合でも適用可能であることは明らかであるためFORSETI™型燃料導入で次世代型軽水炉の導入を排除するものではない。

① 軽水炉燃料の形式

- ・ 既存燃料をベースとする FORSETI™ ウラン燃料 (10x10 燃料以上の多数本配列燃料)
- ・ 既存燃料をベースとする FORSETI™ MOX 燃料 (FORSETI™ ウラン Pu 使用の MOX 燃料)

② 軽水炉の形式

- ・ 既設軽水炉の形式を維持 (次世代軽水炉を排除しない)
- ・ ただし低減速を指向する炉や運転法は排除

③ 燃焼度

- ・ 既設燃料の燃焼度を維持 (高燃焼度化を排除しない)

④ 軽水炉 MOX 再処理

- ・ 軽水炉 MOX 再処理では MA と Pu は分離可能とする

⑤ 軽水炉 MOX マルチリサイクル

- ・ MA 添加を含め MOX マルチリサイクルは想定しない

⑥ 核変換型高速炉導入時期

- ・ 2050 年

⑦ 高速炉使用済み燃料対象の分離施設

- ・ 高速炉燃料の再処理時期までに導入
- ・ 取出し、装荷期間 4 年の間で分離可能とする

(3) 社会実装に向けた課題の抽出と対応策

環境負荷低減型軽水炉を使った核燃料サイクルの検討を行ってきた中で、実用化を目指す場合の課題も想定できるようになってきている。ここでは、それらの課題を改めて抽出し解決のために考えられる対応策について示す。

① 濃縮度 5wt%を超える濃縮度の使用

軽水炉において HALEU を導入することの課題やメリットは産業界が共同で行なった PJ でその社会実装性が評価されている。その結果 (参考文献[23]) によれば以下の評価となっている。

- ・ 濃縮度上限 10wt%、平均燃焼度 70GWd/t までの範囲では、新燃料加工、使用済み燃料輸送・貯蔵、再処理性、炉での使用、MOX 加工において技術的に超えられない課題はない
- ・ 被覆管開発は必要
- ・ 核燃料サイクルコストは低減
- ・ 新燃料加工では濃縮度 5wt%超の範囲での臨界安全規制データが少なく許認可が困難
- ・ 炉心の設計検証データの面でもデータが無く許認可が困難

上記のことから、HALEU では臨界安全性や炉心設計の検証データが不足していることが社会実装におけるハードルであり、実用化に向けては臨界安全データの実験による取得や炉心設計手法のV&Vなどの検証を行うことが必須となっている。

② 使用済み MOX 燃料の崩壊熱と再処理までの必要冷却年数の増加

使用済み MOX 燃料は崩壊熱がウラン燃料より崩壊熱が高く減衰しにくいため再処理までの冷却期間をウラン燃料の数倍にする必要があり、貯蔵施設の貯蔵期間制限に整合しないなどの課題が実際にある。FORSETI™型 MOX 燃料はこれを緩和する解決策のひとつであるが、MOX 燃料では初期 Pu 組成や燃焼履歴で MA 崩壊熱が変わるため冷却期間だけで崩壊熱レベルを決定できない問題が残る。

MOX 燃料の崩壊熱予測は FORSETI™型 MOX 燃料だけの課題では無いが、MOX 燃料の MA 生成量や崩壊熱の上限量を決定できる手法が無いと使用済み MOX 燃料の再処理向上での受け入れ判定が困難になってしまうため、今後そのような計測手法や評価手法が必要になると考えられる。

③ 多数本の可燃性毒物棒を有する燃料集合体の燃料設計

FORSETI™ウラン燃料では余剰反応度抑制のために従来のウラン燃料に比べて数倍の本数の可燃性毒物棒の使用が必要である。また可燃性毒物の毒物反応度は通常的设计ではサイクル末期では燃え尽きる設計とするところサイクル末期でも毒物反応度が残る設計とする必要がある。

このような設計では可燃性毒物の燃焼を従来よりも長期に精度良く予測できる必要があると考えられる。既存の設計はこのような多数の可燃性毒物添加と長期の毒物燃焼反応度の予測について十分検証がされていないため、臨界実験などによる V&V が必要となると考えられる。

3.4.2 研究推進

研究代表者の下、各研究項目間において連携して研究を進め、全体のまとめを行った。4 カ年計画の 4 年目である令和元年度の業務項目を実施した。

過年度の連絡会、成果報告会の実施状況（回数、実施日）を簡単にまとめる。

平成 28 年度（5 回：10/24, 12/8, 1/17, 2/21, 3/22）

平成 29 年度（9 回：5/17, 6/26, 7/21, 9/4, 10/24, 11/29, 1/23*, 1/30, 2/26）

平成 30 年度（7 回：7/2, 8/10, 10/17, 11/22, 1/17, 1/23*, 2/18）

*は原子力システム研究開発事業成果報告会。他は連絡会

令和元年度での連絡会他の実施状況は以下の通りである。

(1) 第 1 回連絡会

- ・日時 令和元年 6 月 17 日 15:00-17:00
- ・場所 東芝エネルギーシステムズ（株）（以下東芝 ESS と略す） 318 会議室
- ・出席者 東芝 ESS（研究代表者を含む 5 名）、大阪大学（3 名）、東京工業大学（1 名）
内容（項目のみ）
- ・東芝 ESS から今年度 PJ の進め方と報告書のまとめ方、スケジュール説明
- ・東芝 ESS から高速炉で TRU 燃焼を行った場合の効果に関する検討結果の概要を報告

- ・大阪大中間成果（東京工業大学 FP 収率データを照射後試験解析へ反映した場合の結果の概要）に関する検討
- ・東京工業大学中間成果（国際会議 ND2019 での講演内容に関する報告、論文化、JENDL ファイルへの反映に関する情報共有）に関する検討
- ・東芝 ESS（FORSETI 概念の国際会議 ICAPP2019）での発表概要）に関する検討

(2) 第 2 回連絡会

- ・日時, 場所 令和元年 7 月 31 日 15:00-17:00 東芝 ESS 303 会議室
- ・出席者 東芝 ESS（研究代表者を含む 4 名）、大阪大学(2 名)、東京工業大学(1 名)
内容（項目のみ）
- ・東芝 ESS（平成 30 年度成果概要、今年度研究計画）に関する検討
- ・東芝 ESS（各燃料サイクルシナリオの検討結果およびサイクル諸量の決定要因）に関する検討
- ・大阪大実施計画の説明（FP イールドの最新評価データ（東京工業大学）を用いた FP 生成量評価）
- ・東京工業大学実施計画の説明（FP イールドに関する共分散を考慮した誤差評価）

(3) 第 3 回連絡会

- ・日時, 場所 令和元年 11 月 6 日 10:00-12:00 東芝 ESS 309 会議室
- ・出席者 東芝 ESS（研究代表者を含む 3 名）、大阪大学(1 名)、東京工業大学(1 名)
内容（項目のみ）
- ・大阪大中間成果（ORIGEN ライブラリを東京工業大学で整備された核分裂収率で置換したライブラリを作成し、それを照射後試験解析へ適用した結果の概要説明他）に関する検討
- ・東京工業大学中間成果（熱中性子に対する核分裂収率および共分散の評価の概要説明他）に関する検討
- ・東芝 ESS 中間成果（新規制による使用済み UO₂ 燃料の再処理工場搬入時の発熱制限量を使用済み MOX 燃料にも反映した場合の影響評価の結果および核燃料サイクルの炉型に関するシナリオ案）に関する検討
- ・大阪大中間成果（共鳴毒物に関する投稿の概要説明他）に関する検討

(4) 第 4 回連絡会

- ・日時, 場所 令和元年 12 月 23 日 10:00-12:00 東芝 ESS 311 会議室
- ・出席者 東芝 ESS（研究代表者を含む 4 名）、大阪大学(1 名)、東京工業大学(2 名)
内容（項目のみ）
- ・東芝 ESS 中間成果（FORSETI 概念適用による超ウラン元素生成低減と崩壊熱低減効果に関する検討結果および核燃料サイクル諸量への影響評価（原子力学会 2020 春予稿））に関する検討
- ・大阪大中間成果（東京工業大学の新しい FP 収率を用いた Dy-162 入り 10wt%ウラン燃料の集合体燃焼計算結果の概要および新収率の影響検討）に関する検討

(5) 第 5 回連絡会

- ・日時, 場所 令和 2 年 1 月 29 日 15:30-17:00 東芝 ESS 411 会議室

- ・出席者 東芝 ESS（研究代表者を含む 4 名）、大阪大学(2 名)、東京工業大学(3 名)
内容（項目のみ）
- ・東芝 ESS から成果報告会での発表内容、聴講者との質疑などの報告
- ・炉物理、特に崩壊熱の専門家（東京工業大学吉田先生）による FORSETI 概念およびシナリオ検討における崩壊熱計算結果のレビューを実施。FORSETI 概念は環境負荷低減に有効な概念、崩壊熱検討結果は妥当との評価を得た。

(6) 原子力システム研究開発事業成果報告会ポスター発表会

- ・日時,場所 令和 2 年 1 月 28 日 終日 13:00-14:30 CIVI 研修センター秋葉原 D205 ホール
- ・出席者 東芝 ESS（研究代表者 1 名、研究者 1 名の計 2 名）
内容（項目のみ）
- ・今年度までの成果概要を報告

3.4.3 その他（国内外学会発表）

- (1) S. Wada et al., “MOX fuels to Reduce TRU nuclides in Light-water reactors”, ICAPP 2019 - International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, (2019).
- (2) S. Takeda and T. Kitada, “Feasibility study on burnable absorber for FORSETI to reduce productions of ^{238}Pu and ^{241}Pu ”, J. Nucl. Sci. Technol., 57, 1, 57-67(2020).
- (3) 平岩他,” 環境負荷低減型軽水炉を用いた核燃料サイクル概念の構築(8) FORSETI™概念適用による超ウラン元素生成低減と崩壊熱低減効果に関する検討”, 令和 2 (2020)年 3 月, 日本 福島
- (4) 和田他,” 環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念の構築(9) FORSETI 概念適用による冷却期間がサイクル諸量へ与える影響評価”, 令和 2 (2020) 年 3 月, 日本 福島
- (5) S. Wada et al., “FUEL-CYCLE SCENARIO TO REDUCE RADIOACTIVE WASTE FROM LIGHT-WATER REACTOR”, International Conference on Physics of Reactors 2020, (PHYSOR 2020).

4. 結言

最終年度の報告にあたり、4年間の主要な成果を再確認し、成果の達成度状況をまとめる。

① FORSETI™型ウラン燃料および FORSETI™型 MOX 燃料

FORSETI™型ウラン燃料によって Pu の高次化と MA の生成が抑制され、例えば濃縮度を 10wt%まで増加させた場合は有害度の大きい TRU 核種生成がいずれも削減され濃縮度を 4wt%と 10wt%の場合の比較では有害度がほぼ半減する。

FORSETI™型 MOX 燃料は FORSETI™型ウラン燃料を再処理して得られる Pu を用いた MOX 燃料仕様である。Pu や MA の高次化が抑制できることから FORSETI™型ウラン燃料の濃縮度を 10wt%まで増加させた MA の有害度は半減する。

またウラン濃縮度の増加で ^{238}U から Pu への転換が減るため濃縮度を 10wt%の場合では残留する全 Pu は数%減少するが、Pu f の残留量は 25%以上増大する特性もある。

FORSETI™型ウラン燃料および FORSETI™型 MOX 燃料のメリットはその有害度と崩壊熱の低減効果が大きいかかわらずウラン濃縮度以外は既存の軽水炉燃料をそのまま使える点である。分離変換システムがなくとも有害度半減が早期実現可能と考えられ、FORSETI™型燃料導入の意義は非常に大きいことから炉型シナリオの中核と位置づけることとした。

② MOX 燃料崩壊熱低減への対応

FORSETI™型 MOX 燃料では初期 Pu f 組成が向上する。これにより Pu が高次化の度合いが減少してして生成される MA 生成量が減る。これらの効果によって使用済み MOX 燃料の崩壊熱が減少する。使用済み燃料の冷却期間については約 50 年と現行燃料の半分以下にでき FORSETI™型 MOX 燃料のメリットにもなっている。

③ H/HM 増加型燃料

燃料の H/HM を増加させるとウラン燃料、MOX 燃料ともに MA 生成量が減り、有害度が低下できる。H/HM 増加と FORSETI™型燃料との組み合わせ時の効果は有害度、MA 生成量、崩壊熱の改善度合いは加算的であり組み合わせることができる。

④ 軽水炉におけるプルトニウムマルチリサイクル

軽水炉における MOX マルチリサイクルは Pu 富化度が増える。Pu 富化度の増加 FORSETI™型燃料で目指す Pu 高次化抑制の考え方と逆行することからこの方式は採用しないものとした。

⑤ ^{237}Np 分離プロセスおよび ^{237}Np 除去型 MA 添加 MOX 炉心

MA 入かつ ^{237}Np 除外 MOX マルチリサイクルは Pu の富化度を増加を避けられないため、次世代軽水炉第一世代と同様に MA の変換は高速炉に委ねて軽水炉では採用しないものとした。

⑥ 核変換型高速炉

軽水炉を核変換型高速炉と共存させることによって ^{241}Am を核変換することができ、TRU 生成量を軽水炉のみの場合よりも削減できることが示されている。ただし高速炉では ^{241}Am 変換によって有害度や発熱の大きい ^{238}Pu が生成されるために有害度と崩壊熱は増加する。

⑦ 高燃焼度化

高燃焼度化はウラン燃料では ^{235}U 濃縮度の増加により可燃性毒物量を増加させる必要があることと MOX 燃料では Pu 富化度の増加により MA は高次化して有害度と MA 崩壊熱が増加するデメリットが大きい。以上から高燃焼度化は炉型シナリオとして想定しないものとした。

⑧ 大型バンドル

大型バンドル(ウラン燃料)で大型化とともに H/HM を減少させて Pu 転換比増大を図るタイプ有害度が増加するデメリットが大きいことから炉型シナリオ採用しないものとした。

⑨ スペクトルシフト型燃料およびスペクトルシフト運転

スペクトルシフト型燃料およびスペクトルシフト運転は生成した Pu が高次化して有害度を増加させてしまうデメリットが大きいことから炉型シナリオとして想定しないものとした。

⑩ 比出力・出力密度の増大

出力密度 20%増加で効果は数%とわずかであることから燃料仕様とし考慮しないものとした。

⑪ 毒物(中性子吸収材)の添加による有害度低減(大阪大学)

^{162}Dy を添加することが ^{238}Pu の生成量削減に有効であることが確認されたことは大きな成果である。また新しい FP イールドデータと JEDL の最新イールドで FP 各核種の有害度への影響を評価したがわずかの影響はあるものの FP 有害度への影響は無いことがわかった。

⑫ 核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上(東京工業大学)

核分裂 FP イールドの誤差低減を行うことで FP 成分の有害度評価誤差が低減されることを目指して FP イールドライブラリの精度向上を行なった。評価された熱中性子誘起核分裂に加えて別事業の成果の情報と併せて次期 JENDL に採用されることになったことは大きな成果である。

⑬ 炉型シナリオ候補の設定とその特性

環境負荷低減型軽水炉+核変換高速炉システムの燃料候補を絞り込むにあたり、7 ケースのシナリオを設定した。有害度の低減効果は参照シナリオに比較して概ね 40%減となった。核変換高速炉と組み合わせることによって有害度は参照シナリオに対して 30%減程度になり有害度は増える。提案時の目標 50%減と比較して概ね提案時に設定した目標は達成されている。

⑭ 炉型シナリオ候補の環境負荷特性(ATRUNCYS™によるサイクル諸量評価)

2020 年から 3000 年までの長期期間を対象に評価した結果、TRU (40%減)、有害度 (30~40%減)、TRU 発熱量 (20~25%減)、天然ウラン所要量 (2 倍)、Pu 蓄積量 (50%減) となった。天然ウラン消費は増加するがバランス良く環境負荷特性各量が改善されるとともに Pu 蓄積が大きく低減できることが示された。社会実装性の高い方策を提示でき成果として大きなものとする。

⑮ 経済性評価結果

経済性評価で行なった検討結果は本研究提案時の経済性の目標、A:「軽水炉燃料のコストは増加する。一方、核変換高速炉での処理量およびプラント基数は減るため消滅処理コストが減少する。」、B:「高速炉まで含む核燃料サイクル全体のコスト評価手法を確立する」、C:「長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクルの全体最適解を導出」に照らしていずれも目標を達成していると考えられる。

⑯ 推奨される炉型候補

以上で示した検討結果と評価を踏まえ環境負荷低減方軽水炉で推奨される炉型、燃料には FORSETI™ を中核の概念として位置づけ、次世代炉の導入はオプションとしておき排除しないとした。

5. 参考文献

- 1) S. Wada et al., "Conceptual Design of Fuel Cycle Based on Light-Water-Reactor with Surplus enriched Uranium for TRU-Production Inhibition", Pacific Basin Nuclear Conference 2018 (PBNC 2018), San Francisco, Sept.30-Oct.14(2018)
- 2) 革新的実用原子力技術開発費補助事業 平成18年度成果報告書「エルビア入り次世代高燃焼度燃料に関する技術開発」
- 3) J. Katakura, "JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011," JAEA-Data/Code 2011-025 (Mar. 2012).
- 4) A. G. Croff : "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating The Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Material", Nucl. Technol., 62, 335-352(1983).
- 5) K.Okumura, et al, "A Set of ORIGEN2 Cross Section Libraries Based on JENDL-4.0: ORLIBJ40", JAEA-Data/Code 2012-032 (2013).
- 6) T. Kashima, K. Suyama, T. Takada, "SWAT4.0 - The Integrated Burnup Code System Driving Continuous Energy Monte Carlo Codes MVP, MCNP and Deterministic Calculation Code SRAC and Deterministic Calculation Code SRAC", JAEA-Data/Code 2014-028 (2014).
- 7) 西原健司, "使用済核燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース," JAEA-DATA/CODE 2010-012, 日本原子力研究開発機構 (2010).
- 8) C. L. Dunford, "Evaluated Nuclear Data File, ENDF/B-VI", Nuclear Data for Science and Technology, 788-792 (1992).
- 9) N. Otuka et al., "Experimental Nuclear Reaction Data (EXFOR)", database version of July 2015, Nuclear Data Sheets 120, 272 (2014).
; <https://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>.
- 10) K-H. Schmidt et al. "General description of fission observables: GEF model code", Nuclear Data Sheets 131, 107-221 (2016).
- 11) J.M. Verbeke, J. Randrup, and R. Vogt. "Fission Reaction Event Yield Algorithm, FREYA-For event-by-event simulation of fission", Computer Physics Communications 191, 178-202 (2015).
- 12) A. C. Wahl, "Systematics of Fission-Product Yields", LA-13928 (May 2002).
- 13) A. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012).
- 14) C. Ishizuka, M.D. Usang, F.A. Ivanyuk, J.A. Maruhn, K. Nishio, S. Chiba. Four-dimensional Langevin approach to low-energy nuclear fission of ^{236}U . Phys Rev C. 96, 064616 (2017).
- 15) T.R. England and B.F. Rider, LA-UR 94 (1993) 3106.
- 16) S. Okumura, T. Kawano, P. Jaffke, P. Talou, S. Chiba. " $^{235}\text{U}(n, f)$ Independent fission product yield and isomeric ratio calculated with the statistical Hauser-Feshbach theory", J. Nucl. Sci. Technol., 55, 9, 1009-1023 (2018).

- 17) J. Katakura and F. Minato, "JENDL Decay Data File 2015", JAEA-Data/Code 2015-030 (Mar 2016).
- 18) A. Koning, R. Forrest, M. Kellett, R. Mills, H. Henriksson, Y. Rugama, "The JEFF-3.1 Nuclear Data Library", JEFF report 21, OECD (2006).
- 19) K. Okumura, T. Mori, M. Nakagawa, K. Kaneko, "Validation of a Continuous-Energy Monte Carlo Burn-up Code MVP-BURN and Its Application to Analysis of Post Irradiation Experiment", J. Nucl. Sci. Technol., 37, 128 (2000)
- 20) 原子力システム研究開発事業、「MA入りPu金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発」、平成28年度成果報告書(2016)
- 21) S. Wada et al., "Nuclear Fuel Cycle Simulation Code; ATRUNCYS", Proceedings of the Physor 2018, 2288-2295, Cancun, Mexico, April 22-26, (2018)
- 22) 経済産業省 資源エネルギー庁 発電コスト検証ワーキンググループ 「発電コストレビューシート」 平成27年5月26日
- 23) K. Hiraiwa, et al., "Development of High Burnup Fuel for Next Generation Light Water Reactor (Total Performance of 5wt%-10wt% Enrichment High Burnup Fuel)", ICNC2011, Edinburgh, Scotland (2011).
- 24) 神田啓治, 松浦祥次郎, "中濃縮ウランによる臨界実験", 日本原子力学会誌, 1980
- 25) Nakahara Y., et al., "Nuclide composition benchmark data set for verifying burnup codes on spent light water reactor fuels", Nuclear Technology, Vol.137(2), p.111-126. (2002).

6. 添付

6.1 添付 A 環境負荷低減型 MOX 燃料加工時の加工施設成立性および物量影響の検討（その 2）

6.1.1 はじめに

文科省原子力システム研究開発事業のうち、環境負荷低減型 MOX 燃料を加工する場合の安全性評価による施設設計への影響と対応策を検討した。

6.1.2 目的

文科省原子力システム研究開発事業「環境負荷低減型軽水炉を使った核燃料サイクル概念の構築」（東芝エネルギーシステムズ、大阪大学、東京工業大学）（以下、国プロ）では平成 28 年度より 4 年間の予定で軽水炉を前提とし有害度生成低減、放射性廃棄物低減、Pu 蓄積低減が実現できる燃料、炉心、燃料サイクル概念構築を目指して検討を行っている。

国プロでは、ウラン燃料炉心、MOX 燃料炉心について既設炉、次世代炉を対象に有害度低減などに適した環境負荷低減型 MOX 燃料の仕様を検討する。また環境負荷低減型 MOX 燃料年間加工量一定のシナリオで導入した場合のフロントエンド、バックエンドの物量（以下、サイクル諸量）、燃料サイクルコストへの影響、導入時の技術課題や規制課題の抽出を行う。

本研究においては、平成 30 年度においてすでに検討した環境負荷低減型 MOX 燃料を加工する場合の安全性評価上の施設設計などへの影響と対応策の結果[1]に基づき環境負荷低減型 MOX 燃料の燃料加工における燃料サイクルコスト項目の抽出と各項目への影響を検討する。

6.1.3 検討内容および検討結果

(1) 環境負荷低減型 MOX 燃料加工における安全性評価の課題と対応策の整理

臨界安全と被ばくに関して①節に示す環境負荷低減型 MOX 燃料を想定した場合の燃料加工における安全性評価の課題と対応策を平成 30 年度においてすでに検討した結果に基づいて検討、整理する。

① 環境負荷低減型 MOX 燃料の仕様

表 6-1、表 6-2、表 6-3、表 6-4 および表 6-5 に検討の対象とする MOX 燃料および UO_2 燃料の仕様を示す。仕様の考え方は、平成 30 年度における検討から変わらないものとした。

MOX 燃料に関する検討は、MOX 基準燃料をベースとし、そこから ^{239}Pu 含有率および ^{235}U 含有率を上げたウラン 235 残留型ウラン燃料取出組成使用 MOX 燃料に対して行う。また更にマイナーアクチノイド（以下、MA）を添加した MA 添加 MOX 燃料に対しても検討を行う。

UO_2 燃料に関する検討は、 UO_2 基準燃料をベースとし、そこから ^{235}U 含有率を上げたウラン 235 残留型 UO_2 燃料に対して行う。

②節および③節に上記の仕様を受けた評価条件の設定について示す。

② 臨界安全における評価条件の設定

表 6-6 に臨界安全評価における評価条件を示す。③節の被ばく評価とは異なり、MA は考慮しないため、評価条件は平成 30 年度における検討から変わらないものとした。

③ 被ばくにおける評価条件の設定

表 6-7 に被ばく評価における評価条件を示す。MA 添加 MOX 燃料においては、Pu の添加量の約 10% を MA 濃度の総量とする。よって、MA 濃度の総量 = Pu 富化度 $\times 10 \div 100 = 18 \times 10 \div 100 = 1.8$ [重量%] とする。また、MA のうち ^{237}Np 、 ^{241}Am および ^{244}Cm が同量含まれているものとする。それ以外の評価条件は平成 30 年度における検討から変わらないものとした。

④ 課題と対応策の整理

表 6-8 に環境負荷低減型燃料が安全評価に及ぼす影響をまとめる。基本的には平成 30 年度における検討結果を参考にしている。ただし MA 添加 MOX 燃料における被ばく評価については、平成 30 年度から評価条件を変更していること、また、平成 30 年度評価においては考慮しなかった (α , n) 反応由来および自発核分裂由来の中性子線の被ばくへの影響を検討するため、簡易的な線量評価を行った (注 1)。その結果、中性子線による被ばく線量全体への寄与は約 10% であった。

また比較のため、MOX 基準燃料についても中性子線の影響を改めて評価した (注 2) が、中性子線による被ばく線量全体への寄与は 1% 未満であった。

以上の評価から、MA 添加 MOX 燃料の被ばく線量を MOX 基準燃料と比較すると、約 60 倍であった。ただし、当該結果は、MOX 基準燃料として ^{241}Am が含まれない場合に対するものであり、実際の MOX 燃料工場では原料 MOX 粉中の ^{241}Pu 壊変に由来する ^{241}Am が含まれ、参考文献 [2] では単位 Pu 重金属重量に対し 4.5 [重量%] の ^{241}Am が想定されている。したがって、仮に MOX 基準燃料において当該割合の ^{241}Am が含まれていた場合、MOX 粉中の ^{241}Am は 0.81 [重量%] となり、MA 添加 MOX 燃料の 0.6 [重量%] よりも多い。当該 ^{241}Am 考慮 MOX 基準燃料に対し、上記と同様な被ばく線量評価 (中性子線の寄与も考慮した (注 2)。ただし、中性子線による被ばく線量全体への寄与は 1% 未満であった) を行ったところ、 ^{241}Am を考慮していない MOX 基準燃料に対し、被ばく線量は約 40 倍であった。すなわち、仮に当該 ^{241}Am 考慮 MOX 基準燃料を比較基準とすると、MA 添加 MOX 燃料の被ばく線量は約 1.5 倍である (注 3)。

以上の課題に対する対応策は、(2) 節に個別に示す。

注 1： 中性子線の線量換算係数として参考文献 [8] のものを使用した。MA 添加 MOX 燃料では、(α , n) 反応由来と自発核分裂由来の中性子源が半々程度のため、換算係数として中性子エネルギーが 3 [MeV] 用のものと 2 [MeV] 用のものを平均した換算係数を用いた。

注 2： 当該燃料では (α , n) 反応由来の中性子源が主であったことから、換算係数として中性子エネルギーが 3 [MeV] 用のものを用いた。

注 3： 仮に、MA 添加 MOX 燃料の方にも「原料 MOX 粉中の ^{241}Pu 壊変に由来する ^{241}Am 」が 4.5 [重量%] 含まれていると仮定した場合、MOX 基準燃料に対して「約 60 倍」であった分に ^{241}Pu 壊変由来の ^{241}Am の線量増加分が上積みされる。その上積み分としては、 ^{241}Am 考慮 MOX 基準燃料で「約 40 倍」であることから 39 (= 40 - 1) が 60 に上積みされ、約 99 倍になると考えられる。これは、 ^{241}Am 考慮 MOX 基準燃料に対し約 99 倍 / 約 40 倍で約 2.5 倍になり、約 1.5 倍よりも大きな値ではあるが、以降の議論の結論に変わりはないと考えられる。

(2) MOX 燃料加工施設の燃料サイクルコスト構成因子の抽出

MOX 燃料加工施設における燃料サイクルコスト単価に対して影響の大きい項目のうち、環境負荷低減型 MOX 燃料導入による影響が大きい項目を抽出整理し、その抽出根拠も合わせて示す。その際、年間加工可能量を一定に保つ場合の物量などの影響項目と工場設備を変更せず加工量を減らす場合の影響項目を区別して示す。

まず、「年間加工可能量を一定に保つ場合の物量などの影響項目」の整理として、表 6-8 に示した特性のうち、「²³⁵U 残留型 MOX」および「MA 添加 MOX」の特性が、どのような工場設備の変更により、「MOX 基準燃料」と同程度の加工能力を維持できるかを以下、検討する。

① 臨界安全評価（粉末重量）

当該ウラン性状に対して設定した核的制限値の維持・管理は、粉末缶、粉末投入装置、粉末混合装置が関連するものと考えられる。

粉末缶および粉末混合装置は金属製であり、粉末缶投入装置は作業確認用の窓などに被水防止カバー（未使用時常時閉）を備えることで、いずれの設備・機器も含水率管理は可能と考えられる。粉末缶については、一缶あたりの取扱量は数十 kg 程度と考えられることから、「²³⁵U 残留型 MOX」および「MA 添加 MOX」の取扱量の上限 250kgHM の範囲で「年間加工可能量を一定に保つ」ことは可能と考えられる。したがって、有意な設備投資追加費用の発生はないと考えられる。粉末投入装置に被水防止カバーを取り付けることについても、有意な設備投資追加費用の発生はないと考えられる。

一方、粉末混合装置については、「²³⁵U 残留型 MOX」および「MA 添加 MOX」の取扱量の上限は、「MOX 基準燃料」に比べ 1/3 となっていることから、「年間加工可能量を一定に保つ」ためには当該装置の台数を 3 倍に増強するか、当該装置の幾何形状を中性子の漏れがより大きな幾何形状へ変更することで対応可能と考えられる。したがって、有意な設備投資追加費用の発生はあると考えられるものの、その影響は限定的と考えられる。

② 臨界安全評価（配列ペレット平板厚さ）

当該ウラン性状に対して設定した核的制限値の維持・管理は、ペレット搬送装置、焼結炉およびペレット編成装置が関連するものと考えられる。「²³⁵U 残留型 MOX」および「MA 添加 MOX」の取扱量の上限は、「MOX 基準燃料」に比べ 2/3 となっていることから、「年間加工可能量を一定に保つ」ためには当該装置に対し、以下の変更を行うことで対応可能と考えられる。

1) ペレット搬送装置

搬送用ボードの段積み段数が 2/3 に制約されることから、搬送用ボードの水平方向の面積を拡大し、1 枚のボードに積載可能なペレットの個数を 1.5 倍に増加する。その際、搬送経路の進行方向の前後部分の面積を拡大することで、搬送路のレール幅を変更せずに対応が可能となり、大幅な設備変更が避けられると考えられる。したがって、有意な設備投資追加費用の発生はあると考えられるものの、その影響は限定的と考えられる。なお、ペレット搬送時のボード間の離隔距離については、水没時に核的結合が切れる距離として定義されていると考えられることから、「MOX 基準燃料」で定めたものから変更の必要はないと考えられる。

2) 焼結炉

上記変更後のボードを収容可能な焼結炉の変更が必要となるが、焼結炉の長さ方向を1.5倍とするのは建屋内スペース上、現実的でないと考えられる。したがって、焼結炉の炉内幅を1.5倍とすることで、上記変更後のボードを収容可能とする。当該変更にあたっては、焼結炉一式の更新が必要になると考えられ、比較的、大きな設備投資追加費用の発生があると考えられる。

3) ペレット編成装置

ペレット搬送装置と同様、搬送用ボードの段積み段数が2/3に制約されることから、搬送用ボードの水平方向の面積を拡大し、1枚のボードに積載可能なペレットの個数を1.5倍に増加する。有意な設備投資追加費用の発生はあると考えられるものの、その影響は限定的と考えられる。

③ 臨界安全評価（燃料棒本数）

当該ウラン性状に対して設定した核的制限値の維持・管理は、燃料棒貯蔵棚が関連するものと考えられる。「²³⁵U 残留型 MOX」および「MA 添加 MOX」の取扱量の上限は、「MOX 基準燃料」に比べ約2/3となっていることから、「年間加工可能量を一定に保つ」ためには当該設備に対し、棚間ピッチの拡大、棚の構造材に組み込まれるボロン添加 SUS の増強によって対応可能と考えられる。したがって、有意な設備投資追加費用の発生はあると考えられるものの、その影響は限定的と考えられる。

④ 臨界安全評価（2つの集合体間面間距離）

当該ウラン性状に対して設定した核的制限値の維持・管理は、集合体搬送設備（クレーン）および集合体貯蔵室などの集合体取扱設備が関連するものと考えられる。「²³⁵U 残留型 MOX」および「MA 添加 MOX」では、「MOX 基準燃料」にはなかった制約として「20cm 以上」との制約が課されている。ただし、当該制約は、燃料集合体1体で実効増倍率0.95近いPWR燃料に比べると制約としては緩いものと考えられる。したがってPWRのMOX燃料も加工するMOX燃料加工施設においては、「²³⁵U 残留型 MOX」および「MA 添加 MOX」の燃料集合体の取扱いに際して、PWR MOX燃料と同程度の制約のもと取り扱うこととすれば、「年間加工可能量を一定に保つ」ための設備変更は、特に必要ないと考えられる。したがって、有意な設備投資追加費用の発生はないと考えられる。

⑤ 被ばく評価

表 6-8 に示すとおり、「²³⁵U 残留型 MOX」では、「MOX 基準燃料」に比べ線源強度の増加率は約1.5倍程度でありγ線エネルギー・スペクトルが両者で類似であることから線量としても同程度の増加率になると考えられる。ただし、(1)④節に記載したとおり、「MOX 基準燃料」において存在が想定される²⁴¹Amを加味した場合、当該増加効果は支配的でなく、被ばくの観点から特段の施設変更や運用の変更は不要と考えられる。

一方で、「MA 添加 MOX」では、「MOX 基準燃料」に比べ線量の増加は60倍程度であるが、「MOX 基準燃料」において存在が想定される²⁴¹Amを加味した場合、線量の増加は約1.5倍程度と考えられる（詳細は(1)④節参照）。

当該影響による公衆被ばく線量の増加は、MOX 燃料加工施設の大部分が地下に設置されることから限定的と考えられるものの、スカイシャイン線の影響緩和のため、MOX 燃料加工施設の地上部分の遮へい強化が必要になる可能性がある。したがって、同対策に関しては、有意な設備投資追加費用の発生はありとされるものの、その影響は限定的と考えられる。

また、従事者の被ばく線量に関しては、MOX 燃料加工施設における加工時の自動化が進んでいるために、従事者による「富化度切替の際の製造ラインのクリーニング」や「製造ライン・トラブル時の対応」における従事者被ばくが中心になると考えられる。したがって、従事者の当該作業の従事時間を 2/3 程度に低減するなどの管理により対応が可能であり、「年間加工可能量を一定に保つ」ための設備変更は、特に必要ないと考えられる。

⑥ コスト構成因子の抽出

上記の整理をふまえ、年間加工可能量を一定に保つ場合、MOX 燃料加工施設における設備投資追加費用に対して影響の大きい項目を表 6-9 に示す。同表に示すとおり、比較的、大きな設備投資追加費用への影響があるものは、臨界対策の強化の観点から焼結炉一式を更新する対応が主と考えられる。

一方、工場設備を変更せず加工量を減らす場合、²³⁵U 残留型 MOX 燃料を製造するキャンペーン・ウィンドー分の事業費用を、加工可能量を減じた体数分で除すことを意味するため、加工可能量の減少分に逆比例する形で加工役務費は MOX 基準燃料に比べ高くなると考えられる（加工可能量が 1/N となった場合、加工役務費は MOX 基準燃料に比べ N 倍となる）。

一方、MA 添加 MOX 燃料では、上記に加え、線量が約 1.5 倍となる（MOX 基準燃料に対して ²⁴¹Am の存在を想定した場合）ため、加工量を 2/3 とすれば工場設備を変更せずに加工可能なようにも思えるが、加工量を 2/3 としたところで工程を流れる粉末やペレットの単位重量あたりの放射能インベントリが減少する訳ではなく、「従事者による『富化度切替の際の製造ラインのクリーニング』や『製造ライン・トラブル時の対応』における従事者被ばく」（(2)⑤節参照）が根本的に低減されることはない。したがって、MA 添加 MOX 燃料については、加工量を減らした対応は効果がないと考えられる。

(3) 環境負荷低減型 MOX 燃料加工による燃料サイクルコスト項目への影響検討

6.1.3(1)節で整理した項目について、(2)①節に示す環境負荷低減型 MOX 燃料を想定した場合の燃料サイクルコスト上影響の大きい設備に対する影響や年間加工可能量を相対的な変動量として検討整理し、燃料サイクルコスト単価への相対的影響としてまとめる。その際、年間可能量を一定に保つ場合の物量などの影響項目と工場設備を変更せず加工量を減らす場合の影響項目を区別して示すとともに、加工量を減らす場合達成可能な加工量を示す。

① 年間加工可能量を一定に保つ場合

当該検討にあたって、まず、現行の MOX 燃料工場の MOX 燃料加工事業費を表 6-10 に示す（以降の評価では、エスカレーション、金利による現在価値換算は、評価の簡単化のため、考慮していない）。ここで、MOX 基準燃料の 1 体あたりの MOX 重金属重量として柏崎刈羽 3 号機向け 8×8MOX 燃料の約 131[kg]（同燃料の設置変更許可申請書の記載値を基に推定したもの）とした場合、当該値と年間加工能力 130[t-HM/y]から「年間の加工体数が 992[体/y]（注 1）」と算出され

る。この値を同工場の操業期間 40 年分に乘じ「操業期間全体の累積製造体数」としたもので、「表 6-10 の MOX 燃料加工事業費の総額」を除すことで、1 体あたりの加工役務費を推定したものが表 6-11 の約 5900 万円である。

次に、同工場の設備変更を行い、²³⁵U 残留型 MOX や MA 添加 MOX（以下、「FORSETI™（注 2）燃料」）を現行の年間加工能力 130[t-HM/y]分、加工可能とする場合を考える。この際、加工役務費のみに着目した場合、当該設備変更に伴う費用は、表 6-10 における「設備投資（初期施設）」と「廃止措置」に関し追加投資が発生するものとした。

注 1： 実際には、同工場では PWR 向け 17×17MOX 燃料も製造されることから、同加工体数は「全ての MOX 燃料が 8×8MOX である」と想定して算出した仮想的な値。

注 2： Fuel cycle Of light-water-Reactor with Surplus Enriched uranium for TRU-production Inhibition の略であり、東芝エネルギーシステムズ株式会社の登録済み商標である。

前者の投資「設備投資（初期施設）」に関しては、平成 30（2018）年度までに行われた工事（主として建屋地下部分の基礎工事）が、「FORSETI™燃料の加工に伴って改修が必要なものではない」と想定し、平成 30（2019）年度以降に発生する「設備投資（初期施設）」に対し、何倍程度の追加投資が必要か、との観点で推定を行った（表 6-12 の「FORSETI™対応に必要な追加設備投資費（⑬に対する比）」がこれにあたる）。

後者の投資「廃止措置」に関しては、表 6-10 の「廃止措置」費用 120[B JPY]が「設備投資（初期施設）」のうち、令和元（2019）年以降発生する「設備投資（初期施設）」に比例すると推定を行った（平成 30（2018）年度までに行われた建屋地下部分の基礎工事部分については、（放射性物質の汚染がないと想定されることから）「廃止措置」費用は無視しようと想定した）。

なお、表 6-10 の上記以外の項目「設備投資（その他設備投資）」および「操業費等」は、前者については設備の定期更新などで恒常的に発生するものを対象とすると考えられることから、FORSETI™燃料対応にかかわらず、発生するものと考えられ、「FORSETI™燃料対応に伴っての追加発生費用」はないものとした。また、後者の「操業費等」の主なものは運転保守費（内訳：人件費・委託費、点検保守費、消耗品費・賃借料、燃料部材費、燃料輸送費）（参考文献[7]参照）であり、これらは「FORSETI™燃料対応の有無」に対する依存性は小さいとして、「FORSETI 燃料対応に伴っての追加発生費用」はないものとした。

以上の「FORSETI™燃料対応に伴っての追加発生費用」に加え、当該対応を行う期間、同工場を停止することによる機会損失（表 6-10 の MOX 燃料加工事業費の総額を年間あたりに換算したものに、同工場停止期間を乗じたものを当該損失費用とした）を加味し、FORSETI™燃料の同工場での累積製造体数で除し、表 6-11 の「MOX 基準燃料の加工役務費」に加算したものを FORSETI 燃料の加工役務費の推定（1 体あたりの MOX 重金属重量を 8×8MOX と同じとして算出）した。

表 6-12 の例では、極端なケースとして「平成 30（2018）年度までに行われた建屋地下部分の基礎工事以外の設備は、全撤去した上で、新規設置（当該費用自体は現行計画のものと同程度の費用と仮定）」を想定したものであるが、その場合、加工役務費は MOX 基準燃料に比べ約 2 倍と

なる。実際には、比較的規模の大きい改造工事が必要な主要設備は焼結炉程度であり、機会損失が主要な追加発生費用と想定すると、加工役務費は MOX 基準燃料に比べ約 1.1 倍となった（表 6-13 参照）。

② 工場設備を変更せず加工量を減らす場合

当該ケースに関しては、 ^{235}U 残留型 MOX の場合、表 6-8 より粉末重量(含水率管理)が MOX 基準燃料の 750kgHM 以下から 250kgHM 以下となる効果が支配的である。この場合、年間加工量は 1/3 まで低下する。これは、表 6-10 の MOX 燃料加工事業費の総額のうち、 ^{235}U 残留型 MOX 燃料を製造するキャンペーン・ウィンドー分の事業費用を 1/3 となった体数分で除すことを意味するため、加工役務費は MOX 基準燃料に比べ 3 倍となる。

MA 添加 MOX 燃料については、6.1.3(2)⑥節にて記載したとおり、従事者の被ばく量低減の観点から加工量を減らして得られる効果は少ないと考えられることから、 ^{235}U 残留型 MOX と同じ結論になると考えられる（すなわち、加工役務費は MOX 基準燃料に比べ 3 倍となる）。

6.1.4 まとめ

臨界安全と被ばくに関して 6.1.3(1)①節に示す環境負荷低減型 MOX 燃料を想定した場合の燃料加工における安全性評価の課題と対応策を平成 30 年度においてすでに検討した結果に基づいて検討、整理した。具体的には、核的制限値の観点から、 ^{235}U 残留型 MOX および MA 添加 MOX は、MOX 基準燃料に比べて取扱量が 1/3 となった。一方、外部被ばくの観点からは、MA 添加 MOX 燃料の線量は、「MOX 基準燃料」において存在が想定される ^{241}Am を加味した場合、線量の増加は約 1.5 倍程度と考えられる。

次に、MOX 燃料加工施設における燃料サイクルコスト単価に対して影響の大きい項目のうち、環境負荷低減型 MOX 燃料導入による影響が大きい項目を抽出整理した。具体的には、年間加工可能量を一定に保つ場合、臨界対策の強化の観点から焼結炉一式を更新する対応が追加投資費用の観点で影響がある項目として抽出整理された。一方、工場設備を変更せず加工量を減らす場合、 ^{235}U 残留型 MOX 燃料を製造するキャンペーン・ウィンドー分の事業費用を、加工可能量を減じた体数分で除すことを意味するため、加工可能量の減少分に逆比例する形で加工役務費は MOX 基準燃料に比べ高くなると考えられる。

最後に、6.1.3(1)節で整理した項目について、6.1.3(1)②節に示す環境負荷低減型 MOX 燃料を想定した場合の燃料サイクルコスト上影響の大きい設備に対する影響や年間加工可能量を相対的な変動量として検討整理し、燃料サイクルコスト単価への相対的影響としてまとめた。具体的には、年間加工可能量を一定に保つ場合、加工役務費は極端な想定ケースで約 2 倍、現実的なケースで約 1.1 倍となった。一方、工場設備を変更せず加工量を減らす場合、加工役務費は MOX 基準燃料に比べ 3 倍程度になると考えられる。

6.1.5 参考文献

[1] 原子燃料工業株式会社、「環境負荷低減型 MOX 燃料加工時の加工施設成立性および物量影響の検討 成果報告書」, RET-8812 (平成 31 年 1 月)。

- [2] 日本原燃株式会社, 「MOX 燃料加工施設における臨界事故への具体的対処と有効性評価」, 第 257 回核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料 2-3 (平成 31 年 1 月 28 日).
http://www2.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tekigousei/nuclear_facilities/201901280121.html
<http://www2.nsr.go.jp/data/000259850.pdf>
- [3] 日本原燃株式会社, 「第 40 期 (自 2018 年 4 月 1 日 至 2019 年 3 月 31 日) 会社概況書」 (令和元 (2019) 年 7 月). <https://www.jnfl.co.jp/ja/company/finance/file/40.pdf>
- [4] 使用済燃料再処理機構, 「再処理等の事業費について」 (令和元 (2019) 年 6 月 18 日).
http://www.nuro.or.jp/pdf/20161125_03.pdf
- [5] 原子力規制庁, 「日本原燃株式会社 MOX 燃料加工施設における工事の施工状況に関する面談」 (令和元年 07 月 25 日).
<https://www2.nsr.go.jp/disclosure/meeting/FAB/201907.html>
<https://www2.nsr.go.jp/data/000279440.pdf>
<https://www2.nsr.go.jp/data/000279439.pdf>
- [6] 日本原燃株式会社, 「再処理事業等の概要」 (平成 28 (2016) 年 11 月 25 日).
http://www.nuro.or.jp/pdf/20161125_03.pdf
- [7] 電気事業連合会, 「MOX 燃料加工事業費用について」 (平成 16 年 1 月).
https://www.fepc.or.jp/smp/about_us/pr/sonota/_icsFiles/afieldfile/2008/09/04/0103.pdf
- [8] 社団法人日本原子力学会, 「放射線遮へい計算のための線量換算係数 : 2004」 (平成 16 (2004) 年 12 月).

表 6-1 MOX 基準燃料の仕様

項目	内容
燃料体形状	9x9 燃料 (STEP3B)
Pu 富化度	18%以下
Pu 同位体組成	²⁴⁰ Pu 含有率 17%以上
MOX 母材中 ²³⁵ U 含有率	1.6wt%以下
ウランペレット中 ²³⁵ U 含有率	5wt%以下
MA 濃度	0.0wt%

表 6-2 ²³⁵U 残留型ウラン燃料取出組成使用 MOX 燃料の仕様

項目	内容
燃料体形状	高減速型 9x9 燃料 (燃料棒本数を約 2 割減)
Pu 富化度	18%以下
Pu 同位体組成	²³⁹ Pu 含有率 80% ²⁴⁰ Pu 含有率 上記を考慮して配分
MOX 母材中 ²³⁵ U 含有率	10wt%
ウランペレット中 ²³⁵ U 含有率	10wt%
MA 濃度	0.0wt%

表 6-3 MA 添加 MOX 燃料（軽水炉 MOX リサイクル用）の仕様

項目	内容
燃料体形状	高減速型 9x9 燃料 (燃料棒本数を約 2 割減)
Pu 富化度	18%以下
Pu 同位体組成	²³⁹ Pu 含有率 80% ²⁴⁰ Pu 含有率 上記を考慮して配分
MOX 母材中 ²³⁵ U 含有率	10wt%
ウランペレット中 ²³⁵ U 含有率	10wt%
MA 濃度	サイクル諸量の検討結果を反映

表 6-4 UO₂ 基準燃料の仕様

項目	内容
燃料体形状	9x9 燃料 (STEP3B)
ウランペレット中 ²³⁵ U 含有率	5wt%

表 6-5 ²³⁵U 残留型 UO₂ 燃料

項目	内容
燃料体形状	高減速型 9x9 燃料 (燃料棒本数を約 2 割減)
ウランペレット中 ²³⁵ U 含有率	10wt%

表 6-6 臨界安全評価で使用する評価条件

項目	単位	MOX 基準 燃料	²³⁵ U 残留型 MOX	MA 添加 MOX	UO ₂ 基準 燃料	²³⁵ U 残留型 UO ₂
Pu 富化度	重量%	18	18		なし	なし
Pu 中の ²³⁹ Pu 割合	重量%	71	80		なし	なし
Pu 中の ²⁴⁰ Pu 割合	重量%	17	0		なし	なし
Pu 中の ²⁴¹ Pu 割合	重量%	12	20		なし	なし
MOX 母材中の ²³⁵ U 割合	重量%	1.6	10		なし	なし
酸化ウラン中の ²³⁵ U 割合	重量%	5	10		5	10
MA 濃度	重量%	なし	なし		なし	なし

表 6-7 被ばく評価で使用する評価条件

項目	単位	MOX 基準 燃料	²³⁵ U 残留型 MOX	MA 添加 MOX ^{※1}	UO ₂ 基準 燃料	²³⁵ U 残留型 UO ₂
Pu 富化度	重量%	18	18	18	なし	なし
Pu 中の ²³⁹ Pu 割合	重量%	71	80	80	なし	なし
Pu 中の ²⁴⁰ Pu 割合	重量%	17	0	0	なし	なし
Pu 中の ²⁴¹ Pu 割合	重量%	12	20	20	なし	なし
MOX 母材中の ²³⁵ U 割合	重量%	1.6	10	10	なし	なし
酸化ウラン中の ²³⁵ U 割合	重量%	5	10	10	5	10
MA 濃度 (²³⁷ Np)				0.6 (5 ^{※2})	なし	なし
MA 濃度 (²⁴¹ Am)	重量%	なし	なし	0.6 (5 ^{※2})		
MA 濃度 (²⁴⁴ Cm)				0.6 (5 ^{※2})		

※1：MA 添加 MOX 燃料は MA を 1.8wt%、MA 以外を 98.2wt%として上記の配分を用いる

※2：カッコ内は平成 30 年度における検討の評価条件

表 6-8 環境負荷低減型燃料が安全評価に及ぼす影響

項目		MOX 基準 燃料	²³⁵ U 残留型 MOX	MA 添加 MOX	UO ₂ 基準 燃料	²³⁵ U 残留型 UO ₂
量) 臨界安全評価(臨界に達するおそれのない	粉末重量 (含水率管理)	750kgHM 以下	250kgHM 以下		2000kgHM 以下	1000kgHM 以下
	粉末重量(含 水率管理なし)	24kgHM 以下	9kgHM 以下		28kgHM 以下	15kgHM 以下
	配列ペレット 平板厚さ	7.5cm 以下	5.0cm 以下		9.5cm 以下	7.0cm 以下
	燃料棒本数	42本 以下	30本 以下		100本 以下	56本 以下
	2つの集合体 間面間距離	制限 なし	20cm 以上		制限 なし	5cm 以上
被ばく評価	線源強度増加 率	基準	約 1.5 倍	約 60 倍 注 1	基準	約 1.3 倍
	γ線エネルギー スペクトル	基準	変化は 小さい	高エネルギー 一側で増加 注 2	基準	ほぼ変化 なし

注 1：当該値については、線量換算係数を基に算出した線量での比較。なお、MOX 基準燃料において存在が想定される ²⁴¹Am を想定した場合、「約 60 倍」は「約 1.5 倍」程度となる（詳細は 6.1.3(1)④節参照）。

注 2：²⁴²Cm によるもの。なお、MA 添加により、有意な中性子線被ばくの寄与あり（詳細 6.1.3(1)④節参照）。

表 6-9 コスト構成因子の抽出

項目		対応設備	²³⁵ U 残留型 MOX	MA 添加 MOX
臨界対策	粉末重量 (含水率管理)	粉末缶	小	
		粉末投入装置	小	
		粉末混合装置	中	
	粉末重量 (含水率管理なし)	(該当設備なしと推定)	—	
	配列ペレット 平板厚さ	ペレット搬送装置 および搬送ボード	中	
		焼結炉	大	
		ペレット編成装置	中	
燃料棒 本数	燃料棒貯蔵棚	中		
2つの 集合体間 面間距離	集合体取扱設備 (集合体搬送設備および集合体貯蔵室)	小		
遮へい対策	MOX 燃料加工施設の地上部分	—	中	

大：比較的、大きな設備投資追加費用の発生あり

中：有意な設備投資追加費用の発生あり

小：有意な設備投資追加費用の発生なし

表 6-10 現行の MOX 燃料加工事業費

項目		備考
①設備投資（初期施設）	390.9[B JPY]	参考文献[3]参照
②①のうち、支出済み（注1）	191.314[B JPY]	参考文献[3]参照
③設備投資（その他設備投資）	280[B JPY]	参考文献[4]参照
④操業費等	1540[B JPY]	参考文献[4]参照
⑤廃止措置	120[B JPY]	参考文献[4]参照
⑥計	2330.9[B JPY]	⑥=①+③+④+⑤

B JPY = 10 億円

表 6-11 MOX 基準燃料の加工役務費の推定（8×8MOX 換算）

項目		備考
⑦加工能力	130[t-HM/y]	参考文献[3]参照
⑧操業期間	40[y]	注2
⑨8×8MOX MOX 重金属重量	約 131[kg/体]	注3
⑩年間製造体数（8×8MOX 換算）	992[体/y]	⑩=⑦×1000÷⑨
⑪加工役務費（8×8MOX 換算）	59[M JPY/体]	⑪=⑥×1000÷(⑧×⑩)

M JPY = 100 万円

表 6-12 極端なケースの加工役務費の推定（8×8MOX 換算）

項目		備考
⑫FORSETI™を MOX 燃料工場で製造する期間	20[y]	
⑬年間に FORSETI™燃料を製造する割合	50%	
⑭令和元（2019）年以降の設備投資（初期施設）	199.6[B JPY]	⑭=①-②
⑮FORSETI™対応に必要な追加設備投資費（⑭に対する比）（注1）	1[-]	
⑯FORSETI™対応に必要な追加設備投資費	199.6[B JPY]	⑯=⑭×⑮
⑰FORSETI™対応に必要な追加廃止措置費	120[B JPY]	⑰=⑤×（⑯÷⑭）
⑱FORSETI™対応の工事のため工場を停止している期間	4[y]	
⑲上記停止期間中の機会損失	233[B JPY]	⑲=⑱×（⑥÷⑧）
⑳加工役務費（8×8MOX 換算）	114.4[M JPY/体]	⑳=⑪ +（⑯ + ⑰ + ⑲） ×1000/（⑩×⑫×⑬）
㉑FORSETI™燃料加工役務費増加率	95%	㉑=⑳÷⑪ - 1

注1：参考文献[5]によれば、当該面談時点で「岩盤保護を目的とした置換コンクリー打設工事」までが完了している。少なくとも、当該工事までは、FORSETI™対応の有無は影響を受けないものとし、令和元（2019）年度以降の設備投資からFORSETI™対応の有無が影響を与え始めるとした。

注2：参考文献[6]には、再処理事業の操業期間として40年との記載があり、MOX燃料加工事業の操業期間として、これに倣った。

注3：本重量は、柏崎刈羽3号機の8×8MOX燃料に関する設置変更許可申請書の記載値を基に推定したもの。

表 6-13 現実的ケースの加工役務費の推定（8×8MOX 換算）

項目		備考
⑫FORSETI™を MOX 燃料工場で製造する期間	20[y]	
⑬年間に FORSETI™燃料を製造する割合	50%	
⑭令和元（2019）年以降の設備投資（初期施設）	199.6[B JPY]	⑭=①-②
⑮FORSETI™対応に必要な追加設備投資費（⑭に対する比）（注 1）	0.02[-]	
⑯FORSETI™対応に必要な追加設備投資費	4.0[B JPY]	⑯=⑭×⑮
⑰FORSETI™対応に必要な追加廃止措置費	2.4[B JPY]	⑰=⑤×（⑯÷⑭）
⑱FORSETI™対応の工事のため工場を停止している期間	1[y]	
⑲上記停止期間中の機会損失	58.3[B JPY]	⑲=⑱×（⑥÷⑧）
⑳加工役務費（8×8MOX 換算）	65.2[M JPY/体]	⑳=⑪ +（⑯ + ⑰ + ⑲） ×1000/（⑩×⑫×⑬）
㉑FORSETI™燃料加工役務費増加率	11%	㉑=⑳÷⑪ - 1

注 1：参考文献[5]によれば、当該面談時点で「岩盤保護を目的とした置換コンクリー打設工事」までが完了している。少なくとも、当該工事までは、FORSETI™対応の有無は影響を受けないものとし、令和元（2019）年度以降の設備投資から FORSETI™対応の有無が影響を与え始めるとした。

6.2 添付B 毒物(中性子吸収材)の添加による有害度低減

6.2.1 目的

原子力発電所から取り出された使用済燃料の中で、TRUは長期にわたって高い有害度を維持し、特に取り出し100年後においては、 ^{238}Pu などが有害度の高い核種として挙げられる。軽水炉でこれらの高次核種の生成を抑える方法としては、炉心を高減速状態にすることが考えられる。一方で、毒物を添加することで ^{238}U の共鳴吸収を抑える方法などでも、高次核種の生成を抑え、有害度を低減することが可能であると考えられる。

昨年度の検討において、 ^{162}Dy を添加した燃料を含めた複数の集合体体系の燃焼計算をMVP-BURNを用いて実施したところ、10wt%ウラン燃料と比較すると、 ^{162}Dy 入り10wt%ウラン燃料は ^{238}Pu の生成量が約38%減少し、 ^{238}Pu の生成を抑えるのに有望であることが明らかになった。

以上をふまえ、本報告書では、昨年度の評価で有望と考えられる ^{162}Dy を毒物として配置した場合での集合体体系に対し、評価に用いるイールドデータの違いによる有害度への影響を評価した。

6.2.2 評価に用いるイールドデータライブラリの作成

本章では本検討において評価に用いるイールドデータのライブラリ作成について述べる。

評価に用いるイールドデータとして、JENDLの核分裂収率データの最新版である「JENDL FP Fission Yields Data File 2011 (以下、FPY-2011)」および「東京工業大学で整備された核分裂収率 (以下、東京工業大学の収率)」の2点を使用することとした。FPY-2011 および東京工業大学の収率のライブラリ作成の際には、ORIGEN2用断面積ライブラリセットORLIBJ40の核分裂収率データ部分をそれぞれの核分裂収率で置き換えた。その際、ORLIBJ40には核分裂収率が与えられているが、FPY-2011 および東京工業大学の収率では与えられていない核種が3つ ($^{84\text{m}}\text{As}$, $^{109\text{m}}\text{Ru}$, $^{143\text{m}}\text{Xe}$) 存在する。その3核種は励起状態の核種であるため、基底状態の核種に励起状態の核種の核分裂収率が累積収率として与えられていると考え、その3核種の核分裂収率はFPY-2011と東京工業大学の収率で0とした。一方、FPY-2011 および東京工業大学の収率では核分裂収率が与えられているが、ORLIBJ40では与えられていない核種が多数ある。FPY-2011において核分裂収率が与えられているが、ORLIBJ40では与えられていない核種を親核種ごとにまとめたものを表6.2-1、東京工業大学の収率では核分裂収率が与えられているが、ORLIBJ40では与えられていない核種を表6.2-2に示す。これらの核種の中には、核分裂収率が大きく、FPの生成量に大きく影響を与える核種が存在するため、崩壊ライブラリに新たに核種を定義し、定義した核種に核分裂収率を与えた。新たに定義した核種の断面積については、0としている。半減期および分岐比については、今回イールドデータとしてFPY-2011を使用しているため、FPY-2011と整合性がとれるように整備してある崩壊データファイル「JENDL FP Decay Data File 2011 (以下、FPD-2011)」を基本的に参考とした。FPD-2011で扱われていない $^{73\text{m}2}\text{Zn}$ 、 $^{122\text{m}2}\text{Ag}$ 、 $^{131\text{m}2}\text{Te}$ については、National Nuclear Data CenterのNuDat2.7から半減期および崩壊分岐比を引用し、 $^{152\text{m}2}\text{In}$ についてはKAERIのTable of Nuclidesから引用した。

なお、今回用意したイールドデータのライブラリはORLIBJ40をベースに作成しているため、検討に使用する計算コードを昨年度まで用いていたMVP-BURNから統合化燃焼計算コードシステムSWAT4.0に変更した。

6.2.3 イールドデータの違いによる有害度への影響評価

本章では、イールドデータの違いによる有害度への影響についてまとめる。FPY-2011 および東京工業大学の収率を用いて ^{162}Dy 入り 10wt%ウラン燃料の集合体体系の燃焼計算を実施し、イールドデータの違いによる潜在的放射性毒性への影響を評価した。

6.2.3.1 では、本章の検討の計算条件を示す。6.2.3.2 では、イールドデータの違いによる影響を確認する核種の選定方法について示す。6.2.3.3 では、使用するイールドデータごとの潜在的放射性毒性の結果とそれぞれの比較について示す。

6.2.3.1 計算条件

^{162}Dy 入り 10wt%ウラン燃料の集合体体系の燃焼計算を実施した。集合体体系図を図 6.2-1、燃料集合体の条件を表 6.2-3 に示す。図 6.2-1 の全ての燃料棒の燃料領域を等体積となるように半径方向に 10 分割した。計算コードは統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0 を使用し、中性子輸送ソルバーには MVP-3.0 を用いた。燃料温度は 800K、減速材温度は 600K、ボイド率は 0%とした。計算条件を表 6.2-4 に示す。計算に用いるイールドデータは、6.2.2 で述べたように FPY-2011 および東京工業大学の収率の 2 点を使用した。

6.2.3.2 イールドデータの違いによる影響を確認する核種の選定

イールドデータの違いによる影響を確認する核種を選定するため、PWR の使用済み核燃料（燃焼度：45GWd/t、5年冷却）1トンの潜在的放射性毒性を確認した。図 6.2-2 に PWR の使用済み核燃料（燃焼度：45GWd/t、5年冷却）1トンの潜在的放射性毒性（FP 核種）を示す。図 6.2-2 より、 ^{79}Se 、 ^{87}Rb 、 ^{90}Sr 、 ^{93}Zr 、 ^{94}Nb 、 ^{98}Tc 、 ^{99}Tc 、 ^{102}Rh 、 ^{106}Ru 、 ^{107}Pd 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 $^{113\text{m}}\text{Cd}$ 、 ^{125}Sb 、 ^{126}Sn 、 $^{127\text{m}}\text{Te}$ 、 ^{129}I 、 ^{134}Cs 、 ^{135}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{144}Ce 、 ^{146}Pm 、 ^{146}Sm 、 ^{147}Pm 、 ^{147}Sm 、 ^{151}Sm 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu 、 $^{166\text{m}}\text{Ho}$ の計 29 核種について潜在的放射性毒性が高いことがわかる。本検討では、この 29 核種について着目し、異なるイールドデータを用いた場合の潜在的放射性毒性の違いを評価した。

6.2.3.3 イールドデータの違いによる潜在的放射性毒性の差異

6.2.3.1、6.2.3.2 をもとにイールドデータの違いによる有害度の差異を確認した。有害度の評価指標の一つとして「潜在的放射性毒性」が用いられている。潜在的放射性毒性は、使用済み燃料に含まれる各核種の放射能を公衆の経口摂取による被ばく線量に換算し、総和をとることで得られるが、使用済み燃料の組成から簡便に潜在的放射性毒性を算出できるように、JAEA が線量換算係数の経時変化をデータベースとしてまとめている。潜在的放射性毒性に影響のある核分裂生成物 29 核種の換算係数を表 6.2-5 に示す。

SWAT4.0 で算出した重量組成と表 6.2-5 の子孫核種を考慮した重量あたりの毒性を乗じることによって潜在的放射性毒性を計算した。燃焼度 45GWd/t 取り出し時点、取り出しから 10、100、1,000、1 万、10 万、100 万年後の各核種の潜在的放射性毒性を表 6.2-6～表 6.2-12 に示す。

FPY-2011 および東京工業大学の収率を用いた場合の 29 核種合計の潜在的放射性毒性の経時変化を図 6.2-3 に示す。なお、図 6.2-3 は燃焼度 45GWd/t 取り出し時点からの経時変化を示している。表 6.2-12 より、 ^{94}Nb 、 ^{126}Sn 、 ^{152}Eu については、FPY-2011 を用いた場合と東京工業大学の収率を用いた場合で 10%以上の差異が見られる。一方、図 6.2-3 より、FPY-2011 を用いた場合と東京工業大学の収率を用いた場合で 29 核種合計の潜在的放射性毒性の相対差は最大でも約

2.5%であり、異なるイールドデータを用いた場合でも有害度の差異は小さいことが明らかになった。

6.2.3.4 結論

昨年度の評価で ^{238}Pu の生成量を抑えるのに有望と考えられる ^{162}Dy を毒物として配置した場合での集合体体系に対し、評価に用いるイールドデータの違いによる有害度への影響を評価した。イールドデータの違いによる影響を見るため、異なるイールドデータとしてFPY-2011と東京工業大学の収率を使用した。その2つのイールドデータを用いて集合体体系で ^{162}Dy を全ての燃料棒に対して添加させた際の燃焼計算を実施し、得られた燃焼後の重量組成から潜在的放射性毒性が高い29核種について潜在的放射性毒性を算出した。この結果から、核種によっては2つの収率で10%を越える差異が見られたものの、FPY-2011を用いた場合と東京工業大学の収率を用いた場合で29核種合計の潜在的放射性毒性の相対差は最大でも約2.5%であり、異なるイールドデータを用いた場合でも有害度の差異は小さいことが明らかになった。

表 6.2-1 FPY-2011 において核分裂収率が与えられているが ORLIBJ40 では与えられていない核種

^{233}U					
$^{152m2}\text{Eu}$					
^{235}U					
^8Li	^7Be	^8Be	^9Be	^{68m}Co	^{70m}Co
^{69m}Ni	^{70m2}Cu	^{76m}Cu	^{73m}Zn	^{73m2}Zn	^{77m}Zn
^{72m}Ga	^{71m}Ge	^{98m}Rb	^{97m2}Y	^{102m}Y	^{103m}Ru
^{113m}Ru	^{112m}Rh	^{114m}Rh	^{116m}Rh	^{113m}Pd	^{115m}Pd
^{117m}Pd	^{114m}Ag	$^{116m2}\text{Ag}$	^{119m}Ag	^{122m}Ag	$^{122m2}\text{Ag}$
^{123m}Cd	^{125m}Cd	$^{116m2}\text{In}$	$^{118m2}\text{In}$	$^{120m2}\text{In}$	$^{122m2}\text{In}$
$^{125m2}\text{In}$	$^{127m2}\text{In}$	^{130m}In	$^{130m2}\text{In}$	$^{131m2}\text{In}$	^{128m}Sn
$^{124m2}\text{Sb}$	$^{126m2}\text{Sb}$	$^{131m2}\text{Te}$	^{132m}Xe	^{151m}Ce	$^{152m2}\text{Pm}$
^{153m}Sm	$^{152m2}\text{Eu}$	^{168m}Ho	^{171m}Yb		
^{239}Pu					
^8Li	^7Be	^8Be	^9Be	$^{152m2}\text{Eu}$	
^{241}Pu					
^8Li	^7Be	^8Be	^9Be	$^{116m2}\text{In}$	$^{152m2}\text{Eu}$
^{245}Cm					
^8Li	^7Be	^8Be	^9Be	$^{152m2}\text{Eu}$	
^{249}Cf					
^8Li	^7Be	^8Be	^9Be	$^{152m2}\text{Eu}$	$^{156m2}\text{Tb}$

表 6.2-2 東京工業大学において核分裂収率が与えられているが ORLIBJ40 では与えられていない核種

^8Li	^7Be	^8Be	^9Be	^{68m}Co	^{70m}Co	^{69m}Ni
^{70m2}Cu	^{76m}Cu	^{73m}Zn	^{77m}Zn	^{72m}Ga	^{71m}Ge	^{98m}Rb
^{88m}Y	^{88m2}Y	^{97m2}Y	^{102m}Y	^{103m}Ru	^{113m}Ru	^{112m}Rh
^{114m}Rh	^{116m}Rh	^{113m}Pd	^{115m}Pd	^{117m}Pd	^{114m}Ag	$^{116m2}\text{Ag}$
^{119m}Ag	^{122m}Ag	^{123m}Cd	^{125m}Cd	$^{114m2}\text{In}$	$^{116m2}\text{In}$	$^{118m2}\text{In}$
$^{120m2}\text{In}$	$^{122m2}\text{In}$	$^{127m2}\text{In}$	$^{129m2}\text{In}$	^{130m}In	$^{130m2}\text{In}$	$^{131m2}\text{In}$
^{128m}Sn	$^{122m2}\text{Sb}$	$^{124m2}\text{Sb}$	$^{126m2}\text{Sb}$	^{125m}Xe	^{132m}Xe	^{130m}Cs
^{136m}La	^{138m}Ce	^{151m}Ce	$^{152m2}\text{Pm}$	^{153m}Sm	$^{152m2}\text{Eu}$	^{155m}Gd
$^{156m2}\text{Tb}$	$^{158m2}\text{Tb}$	^{160m}Ho	^{168m}Ho	^{166m}Tm	^{169m}Yb	^{171m}Yb

表 6.2-3 燃料集合体の幾何形状

燃料棒数 [本]	74
燃料棒ピッチ [cm]	1.44
ペレット直径 [cm]	0.96
被覆管厚さ [cm]	0.071
被覆管直径 (外側) [cm]	1.12
被覆管直径 (内側) [cm]	0.978
ウォーターロッド数	2
ウォーターロッド直径 (外側) [cm]	2.49
集合体ピッチ [cm]	15.5
チャンネルボックス厚さ [cm]	0.25
チャンネルボックス幅 (外側) [cm]	13.9
チャンネルボックス幅 (内側) [cm]	13.4

表 6.2-4 計算条件

バッチ当たりのヒストリー数	1,000
バッチ数	220
捨てバッチ数	20
各ステップの総ヒストリー数	200,000

表 6.2-5 潜在的放射性毒性に影響のある核分裂生成物 29 核種の換算係数
(参考文献[7]から引用)

核種	換算係数(Sv/Bq)	子孫核種を考慮した換算係数(Sv/Bq)	子孫核種を考慮した重量当たりの毒性(Sv/g)
⁷⁹ Se	2.90E-09	2.90E-09	1.65E+00
⁸⁷ Rb	1.50E-09	1.50E-09	4.81E-06
⁹⁰ Sr	2.80E-08	3.07E-08	1.57E+05
⁹³ Zr	1.10E-09	1.21E-09	1.13E-01
⁹⁴ Nb	1.70E-09	1.70E-09	1.18E+01
⁹⁸ Tc	2.00E-09	2.00E-09	6.43E-02
⁹⁹ Tc	6.40E-10	6.40E-10	4.05E-01
¹⁰² Rh	2.60E-09	2.60E-09	5.95E+05
¹⁰⁶ Ru	7.00E-09	7.00E-09	8.54E+05
¹⁰⁷ Pd	3.70E-11	3.70E-11	7.04E-04
^{110m} Ag	2.80E-09	2.80E-09	4.93E+05
^{113m} Cd	2.30E-08	2.30E-08	1.91E+05
¹²⁵ Sb	1.10E-09	1.30E-09	5.00E+04
¹²⁶ Sn	4.70E-09	5.07E-09	5.33E+00
^{127m} Te	2.30E-09	2.47E-09	8.61E+05
¹²⁹ I	1.10E-07	1.10E-07	7.19E-01
¹³⁴ Cs	1.90E-08	1.90E-08	9.09E+05
¹³⁵ Cs	2.00E-09	2.00E-09	8.53E-02
¹³⁷ Cs	1.30E-08	1.30E-08	4.18E+04
¹⁴⁴ Ce	5.20E-09	5.25E-09	6.19E+05
¹⁴⁶ Pm	9.00E-10	9.00E-10	1.48E+04
¹⁴⁶ Sm	5.40E-08	5.40E-08	4.75E-02
¹⁴⁷ Pm	2.60E-10	2.60E-10	8.92E+03
¹⁴⁷ Sm	4.90E-08	4.90E-08	4.16E-05
¹⁵¹ Sm	9.80E-11	9.80E-11	9.54E+01
¹⁵² Eu	1.40E-09	1.40E-09	9.00E+03
¹⁵⁴ Eu	2.00E-09	2.00E-09	2.00E+04
¹⁵⁵ Eu	3.20E-10	3.20E-10	5.74E+03
^{166m} Ho	2.00E-09	2.00E-09	1.33E+02

表 6.2-6 値の大きい 29 核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性 (45Gwd/t 取出時)

核種	潜在的放射性毒性 (Sv/tHM)		相対差 (%) ((I / II - 1) × 100)
	東京工業大学の収率 (I)	FPY-2011 (II)	
⁷⁹ Se	1.03E+01	1.03E+01	-0.2
⁸⁷ Rb	1.46E-03	1.44E-03	1.6
⁹⁰ Sr	9.85E+07	1.00E+08	-1.7
⁹³ Zr	1.04E+02	1.02E+02	1.4
⁹⁴ Nb	2.70E-02	2.37E-02	14.0
⁹⁸ Tc	2.41E+00	2.42E+00	-0.3
⁹⁹ Tc	4.81E+02	4.83E+02	-0.6
¹⁰² Rh	2.51E+07	2.51E+07	0.0
¹⁰⁶ Ru	1.53E+08	1.54E+08	-0.2
¹⁰⁷ Pd	2.75E-01	2.75E-01	0.1
^{110m} Ag	7.73E+04	7.72E+04	0.2
^{113m} Cd	3.54E+04	3.35E+04	5.8
¹²⁵ Sb	5.54E+05	5.39E+05	2.7
¹²⁶ Sn	1.40E+02	1.72E+02	-18.6
^{127m} Te	9.66E+05	9.67E+05	-0.1
¹²⁹ I	1.80E+02	1.74E+02	3.4
¹³⁴ Cs	6.59E+07	6.58E+07	0.0
¹³⁵ Cs	1.17E+02	1.17E+02	-0.1
¹³⁷ Cs	6.84E+07	6.96E+07	-1.7
¹⁴⁴ Ce	1.70E+08	1.70E+08	-0.1
¹⁴⁶ Pm	6.76E+05	6.80E+05	-0.6
¹⁴⁶ Sm	1.58E+00	1.58E+00	0.1
¹⁴⁷ Pm	2.51E+06	2.51E+06	-0.1
¹⁴⁷ Sm	7.83E-03	7.86E-03	-0.4
¹⁵¹ Sm	7.46E+03	7.35E+03	1.5
¹⁵² Eu	1.38E+05	1.55E+05	-10.8
¹⁵⁴ Eu	3.73E+05	3.86E+05	-3.4
¹⁵⁵ Eu	3.58E+04	3.59E+04	-0.3
^{166m} Ho	7.06E+02	7.08E+02	-0.3

表 6.2-7 値の大きい 29 核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性 (取出 10 年後)

核種	潜在的放射性毒性 (Sv/tHM)	
	東京工業大学の収率 (I)	FPY-2011 (II)
⁷⁹ Se	1.03E+01	1.03E+01
⁸⁷ Rb	1.46E-03	1.44E-03
⁹⁰ Sr	7.74E+07	7.88E+07
⁹³ Zr	1.04E+02	1.02E+02
⁹⁴ Nb	2.70E-02	2.37E-02
⁹⁸ Tc	2.41E+00	2.42E+00
⁹⁹ Tc	4.81E+02	4.83E+02
¹⁰² Rh	1.22E+02	1.22E+02
¹⁰⁶ Ru	1.76E+05	1.76E+05
¹⁰⁷ Pd	2.75E-01	2.75E-01
^{110m} Ag	3.07E+00	3.06E+00
^{113m} Cd	2.17E+04	2.05E+04
¹²⁵ Sb	4.49E+04	4.37E+04
¹²⁶ Sn	1.40E+02	1.72E+02
^{127m} Te	7.91E-05	7.92E-05
¹²⁹ I	1.80E+02	1.74E+02
¹³⁴ Cs	2.29E+06	2.29E+06
¹³⁵ Cs	1.17E+02	1.17E+02
¹³⁷ Cs	5.43E+07	5.53E+07
¹⁴⁴ Ce	2.35E+04	2.35E+04
¹⁴⁶ Pm	1.93E+05	1.94E+05
¹⁴⁶ Sm	1.58E+00	1.58E+00
¹⁴⁷ Pm	1.79E+05	1.79E+05
¹⁴⁷ Sm	7.83E-03	7.86E-03
¹⁵¹ Sm	6.91E+03	6.81E+03
¹⁵² Eu	8.27E+04	9.27E+04
¹⁵⁴ Eu	1.67E+05	1.72E+05
¹⁵⁵ Eu	8.35E+03	8.38E+03
^{166m} Ho	7.02E+02	7.04E+02

表 6.2-8 値の大きい 29 核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性（取出 100 年後）

核種	潜在的放射性毒性 (Sv/tHM)	
	東京工業大学の収率 (I)	FPY-2011 (II)
⁷⁹ Se	1.03E+01	1.03E+01
⁸⁷ Rb	1.46E-03	1.44E-03
⁹⁰ Sr	8.86E+06	9.01E+06
⁹³ Zr	1.04E+02	1.02E+02
⁹⁴ Nb	2.69E-02	2.36E-02
⁹⁸ Tc	2.41E+00	2.42E+00
⁹⁹ Tc	4.80E+02	4.83E+02
¹⁰² Rh	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁶ Ru	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁷ Pd	2.75E-01	2.75E-01
^{110m} Ag	<1.00E-10	<1.00E-10
^{113m} Cd	2.59E+02	2.45E+02
¹²⁵ Sb	6.76E-06	6.58E-06
¹²⁶ Sn	1.40E+02	1.72E+02
^{127m} Te	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁹ I	1.80E+02	1.74E+02
¹³⁴ Cs	1.73E-07	1.73E-07
¹³⁵ Cs	1.17E+02	1.17E+02
¹³⁷ Cs	6.82E+06	6.94E+06
¹⁴⁴ Ce	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Pm	2.44E+00	2.45E+00
¹⁴⁶ Sm	1.58E+00	1.58E+00
¹⁴⁷ Pm	8.42E-06	8.43E-06
¹⁴⁷ Sm	7.83E-03	7.86E-03
¹⁵¹ Sm	3.45E+03	3.40E+03
¹⁵² Eu	8.24E+02	9.24E+02
¹⁵⁴ Eu	1.17E+02	1.21E+02
¹⁵⁵ Eu	1.70E-02	1.71E-02
^{166m} Ho	6.67E+02	6.68E+02

表 6.2-9 値の大きい 29 核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性（取出 1,000 年後）

核種	潜在的放射性毒性 (Sv/tHM)	
	東京工業大学の収率 (I)	FPY-2011 (II)
⁷⁹ Se	1.03E+01	1.03E+01
⁸⁷ Rb	1.46E-03	1.44E-03
⁹⁰ Sr	3.42E-03	3.48E-03
⁹³ Zr	1.04E+02	1.02E+02
⁹⁴ Nb	2.61E-02	2.29E-02
⁹⁸ Tc	2.41E+00	2.42E+00
⁹⁹ Tc	4.79E+02	4.82E+02
¹⁰² Rh	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁶ Ru	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁷ Pd	2.75E-01	2.75E-01
^{110m} Ag	<1.00E-10	<1.00E-10
^{113m} Cd	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁵ Sb	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁶ Sn	1.39E+02	1.71E+02
^{127m} Te	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁹ I	1.80E+02	1.74E+02
¹³⁴ Cs	<1.00E-10	<1.00E-10
¹³⁵ Cs	1.17E+02	1.17E+02
¹³⁷ Cs	6.67E-03	6.79E-03
¹⁴⁴ Ce	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Sm	1.58E+00	1.58E+00
¹⁴⁷ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁷ Sm	7.83E-03	7.86E-03
¹⁵¹ Sm	3.37E+00	3.32E+00
¹⁵² Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁴ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁵ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
^{166m} Ho	3.96E+02	3.97E+02

表 6.2-10 値の大きい29核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性（取出1万年後）

核種	潜在的放射性毒性 (Sv/tHM)	
	東京工業大学の収率 (I)	FPY-2011 (II)
⁷⁹ Se	1.00E+01	1.01E+01
⁸⁷ Rb	1.46E-03	1.44E-03
⁹⁰ Sr	<1.00E-10	<1.00E-10
⁹³ Zr	1.04E+02	1.02E+02
⁹⁴ Nb	1.92E-02	1.69E-02
⁹⁸ Tc	2.41E+00	2.41E+00
⁹⁹ Tc	4.65E+02	4.68E+02
¹⁰² Rh	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁶ Ru	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁷ Pd	2.75E-01	2.75E-01
^{110m} Ag	<1.00E-10	<1.00E-10
^{113m} Cd	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁵ Sb	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁶ Sn	1.31E+02	1.61E+02
^{127m} Te	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁹ I	1.80E+02	1.74E+02
¹³⁴ Cs	<1.00E-10	<1.00E-10
¹³⁵ Cs	1.16E+02	1.16E+02
¹³⁷ Cs	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁴ Ce	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Sm	1.58E+00	1.58E+00
¹⁴⁷ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁷ Sm	7.83E-03	7.86E-03
¹⁵¹ Sm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵² Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁴ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁵ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
^{166m} Ho	2.19E+00	2.20E+00

表 6.2-11 値の大きい 29 核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性（取出 10 万年後）

核種	潜在的放射性毒性 (Sv/tHM)	
	東京工業大学の収率 (I)	FPY-2011 (II)
⁷⁹ Se	8.13E+00	8.14E+00
⁸⁷ Rb	1.46E-03	1.44E-03
⁹⁰ Sr	<1.00E-10	<1.00E-10
⁹³ Zr	9.94E+01	9.80E+01
⁹⁴ Nb	8.89E-04	7.80E-04
⁹⁸ Tc	2.37E+00	2.38E+00
⁹⁹ Tc	3.46E+02	3.48E+02
¹⁰² Rh	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁶ Ru	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁷ Pd	2.72E-01	2.72E-01
^{110m} Ag	<1.00E-10	<1.00E-10
^{113m} Cd	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁵ Sb	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁶ Sn	7.00E+01	8.60E+01
^{127m} Te	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁹ I	1.79E+02	1.73E+02
¹³⁴ Cs	<1.00E-10	<1.00E-10
¹³⁵ Cs	1.13E+02	1.13E+02
¹³⁷ Cs	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁴ Ce	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Sm	1.58E+00	1.58E+00
¹⁴⁷ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁷ Sm	7.83E-03	7.86E-03
¹⁵¹ Sm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵² Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁴ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁵ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
^{166m} Ho	<1.00E-10	<1.00E-10

表 6.2-12 値の大きい 29 核種のイールドデータごとの潜在的放射性毒性（取出 100 万年後）

核種	潜在的放射性毒性 (Sv/tHM)	
	東京工業大学の収率 (I)	FPY-2011 (II)
⁷⁹ Se	9.81E-01	9.82E-01
⁸⁷ Rb	1.46E-03	1.44E-03
⁹⁰ Sr	<1.00E-10	<1.00E-10
⁹³ Zr	6.61E+01	6.52E+01
⁹⁴ Nb	<1.00E-10	<1.00E-10
⁹⁸ Tc	2.04E+00	2.05E+00
⁹⁹ Tc	1.80E+01	1.81E+01
¹⁰² Rh	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁶ Ru	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁰⁷ Pd	2.47E-01	2.47E-01
^{110m} Ag	<1.00E-10	<1.00E-10
^{113m} Cd	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁵ Sb	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁶ Sn	1.37E-01	1.68E-01
^{127m} Te	<1.00E-10	<1.00E-10
¹²⁹ I	1.72E+02	1.66E+02
¹³⁴ Cs	<1.00E-10	<1.00E-10
¹³⁵ Cs	8.64E+01	8.64E+01
¹³⁷ Cs	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁴ Ce	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁶ Sm	1.57E+00	1.57E+00
¹⁴⁷ Pm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁴⁷ Sm	7.83E-03	7.86E-03
¹⁵¹ Sm	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵² Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁴ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
¹⁵⁵ Eu	<1.00E-10	<1.00E-10
^{166m} Ho	<1.00E-10	<1.00E-10

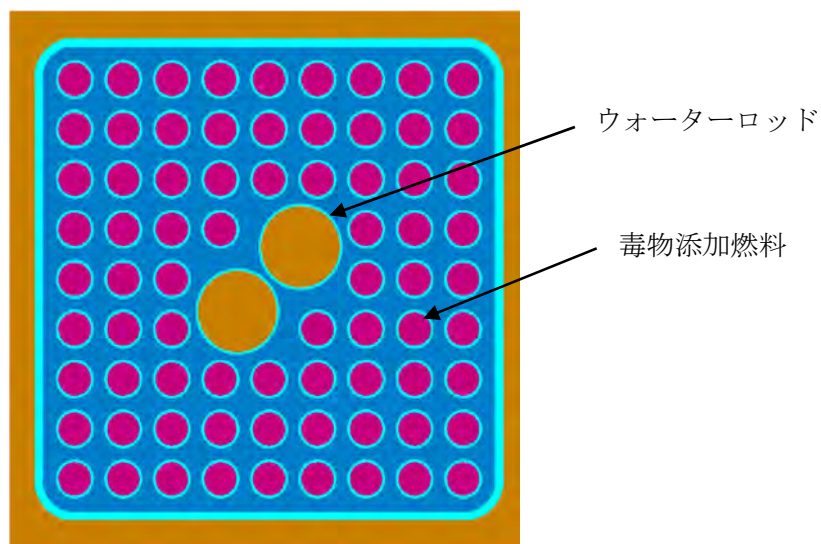


図 6.2-1 集合体体系図

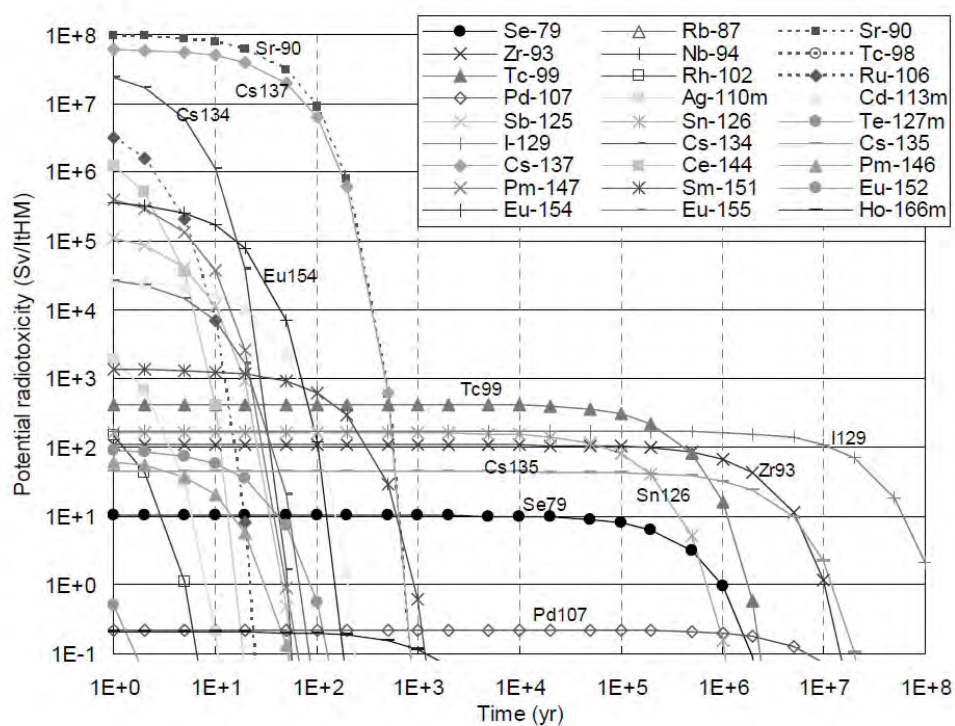


図 6.2-2 PWR 使用済核燃料(燃焼度:45GWd/t, 5年冷却)1 トンの潜在的放射性毒性 (FP 核種)
(参考文献[7]から引用)

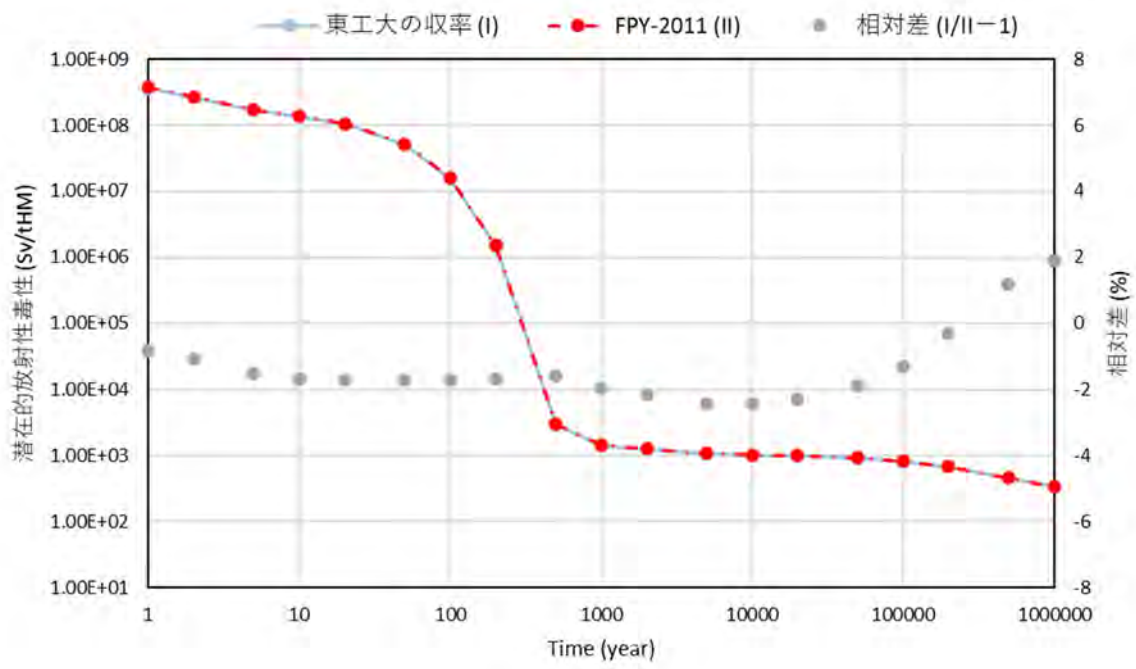


図 6.2-3 東京工業大学の収率および FPY-2011 で評価した潜在的放射性毒性の経時変化

6.3 添付C 核分裂FPイールド由来の有害度評価精度向上研究

軽水炉から取り出される使用済み燃料の有害度を低減し、廃棄物量を減容すること（以下「減容・有害度低減」という）を目的として環境負荷低減型軽水炉が検討されている。軽水炉の使用済み燃料の減容と有害度低減は、核燃料サイクル全体においてプルトニウム（Pu）蓄積量のバランスも含めて考える必要がある重要な課題である。この検討の一環として様々な核分裂核種からの核分裂生成物生成量の精度向上が必要とされている。

本研究では既設軽水炉と次世代軽水炉を対象とし、長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクル全体の最適な姿を導出することを目的とする。このために、軽水炉仕様への影響検討の一部として核分裂FPイールド由来の有害度評価精度向上研究を行うことを目的としている。

令和元年度は、平成30年度までに収集した核分裂FPイールドに関する実験データおよび核分裂理論コードの結果を統合、統計解析し、核分裂収率と誤差の最終評価を行った。平成29年度までに作成した実験値にもとづく独立収率ライブラリでは、核種毎に存在する実験値の誤差の重み付き平均を核種毎の誤差と定義していた。しかし実際には核分裂で生成される複数の原子核あるいは核子の間には核分裂系での質量数や陽子数の保存などの関係があり、誤差の間に生まれる相関を考慮して誤差を再評価することが必要である。本年度は核分裂で生成される核種間の満たすべき条件を拘束条件として、一般化最小二乗法によりデータ間の相関を取り入れた共分散行列を求め、より高精度な誤差をつけた独立収率ライブラリを作成した。

6.3.1 序論

福島での事故を経て、原子力のもたらす環境負荷低減が必要とされている。本プロジェクトではMA生成量を抑えることにより、核燃料サイクル全体としてのコストおよび放射性毒性を低減させることが計画されている。また、軽水炉の使用済み燃料の減容と有害度低減（以下「減容・有害度低減」という。）は、核燃料サイクル全体においてプルトニウム（Pu）蓄積量のバランスも含めて考える必要がある。それに伴い、核分裂生成物による毒性についての精度の高い評価が必要となる。

特に本研究では、既設軽水炉と次世代軽水炉を対象とし、長期的な減容・有害度低減目標を踏まえた我が国の核燃料サイクル全体の最適な姿を導出することを目的とし、軽水炉仕様への影響検討の一部として核分裂FPイールド由来の有害度評価精度向上研究を行うことを目的とする。

これまで、我が国では核分裂生成物の収率は、米国のENDF/B-VI [1]をほぼそのまま採用しており、本格的に評価されたことはない。実際、ごく少数の国外の専門家がライフワークとして核分裂収率の評価に取り組んできた。多大な工数のかかる作業であるため、本事業の範疇では難しいが、最新の微分および積分実験データや理論模型の知識を取り込んで改良を行うことは可能である。そのような考えのもと、本プロジェクトでは、実験データを収集し評価済みデータや種々の理論模型との比較を行い、核分裂機構の解明を視野にいれながら熱中性子核分裂収率データの高精度化を図るものである。

昨年度作成した独立収率ライブラリは遅発中性子収量、崩壊熱、PIEデータについてJENDLライブラリと同等、またはそれ以上のデータ再現性を持つ。本年度は平成30年度までに収集した

核分裂 FP イールドに関する実験データおよび核分裂理論コードの結果[2-10]を統合、統計解析し、核分裂収率と誤差の最終評価を行った。本研究ではその内容について報告する。

本報告書では、核分裂収率を以下のように定義する。核分裂収率は、基本的に個々の核種の生成割合であるが、便宜上、以下の 3 種類の核分裂収率が定義されている。核分裂生成物は、2 つ (A, Z) もしくは、3 つの記号 (A, Z, I) で表す。A, Z, I はそれぞれ、核分裂性物質の質量数、原子番号、および同位体状態 (Isomeric state, I = 0 を基底状態、I = 1, 2... を 1 番目、2 番目の励起状態) を表す。

① 一次収率 (Primary fission fragment yield) $Y_P(A, Z)$

核種 (A, Z) の一次収率 $Y_P(A, Z)$ は、1 回の核分裂で生じた核分裂片 (Fission fragment) (A, Z) の即発中性子放出前の生成確率である。

② 独立収率 (Independent fission product yield) $Y_I(A, Z)$

核種 (A, Z) の独立収率 $Y_I(A, Z)$ は、1 回の核分裂で生じた核分裂片が、即発中性子を放出した直後に独立に生成される核種 (A, Z) の生成確率であり、放射壊変と遅発中性子放出より前の段階の生成確率である。中性子放出数を ν とすると、核分裂片の質量数 A' は $A' = A + \nu$ で表される。

③ 累積収率 (Cumulative fission product yield) $Y_C(A, Z)$

核種 (A, Z) の累積収率 $Y_C(A, Z)$ は、核分裂片が即発中性子と遅発中性子を放出したあとに核種 (A, Z) が生成される確率と、崩壊により (A, Z) となる全ての先行核の独立収率の総和である。

④ 系列収率 (Chain yield)

質量数 A を有する核種の質量収率 $Y_{CHN}(A)$ は、 β 崩壊系列上の系列に属する全ての核種の独立収率の総和であり、最安定核の累積収率である。

6.3.2 核分裂収率と誤差の最終評価

令和元年度は軽水炉仕様への影響評価のうち、核分裂 FP イールド由来の有害度評価精度向上研究として、平成 30 年度までに収集した核分裂 FP イールドに関する実験データおよび核分裂理論コードの結果を統合、統計解析し、核分裂収率と誤差の最終評価を行った。

平成 29 年度までに作成した実験値にもとづく独立収率ライブラリでは、核種毎に存在する実験値の誤差の重み付き平均を核種毎の誤差と定義していた。しかし実際には核分裂で生成される複数の原子核あるいは核子の間には核分裂系での質量数や陽子数の保存などの関係があり、誤差の間に生まれる相関を考慮して誤差を再評価することが必要である。本年度は下記に示すように、核分裂で生成される核種間の満たすべき条件を拘束条件として、一般化最小二乗法によりデータ間の相関を取り入れた共分散行列を求め、より現実的な誤差をつけた独立収率ライブラリを作成した。

(1) 一般化最小二乗法による共分散行列および相関行列の求め方

一般化最小二乗法は共分散行列の非対角成分が有限の値を持つ場合の代表的な最尤推定法である。ある核分裂系における i 番目の核分裂片がある陽子数 Z_i 、質量数 A_i 、アイソマー状態数 M_i を持つときの独立収率は各成分を $Y_i(Z_i, A_i, M_i)$ とする列ベクトルで表される。このとき i は 1 から n

までの値を取るものとし、 n は該当する核分裂系で生成される核分裂片の取りうる状態数の総和である。このとき共分散行列 Σ 、感度行列 S 、拘束条件を η とすると、共分散行列は、

$$\Sigma = \begin{pmatrix} \sigma_{11} & \cdots & \sigma_{1n} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ \sigma_{n1} & \cdots & \sigma_{nn} \end{pmatrix}$$

である。このとき一般化最小二乗法で独立収率とその誤差が満たすべき次の拘束条件は

- ① 核分裂系における質量数の総数は保存する。
- ② 核分裂系における陽子数の総数は保存する。
- ③ 独立収率の規格化条件に従い、すべての独立収率の和は 2 に等しくなる。
- ④ 質量数が大きい方の核分裂片の独立収率の規格化条件に従い、核分裂系の総質量数の半分以上の質量数を持つ核分裂片の独立収率の和は 1 に等しくなる。
- ⑤ 独立収率に基づく核分裂生成物の鎖列収率が評価済み鎖列収率および関連する不確定性に矛盾しない。

である。このことから拘束条件 1~5 のときの感度行列 S および拘束条件 η は各々、

- ⑥ $S = A$ かつ $\eta = A_{CN} - \bar{v}_p - A_{LCP}$ ただし A は要素が A_i の列ベクトルであり、 A_{CN} は複合核の質量数、 \bar{v}_p は平均の即発中性子数、 A_{LCP} は放出される軽い荷電粒子の質量数とする。
- ⑦ $S = Z$ かつ $\eta = Z_{CN} - Z_{LCP}$ ただし Z は要素が Z_i の列ベクトルであり、 Z_{CN} は複合核の質量数、 Z_{LCP} は放出される軽い荷電粒子の質量数とする。
- ⑧ $S = I$ かつ $\eta = 2$ ただし I は要素がすべて 1 の列ベクトルとする。
- ⑨ $S = H$ かつ $\eta = 1$ ただし H は $i < (A_{CN} - \bar{v}_p)/2$ のとき $H_i = 0$ であり、 $i \geq (A_{CN} - \bar{v}_p)/2$ のとき $H_i = 1$ とする。
- ⑩ $S = D$ かつ $\eta = Y(A)$ ここで $Y(A)$ の値としては England-Rider [8] として知られる評価値およびそれに付随する誤差を V として用いる。また、 D に関しては JENDL/DDF-2015 [11] に採録されている Decay data に基づき、各質量数での合計および中性子放出による他の質量数へ遷移する崩壊率に基づき再現するように求めた。

となる。これらの表式を用いて独立収率 Y と共分散行列 Σ の更新値 Y' および Σ' は次のように書ける。

$$Y' = Y + \Sigma S(S^t \Sigma S + \Sigma_\eta)^{-1} (\eta - S^t Y)$$

$$\Sigma' = \Sigma - \Sigma S(S^t \Sigma S + \Sigma_\eta)^{-1} S^t \Sigma$$

一般化最小二乗法では $\chi^2 = (Y - Y')^t \Sigma^{-1} (Y - Y') + (\eta - S^t Y)^t (\Sigma_\eta)^{-1} (\eta - S^t Y)$ を最小化するべく上記の 5 つのステップを一回ずつ行いデータの更新を繰り返す。なお本研究では実験値の存在する核種については存在する実験値の持つ誤差の重み付き平均を用い、実験値の存在しない核種については同様の手法で誤差評価を行っている JEFF-3.1 ライブラリ [12] の値を共分散行列の初期値として用いている。したがって最初の共分散行列では非対角要素は全て零である。以上のような一般化最小二乗法を用いて得られた拘束条件を満足する共分散行列から、独立収率の i 番目の成分に対する最終的な誤差は $\sqrt{\sigma_{ii}}$ で与えることができる。このとき各々成分間の相関の強さは

$\rho_{ij} = \frac{\sigma_{ij}}{\sqrt{\sigma_{ii}\sigma_{jj}}}$ で表される相関係数を各要素に持つ相関行列を計算することで調べることができる。

(2) 核分裂収率間の相関の様子

本年度は前節の手法に従って共分散行列および相関行列を計算することで、核分裂収率間の相関を考慮した現実的な誤差の最終評価を行った。本節では代表的な結果について解説する。核分裂収率の誤差は共分散行列の対角成分で与えられるが、核分裂収率間でみられる関連性の強さは相関行列を調べることで分かる。図 6.3-1 では、 ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の場合の独立収率に対する相関行列を例示した。図 6.3-2 では ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の独立収率のうち、質量数 $A=102$ と $A=103$ を持つ核分裂生成物の間の相関をしめしている。いずれの場合にも非対角成分が有限の値を持つことがわかる。

(3) 核分裂収率間の相関を考慮した現実的な誤差の大きさ

前述したように核分裂収率間には非対角成分に有限の大きさの相関が広く分布することがわかった。そこで(1)の手法に従って相関共分散行列の非対角成分も考慮した誤差を求めた。その結果を図 6.3-3 および図 6.3-4 に示す。図 6.3-3 および図 6.3-4 では、 ^{235}U および ^{239}Pu 熱中性子誘起核分裂の場合に、独立収率の持つ誤差を England-Rider の誤差に対する比で評価した値を示している。緑色の×印は独立収率間の相関を考慮しない場合の誤差（つまり単に該当する核種の実験値の積み上げ誤差）の England-Rider の誤差に対する比を示しており、赤色の+印は独立収率間の相関を考慮した場合の比を示している。 ^{235}U および ^{239}Pu のいずれの場合にも、相関を考慮した場合の評価値は、今回参照した England-Rider の誤差とほぼ同等 ($C/E \approx 1$) の大きさを持つことがわかる。図 6.3-5 では、 ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の累積収率の誤差に対して、収率間の相関を考慮した場合としない場合で比較している。相関を考慮しない場合には緑の帯状に広がっていた累積収率の誤差が、相関を考慮することで陽子数が増えるにつれて非常に小さな誤差に収束して、最終的には参照データである England-Rider の誤差とほぼ同等の大きさになる様子が見取れる。

6.3.3 結論

本年度の成果をまとめると、6.3.2 節の手順で昨年度までに実験値に基づき独自に独立収率を評価した核分裂システムは $^{241, 242\text{m}}\text{Am}$, $^{249, 251}\text{Cf}$, $^{243, 245}\text{Cm}$, ^{254}Es , ^{255}Fm , ^{237}Np , $^{239-242}\text{Pu}$, $^{227, 229}\text{Th}$, $^{232-235}\text{U}$ の熱中性子誘起核分裂であり、そのすべてに実験値由来の誤差がつけられており、共分散行列の対角成分は得られている。こうして作成した独立収率に対して、令和元年度に新たに共分散の非対角成分を考慮して現実的な誤差をつけたものは $^{241, 242\text{m}}\text{Am}$, $^{249, 251}\text{Cf}$, $^{243, 245}\text{Cm}$, ^{254}Es , ^{255}Fm , $^{239-242}\text{Pu}$, $^{227, 229}\text{Th}$, $^{232-235}\text{U}$ の熱中性子誘起核分裂である。その他の核種については、拘束条件に対応する実験データが入手できないなどの問題があり、共分散行列の非対角成分を見積もることができなかった。これらの核種では、実験データの誤差を積み上げた値を共分散行列の対角成分とし、非対角成分はゼロとした。これらの誤差つき評価済み核分裂独立収率およびその共分散データは

本プロジェクトで評価した熱中性子誘起核分裂に加えて自発核分裂や高速中性子誘起核分裂の情報と併せて ENDF 形式および ORIGEN ライブラリ形式でまとめられており、次期 JENDL に採用される予定である。

6.3.4 添付 C の参考文献

- [1] C. L. Dunford, “Evaluated Nuclear Data File, ENDF/B-VI”, Nuclear Data for Science and Technology, 788–792 (1992).
- [2] N. Otuka et al., “Experimental Nuclear Reaction Data (EXFOR)”, database version of July 2015, Nuclear Data Sheets 120, 272 (2014).
; <https://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>.
- [3] K-H. Schmidt et al. “General description of fission observables: GEF model code”, Nuclear Data Sheets 131, 107–221 (2016).
- [4] J.M. Verbeke, J. Randrup, and R. Vogt. “Fission Reaction Event Yield Algorithm, FREYA—For event-by-event simulation of fission.” Computer Physics Communications 191, 178–202 (2015).
- [5] A. C. Wahl, “Systematics of Fission-Product Yields”, LA-13928 (May 2002).
- [6] A. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012).
- [7] C. Ishizuka, M.D. Usang, F.A. Ivanyuk, J.A. Maruhn, K. Nishio, S. Chiba. Four-dimensional Langevin approach to low-energy nuclear fission of ^{236}U . Phys Rev C. 96, 064616 (2017).
- [8] T.R. England and B.F. Rider, LA-UR 94 (1993) 3106.
- [9] S. Okumura, T. Kawano, P. Jaffke, P. Talou, S. Chiba., “ $^{235}\text{U}(n, f)$ Independent fission product yield and isomeric ratio calculated with the statistical Hauser-Feshbach theory.”, J. Nucl. Sci. Technol., 55, 9, 1009–1023 (2018).
- [10] J. Katakura, “JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011,” JAEA-Data/Code 2011–025 (Mar. 2012).
- [11] J. Katakura and F. Minato “JENDL Decay Data File 2015”, JAEA-Data/Code 2015–030 (Mar 2016).
- [12] A. Koning, R. Forrest, M. Kellett, R. Mills, H. Henriksson, Y. Rugama, “The JEFF–3.1 Nuclear Data Library”, JEFF report 21, OECD (2006).

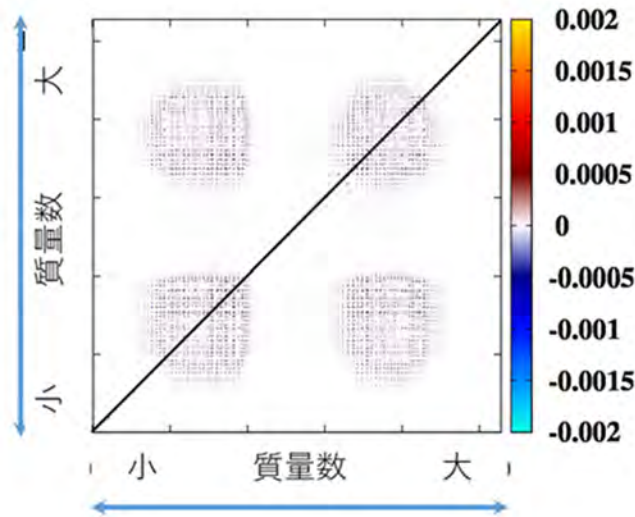


図 6.3-1 ^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率に対する相関行列の様子

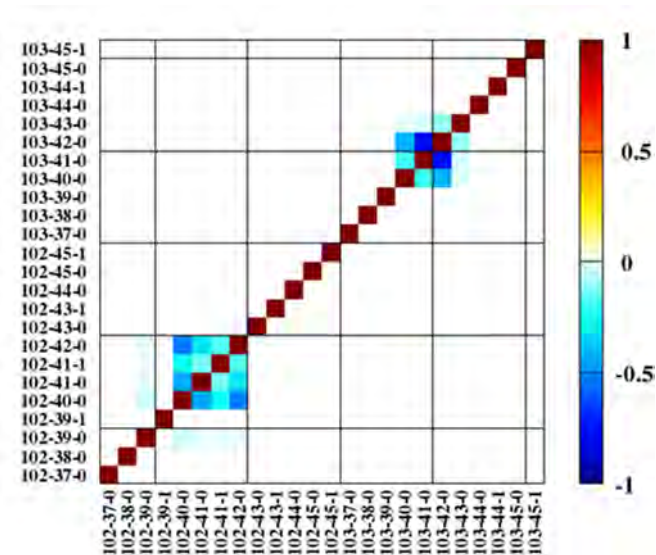


図 6.3-2 ^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率 (質量数 A=102 から A=103) の相関行列の様子

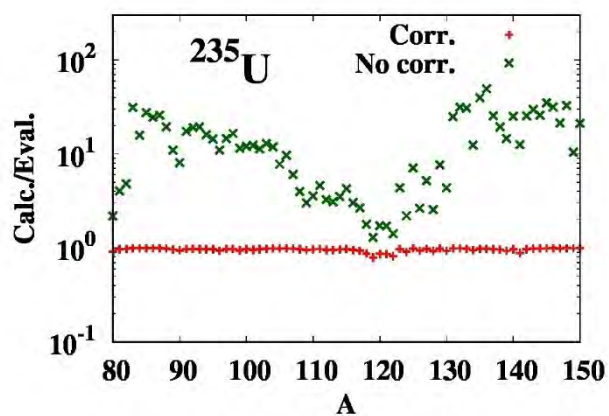


図 6.3-3 ^{235}U 熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差と England-Rider の比

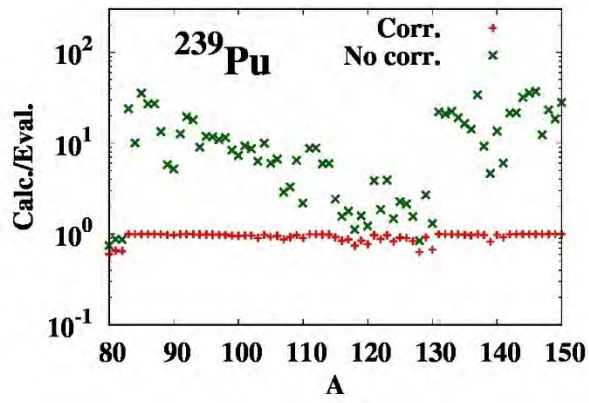


図 6.3-4 ^{239}Pu 熱中性子誘起核分裂の独立収率の誤差と England-Rider の比

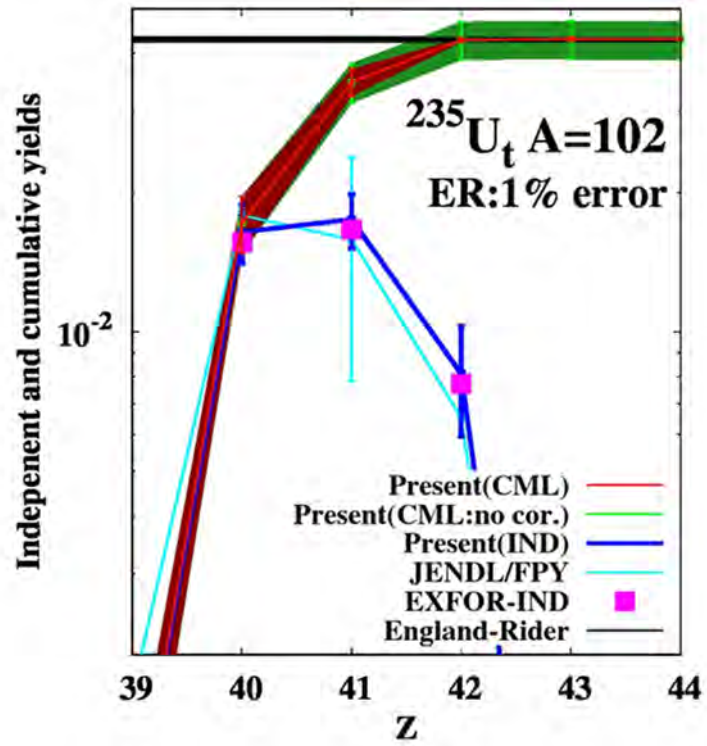


図 6.3-5 ^{235}U 熱中性子誘起核分裂の累積収率と England-Rider の実験値との比較

6.4 添付D 燃料別燃焼組成の詳細

炉型シナリオを構築するにあたり、燃料別その解析条件（解析コード、燃料炉心の仕様）と燃焼（燃焼前後）組成とまとめた。

6.4.1 解析コードと炉心・燃料の仕様

燃焼解析（モンテカルロ解析）は日本原子力研究開発機構（JAEA）で開発された MVP-BURN、JENDL-3.3 ベースのものを用いた。

崩壊・崩壊熱計算（詳細核種別崩壊解析）は米国、国立オークリッジ研究所で開発された ORIGEN2.2、核データライブラリは JENDL-3.3 ベースの ORLIBJ33 を用いた。

軽水炉の解析で用いた炉心の仕様を表 6.4-1 に、燃料と制御棒の配置を図 6.4-1 に示す。

軽水炉の解析で用いた燃料集合体の仕様を表 6.4-2 に、燃料の構成を図 6.4-2 に示す。

6.4.2 燃料別燃焼組成

燃料ごとの燃焼組成を表 6.4-3～表 6.4-7 に示す。

各表の取出後組成は MVP-BURN で解析し、取出し後は MVP-BURN で得た数密度を用いて ORIGEN2.2 による崩壊計算を行なった。さらに得られた崩壊熱が一定値（下記参照）となる時点を冷却年数として逆算して求めた。

各表はそれぞれ燃料集合体の仕様は同一とし、²³⁵U 濃縮度を変えながら燃焼度 45GWd/t になるように線形反応度モデルで Pu 富化度により反応度調整を行い燃焼解析を行なった結果を示している。

冷却年数算出に当たっては六ヶ所再処理施設の適合性審査の中で採用された新規制基準での冷却期間（ウラン燃料）が 4 年から 15 年に延長されたことを参考に、4 年（旧規制）、15 年（新規制基準）の崩壊熱を求め、6.5 章に示した方法で MOX 燃料に新規制基準の崩壊熱に当てはめて得た 1.28kW/t を用いた。

有害度は TRU 成分のみの値であり、それ以外の FP 成分などは含まない。

TRU 装荷量や消費量については添付 6.5 の記載を参照されたい。

参考文献

- 1 東芝、沸騰水型 9×9 燃料について、TLR-057 改訂 2、平成 10 年 10 月
- 2 東芝、沸騰水型原子力発電所炉心燃料格子形状、TLR-056、平成 6 年 4 月

表 6.4-1 軽水炉の炉心仕様

項目	値
熱出力(MW)	3926
電気出力(MW)	1356
原子炉圧力(MPa・a)	7.4
炉心流量(kg/h)	5.2×10^4
炉心有効長(m)	3.71
燃料集合体数(体)	872
燃料集合体仕様	別表に記載
制御棒体数(体)	205
運転期間(EFPM)	15
取出燃焼度(GWd/t)	45.0

表 6.4-2 軽水炉の燃料集合体仕様 (9×9 燃料 A 型)

項目	値	出典
配列	9×9	文献 1
燃料棒本数	74	文献 1
部分長燃料棒本数 (内数)	8	文献 1
燃料有効長(cm)	371 (部分長 216 cm)	文献 1
被覆管外径(cm)	1.12	文献 1
ウォーターロッド外径(cm)	2.49	文献 1
ペレット外径(cm)	0.96	文献 1
N-N コーナーギャップ(cm)	0.79	他の値より算出
W-W コーナーギャップ(cm)	0.79	他の値より算出
チャンネル材質名	ジルカロイ	
被覆管材質名	ジルカロイ	文献 1
ウォーターロッド本数	2	文献 1
集合体ピッチ(cm)	15.5	文献 2
被覆管ピッチ	1.44	文献 1
チャンネルボックス厚(cm)	0.25	設定値
被覆管肉厚(cm)	0.071	文献 1
チャンネル内幅(cm)	13.41	文献 2
濃縮度 (wt%)	3.8	15EFPM 用
取出燃焼度 (GWd/ t)	45	設定値
H/HM	4.6	算出値

表 6.4-3 燃料別燃焼組成表（標準型 MOX 燃料の Pu 富化度変化ケース）

項目	1	2	3	4	5	6	7	8
	標準部分 MOX case7	標準部分 MOX case6	標準部分 MOX case5	標準部分 MOX case4	標準部分 MOX case3	標準部分 MOX case2	標準部分 MOX case1	標準フル MOX
集合体 HM 重量 (kg)	172	172	172	172	172	172	172	172
装荷時 U-235濃縮度	4.0%	3.42%	3.03%	2.65%	2.27%	1.89%	1.51%	1.29%
装荷時 U-235重量割合	4.04%	3.38%	2.96%	2.56%	2.17%	1.79%	1.42%	1.20%
装荷時 Pu同位体重量比	0.0046%	1.07E-02	2.17E-02	3.25E-02	4.21E-02	5.09E-02	5.94E-02	6.41E-02
装荷時 Pu同位体重量比	0.0000%	60.02%	60.02%	60.02%	60.02%	60.02%	60.02%	60.02%
装荷時 Pu重量割合	0.0028%	0.64%	1.30%	1.95%	2.53%	3.06%	3.57%	3.85%
装荷時 Pu富化度/U-235濃縮度比	0.00	0.32	0.73	1.27	1.94	2.84	4.18	5.33
装荷時 Np-237重量割合	0.00	0.00	2.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 Am-241重量割合	0.00	6.62E-05	1.34E-04	2.01E-04	2.61E-04	3.16E-04	3.68E-04	3.97E-04
装荷時 Cm-242重量割合	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 Cm-244重量割合	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 MA重量割合	0.00	6.62E-05	2.00E+00	2.01E-04	2.61E-04	3.16E-04	3.68E-04	3.97E-04
取出時 Pu重量割合	8.96E-03	1.26E-02	1.77E-02	2.38E-02	2.98E-02	3.56E-02	4.15E-02	4.49E-02
取出時 Pu同位体重量比	6.19E-01	5.37E-01	4.93E-01	4.72E-01	4.63E-01	4.61E-01	4.60E-01	4.61E-01
取出時 Pu重量割合	5.55E-03	6.76E-03	8.73E-03	1.12E-02	1.38E-02	1.64E-02	1.91E-02	2.07E-02
取出時 U-234重量割合	3.96E-06	1.07E-05	1.83E-05	2.61E-05	3.32E-05	3.97E-05	4.59E-05	4.94E-05
取出時 U-235重量割合	6.79E-03	7.45E-03	8.52E-03	8.83E-03	8.41E-03	7.53E-03	6.37E-03	5.57E-03
取出時 U-236重量割合	5.35E-03	4.36E-03	3.65E-03	3.02E-03	2.47E-03	1.98E-03	1.53E-03	1.28E-03
取出時 Pu-238重量割合	2.40E-04	4.31E-04	6.61E-04	9.07E-04	1.13E-03	1.34E-03	1.54E-03	1.65E-03
取出時 Pu-239重量割合	4.36E-03	5.02E-03	6.12E-03	7.58E-03	9.22E-03	1.10E-02	1.29E-02	1.40E-02
取出時 Pu-240重量割合	2.46E-03	3.58E-03	5.48E-03	7.87E-03	1.03E-02	1.26E-02	1.50E-02	1.63E-02
取出時 Pu-241重量割合	1.18E-03	1.74E-03	2.61E-03	3.62E-03	4.56E-03	5.43E-03	6.25E-03	6.70E-03
取出時 Pu-242重量割合	7.17E-04	1.01E-03	2.85E-03	3.77E-03	4.56E-03	5.25E-03	5.88E-03	6.24E-03
取出時 Am-241重量割合	4.77E-05	1.00E-04	1.91E-04	3.09E-04	4.29E-04	5.49E-04	6.69E-04	7.38E-04
取出時 Cm-242重量割合	1.90E-05	4.00E-05	6.40E-05	8.65E-05	1.05E-04	1.20E-04	1.33E-04	1.39E-04
取出時 Cm-244重量割合	6.01E-05	3.37E-04	4.83E-04	5.73E-04	6.30E-04	6.70E-04	7.02E-04	7.16E-04
取出時 Np-237重量割合	4.94E-04	4.40E-04	4.40E-04	3.55E-04	3.16E-04	2.80E-04	2.44E-04	2.24E-04
取出時 有害度 (アクチニド成分)	98.0	246.2	364.6	469.3	557.7	634.7	706.3	745.1
再処理までの冷却年数	15	31.8	43.8	60	76	94.4	120.1	136.3
冷却後 Pu重量割合	0.8342%	1.1156%	1.5280%	2.0046%	2.4857%	2.9614%	3.4400%	3.7179%
冷却後 Pu同位体重量比	0.59	0.48	0.42	0.39	0.38	0.37	0.37	0.38
冷却後 Pu重量割合	0.4938%	0.5396%	0.6433%	0.7785%	0.9340%	1.1040%	1.2890%	1.4018%
冷却後 U-234重量割合	0.0033%	1.15E-04	2.30E-04	4.01E-04	5.91E-04	8.07E-04	1.07E-03	0.1230%
冷却後 U-235重量割合	0.6789%	7.45E-03	8.52E-03	8.83E-03	8.41E-03	7.53E-03	6.37E-03	0.5565%
冷却後 U-236重量割合	0.5353%	0.4359%	0.3650%	0.3016%	0.2467%	0.1978%	0.1530%	0.1280%
冷却後 Pu-238重量割合	0.0230%	3.66E-04	5.14E-04	6.19E-04	6.79E-04	6.93E-04	6.48E-04	0.0611%
冷却後 Pu-239重量割合	0.4363%	5.02E-03	6.12E-03	7.58E-03	9.22E-03	1.10E-02	1.29E-02	1.4009%
冷却後 Pu-240重量割合	0.2457%	3.58E-03	5.48E-03	7.87E-03	1.03E-02	1.26E-02	1.50E-02	1.6311%
冷却後 Pu-241重量割合	0.0574%	3.76E-04	3.17E-04	2.01E-04	1.18E-04	5.77E-05	1.93E-05	0.0009%
冷却後 Pu-242重量割合	0.0717%	1.81E-03	2.85E-03	3.77E-03	4.56E-03	5.25E-03	5.88E-03	0.6239%
冷却後 Am-241重量割合	0.0647%	1.41E-03	2.37E-03	3.47E-03	4.44E-03	5.24E-03	5.87E-03	0.6161%
冷却後 Cm-242重量割合	0.0000%	6.45E-28	2.59E-36	8.57E-48	3.54E-59	2.62E-72	1.10E-90	0.0000%
冷却後 Cm-244重量割合	0.0034%	9.97E-05	9.03E-05	5.76E-05	3.43E-05	1.80E-05	7.06E-06	0.0004%
冷却後 Np-237重量割合	0.0494%	0.0440%	0.0440%	0.0355%	0.0316%	0.0280%	0.0244%	0.0224%
冷却後 有害度 (アクチニド成分)	79.9	135.2	174.1	200.8	223.0	238.4	244.4	246.3
TRU装荷量 (t/年)	0.00	0.34	0.69	1.03	1.34	1.62	1.89	2.044
TRU消費量 (t/年)	-0.30	-0.09	0.09	0.24	0.35	0.44	0.51	0.555
TRU消費割合 (%)	-2.1E+02	-26.4%	12.9%	22.7%	25.8%	26.9%	27.2%	27.1%
TRU装荷量時間効率 (t/年/冷却年数)	9.82E-05	1.07E-02	1.58E-02	1.72E-02	1.77E-02	1.72E-02	1.58E-02	0.015
TRU消費量時間効率 (t/年/冷却年数)	-2.03E-02	-2.82E-03	2.04E-03	3.92E-03	4.56E-03	4.62E-03	4.28E-03	4.071E-03
TRU消費割合時間効率	-2.1E+02	-26.4%	12.9%	22.7%	25.8%	26.9%	27.2%	27.1%

表 6.4-4 燃料別燃焼組成表 (FORSETI 型 MOX 燃料の Pu 富化度変化ケース)

項目	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
	FORSETI ウラン 10wt%	標準部分MOX case4	FORSETI 部分MOX case6	FORSETI 部分MOX case5	FORSETI 部分MOX case4	FORSETI 部分MOX case3	FORSETI 部分MOX case2	FORSETI 部分MOX case1	FORSETI フルMOX	FORSETI フルMOX (30年冷却)
集合体HW重量(kg)	172	172	172	172	172	172	172	172	172	172
装荷時 U-235濃縮度	10.00%	4.04%	3.71%	3.30%	2.89%	2.48%	2.07%	1.66%	1.26%	1.26%
装荷時 U-235重量割合	10.00%	4.04%	3.70%	3.28%	2.84%	2.42%	2.01%	1.61%	1.21%	1.21%
装荷時 Pu重量割合	0.00%	0.00%	0.38%	1.05%	1.71%	2.33%	2.91%	3.46%	3.95%	3.95%
装荷時 Pu同位体重量比	0.00%	0.00%	78.64%	78.64%	78.64%	78.64%	78.64%	78.64%	78.64%	78.64%
装荷時 Pu富化度/U-235濃縮度比	0.00%	0.00%	0.30%	0.83%	1.35%	1.83%	2.29%	2.72%	3.11%	3.11%
装荷時 Pu-237重量割合	0.00%	0.00%	0.10%	0.32%	0.60%	0.96%	1.45%	2.15%	3.27%	3.27%
装荷時 Am-241重量割合	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
装荷時 Cm-242重量割合	0.00E+00	2.01E-04	1.79E-05	4.96E-05	8.08E-05	1.10E-04	1.37E-04	1.63E-04	1.86E-04	1.86E-04
装荷時 Cm-244重量割合	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
装荷時 MA重量割合	0.00E+00	2.01E-04	1.79E-05	4.96E-05	8.08E-05	1.10E-04	1.37E-04	1.63E-04	1.86E-04	1.86E-04
取出時 Pu重量割合	8.88E-03	8.96E-03	1.01E-02	1.21E-02	1.45E-02	1.70E-02	1.96E-02	2.23E-02	2.47E-02	2.47E-02
取出時 Pu同位体重量比	7.68E-01	6.19E-01	5.85E-01	5.56E-01	5.38E-01	5.24E-01	5.18E-01	5.15E-01	5.14E-01	5.14E-01
取出時 Pu富化度	7.15E-03	5.55E-03	5.90E-03	6.73E-03	7.77E-03	8.92E-03	1.02E-02	1.15E-02	1.27E-02	1.27E-02
取出時 U-234重量割合	2.34E-04	3.99E-06	1.37E-04	1.19E-04	1.00E-04	8.06E-05	6.03E-05	3.97E-05	1.89E-05	1.89E-05
取出時 U-235重量割合	5.19E-02	6.79E-03	6.87E-03	7.32E-03	7.41E-03	7.07E-03	6.44E-03	5.56E-03	4.48E-03	4.48E-03
取出時 U-236重量割合	9.15E-03	5.35E-03	8.76E-03	7.39E-03	6.07E-03	4.81E-03	3.62E-03	2.48E-03	1.40E-03	1.40E-03
取出時 Pu-238重量割合	1.23E-04	2.40E-04	4.56E-04	5.08E-04	5.63E-04	6.13E-04	6.56E-04	6.92E-04	7.15E-04	7.15E-04
取出時 Pu-239重量割合	6.22E-03	4.36E-03	4.57E-03	5.04E-03	5.64E-03	6.34E-03	7.13E-03	8.00E-03	8.85E-03	8.85E-03
取出時 Pu-240重量割合	1.46E-03	2.46E-03	2.76E-03	3.50E-03	4.46E-03	5.51E-03	6.61E-03	7.70E-03	8.71E-03	8.71E-03
取出時 Pu-241重量割合	9.32E-04	1.18E-03	1.33E-03	1.69E-03	2.13E-03	2.58E-03	3.04E-03	3.48E-03	3.87E-03	3.87E-03
取出時 Pu-242重量割合	1.52E-04	7.17E-04	9.69E-04	1.36E-03	1.70E-03	1.97E-03	2.21E-03	2.41E-03	2.58E-03	2.58E-03
取出時 Am-241重量割合	5.52E-05	4.77E-05	6.11E-05	9.40E-05	1.35E-04	1.78E-04	2.26E-04	2.72E-04	3.16E-04	3.16E-04
取出時 Cm-242重量割合	6.95E-06	1.90E-05	2.51E-05	3.71E-05	4.96E-05	6.10E-05	7.16E-05	8.13E-05	8.96E-05	8.96E-05
取出時 Cm-244重量割合	4.14E-06	6.01E-05	1.22E-04	1.95E-04	2.45E-04	2.82E-04	3.11E-04	3.36E-04	3.60E-04	3.60E-04
取出時 Np-237重量割合	5.30E-04	4.94E-04	7.93E-04	7.19E-04	6.39E-04	5.54E-04	4.56E-04	3.49E-04	2.26E-04	2.26E-04
取出時 有害度 (アクチノイド成分)	51.8	98.0	157.5	204.5	246.7	283.7	317.3	347.7	374.3	374.3
再処理までの冷却年数	15	15	21.7	27	32	36	40.3	45	50	30
冷却後 Pu重量割合	0.8397%	0.8960%	0.9173%	1.0796%	1.2736%	1.4786%	1.6919%	1.9042%	2.1033%	2.1691%
冷却後 Pu同位体重量比	0.79	0.62	0.55	0.51	0.48	0.46	0.45	0.44	0.44	0.45
冷却後 Pu富化度	0.6669%	0.5546%	0.5042%	0.5497%	0.6096%	0.6794%	0.7570%	0.8394%	0.9199%	0.9764%
冷却後 U-234重量割合	0.0248%	0.0137%	0.0212%	2.24E-04	2.37E-04	2.47E-04	2.58E-04	2.70E-04	2.81E-04	1.88E-04
冷却後 U-235重量割合	4.9497%	0.6875%	0.6875%	0.73%	0.74%	0.71%	0.64%	0.56%	0.44E-03	4.48E-03
冷却後 U-236重量割合	0.9148%	0.5353%	0.8758%	0.7388%	0.6066%	0.4810%	0.3618%	0.2482%	0.140E-04	0.140E-04
冷却後 Pu-238重量割合	0.0116%	0.0240%	0.0406%	4.41E-04	4.76E-04	5.07E-04	5.30E-04	5.42E-04	5.42E-04	6.35E-04
冷却後 Pu-239重量割合	0.0216%	0.4363%	0.4574%	5.04E-03	5.64E-03	6.34E-03	7.13E-03	8.00E-03	8.85E-03	8.85E-03
冷却後 Pu-240重量割合	0.1460%	0.2457%	0.2757%	3.50E-03	4.46E-03	5.51E-03	6.61E-03	7.70E-03	8.71E-03	8.71E-03
冷却後 Pu-241重量割合	0.0453%	0.1183%	0.0468%	4.61E-04	4.57E-04	4.57E-04	4.36E-04	3.98E-04	3.49E-04	9.14E-04
冷却後 Pu-242重量割合	0.0152%	0.0717%	0.0969%	1.36E-03	1.70E-03	1.97E-03	2.21E-03	2.41E-03	2.58E-03	2.58E-03
冷却後 Am-241重量割合	0.0527%	0.0048%	0.0905%	1.29E-03	1.75E-03	2.22E-03	2.71E-03	3.19E-03	3.63E-03	3.18E-03
冷却後 Cm-242重量割合	0.0000%	0.0019%	0.0000%	1.65E-24	5.75E-28	9.62E-31	9.34E-34	4.54E-37	1.30E-40	2.82E-26
冷却後 Cm-244重量割合	0.0002%	0.0060%	0.0053%	6.92E-05	7.19E-05	7.09E-05	6.65E-05	6.00E-05	5.30E-05	1.14E-04
冷却後 Np-237重量割合	0.0530%	0.0494%	0.0793%	0.0719%	0.0639%	0.0554%	0.0456%	0.0349%	0.0226%	0.0226%
冷却後 有害度 (アクチノイド成分)	45.5	79.9	115.2	134.9	151.7	167.2	179.9	190.2	197.1	238.6
TRU装荷量(t/年)	0.001	0.001	0.121	0.335	0.546	0.741	0.927	1.102	1.260	1.260
TRU消費量(t/年)	-0.301	-0.304	-0.233	-0.083	0.050	0.165	0.267	0.359	0.440	0.440
TRU消費割合(%)	-2.0E+02	-20621.0%	-192.6%	-24.9%	9.2%	22.2%	28.8%	32.6%	34.9%	34.9%
TRU装荷量時間効率(t/年/冷却年数)	0.000	0.000	0.006	0.012	0.017	0.021	0.023	0.024	0.025	0.042
TRU消費量時間効率(t/年/冷却年数)	-0.020	-0.020	-0.011	-0.003	0.002	0.005	0.007	0.008	0.009	0.015
TRU消費割合時間効率	-2.0E+02	-20621.0%	-192.6%	-24.9%	9.2%	22.2%	28.8%	32.6%	34.9%	34.9%

表 6.4-5 燃料別燃焼組成表（高減速型標準 MOX 燃料の Pu 富化度変化ケース）

項目	19	20	21	22	23	24	25	26	27
	高減速 ウラン4.2wt% (10x10板井版)	高減速 MOX Pu/U比 0.05	高減速部分MOX Pu/U比 0.45	高減速部分MOX Pu/U比 0.79	高減速部分MOX Pu/U比 1.32	高減速部分MOX Pu/U比 1.79	高減速部分MOX Pu/U比 2.56	高減速部分MOX Pu/U比 3.67	高減速 フルMOX Pu/U比 4.68
集合体重量 (kg)	129	129	129	129	129	129	129	129	129
装荷時 U-235濃縮度	4.18%	4.04E-02	3.42E-02	3.03E-02	2.65E-02	2.27E-02	1.89E-02	1.51E-02	1.23E-02
装荷時 U-235重量割合	4.18%	4.03E-02	3.36E-02	2.96E-02	2.58E-02	2.17E-02	1.79E-02	1.42E-02	1.20E-02
装荷時 Pu重量割合	0.00%	2.16E-03	1.53E-02	2.41E-02	3.25E-02	4.07E-02	4.83E-02	5.53E-02	6.00E-02
装荷時 Pu同位体重量比	0.00%	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01
装荷時 Pu富化割合	0.00%	1.30E-03	9.17E-03	1.44E-02	1.95E-02	2.44E-02	2.90E-02	3.32E-02	3.60E-02
装荷時 Pu富化度/U-235濃縮度比	0.00	0.05	0.45	0.79	1.23	1.79	2.56	3.67	4.68
装荷時 Np-237重量割合	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 Am-241重量割合	0.00E+00	1.34E-05	9.46E-05	1.49E-04	2.02E-04	2.52E-04	2.99E-04	3.43E-04	3.71E-04
装荷時 Cm-242重量割合	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 Cm-244重量割合	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 MA重量割合	0.00E+00	1.34E-05	9.46E-05	1.49E-04	2.02E-04	2.52E-04	2.99E-04	3.43E-04	3.71E-04
取出時 Pu重量割合	7.65E-03	8.17E-03	1.29E-02	1.69E-02	2.14E-02	2.60E-02	3.07E-02	3.52E-02	3.84E-02
取出時 Pu同位体重量比	5.94E-01	5.66E-01	4.67E-01	4.33E-01	4.15E-01	4.07E-01	4.04E-01	4.05E-01	4.06E-01
取出時 Pu富化割合	4.55E-03	4.62E-03	6.01E-03	7.32E-03	8.87E-03	1.06E-02	1.24E-02	1.42E-02	1.56E-02
取出時 U-234重量割合	1.93E-04	3.57E-06	9.86E-06	1.45E-05	1.90E-05	2.35E-05	2.77E-05	3.16E-05	3.42E-05
取出時 U-235重量割合	6.01E-03	6.10E-03	7.41E-03	7.89E-03	7.89E-03	7.46E-03	6.70E-03	5.65E-03	4.97E-03
取出時 U-236重量割合	5.56E-03	5.32E-03	4.24E-03	3.59E-03	3.00E-03	2.47E-03	1.98E-03	1.54E-03	1.28E-03
取出時 Pu-238重量割合	1.50E-04	2.09E-04	4.26E-04	5.98E-04	7.78E-04	9.58E-04	1.13E-03	1.29E-03	1.40E-03
取出時 Pu-239重量割合	3.55E-03	3.58E-03	4.23E-03	4.86E-03	5.66E-03	6.63E-03	7.71E-03	8.84E-03	9.72E-03
取出時 Pu-240重量割合	2.29E-03	2.40E-03	4.04E-03	5.70E-03	7.61E-03	9.65E-03	1.17E-02	1.36E-02	1.50E-02
取出時 Pu-241重量割合	9.92E-04	1.04E-03	1.78E-03	2.46E-03	3.20E-03	3.97E-03	4.72E-03	5.41E-03	5.87E-03
取出時 Pu-242重量割合	6.60E-04	9.36E-04	2.39E-03	3.30E-03	4.11E-03	4.83E-03	5.48E-03	6.06E-03	6.43E-03
取出時 Am-241重量割合	3.03E-05	3.30E-05	6.89E-05	1.42E-04	2.07E-04	2.79E-04	3.54E-04	4.27E-04	4.79E-04
取出時 Cm-242重量割合	1.48E-05	1.92E-05	4.76E-05	6.78E-05	8.68E-05	1.04E-04	1.19E-04	1.32E-04	1.40E-04
取出時 Cm-244重量割合	3.24E-05	9.80E-05	3.23E-04	4.09E-04	4.71E-04	5.18E-04	5.53E-04	5.81E-04	5.95E-04
取出時 Np-237重量割合	4.35E-04	4.20E-04	3.64E-04	3.29E-04	2.95E-04	2.63E-04	2.33E-04	2.05E-04	1.87E-04
取出時 有香度 (アクチニド成分)	68.3	102.8	242.8	314.7	400.0	471.2	536.6	595.3	633.4
再処理までの冷却年数	15	16.5	31.7	39.8	51.1	63.5	76.5	91	103.6
冷却後 Pu重量割合	0.7136%	0.7587%	1.1417%	1.4657%	1.8227%	2.1938%	2.5681%	2.9281%	3.1832%
冷却後 Pu同位体重量比	0.57	0.53	0.40	0.36	0.33	0.31	0.30	0.30	0.31
冷却後 Pu富化割合	0.4037%	0.4051%	0.4618%	0.5224%	0.5837%	0.6816%	0.7828%	0.8912%	0.9761%
冷却後 U-234重量割合	2.11E-04	3.13E-05	1.14E-04	1.77E-04	3.06E-04	4.42E-04	5.94E-04	7.61E-04	8.94E-04
冷却後 U-235重量割合	6.01E-03	6.10E-03	7.41E-03	7.89E-03	7.89E-03	7.46E-03	6.70E-03	5.65E-03	4.97E-03
冷却後 U-236重量割合	5.56E-03	5.32E-03	4.24E-03	3.59E-03	3.00E-03	2.47E-03	1.98E-03	1.54E-03	1.28E-03
冷却後 Pu-238重量割合	1.46E-04	2.01E-04	3.69E-04	4.39E-04	5.78E-04	6.44E-04	6.84E-04	6.94E-04	6.80E-04
冷却後 Pu-239重量割合	3.55E-03	3.58E-03	4.23E-03	4.86E-03	5.66E-03	6.63E-03	7.71E-03	8.84E-03	9.72E-03
冷却後 Pu-240重量割合	2.29E-03	2.40E-03	4.04E-03	5.70E-03	7.61E-03	9.65E-03	1.17E-02	1.36E-02	1.50E-02
冷却後 Pu-241重量割合	4.82E-04	4.71E-04	3.86E-04	3.62E-04	2.74E-04	1.87E-04	1.19E-04	6.77E-05	4.01E-05
冷却後 Pu-242重量割合	6.60E-04	9.36E-04	2.39E-03	3.30E-03	4.11E-03	4.83E-03	5.48E-03	6.06E-03	6.43E-03
冷却後 Am-241重量割合	5.33E-04	5.96E-04	1.43E-03	2.15E-03	2.96E-03	3.77E-03	4.51E-03	5.14E-03	5.51E-03
冷却後 Cm-242重量割合	2.63E-16	2.87E-17	9.06E-28	7.58E-35	2.06E-41	3.19E-50	1.76E-59	7.88E-70	7.78E-79
冷却後 Cm-244重量割合	1.83E-05	5.21E-05	9.59E-05	8.91E-05	6.66E-05	4.55E-05	2.95E-05	1.78E-05	1.13E-05
冷却後 Np-237重量割合	4.35E-04	4.20E-04	3.64E-04	3.29E-04	2.95E-04	2.63E-04	2.33E-04	2.05E-04	1.87E-04
冷却後 有香度 (アクチニド成分)	56.8	78.0	135.3	159.5	188.9	208.5	225.4	237.5	242.6
TRU装荷量 (t/年)	0.000	0.069	0.487	0.767	1.037	1.296	1.540	1.762	1.911
TRU消費量 (t/年)	0.000	-0.210	0.051	0.197	0.322	0.429	0.520	0.597	0.643
TRU消費割合 (%)	0.000	-304.3%	10.4%	25.8%	31.1%	33.1%	33.8%	33.9%	33.7%
TRU装荷量時間効率 (t/年/冷却年数)	0.000	0.004	0.015	0.019	0.020	0.020	0.020	0.019	0.018
TRU消費量時間効率 (t/年/冷却年数)	0.000	-0.013	0.002	0.005	0.006	0.007	0.007	0.007	0.006
TRU消費割合時間効率	0.000	-304.3%	10.4%	25.8%	31.1%	33.1%	33.8%	33.9%	33.7%

表 6.4-6 燃料別燃焼組成表 (高減速 FORSETI 型 MOX の Pu 富化度変化ケース)

項目	28	29	30	31	32	33	34	35
	FORSETI 高減速 ウラン10wt%	FORSETI 高減速 部分MOX case7	FORSETI 高減速 部分MOX case6	FORSETI 高減速 部分MOX case5	FORSETI 高減速 部分MOX case4	FORSETI 高減速 部分MOX case3	FORSETI 高減速 部分MOX case2	FORSETI 高減速 フルMOX case1
集合体HM重量(kg)	129	129	129	129	129	129	129	129
装荷時 U-235濃縮度	0.10	3.71E-02	3.30E-02	2.89E-02	2.48E-02	2.07E-02	1.67E-02	1.26E-02
装荷時 U-235重量割合	0.10	3.68E-02	3.26E-02	2.83E-02	2.42E-02	2.01E-02	1.61E-02	1.21E-02
装荷時 Pu重量割合	0.00	7.55E-03	1.37E-02	1.97E-02	2.55E-02	3.08E-02	3.59E-02	4.09E-02
装荷時 Puf同位体重量比	0.33	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01
装荷時 Puf重量割合	0.00	5.94E-03	1.07E-02	1.55E-02	2.01E-02	1.55E-02	1.07E-02	3.22E-02
装荷時 Pu富化度/U-235濃縮度比	0.0	0.20	0.42	0.69	1.06	1.54	2.24	3.39
装荷時 Np-237重量割合	0.0	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 Am-241重量割合	0.0	3.51E-04	6.36E-04	9.16E-04	1.19E-03	1.43E-03	1.67E-03	1.90E-03
装荷時 Cm-242重量割合	0.0	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 Cm-244重量割合	0.0	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
装荷時 MA重量割合	0.0	3.51E-04	6.36E-04	9.16E-04	1.19E-03	1.43E-03	1.67E-03	1.90E-03
取出時 Put重量割合	7.14E-03	9.59E-03	1.15E-02	1.36E-02	1.59E-02	1.81E-02	2.04E-02	2.27E-02
取出時 Puf同位体重量比	7.87E-01	5.33E-01	5.03E-01	4.82E-01	4.69E-01	4.61E-01	4.57E-01	4.56E-01
取出時 Puf重量割合	5.62E-03	5.11E-03	5.76E-03	6.54E-03	7.44E-03	8.35E-03	9.31E-03	1.03E-02
取出時 U-234重量割合	5.03E-06	1.89E-04	1.69E-04	1.48E-04	1.27E-04	1.04E-04	8.19E-05	5.93E-05
取出時 U-235重量割合	5.09E-02	6.82E-03	6.99E-03	6.90E-03	6.55E-03	5.90E-03	5.06E-03	4.08E-03
取出時 U-236重量割合	8.80E-03	8.73E-03	7.37E-03	6.07E-03	4.82E-03	3.63E-03	2.49E-03	1.39E-03
取出時 Pu-238重量割合	8.32E-05	3.83E-04	4.28E-04	4.73E-04	5.19E-04	5.58E-04	5.92E-04	6.23E-04
取出時 Pu-239重量割合	4.88E-03	3.83E-03	4.15E-03	4.54E-03	5.02E-03	5.54E-03	6.11E-03	6.76E-03
取出時 Pu-240重量割合	1.30E-03	2.89E-03	3.68E-03	4.63E-03	5.69E-03	6.73E-03	7.78E-03	8.85E-03
取出時 Pu-241重量割合	7.39E-04	1.28E-03	1.62E-03	2.00E-03	2.42E-03	2.81E-03	3.20E-03	3.59E-03
取出時 Pu-242重量割合	1.37E-04	1.21E-03	1.59E-03	1.93E-03	2.22E-03	2.46E-03	2.68E-03	2.87E-03
取出時 Am-241重量割合	3.20E-05	4.93E-05	7.24E-05	9.99E-05	1.31E-04	1.61E-04	1.92E-04	2.24E-04
取出時 Cm-242重量割合	4.93E-06	2.84E-05	4.02E-05	5.20E-05	6.34E-05	7.37E-05	8.32E-05	9.22E-05
取出時 Cm-244重量割合	2.44E-06	1.21E-04	1.66E-04	2.00E-04	2.28E-04	2.50E-04	2.71E-04	2.88E-04
取出時 Np-237重量割合	4.34E-04	6.85E-04	6.22E-04	5.49E-04	4.71E-04	3.87E-04	2.93E-04	1.88E-04
取出時 有香度 (アクチニド成分)	38.6	145.0	180.5	213.7	245.4	273.8	300.5	325.6
再処理までの冷却年数	15	20.65	23.92	27.69	31.66	34.89	38.2	42.03
冷却後 Put重量割合	0.6756%	0.8749%	1.0318%	1.2054%	1.3913%	1.5740%	1.7576%	1.9473%
冷却後 Puf同位体重量比	0.78	0.49	0.45	0.42	0.40	0.39	0.38	0.37
冷却後 Puf重量割合	0.5243%	0.4305%	0.4658%	0.5070%	0.5548%	0.6064%	0.6618%	0.7236%
冷却後 U-234重量割合	1.48E-05	2.50E-04	2.49E-04	2.51E-04	2.55E-04	2.56E-04	2.57E-04	2.61E-04
冷却後 U-235重量割合	5.09E-02	6.82E-03	6.99E-03	6.90E-03	6.55E-03	5.90E-03	5.06E-03	4.08E-03
冷却後 U-236重量割合	8.80E-03	8.73E-03	7.37E-03	6.07E-03	4.82E-03	3.63E-03	2.49E-03	1.39E-03
冷却後 Pu-238重量割合	7.83E-05	3.50E-04	3.89E-04	4.23E-04	4.54E-04	4.80E-04	5.00E-04	5.13E-04
冷却後 Pu-239重量割合	4.88E-03	3.83E-03	4.15E-03	4.54E-03	5.02E-03	5.54E-03	6.11E-03	6.76E-03
冷却後 Pu-240重量割合	1.30E-03	2.89E-03	3.68E-03	4.63E-03	5.69E-03	6.73E-03	7.78E-03	8.85E-03
冷却後 Pu-241重量割合	3.59E-04	4.72E-04	5.11E-04	5.28E-04	5.26E-04	5.24E-04	5.08E-04	4.75E-04
冷却後 Pu-242重量割合	1.37E-04	1.21E-03	1.59E-03	1.93E-03	2.22E-03	2.46E-03	2.68E-03	2.87E-03
冷却後 Am-241重量割合	4.06E-04	8.37E-04	1.15E-03	1.53E-03	1.96E-03	2.36E-03	2.77E-03	3.19E-03
冷却後 Cm-242重量割合	8.74E-07	4.50E-05	2.88E-05	7.40E-05	1.29E-04	7.25E-05	3.47E-05	6.92E-05
冷却後 Cm-244重量割合	1.37E-06	5.48E-05	6.65E-05	6.94E-05	6.77E-05	6.58E-05	6.28E-05	5.76E-05
冷却後 Np-237重量割合	4.34E-04	6.85E-04	6.22E-04	5.49E-04	4.71E-04	3.87E-04	2.93E-04	1.88E-04
冷却後 有香度 (アクチニド成分)	38.6	106.3	124.7	140.5	154.7	167.7	179.1	188.8
TRU装荷量(t/年)	0.000	0.241	0.436	0.627	0.813	0.983	1.145	1.303
TRU消費量(t/年)	0.000	-0.093	0.042	0.166	0.279	0.378	0.469	0.555
TRU消費割合(%)	0.000	-38.7%	9.5%	26.4%	34.3%	38.5%	41.0%	42.6%
TRU装荷量時間効率(t/年/冷却年数)	0.000	0.012	0.018	0.023	0.026	0.028	0.030	0.031
TRU消費量時間効率(t/年/冷却年数)	0.000	-0.005	0.002	0.006	0.009	0.011	0.012	0.013
TRU消費割合時間効率	0.000	-38.7%	9.5%	26.4%	34.3%	38.5%	41.0%	42.6%

表 6.4-7 燃料別燃焼組成表 (FORSETI 型 MA 添加 MOX 燃料の Pu 富化度変化ケース)

項目	36	37	38	39	40	41	42
	FORSETI MA添加 部分MOX case7	FORSETI MA添加 部分MOX case6	FORSETI MA添加 部分MOX case5	FORSETI MA添加 部分MOX case4	FORSETI MA添加 部分MOX case3	FORSETI MA添加 部分MOX case2	FORSETI MA添加 部分MOX case1
集合体HM重量(kg)	172	172	172	172	172	172	172
装荷時 U-235濃縮度	3.71E-02	3.30E-02	2.89E-02	2.48E-02	2.08E-02	1.67E-02	1.27E-02
装荷時 U-235重量割合	3.68E-02	3.25E-02	2.83E-02	2.41E-02	2.00E-02	1.60E-02	1.21E-02
装荷時 Pu同位体重量比	7.97E-03	1.48E-02	2.11E-02	2.73E-02	3.32E-02	3.86E-02	4.39E-02
装荷時 Pu同位体重量比	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01	7.86E-01
装荷時 Pu重量割合	6.27E-03	1.17E-02	1.66E-02	2.15E-02	2.61E-02	3.04E-02	3.45E-02
装荷時 Pu富化度/U-235濃縮度比	0.22	0.46	0.75	1.13	1.66	2.41	3.63
装荷時 Np-237重量割合	6.68E-19	6.68E-19	6.68E-19	6.68E-19	6.68E-19	6.68E-19	6.68E-19
装荷時 Am-241重量割合	5.11E-04	9.52E-04	1.36E-03	1.75E-03	2.13E-03	2.48E-03	2.81E-03
装荷時 Cm-242重量割合	2.08E-09	3.88E-09	5.52E-09	7.15E-09	8.67E-09	1.01E-08	1.15E-08
装荷時 Cm-244重量割合	2.56E-06	4.77E-06	6.80E-06	8.80E-06	1.07E-05	1.24E-05	1.41E-05
装荷時 MA重量割合	5.14E-04	9.57E-04	1.36E-03	1.76E-03	2.14E-03	2.49E-03	2.83E-03
取出時 Pu重量割合	1.00E-02	1.25E-02	1.51E-02	1.80E-02	2.10E-02	2.39E-02	2.68E-02
取出時 Pu同位体重量比	5.22E-01	4.88E-01	4.68E-01	4.58E-01	4.53E-01	4.53E-01	4.54E-01
取出時 Pu重量割合	5.24E-03	6.11E-03	7.09E-03	8.26E-03	9.50E-03	1.08E-02	1.22E-02
取出時 U-234重量割合	1.49E-04	1.32E-04	1.13E-04	9.32E-05	7.26E-05	5.16E-05	3.03E-05
取出時 U-235重量割合	7.06E-03	7.51E-03	7.46E-03	7.14E-03	6.48E-03	5.56E-03	4.46E-03
取出時 U-236重量割合	8.69E-03	7.30E-03	5.99E-03	4.74E-03	3.55E-03	2.42E-03	1.35E-03
取出時 Pu-238重量割合	5.61E-04	7.79E-04	9.85E-04	1.19E-03	1.39E-03	1.56E-03	1.72E-03
取出時 Pu-239重量割合	3.93E-03	4.38E-03	4.92E-03	5.61E-03	6.38E-03	7.24E-03	8.16E-03
取出時 Pu-240重量割合	2.96E-03	3.92E-03	4.99E-03	6.20E-03	7.43E-03	8.63E-03	9.81E-03
取出時 Pu-241重量割合	1.31E-03	1.73E-03	2.17E-03	2.65E-03	3.12E-03	3.57E-03	4.00E-03
取出時 Pu-242重量割合	1.27E-03	1.71E-03	2.08E-03	2.39E-03	2.65E-03	2.87E-03	3.07E-03
取出時 Am-241重量割合	6.63E-05	1.21E-04	1.88E-04	2.73E-04	3.68E-04	4.69E-04	5.74E-04
取出時 Cm-242重量割合	4.79E-05	8.32E-05	1.19E-04	1.57E-04	1.93E-04	2.27E-04	2.59E-04
取出時 Cm-244重量割合	1.48E-04	2.14E-04	2.62E-04	3.01E-04	3.34E-04	3.63E-04	3.88E-04
取出時 Np-237重量割合	6.87E-04	6.22E-04	5.50E-04	4.73E-04	3.89E-04	2.96E-04	1.92E-04
取出時 有害度 (アクチニド成分)	185.2	259.6	327.1	393.7	455.5	512.8	565.8
再処理までの冷却年数	25.6	34.7	43.3	55	65.9	76.7	87.4
冷却後 Pu重量割合	8.87E-03	1.10E-02	1.32E-02	1.57E-02	1.82E-02	2.08E-02	2.33E-02
冷却後 Pu同位体重量比	0.47	0.43	0.40	0.39	0.38	0.38	0.38
冷却後 Pu重量割合	0.4172%	0.4709%	0.5325%	0.6104%	0.6969%	0.7913%	0.8916%
冷却後 U-234重量割合	2.95E-04	3.38E-04	3.77E-04	4.16E-04	4.50E-04	3.47E+01	5.03E-04
冷却後 U-235重量割合	7.06E-03	7.51E-03	7.46E-03	7.14E-03	6.48E-03	4.79E-04	4.46E-03
冷却後 U-236重量割合	8.69E-03	7.30E-03	5.99E-03	4.74E-03	3.55E-03	2.42E-03	1.35E-03
冷却後 Pu-238重量割合	4.63E-04	6.56E-04	8.41E-04	1.03E-03	1.20E-03	1.36E-03	1.51E-03
冷却後 Pu-239重量割合	3.93E-03	4.38E-03	4.92E-03	5.61E-03	6.38E-03	7.24E-03	8.16E-03
冷却後 Pu-240重量割合	2.96E-03	3.92E-03	4.99E-03	6.20E-03	7.43E-03	8.63E-03	9.81E-03
冷却後 Pu-241重量割合	2.47E-04	3.26E-04	4.09E-04	4.99E-04	5.87E-04	6.72E-04	7.52E-04
冷却後 Pu-242重量割合	1.27E-03	1.71E-03	2.08E-03	2.39E-03	2.65E-03	2.87E-03	3.07E-03
冷却後 Am-241重量割合	1.09E-03	1.47E-03	1.88E-03	2.34E-03	2.79E-03	3.24E-03	3.68E-03
冷却後 Cm-242重量割合	6.45E-05	1.12E-04	1.60E-04	2.11E-04	2.60E-04	3.06E-04	3.49E-04
冷却後 Cm-244重量割合	3.93E-05	5.66E-05	6.92E-05	7.97E-05	8.84E-05	9.61E-05	1.03E-04
冷却後 Np-237重量割合	6.87E-04	6.22E-04	5.50E-04	4.73E-04	3.89E-04	2.96E-04	1.92E-04
冷却後 有害度 (アクチニド成分)	116.5	162.1	205.7	250.4	292.6	332.0	368.8
TRU装荷量(t/年)	0.254	0.473	0.673	0.87	1.06	1.23	1.40
TRU消費量(t/年)	-0.096	0.041	0.155	0.26	0.35	0.43	0.50
TRU消費割合(%)	-37.7%	8.6%	23.1%	29.6%	33.0%	34.7%	35.8%
TRU装荷量時間効率(t/年/冷却年数)	0.010	0.014	1.55E-02	1.58E-02	1.60E-02	1.61E-02	1.60E-02
TRU消費量時間効率(t/年/冷却年数)	-0.004	0.001	3.58E-03	4.70E-03	5.29E-03	5.58E-03	5.72E-03
TRU消費割合時間効率	-37.7%	8.6%	23.1%	29.6%	33.0%	34.7%	35.8%

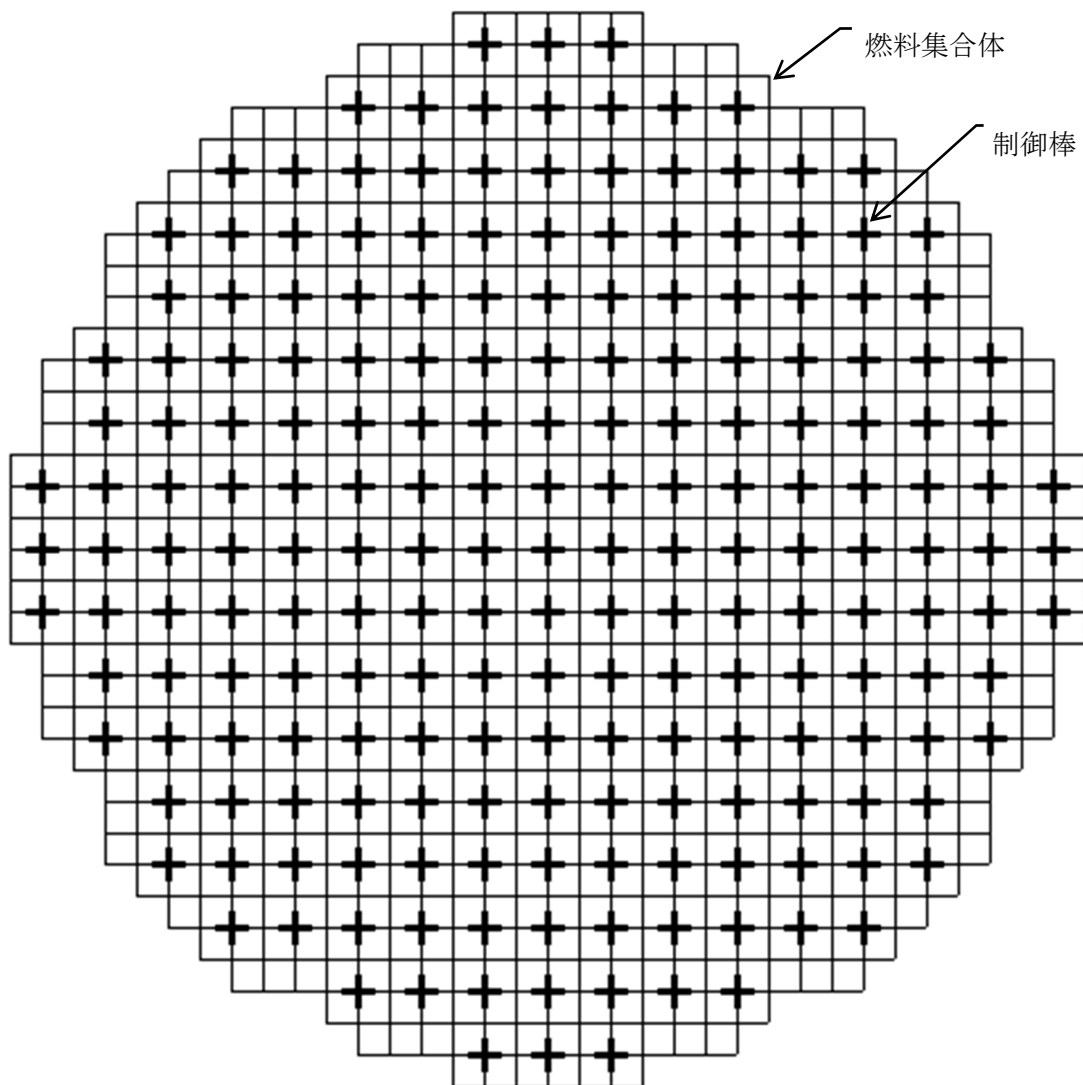


图 6.4-1 135 万 kWe 級軽水炉炉心断面図

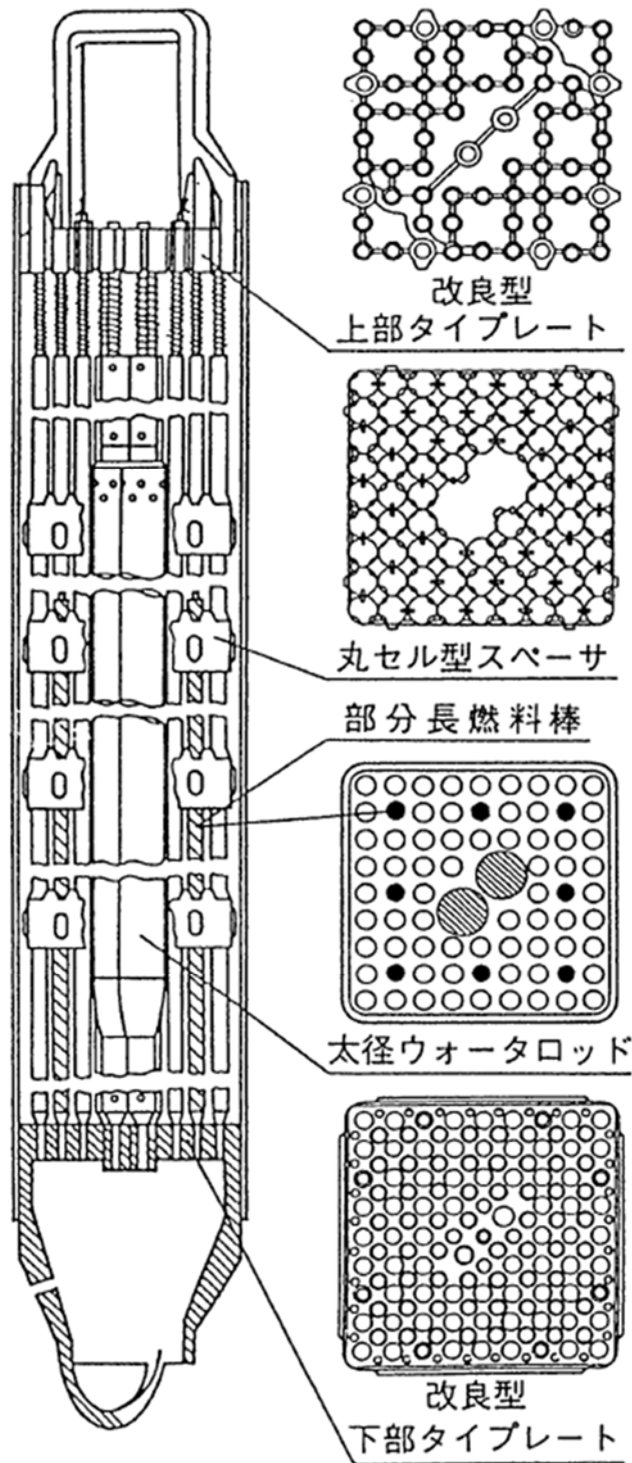


図 6.4-2 9×9 燃料 A 型燃料集合体断面 (文献 1 の図 1 より抜粋)

6.5 添付 E FORSETI™型燃料の環境負荷低減効果

6.5.1 FORSETI™型燃料の原理と放射性毒性低減および崩壊熱低減の効果

(1) FORSETI™型燃料の有害度低減の原理

FORSETI™とは Fuel cycle Of light-water-Reactor with Surplus Enriched uranium for TRU-production Inhibition の略で、軽水炉燃料集合体において、燃焼度達成に必要な ^{235}U 濃縮度を超えた濃縮度を用いることで TRU 生成を抑制するという今まで考えられてこなかった全く新しい構想による燃料構成および燃料サイクルのしくみを言う。この燃料サイクルでは FORSETI™型ウラン燃料と FORSETI™型 MOX 燃料の両方をその個々の特長を活用して組み合わせる。FORSETI™を適用した燃料サイクル概念の構成例を図 6.5-1 に示す。FORSETI™型燃料サイクルの特徴は、ウラン燃料においては ^{235}U 濃縮度を高め、MOX 燃料においては FORSETI™型ウラン使用済み燃料から抽出される Pu 比の多い良質な組成の Pu を MOX 燃料に用いる。ウラン燃料では ^{235}U 濃縮度を高めた結果、従来よりも高い濃縮度の ^{235}U が残留する。この回収 ^{235}U を次サイクルの FORSETI™ 型 MOX 燃料に添加して特性を向上させる。後述するように MOX 燃料への回収 ^{235}U 添加は使用済み MOX 燃料の再処理までの冷却期間を大幅に短縮させることができる効果がある。この点も FORSETI™型燃料サイクルの大きな特徴になっている。

以下に環境負荷特性が改善される仕組みを説明する。まずウラン燃料を用いた軽水炉での TRU 生成抑制効果の原理を説明する。図 6.5-2 に軽水炉燃料の燃焼中に生ずる TRU 核種が高次化していく経路を示す。図中の赤い核種は半減期が短く有害度が相対的に大きい核種である。高次化とは核種が中性子を吸収して高次の核種に変換されることである。もともとウラン新燃料には ^{235}U 、 ^{238}U しか含まれていないので高次化とはこれら 2 核種が出発点となって吸収反応と崩壊を繰り返して Pu やそれより上位・高次の核種に変化していくことになる。

FORSETI™型ウラン燃料では燃焼度達成に必要な ^{235}U 濃縮度を超えた濃縮度を用いることが特徴で、軽水炉燃料であれば BWR でも PWR でもよく、現行燃料でも適用でき燃焼度を増加するわけではないので被覆管も変更不要である。濃縮度増加に比例して ^{235}U の巨視的核分裂断面積 (Σf) を増加させるが核分裂熱中性子束 (ϕ) はそれに反比例的に減少する。これは ^{235}U の反応率 ($\Sigma f \phi$) が一定であるためである。 ^{239}Pu 以降の吸収反応率は ϕ に対応して減少するため、 ^{235}U を増加させるほど ^{240}Pu 以上の核種の核種での反応率が一律に低減される原理である。この中性子の反応率に関して TRU 生成が低減される仕組みを簡単に図 6.5-3 に示した。

FORSETI™型ウラン燃料では熱中性子だけでなく共鳴中性子の吸収反応の抑制も含めて考慮されている。原理としては 3.2.1 章で述べられており、共鳴吸収する可燃性毒物を添加して共鳴エネルギーの中性子束を抑制し、このエネルギーの反応率を低減するものである。本研究でそのような核種が実際に存在することが分かってきており、それら核種の有害度低減効果が検討されているが、ここでは詳細は省略する。

(2) FORSETI™型燃料の燃焼後 TRU 組成と TRU 有害度

FORSETI™型ウラン燃料(BWR 9x9 型燃料)において、燃焼度を 45GWd/t とし濃縮度を 3.8wt%、5.0 wt%、10.0 wt%、15.0 wt%、20.0 wt%と変化させた場合の取出直後のアクチニド核種の濃度を図 6.5-4～図 6.5-14 に示す。それぞれ H/HM(水素原子対重金属原子割合)を 4.69 と約 14%増加させ

た 5.34 と 2 種類について示した。これらの図からわかるように FORSETI™型ウラン燃料のアクチニド生成量の特徴は以下ようになる。

- ・ 残留 ^{235}U が ^{235}U 濃縮度の増加に対し比例的に増加
- ・ Put (全 Pu) は ^{235}U 濃縮度の増加に対し概ね比例的に減少
- ・ Puf (核分裂性 Pu) は ^{235}U 濃縮度の増加に対し濃縮度 10wt%で飽和的に増加しその後減少
- ・ Pu 同位体は ^{239}Pu 以外は ^{235}U 濃縮度の増加に対し減少
- ・ ^{237}Np は濃縮度の増加に対し概ね一定
- ・ ^{241}Am は ^{235}U 濃縮度の増加に対し濃縮度 10wt%で飽和的に増加しその後減少
- ・ ^{244}Cm は ^{235}U 濃縮度の増加に対し濃縮度 10wt%までに急激に減少

有害度が大きい核種は ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{244}Cm であり FORSETI™型ウラン燃料が有害度の低減に原理的に効果が大きいことが以上から理解できる。FORSETI™型ウラン燃料ではウラン濃縮度を過剰に添加しており、その結果 Put の生成は 10wt%で数%減少することになるが、 ^{239}Pu は 40%以上増加、Puf は 25%以上増加するため、むしろプルトニウムの組成は FORSETI™型ウラン燃料によって質、量ともに向上する。

FORSETI™型ウラン燃料(BWR 9x9 型燃料)において、ボイド率 40%で濃縮度をケースごとに ^{235}U 濃縮度を増加させて燃焼した場合の取出し直後の TRU 組成を図 6.5-15 に示す。これは(1)で説明した原理により燃焼後にウラン燃料に含まれる TRU のうち ^{239}Pu の重量割合のみが増大し、それ以外の TRU 成分はすべて減少するという結果である。 ^{239}Pu の増加は ^{235}U 濃縮度 10wt%付近で飽和し、その他の TRU 核種は一律に減少するが飽和の傾向は無いという傾向である。FORSETI™型ウラン燃料にはこのような燃焼特性があることから、Pu の同位体組成は初期の ^{235}U 濃縮度が大きいほど Puf 組成が高まる傾向となっている。例えば Puf/Pu 比は ^{235}U 濃縮度 3.8wt%で約 62%、 ^{235}U 濃縮度 10wt%で約 80%である。

TRU 有害度 (潜在的放射性毒性) を図 6.5-16 に示す。HM 重量あたりの有害度の大きい TRU 核種、 ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{244}Cm がいずれも減少することから有害度も減少する。 ^{235}U 濃縮度を 3.8wt%から 10wt%に増加させることで有害度は 54%まで減少する。このように、 ^{235}U 濃縮度増大はウラン燃料の燃焼後の有害度の TRU 成分の低減に対して大きな効果があることがわかる。

FORSETI™ 型 MOX 燃料(BWR 9x9 型燃料)において、FORSETI™型ウラン燃料(BWR 9x9 型燃料)の燃焼後 Pu 組成を使った場合の Pu 富化度 (初期の重量割合) を図 6.5-17 に示す。Pu 富化度は FORSETI™型ウラン燃料の ^{235}U 濃縮度が増加するほど低下するが、 ^{239}Pu 富化度変化はほぼ平坦で ^{239}Pu 以外の Pu (^{241}Am 含む) が減少していることがわかる。 ^{235}U 濃縮度 10wt%の場合の ^{239}Pu 以外の Pu (^{241}Am 含む) は ^{235}U 濃縮度 3.8wt%の場合に比べてほぼ半減している。この ^{239}Pu 以外の Pu 同位体重量割合の低減が次に示す TRU の有害度低減に大きく寄与する。

FORSETI™型 MOX 燃料(BWR 9x9 型燃料)において、FORSETI™のウラン燃料(BWR 9x9 型燃料)の燃焼後 Pu 組成を使った場合の有害度を図 6.5-18 に示す。 ^{235}U 濃縮度を 3.8wt%から 10wt%に増加させることで有害度はほぼ半減となる。このように FORSETI™ウラン燃料の Pu 組成を用いるだけで MOX 燃料の有害度の TRU 成分は大きく低減することができる。

(3) FORSETI™型 MOX 燃料における崩壊熱低減効果

福島第一原子力発電所事故を契機に新規制基準が制定された。その新規制基準のもとに行われている六ヶ所再処理施設における適合性審査の中で再処理前の使用済み燃料の受け入れまでの冷却期間の見直しが行われている。(参考文献：日本原燃、六ヶ所再処理施設における新規制基準に対する適合性「使用済み燃料の冷却期間の変更(15年冷却)と安全設計および安全評価への影響」令和元(2019)年12月)。例えばせん断工程前の冷却期間は4年としていたものが15年に変更された。

使用済み MOX 燃料の再処理が上記同様にこの制約を受けるとした場合、MOX 燃料の TRU 成分の崩壊熱がウラン燃料よりも一桁大きく、発熱の大きい TRU 成分の長い半減期によって必要な冷却期間が長くなり、MOX 燃料を使う燃料サイクルが成り立たなくなる懸念があった。これに対し FORSETI™型 MOX 燃料では TRU 高次化が抑制され発熱の大きい TRU 成分による崩壊熱が低減され、冷却期間が短縮される可能性があった。

そこで六ヶ所再処理施設の新規制基準での使用済み MOX 燃料の再処理までの冷却期間を見積もり、環境負荷低減型燃料サイクルで用いる FORSETI™型 MOX 燃料において満たすべき冷却特性を明らかにするため、再処理のせん断工程前までに必要な冷却期間を評価した。

まずウラン燃料を用いて冷却4年および15年の場合の崩壊熱を評価した結果を図 6.5-19、図 6.5-20 に示す。図中では標準 UO_2 と表記している。両図は同じ解析結果を横軸を変えて表示したものである。これらは代表断面に関する評価結果であるので、得られた崩壊熱はこの一連の解析の中だけの基準値として意味がある値であるが、4年冷却で 2.68kW/t、15年冷却で 1.28kW/t となった。以下に続く解析では、ここで得た崩壊熱に到達する年数を求める。解析条件は、標準ウラン燃料として燃料 9x9 燃料(標準 UO_2)、燃焼度 45Gwd/t、断面平均 ^{235}U 濃縮度は 3.8wt% である。解析コードは集合体燃焼解析を MVP BURN(核ライブラリ JENDL3.3)、崩壊評価を ORIGEN2.2 にて行った。以後の解析でも燃料タイプ、燃焼度、解析コードは同一である。

次に、基準 MOX 燃料の崩壊熱を評価した結果を図 6.5-21、図 6.5-22 に示す。ここで基準 MOX 燃料の Pu 富化度は約 6.4wt%、 $Pu_f(^{239}Pu, ^{241}Pu)$ 同位体重量比は 60.0% である。旧基準、新規制基準での冷却期間はそれぞれ約 30 年、約 136 年となっており、MOX 使用済み燃料の崩壊熱上限の基準値が約半減とされることで冷却期間は 4 倍以上に大幅に長期化してしまう。

次に、FORSETI™型 MOX 燃料の崩壊熱を評価した結果を図 6.5-23、図 6.5-24 に示す。FORSETI™型 MOX 燃料の Pu 富化度は 4.0wt%、 Pu_f 同位体重量比は 78.7% である。旧基準、新規制基準での冷却期間はそれぞれ 10 年、50 年となり、基準 MOX 燃料の冷却期間に比べて大幅に短縮され、冷却年数は 0.36 倍に短縮されている。

以上のように FORSETI™型 MOX 燃料では TRU の高次化が抑制されることによって放射性毒性が低減するだけでなく使用済み燃料の崩壊熱が低下して再処理までの貯蔵期間、冷却期間が短縮されるメリットもあることがわかった。

(4) 再処理までの冷却期間を考慮した TRU 装荷量および TRU 消費量の時間効率の考え方

前章で FORSETI™型 MOX 燃料により再処理までの冷却期間が大幅に短縮されることが示された。例として、基準 MOX 燃料の 136 年に対して FORSETI™型 MOX 燃料により 50 年まで短縮できること

が示されている。しかしながら Pu の効果的なリサイクルを考えると 1 サイクルで最短でも 50 年が必要であることは産業界の運用（例：リサイクル燃料備蓄センターの貯蔵期間上限が自治体と電力事業者間で覚書が交わされている）などを考慮すれば冷却期間 50 年でも長すぎることは明らかである。また、 ^{241}Pu の半減期が 14 年であることから 10 年オーダーでの冷却期間長期化が次サイクルの燃料で用いる分裂性 Pu 組成を大きく悪化させ Pu リサイクル性を損なうことは明らかである。

そこで、MOX 使用済み燃料の再処理までの冷却期間を合理的に短縮できる可能性があるか検討するため、基準 MOX 燃料の Pu 富化度を下げて反応度低下分を ^{235}U で補う場合の Pu 富化度と ^{235}U 濃縮度の比 (Pu/ ^{235}U 比)、冷却期間の関係を評価して TRU 装荷効率、TRU 消費効率を評価した。

まず TRU 装荷効率に関し、基準 MOX 燃料の再処理までの冷却年数、TRU 装荷量(t/年)と Pu/ ^{235}U 比の関係評価した結果を図 6.5-25 に示す。ここで、TRU 装荷量(t/年)は熱出力 3,926MW の重金属装荷重量(HM)150t の軽水炉で 15 か月運転燃焼度 45Gwd/t とする場合の年間換算取替 HM 重量 (装荷 HM 重量) 31.9t/年と Pu 富化度 (重量割合) を掛けた値であり、年間当たりの TRU 装荷量となる。この場合、TRU 装荷量は Pu 装荷量と同じである。同図に示されたように冷却期間と TRU 装荷量は Pu/ ^{235}U 比に対し、ともに右肩上がりの関係となり、冷却期間を短縮するために Pu 富化度を低下させると TRU 装荷量も同期するように低下してしまう関係にある。次に Pu/ ^{235}U 比と TRU 装荷量を冷却時間で除した TRU 装荷量時間効率との関係を図 6.5-26 に示す。Pu のリサイクルを効率よく行うためには、時間当たりに炉に装荷できる Pu 量をできるだけ多くすることが重要である。したがって MOX 燃料での TRU 装荷の効率性を比較する場合は TRU 装荷量ではなく TRU 装荷量時間効率で評価する必要がある。図 6.5-25 からわかるように TRU 装荷量は Pu/ ^{235}U 比に比例し、さらに冷却時間も比例的に増加するため、冷却時間あたりの TRU 装荷量は Pu 富化度を高くすれば TRU 装荷量が増えるという関係とはならず、むしろ Pu 装荷の時間効率最大化の観点から Pu 富化度は適切に下げた方が良いケースがあることがわかる。

次に TRU 消費量(t/年)と Pu/ ^{235}U 比の関係を図 6.5-27 に示す。ここで、TRU 消費量(t/年)は年間換算取替 HM 重量 (装荷 HM 重量) 31.9t/年に Pu 富化度(装荷時 Pu 重量割合)と取出時 Pu 重量割合との差を掛け合わせた値である。TRU 消費量(t/年)は Pu/ ^{235}U 比に対して増加するが飽和傾向にある。次に TRU 消費量時間効率を図 6.5-28 に示す。TRU 消費量時間効率は Pu/ ^{235}U 比 1.5 以上ではほぼ平坦となっている。TRU 消費量については Pu 消費は一定程度の Pu 富化度があれば Pu 消費の効率は Pu/ ^{235}U 比に対してフラットであり、Pu 富化度を一定範囲で下げたとしても TRU 消費性能を損なうことがないことがわかる。

(5) FORSETI™型 MOX 燃料を用いて冷却期間適正化を図る場合の検討

前節の TRU 消費量時間効率について FORSETI™型 MOX 燃料の場合にも評価して基準 MOX と比較した結果を図 6.5-29 に示す。この結果から FORSETI™型 MOX 燃料の場合は冷却年数 30 年から 40 年としても TRU 消費は正の範囲にあり、Pu 消費が可能であるのに対して基準 MOX 燃料では冷却期間を 40 年未満にすると Pu 消費が負の値になり、ウラン燃料のように正味では Pu を生産する領域になってしまい実質的に MOX 燃料とは言えなくなることがわかる。

なお、冷却期間を実用的な 30 年～40 年の範囲にするために MOX 燃料の Pu 富化度を下げて濃縮ウランを添加する方法は次のように FORSETI™型ウラン燃料の特徴を利用する。つまり(1)節の説明にあるように FORSETI™型ウラン燃料では通常のウラン燃料よりも高い濃縮度の ^{235}U が得られるのでこれを有効に用いることが可能である。

以上の結果から、使用済み基準 MOX 燃料の再処理までの冷却期間を実用的な 30 年～40 年の範囲にするためには Pu 富化度が下がりすぎ、Pu 消費が不可能であり MOX 燃料として成り立たない。これに対して FORSETI™型 MOX 燃料では前記の冷却期間で Pu 消費を行うことのできる MOX 燃料が成り立ち、しかも必要な ^{235}U 濃縮ウランも FORSETI™型ウラン燃料から得られるという大きなメリットがある。

環境負荷低減炉サイクル FORSETI™

Fuel cycle **O**f light-water-**R**eactor with **S**urplus **E**nriched uranium for **I**RU-production **I**nhibition



図 6.5-1 FORSETI™燃料を使った環境負荷低減型軽水炉を用いた燃料サイクル

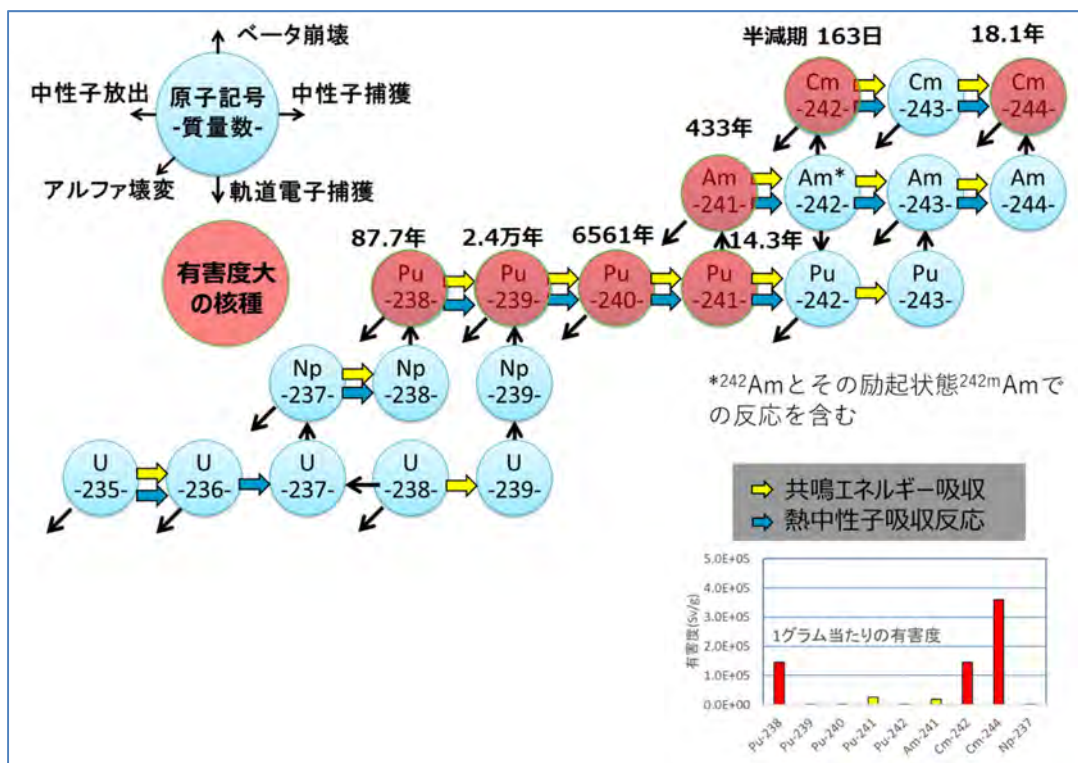


図 6.5-2 TRU の中性子捕獲反応・崩壊による MA 生成高次化の反応系列

ウラン燃料の場合 (FORSETI™ウラン燃料)	MOX 燃料の場合 (FORSETI™MOX 燃料)
目標取出燃焼を上回るようにウラン濃縮度を設定 ⇒核分裂数一定 ⇒ ²³⁵ U 増加 (Σf 増加)、 ²³⁹ Pu 生成量変化なし ⇒熱中性子束の低下 (Σf (増加) \times $\Phi_{熱}$ (低下)) ⇒熱中性子による TRU 高次化割合小 ⇒放射性毒性、発熱 (ガラス固化体) の低減	FORSETI™ウラン燃料から取り出された Pu を使用 ⇒ ²³⁹ Pu の割合大 (燃焼前) ⇒ ²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Pu, ²⁴² Pu の割合小 (燃焼前) ⇒MA 親核種割合小 (燃焼前) ⇒MA 生成量の低減 ⇒放射性毒性、発熱 (ガラス固化体) の低減

図 6.5-3 FORSETI™型燃料における環境負荷低減効果の原理

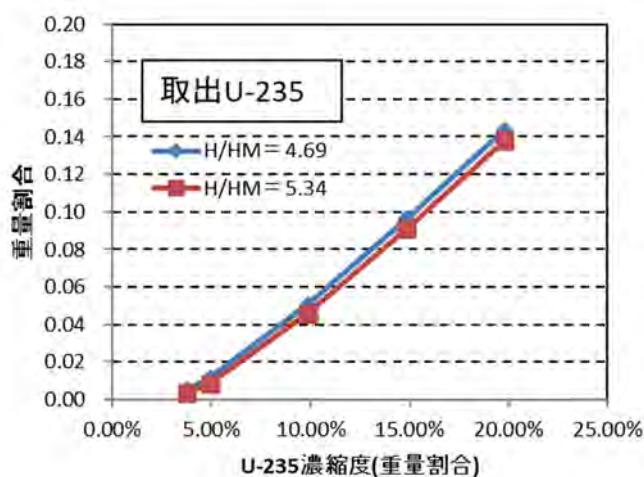


図 6.5-4 取出時 ²³⁵U 重量割合

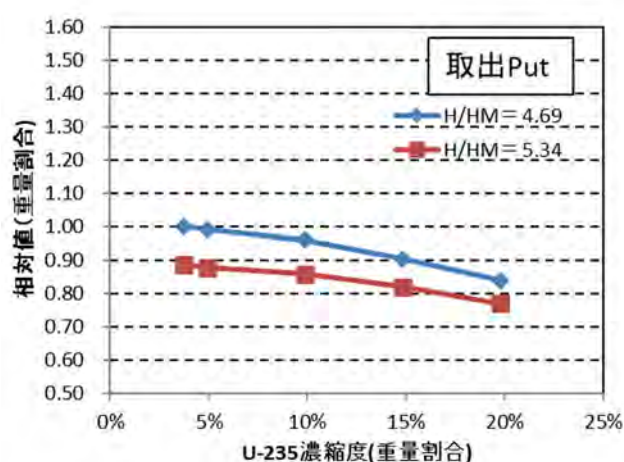


図 6.5-5 取出時 Pu 重量割合相対値

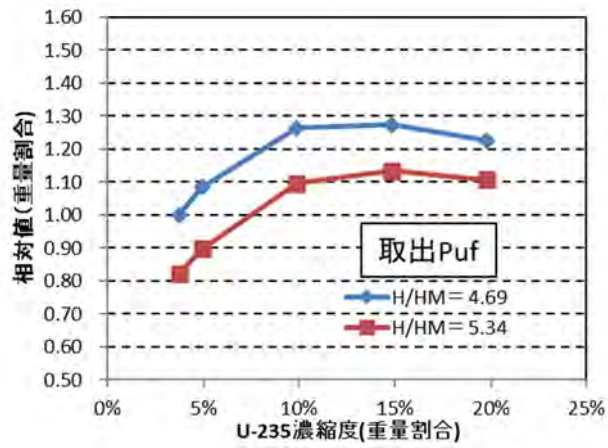


图 6.5-6 取出時 Puf 重量割合相对值

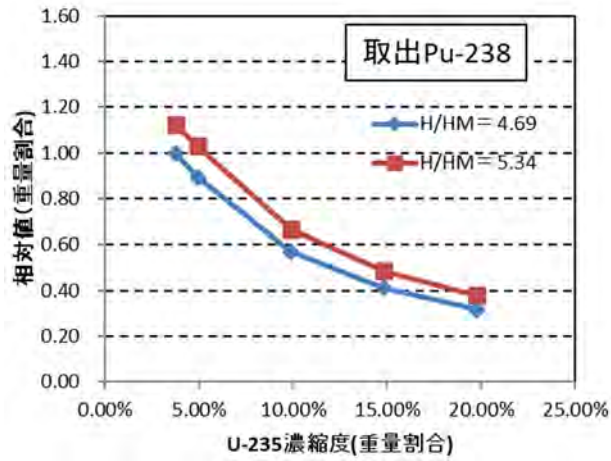


图 6.5-7 取出時 ^{238}Pu 重量割合相对值

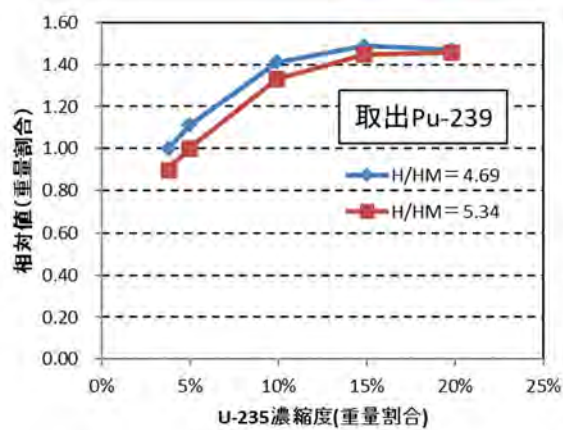


图 6.5-8 取出時 ^{239}Pu 重量割合相对值

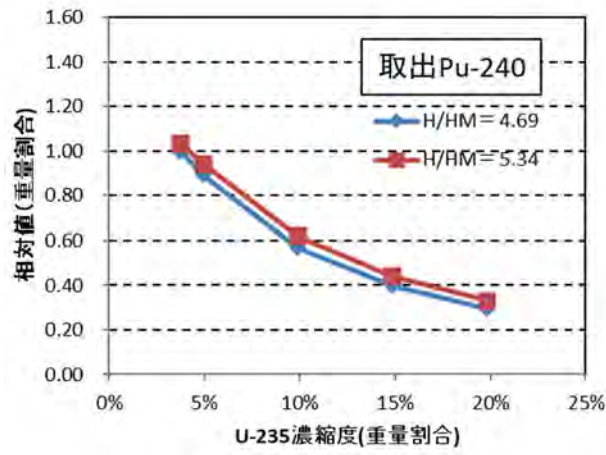


图 6.5-9 取出時 ^{240}Pu 重量割合相对值

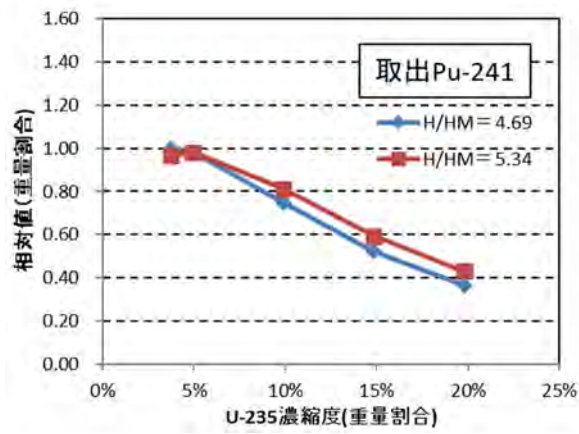


图 6.5-10 取出時 ^{241}Pu 重量割合相对值

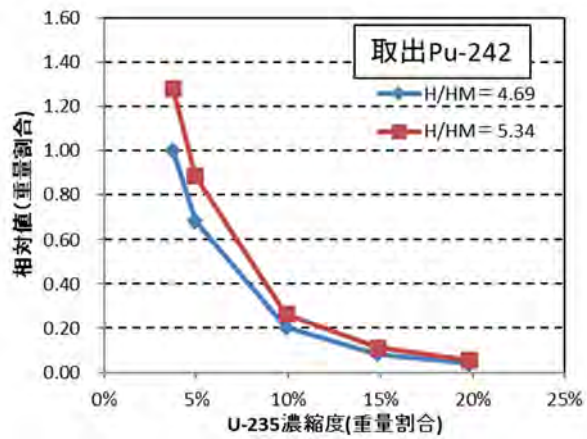


图 6.5-11 取出時 ^{242}Pu 重量割合相对值

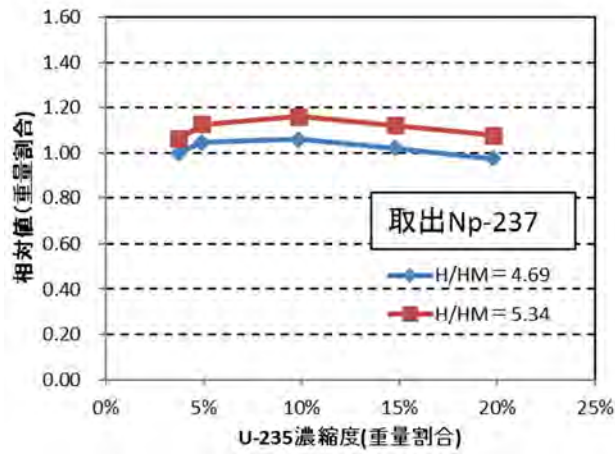


図 6.5-12 取出時 ²³⁷Np 重量割合相対値

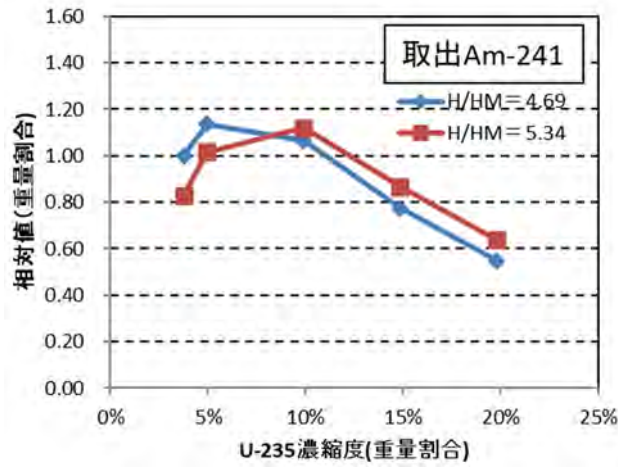


図 6.5-13 取出時 ²⁴¹Am 重量割合相対値

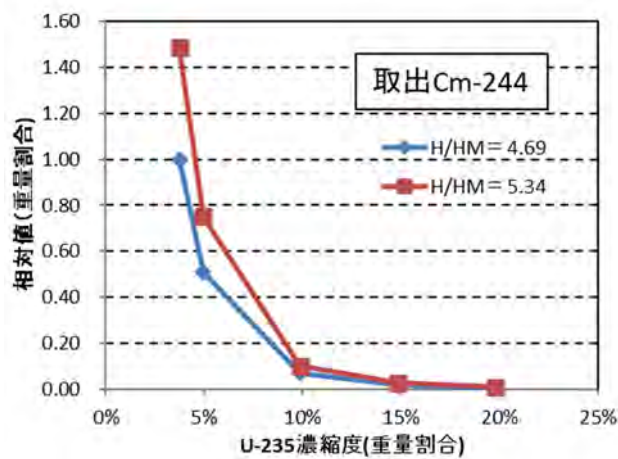


図 6.5-14 取出時 ²⁴⁴Cm 重量割合相対値

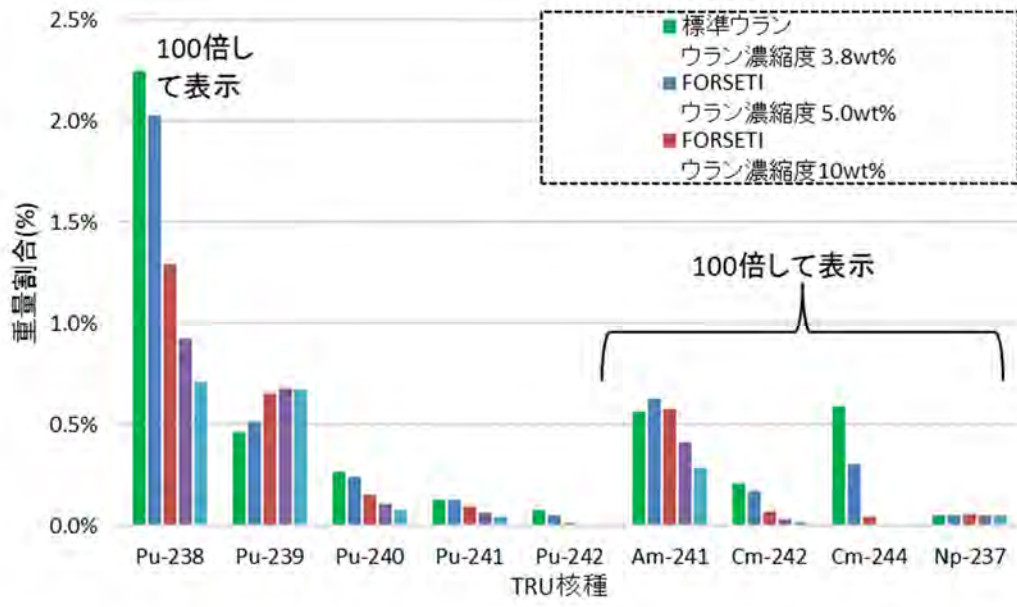


図 6.5-15 FORSETI™型ウラン燃料の燃焼直後の TRU 組成

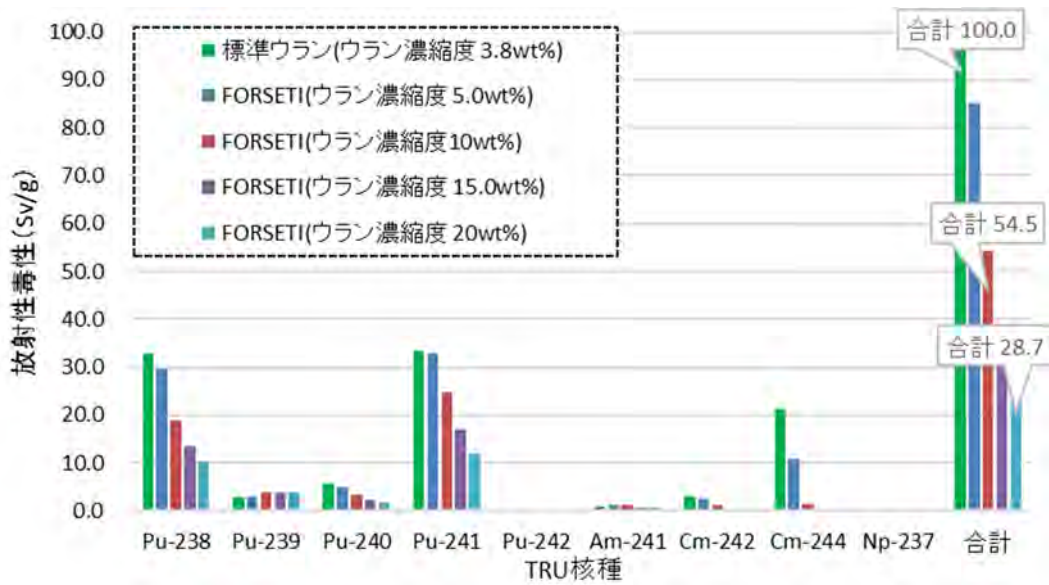
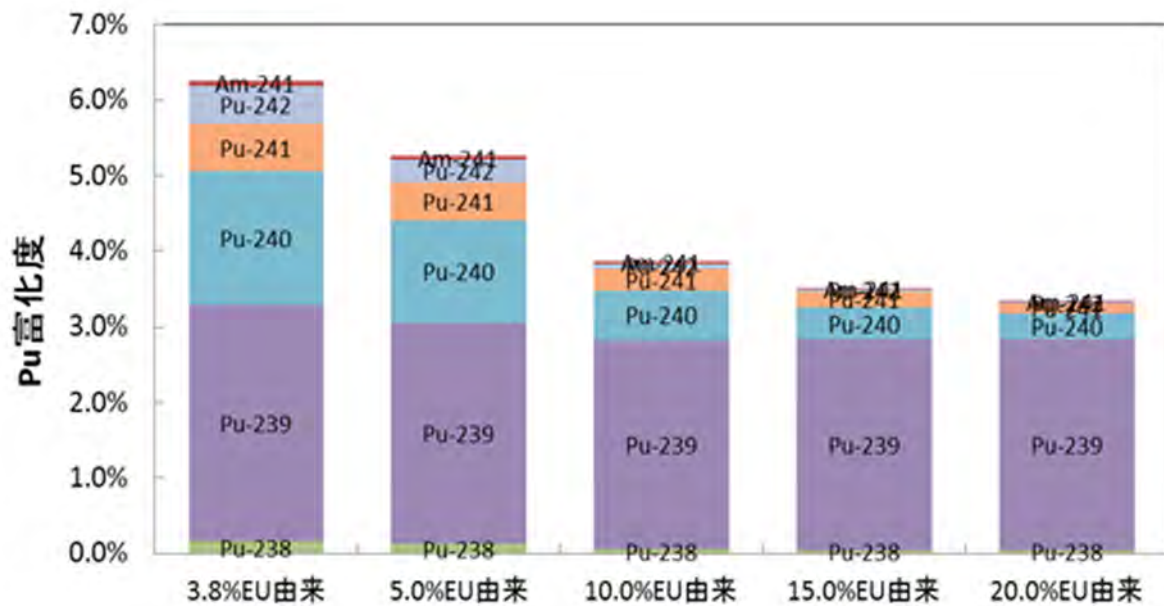
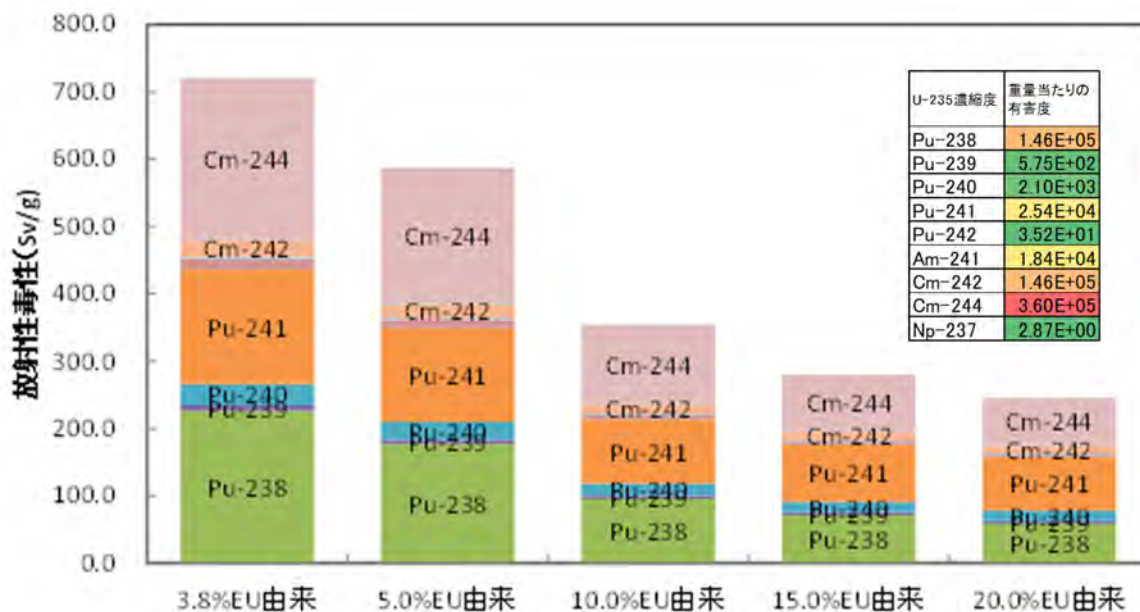


図 6.5-16 FORSETI™型ウラン燃料の燃焼直後の放射性毒性 TRU 成分



注：EUは濃縮ウランの意味

図 6.5-17 FORSETI™型 MOX 燃料のプルトニウム富化度



注：EUは濃縮ウランの意味

図 6.5-18 FORSETI™型 MOX 燃料の燃焼直後の放射性毒性 TRU 成分

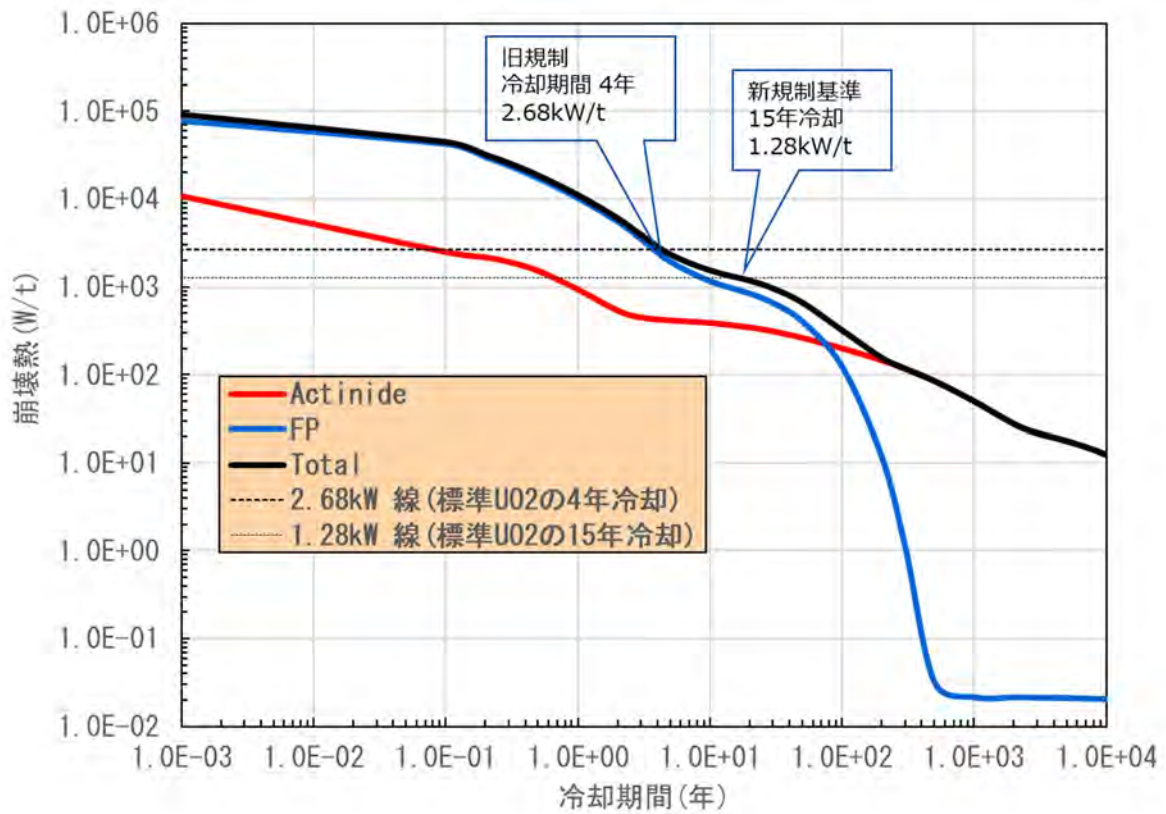


図 6.5-19 基準ウラン燃料の崩壊熱変化(1 万年まで)

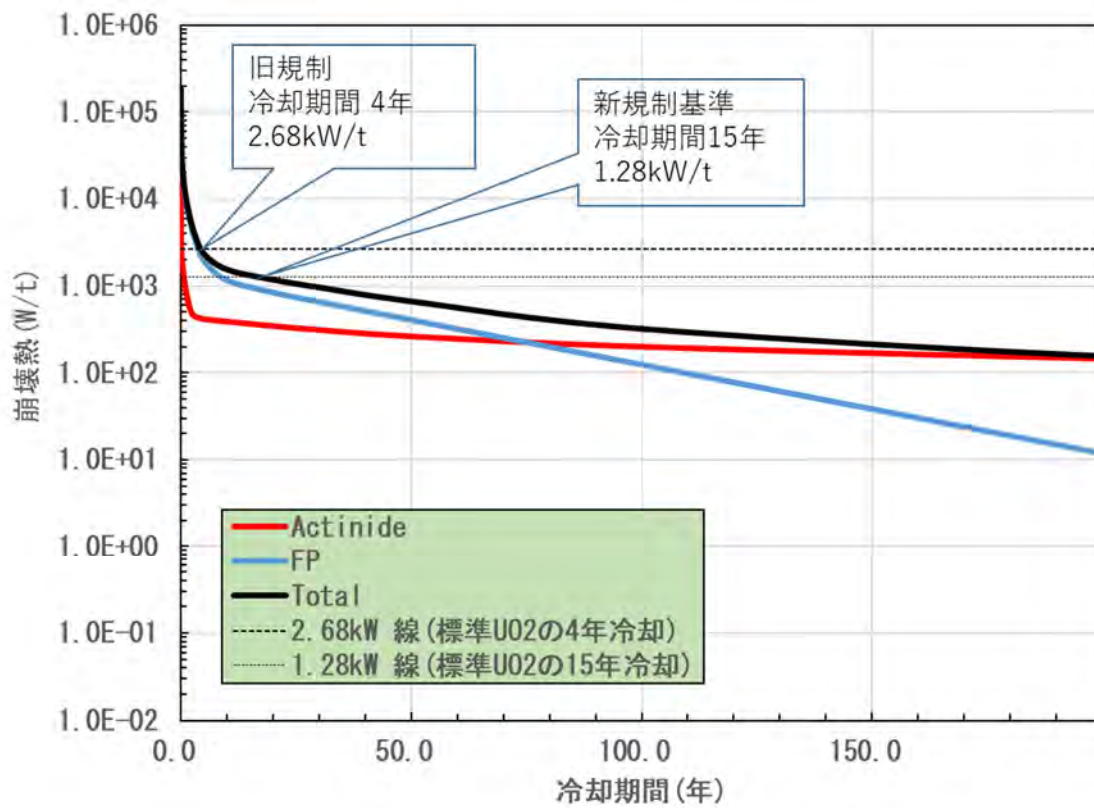


図 6.5-20 基準ウラン燃料の崩壊熱変化(200 年まで)

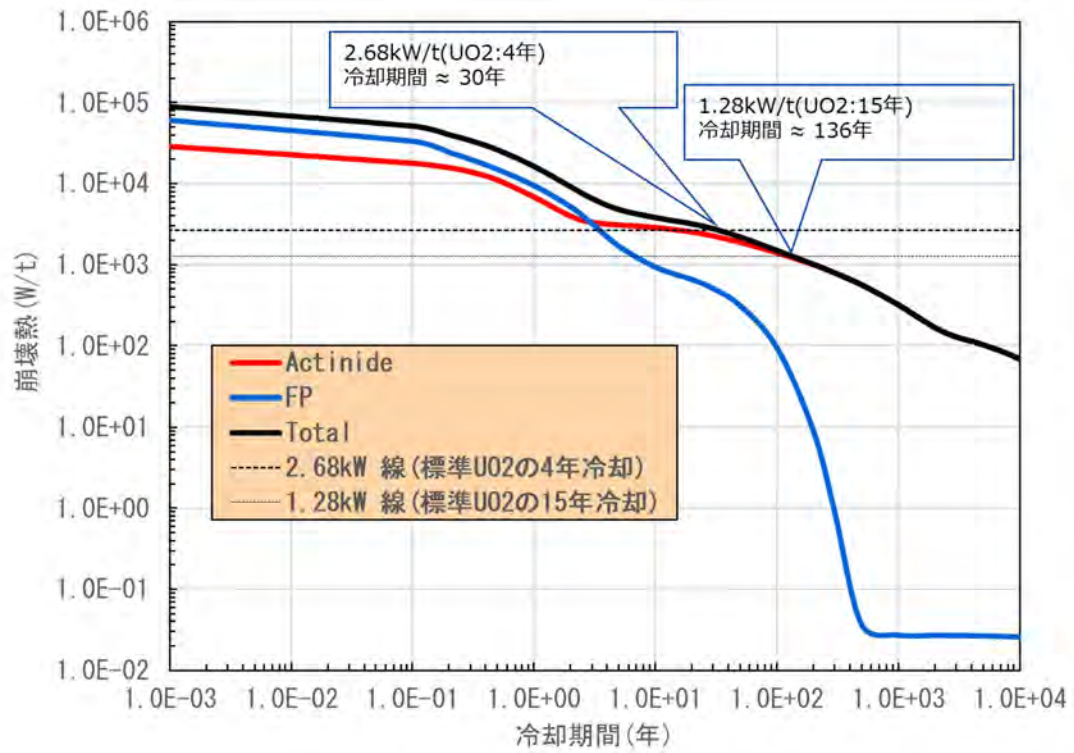


図 6.5-21 基準 MOX 燃料の崩壊熱変化(1 万年まで)

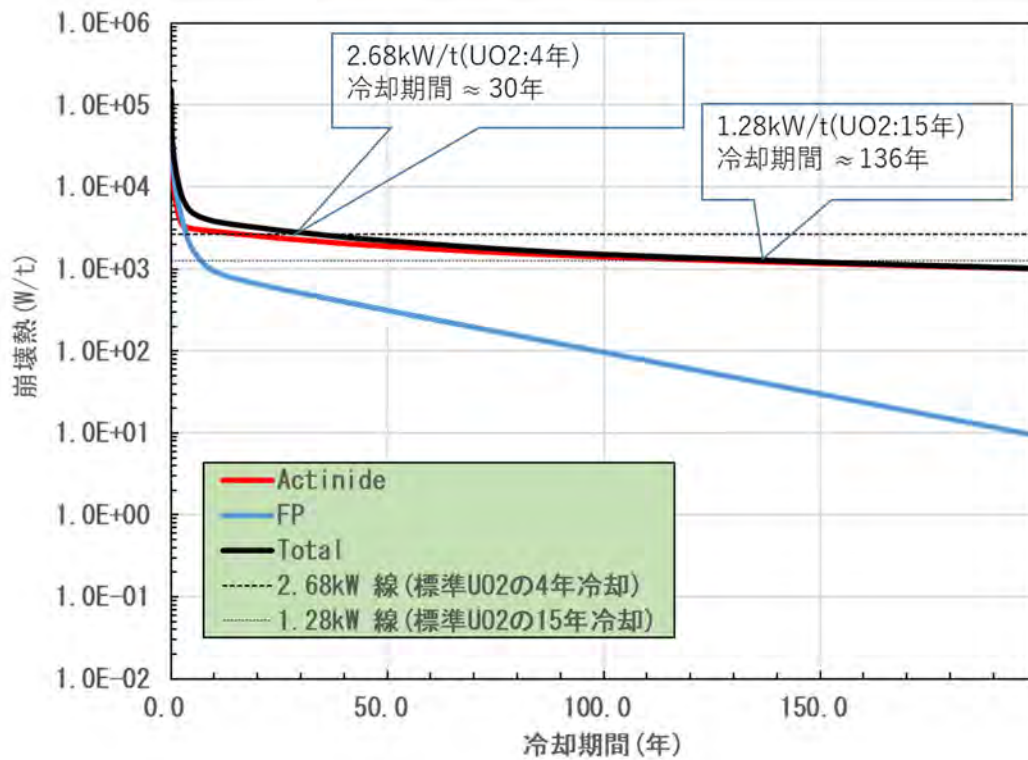


図 6.5-22 基準 MOX 燃料の崩壊熱変化(200 年まで)

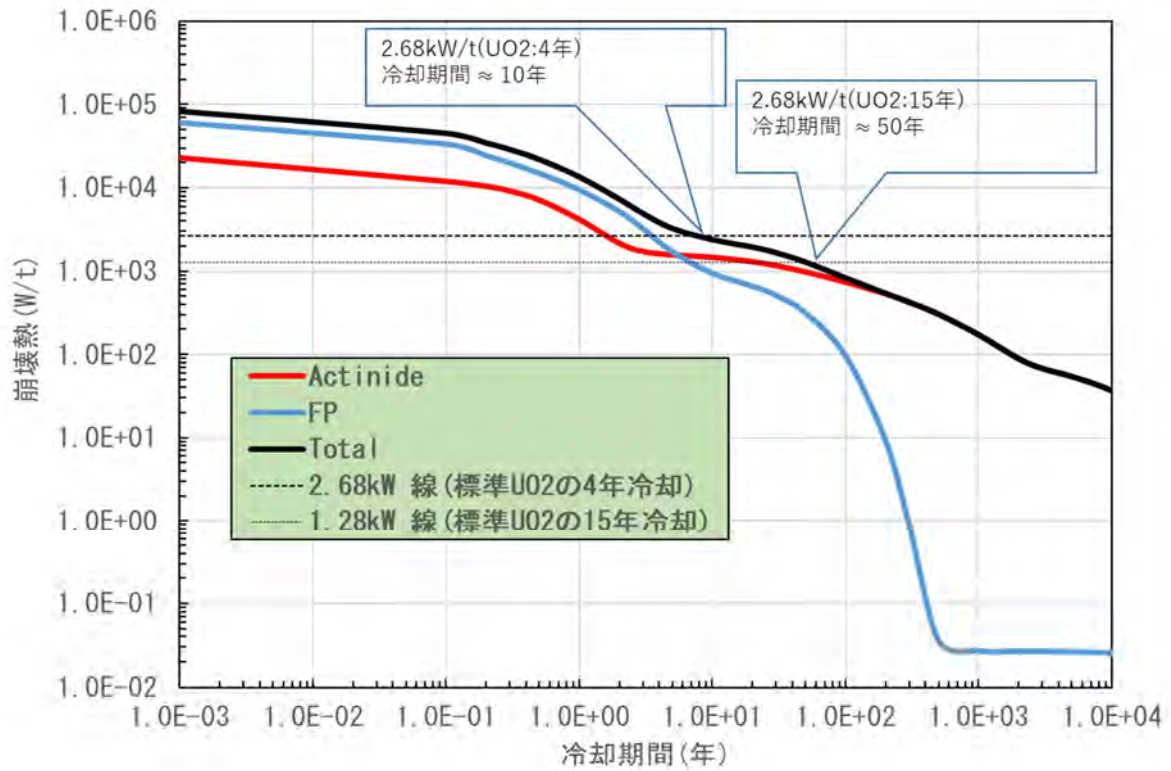


図 6.5-23 FORSETI™型 MOX 燃料の崩壊熱変化(1 万年まで)

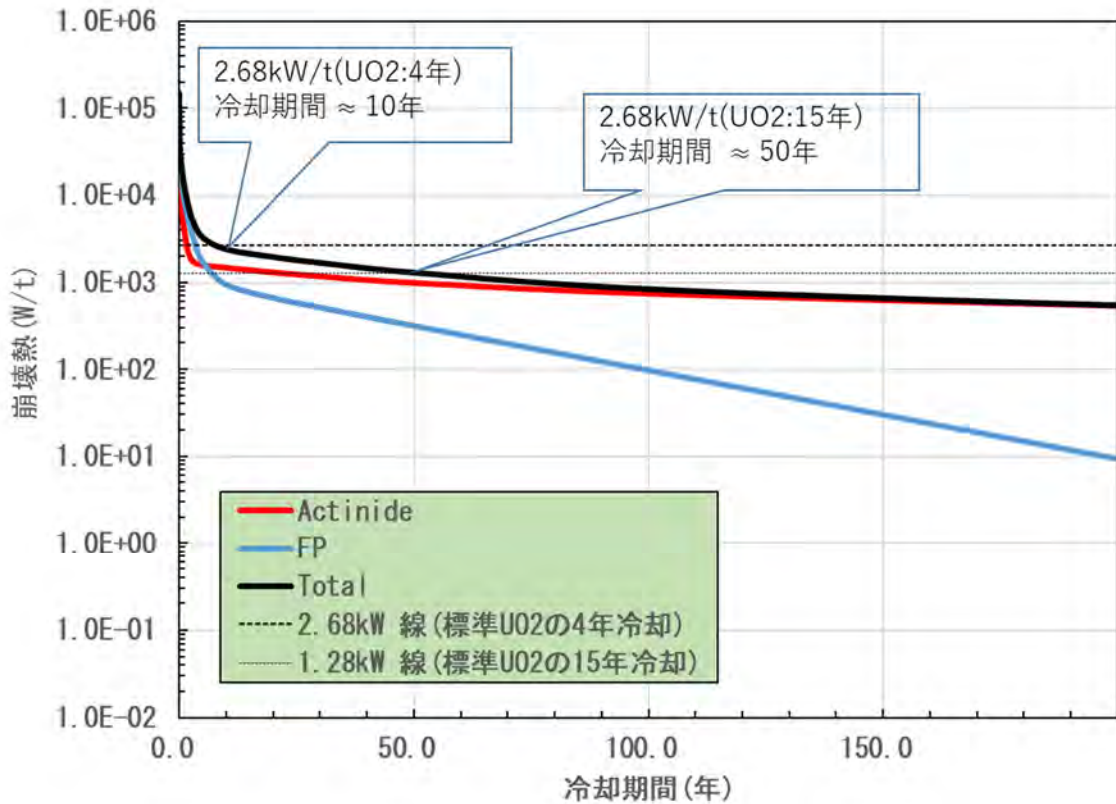


図 6.5-24 FORSETI™型 MOX 燃料の崩壊熱変化(200 年まで)

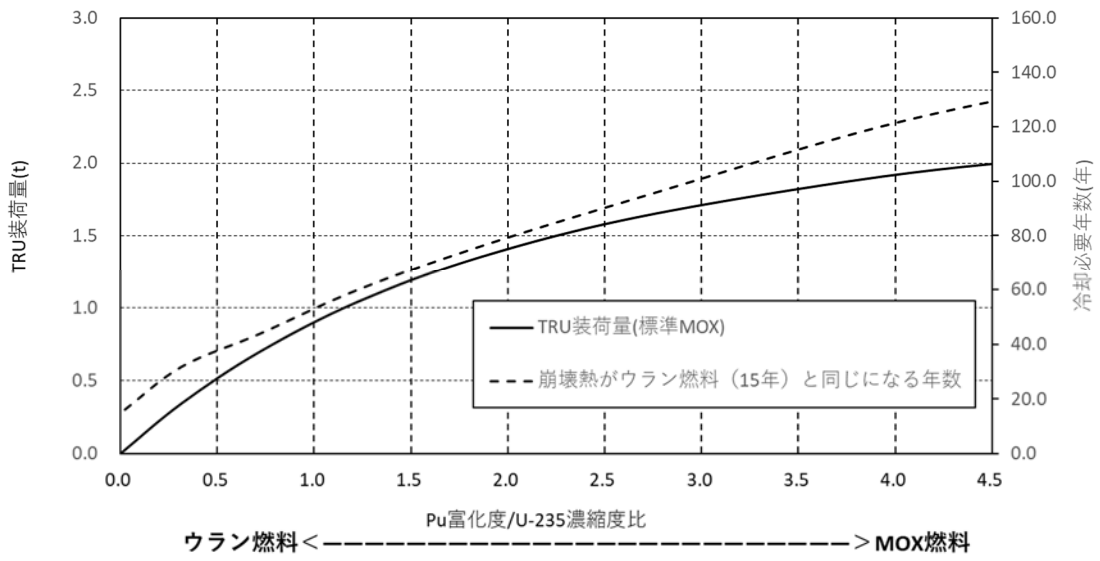


図 6.5-25 基準 MOX 燃料の Pu 富化度を変化させた場合の TRU 装荷量

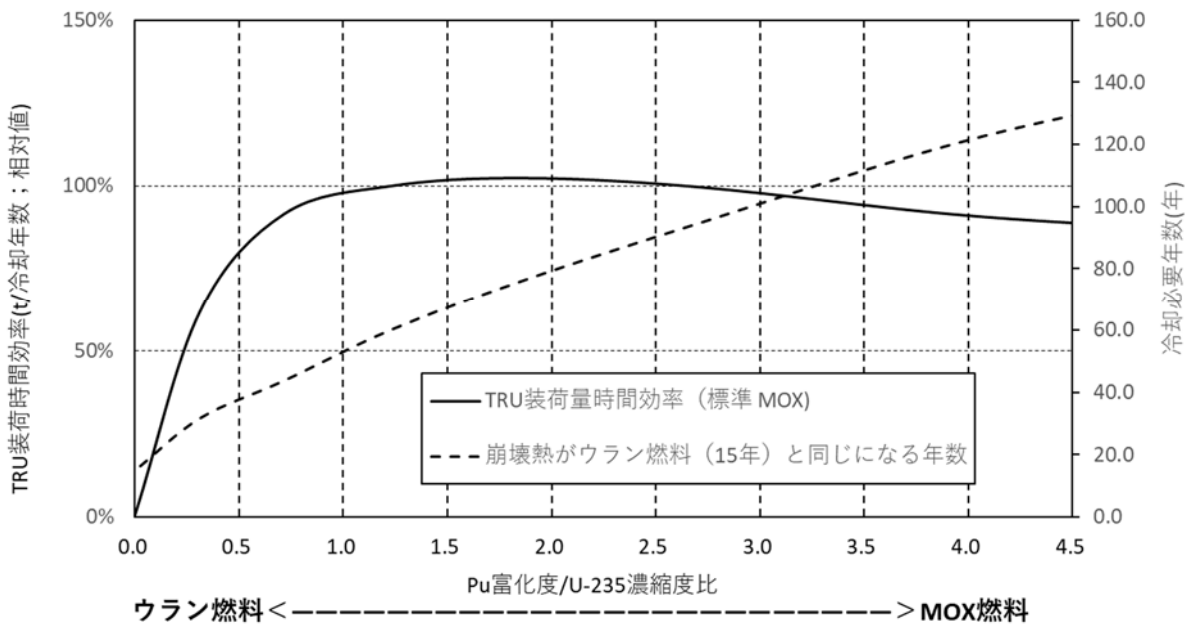


図 6.5-26 基準 MOX 燃料の Pu 富化度を変化させた場合の TRU 装荷量時間効率

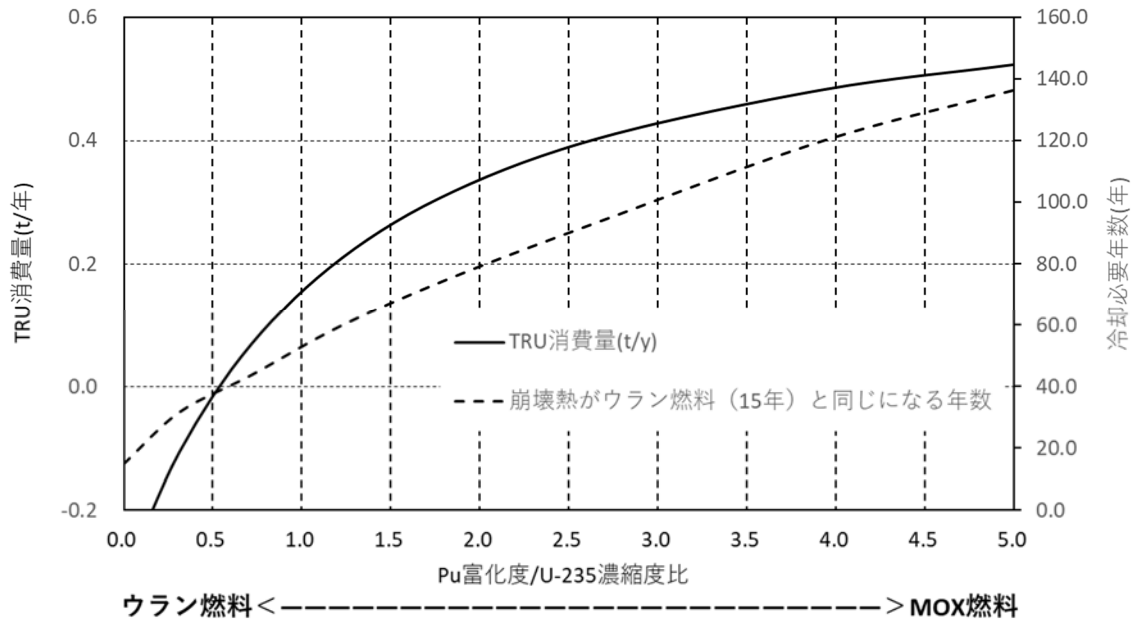


図 6.5-27 基準 MOX 燃料の Pu 富化度を変化させた場合の TRU 消費量

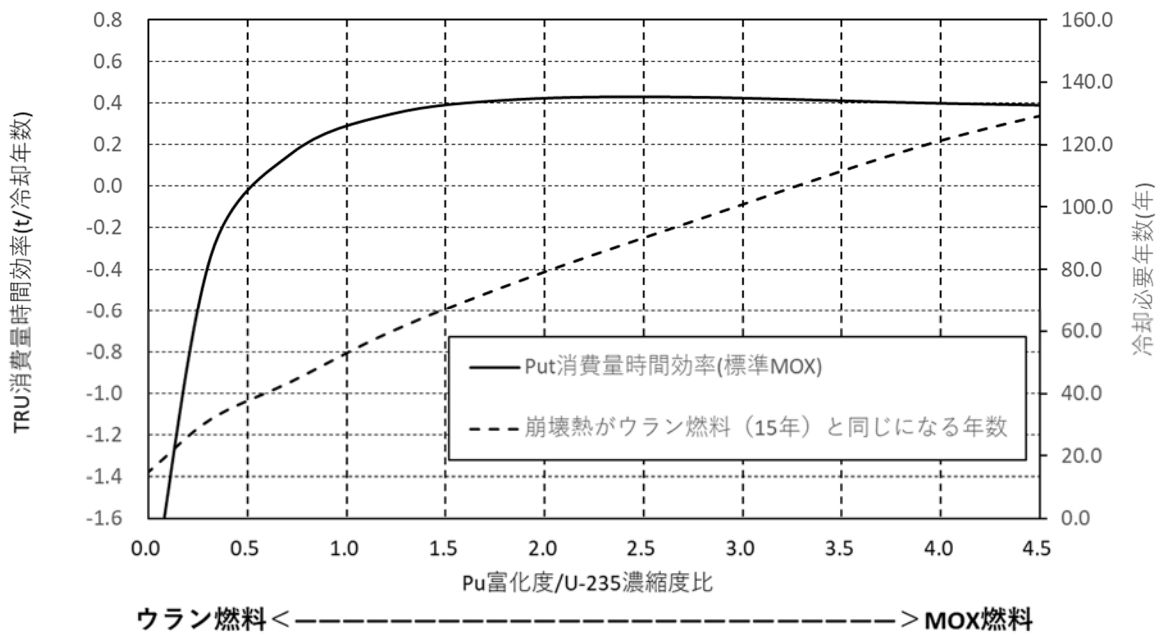


図 6.5-28 基準 MOX 燃料の Pu 富化度を変化させた場合の TRU 消費量時間効率

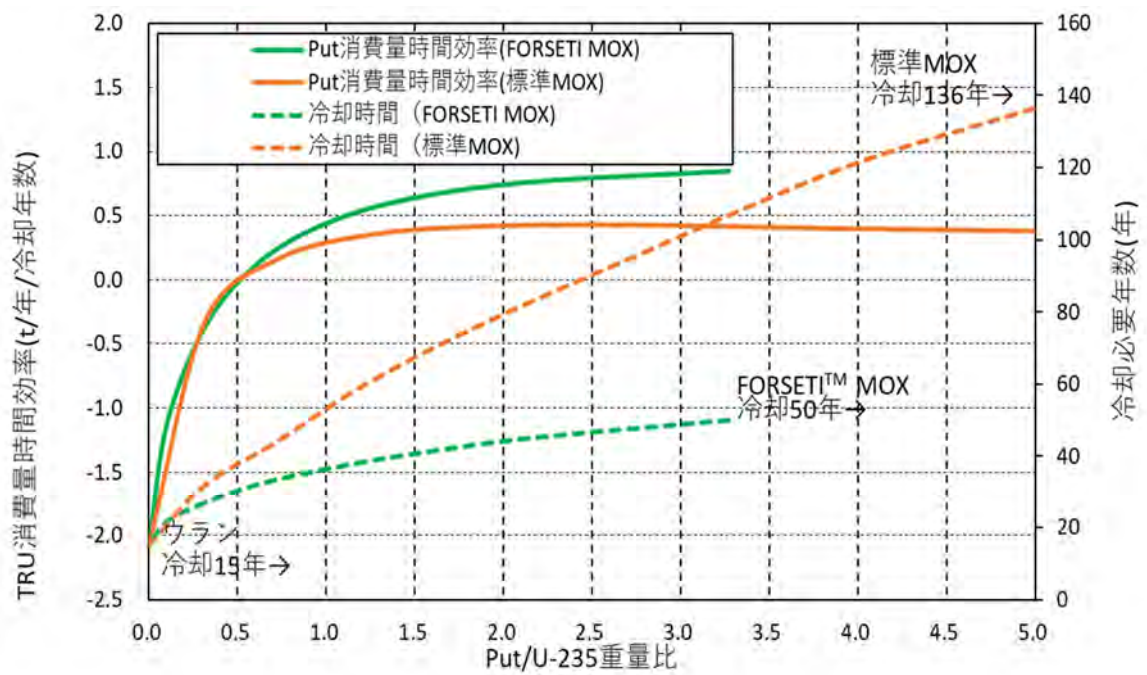


図 6.5-29 標準 MOX 燃料と FORSETI™ 型 MOX 燃料の TRU 消費量時間効率の比較

6.6 添付 F FORSETI™型ウラン燃料における Gd 存在時のボイド反応度効果

FORSETI™型ウラン燃料は燃焼度を増加させずにウラン濃縮度を増加させることから余剰反応度制御のためには可燃性毒物添加量を増加させる必要がある燃料である。

ボイド係数への影響を考えると標準的なウラン燃料（標準ウラン燃料）に比べて FORSETI™型ウラン燃料は大きな濃縮度増加と大きな可燃性毒物添加量増加の両方の影響があるため、ボイド係数の値によっては過渡特性など炉の成立性に影響が生じる可能性があると考えられたため FORSETI™の場合と標準ウラン燃料の場合についてボイド係数を比較評価した。

評価した燃料は 9x9 燃料である。この燃料は本報告書で一連の評価対象としている 9x9 燃料と同一であり、寸法や断面形状等の条件は報告書本文を参照願いたい。燃焼計算は格子計算コードで行なっている。また可燃性毒物は Gd_2O_3 であり図表では Gd と表記している。

燃料の濃縮度と Gd 添加量を表 6.6-1 に示す。また無限増倍率の燃焼変化を表 6.6-2 および図 6.6-1 に示す。Gd 添加量は無限増倍率を用いた線形反応度モデルに基づいて算出できる余剰反応度が $1\% \Delta k$ 程度になるように簡易的に設定されたものである。

ボイド率を 40%ボイドから 0%ボイドに変化させた場合のボイド係数を表 6.6-3 に示す。ボイド係数を評価した燃焼度点はサイクル燃焼度を考慮して 10GWd/t ごとに示した。なお 13 ヶ月運転の場合のサイクル燃焼度が 11GWd/t であるので、これに近い値である。

Gd の有無によるボイド係数の燃焼度変化を図 6.6-2 に示す。ウラン濃縮度 3.8wt% の場合では Gd によるボイド係数への影響は少ないが、ウラン濃縮度 10wt% には Gd ありの場合ではボイド係数は燃焼度 20GWd/t 以下の範囲で正となり燃焼度が 20GWd/t 以上の範囲で負となり、燃焼度による変動もウラン濃縮度 3.8wt% の場合よりも大きくなっている。また Gd なしの場合では、ボイド係数は燃焼度によらず負である。このように Gd の存在によってボイド係数が正側となるのは Gd のうち ^{155}Gd 、 ^{157}Gd が熱エネルギー領域に非常に大きな吸収断面積を持つ性質による。

以上示したように FORSETI™型ウラン燃料ではウラン濃縮度の増加による負側のボイド係数変化と Gd による正側の変化が打ち消し合う関係になっていることがわかる。

制御棒の有無によるボイド係数の燃焼度変化を図 6.6-3 に示す。制御棒によって減速材が部分的に排除されボイド係数は負側に変化している。この結果、ウラン濃縮度 10wt% の場合には制御棒なし時にはボイド係数が燃焼 20GWd/t までは正でそれ以上の燃焼度で負である。制御棒ありの場合には燃焼度によらず負である。制御棒なしの場合と制御棒ありの場合の平均値でみると、燃焼度によらず負となる結果となっている。

制御棒なしの場合と制御棒ありの場合のボイド係数の平均値のを EOC 相当炉心平均燃焼度でみた値を表 6.6-4 に示す。ここでは燃焼度点 10, 20, 30, 40GWd/t での値を同じ重さで平均して EOC 相当の燃焼度点とした。

EOC 相当炉心平均燃焼度でのボイド係数を FORSETI™燃料と標準ウラン燃料とで比較すると、Gd を添加していない状態では濃縮度の増大 (3.8wt% \Rightarrow 10.0wt%) によって $-2.1\% \Delta k/k$ だけ負側に変化してボイド係数は $-11.0\% \Delta k/k$ となる。さらに Gd が増大する (4% \times 13 本 \Rightarrow 10% \times 32 本で可燃性毒物量は約 6 倍) ことで $+8.3\% \Delta k/k$ だけ正側に変化しボイド係数は $-2.7\% \Delta k/k$ となっている。

以上のように FORSETI™燃料のボイド係数は濃縮度の増加でやや負側に変化し、Gd の増加で負値であるが大きく正側に変化し、さらに制御棒の効果で負側の影響を受け、総合的には負値であるが絶対値が標準ウラン燃料の数分の1になりうることがわかった。

なお可燃性毒物の重量割合（本数×濃度）が増えるとその分だけ燃料ペレット中のウラン重量が減っている。その結果、FORSETI™燃料では標準ウラン燃料よりもウラン量が少なくなり、水素原子材対燃料重金属原子数比が大きくなる結果いわゆる高減速となりボイド係数へは正に働く。この効果は可燃性毒物の増加に付随するものであるもので、個別には評価していないが、ボイド係数へ影響する要素としては評価に含まれている。

また FORSETI™ウラン燃料ではウラン濃縮度と Gd と制御棒のボイド係数にそれぞれ大きな影響のある因子が打ち消して絶対値の小さい値になっていることには注意する必要がある。すなわち設計の幅（ウラン濃縮度、Gd 量、運転中の制御棒密度）によってボイド係数が大きく変わりを留意してボイド係数など反応度特性を評価することが重要である。

表 6.6-1 濃縮度と Gd 添加量

9x9燃料			
濃縮度3.8wt%		濃縮度10.0wt%	
Gd棒本数	Gd ₂ O ₃ 濃度	Gd棒本数	Gd ₂ O ₃ 濃度
13本	4.0%	32本	10.0%

表 6.6-2 無限増倍率の燃焼変化

ウラン濃縮度	3.8wt%			10.0wt%		
	Gd添加なし(ウラン濃縮度3.8)	Gd添加あり(ウラン濃縮度3.8)	Gd反応度(%Δk/k)	Gd添加なし(ウラン濃縮度10.0wt%)	Gd添加あり(ウラン濃縮度10.0wt%)	Gd反応度(%Δk/k)
0	1.3886	0.9875	28.89%	1.5450	1.0380	32.82%
0.2	1.3424	0.9686	27.84%	1.5147	1.0225	32.49%
0.5	1.3353	0.9722	27.19%	1.5096	1.0210	32.37%
1	1.3288	0.9816	26.13%	1.5033	1.0198	32.16%
2	1.3178	1.0023	23.94%	1.4944	1.0192	31.80%
3	1.3062	1.0232	21.66%	1.4871	1.0193	31.46%
4	1.2944	1.0449	19.27%	1.4802	1.0196	31.12%
5	1.2824	1.0677	16.75%	1.4734	1.0200	30.77%
6	1.2706	1.0919	14.06%	1.4666	1.0205	30.42%
7	1.2588	1.1178	11.20%	1.4599	1.0211	30.06%
8	1.2473	1.1447	8.22%	1.4532	1.0217	29.69%
9	1.2359	1.1688	5.43%	1.4465	1.0223	29.32%
10	1.2247	1.1851	3.24%	1.4399	1.0230	28.95%
11	1.2137	1.1915	1.83%	1.4333	1.0237	28.57%
12	1.2029	1.1896	1.11%	1.4268	1.0246	28.19%
13	1.1922	1.1827	0.79%	1.4203	1.0255	27.80%
14	1.1816	1.1737	0.67%	1.4139	1.0265	27.40%
15	1.1711	1.1639	0.62%	1.4075	1.0275	27.00%
17.5	1.1455	1.1391	0.56%	1.3919	1.0305	25.97%
20	1.1203	1.1143	0.54%	1.3766	1.0340	24.89%
25	1.0708	1.0658	0.48%	1.3469	1.0422	22.62%
30	1.0214	1.0172	0.40%	1.3177	1.0519	20.17%
35	0.9749	0.9716	0.34%	1.2891	1.0629	17.55%
40	0.9304	0.9276	0.30%	1.2603	1.0758	14.64%
45	0.8888	0.8863	0.28%	1.2315	1.0915	11.37%
50	0.8510	0.8484	0.30%	1.2024	1.1080	7.85%
55	0.8182	0.8151	0.37%	1.1726	1.1135	5.04%
60	0.7906	0.7868	0.48%	1.1428	1.1004	3.71%
65	0.7682	0.7634	0.62%	1.1119	1.0765	3.18%
70	0.7505	0.7448	0.76%	1.0813	1.0484	3.05%

表 6.6-3 40%ボイドから 0%ボイドに変化させた場合のボイド係数

ウラン濃縮度		3.8wt%						10.0wt%					
Gd状態		Gdなし			Gdあり			Gdなし			Gdあり		
制御棒状態		制御棒なし	制御棒あり	平均	制御棒なし	制御棒あり		制御棒なし	制御棒あり		制御棒なし	制御棒あり	
00GWd/t	ボイド率0%	1.40461	1.13460		1.00389	0.81154		1.57376	1.33485		1.03409	0.86876	
	ボイド率40%	1.38861	1.07181		0.98749	0.77503		1.54498	1.27309		1.03796	0.86097	
	ボイド係数*1	-4.00%	-15.70%	-9.85%	-4.10%	-9.13%	-6.61%	-7.20%	-15.44%	-11.32%	0.97%	-1.95%	-0.49%
10GWd/t	ボイド率0%	1.24318	1.00943		1.20123	0.97438		1.46657	1.24567		1.01777	0.85846	
	ボイド率40%	1.22471	0.95212		1.18507	0.92208		1.43987	1.18854		1.02300	0.85026	
	ボイド係数*1	-4.62%	-14.33%	-9.47%	-4.04%	-13.08%	-8.56%	-6.67%	-14.28%	-10.48%	1.31%	-2.05%	-0.37%
20GWd/t	ボイド率0%	1.13957	0.92207		1.13405	0.91845		1.40586	1.19096		1.03306	0.87105	
	ボイド率40%	1.12030	0.86732		1.11430	0.86383		1.37663	1.13284		1.03403	0.85686	
	ボイド係数*1	-4.82%	-13.69%	-9.25%	-4.94%	-13.66%	-9.30%	-7.31%	-14.53%	-10.92%	0.24%	-3.55%	-1.65%
30GWd/t	ボイド率0%	1.04089	0.83833		1.03729	0.83611		1.34855	1.13878		1.05663	0.89008	
	ボイド率40%	1.02136	0.78624		1.01724	0.78404		1.31771	1.08014		1.05190	0.86808	
	ボイド係数*1	-4.88%	-13.02%	-8.95%	-5.01%	-13.02%	-9.02%	-7.71%	-14.66%	-11.19%	-1.18%	-5.50%	-3.34%
40GWd/t	ボイド率0%	0.94706	0.75920		0.94482	0.75796		1.29214	1.08724		1.08795	0.91482	
	ボイド率40%	0.93040	0.71209		0.92763	0.71074		1.26032	1.02845		1.07578	0.88290	
	ボイド係数*1	-4.17%	-11.78%	-7.97%	-4.30%	-11.81%	-8.05%	-7.95%	-14.70%	-11.33%	-3.04%	-7.98%	-5.51%

*1 定義 (k ∞ (40%ボイド)-k ∞ (0%ボイド))/k ∞ (40%ボイド)

表 6.6-4 EOC 相当炉心平均燃焼度でのボイド係数

		濃縮度3.8wt%		濃縮度10.0wt%	
		Gdなし	Gdあり	Gdなし	Gdあり
ボイド係数EOC平均相当*1		-8.9%	-8.7%	-11.0%	-2.7%
*1 定義	燃焼度点10,20,30,40の平均値				

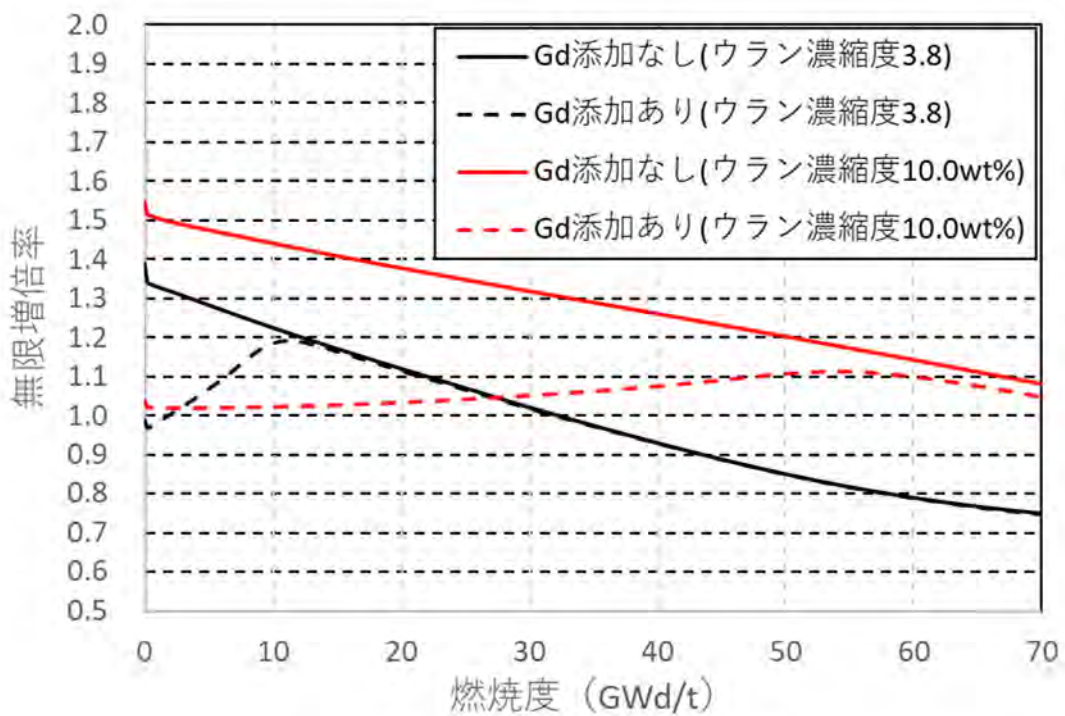


図 6.6-1 無限増倍率の燃焼変化

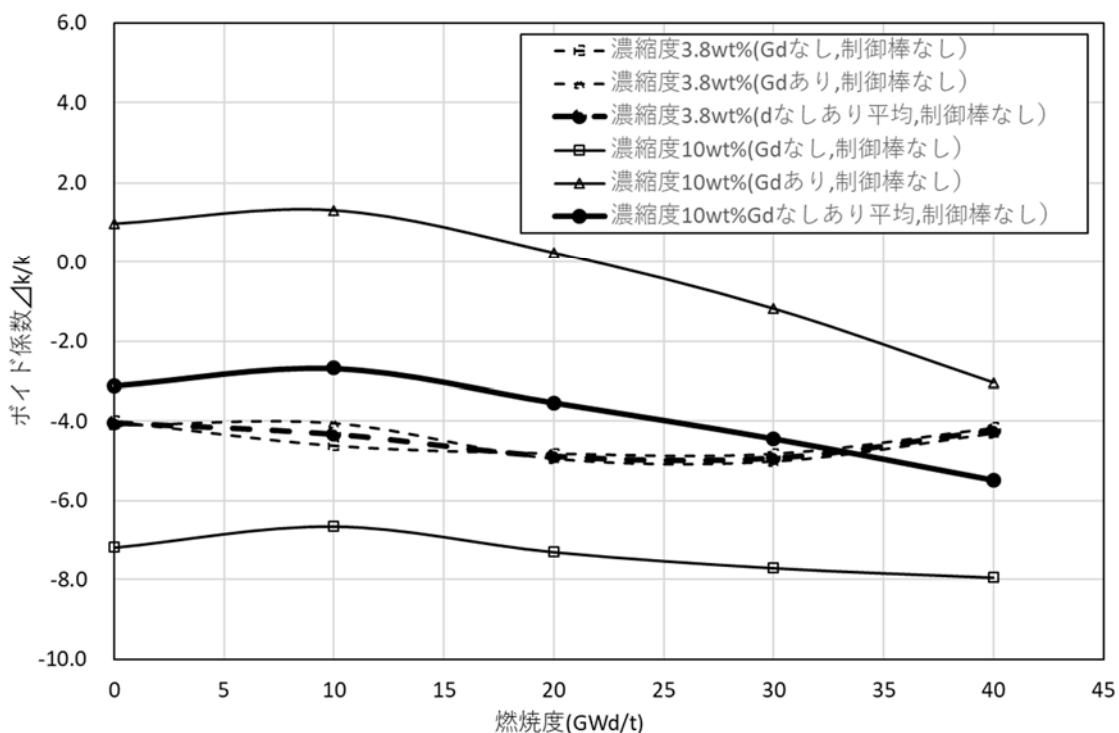


図 6.6-2 Gd 有無のボイド係数への影響(制御棒なしの場合)

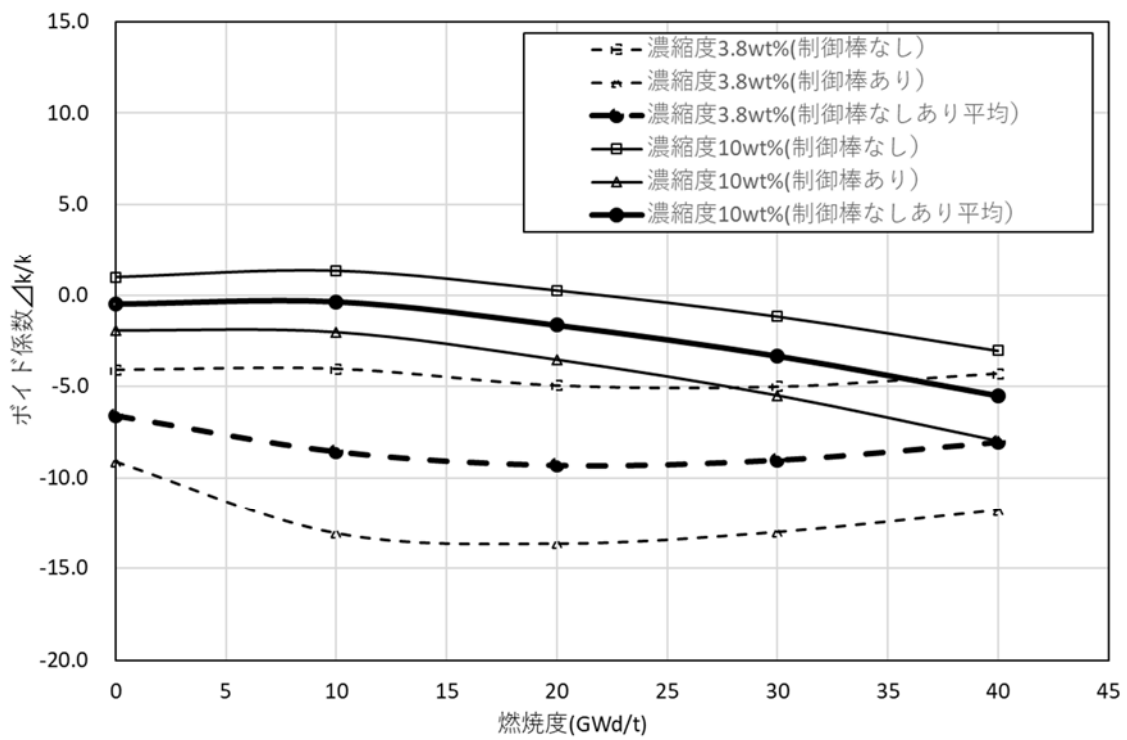


図 6.6-3 制御棒有無のボイド係数への影響 (Gd 添加時)

6.7 添付 G 高速炉の炉心燃料仕様と燃焼解析方法

炉型シナリオを構築するにあたり、高速炉の炉心燃料仕様、燃焼解析方法・解析コードなどをまとめた。

6.7.1 ウラン無し金属燃料高速炉の概要

ウランを含まない TRU (Pu と MA) 金属燃料を用いた高速炉[1]の研究は、TRU の燃焼効率を極大化し、軽水炉で発生する TRU を最小の高速炉基数にて燃焼することを目的として、文部科学省原子力システム研究開発事業として実施された。

この研究が目指す全体システム概念を図 6.7-1 に示す。この概念では軽水炉からの使用済み燃料を再処理（湿式法）した TRU をウラン無し金属燃料として高速炉に装荷して乾式再処理法に基づいてリサイクルする。この概念により通常のウランを含む TRU 燃焼高速炉に比べ、必要な施設容量（スループット）は約 1/5（高速炉）～1/8（サイクル施設）に削減できる。このような新しい「核廃棄物燃焼システム」の工学的見通しを得るため、ウランを含まない TRU 金属燃料高速炉サイクルの特徴である、燃料中の TRU と燃料合金材（通常は Zr(ジルコニウム)) の含有率が高いこと（Zr 高含有 TRU 金属燃料）に起因した燃料・再処理・炉心安全などの各分野の技術課題に対して解決方策の検討を行い、工学的成立性を見通しを得ることができたとしている。

6.7.2 炉心燃料仕様と本研究での TRU 組成変動への対応方法

次に炉心燃料仕様を述べる。TRU 生成を最大限抑制するため、ウラン無しとした TRU 金属燃料を前提とし、炉心燃料設計上の技術課題、例えば、融点や燃料熱伝導度の低下、ドップラー係数の低下などへの対策を導入している。具体的には TRU-Zr 合金の Zr 重量割合を 10%から 40%へ高めたこと、また、集合体内には TRU 燃料ピンだけでなく、減速材 (BeO) を装荷したピンを配置して、中性子スペクトルを調整したことである。その炉心燃料仕様を表 6.7-1 に示す。また、炉心および燃料集合体の断面図を図 6.7-2 に示す。

この炉心燃料は同表に示された TRU 組成およびそのマルチリサイクル時に対して設定されたものであるが、異なる TRU 組成が装荷される場合でも、炉心形状、集合体配列ピッチ、燃料ピンなどの仕様は同一とし、燃料集合体内の燃料ピンと減速材ピンの本数割合の変更のみで、臨界性や出力分布の調整をはかることができる。

よって、本研究でも核燃料サイクルの各シナリオごとに高速炉へ供給される TRU 組成が変動することに対して、上述の方法で臨界性や出力分布の調整をはかることとした。なお、ここではドップラー係数やボイド反応度の解析はスコープ外としているが、平成 30 年度の検討にて、TRU 組成が変動した場合のドップラー係数やボイド反応度についての成立性について、概略の検討をしている。

6.7.3 燃焼解析方法

高速炉炉心の燃焼解析は次の 2 ステップで行った。最初のステップでは軽水炉使用済み燃料からの TRU 組成に応じた平衡サイクルの TRU 装荷量の設定を高速炉炉心燃焼解析コード STANBRE[2]により行った。このコードは燃料交換を模擬してサイクルごとの炉心各領域の燃焼組成を求めて、臨界計算を行う解析コードである。この結果から TRU 装荷量を決定するとともに、次のステップで使用する炉心各領域の TRU 核種ごとにエネルギーを一群化した実効断面積を求める。

次のステップでは、米国、国立オークリッジ研究所で開発された ORIGEN2.2、核データライブラリは JENDL-4.0 ベースの ORLIBJ40 を用いた燃焼計算を行い、前記高速炉炉心燃焼解析コードでは取り扱っていない詳細な FP 生成量評価も行う。ウラン無し金属燃料で減速材を燃料と混在させた本研究の高速炉の中性子スペクトルを反映した燃焼計算を行うため、最初のステップで求めた主要 TRU 核種の一群化実効断面積により ORLIBJ40 の断面積ライブラリを置換した。

6.7.4 各シナリオの高速炉の燃料仕様

前記の手法で設定した各シナリオの高速炉の燃料仕様として、内側炉心と外側炉心の各集合体内の燃料ピン本数と減速材ピンの本数を表 6.7-2 にまとめた。各高速炉ごとにこれらの本数（合計本数は 547 本で同一）が異なる。例えば TRU 組成が Puf 割合が小さい場合や、 ^{241}Am などのマイナーアクチニドの割合が大きい場合は、燃料ピン本数を増加させ、減速材ピンを減少させてサイクル末期で臨界とするように調整した結果である。これにより、サイクル装荷量が決まる。なお、シナリオ 2 のみ炉心高さを 55cm から 58.5cm と増加させることも行ってサイクル末期の臨界を確保した。

6.7.5 参考文献

- [1] 原子力システム研究開発事業、「MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発」、平成 28 年度成果報告書(2016)
- [2] NEA Nuclear Science Committee, “Calculations of Different Transmutation Concepts, An International Benchmark Exercise”, nsc-doc2000-6, February 2000.

表 6.7-1 TRU 金属燃料高速炉炉心の設定仕様[1]

項目	基準炉心	マルチリサイクル炉心
原子炉出力 (MWth/MWe)	714/280	←
原子炉出入口温度 (°C)	482/350	←
運転サイクル長 (日)	148	←
燃料交換バッチ数	8	←
集合体数		
内側炉心	198	←
外側炉心	162	←
主炉停止棒	31	←
後備炉停止棒	6	←
反射体	234	←
炉心高さ (cm)	55	←
集合体配列ピッチ (cm)	14.68	←
燃料集合体		
ガスプレナム長 (cm)	82.5	←
上部遮蔽体長 (cm)	40	←
下部遮蔽体長 (cm)	75	←
ラップ管外対面距離 (cm)	14.18	←
ラップ管内対面距離 (cm)	13.38	←
ラップ管肉厚 (cm)	0.4	←
ピン本数		
全本数	547	←
燃料ピン (内側炉心/外側炉心)	279/389	389/547
Be0 ピン	268/158	158/0
燃料ピン配列ピッチ	0.565	←
燃料ピン		
被覆管外径 (cm)	0.475	←
被覆管内径 (cm)	0.385	←
被覆管肉厚 (cm)	0.045	←
燃料スラグ径	0.333	←
(燃料スミア密度 %TD)	75	←
燃料材質	TRU-40wt%Zr	←
ボンド材	Na	←
減速材ピン		
被覆管外径 (cm)	0.475	←
被覆管内径 (cm)	0.415	←
被覆管肉厚 (cm)	0.03	←
減速材材質	Be0	←
減速材スミア密度(%TD)	85	←
制御棒		
吸収体有効長 (cm)	55	←
B ₄ C ペレット理論密度(%TD)	0.95	←

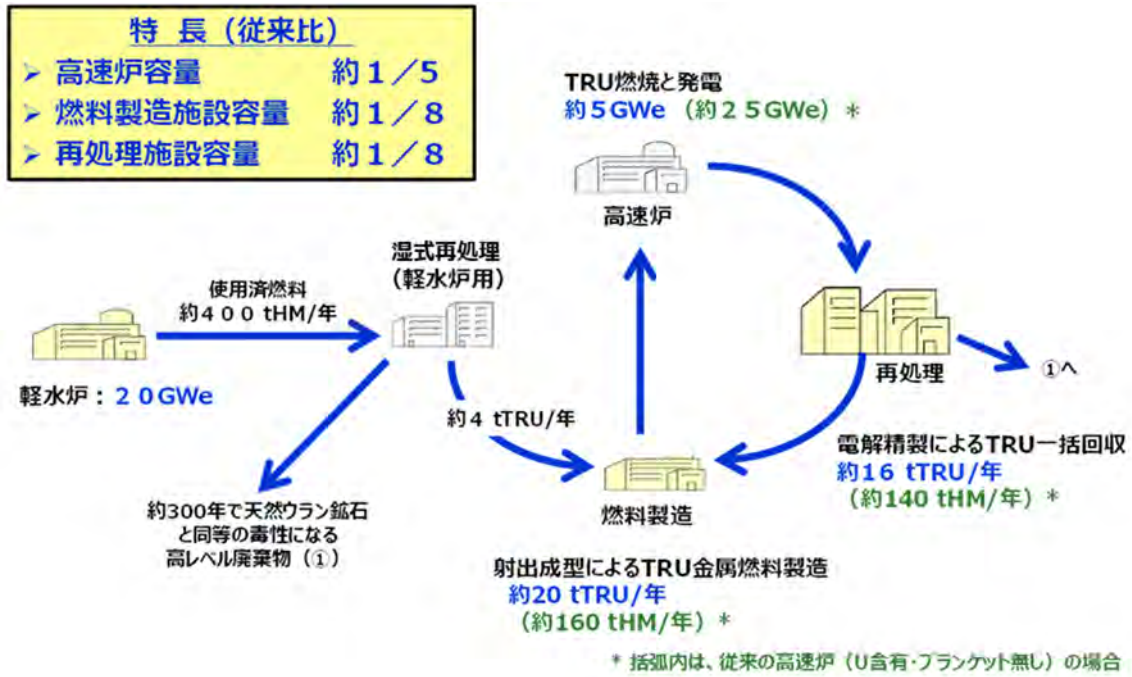
注：装荷燃料の TRU 組成

核種	(%)													
	Pu					Np	Am			Cm				
	238	239	240	241	242	237	241	242m	243	242	243	244	245	246
LWR取り出し	2.1	48.9	21.8	8.4	6.2	5.2	5.6	0	1.4	0	0	0.4	0	0
計	87.4					5.2	7			0.4				
マルチリサイクル	5.9	18.4	32.9	9	14.5	1.8	3.3	0.2	4.7	0.4	0.1	6	1.7	1
計	80.8					1.8	8.2			9.2				

表 6.7-2 シナリオ検討にて炉心燃料仕様を調整した項目

シナリオ番号	リサイクル番号	集合体当たり燃料ピン本数		炉心高さ (cm)
		内側炉心	外側炉心	
参照 3	1	295	415	55
	2	347	485	
	3	391	547	
1	1	271	381	55
	2	308	452	
	3	347	509	
2	1	455	547	58.5
3	1	465	547	55
3-1	1	440	547	55

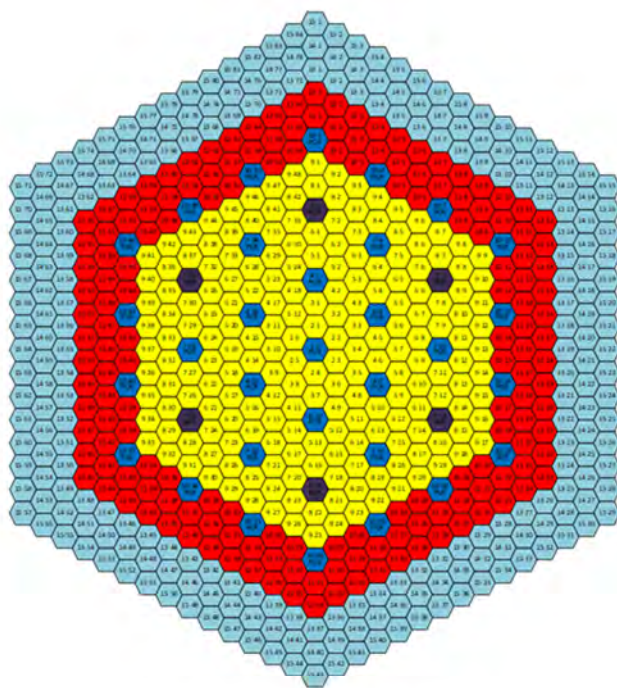
(注) 集合体当たり全ピン本数は 547 ピン、燃料ピン以外は減速材ピン








下記文献より引用

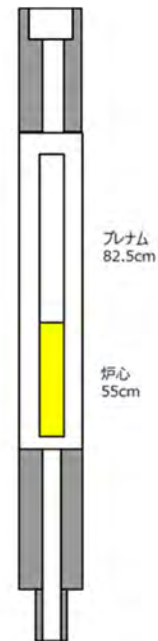
[1]原子力システム研究開発事業、「MA入りPu金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発」、平成28年度成果報告書(2016)

図 6.7-1 「核廃棄物燃焼システム」概念

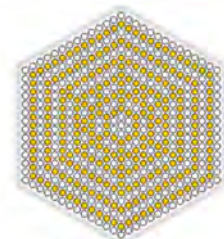


炉心断面図（集合体配置）

	内側炉心	198
	外側炉心	162
	主炉停止系制御棒	31
	後備炉停止系制御棒	6
	径遮へい体	234



燃料集合体縦断面図



● 燃料ピン
○ 減速材ピン

内側燃料集合体内ピン配置例

下記文献より引用

[1]原子力システム研究開発事業、「MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発」、平成 28 年度成果報告書(2016)

図 6.7-2 高速炉炉心および燃料集合体の断面図