

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の
原子炉の設置変更（1号、2号、3号、4号、
5号及び6号原子炉施設の変更）に係る
安全性について

（安全審査書）

平成11年6月

通 商 産 業 省

目 次

I	審査結果	1
II	変更申請内容	2
	1. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の採用	2
	2. 雑固体廃棄物の固型化処理の追加	2
III	審査方針	3
	1. 審査の基本方針	3
	2. 審査方法	3
IV	審査内容	5
	1. 原子炉施設の安全設計	5
	1. 1 炉心	5
	(1) 核設計	5
	(2) 熱水力設計	8
	(3) 動特性	10
	(4) 機械設計	11
	1. 2 核燃料物質の貯蔵設備及び取扱設備	14
	1. 3 固体廃棄物の廃棄設備	16
	2. 運転時の異常な過渡変化の解析	17
	2. 1 解析結果	18
	2. 2 評価	21
	3. 事故の解析	23
	3. 1 解析結果	24
	3. 2 評価	25
	4. 立地評価のための想定事故の解析	27
V	審査経過	28

I 審査結果

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更に関し、同社が提出した「福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成10年11月4日付け申請、平成11年3月5日付け一部補正）に基づき審査した結果、当該申請は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号の基準に適合しているものと認められる。

II 変更申請内容

1. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の採用

福島第一原子力発電所3号炉にウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を取替燃料の一部として採用する。

なお、この変更に伴い、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備の記載を、最近の記載形式に合わせる。

2. 雑固体廃棄物の固型化处理の追加

福島第一原子力発電所1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の雑固体廃棄物の処理方法に固型化处理を追加する。

これに伴い、固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵容量を変更する。

Ⅲ 審査方針

1. 審査の基本方針

審査においては、福島第一原子力発電所1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更について、原子炉等規制法第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号に定める許可の基準に適合していることを判断するため、変更後においても所要の安全設計等が確保されていることをその基本的事項について確認することとした。

2. 審査方法

- (1) 審査は、申請者が提出した「福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）及び同添付書類」に基づき行うこととした。
- (2) 審査に当たっては、書類による審査のほか、必要に応じ現地調査を実施することとした。
- (3) 「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒落下」の評価については、申請者が行った解析を審査するほか、別途に解析を行い確認することとした。
- (4) 審査に当たっては、原子力安全委員会が用いることとした以下の指針のほか、法令で定める基準等を用いることとした。
 - ① 「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」
昭和39年5月（平成元年3月一部改訂）
 - ② 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」 平成2年8月
 - ③ 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」
平成2年8月
 - ④ 「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」
昭和55年11月（平成2年8月一部改訂）
 - ⑤ 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」 平成2年8月
 - ⑥ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」
昭和56年7月（平成4年6月一部改訂）
 - ⑦ 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」
昭和59年1月（平成2年8月一部改訂）

(5) また、旧原子炉安全専門審査会がとりまとめた以下の報告書も活用することとした。

①「沸騰水型原子炉に用いられる8行8列型の燃料集合体について」

昭和49年12月

②「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」

昭和51年2月

③「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法の適用について」

昭和52年2月

④「取替炉心検討会報告書」

昭和52年5月

(6) さらに、原子炉安全基準専門部会がとりまとめた以下の報告書も活用することとした。

①『「燃料被覆管は機械的に破損しないこと」の解釈の明確化について』

昭和60年7月（平成2年8月一部改訂）

②「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」

昭和63年5月

③「沸騰水型原子炉に用いられる9行9列型の燃料集合体について」

平成6年3月

④「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」

平成7年5月

⑤「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」

平成10年4月

⑥『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて』

平成10年11月

(7) そのほか、平成5年7月に当省が取りまとめた「発電用軽水型原子炉施設に用いられるMOX燃料について」を活用するとともに、先行炉の審査経験等をも参考とすることとした。

IV 審査内容

本原子炉施設の変更に関する原子炉施設の安全設計、運転時の異常な過渡変化の解析、事故の解析及び立地評価のための想定事故（重大事故及び仮想事故）の解析について検討した結果は、次のとおりである。

1. 原子炉施設の安全設計

原子炉施設の安全設計については、ウラン・プルトニウム混合酸化物（以下「MOX」という。）燃料の採用に関連するものとして炉心、核燃料物質の貯蔵設備及び取扱設備について、雑固体廃棄物の固型化処理の追加に関連するものとして、固体廃棄物の廃棄設備について検討を行った。

1. 1 炉心

本変更は、3号炉の炉内の燃料集合体548体のうち、取替燃料の一部としてMOX燃料集合体を最大240体（炉内の全重金属初期重量に対するMOXペレットの重金属初期重量割合で約31%）装荷するものである。

MOX燃料集合体は、燃料棒の配列を8行8列、燃料集合体最高燃焼度を40,000MWd/tとし、MOX燃料棒とウラン燃料棒（一部ガドリニアを含む。）で構成される。

集合体平均プルトニウム富化度は、原料のプルトニウム組成比に応じて変化させ、ウランの反応度寄与も含めて集合体平均ウラン235濃縮度約3.0wt%相当以下（燃料集合体平均プルトニウム富化度約2.7~5.3wt%、燃料集合体平均ウラン235濃縮度約1.1~1.3wt%）としている。また、ペレット最大プルトニウム富化度10wt%、ペレット最大核分裂性プルトニウム富化度を6wt%としている。原料のプルトニウム組成比は原子炉級（核分裂性プルトニウム同位体含有率約58~約81wt%）としている。

本変更に関して炉心の核設計、熱水力設計及び動特性並びに燃料集合体の機械設計の妥当性について検討を行った。

(1) 核設計

炉心の核設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 運転に伴う反応度の変化を安定に制御できるとともに、最大の反応度値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた状態であっても、高温状

態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計であること。

- ② 予想されるすべての運転範囲において、反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有する設計であること。
- ③ 炉心は、原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系（以下「プラント各系統」という。）の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。

ここで、燃料の許容設計限界を超えないこととは、具体的には以下の3点である。

- ・最小限界出力比（以下「MCPR」という。）は、許容限界値以上であること。
- ・燃料被覆管は機械的に破損しないこと。すなわち、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪が1%以下であること。
- ・燃料エンタルピは許容限界値以下であること。

このため、審査に当たっては、MOX燃料が装荷された取替炉心（以下「MOX炉心」という。）の核的特性を踏まえ、核設計手法、反応度制御等について検討を行った。

解析に用いられている核設計手法については、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（以下「1/3MOX報告書」という。）において妥当性が確認されている核設計手法が使用されている。同報告書において、この設計手法は、ボイドの発生及びその分布、異なる濃縮度の燃料棒及び燃料集合体の混在する体系等に対応できる汎用性の高い核設計手法であり、MOX燃料集合体内のプルトニウム富化度分布や燃料集合体の相互間の影響も評価が可能であるとしている。

過剰増倍率は、燃焼に伴う核分裂性物質の変化、減速材の温度上昇及びボイド変化、燃料棒の温度上昇、キセノン、サマリウム等の中性子吸収物質の蓄積並びに中性子の漏えいによる反応度変化を補償するように設計されており、過剰反応度の制御は、制御棒に加えて、燃料に含まれる可燃性中性子吸収物質であるガドリニアで行われる。

炉心の過剰増倍率が最大となる低温状態において、最大反応度値を有

する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心を臨界未満に維持できることが示されれば、すべての運転モードを包含して、最大反応度価値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、常に炉心を臨界未満とすることが満足されることとなる。

MOX炉心については、制御材及び可燃性毒物の反応度価値が相対的に低下する特徴があるが、従来と同様、反応度制御系により制御できる。平衡サイクル（9×9燃料（A型）及びMOX燃料を装荷した取替炉心、9×9燃料（B型）及びMOX燃料を装荷した取替炉心）においては、最大反応度価値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、サイクル初期から末期を通じて低温状態でも炉心を臨界未満とすることができることを確認した。

急速な固有の出力抑制効果をもたらす反応度フィードバック特性としては、ドップラ効果及びボイド反応度効果がある。MOX炉心は、MOX燃料が装荷されていない炉心に比べドップラ係数及び減速材ボイド係数がより負となる特徴を有しており、これらの係数は、各サイクルを通じて負の値になるように設計される。減速材温度係数はサイクル末期の低温時には正となる可能性があるが、その値は小さく、これらの反応度係数を総合した出力反応度係数は各サイクルを通じて負の値となるように設計される。

スクラム反応度曲線については、燃焼による劣化を考慮し2つの設計用スクラム曲線（サイクル早期炉心用スクラム曲線及びサイクル末期炉心用スクラム曲線）を設定し解析を行っている。

また、9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）及びMOX燃料に加え、新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料が混在する場合があるが、燃料の濃縮度分布、ガドリニア分布、水対燃料比等により反応度、減速材ボイド係数、ドップラ係数等が燃料設計ごとに大きく異なるないように設計されること、反応度の高い燃料を分散して配置することにより、これらの核的特性は混在する燃料の特性の中間的なものとなる。平衡サイクル以外の場合についても同様に考えることができる。

したがって、異なる種類の燃料が混在する場合についても、各サイクルを通じて、最大反応度価値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合

でも、常に臨界未満にでき、かつ、ドップラ係数及び減速材ボイド係数は負の値になるよう、また、スクラム反応度曲線は設計用スクラム反応度曲線に包含できるように設計される。

MOX燃料のプルトニウム同位体組成の違いによる核的特性への影響はわずかであることから、これらの炉心特性の評価は標準組成で行われている。

さらに、IV 2に示すように、プラントの各系統の機能とあいまって、運転時の異常な過渡変化時においても燃料の許容設計限界を超えることはないことを確認した。

なお、臨界近接時の制御棒の反応度価値の制限値を $0.013 \Delta k$ 以下とし、運転員の制御棒の引き抜き操作の補助装置である制御棒価値ミニマイザにより制御棒の最大反応度価値を $0.013 \Delta k$ 以下になるように制限しており、制御棒落下等の影響を小さく抑えるように設計される。

したがって、変更後においても本原子炉の核設計は、妥当なものと判断する。

(2) 熱水力設計

炉心の熱水力設計においては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、プラントの各系統の機能とあいまって燃料が損傷しないよう、以下に示す許容設計限界を満足することが要求される。

- ① MCPRは、許容限界値以上であること。すなわち、炉心内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさないように定められた値以上であること。
- ② 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。すなわち、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪は、1%以下であること。

このため、審査に当たっては、MOX炉心の核的特性及び物性を踏まえ、解析手法、MCPRの許容限界値及び熱水力設計、燃料棒線出力密度等について検討を行った。

解析には、「1/3MOX報告書」において妥当性が確認されている核設計手法並びに「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」及び「1/3MOX報告書」において妥当性が確認されている燃料設計手法が

使用されている。これらの手法にMOX燃料の特性を適切に取り込むことにより挙動を評価することが可能であるとしている。

また、「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」及び「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法の適用について」等において妥当性が確認されている炉心熱設計手法が使用されている。

MCP Rの許容限界値については、MOX燃料の製造時におけるプルトニウム富化度調整に伴う局所出力分布の不確かさを考慮し、上記手法を適用して評価された値（MOX燃料が装荷された場合の値1.07）を用いることができる。また、MOX燃料は高燃焼度8×8燃料と集合体形状が同一であり、新型8×8ジルコニウムライナ燃料、9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）と圧力損失特性はほぼ同等であることから、これらの燃料は互いに熱水力的な共存性を有しており、通常運転時の熱水力特性の評価の結果、MCP Rの運転制限値を満足して運転可能であることを確認した。この中で、反応度が最も高くなる特性を持つ燃料のみで構成された炉心の評価がなされていることから、より低い反応度の燃料と混在する場合に対してもMCP Rの運転制限値を満足して運転可能である。

さらに、IV 2に示すように、通常運転時の熱的制限値を遵守することで、運転時の異常な過渡変化時においても、MCP Rの許容限界値を下回らないことを確認した。その際、異なる種類の燃料の混在を考慮して、炉心ごとに核的特性や燃料の伝熱特性として保守的な条件が設定されており、着目する燃料について最も厳しい状態でMCP Rが評価されている。

燃料被覆管の円周方向平均塑性歪については、燃料の性質、寸法等を考慮して検討を行い、1%塑性歪に対応する燃料棒線出力密度の設計用出力履歴に対する出力余裕は、従来のウラン燃料が70%以上であるのに対し、MOX燃料については、燃料寿命を通じて65%以上であることを確認した。したがって、MOX燃料が装荷された場合においては、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪を1%以下とするための条件として燃料棒線出力密度を設計用出力履歴の165%以下とすることは妥当である。これによりIV 2に示すように、通常運転時の線出力密度を44.0kW/m以下に制限することによって、通常運

転時はもちろん、運転時の異常な過渡変化時においても、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪は1%には達しないことを確認した。

したがって、変更後においても本原子炉の熱水力設計は、妥当なものとして判断する。

(3) 動特性

原子炉を安定に運転するためには、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であることが要求される。すなわち、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持つか、あるいは出力振動を制御し得ることが要求される。

このため、審査に当たっては、原子炉の安定性に係る限界基準、運転上の設計基準、解析手法等について検討を行った。

本原子炉では、ボイド変化に伴う不安定な出力振動が生じないように設計されるとともに、反応度外乱に対しては、ドップラ効果等に基づく負の出力反応度係数による自己制御性を有するように設計される。また、強制循環によって水力学的な乱れを抑えることにより、負荷変動や外乱に対する安定性あるいは沸騰による中性子束ノイズ特性の向上が図られる。

さらに、安定性の余裕を確保するために、安定性制限曲線が設けられるとともに、冷却材再循環ポンプが1台又は2台トリップして低炉心流量高出力領域に入った場合には、選択制御棒挿入機構によって、あらかじめ選択された制御棒が挿入され、低炉心流量高出力領域での運転を制限するように設計される。MOX燃料が装荷された場合の流量制御による出力自動制御は70%炉心流量以上、105%炉心流量以下の範囲で行われる。

本原子炉においては、チャンネル水力学的安定性、炉心安定性、領域安定性及びプラント安定性について、限界基準（減幅比 < 1 、減衰係数 > 0 ）を満たすように設計される。さらに、炉心安定性及びプラント安定性に対して限界基準に余裕を持たせた運転上の設計基準（減幅比 ≤ 0.25 、減衰係数 ≥ 0.22 ）を適用することとしている。これらの基準を適用することは妥当なものとして判断する。

MOX燃料が装荷された場合の安定性の評価に当たっては、国内BWRにおいて実績のある計算コードを用いて解析が行われている。また、MO

X炉心では、MOX燃料が装荷されていない炉心に比べ減速材ボイド係数、ドップラ係数がより負側であること、遅発中性子割合が小さくなること等が考慮されている。

チャンネル水力学的安定性、炉心安定性及び領域安定性については、異なる種類の燃料が混在する炉心も考慮した厳しい出力分布の条件を用いて、さらに、炉心安定性及び領域安定性については、安定性が最も悪くなると予想されるサイクル末期について炉心全体を十分な数の領域に分けた解析が行われている。これらの解析結果は、いずれの安定性についても限界基準を満足し、さらに、炉心安定性については、運転上の設計基準を満足しており、炉心は十分な減衰特性を有していることを確認した。

また、プラント安定性については、運転中の圧力の変化（圧力制御装置設定点0.069MPa増加）、制御棒の操作（制御棒引抜き10セント（即発臨界になる反応度の1/10））及び炉心流量の変化（再循環流量制御設定点10%の増加又は減少）等の運転中に予想される外乱に対して安定に応答し、燃料の許容設計限界内で安定性に係る限界基準及び運転上の設計基準の値を満足する十分な減衰特性を有していることを確認した。

さらに、キセノンの空間振動の安定性については、空間振動を抑制できる範囲内の負の出力反応度係数を有していることを確認した。

これらにより、本原子炉は出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であるものと判断する。

したがって、変更後においても本原子炉の安定性に関する設計は、妥当なものと判断する。

(4) 機械設計

燃料集合体の機械設計においては、使用材料、使用温度、圧力条件、照射効果等を考慮し、以下に示す事項を満足することが要求される。

① 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。

② 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

③ プラント各系統の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な

過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。

- ④ 炉心を構成する燃料棒以外の構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。

このため、審査に当たっては、MOX燃料の燃料被覆管の応力、累積疲労等の機械設計について検討を行った。

燃料棒の設計評価には、「1/3MOX報告書」において妥当性が確認されている燃料設計手法が使用されている。この手法は、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」において妥当性が確認されているものに、MOX燃料ペレットの物性、核的特性、照射挙動（熱伝導率、燃料ペレット径方向出力分布、核分裂生成ガス放出率等）が反映されているものである。

燃料被覆管の応力については、MOX燃料の燃料棒寸法、燃料棒内圧等を統計的に考慮した応力評価の結果、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、応力の計算値と許容応力との比である応力設計比の95%確率上限値は1以下である。なお、形状が複雑な端栓部については、有限要素法を用い決定論的に求められた応力の計算値が許容応力を下回っている。

燃料被覆管の累積疲労については、MOX燃料の炉内滞在期間を7年とし、その間の起動停止や負荷変化による応力サイクルを考慮して累積疲労係数が評価されており、この値は、許容限界値（1.0）に対し十分余裕がある。

MOX燃料は、核分裂生成ガス放出率がウラン燃料に比べ若干高めであることから、燃料棒の伝熱特性の低下及び燃料棒内圧の上昇がウラン燃料に比べ大きくなる特徴がある。このためウラン燃料で従来より行われている初期ヘリウム加圧、ペレットの高密度焼結に加え、MOX燃料では、プレナム体積を大きくしている。これにより、燃料中心温度は、燃料寿命を通じて融点に対して十分低く抑えられ、また通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないよう設計されている。

これらのほか、フレッチング腐食、燃料被覆管の水素化、燃料被覆管のクリープ圧潰、ペレット-燃料被覆管相互作用、寸法形状安定性等についても検討した結果、燃料の健全性を失うことのない設計とされている。

なお、MOX燃料は、燃料ペレット内にプルトニウム含有率の不均一性が生じる可能性があるが、この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲としている。

MOX新燃料は、ウラン燃料に比べて発熱量が大きい、強度に有意な影響を及ぼすものではなく、また、集合体形状及び構成部品は高燃焼度8×8燃料と同一である。これらのことから、MOX新燃料の輸送及び取扱い中に受ける通常の荷重が問題となることはない判断される。

さらに、IV2に示すように、プラントの各系統の機能とあいまって、運転時の異常な過渡変化時にも、燃料の許容設計限界を超えることはないことを確認した。

また、炉心を構成する燃料棒以外の構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において想定される荷重の組合せに対し、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得るよう設計される。

したがって、変更後においても本原子炉の燃料集合体に関する機械設計は妥当なものと判断する。

1. 2 核燃料物質の貯蔵設備及び取扱設備

本変更は、取替燃料の一部として、MOX燃料集合体を3号炉の使用済燃料プール並びに1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉（以下「1～6号炉」という。）の共用施設である使用済燃料共用プールにおいて取扱い及び貯蔵するものである。

本変更に係る核燃料物質の貯蔵設備及び取扱設備の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。
- ② 使用済燃料貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。
- ③ 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
- ④ 使用済燃料及びMOX新燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の線量当量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。
- ⑤ 使用済燃料共用プールは、MOX使用済燃料が貯蔵される場合でも、共用の観点から、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

このため、審査に当たっては、使用済燃料貯蔵設備における燃料の臨界防止、使用済燃料貯蔵設備の除熱能力並びにMOX燃料集合体の取扱い及び放射線防護等について検討を行った。

使用済燃料貯蔵設備における燃料の臨界防止については、使用済燃料プールではアルミニウム製及びボロン添加アルミニウム製のラック、使用済燃料共用プールではステンレス製のラックを使用し、燃料集合体間隔を適切にとることにより、設備容量分の燃料を貯蔵し、かつ、プール水温及びラック内燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率は0.95以下に保たれる。

使用済燃料貯蔵設備の除熱能力については、使用済燃料プールにおいて、原子炉ウェルと燃料プールを仕切るプールゲートを閉じた時点で炉心から取り出した燃料1回分取替量から発生する崩壊熱と、それ以前の燃料取替で取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負

荷を燃料プール冷却浄化系の熱交換器で除去し、プール水温が52℃を超えないように設計される。さらに、燃料サイクル末期における全炉心の崩壊熱と、それ以前の燃料取替により取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する最大熱負荷は、残留熱除去系を併用して除去し、プール水温は65℃以下に保たれる。なお、使用済燃料共用プールについては、1～6号炉の各号炉の使用済燃料プールで19ヶ月以上冷却された使用済燃料が貯蔵され、その貯蔵容量は1～6号炉炉心装荷量の合計の約200%であることから、MOX使用済燃料が貯蔵されることによる除熱能力への影響は小さく、従来と同様、除熱性能は確保される。

MOX燃料集合体の取扱設備は、燃料集合体の移送操作中の落下防止のため、二重ワイヤ等の適切な保持機能を有するように設計される。

MOX新燃料の取扱い及び貯蔵時の放射線防護上の措置については、放射線業務従事者の線量当量を合理的に達成できる限り低くするように、MOX新燃料の表面線量率がウラン新燃料に比べて高いという特徴を考慮し、必要に応じ一時的な遮へいが使用され、使用済燃料プールで保管される。また、使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備の放射線防護上の措置については、従来と同様、遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で取扱い、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで保管される。

原子炉施設の共用については、使用済燃料共用プールにMOX使用済燃料を貯蔵した場合でも、燃料の臨界防止、除熱能力、取扱い及び放射線防護上の措置はウラン使用済燃料と変わるものではなく、原子炉の安全性を損なうことはない。

したがって、変更後においても核燃料物質の貯蔵設備及び取扱設備の設計は妥当なものとして判断する。

1. 3 固体廃棄物の廃棄設備

本変更は、1～6号炉の雑固体廃棄物の処理方法に固型化処理を追加するものである。これに伴い、固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵容量も変更される。

本変更に係る固体廃棄物の廃棄設備の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。
- ② 固体廃棄物貯蔵設備は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。

雑固体廃棄物の固型化処理は、放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とされる。具体的には、当該処理は、第5固体廃棄物貯蔵庫内で行われ、排気は、フィルタで処理することにより、排気中に含まれる粒子状放射性物質を低減するように設計される。

雑固体廃棄物の固型化処理は、第5固体廃棄物貯蔵庫に固型化処理のためのエリアを設けて行われることから、固体廃棄物の貯蔵容量が少なくなるが、変更後においても、1～6号炉の貯蔵容量は200リットルドラム缶で約284,500本相当であり、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する十分な能力を有している。また、変更後においても固体廃棄物貯蔵庫は廃棄物による汚染の拡大防止のための機能を損なうものではない。

したがって、変更後においても固体廃棄物の廃棄設備の設計は妥当なものと判断する。

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

3号炉の取替燃料の一部としてMOX燃料を採用する変更に伴い、安全保護系、原子炉停止系等の設計が妥当であることを確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化として、下記の事象の解析が行われている。

- ① 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - ・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- ② 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - ・原子炉冷却材流量の部分喪失
 - ・原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - ・外部電源喪失
 - ・給水加熱喪失
 - ・原子炉冷却材流量制御系の誤動作
- ③ 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - ・負荷の喪失
 - ・主蒸気隔離弁の誤閉止
 - ・給水制御系の故障
 - ・原子炉圧力制御系の故障
 - ・給水流量の全喪失

解析に当たっては、MOX燃料の装荷に伴い、減速材ボイド係数、ドロップラ係数、限界出力特性、局所出力ピーキング係数等が変わることを考慮し、解析条件が設定されている。また、プルトニウムの同位体組成の変動についても考慮されている。

審査に当たっては、「安全評価指針」に基づき、上記のそれぞれの事象に応じて以下に示す項目を具体的な判断基準として、解析の評価を行った。

なお、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の解析の評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「反応度投入事象評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子

炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「反応度投入事象取扱報告書」という。)も用いた。

- ① MCPRは許容限界値1.07以上であること。
- ② 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。すなわち、燃料被覆管の円周方向平均塑性歪が1% (表面熱流束は、定格の165%に相当) 以下であること。
- ③ 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。すなわち、燃料エンタルピの最大値は、「反応度投入事象評価指針」に示された許容設計限界を超えないこと。
- ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である8.28MPa[gage] (84.4kg/cm²g) の1.1倍の圧力9.11MPa[gage] (92.8kg/cm²g) 以下であること。

MOX燃料が装荷された場合の解析結果及び評価は、以下のとおりである。

2. 1 解析結果

MCPRについては、従来と同様に炉心の条件に応じた設定がなされている。すなわち、スクラム時の反応度曲線が運転サイクル末期に劣化することから、運転サイクルを炉心平均燃焼度で2つの期間に分け、さらに混在する燃料の組合せに応じて場合分けし、通常運転時の異常な過渡変化のうち、定格出力状態から始まる過渡変化時にMCPRの変化が最も大きいものに着目して、その通常運転時の熱的制限値が決められている。

具体的な場合分けとMCPRの運転制限値は、以下のとおりである。

(1) サイクル早期炉心 (サイクル早期炉心用スクラム曲線が適用される期間の炉心)

① 新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合

・ 新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 25
・ 高燃焼度8×8燃料	1. 29
・ 9×9燃料 (A型)	1. 31
・ 9×9燃料 (B型)	1. 31
・ MOX燃料	1. 29

② 新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合

・ 高燃焼度8×8燃料	1. 27
・ 9×9燃料 (A型)	1. 29

- ・ 9×9 燃料 (B型)
 - 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合 1. 2 6
 - 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合
以外 1. 2 9

- ・ MOX燃料
 - 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合 1. 2 7
 - 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合
以外 1. 2 8

(2) サイクル末期炉心 (サイクル末期炉心用スクラム曲線が適用される期間の炉心)

① 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合

- ・ 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料 1. 3 6
- ・ 高燃焼度 8×8 燃料 1. 4 1
- ・ 9×9 燃料 (A型) 1. 4 5
- ・ 9×9 燃料 (B型) 1. 4 4
- ・ MOX燃料 1. 4 1

② 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合

- ・ 高燃焼度 8×8 燃料 1. 3 8
- ・ 9×9 燃料 (A型) 1. 4 2
- ・ 9×9 燃料 (B型)

9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合 1. 3 8

9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合
以外 1. 4 1

- ・ MOX燃料
 - 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合 1. 3 6
 - 9×9 燃料 (B型) 及びMOX燃料のみが装荷されている場合
以外 1. 3 9

この値以上に維持して運転していれば、サイクル早期炉心において、9×9燃料（B型）及びMOX燃料のみが装荷されている場合に最も厳しい過渡変化である「給水加熱喪失」及び9×9燃料（B型）及びMOX燃料のみが装荷されている場合以外でもっとも厳しい過渡変化である「負荷の喪失（タービン・トリップ、タービン・バイパス弁不作動）」並びにサイクル末期炉心においてもっとも厳しい過渡変化である「負荷の喪失（タービン・トリップ、タービン・バイパス弁不作動）」でも、許容限界値1.07を下回ることはない。

燃料被覆管の機械的破損については、表面熱流束の最大値が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約121%となるが、燃料被覆管の1%平均塑性歪に対応する表面熱流束値165%を下回っている。なお、解析は、引き抜かれる制御棒周辺の局所的な炉心挙動の評価が必要であり、各燃料設計の平衡炉心について行われている。本事象は、あらかじめ定められた制御棒引抜阻止信号近傍の出力で収束することから、異なる種類の燃料の混在による影響はほとんど受けない。さらに、安全保護系のバイパス条件等に保守性が考慮されている。したがって、異なる種類の燃料が混在する場合に対しても解析結果は保守性を有している。

燃料エンタルピーの最大値は、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、9×9燃料（A型）で約95kJ/kg（約23cal/g）、9×9燃料（B型）で約105kJ/kg（約25cal/g）、MOX燃料で約102kJ/kg（約25cal/g）であり、これらは、燃料の許容設計限界を超えない。なお、解析は、引き抜かれる制御棒周辺の局所的な炉心挙動の評価が必要であり、各燃料設計の平衡炉心について行われている。ここで、解析に用いる制御棒価値等には保守性が考慮されており、異なる種類の燃料が混在する場合に対しても解析結果は保守性を有している。また、本事象において浸水燃料の存在及び燃焼の進んだ燃料を考慮しても、浸水燃料の破裂やその他の燃料の破損は生じない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となるのは、サイクル末期炉心の「負荷の喪失（タービン・トリップ、タービン・バイパス弁不作動）」においてであり、約8.67MPa[gage]（約88.4kg/cm²）となる。これ

は、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍を下回っている。

2. 2 評価

「1/3 MOX 報告書」において「安全評価指針」に示された事象をそのまま用いることができるとしている。

運転時の異常な過渡変化として取り上げられている事象については、「安全評価指針」に基づき、「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」、「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」及び「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」のそれぞれに対して、解析の結果が厳しくなる事象が選定されており、事象の選定は妥当なものとして判断する。

また、解析に用いられる条件及び手法は、以下に示すとおり妥当なものとして判断する。

① 事象の解析に当たっては、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態が選定されている。また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷温停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までが包含されている。

② 解析に当たって考慮する安全機能は、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類審査指針」という。）において定めるMS-1及びMS-2に属する系統及び機器による機能としている。また、機能を期待しているMS-3に属する系統及び機器についても信頼性が十分であると考えるので、その機能を期待することは妥当なものとして判断する。

安全保護系の動作を期待する場合には、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点が明確にされている。

原子炉のスクラムの効果を期待する場合には、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にし、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果が考慮されている。

③ 解析に使用されている計算プログラム等は、いずれも実験結果等との比

較により、その妥当性が確認されている。解析に使用されているモデル及びパラメータは、解析結果が厳しくなるよう選定されており、また、パラメータについては「1/3MOX報告書」に従い、MOX燃料の特性がプルトニウムの同位体組成の変動の影響も含めて事象に応じて適切に反映され、不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕が見込まれている。

以上のように、事象の選定、解析の条件及び手法は妥当であり、2.1に示すように解析結果は判断基準を満足していること等から、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」等に適合しているものと判断する。

3. 事故の解析

3号炉の取替燃料の一部としてMOX燃料を採用する変更に伴い、工学的安全施設等の設計が妥当であることを確認するため、「安全評価指針」に基づき、事故として、下記の事象の解析が行われている。

① 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- ・原子炉冷却材喪失
- ・原子炉冷却材流量の喪失
- ・原子炉冷却材ポンプの軸固着

② 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- ・制御棒落下

③ 環境への放射性物質の異常な放出

- ・主蒸気管破断

なお、他の事象については、MOX燃料の装荷による解析条件の変更はなく、9×9燃料に関する解析結果が変更されるものではない。

解析に当たっては、MOX燃料の装荷に伴い、減速材ボイド係数、ドップラ係数、限界出力特性、局所出力ピーキング係数等が変わることを考慮し、解析条件が設定されている。また、プルトニウムの同位体組成の変動についても考慮されている。

審査に当たっては、「安全評価指針」に基づき、上記のそれぞれの事象について以下に示す項目を具体的な判断基準として、解析の評価を行った。

③ なお、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における

「原子炉冷却材喪失」の解析の評価に当たっては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS性能評価指針」という。）も用い、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒落下」の解析の評価に当たっては、「反応度投入事象評価指針」及び「反応度投入事象取扱報告書」も用いた。

- ① 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- ② 燃料エンタルピは「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超えないこと。
- ③ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である

8. 28MPa[gage] (84.4kg/cm²g) の1.2倍の圧力9.94MPa[gage] (101.3kg/cm²g) 以下であること。

④ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、設計圧力の1/0.9倍の圧力427kPa[gage] (4.35kg/cm²g) 以下であること。

⑤ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

MOX燃料が装荷された場合の解析結果及び評価は、以下のとおりである。

3. 1 解析結果

これらの事故時において、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。なお、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」においては、燃料被覆管の温度の最高値は9×9燃料(A型)で約654℃、9×9燃料(B型)で約638℃、MOX燃料で約647℃であり「ECCS性能評価指針」に示された制限値1,200℃を下回っている。また、燃料被覆管の酸化層厚みの増加は極めて小さいものであり、「ECCS性能評価指針」の基準を満足している。

燃料エンタルピの最大値は「制御棒落下」において、9×9燃料(A型)で約776kJ/kg(約186cal/g)、9×9燃料(B型)で約775kJ/kg(約185cal/g)、MOX燃料で約738kJ/kg(約177cal/g)であり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行並びにガドリニア又はプルトニウム添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピを差し引いた値である837kJ/kg(200cal/g)を下回っている。なお、解析は、落下する制御棒の周辺の局所的な炉心挙動の評価が必要であり、各燃料設計の平衡炉心について行われている。ここで、解析に用いる制御棒価値等には保守性が考慮されており、異なる種類の燃料が混在する場合に対しても解析結果は保守性を有している。また、本事象において浸水燃料の破裂及びペレット-被覆管機械的相互作用に起因する燃料破損による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性は損なわれない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」において最大となり、約8.31MPa[gage] (約84.7kg/cm²g) であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍を下回っている。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、「原子炉格納容器内圧力、雰

囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」において、約 3.2kg/cm^2 であり、設計圧力の $1/0.9$ 倍を下回っている。

敷地境界外における実効線量当量は、「放射性気体廃棄物処理施設の破損」において最大となり、約 $1.1 \times 10^{-1}\text{mSv}$ であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。

可燃性ガスの発生に関しては、水素濃度がドライウェル内で最大約 $3.2\text{vol}\%$ 、酸素濃度がドライウェル内で最大約 $4.5\text{vol}\%$ であり、可燃限界である水素 $4\text{vol}\%$ 及び酸素 $5\text{vol}\%$ より低い。

なお、上記の「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」及び「放射性気体廃棄物処理施設の破損」については、
9×9燃料に関する解析結果が変更されるものではない。

3. 2 評価

「1/3MOX報告書」において「安全評価指針」に示された事象をそのまま用いることができるとしている。

事故として取り上げられている事象については、「安全評価指針」に基づき、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」、「環境への放射性物質の異常な放出」及び「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」のそれぞれに対して、解析の結果が厳しくなる事象が選定されており、事象の選定は妥当なものだと判断する。

また、解析に用いられている条件及び手法は、以下に示すとおり妥当なものだと判断する。

- ① 事象の解析に当たっては、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態が選定されている。また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷温停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までが包含されている。
- ② 解析に当たって考慮する安全機能は、原則として「重要度分類審査指針」において定めるMS-1及びMS-2に属する構築物、系統及び機器

による機能としている。また、機能を期待しているMS-3に属する系統及び機器についても信頼性が十分であると考えるので、その機能を期待することは妥当なものと判断する。

事故に対処するため、必要な系統、機器については基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障が仮定されており、必要な運転員の手動操作については、時間的余裕が適切に考慮されている。

安全保護系の動作を期待する場合には、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点が明確にされており、工学的安全施設の動作を期待する場合には、外部電源が利用できない場合も考慮されている。

原子炉のスクラムの効果を期待する場合には、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にし、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果が考慮されている。

- ③ 解析に使用されている計算プログラム等は、いずれも実験結果等との比較により、その妥当性が確認されている。

解析に使用されているモデル及びパラメータは、解析結果が厳しくなるよう選定されている。また、パラメータについては、「1/3MOX報告書」に従い、MOX燃料の特性がプルトニウムの組成変動の影響も含めて事象に応じて適切に反映され、不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕が見込まれている。

「制御棒落下」の評価に用いられる燃料エンタルピの制限値については「反応度投入事象報告書」に従い、燃焼が最も進んだ燃料ペレットの融点低下並びにガドリニア又はプルトニウム添加による燃料ペレット融点低下を考慮して適切に設定されており、妥当なものと判断する。

なお、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒落下」については、申請者が行った解析を審査するほか、別途に解析を行い、その妥当性を確認した。

以上のように、事象の選定、解析の条件及び手法は妥当であり、また、3.1に示すように解析結果は判断基準を満足していること等から、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」等に適合しているものと判断する。

4. 立地評価のための想定事故の解析

原子炉の立地条件の適否、すなわち、周辺公衆との離隔の確保の妥当性を確認するため、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）及び「安全評価指針」に基づき、重大事故及び仮想事故として「原子炉冷却材喪失」及び「主蒸気管破断」が選定されている。これらの事象については、MOX燃料の装荷による解析条件の変更はなく、従来解析結果が変更されるものではない。

重大事故については、敷地境界外における γ 線による全身に対する線量は、「主蒸気管破断」において最大となり約 5.8×10^{-2} mSvである。また、小児の甲状腺に対する線量は、「主蒸気管破断」において最大となり約22mSvである。

○ 仮想事故については、敷地境界外における γ 線による全身に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり約1.2mSvである。また、成人の甲状腺に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり約100mSvである。

また、仮想事故については、全身線量の積算値は「原子炉冷却材喪失」において最大となり、西暦1995年の人口に対して約0.18万人Svであり、西暦2025年の推計人口に対して約0.18万人Svである。

したがって、変更後においても本原子炉の立地条件は「原子炉立地審査指針」に適合しているものと判断する。

○ また、『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて』を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わないことは妥当と判断した。

V 審査経過

本審査書は、東京電力株式会社が提出した「福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）本文及び同添付書類」（平成10年11月4日付け申請、平成11年3月5日付け一部補正）に基づき審査を行った結果を取りまとめたものである。審査の過程において、現地調査を実施したほか、通商産業省原子力発電技術顧問の専門的意見を聴取した。

当該原子炉設置変更許可申請に係る審査過程で意見を聴取した通商産業省原子力発電技術顧問は以下のとおりである。

平成11年3月現在

顧問氏名	所属
阿部 清治	日本原子力研究所
飯嶋 敏哲	(財) 原子力発電技術機構
石川 迪夫	(財) 原子力発電技術機構
石塚 信	(財) 原子力安全技術センター
岩田 修一	東京大学
大橋 弘忠	東京大学
岡 芳明	東京大学
木下 幹康	(財) 電力中央研究所
久木田 豊	名古屋大学
近藤 駿介	東京大学
斯波 正誼	(財) 原子力発電技術機構
鈴木 篤之	東京大学
早田 邦久	日本原子力研究所
伯野 元彦	東洋大学
藤城 俊夫	日本原子力研究所
古田 照夫	(財) 原子力発電技術機構
松本 光雄	核燃料サイクル開発機構
三島 嘉一郎	京都大学

宮崎 慶次
吉川 榮和

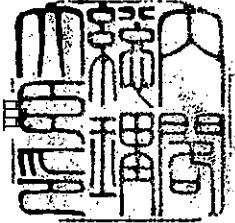
大阪大学
京都大学

(敬称略、五十音順)

11安第167号
平成11年7月1日

通商産業大臣 殿

内閣総理大臣



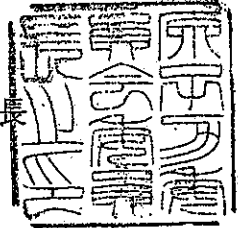
東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更
(1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更)に
関する内閣総理大臣の同意について

平成11年6月29日付け平成10・11・04資第16号をもって同意の要
請のあった標記の件に関する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規
制に関する法律第26条第1項の規定に基づく変更の許可については、
同法第71条第1項第3号の規定に基づき同意します。

11原委第26号
平成11年6月29日

通商産業大臣 殿

原子力委員会委員長



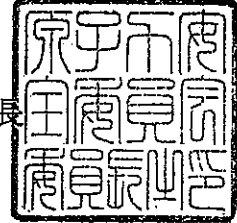
東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）について（答申）

平成11年3月15日付け平成10・11・04資第16号をもって諮問のあった標記の件に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第4項において準用する同法第24条第1項第1号、第2号及び第3号（経理的基礎に係る部分に限る。）に規定する基準の適用については妥当なものと認める。

1.1 安委第122号
平成11年6月28日

通商産業大臣 殿

原子力安全委員会委員長



東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更（1号、
2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）について（答申）

平成11年3月15日付け平成10・11・04資第16号をもって諮問のあった標記の件に関する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第4項において準用する同法第24条第1項に規定する許可の基準の適用について以下のように認めます。

- (1) 第3号（技術的能力に係る部分に限る。）に関しては、審査した結果、妥当なものである。
- (2) 第4号に関しては、原子炉安全専門審査会による安全性に関する審査結果は別紙のとおりであり、妥当なものである。

大臣室（備前秘書官、藤木秘書官、佐々木秘書官）、副大臣室（川村総括主任、横田総括主任、他4）、大臣政務官室（河原総括主任、妹尾総括主任、他4）、事務次官、官房長、総括審議官、技術総括審議官、国会担当審議官、総務担当審議官、官房総務課長、官房総務課（4補佐、府川氏）、参事官（国会）、参事官（技術）、防災業務室長、広報室、資工庁長官、資工庁次長、資工庁審議官、総合政策課、電力・ガス事業部長、電力部政策課、電力基盤整備課、原子力政策課、原子力立地・核燃料サイクル産業課、保安院長、保安院次長、審議官（4）、首席統括安全審査官、企画調整課長、原子力関係課

【お知らせ】

福島第一3号機用MOX燃料の 健全性・安全性確認の実施について

- 本日（5月21日（金））、東京電力株式会社から、「福島第一原子力発電所3号機において長期保管したMOX新燃料の健全性に係る評価・検査報告書」が原子力安全・保安院に提出されました。
- 保安院としては、今後、東京電力（株）から報告のあった内容について、専門家の意見を聴きつつ厳正に確認・評価を行ってまいります。
- なお、報告書の提出があったこと及び今後の保安院の対応については、本日、当院ホームページに掲載。

（参考）今後のスケジュール

- 5月21日（金） 東電から評価・検査結果報告書の提出（保安院HP掲載）
第1回意見聴取会開催通知を保安院HPに掲載
- 5月26日（水） 第1回意見聴取会
- 6月中旬 第2回意見聴取会
- 6月下旬 第3回意見聴取会
- 7月上旬 当院の評価報告書を取りまとめ、対外公表

【担当】：原子力安全・保安院

原子力発電安全審査課（直通：03-3501-6289、内線：[REDACTED]）
（課長） 野口 哲男（携帯：[REDACTED]）
（審査班長） 内藤 浩行（PHS：[REDACTED]）
原子力発電検査課（直通：03-3501-9547、内線：[REDACTED]）
（課長） 山本 哲也（携帯：[REDACTED]）
（統括安全審査官） 石垣 宏毅（携帯：[REDACTED]）

福島第一3号機用MOX燃料の健全性・安全性確認の実施について

平成22年5月21日
原子力安全・保安院

本日5月21日(金)に、「福島第一原子力発電所3号機において長期保管したMOX新燃料の健全性に係る評価・検査報告書」が東京電力(株)から原子力安全・保安院に提出されました。

当院は、東京電力(株)から報告のあった内容について、専門家の意見を聴きつつ厳正に確認・評価を行ってまいります。

1. 確認・評価の進め方

- 長期間保管されていたMOX燃料を原子炉に装荷し使用するに当たって、当該MOX燃料の健全性の確認及び原子炉の安全運転に支障がないことの確認を行う。
- 当院は、東京電力から当院に提出された点検・評価結果報告書を確認するとともに、立入検査により保管されているMOX燃料の確認等を行い、MOX燃料の健全性・安全性に係る評価を実施する。
- 評価に当たっては、意見聴取会において専門家の意見を聴取しつつ検討を行う。
- 主な評価項目は、長期保管による燃料部材の腐食等の影響、燃料に含まれるプルトニウム(Pu-241)がアメリシウム(Am-241)に崩壊することによる燃料組成の変化による影響等。
- MOX燃料の外観点検については、記録確認に加え当院の立入検査による立会い確認(水中テレビカメラ及びファイバースコープ)を実施。
- 評価報告書を取りまとめた時点で対外公表(プレス投げ込み)。

2. 今後の予定

- 5月21日(金) 東電から評価・検査結果報告書の提出(保安院HP掲載)
第1回意見聴取会開催通知を保安院HPに掲載
- 5月26日(水) 第1回意見聴取会
- 6月中旬 第2回意見聴取会
- 6月下旬 第3回意見聴取会
- 7月上旬 当院の評価報告書を取りまとめ、対外公表

平成22年5月21日



経済産業省
原子力安全・保安院長
寺坂 信昭 殿

東京都千代田区内幸町1丁目1番3号
東京電力株式会社
取締役社長 清水 正孝

福島第一原子力発電所3号機において長期保管したMOX新燃料の
健全性に係る評価および検査結果の報告について

平成12年8月10日付「福島第一原子力発電所第3号機用輸入燃料体の検査について」（平成11・08・05資第26号）により、輸入燃料体検査の合格を頂きましたウラン・プルトニウム混合酸化物及び二酸化ウラン燃料（MOX燃料）においては、検査合格後に使用済燃料プール内に保管しておりましたが、保管期間が長期に亘っていることから、評価および検査により健全性を確認いたしました。つきましては、評価および検査結果を別添のとおりご報告いたします。

添付資料

福島第一原子力発電所3号機において長期保管したMOX新燃料の
健全性に係る評価・検査報告書 1部

以上

福島第一原子力発電所 3 号機において

長期保管した MOX 新燃料の健全性に係る評価・検査報告書

平成 22 年 5 月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 評価・検査実施方法	2
2.1 評価・検査項目の選定	2
2.2 評価・検査の体制について	3
3. 評価結果	5
3.1 燃料棒熱機械特性	5
3.2 核炉心特性・熱水力特性	16
3.3 動特性	47
3.4 使用済燃料貯蔵時の冷却性及び未臨界性	51
3.5 運転時の異常な過渡変化の解析	55
3.6 事故解析	58
3.7 まとめ	64
3.8 参考文献	65
4. 外観検査および内部確認結果	66
4.1 燃料集合体外観検査	66
4.2 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認	68
5. 保管中のデータ確認結果	70
5.1 使用済燃料プールの確認	70
5.2 保管期間中の燃料集合体への影響	71
6. まとめ	73
【参考】 福島第一原子力発電所3号機において保管中のMOX新燃料にかかる経緯 について	74

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

1. はじめに

福島第一原子力発電所 3 号機の使用済燃料プールにおいて現在保管している MOX 新燃料(ベルゴニュークリア社/FBFC インターナショナル社製造)は、平成 11 年 9 月 27 日の発電所搬入後、10 年以上の長期に亘り水中にて保管されてきた(経緯については【参考】を参照)。

MOX 新燃料にはその特性が経時変化するという特徴があり、プルトニウムのアメリシウムへの崩壊等の燃料組成変化によって、ペレット物性の変化や燃料の反応度低下や反応度係数の変化等の影響が想定される。しかしながら、これらの影響を考慮した評価および解析により以下のとおり問題ないことを確認した。

- 生成するアメリシウムの量が微量であること等から、ペレット物性の変化等が燃料棒熱機械特性に影響しないこと
- 長期保管 MOX 燃料と同時に装荷される燃料の体数や配置の工夫等によって、熱的制限値等を遵守した炉心の成立が可能であり、核炉心特性上問題のないこと
- 燃料棒熱機械特性と核炉心特性の結果を基に評価される動特性、過渡・事故解析等には長期保管 MOX 燃料の影響は現れず、各項目に適用される判断基準を満足できること

また、保管期間中の環境(水環境、放射線環境)による影響により、ジルコニウム合金やステンレス等の構成部材について、貯蔵時の腐食、グラッド付着が想定されるほか、地震時や燃料取扱い時の外力による燃料構成部材の変形、燃料集合体内部への異物混入が想定される。しかしながら、外観検査、内部確認結果および保管期間中の使用済燃料プールの管理状況について以下のとおり問題ないことを確認した。

- 燃料健全性に影響を及ぼす損傷、変形、腐食等は確認されなかったこと
- 燃料集合体内部に燃料健全性に影響を及ぼす異物は確認されなかったこと
- 保管期間中の使用済燃料プール水温、水位、水質は適切に管理されていたこと

本報告書は、当該 MOX 新燃料の健全性を確認するために実施した評価結果及び検査結果について纏めたものである。

2. 評価・検査実施方法

2.1 評価・検査項目の選定

長期保管した MOX 新燃料に想定される影響を図 2-1 に示すが、プルトニウム 241 のアメリシウム 241 への β 崩壊等の燃料組成変化の影響、貯蔵時の腐食等の保管期間中の環境からの影響、異物混入等の保管期間中の外的影響がある。これらの影響に対して、長期保管 MOX 燃料が現時点においても問題なく使用できる健全性を有していることを確認するために、評価・検査を実施した。今回の評価・検査で選定した確認対象項目と評価・検査方法を以下に示す。

(1) 燃料組成変化の影響にかかる確認対象項目

- ① 燃料棒熱機械特性
(燃料温度, 燃料棒内圧, 1%塑性歪相当出力, 応力設計比・疲労評価等)
- ② 核炉心特性・熱水力特性
(反応度係数, 炉心特性, ほう酸水注入系の制御能力, SLMCPR 等)
- ③ 動特性
(チャンネル安定性, 炉心安定性, 領域安定性, プラント安定性, キセノン空間振動の安定性)
- ④ 使用済燃料貯蔵時の冷却性及び未臨界性
- ⑤ 運転時の異常な過渡変化の解析
- ⑥ 事故解析

許認可解析手法に基づく評価または、許認可解析の前提に包絡されていることの確認(福島第一3号機でのMOX燃料の採用の原子炉設置変更許可申請⁽¹⁾との比較)

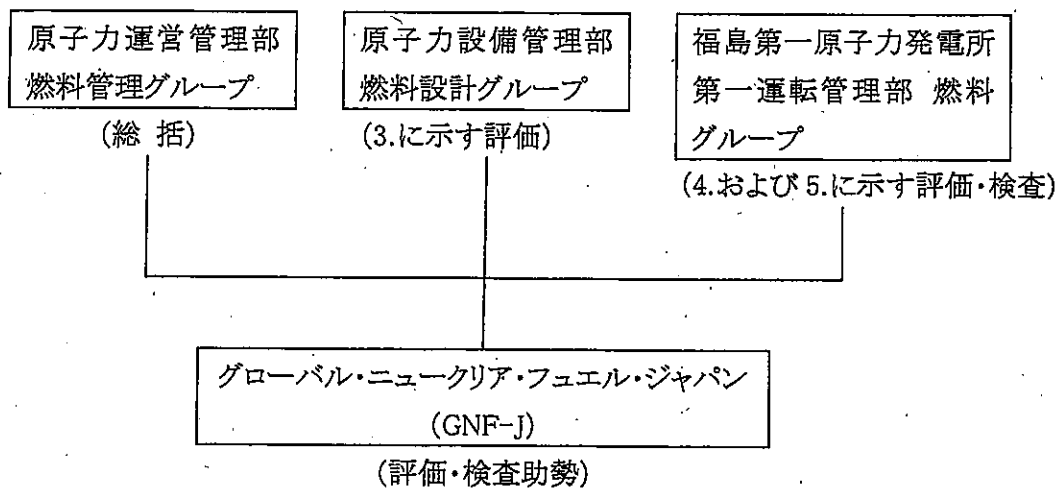
(2) 環境による影響およびその他の影響にかかる確認対象項目

- ① 燃料構成部材の変形
 - ② ジルコニウム合金の腐食特性
 - ③ ステンレス等の腐食特性
 - ④ 燃料集合体内部への異物混入
- 燃料集合体の外観検査
保管期間中の使用済燃料プールにおける水質・水温データの確認
— ファイバースコープによる燃料集合体内部の確認

「(1) 燃料組成変化の影響にかかる確認対象項目」についての確認結果を本資料中の「3. 評価結果」に、「(2) 環境による影響およびその他の影響にかかる確認対象項目」についての確認結果を本資料中の「4. 外観検査および内部確認結果」と「5. 保管中のデータ確認」に示す。

2.2 評価・検査の体制について

評価・検査は以下の体制で実施した。なお、必要に応じて、評価・検査ともにグローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン(GNF-J)の助勢を受けた。



3. 評価結果

3.1 燃料棒熱機械特性

(1) 評価条件

主な評価条件を設定根拠とともに以下に記す。

a. アメリシウム含有率, プルトニウム含有率

保管中 MOX 燃料は, プルトニウム含有率の異なる 4 つのタイプの MOX 燃料棒とウラン燃料棒で構成されている。表 3.1-1 に全てのタイプの MOX 燃料棒のプルトニウムとアメリシウムの含有率を示す。アメリシウム含有率については長期保管後の値を製造基準日時点の値と比較して示しているが, 長期保管の影響のため含有率が高くなっている。

アメリシウム含有率は最大で約 0.34wt% であるが, 保守的に高めの値である 0.5wt% (約 25 年程度の保管期間に相当する値) を今回の評価条件とする。また, プルトニウム含有率は, 設置許可解析の条件と同様に設置許可上の上限値である 10wt% を今回の評価条件とする。なお, 全プルトニウムにはプルトニウム 241 から壊変して生じるアメリシウム 241 も含むと定義しているため, 長期保管前後でプルトニウム含有率は変化しない。

b. ペレット物性(融点, 熱伝導度等)

PuO_2 と AmO_2 はともに蛍石型結晶構造で, 格子定数はそれぞれ 0.5396nm, 0.5374nm, 密度はそれぞれ 11.46g/cm^3 , 11.77g/cm^3 と同等であること, また, プルトニウム 241 とアメリシウム 241 のイオン半径はそれぞれ 0.096nm, 0.095nm と同等であることから, ペレット内にアメリシウムが蓄積することによるペレット物性(融点, 熱伝導度等)への影響は小さいと考えられる。

図 3.1-1 にペレット融点の, 図 3.1-2 にペレット熱伝導度の測定結果を示すが, アメリシウム含有率 3wt% 程度の範囲で, アメリシウム蓄積による影響は認められていない。したがって, 今回の評価では, アメリシウム蓄積によるペレット物性への影響は考慮しないものとする。

なお, 高速増殖原型炉もんじゅの燃料では, 燃料中に蓄積したアメリシウム含有率は最大約 2wt% 程度と評価されているが, 燃料の機械設計においてアメリシウム蓄積によるペレット物性への影響を考慮しないこととしている⁽²⁾。

c. ヘリウム生成・放出量

長期保管された MOX 燃料では,

- ・ 保管中のプルトニウム 238 の α 崩壊(半減期約 88 年)
 - ・ 保管中にプルトニウム 241 の β 崩壊によって蓄積したアメリシウム 241 が, 燃焼中に高次化して生成するキュリウム 242 の α 崩壊(半減期約 163 日)
- によってヘリウムの生成・放出量が増加することから, これらの影響を考慮している。

d. 設計出力履歴

設置許可解析で用いられる設計出力履歴は、炉心内の全ての燃料棒が寿命中に経験する出力を包絡し、かつ、これに余裕をみた履歴として設定されている。今回の評価においても、設置許可解析条件と同一の設計出力履歴を用いることとする。

なお、「3.2 核炉心特性・熱水力特性」で詳述するが、福島第一 3 号機の次サイクルである第 25 サイクルから第 27 サイクルまで MOX 燃料を装荷した場合の炉心評価を実施している。この炉心評価において MOX 燃料棒が経験する出力・燃焼度をプロットした結果を設計出力履歴と合わせて図 3.1-3 に示すが、設計出力履歴に包絡されていることが分かる。

(2) 評価手法

設置許可解析に用いている燃料棒熱機械特性評価コードによって、長期保管中の MOX 燃料の組成変化による燃料棒熱機械特性への影響評価を実施した。ただし、「(1)c. ヘリウム生成・放出量」に記したヘリウムの生成・放出量の増加については、核種の生成消滅計算が行える汎用コード ORIGEN2⁽³⁾を用いてヘリウム生成量を別途評価し、燃料棒熱機械特性評価にあたってはその増加分を考慮した。燃料棒内ヘリウムガス量の燃焼変化について、今回の評価結果と設置許可解析結果を図 3.1-4 に示す。また、評価対象の MOX 燃料(MOX 燃料棒)に関する基本仕様を表 3.1-2 に示す。

表 3.1-1 プルトニウム含有率とアメリカシウム含有率(単位:wt%)

		保管中 MOX 燃料集合体の MOX 燃料棒				今回の 評価条件
		タイプ 1	タイプ 2	タイプ 3	タイプ 4	
プルトニウム含有率		■	■	■	■	10
アメリカシウム*	含有率	■	■	■	■	0.5
	同位体 組成割合	■				5

*:アメリカシウム含有率については、2010年9月24日時点の値を示している。括弧内には製造基準日である1998年10月20日時点の値を示している。

表 3.1-2 MOX 燃料(MOX 燃料棒)の基本仕様

項目	仕様
ペレット 材料 プルトニウム含有率及びウラン 235 濃縮度 ペレット最大プルトニウム含有率 ペレット最大核分裂性プルトニウム富化度 初期密度 ペレット直径	ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)焼結ペレット 燃料集合体平均ウラン 235 濃縮度約 3.0wt%相当(*)以下 { プルトニウム含有率 約 2.7~5.3wt% ウラン 235 濃縮度 約 1.1~1.3wt% } 10wt%以下 6wt%以下 理論密度の約 95% 約 10.4mm
燃料棒 被覆材 燃料棒外径 被覆管厚さ 燃料棒有効長さ ペレット-被覆管間隙 ヘリウム封入圧	ジルカロイ-2(ジルコニウム内張) 約 12.3mm 約 0.86mm(うちジルコニウム内張約 0.1mm) 約 3.55m 約 0.20mm 約 0.5MPa
燃料集合体 配列 燃料棒ピッチ 燃料棒数 ウォータロッド本数 最高燃焼度	8行8列 約 16mm MOX 燃料棒 44 本, ウラン燃料棒 16 本 1 本 40,000MWd/t

(*) 原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約 67wt%, プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235 濃度が約 0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率が約 3.9wt%, 燃料集合体平均ウラン 235 濃縮度が約 1.2wt%となる。

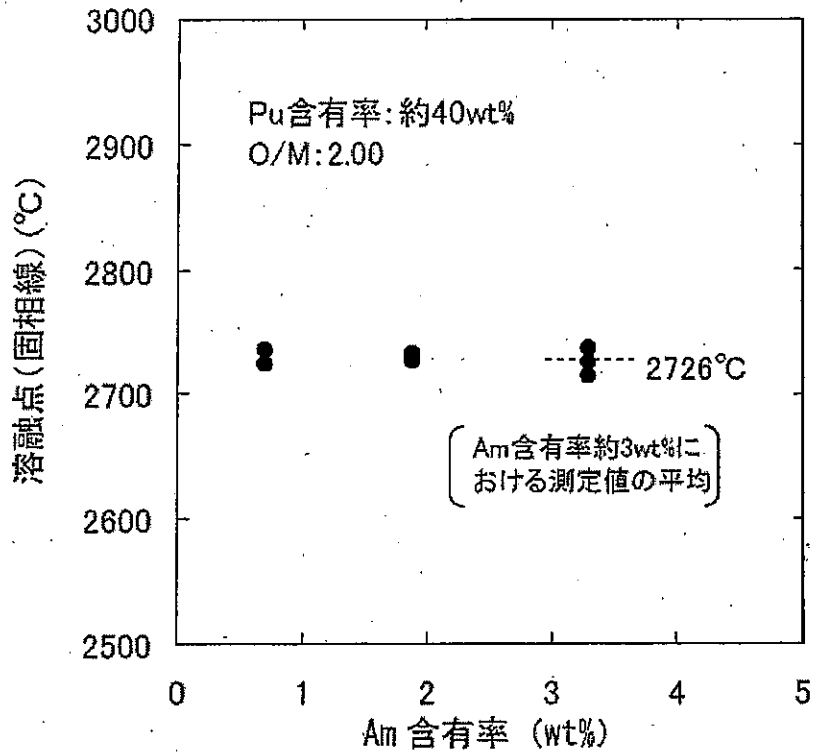


図 3.1-1 アメリシウム蓄積による MOX 燃料の融点への影響⁽²⁾

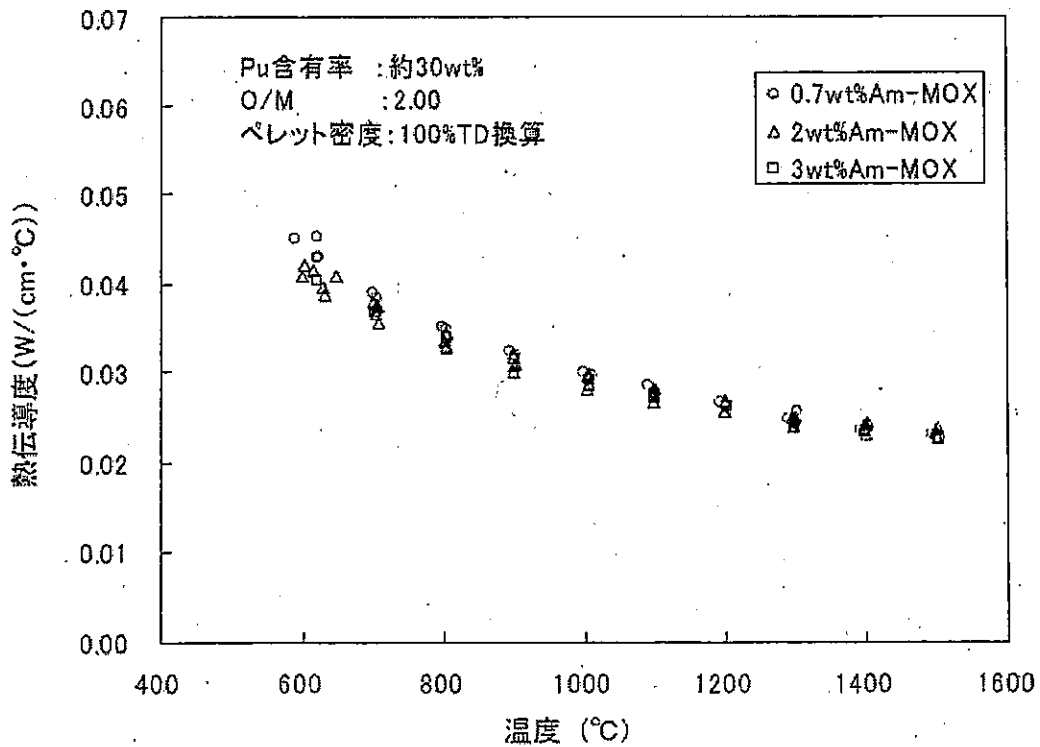


図 3.1-2 アメリシウム蓄積による MOX 燃料の熱伝導度への影響⁽²⁾

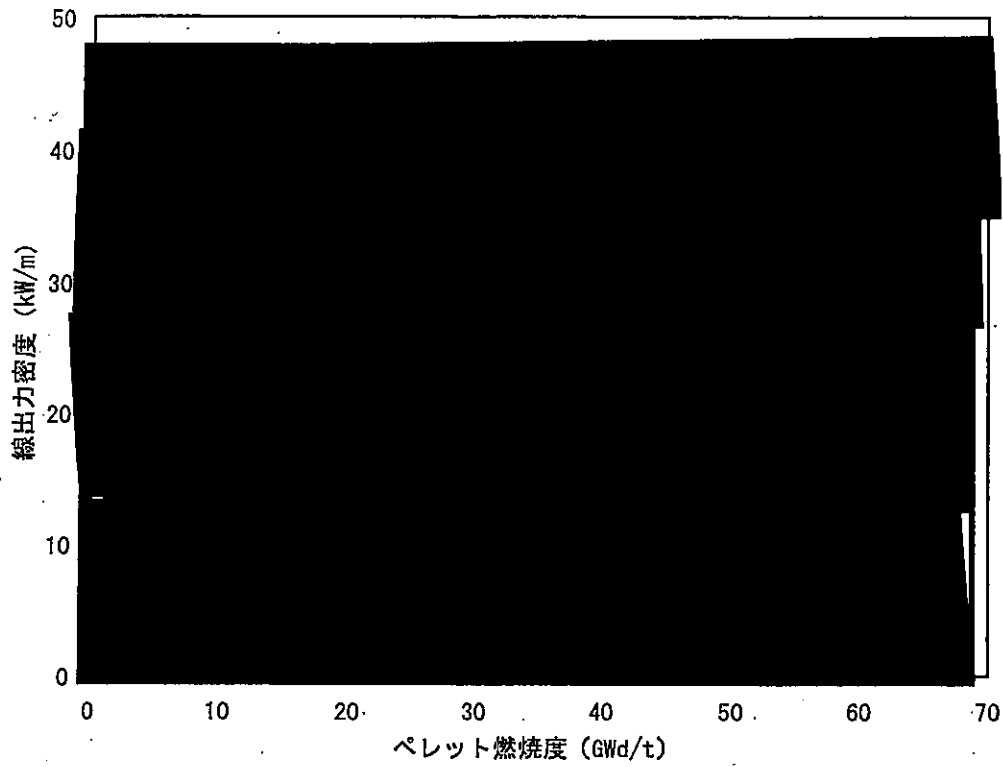


図 3.1-3 設計出力履歴と炉心評価での経験出力

*:全 MOX 燃料集合体の全 MOX 燃料棒が経験するペレット燃焼度と線出力密度のデータを整理し、ペレット燃焼度幅 0.5GWd/t 毎の範囲で線出力密度が最大となる点をプロットしたもの。

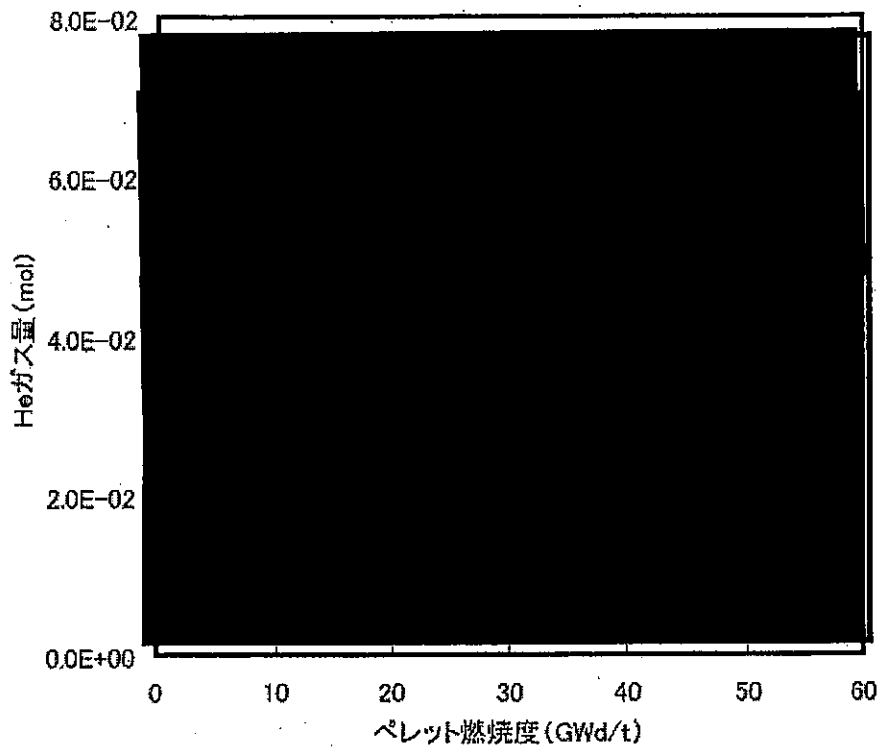


図 3.1-4 燃料棒内ヘリウムガス量の燃焼変化

図の説明

- ①:ペレット内でのヘリウム生成は保管開始・燃焼開始時点から始まるが、ペレットからのガス放出の大部分は拡散過程により時間遅れをもって放出されること、また、熱伝導度の高いヘリウムは放出されない方がペレット温度等を厳しく評価することから、従来モデルからヘリウム放出にはしきい燃焼度を設定している。
- ②:しきい燃焼度までに生成されたヘリウムはしきい燃焼度到達時に放出するモデルとしているため、今回の評価で考慮したヘリウム生成量の増加分(プルトニウム238とキュリウム242の α 崩壊による)のうち、しきい燃焼度までに生成されたものの影響によって、今回の評価ではしきい燃焼度到達時のヘリウムガス量が増加している。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づく評価結果を設置許可解析値と比較して、ペレット最高温度や燃料棒内圧等を表 3.1-3 に、応力設計比を表 3.1-4 に、ギャップ熱伝達係数を表 3.1-5 に示す。

a. ペレット最高温度

図 3.1-5 にペレット中心温度の燃焼変化を示す。熱伝導度の高いヘリウムの燃料棒内への放出量が増加してギャップ熱伝達係数が向上した結果、燃料寿命を通じての MOX ペレット最高温度は約 1620℃であり、設置許可解析値の約 1660℃より低くなっている。

b. 燃料棒内圧

図 3.1-6 に燃料棒内圧の燃焼変化を示す。MOX 燃料棒の寿命末期の燃料棒内圧は、設置許可解析値の約 5.8MPa[abs]に対し、今回評価値は約 6.3MPa[abs]であり、He ガス放出量増加の影響により燃料棒内圧は設置許可解析値より大きくなっている。

燃料棒内圧は応力設計比の評価と関係があるが、後述のとおり応力設計比の評価では保守的な条件を設定していることから、寿命末期の燃料棒内圧増加による応力設計比への影響はない。

c. 1%塑性歪及びペレット中心溶融に対する出力余裕

1%塑性歪に対する出力余裕の最小値として設置許可申請書に記載されている約 65%は、プルトニウム含有率 1wt%の寿命初期の評価結果であり、プルトニウム含有率 10wt%の設置許可条件での評価結果は約 71%である。今回の評価は長期保管によるプルトニウム組成変化の影響確認が目的であるため、プルトニウム含有率の高い 10wt%の MOX 燃料棒に対して、設置許可での解析条件の評価結果と長期保管の影響を考慮した評価結果とを比較している。

今回の評価における 1%塑性歪に対する出力余裕の最小値は、寿命初期に生じて約 71%であり、設置許可条件の評価結果と同じ値である。この値は、運転時の異常な過渡変化時の最大線出力密度の増加分の約 21%に対して十分大きく、判断基準を満足している。

ペレット中心溶融に対する出力余裕についても、今回の評価値と設置許可解析値は、同じ値で約 57%である。ペレット中心溶融に対する出力余裕はペレット温度が最高となる寿命中期で最小となるが、今回の評価値と設置許可解析値とのペレット最高温度の差異が小さいため、同じ値となっている。

d. 応力設計比

設置許可における応力設計比評価では、燃料棒内外圧差による応力を厳しく見積

もるため、寿命を通して FP ガスとヘリウム放出がないと仮定している。そのため、寿命末期の燃料棒内圧の差異は応力設計比には影響せず、長期保管の影響を考慮しても応力設計比評価値は設置許可解析と同一の値となる。なお、端栓部の応力設計比の評価で考慮する熱応力については、ペレット温度低下により緩和する方向であるが、安全側に設置許可解析条件と同じ熱応力が発生するとしている。

長期保管 MOX 燃料について、応力設計比は 1 より十分小さい値であり、判断基準を満足している(表 3.1-4)。

e. 疲労評価

今回の応力設計比の評価結果が設置許可解析値と同等となることから、疲労評価についても設置許可解析と同一の値となり、判断基準を満足している。

f. ギャップ熱伝達係数

ギャップ熱伝達係数については、今回の評価では熱伝導度の高いヘリウムの放出量が多くなるため、設置許可解析の燃料棒熱機械特性評価コードによる評価値と比較すると、炉心平均ギャップ熱伝達係数、ホットチャンネルギャップ熱伝達係数ともに値は大きくなっている(表 3.1-5)。しかし、プラント過渡解析や炉心・領域安定性解析で用いられるギャップ熱伝達係数は解析結果を保守的にするために、燃料棒熱機械特性評価コードによる評価値を小さく処理した値もしくは大きく処理した値が用いられている。今回の評価結果は、これらの値の範囲内にあるため、プラント過渡解析や炉心・領域安定性解析で用いられるギャップ熱伝達係数への影響はない。

g. まとめ

MOX 燃料の長期保管による燃料棒熱機械特性への影響としては、アメリシウム蓄積に伴うペレット物性の変化や、ヘリウム生成・放出量増加に伴う燃料棒内圧増加が想定される。しかし、MOX 燃料中に蓄積されるアメリシウムの量は 0.5wt% 以下と小さいこと、また、燃料棒内圧に関係する基準である応力設計比の評価において保守的な取扱いをしていることから、長期保管を考慮した評価結果においても、設置許可解析結果と同等な評価結果が得られ、燃料棒熱機械特性に関する判断基準を満足している。

表 3.1-3 燃料棒熱機械特性評価結果

	今回の評価値	設置許可条件の解析値(プルトニウム含有率:10wt%)	参考値
ペレット最高温度	約 1620℃	約 1660℃	約 2640℃ (ペレット融点*2)
寿命末期燃料棒内圧	約 6.3MPa[abs]	約 5.8MPa[abs]	約 7.1MPa[abs] (冷却材圧力)
1%塑性歪に対する出力余裕の最小値*1	約 71% (約 75kW/m)	約 71% (約 75kW/m)	約 21% (運転時の異常な過渡変化時の最大線出力密度の増加分)
ペレット中心溶融に対する出力余裕の最小値*1	約 57% (約 69kW/m)	約 57% (約 69kW/m)	

*1:括弧内の数値は、1%塑性歪及びペレット中心溶融に相当する線出力密度を示す。

*2:ペレット最高温度が生じる寿命中期におけるペレット融点。

表 3.1-4 応力設計比

位置	期間	定格出力状態	21%過出力状態	判断基準
スペーサとスペーサの中間部	寿命初期	0.36	0.37	1 以下
	寿命末期	0.25	0.37	
スペーサ部	寿命初期	0.36	0.36	
	寿命末期	0.25	0.38	
端栓部	寿命初期	0.52	0.56	
	寿命末期	0.37	0.42	

表 3.1-5 ギャップ熱伝達係数(単位: Btu/hr/ft²/F)

	今回の 評価値*1	設置許可解析値		
		燃料棒熱機械 特性評価コード による評価値*2	プラント過渡解 析用*3	炉心・領域安 定性解析用
炉心平均ギャップ 熱伝達係数	■	■	1100*4	1300*5
ホットチャンネル ギャップ熱伝達係数	■	■	1500*6	

*1: ギャップ熱伝達係数の増加幅を大きく見積もるために、燃焼初期からヘリウム放出量が増加すると仮定した(しきい燃焼度を設定しない)場合の値

*2: プルトニウム含有率 10wt% についての値

*3: プラント過渡解析には、プラント安定性解析(炉心平均ギャップ熱伝達係数のみ)とプラント系の事故解析である原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの軸固着を含む。

*4: プラント過渡解析では炉心全体の挙動解析に炉心平均ギャップ熱伝達係数を用いるが、燃料棒伝熱の悪い条件の方がボイド発生量を低く(ボイド発生による反応度低下を小さく)するため、小さく処理した炉心平均ギャップ熱伝達係数を用いている。

*5: 炉心・領域安定性解析では、燃料棒熱伝達の良い条件の方がボイド発生への応答が速くボイド反応度による外乱が大きくなるため、大きめに処理した炉心平均ギャップ熱伝達係数を用いている。

*6: プラント過渡解析では燃料棒表面で沸騰遷移を生じないことの評価にホットチャンネルギャップ熱伝達係数を用いるが、燃料棒熱伝達の良い条件の方がクオリティ増加が大きい(沸騰遷移を起こしやすい)ため、大きめに処理した値を用いている。

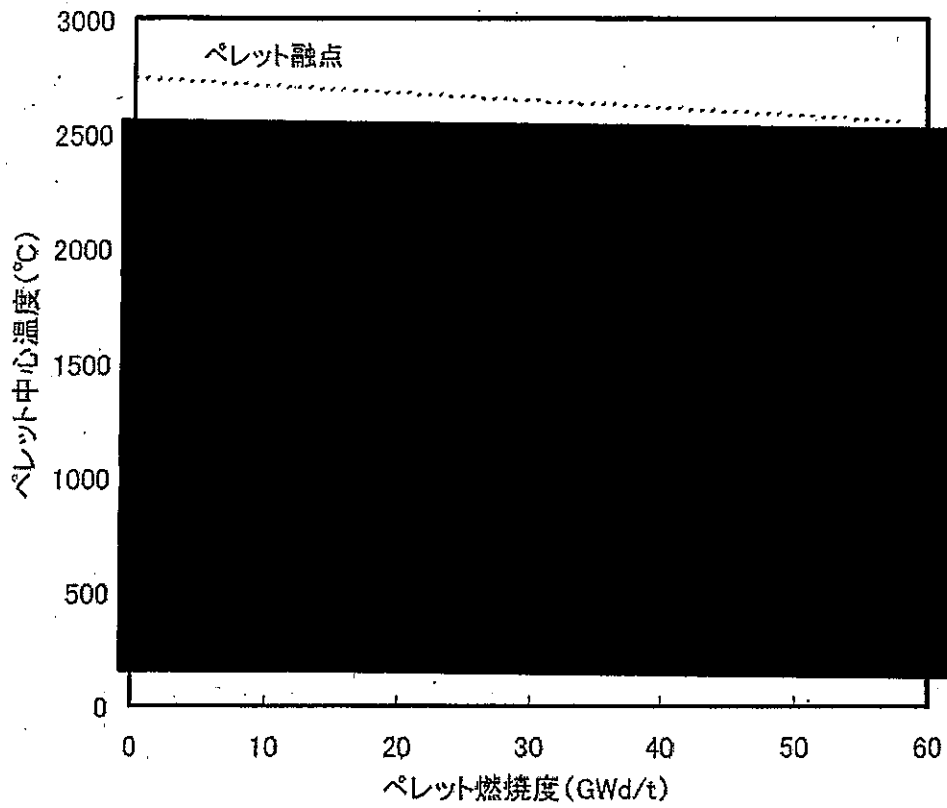


図 3.1-5 ペレット中心温度の燃焼変化

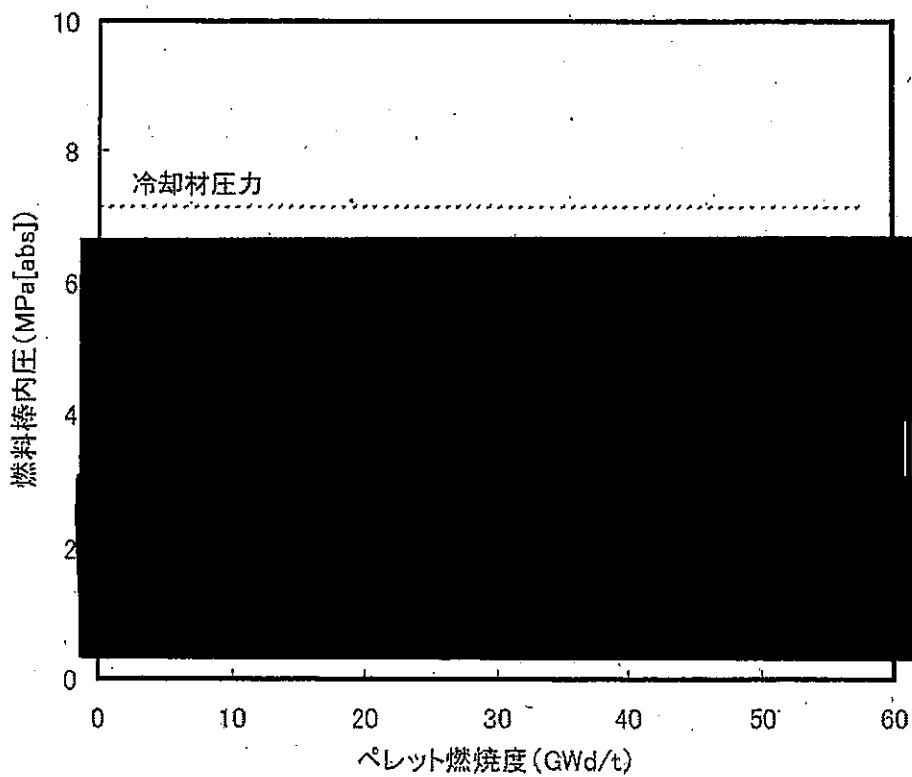


図 3.1-6 燃料棒内圧の燃焼変化

3.2 核炉心特性・熱水力特性

(1) 評価条件

長期保管中のMOX燃料の組成変化の核炉心特性・熱水力特性への影響を、設置許可解析に用いている単位燃料集合体核計算コード及び三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード等によって評価した。主な評価条件を設定根拠とともに以下に記す。

a. 運転サイクル

福島第一3号機の次サイクルである第25サイクルにMOX燃料が装荷された場合の炉心評価を実施した。MOX燃料は3サイクル使用が想定されているので、第25サイクルから第27サイクルまでの評価を実施した。

第25サイクルの炉心評価にあたっては、プラント運転計画等から予測される第24サイクル終了後の炉心状態を前提とした。第24サイクルは現在運転中であり、サイクル終了後の状態は確定していないため、第25サイクルの炉心について実際の炉心と今回の評価炉心では差異が生じる可能性があるが、長期保管されたMOX燃料を装荷した場合の核炉心特性等への影響については今回の評価で十分な見通しが得られるものとする。

b. MOX燃料の装荷体数

第25サイクルから第27サイクルまでのそれぞれのサイクルに装荷されるMOX燃料の体数は表3.2-1のとおりとしている。第25サイクルには長期保管中の全てのMOX燃料32体が装荷されることとし、第26サイクルには輸入燃料体検査申請中(平成12年11月14日付)の全てのMOX燃料32体が装荷されることとし、第27サイクルには設置許可解析の平衡炉心での1取替当たりのMOX燃料の体数である80体が装荷されることとしている。これらの装荷体数は、各サイクルに必ずしも装荷されるものではないが、長期保管MOX燃料も含めMOX燃料の影響を大きく見積もるため、MOX燃料の装荷体数が多くなるように設定したものである。また、各サイクルにはMOX燃料とともに9×9燃料(A型)が装荷されることとしている。

c. MOX燃料の核設計

各サイクルに装荷されるMOX燃料について、核種毎の含有率とプルトニウム同位体組成割合を表3.2-2に示す。また、MOX燃料の濃縮度・富化度・燃料棒配置を図3.2-1(1)～図3.2-1(3)に示す。第25サイクルと第26サイクルに新燃料として装荷されるMOX燃料は、製造基準日からの長期保管による組成変化の影響を考慮したものであり、第27サイクルに新燃料として装荷されるMOX燃料は、設置許可解析に使用している標準組成のものである。

参考として、第25サイクルに装荷されるMOX燃料の製造基準日時点での濃縮度・富化度・燃料棒配置を図3.2-1(4)に示す。

なお、MOX 燃料の長期保管による組成変化として、プルトニウム 241 のアメリシウム 241 への β 崩壊(半減期:約 14 年)の他に、プルトニウム 238 の α 崩壊(半減期:約 88 年)があるが、以下の理由により核炉心特性へ与える影響は小さいため、プルトニウム 238 の α 崩壊による組成変化は考慮していない。

- ・ プルトニウム 238 の初期量が小さく、かつ、約 88 年の半減期が保管期間(約 12 年)に対して長いことから、プルトニウム 238 の崩壊量は、プルトニウム組成で 0.1～0.2wt%程度、全重金属に対しては 0.01wt%以下とわずかである。
- ・ プルトニウム 238 の α 崩壊で生じるウラン 234 は、プルトニウム 238 と同様に非核分裂性の中性子吸収核種であるため、組成変化による核特性への影響は小さい。
- ・ 代表断面の無限増倍率と局所ピーキング係数の燃焼変化を図 3.2-2(1)～図 3.2-2(2)に示すが、プルトニウム 238 の α 崩壊の考慮の有無による影響はない。

表 3.2-1 サイクル毎の MOX 燃料装荷体数

運転サイクル数 ^{*1}	MOX 燃料装荷体数 ^{*2}		新燃料体数の設定根拠
	新燃料	炉内全燃料	
第 25 サイクル	32 体	32 体	福島第一 3 号機の使用済燃料プールで保管中の MOX 燃料の体数
第 26 サイクル	32 体	64 体	輸入燃料体検査申請中(平成 12 年 11 月 14 日付)の MOX 燃料の体数
第 27 サイクル	80 体	144 体	設置許可解析の平衡炉心における 1 取替当たりの MOX 燃料装荷体数

*1:各サイクルの運転期間については、評価上は 13 ヶ月に約1ヶ月の調整運転期間を含めている。

*2:炉心内の全燃料集合体の体数は 548 体である。

表 3.2-2 MOX 燃料の核種毎の含有率と同位体組成割合 (wt%)

	第 25 サイクル ^{*1}		第 26 サイクル ^{*1}		第 27 サイクル	
	含有率	Pu 同位体組成割合	含有率	Pu 同位体組成割合	含有率	Pu 同位体組成割合
Pu238	約 0.1	約 2	約 0.1	約 2	約 0.1	約 2
Pu239	約 2.3	約 59	約 2.3	約 59	約 2.3	約 59
Pu240	約 1.0	約 27	約 1.0	約 27	約 1.0	約 27
Pu241	約 0.3	約 8	約 0.3	約 8	約 0.3	約 8
Pu242	約 0.2	約 4	約 0.2	約 4	約 0.2	約 4
Am241	約 0.0	約 1	約 0.0	約 1	約 0.0	約 1
Puf	約 2.6	約 67	約 2.6	約 67	約 2.6	約 67
全 Pu ^{*2}	約 3.9	100	約 3.9	100	約 3.9	100

*1:括弧内に製造基準日時点の値を示す。

*2:四捨五入の関係で、全 Pu 欄の数値と核種毎の欄の数値の合計が一致しない場合がある。

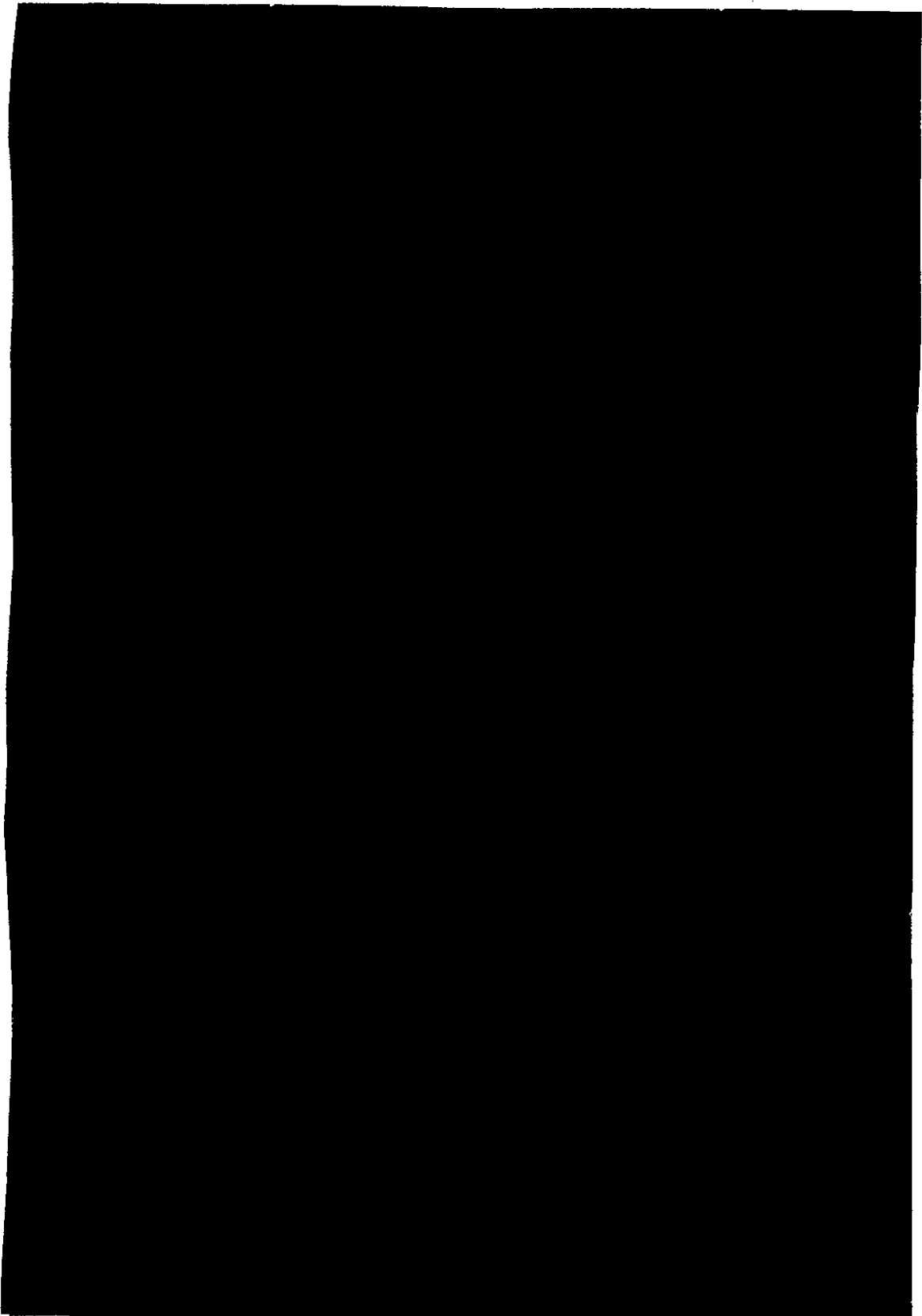


図 3.2-1(1) MOX 燃料の濃縮度, 富化度, 燃料棒配置 (第 25 サイクル装荷)

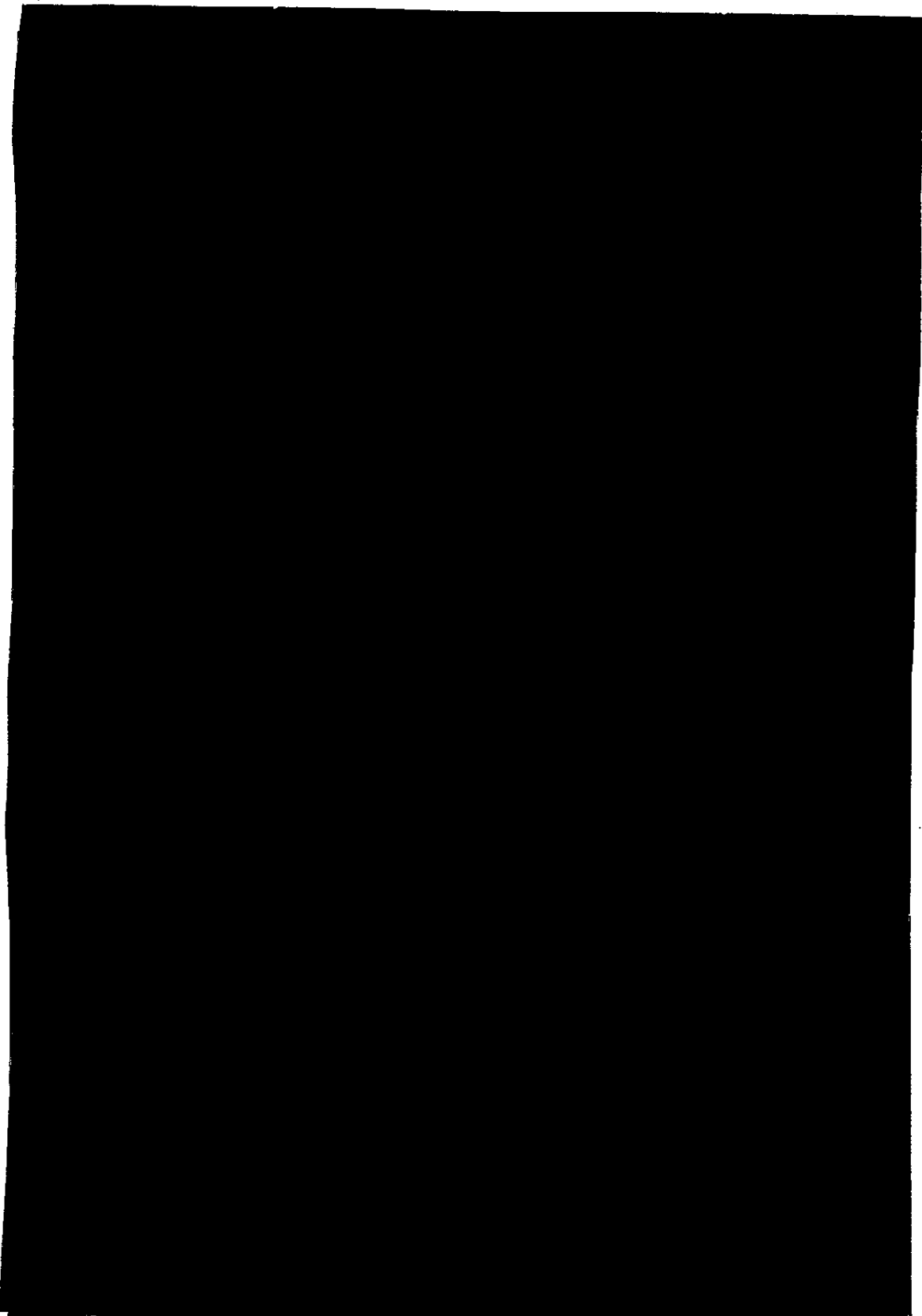


図 3.2-1(2) MOX 燃料の濃縮度, 富化度, 燃料棒配置 (第 26 サイクル装荷)

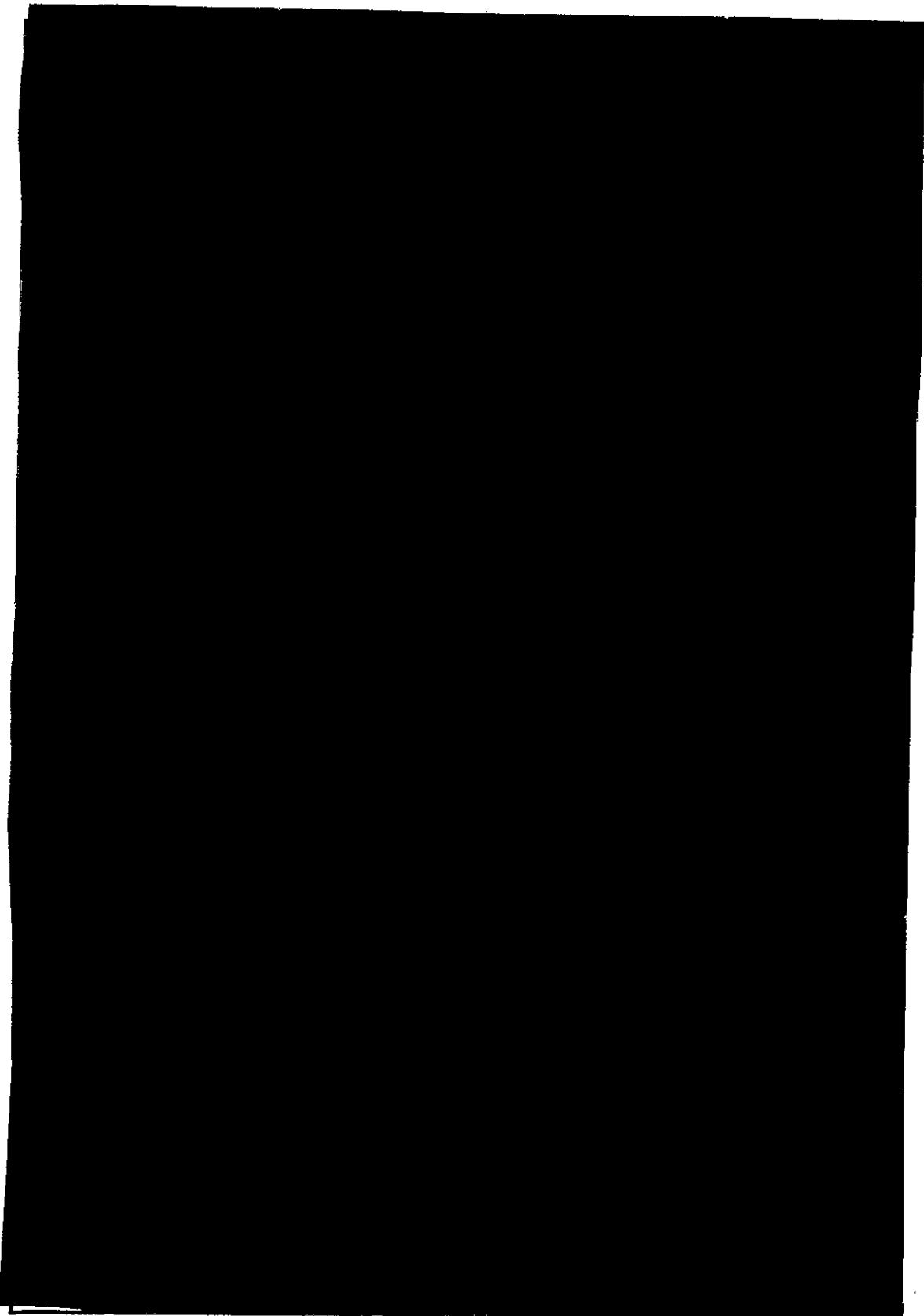


図 3.2-1(3) MOX 燃料の濃縮度, 富化度, 燃料棒配置 (第 27 サイクル装荷)

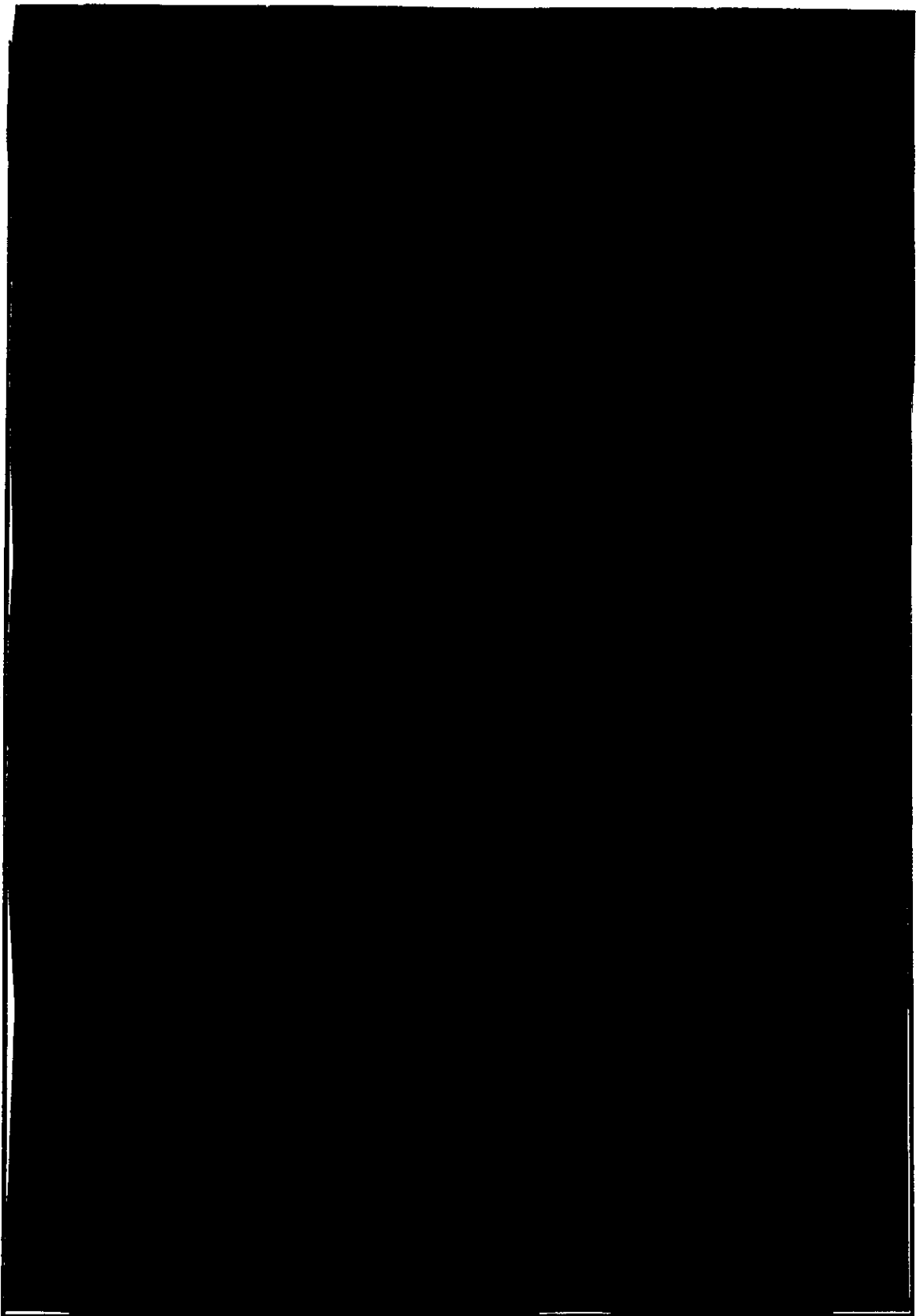


図 3.2-1(4) MOX 燃料の濃縮度, 富化度, 燃料棒配置
(第 25 サイクル装荷, 製造基準日時点)

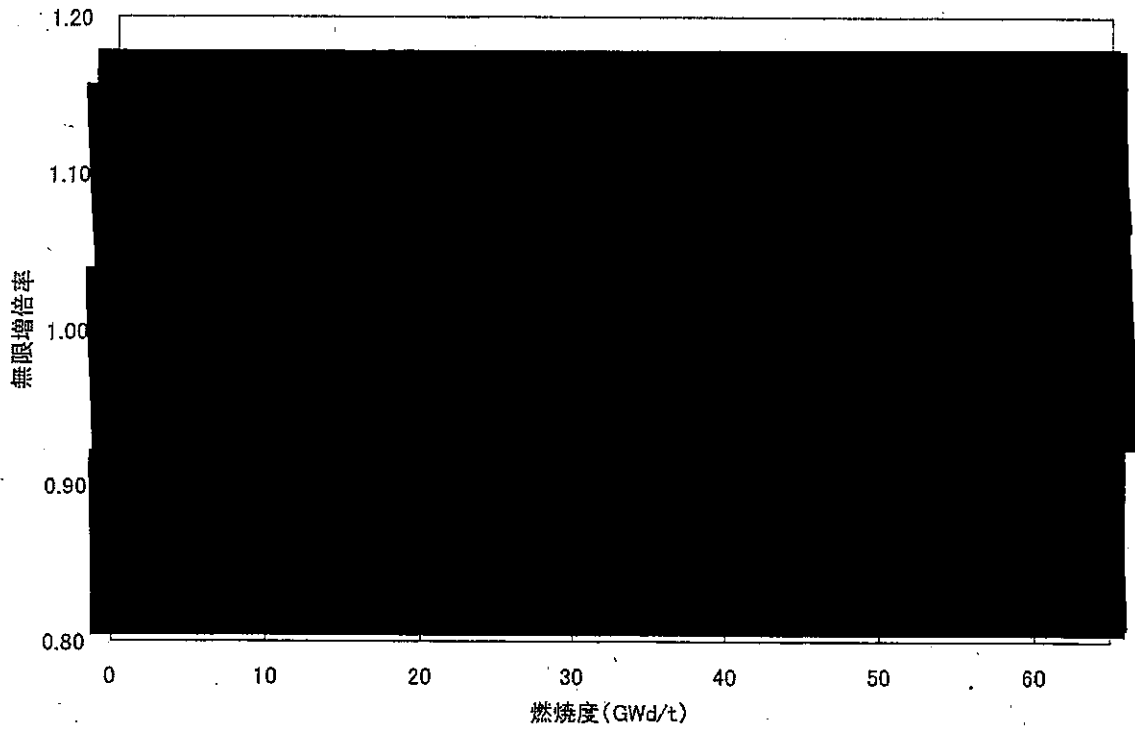


図 3.2-2(1) Pu238 崩壊の考慮の有無による無限増倍率の比較

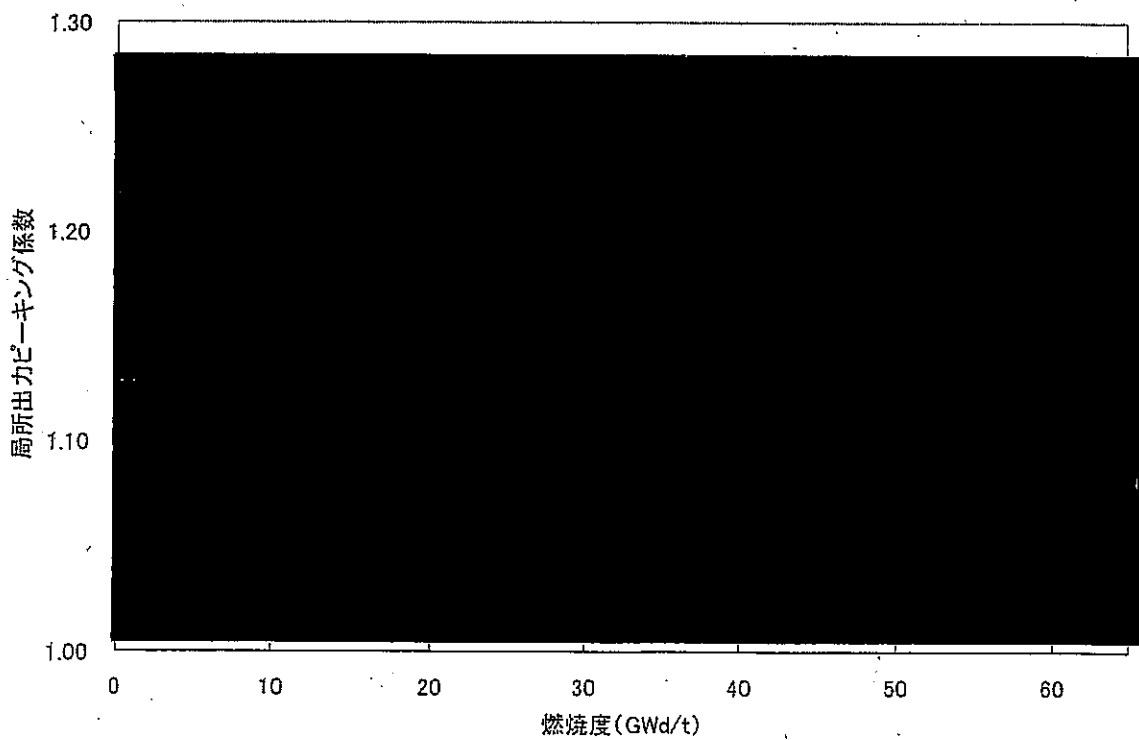


図 3.2-2(2) Pu238 崩壊の考慮の有無による局所出力ピーキング係数の比較

(2) 評価結果

a. 炉心特性

長期保管した MOX 燃料を装荷した場合の、福島第一 3 号機の第 25 サイクルから第 27 サイクルについての炉心特性評価結果のまとめを表 3.2-3 に示す。また、各サイクルの燃料配置図を図 3.2-3(1)～図 3.2-3(3)に、停止余裕、最大線出力密度及び最小限界出力比(MCPR)の燃焼変化をそれぞれ図 3.2-4(1)～図 3.2-4(3), 図 3.2-5(1)～図 3.2-5(3), 図 3.2-6(1)～図 3.2-6(3)に示す。図には各燃焼度における炉心内の最も厳しい値をプロットしている。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで、停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比、燃料集合体最高燃焼度のいずれについても判断基準を満足している。参考として設置許可解析値も表 3.2-3 に示しているが、今回の評価値と同程度の結果となっている。

停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比、燃料集合体最高燃焼度は、保安規定で管理することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

b. スクラム特性、ほう酸水注入系の制御能力、過剰増倍率及び反応度制御能力

スクラム特性について、第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの炉心のサイクル早期炉心のスクラム曲線を図 3.2-7(1)に、サイクル末期炉心のスクラム曲線を図 3.2-7(2)にそれぞれ示す。図では設置許可解析値と設計スクラム曲線も合わせて示しているが、いずれの炉心のスクラム曲線についても「運転時の異常な過渡変化の解析」で用いられる設計用スクラム曲線を満足している。スクラム特性は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

ほう酸水注入系の制御能力について、第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心のほう酸水注入時の未臨界性評価結果を表 3.2-4 に示す。手法については、福島第一 3 号機 MOX 燃料の設置許可解析と同様の手法である一点近似解析手法を用いた。MOX 燃料が装荷された炉心では、中性子スペクトルが硬くなり、ほう素の価値が相対的に低くなる傾向があるため、MOX 燃料の装荷割合の増加に伴い、ほう酸水注入時の実効増倍率は大きくなっているが、いずれの炉心についても判断基準である 0.95 以下を満足した結果となっている。なお、最近の設置許可解析では、より詳細な評価が可能な三次元解析手法が導入されているところである。ほう酸水注入系の制御能力は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に三次元解析手法により評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

過剰増倍率については、第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの炉心の最大値はいずれも約 $0.10 \Delta k$ であり、また、このときの反応度制御能力は、いずれも約 $0.14 \Delta k$ である。よって、申請書記載の値(過剰増倍率の最大値約 $0.13 \Delta k$ に対し、反応度制御能力は約 $0.17 \Delta k$)を満足している。

c. 反応度係数, 動特性パラメータ

① 減速材ボイド係数

第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心について, サイクル初期とサイクル末期の減速材ボイド係数を図 3.2-8(1)~図 3.2-8(2)示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで炉心内の MOX 燃料の装荷体数の増加に伴い減速材ボイド係数の絶対値が大きく(より負側)になっているが, いずれについても設置許可における 9×9 燃料(A 型)平衡炉心と 1/3MOX 炉心(MOX 燃料を 240 体装荷した場合)の解析結果の中間的な値となっている。また, 動的ボイド係数(減速材ボイド係数を実効遅発中性子割合で除した値)を表 3.2-5 に示すが, これについても設置許可における 9×9 燃料(A 型)平衡炉心と 1/3MOX 炉心の解析結果の中間的な値となっている。

設置許可の安全解析で用いられる動的ボイド係数は, 装荷されることが想定される全ての燃料タイプの中から最も厳しい解析結果を与えるものを選定した上で, 詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ(1.25 もしくは 0.9)とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 1.02 を乗じた値としている。動的ボイド係数の今回評価値は, 設置許可で混在を考慮している燃料タイプのもの範囲内にあることから, 設置許可の安全解析の解析条件に包絡されている。

② ドップラ係数

第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心について, サイクル初期とサイクル末期のドップラ係数を表 3.2-6 に示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで炉心内の MOX 燃料の装荷体数の増加に伴いドップラ係数の絶対値が大きく(より負側)になっているが, いずれについても設置許可における 9×9 燃料(A 型)平衡炉心と 1/3MOX 炉心の解析結果の中間的な値となっている。また, 動的ドップラ係数(ドップラ係数を実効遅発中性子割合で除した値)を表 3.2-7 に示すが, これについても 9×9 燃料(A 型)平衡炉心と 1/3MOX 炉心の中間的な値となっている。

設置許可の安全解析で用いられる動的ドップラ係数は, 過渡変化へ与える影響が小さいことから, ボイド係数の解析条件を与える燃料の値に, 詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ 0.9 とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 0.99 を乗じた値としている。動的ドップラ係数の今回評価値は, 設置許可で混在を考慮している燃料タイプのもの範囲内にあることから, 設置許可の安全解析の解析条件に包絡されている。

③ 実効遅発中性子割合と即発中性子寿命

第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心について, サイクル初期とサイクル末期の実効遅発中性子割合を表 3.2-8 に示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで炉心内の MOX 燃料の装荷体数の増加に伴い実効遅発中性子割合が小さくなっているが, い

ずれについても設置許可における9×9燃料(A型)平衡炉心と1/3MOX炉心の解析結果の中間的な値となっている。設置許可の安全解析では実効遅発中性子割合は、動的ボイド係数と動的ドップラ係数として用いられるが、これらは上記のとおり設置許可の安全解析の解析条件に包絡されている。

即発中性子寿命については、過渡変化・事故へ与える影響が小さいことから、 $36\mu\text{s}$ が1/3MOX炉心の代表値として設置許可の安全解析に用いられている。今回の評価結果では、第25サイクル、第26サイクル、第27サイクルの即発中性子寿命は、それぞれ $37\mu\text{s}$ 、 $37\mu\text{s}$ 、 $35\mu\text{s}$ であり、1/3MOX炉心の設置許可の代表値とほぼ同程度の値となっていることが確認できる。

d. SLMCPR

SLMCPR(MCPRに関する許容設計限界)の評価においては、MCPRに近いCPR(限界出力比)を持つ燃料の数が多い炉心状態ほど、沸騰遷移を起こす燃料棒本数割合が高くなりSLMCPRは厳しくなる。設置許可解析では、制御棒パターンの調整によりMCPRに近いCPRを持つ燃料の数を意図的に増やした保守的な炉心を作成することによって、炉心毎の詳細設計の変動分を包絡している。

第25サイクルから第27サイクルの炉心の中からMCPRに近いCPRを持つ燃料の数が多い炉心状態(第26サイクル末期)についてSLMCPRを評価したところ、結果は1.053と設置許可解析値の1.07より小さく、設置許可解析に包絡されている。

e. MOX燃料の保管期間の変動による影響

今回の評価では、第25サイクルに装荷されるMOX燃料は、製造基準日から約12年の長期保管を考慮している。この保管期間が更に1年長くなると仮定した場合(製造基準日から約13年)について、プルトニウム同位体組成割合を表3.2-9に、代表断面の無限増倍率と局所ピーキング係数を図3.2-9(1)～図3.2-9(2)に12年保管の場合と比較して示す。12年と13年の保管期間を比較すると、同位体組成割合の差異はわずかであり、また、無限増倍率と局所ピーキング係数についても同程度の結果となっている。これは、プルトニウム241の半減期約14年に対して保管期間1年の差異は小さいこと、また、崩壊量はその時点の存在量に比例するが、保管期間12年の時点で半分程度の量のプルトニウム241が崩壊しており、追加の崩壊量が小さいことによる。

これらの結果から、MOX燃料の保管期間が今回の評価ケースから1年程度変動した場合においても、今回の評価結果と同様に、各種判断基準を満足した評価結果が得られるものと考えられる。

f. まとめ

MOX燃料の長期保管による核炉心特性・熱水力特性への影響として、燃料単体としてはアメリカウム蓄積に伴う反応度の低下や反応度係数の変化が想定されるものの、

長期保管 MOX 燃料と同時に装荷される燃料の新燃料体数や燃料装荷パターン等を工夫することによって、熱的制限値等を遵守した炉心が成立することや反応度係数等が設置許可の安全解析の包絡条件に包絡されていること等を確認した。

また、停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比、燃料集合体最高燃焼度、スクラム特性及びほう酸水注入系の制御能力は、保安規定もしくは社内規定で管理することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

表 3.2-3 炉心特性評価結果のまとめ

項目	燃料 タイプ	今回の評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準	
		25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル			
停止余裕(% Δk)	—	1.6	1.3	1.3	1.1	0より大	
最大線出力密度 (kW/m)	MOX	39.2	39.7	38.4	40.0	44以下	
	9×9 A	40.0	37.8	37.8	37.7	44以下	
最小限 界出力 比	サイクル 早期炉心	MOX	1.66	1.56	1.58	1.66	1.28以上
		9×9 A	1.38	1.37	1.37	1.41	1.29以上
	サイクル 末期炉心	MOX	1.65	1.64	1.62	1.64	1.39以上
		9×9 A	1.50	1.50	1.50	1.50	1.42以上
燃料集合体最高燃 焼度(MWd/t)	MOX	13,300	26,100	37,800	34,600	40,000以下	
	9×9 A	47,700	49,000	46,700	45,700	55,000以下	

*: 停止余裕と最小限界出力比はサイクル中の最小値を, 最大線出力密度はサイクル中の最大値を示す。

*: サイクル早期炉心とはサイクル初期からサイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で2,000MWd/t 手前までの期間であり, サイクル末期炉心はそれ以外の期間である。

*: 燃料タイプの MOX は MOX 燃料を, 9×9A は 9×9 燃料(A 型)を示す。

表 3.2-4 ほう酸水注入系の制御能力

	今回の評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
ほう酸水注入時実効増倍率 (20°C)	0.924	0.927	0.938	0.945	0.95以下

表 3.2-5 動的ボイド係数(40%ボイド時, 単位: ϕ / %ボイド率)

	今回の評価値			設置許可解析値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	-7.2	-7.5	-7.9	-7.0	-8.6
サイクル末期	-7.6	-7.7	-8.1	-7.4	-8.6

表 3.2-6 ドップラ係数(原子炉定格出力時, 単位: $(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$)

	今回の評価値			設置許可解析値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	-1.95×10^{-5}	-1.97×10^{-5}	-1.99×10^{-5}	-1.95×10^{-5}	-1.99×10^{-5}
サイクル末期	-2.13×10^{-5}	-2.13×10^{-5}	-2.13×10^{-5}	-2.13×10^{-5}	-2.13×10^{-5}

表 3.2-7 動的ドップラ係数(原子炉定格出力時, 単位: $\phi/^{\circ}\text{C}$)

	今回の評価値			設置許可解析値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	-0.33	-0.34	-0.36	-0.33	-0.38
サイクル末期	-0.41	-0.41	-0.42	-0.40	-0.43

表 3.2-8 実効遅発中性子割合

	今回の評価値			設置許可記載値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	0.0059	0.0058	0.0056	0.0060	0.0053
サイクル末期	0.0052	0.0052	0.0051	0.0053	0.0049

表 3.2-9 保管期間の変動による MOX 燃料の同位体組成割合 (wt%)

	製造基準日時点	製造基準日から約 12 年 (今回の評価ケース)	製造基準日から約 13 年
Pu238	■■■■	■■■■	■■■■
Pu239	■■■■	■■■■	■■■■
Pu240	■■■■	■■■■	■■■■
Pu241	■■■■	■■■■	■■■■
Pu242	■■■■	■■■■	■■■■
Am241	■■■■	■■■■	■■■■
Puf	■■■■	■■■■	■■■■
全 Pu	■■■■	■■■■	■■■■

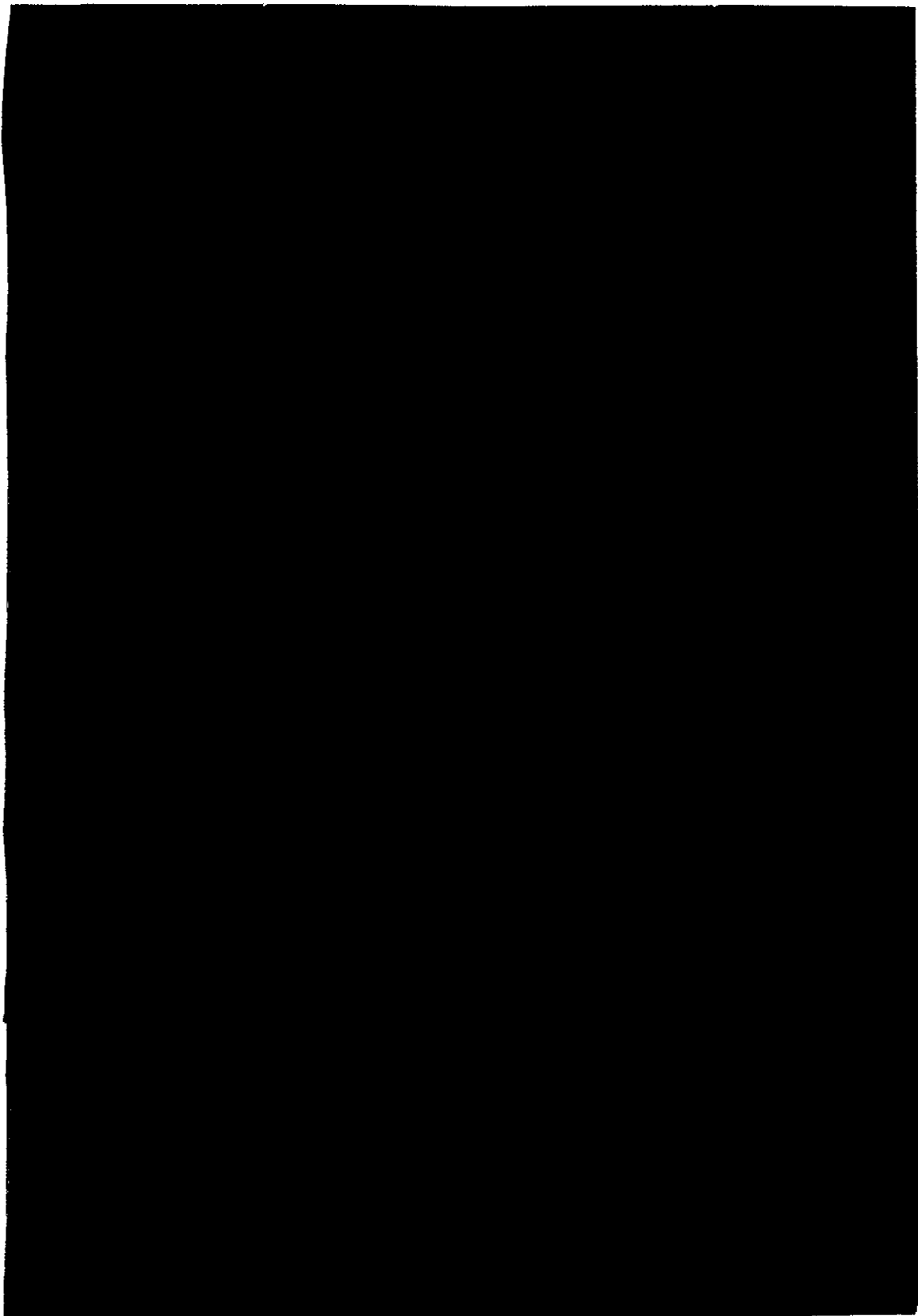


図 3.2-3(1) 燃料配置図(第 25 サイクル)

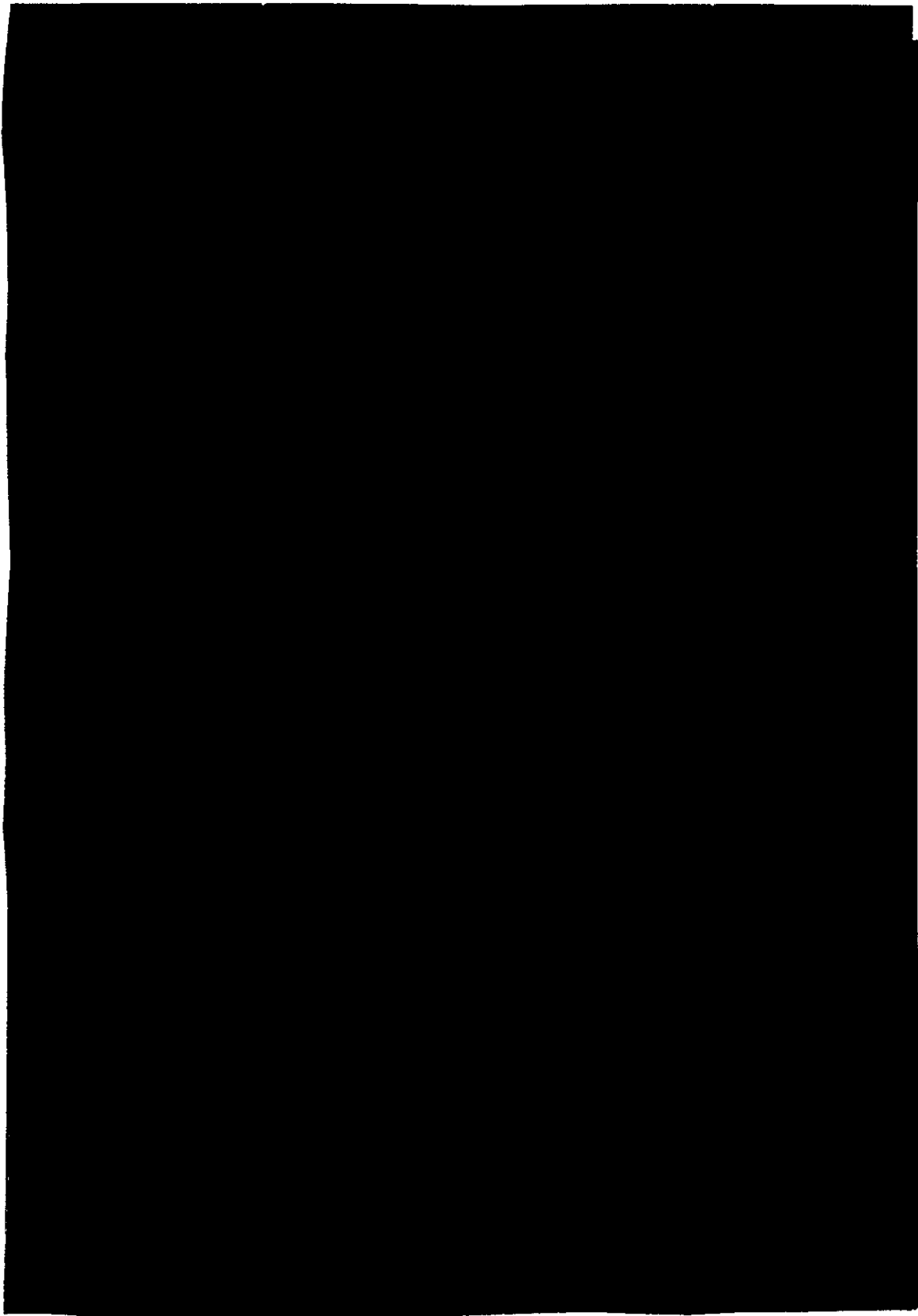


図 3.2-3(2) 燃料配置図(第 26 サイクル)

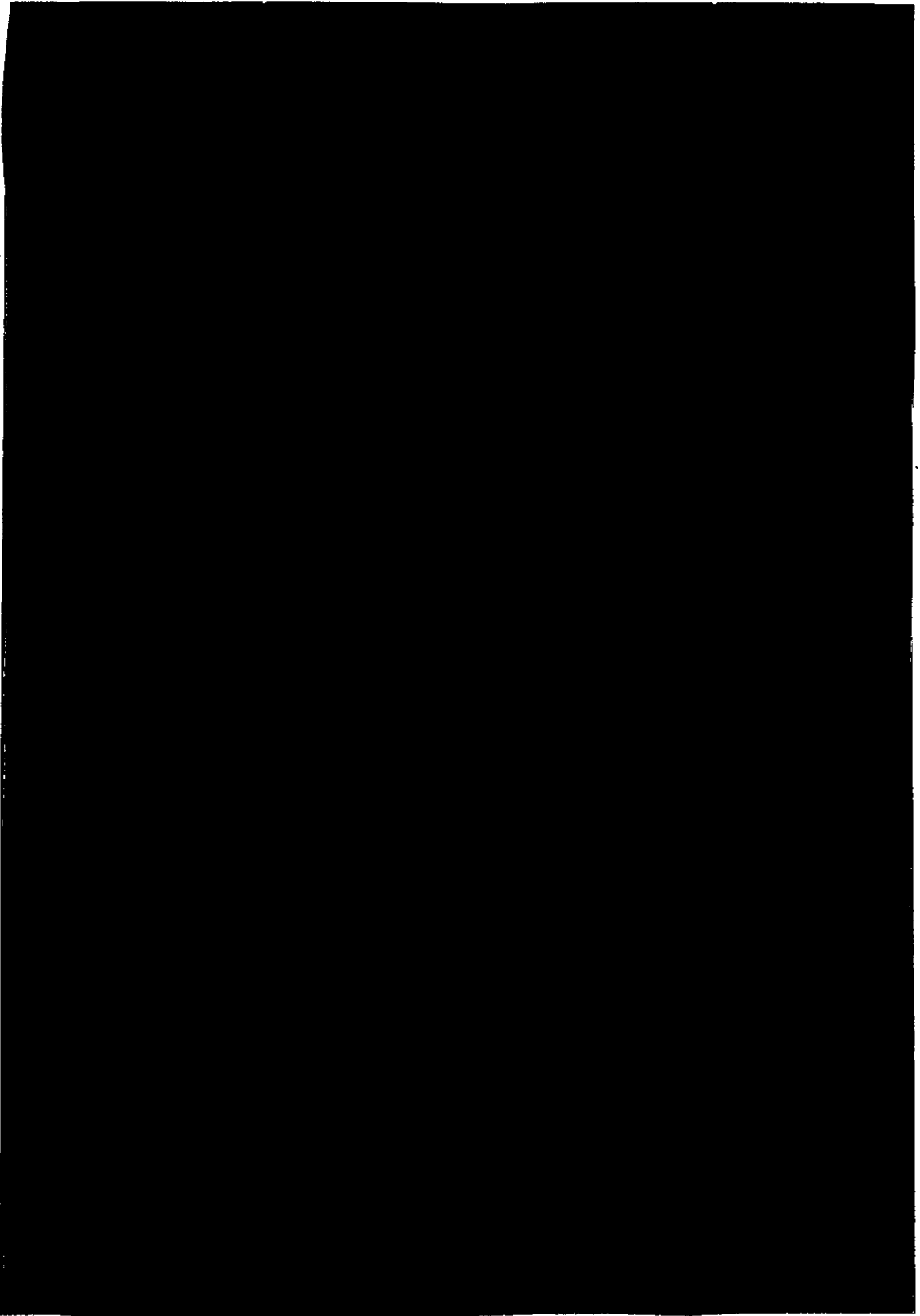


図 3.2-3(3) 燃料配置図(第 27 サイクル)

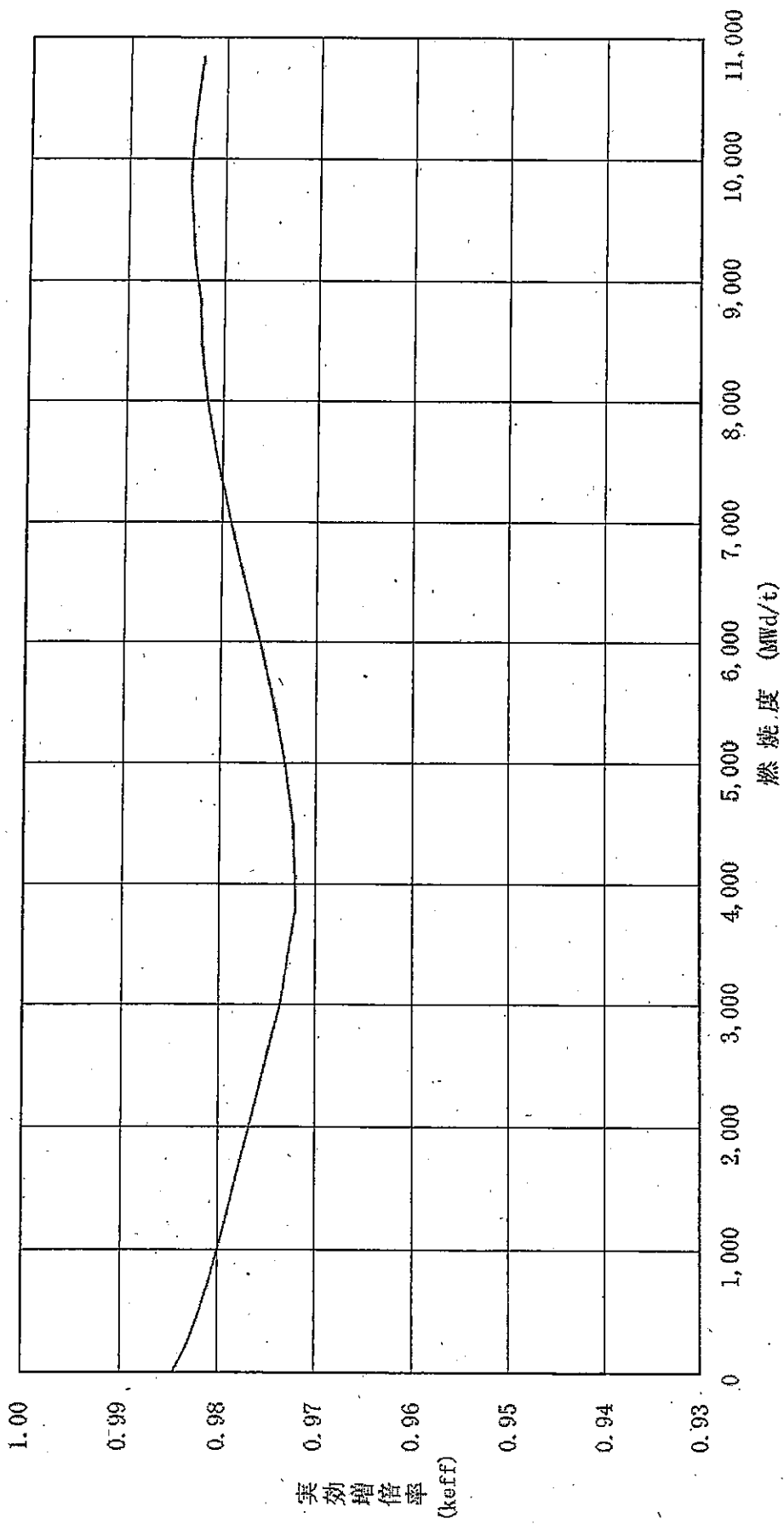


図 3.2-4(1) 最大価値制御御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 25 サイクル)

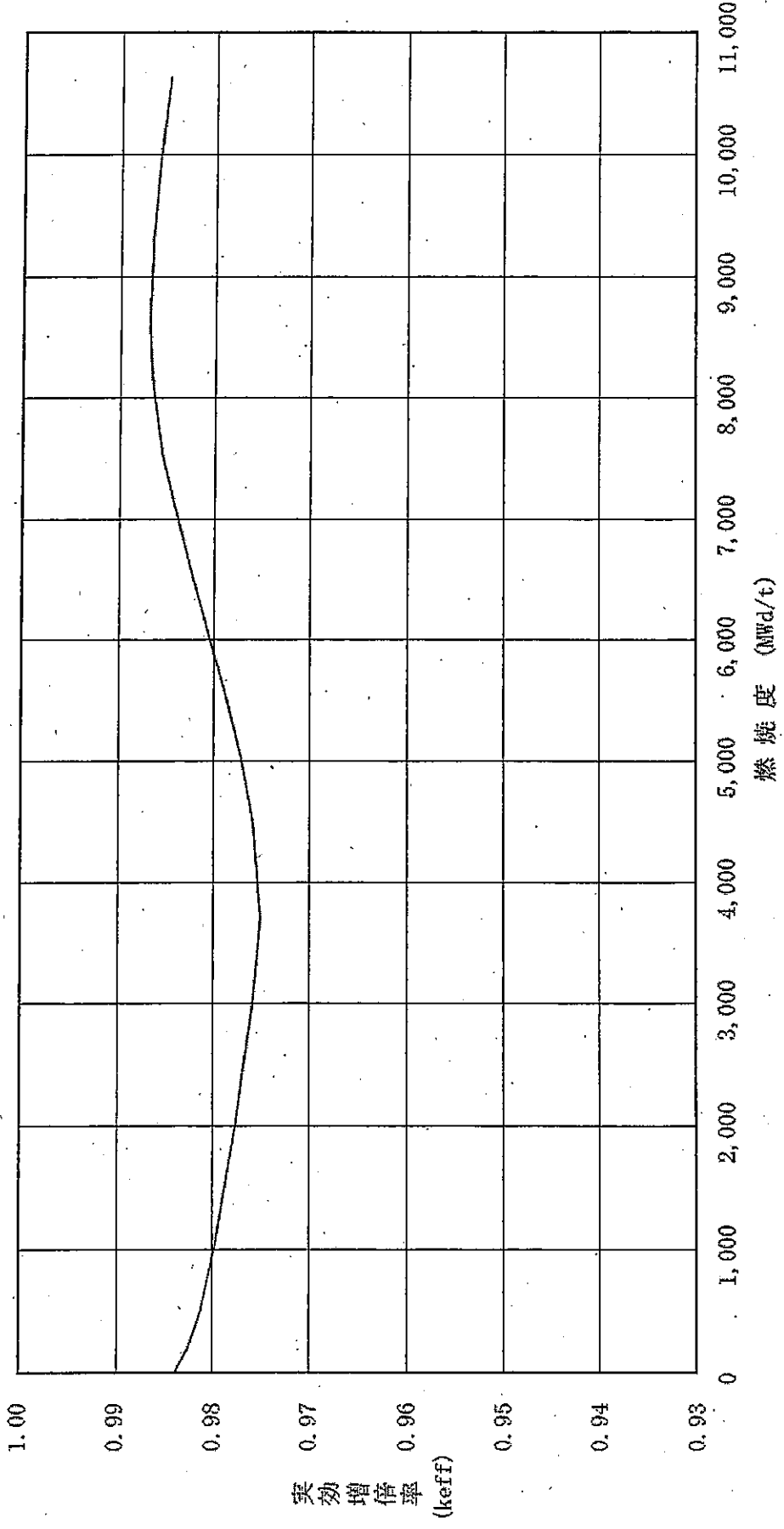


図 3.2-4(2) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 26 サイクル)

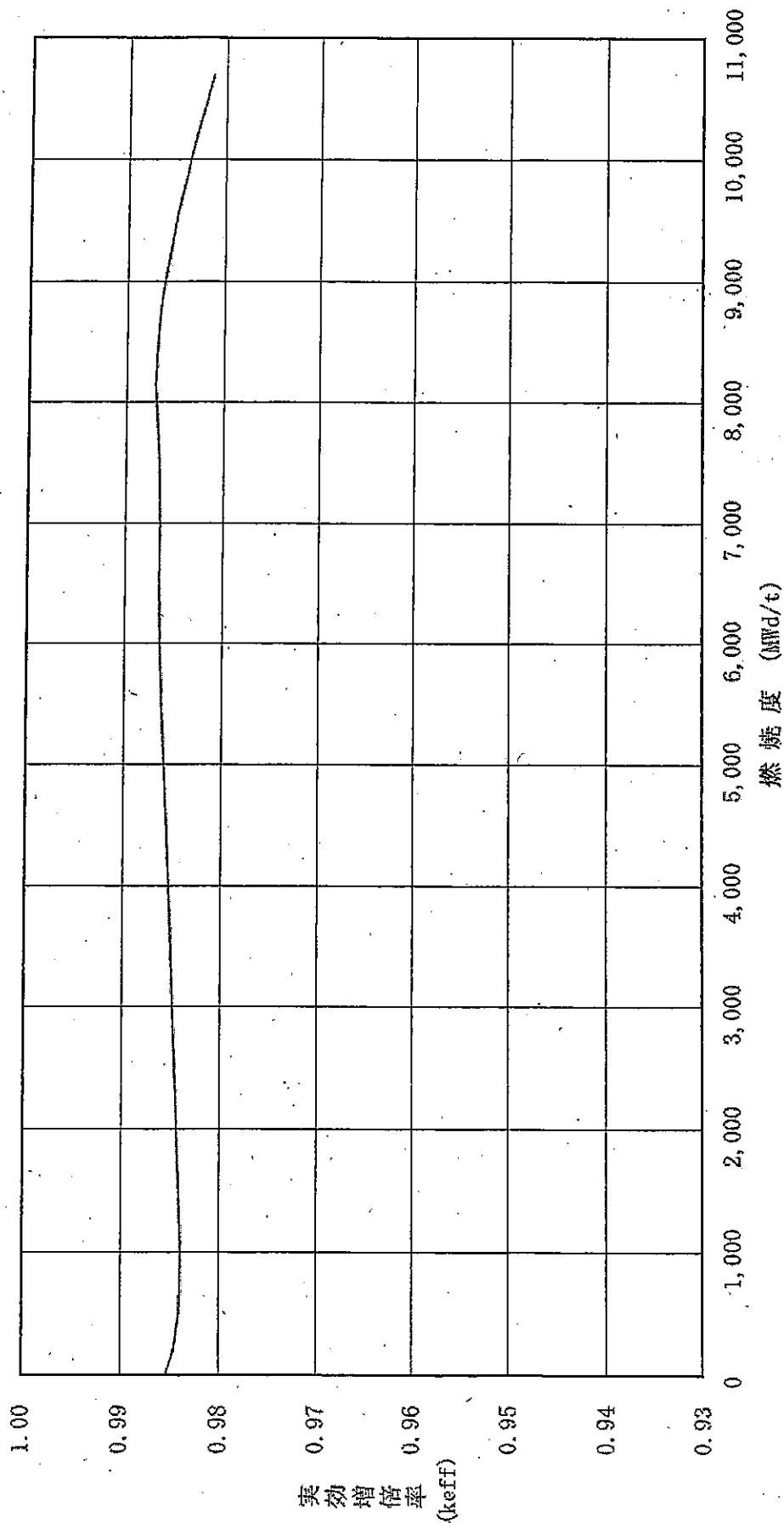


図 3.2-4(3) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 27 サイクル)

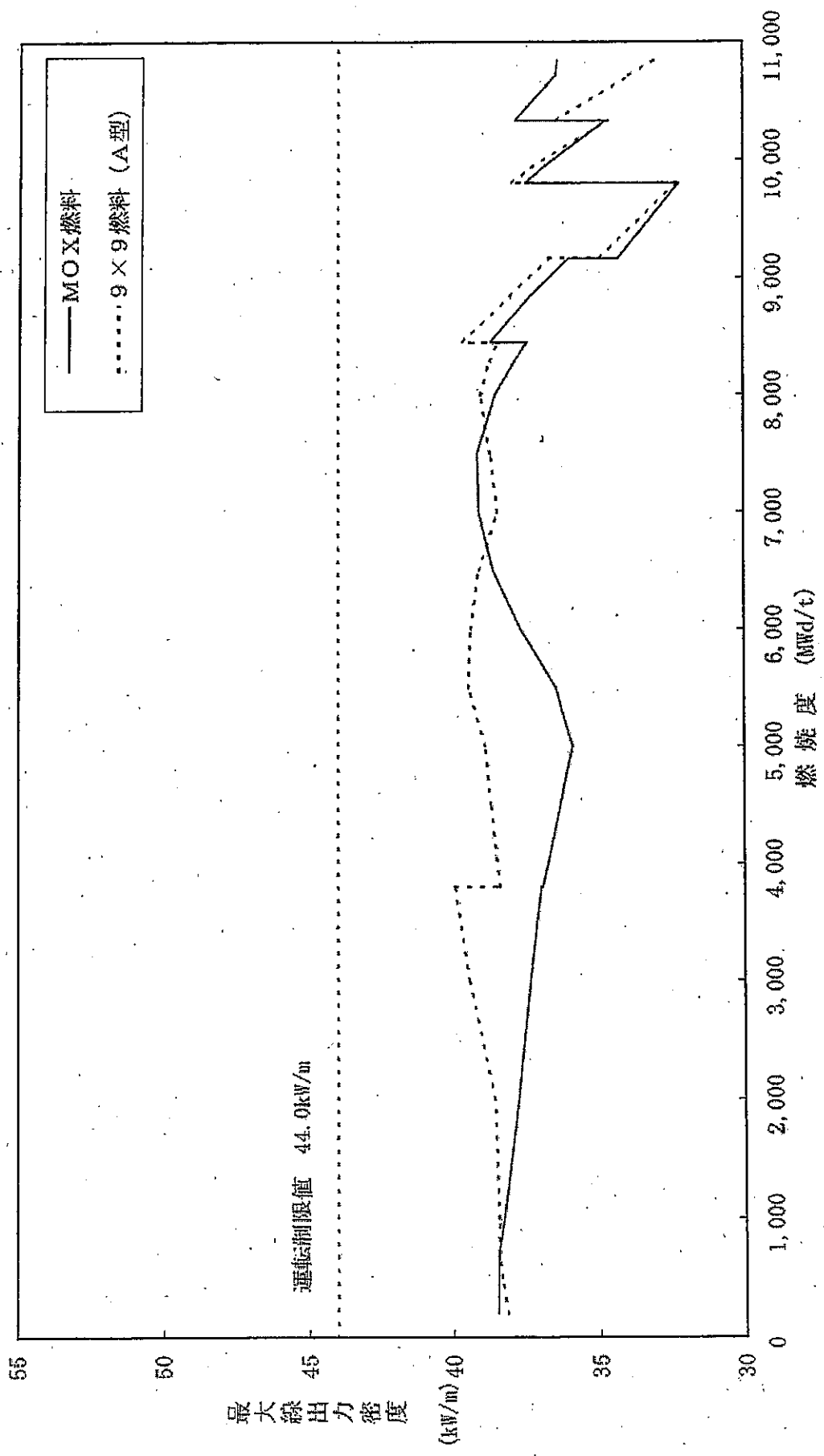


図 3.2-5(1) 最大線出力密度の燃焼変化(第 25 サイクル)

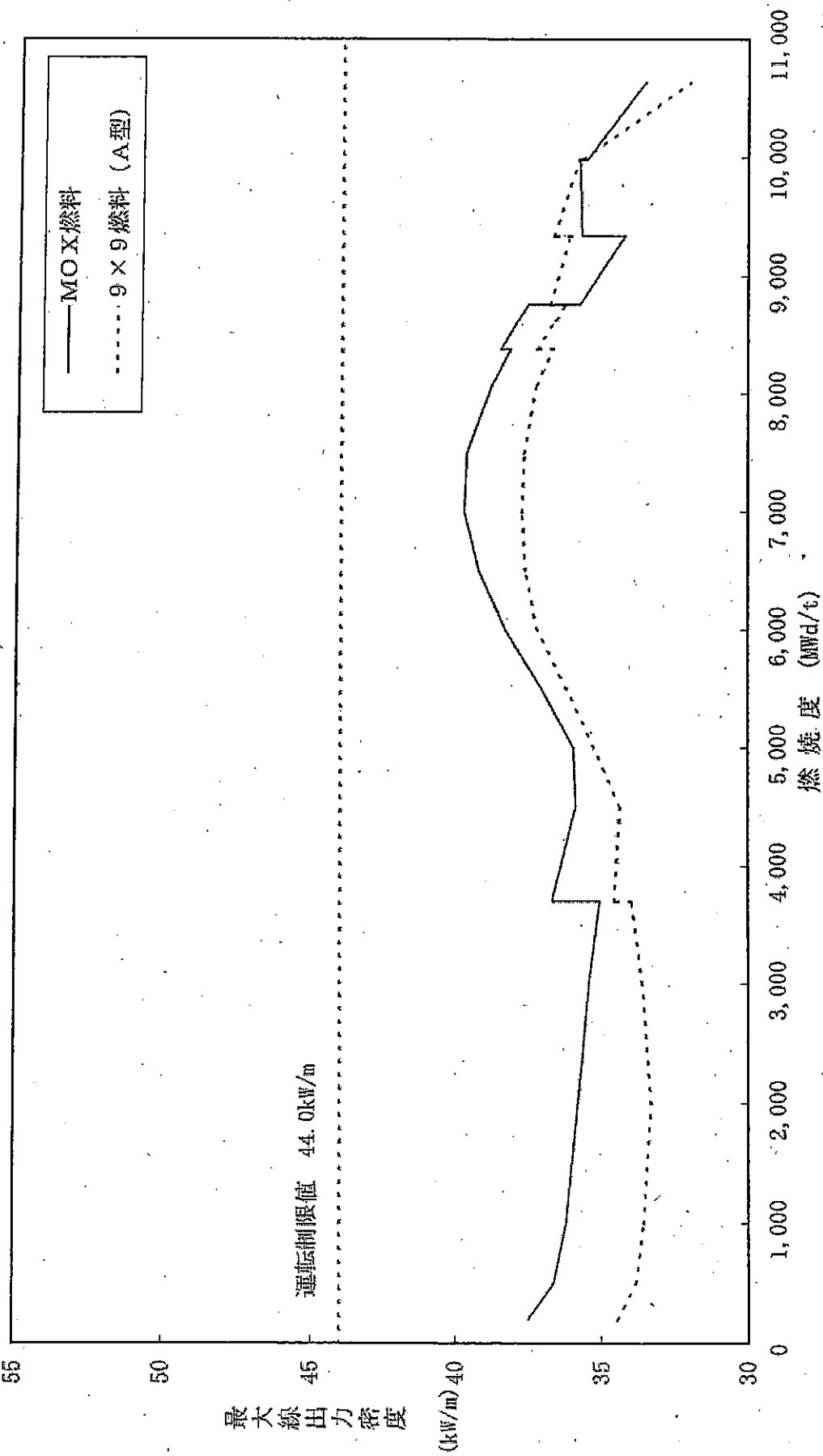


図 3.2-5(2) 最大線出力密度の燃焼変化(第 26 サイクル)

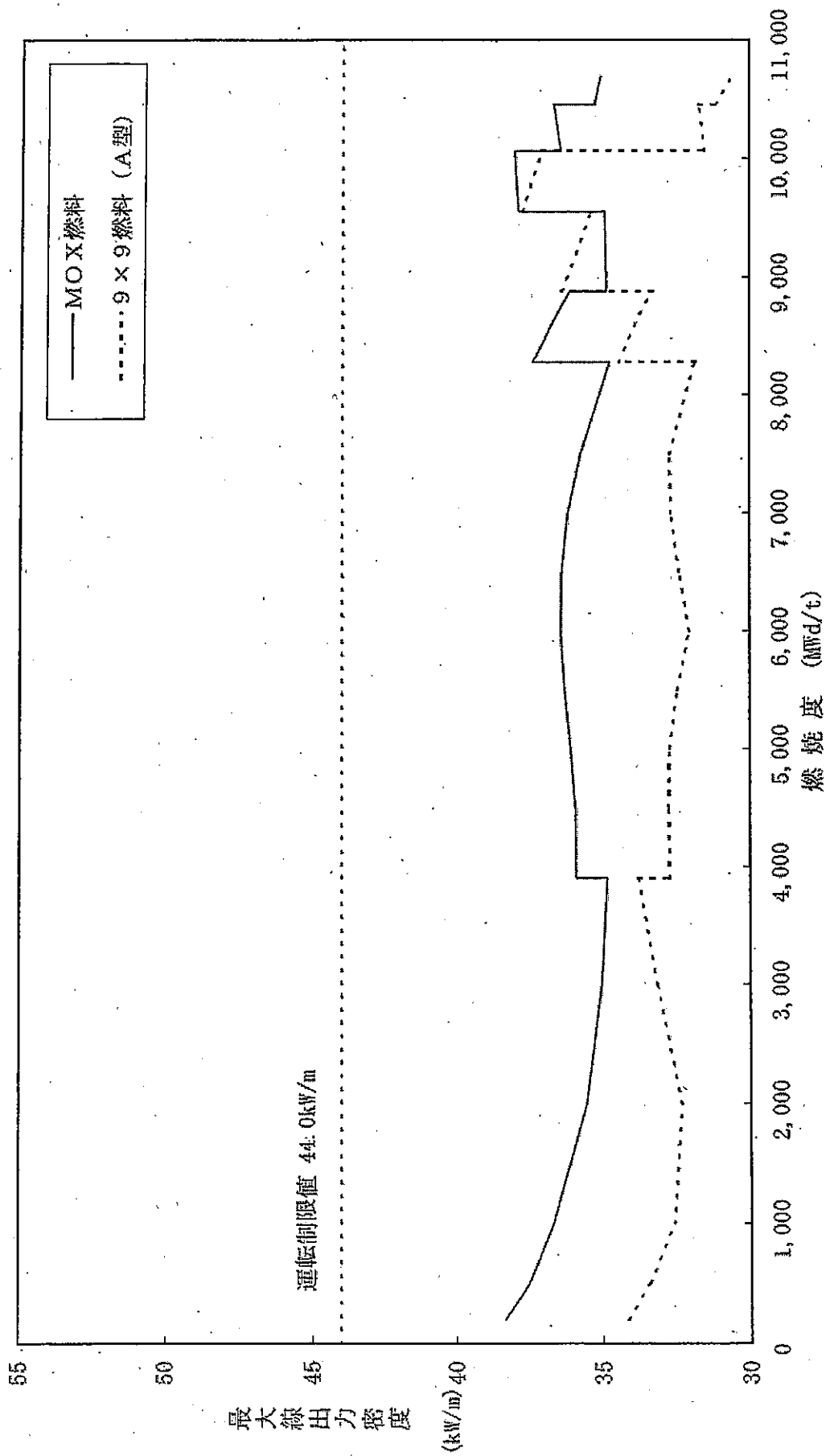


図 3.2-5(3) 最大線出力密度の燃焼変化(第 27 サイクル)

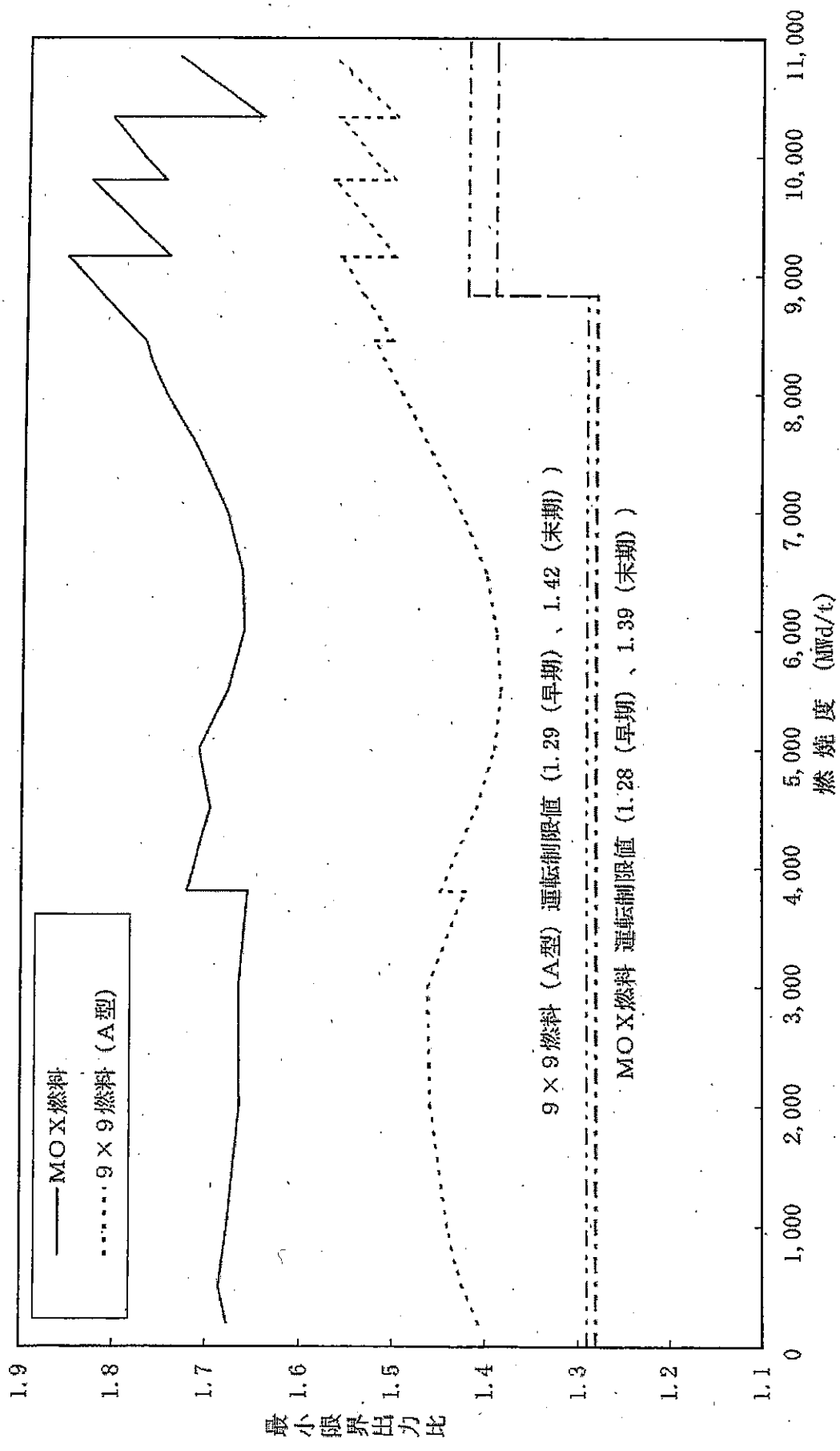


図 3.2-6(1) 最小限界出力比の燃焼変化(第 25 サイクル)

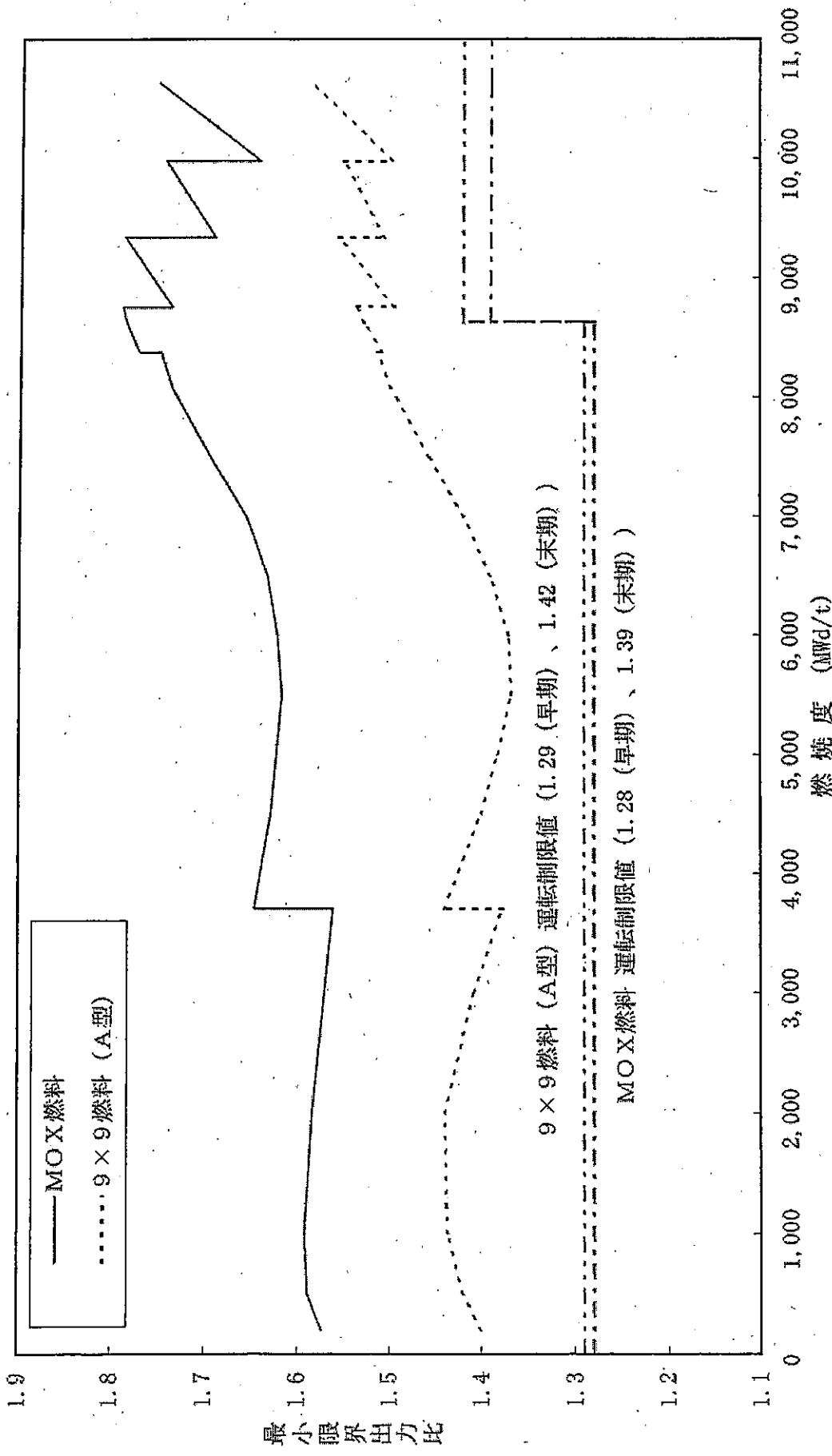


図 3.2-6(2) 最小限界出力比の燃焼変化(第 26 サイクル)

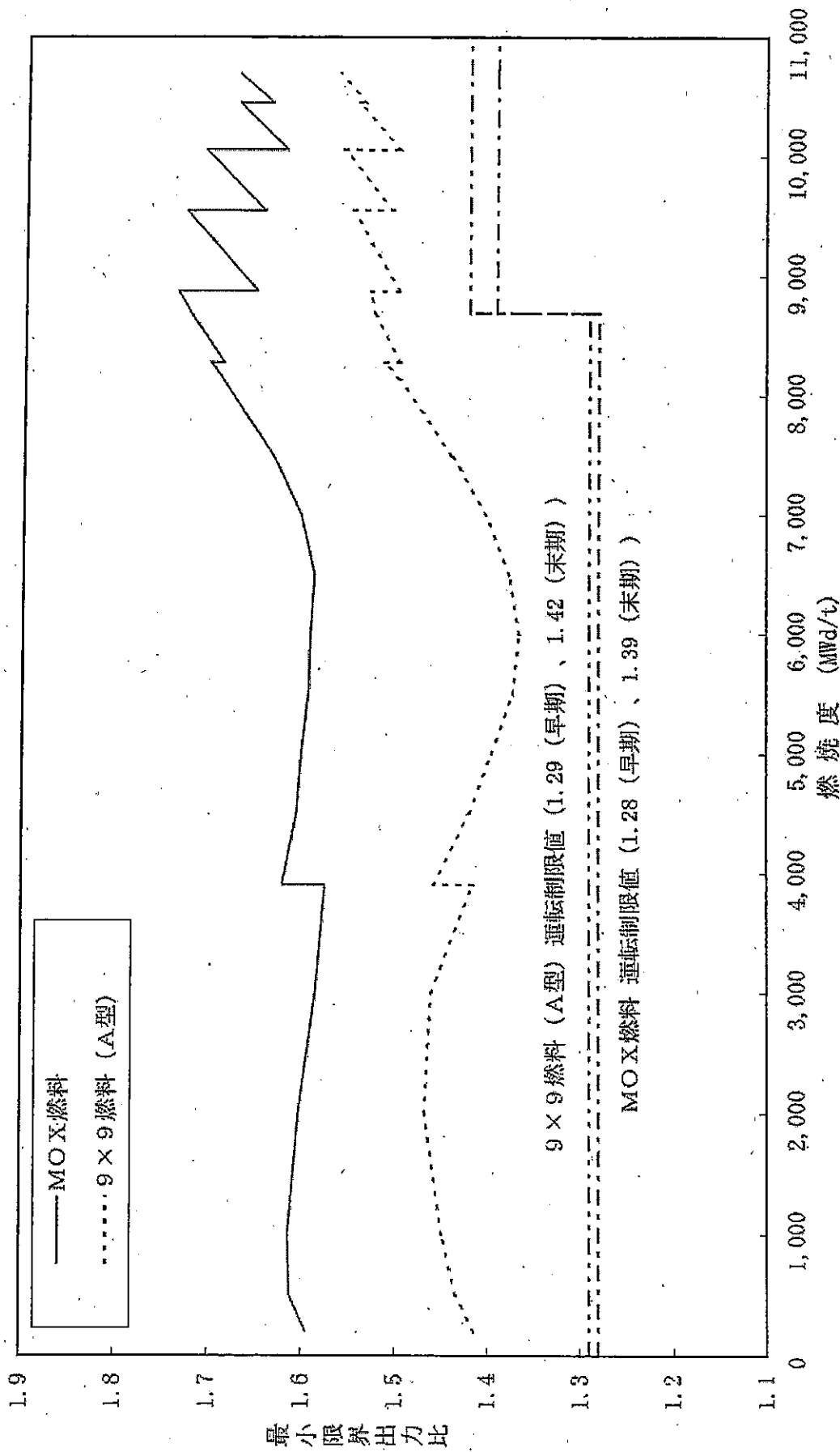


図 3.2-6(3) 最小限界出力比の燃焼変化(第 27 サイクル)

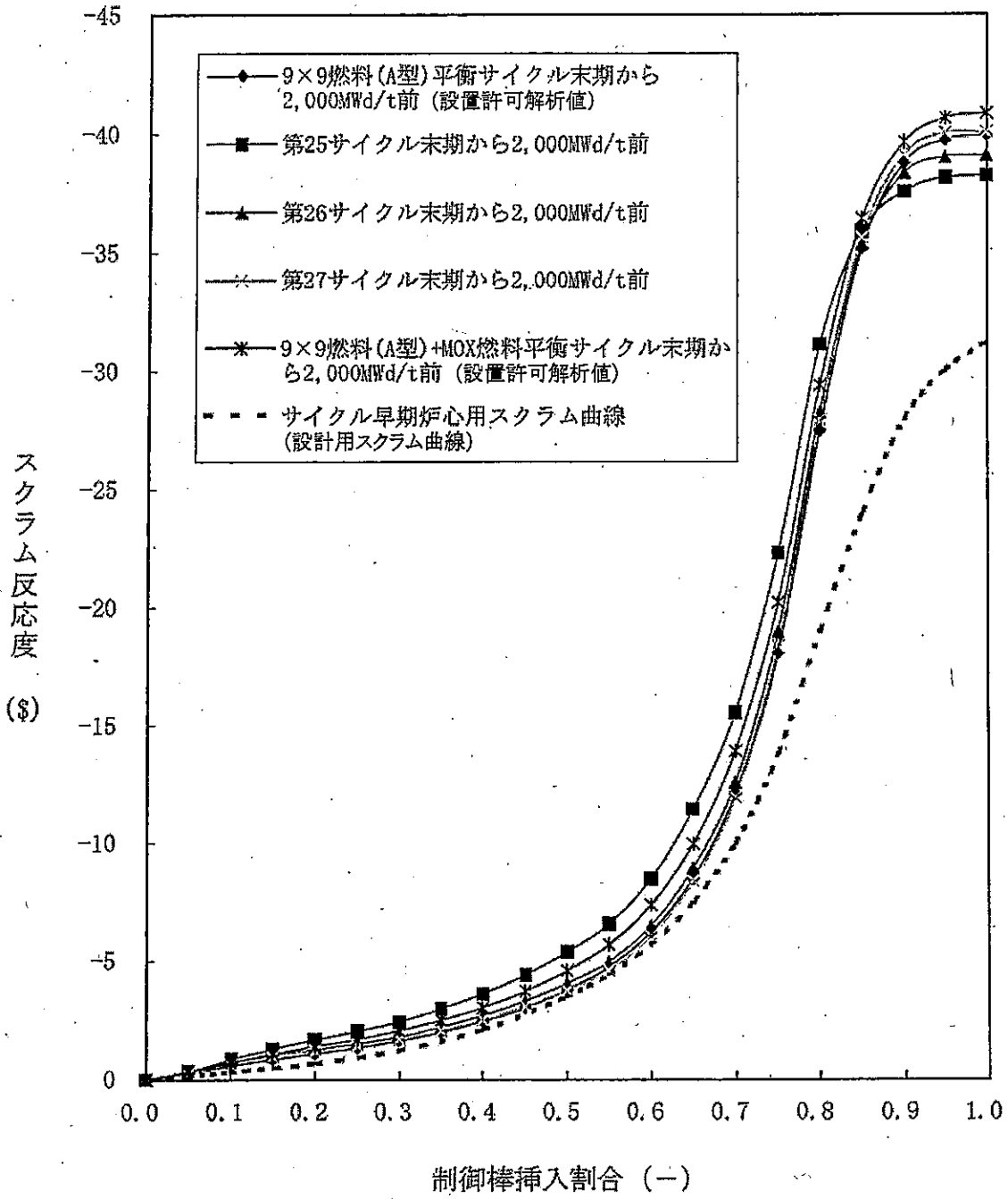


図 3.2-7(1) スクラム特性(サイクル早期炉心)

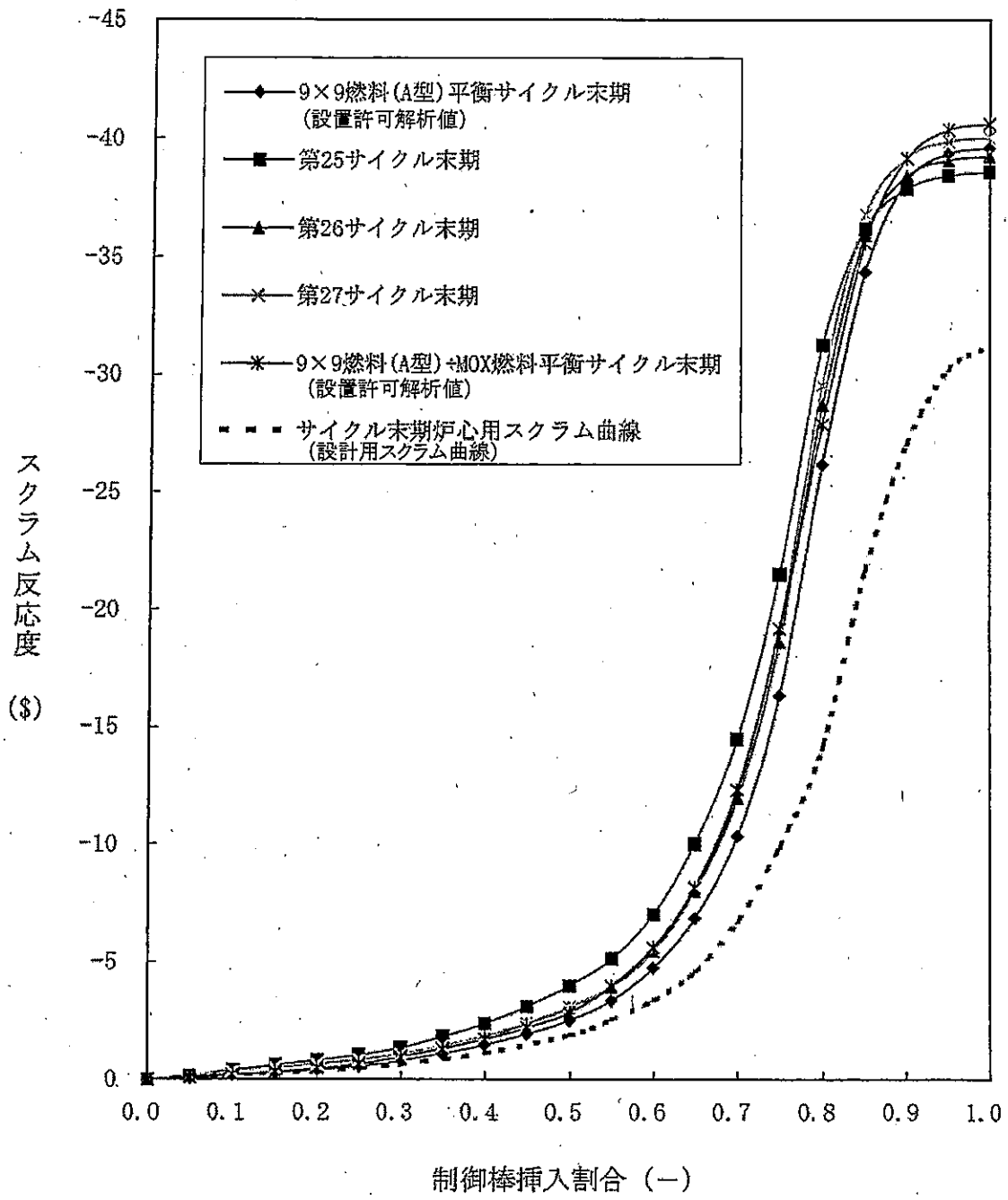


図 3.2-7(2) スクラム特性(サイクル末期炉心)

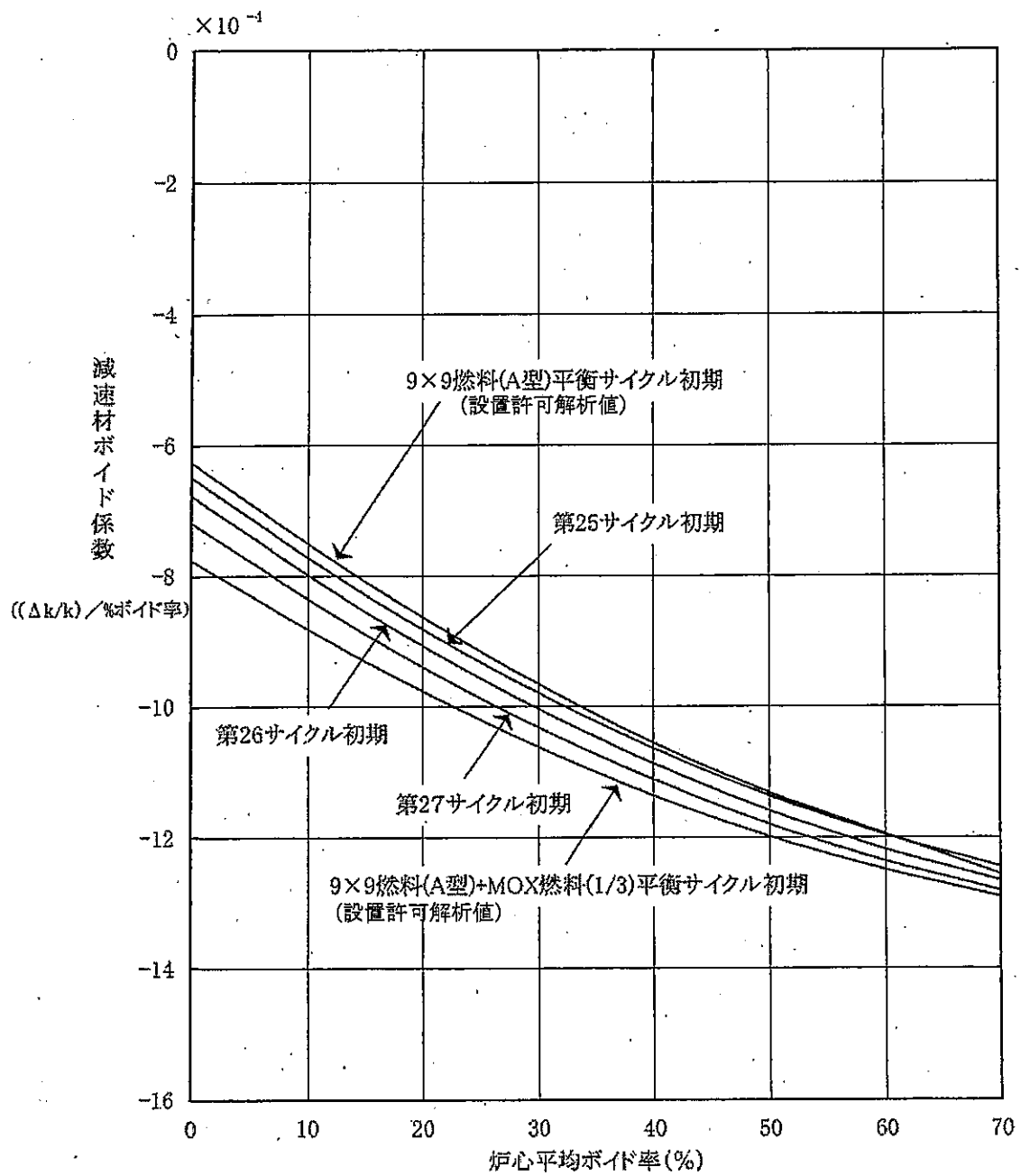


図 3.2-8(1) 減速材ボイド係数(サイクル初期炉心)

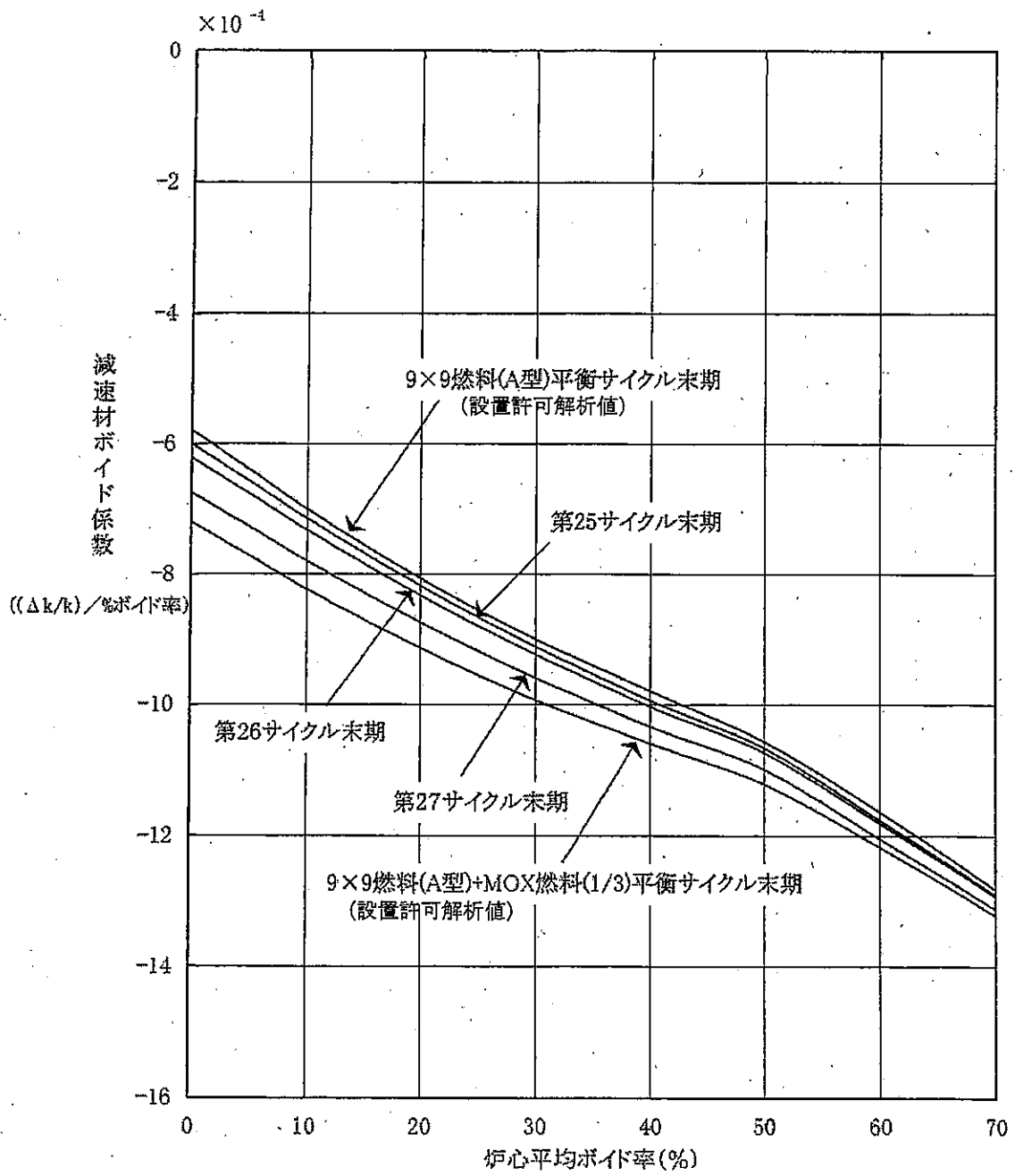


図 3.2-8(2) 減速材ボイド係数(サイクル末期炉心)

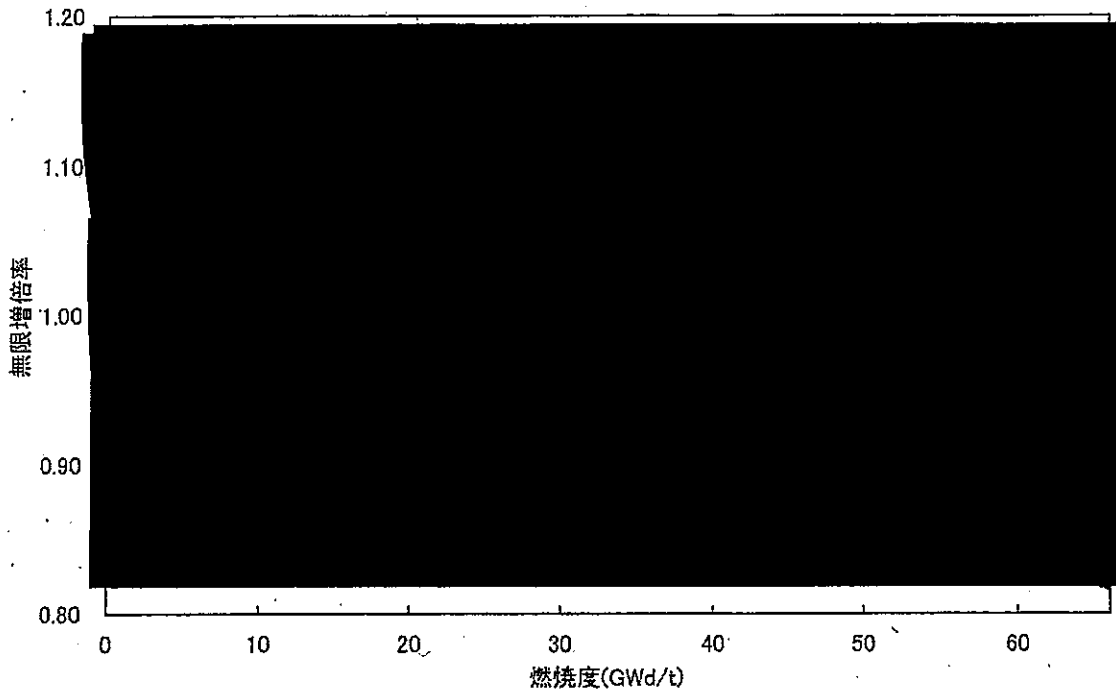


図 3.2-9(1) 保管期間の変動による無限増倍率の比較

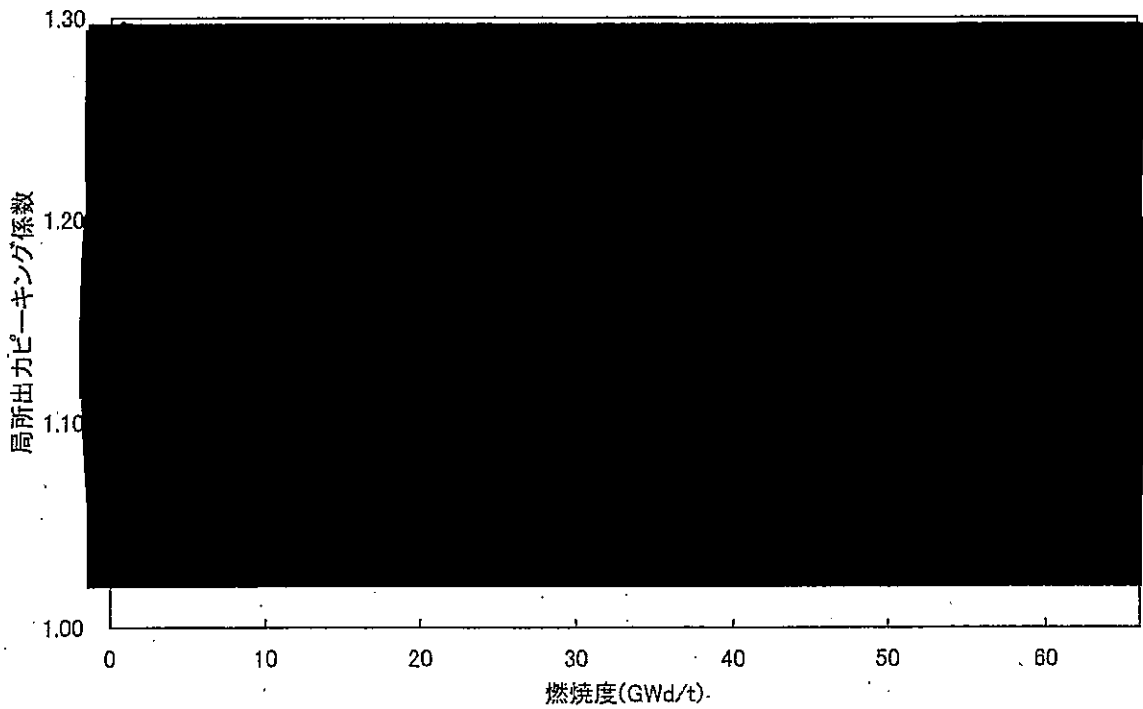


図 3.2-9(2) 保管期間の変動による局所出力ピーキング係数の比較

3.3 動特性

a. 核熱水力学的安定性(チャンネル安定性, 炉心安定性, 領域安定性)

長期保管中の MOX 燃料における組成変化の核熱水力学的安定性(チャンネル安定性, 炉心安定性, 領域安定性)への影響を, 設置許可解析に用いている周波数領域安定性解析コードによって評価を実施した。評価条件を表 3.3-1 に示すが, 出力ピーキング等について, 第 25 サイクルから第 27 サイクルの各評価炉心に対応した値を入力条件としている。

評価結果を表 3.3-2 にまとめるが, いずれについても判断基準を満足している。また, 表には設置許可解析値を合わせて示しているが, 今回の評価結果は設置許可解析値より小さくなっている。これは, 出力ピーキング等について, 設置許可解析では包絡的な条件設定をしているためである。

核熱水力学的安定性は, 社内規定で確認することが定められている項目であり, 取替炉心毎に評価を行い, 制限値を満足していることを確認している。

b. プラント安定性

プラント安定性評価の入力条件の中で, MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては, 減速材ボイド係数と炉心平均ギャップ熱伝達係数がある。減速材ボイド係数は 1/3MOX 炉心の値に, 詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ 1.25 とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 1.02 を乗じたものが用いられるが, 今回の評価炉心の減速材ボイド係数は 1/3MOX 炉心の値に包絡されており(表 3.2-5), また, 炉心平均ギャップ熱伝達係数についての長期保管の影響は, 動特性解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまっている(表 3.1-5)。

よって, 設置許可のプラント安定性に対する MOX 燃料の長期保管による影響はない。

c. キセノン空間振動の安定性

キセノン空間振動の安定性では, 定格出力時の出力反応度係数が原子炉出力の空間振動を生じるしきい値以下であることを確認しており, 設置許可解析では「-0.04 より負」という定格出力時の出力反応度係数が, しきい値に対して十分大きいことが確認されている。今回の評価での第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの出力反応度係数を表 3.3-3 に示す。MOX 燃料の装荷体数の増加に伴う減速材ボイド係数の絶対値増加によって, 出力反応度係数の絶対値は大きくなっているが, いずれについても設置許可解析値に包絡されている。

また, キセノン空間振動の安定性の入力条件の 1 つである炉心平均熱中性子束についての評価結果を表 3.3-4 に示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで MOX 燃料の装荷体数の増加に伴うスペクトル硬化によって, 炉心平均熱中性子束は小さくなっているが, いずれについても設置許可解析結果である 9×9 燃料(A 型)平衡炉心と

1/3MOX 炉心の中間的な値となっている。

以上より、設置許可のキセノン空間振動の安定性に対するMOX燃料の長期保管による影響はない。

d. まとめ

MOX 燃料の長期保管による動特性への影響としては、アメリシウム蓄積に伴う核炉心特性の変化によるものやヘリウム放出量増加に伴うギャップ熱伝達係数の増加によるものが想定される。しかし、上述のとおりこれらへの長期保管 MOX 燃料の影響は、動特性評価に際し安全側に条件設定された特性の範囲にとどまるため、動特性に対しても長期保管 MOX 燃料の影響は現れておらず、評価結果は設置許可解析結果と同様に、動特性に関する判断基準を満足している。

また、核熱水力学的安定性は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

表 3.3-1 核熱水力学的安全性の主要解析条件

項目		解析条件			
		今回の評価			設置許可 解析
		25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	
解析点		最低ポンプ速度最大出力運転時 (68%定格出力/41%定格流量)			
減速材ボイド係数		各炉心のサイクル末期の値			平衡サイク ル末期の値
炉心安定性 及び チャンネル安 定性	炉心径方向 出力分布指標*1	1.06	1.07	1.06	1.10
	炉心平均軸方向出 力ピーキング	1.47	1.27	1.26	1.15
	ホットチャンネル径 方向出力ピーキング	1.25	1.16	1.27	1.50
	ホットチャンネル軸 方向出力ピーキング	1.55	1.59	1.38	1.80
領域安定性	炉心平均軸方向出 力ピーキング	1.54	1.47	1.40	1.70
	高次モード未臨界度	0.0063	0.0079	0.0069	0.0053

*1 炉心径方向出力分布指標 R 値

$$R = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (Pr_i)^2$$

N : 炉心の燃料集合体総数

Pr_i: 燃料集合体 i の径方向出力ピーキング

表 3.3-2 核熱水力学的安全性の解析結果まとめ

	今回の評価値			設置許可 解析値	判断 基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
チャンネル安定性(MOX)	0.31	0.30	0.31	0.51	<1
炉心安定性	0.61	0.67	0.72	0.77	<1
領域安定性	0.35	0.30	0.32	0.60	<1

表 3.3-3 出力反応度係数(単位: $(\Delta k/k)/(\Delta p/p)$)

	今回の評価値			設置許可解析値 (1/3MOX 炉心)	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
サイクル初期	-0.044	-0.044	-0.045	-0.047	-0.04 より負 (申請書記載値)
サイクル末期	-0.047	-0.048	-0.049	-0.050	

表 3.3-4 炉心平均熱中性子束(単位: n/cm^2s)

今回の評価値			設置許可解析値	
25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
3.6×10^{13}	3.5×10^{13}	3.4×10^{13}	3.6×10^{13}	3.2×10^{13}

3.4 使用済燃料貯蔵時の冷却性及び未臨界性

a. 冷却性

長期保管した MOX 燃料は、崩壊熱に寄与する主要な核種であるキュリウム 242 が燃焼中により多く生成されるために、使用済 MOX 燃料 1 体当たりの崩壊熱は図 3.4-1 に示すように標準組成 MOX 燃料と比較して約 20%程度大きくなる。この長期保管による崩壊熱増加の影響を考慮した使用済燃料貯蔵時の冷却性評価を実施した。燃料取出に関する評価条件は以下のとおりとしている。

- 至近の 2 サイクルまでのサイクルでは、設置許可解析と同様、平衡炉心の取替体数である MOX 燃料(標準組成)80 体、9×9 燃料(A 型)72 体が毎サイクル取り出されるとする。
- 至近の 2 サイクルについては、取出燃料体数については上記と同じであるが、MOX 燃料 80 体のうち 32 体は長期保管 MOX 燃料とする。

評価結果を表 3.4-1 に示すが、設置許可解析より若干厳しい結果となっているものの、通常最大熱負荷時と非常時最大熱負荷時のいずれについても評価基準を満足している。

当面、当該 MOX 燃料は福島第一 3 号機の使用済燃料プールでの保管を想定しているが、設置許可上、使用済燃料共用プール(1 号～6 号共用)での保管も想定されていることから、使用済燃料共用プールについても冷却性評価を行った。使用済燃料共用プールでは 19 ヶ月以上冷却された使用済燃料(MOX 燃料を含む)の貯蔵を前提に十分な冷却能力を有することが確認されている。短期冷却(冷却期間 19 ヶ月)の使用済燃料を多数貯蔵する場合において除熱評価は最も厳しくなるが、この場合の短期冷却の燃料全体(1～6 号機に貯蔵されている使用済燃料)に占める MOX 燃料の割合は約 10%程度と小さく、長期保管による崩壊熱の増分を考慮しても、全体の崩壊熱への影響は十分小さい。

使用済燃料の貯蔵にあたっては、プール水温は保安規定等で管理することが定められており、規定された水温を満足する運用を行うことによって、長期保管 MOX 燃料を貯蔵する場合においても冷却性は確保可能である。

b. 未臨界性

使用済燃料貯蔵時の未臨界性の入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては、MOX 燃料の無限増倍率がある。設置許可解析では、全燃焼期間を通じた無限増倍率を包絡するように、貯蔵される MOX 燃料の炉心内装荷状態での低温時無限増倍率を 1.23 と設定している。長期保管中の MOX 燃料の低温時無限増倍率を、設置許可解析で想定した MOX 燃料の無限増倍率と合わせて図 3.4-2 に示すが、核分裂性プルトニウム 241 の非核分裂性アメリシウム 241 への崩壊のため、長期保管した MOX 燃料の無限増倍率は低くなっており、設置許可解析の入力条件に包絡されている。

c. まとめ

長期保管 MOX 燃料は崩壊熱が増加するため、保管の影響を考慮した冷却性評価では、設置許可解析より若干厳しい結果となるが、プール水温の評価基準を満足している。

未臨界性については、長期保管 MOX 燃料は反応度が低下するため、設置許可解析の入力条件に包絡されており、MOX 燃料の長期保管を考慮しても、未臨界性は確保される。

また、使用済燃料の貯蔵にあたっては、プール水温は保安規定等で管理することが定められており、規定された水温を満足する運用が行われる。

表 3.4-1 使用済 MOX 燃料の冷却性評価結果

	今回の評価	設置許可解析	評価基準
通常最大熱負荷時	48.5℃	47.9℃	52℃以下
非常時最大熱負荷時	62.8℃	62.3℃	65℃以下

通常最大熱負荷時 : 炉心から取り出した使用済燃料 1 回取替分と、それ以前に取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱量を燃料プール冷却浄化系で冷却する場合。

非常時最大熱負荷時: サイクル末期における全炉心分の使用済燃料と、それ以前に取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱量を燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系で冷却する場合。

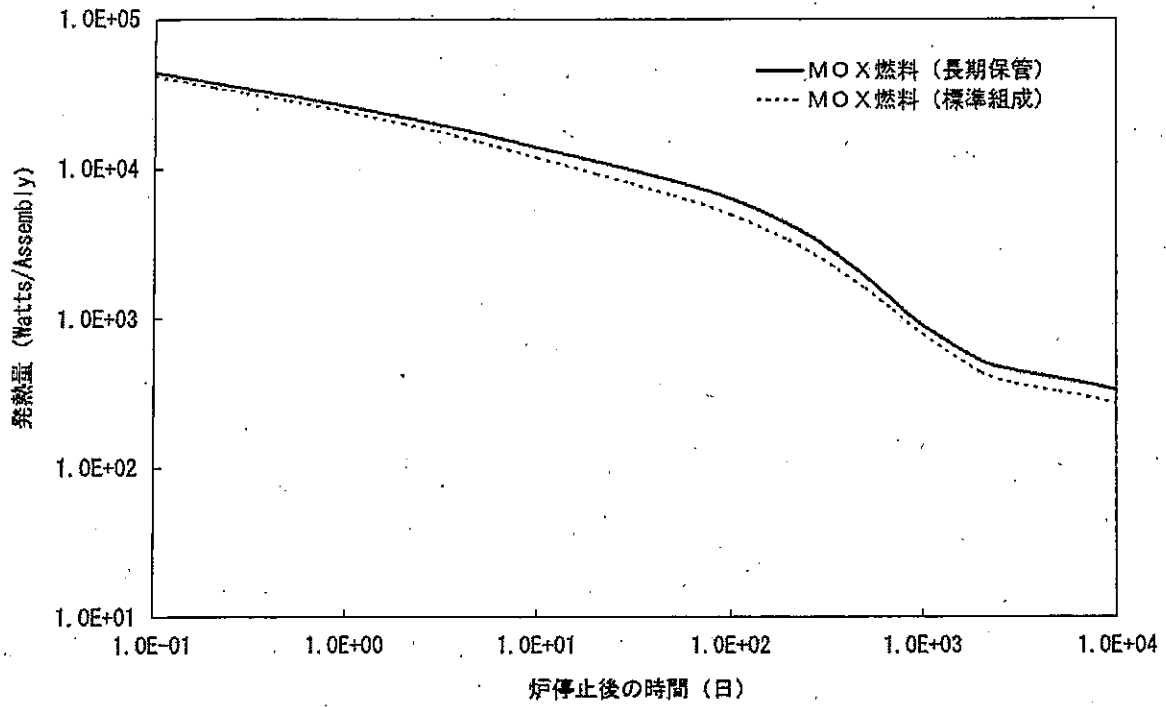


図 3.4-1 使用済 MOX 燃料の崩壊熱

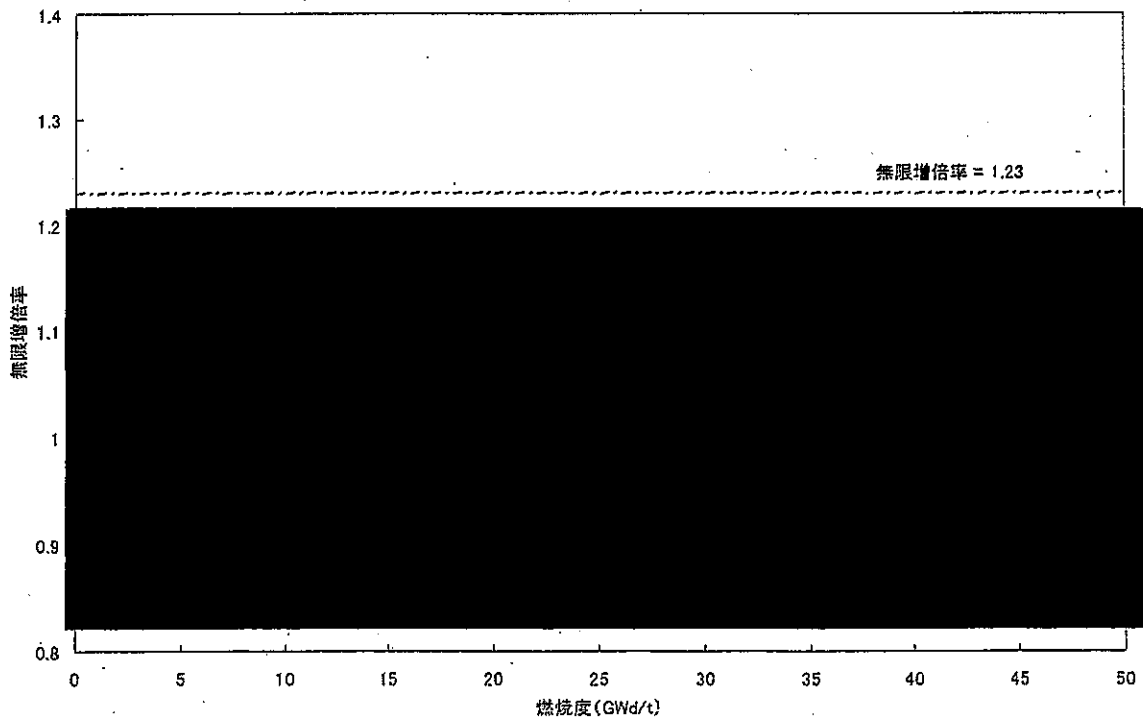


図 3.4-2 冷温時無限増倍率

3.5 運転時の異常な過渡変化の解析

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」では、引抜制御棒価値について運用上の制限値である $1.0\% \Delta k$ に対し、保守的に解析の入力条件を $1.3\% \Delta k$ としており、この保守的な条件設定を行うことによって、炉心毎の詳細設計による変動分を包絡している。長期保管した MOX 燃料が装荷された場合においても、各炉心の引抜制御棒価値が $1.0\% \Delta k$ 以下であることを確認することにより、設置許可解析に包絡されていることが確認できる。

第 25 サイクルから第 27 サイクルについての最大制御棒価値の評価結果を表 3.5-1 に示すが、 $1.0\% \Delta k$ 以下であることが確認でき、設置許可解析に包絡されている。

制御棒価値は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

長期保管した MOX 燃料が装荷された第 25 サイクルから第 27 サイクルについて「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の解析を実施した。主な解析条件を表 3.5-2 に示すが、熱的制限値や制御棒パターン等については各評価炉心に対応した値とし、制御棒引抜監視装置の引抜阻止設定やバイパス条件等については設置許可解析条件と同じとしている。

評価結果を表 3.5-3 に示すが、表面熱流束と最小限界出力比のいずれも設置許可解析結果に包絡されている。本事象では、結果を厳しくするための仮想的な制御棒パターンにより評価を行うことによって、炉心毎の詳細設計の変動分を包絡しているが、今回の評価で包絡性が確認できている。

「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」は、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認することが社内規定で定められている。

c. プラント過渡（「a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と「b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」を除く過渡解析）

プラント過渡解析の入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては、減速材ボイド係数とギャップ熱伝達係数がある。減速材ボイド係数は、装荷されることが想定される全ての燃料タイプの中から最も厳しい解析結果を与えるものを選定した上で、詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ (1.25 もしくは 0.9) とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 1.02 を乗じたものを用いているが、今回の評価結果では減速材ボイド係数は、ウラン炉心と 1/3MOX 炉心の設置許可解析結果の範囲内にあることから、設置許可のプラント過渡解析の解析条件に包絡されている (表 3.2-5)。また、ギャップ熱伝達係数についての長期保管の影響は、プラント過渡解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまっている (表

3.1-5)。

よって、設置許可のプラント過渡への MOX 燃料の長期保管による影響はない。

d. まとめ

MOX 燃料の長期保管による過渡解析への影響としては、アメリシウム蓄積に伴う核炉心特性の変化によるものやヘリウム放出量増加に伴うギャップ熱伝達係数の増加によるものが想定される。しかし、上述のとおりこれらへの長期保管 MOX 燃料の影響は、過渡解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまるため、過渡解析に対しても長期保管 MOX 燃料の影響は現れず、評価結果は設置許可解析結果と同様に、過渡解析に関する判断基準を満足している。

また、制御棒価値と「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」は、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認することが社内規定で定められている。

表 3.5-1 最大制御棒価値のまとめ(単位:% Δk)

	今回評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
サイクル初期	0.84	0.89	0.92	0.98	1.0 以下
サイクル末期	0.84	0.97	0.85	0.87	

表 3.5-2 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の主要解析条件

項目	今回の評価	設置許可解析
評価炉心	各サイクル(第 25～第 27 サイクル)初期	平衡サイクル初期
原子炉出力	→	100%
最小限界出力比及び最大線出力密度	評価炉心に対応した値	運転制限値
制御棒パターン	評価炉心に対応した制御棒パターン	評価結果を厳しくするための仮想的な制御棒パターン
制御棒引抜監視装置(RBM)の制御棒引抜阻止設定	→	定格出力の 105%
RBM 及び局部出力領域モニタ(LPRM)のバイパス条件	→	RBM の 2 チャンネルのうち、応答の早いチャンネルがバイパス。さらに LPRM のうち引抜制御棒に近い 2 個がバイパス

表 3.5-3 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の解析結果

	今回の評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
表面熱流束の最大値	約 106%	約 107%	約 105%	約 121%	165%以下
最小限界出力比の最小値	1.25	1.27	1.28	1.16	1.07 以上

3.6 事故解析

a. 制御棒落下

「制御棒落下」は「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様に、設置許可解析において保守的な落下制御棒値を設定することによって、詳細設計による変動分を包絡している。表 3.5-1 に示すように、第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの最大制御棒値は $1.0\% \Delta k$ 以下であることから、「制御棒落下」についても設置許可解析に包絡されていると言えるが、ここでは実際に解析評価を実施して包絡性を確認した。主要な解析条件を表 3.6-1 に示すが、今回の評価では第 25 サイクルを評価炉心として、他のパラメータについても第 25 サイクルに対応した値としている。また、設置許可解析において燃料エンタルピー最大値が最も厳しくなるサイクル初期の低温時と、破損燃料棒割合が最も厳しくなるサイクル末期の高温待機時について評価を実施した。

評価結果のまとめを表 3.6-2 に、また、燃料エンタルピーの時間変化図を図 3.6-1(1)と図 3.6-1(2)に示す。いずれの値についても今回の評価値は設置許可解析値より小さく、設置許可解析に包絡されている。

b. 崩壊熱の時間変化(原子炉冷却材喪失, 主蒸気管破断, 可燃性ガスの発生)

事故解析の入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては崩壊熱の時間変化がある。図 3.6-2 に ORIGEN2 を用いた MOX 燃料、長期保管 MOX 燃料、ウラン燃料の崩壊熱評価結果を比較して示す。原子炉停止直後においては、燃焼度並びに核分裂生成物の組成及び量等が異なることから、ウラン燃料の方が崩壊熱が高くなっている。取り出し後数日では、超ウラン元素が発熱の主体となるため、MOX 燃料の方が崩壊熱が大きくなる。したがって、いずれかの時点で、MOX 燃料の崩壊熱がウラン燃料を上回ることになるが、その時点は長期保管の影響を考慮しても停止後約1日以降となっている。一方、「事故」で判断基準に係わるパラメータのピーク値が現れるのは事故後1日以内であり、ウラン燃料の崩壊熱を考慮して評価する方が厳しい条件である。

設置許可解析では、これらより保守的な $GE+3\sigma$ 等の崩壊熱を使用していることから、MOX 燃料の長期保管の影響は、設置許可解析条件に包絡されている。

c. 原子炉冷却材喪失時の破裂判定

「3.1 燃料棒熱機械特性」にて示したとおり、長期保管 MOX 燃料の内圧は高めになる傾向がある。そのため、原子炉冷却材喪失時の原子炉圧力が低下する際に被覆管の内外圧差が大きくなり被覆管応力が高まることが想定される。原子炉冷却材喪失解析では、燃料被覆管温度と被覆管応力の関係で被覆管の破裂発生の有無を評価しているため、内圧増加による影響評価を実施した。

図 3.6-3 に、原子炉冷却材喪失時の破裂破損有無の評価に用いている破裂判定

曲線に、MOX 燃料の長期保管による影響を入れて示す。内圧の増加を考慮しても、長期保管 MOX 燃料の被覆管温度と応力のそれぞれの最大値のプロット点は破裂判定曲線の下側であることから、現行の設置許可申請書の解析における原子炉冷却材喪失時に燃料破裂が発生しないとの結論に変更はない。

よって、被ばく評価を含め原子炉冷却材喪失の判断基準に対応するパラメータ(燃料被覆管温度、化学量論的酸化量、被ばく線量)への影響はなく、MOX 燃料の長期保管による設置許可解析への影響はない。

d. 原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの軸固着

原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては、減速材ボイド係数とギャップ熱伝達係数がある。減速材ボイド係数は、装荷されることが想定される全ての燃料タイプの中から最も厳しい解析結果を与えるものを選定した上で、詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ 0.9 を乗じたものを用いているが、今回の評価結果では減速材ボイド係数は、ウラン炉心と 1/3MOX 炉心の設置許可解析結果の範囲内にある(表 3.2-5)ことから、設置許可のこれら事象の解析条件に包絡されている。また、ギャップ熱伝達係数についての長期保管の影響は、解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまっている(表 3.1-5)。

よって、設置許可のこれら事象への MOX 燃料の長期保管による影響はない。

e. 事故時被ばく解析

現行の設置許可申請書では、MOX 燃料炉心とウラン燃料炉心を比較して、厳しい側の評価となる従来のウラン燃料炉心に適用されている方法を用いて被ばく評価が実施されている。長期保管された MOX 燃料を用いた炉心の場合、核分裂性のプルトニウムが減少することから、ウランの燃焼への寄与が増加するため、設置許可申請時に想定した MOX 燃料炉心とウラン燃料炉心の間間的な炉心になる。

よって、長期保管による影響はウラン燃料炉心を用いた現在の設置許可解析条件に包絡されている。

また、MOX 燃料炉心の被ばく評価に対しては、“「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて”(平成 10 年 11 月 16 日、原子力安全委員会了承)において、

ウラン燃料炉心(燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t まで)及び MOX 燃料装荷率 1/3 までの MOX 燃料炉心(ウラン燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t まで、MOX 燃料集合体最高燃焼度 45,000MWd/t まで、MOX 燃料の核分裂性プルトニウム富化度は 8%まで、MOX 燃料のプルトニウム含有率 13%まで)の現在運転中または建設中及び計画中の軽水炉、ふげん及び MK-III 炉心の常陽においては、「プルトニウムめやす線量」を用いた被ばく評価を行う必要はない

とされている。長期保管された MOX 燃料を用いた炉心であっても、この条件の範囲内にあることから、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を適用した評価を実施する必要はない。

f. まとめ

MOX 燃料の長期保管による事故解析への影響としては、アメリシウム蓄積に伴う核炉心特性の変化によるものやヘリウム放出量増加に伴う燃料棒熱機械特性の変化によるものが想定される。しかし、事故解析では、これらの影響を包絡できるような保守的な入力条件が設定されているため、事故解析に対しても長期保管 MOX 燃料の影響は現れず、評価結果は設置許可解析結果と同様に、事故解析に関する判断基準を満足している。

表 3.6-1 「制御棒落下」の主要解析条件

	今回の評価	設置許可解析
評価炉心	第 25 サイクル	平衡サイクル
原子炉出力	→	低温時 : 定格出力の 10^{-8} 高温待機時: 定格出力の 10^{-6}
燃料ペレット温度及び 初期燃料エンタルピ	→	低温時 : 20°C, 8 kJ/kgUO ₂ 高温待機時: 286°C, 75 kJ/kgUO ₂
落下制御棒価値	1.0% Δk	1.3% Δk
落下制御棒反応度曲線	→	評価炉心に対応した値
スクラム反応度曲線	→	評価炉心に対応した値
ドップラ係数	評価炉心に対応した値	評価炉心に対応した値を 0.99 倍 (Pu 組成変動を考慮)した値
局所出力ピーキング係数 (MOX 燃料)	評価炉心に対応した値 サイクル初期低温時: 1.47 サイクル末期高温待機時: 1.18	評価炉心に対応した値 サイクル初期低温時: 1.42 サイクル末期高温待機時: 1.19

表 3.6-2 「制御棒落下」の解析結果

	サイクル初期 低温時		サイクル末期 高温待機時		判断基準
	今回の 評価値	設置許可 解析値	今回の 評価値	設置許可 解析値	
燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO ₂)	496	776	525	715	837 以下
ピーク出力部燃料エンタルピの最大値(kJ/kgUO ₂)	291	409	348	448	628 以下
破損燃料棒割合 (%)	1.0	2.7	2.4	5.0	—

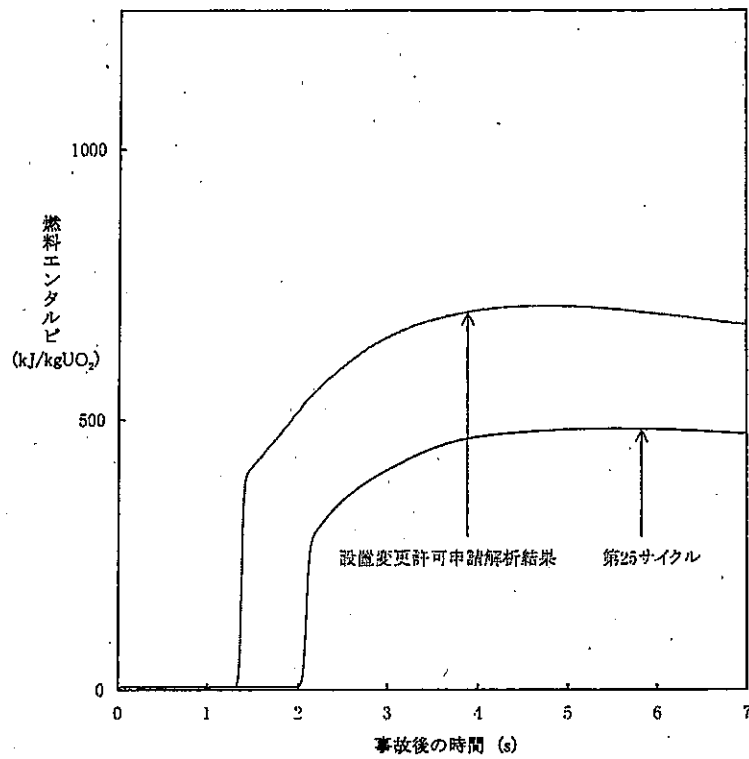


図 3.6-1(1) 燃料エンタルピの時間変化(サイクル初期, 低温時)

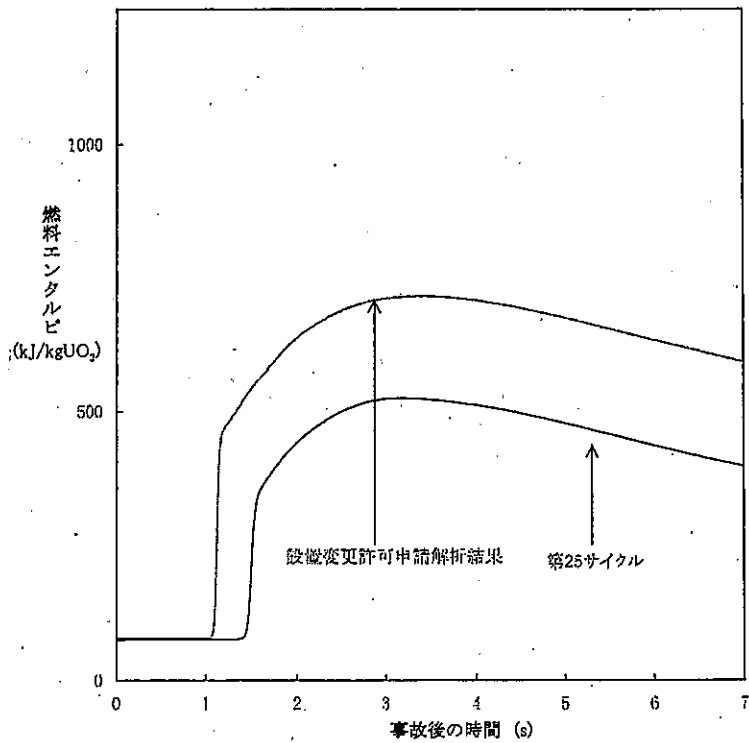


図 3.6-1(2) 燃料エンタルピの時間変化(サイクル末期, 高温待機時)

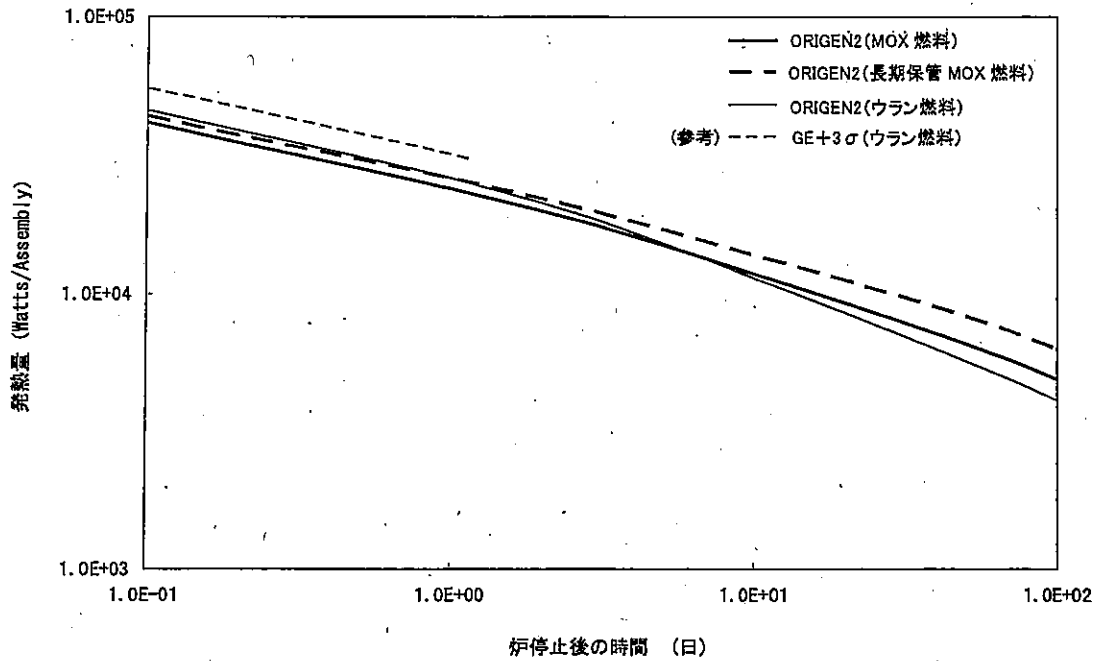


図 3.6-2 ORIGEN2 による各種燃料の崩壊熱評価結果と GE+3σ 崩壊熱の比較

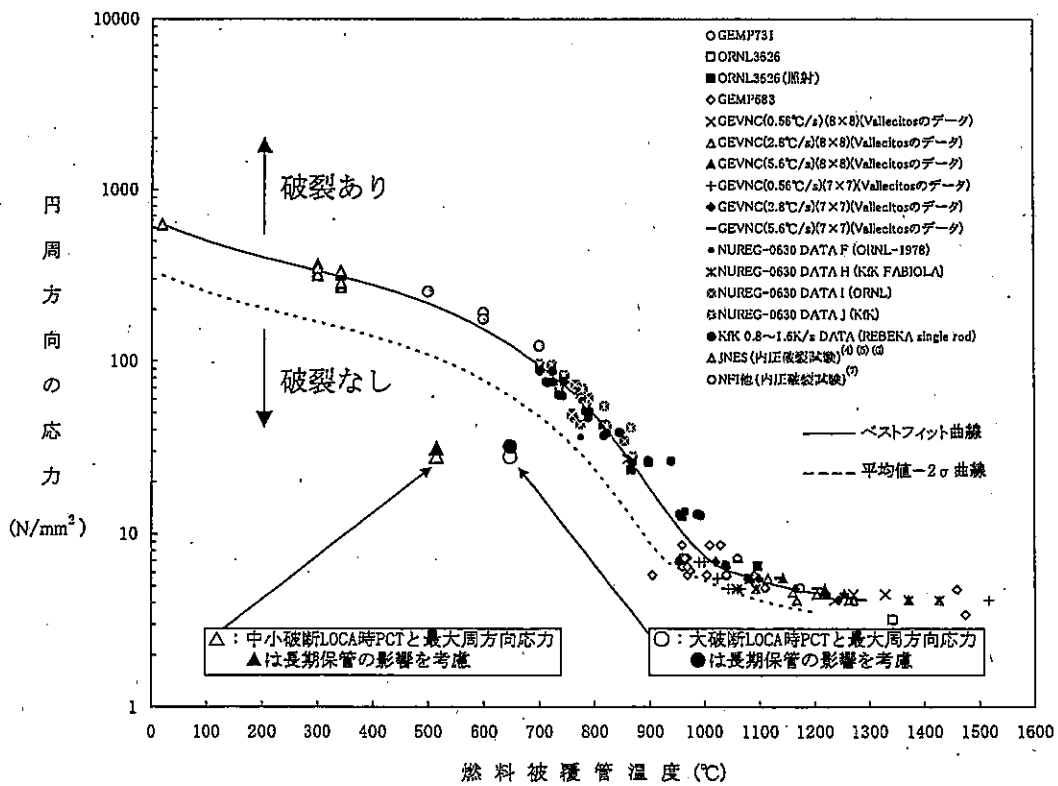


図 3.6-3 長期保管 MOX 燃料の原子炉冷却材喪失時の破裂判定

3.7 まとめ

3.1～3.6 の評価結果から、長期保管された MOX 燃料及び当該燃料を装荷した炉心の特性について、既に許可を取得している設置許可解析と同等もしくは同解析に包絡されており、燃料・炉心に適用される判断基準を満足している。したがって、長期保管 MOX 燃料を問題なく使用できる。

MOX 燃料保管期間が現状保管期間(製造基準日から約 12 年)から多少変動した場合においても、以下のとおり、今回の評価結果と同様に、判断基準を満足した評価結果が得られるものと考えられる。

- 燃料棒熱機械特性では、今回の評価で保管期間約 25 年に相当するアメリシウム
の蓄積量を考慮し、燃料物性等への影響がないことを確認している。
- 核炉心特性では、今回の評価は現状の保管期間を条件としているが、保管期間が
更に 1 年長くなると仮定した場合の評価を実施し、その影響が非常に小さいことを
確認している。
- 燃料棒熱機械特性と核炉心特性の評価結果に基づいて実施される動特性、過
渡・事故解析等は、燃料棒熱機械特性と核炉心特性について安全側に条件設定
をしている。これらの特性は多少の保管期間の変動に対しても同等となることが上
記のとおり確認されており、安全側に設定された条件の範囲にとどまると考えられ
る。よって、動特性、過渡・事故解析等の評価結果は保管期間の変動に影響しな
い。

また、停止余裕や最大線出力密度等の炉心特性及び核熱水学的安定性は保安
規定等で管理することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限
値を満足していることを確認している。

3.8 参考文献

- (1) 「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書本文及び添付書類」
(東京電力株式会社, 平成 10 年 11 月(平成 11 年 3 月一部補正))
- (2) 「独立行政法人 日本原子力研究開発機構 高速増殖炉研究開発センター 原子炉設置変更許可申請 燃料機械設計について」
(原子力安全・保安院, 資料第 111A-1-5 号(第 111 部会資料), 平成 19 年 9 月)
- (3) 「ORIGEN2 : Isotope Generation and Depletion Code, MATRIX EXPONENTIAL METHOD, CCC-371」
- (4) 「平成 13 年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書」
(財団法人 原子力発電技術機構, 平成 14 年 3 月)
- (5) 「平成 13 年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書(BWR 高燃焼度燃料総合評価編)」
(財団法人 原子力発電技術機構, 平成 14 年 3 月)
- (6) 「平成 17 年度 高燃焼度燃料安全裕度確認試験成果報告書(その1) 燃料の破損事例等の調査, 被覆管特性評価試験(BWR)及び計算科学評価」
(独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成 18 年 7 月)
- (7) 「BWR の 9×9 燃料について」
(原子燃料工業株式会社, NLR-15 改訂 4, 平成 22 年 2 月)

4. 外観検査および内部確認結果

4.1 燃料集合体外観検査

(1)検査内容

燃料集合体外観において、損傷、変形、腐食等の観点から、燃料健全性に影響がないことを以下の判定基準により確認する。

【判定基準】

- a. 燃料棒の明らかな損傷・つぶれのないこと、燃料棒以外の構成要素の有害な損傷・変形等のないこと、また、燃料棒間の間げきに狭小な箇所がないこと。
- b. 燃料棒の明らかな油脂・酸化物等で有害な付着物のないこと。

(2)検査対象

MOX 新燃料集合体 32 体 (UMF1 ~ 32)

(3)燃料集合体外観検査方法

水中テレビカメラで損傷・変形、油脂・酸化物等及び燃料棒間げき変化の有無を確認する。なお、水中テレビカメラにより燃料棒間げきに変化が認められる場合は、水中照明灯からの燃料集合体を透過する光により、燃料棒間げきを水中テレビカメラで確認する。

詳細確認が必要と判断される場合は、すきまゲージによる燃料棒間げきの確認を行う。

また、検査に用いる水中テレビカメラは、テレビモニターで「発電用原子力設備規格維持規格IA-2520 目視検査」に定める18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できるものとする。

(4)外観検査実施期間

平成22年2月25日 ~ 3月9日

(5)検査結果

MOX 新燃料集合体 32 体について外観検査を行った結果、燃料棒表面には新しい金属が持つ特有の光沢が見られており、また、いずれも判定基準を満たしており、問題がないことを確認した(図 4.1-1 参照)。

なお、外観検査において、燃料棒表面にローラのスリップ跡、軸方向・斜め方向の擦れ跡、周方向の擦れ跡が見られたものがあったが、これらはいずれも製造時のものであり、燃料受入時においても確認されているものであることから、燃料健全性に影響を与えるものではない。

燃料集合体外観検査 (UMF 1(A面)の例)

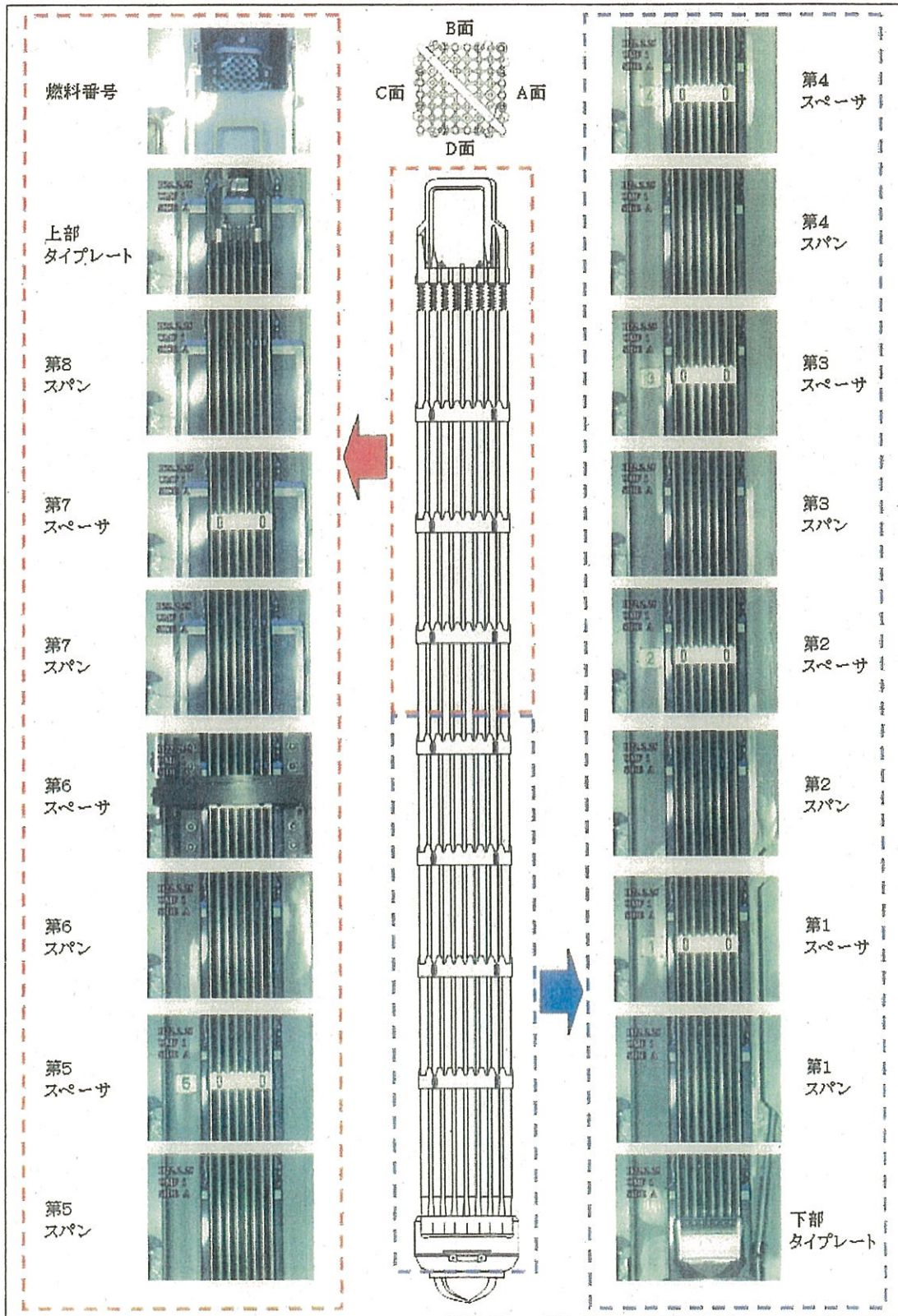


図4.1-1 燃料集合体外観検査の例

4.2 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認

(1)確認内容

燃料集合体内部に燃料健全性に影響を及ぼす異物がないことを確認する。

(2)確認対象

MOX 新燃料集合体 32 体 (UMF1 ~ 32)

(3)燃料集合体内部確認方法

燃料集合体各部を以下の方法により確認する。

- a. ファイバースコープによる確認
 - ・上部タイプレート下面
 - ・第1～第7スペーサ上面
 - ・第1スペーサ下面*
 - ・下部タイプレート上面
- b. 水中カメラによる確認
 - ・下部タイプレート下面*
- c. 目視(双眼鏡)による確認
 - ・上部タイプレート上面

※燃料プール内の水の流れは穏やかであり、異物が舞い上がり、燃料下部から混入する可能性は十分低いですが、念のため、下部タイプレート下面、第1スペーサ下面も確認した。

(4)内部確認実施期間

平成22年3月23日 ~ 4月27日

(5)確認結果

MOX新燃料集合体32体についてファイバースコープ等による燃料集合体内部確認を実施した結果、燃料健全性に影響を及ぼす異物がないことを確認した(図4.2-1参照)。

なお、内部確認において、燃料組立時に燃料棒に生じる薄皮状の切り粉、ウォーターロッドタブ先端エッジ部の微小な変形、小さく剛性のない浮遊物が確認されたが、これらは燃料健全性に影響を与えるものではない。

ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認 (UMF 1の例)

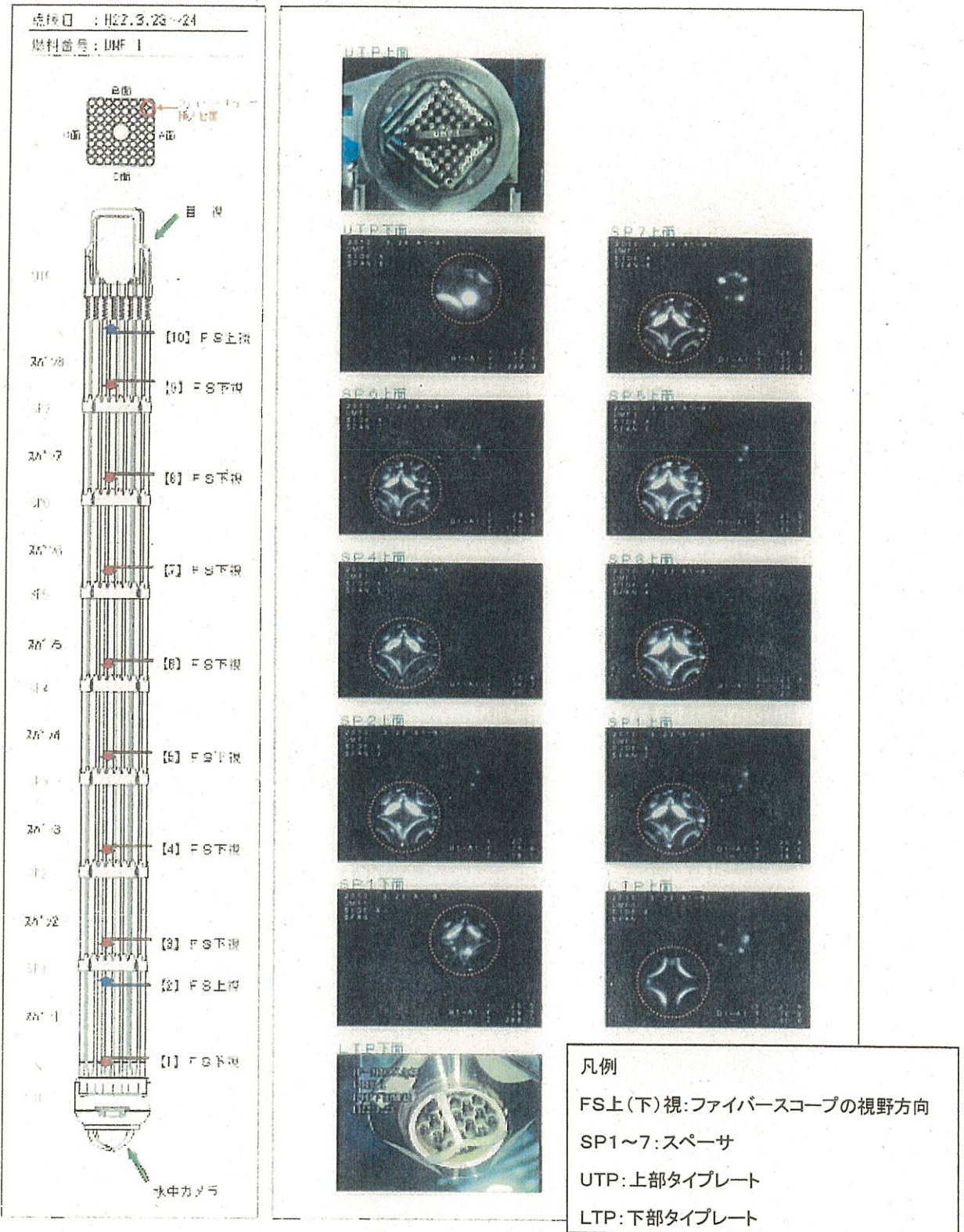


図 4.2-1 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認の例

5. 保管中のデータ確認結果

5.1 使用済燃料プールの確認

(1)確認内容

使用済燃料プール水位・水温について、保安規定を満たしていることを確認する。また、使用済燃料プール水質について、社内管理基準を満たしていること、または、超過した場合に必要な対応がなされていることを確認する。

a. 水位

オーバーフロー水位付近にあること。 (保安規定)

b. 水温

65℃以下であること。 (保安規定)

c. 水質

導電率 ; $2\mu\text{S/cm}$ 以下 (社内管理基準*)

PH ; 5.6~8.6 (社内管理基準*)

塩素濃度 ; 100ppb 以下 (社内管理基準*)

不溶性鉄濃度 ; 1000ppb 以下 (社内管理基準*)

※水質を一定に保つため、この値を超過した場合に必要な対応をすることを定めている管理上の基準値。

(2)確認対象

福島第一・3号機使用済燃料プール(MOX 燃料集合体受入れ以降)

(3)確認方法

当直長引継日誌により確認(a,b)

放射線・化学管理グループ作成の使用済燃料プール水データにより確認(c)

(4)確認結果

- 保管期間中の使用済燃料プール水位は、オーバーフロー水位付近であり問題ない。
- 保管期間中の使用済燃料プール水温は、65℃以下であり問題ない。
- 保管期間中の使用済燃料プール水質は、社内管理基準を満たしており、問題ない。

【参考;保管期間中の使用済燃料プール水質データ】

項目	測定データ	社内管理基準
導電率 最大値	1.36 $\mu\text{S/cm}$	$\leq 2\mu\text{S/cm}$
PH	5.6~6.1	5.6~8.6
塩素濃度 最大値	24ppb	$\leq 100\text{ppb}$
不溶性鉄濃度 最大値	21.9ppb	$\leq 1000\text{ppb}$

5.2 保管期間中の燃料集合体への影響

5.2.1 地震

(1)確認内容

MOX 燃料集合体受入れ以降、福島第一原子力発電所における地震の発生状況を確認する。

(2)確認対象

発電所に最も近い気象庁の観測点において観測された地震

(3)確認方法

発電所における地震発生時の記録により確認

(4)確認結果

保管期間中に発電所に最も近い気象庁の観測点において観測された最大の地震は以下の通りであり、地震発生後のパトロールにおいて使用済燃料プール内に異常のないことを確認した。

【保管期間中に観測された最大の地震】

年月日	震源	震度	観測点
2003年5月26日	宮城県沖	4	福島県浪江町幾世橋 福島県いわき市小名浜 (発電所に最も近い気象庁の観測点)

なお、地震の外力によって、燃料の健全性に影響が生じた場合には、外観検査によって確認できるが、4.1 に示すとおり、MOX 新燃料集合体 32 体について外観検査を行った結果、いずれも判定基準を満たしており、問題がないことを確認している。

5.2.2 燃料取扱い

(1)確認内容

MOX 燃料集合体について、取扱い上、燃料健全性に影響がなかったことを確認する。

(2)確認対象

MOX 燃料集合体受入れ以降の燃料取扱い

(3)確認方法

燃料取扱い作業における燃料健全性に影響する不適合の発生状況により確認

(4)確認結果

MOX 燃料集合体受入れ以降、当該燃料について以下の取扱いがあったが、いずれの作業においても燃料健全性にかかる不適合は発生しておらず、燃料取扱いに問題はない。

【燃料取扱い】

- ・輸入燃料体検査のための燃料移動
- ・保管場所の変更
- ・IAEAによる非破壊検査のための燃料移動
- ・燃料集合体外観検査のための燃料移動
- ・ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認のための燃料移動

なお、燃料取扱い作業における不適合発生によって、燃料の健全性に影響が生じた場合には、外観検査によって確認できるが、4.1 に示すとおり、MOX 新燃料集合体 32 体について外観検査を行った結果、いずれも判定基準を満たしており、問題がないことを確認している。

6. まとめ

3.～5.のとおり、福島第一原子力発電所3号機の使用済燃料プールに保管しているMOX新燃料が健全に使用できる状態であることを確認した。

以上

【参考】

福島第一原子力発電所3号機において保管中のMOX新燃料にかかる経緯について

1. 設置変更許可申請

平成10年11月4日 申請

平成11年7月2日 許可

2. 加工および発電所受入

平成10年12月 加工完了

平成11年9月27日 福島第一原子力発電所に搬入

※搬入以降、使用済燃料プールにおいて保管している。

3. 輸入燃料体検査

平成11年8月5日 申請

平成11年12月9日～21日 国による外観検査

平成12年2月24日 当社MOX燃料に関する品質管理状況の再確認結果の
国への提出

平成12年8月1日 品質保証に関する説明書の国への提出

平成12年8月3日～4日 国による燃料の保管状況等確認

平成12年8月10日 合格証受領

平成22-06-17原院第5号
平成22年6月17日

経済産業省
原子力安全・保安院長
寺坂 信昭 殿

東京都千代田区内幸町1丁目1番3号
東京電力株式会社
取締役社長 清水 正孝

福島第一原子力発電所3号機におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
採用に伴う高経年化対策についての評価結果の報告について

福島第一原子力発電所3号機におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料採用にあたり、平成22年2月に必要不可欠な条件として福島県が示した3項目について、当社としてあらためて点検・評価等を行い、「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性、高経年化対策、長期保管MOX燃料の健全性について」をとりまとめ、平成22年5月に福島県に提出致しました。そのうち、高経年化対策についての評価結果を別添のとおりご報告いたします。

添付資料

福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策について

一部

以上

東京電力株式会社

福島第一原子力発電所3号機の

高経年化対策について

平成22年5月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 平成18年に実施した高経年化技術評価結果	
2. 1 技術評価方法の概要	3
2. 2 評価年月日	8
2. 3 技術評価結果	8
2. 4 耐震安全性評価	47
3. 今後の高経年化対策	
3. 1 長期保守管理方針の策定	50
3. 2 長期保守管理方針の実施	52
4. MOX燃料採用に伴う既存の高経年化技術評価への影響評価	
4. 1 影響評価方法	53
4. 2 影響評価結果	54
4. 3 耐震安全性評価結果	74
4. 4 長期保守管理方針の変更の有無	75
5. まとめ	76

1. はじめに

福島第一原子力発電所3号炉については、昭和51年3月27日に営業運転を開始し34年を経過している。

運転開始後30年を迎えるにあたり、平成18年1月にプラントを構成する系統・構築物・機器に対し経年劣化事象に関する技術評価を実施するとともに、高経年化の観点から現状の保全活動を充実する新たな保全策を抽出し、それを「保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画」（以下、「長期保全計画」という。）としてとりまとめた。

その結果、現状の保全の継続及び点検・検査の充実等により、今後、長期間の運転を仮定しても技術的には問題ないことを確認した。

なお、策定した長期保全計画は、保全計画に反映し平成18年3月27日（運転開始後30年）以降に計画的に実施している。

一方、国は平成15年9月、平成17年12月に「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、「実用炉規則」という。）を改正するとともに、原子力安全・保安院は「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領（内規）」等（以下、「高経年化対策実施ガイドライン等」という。）を発出し原子炉の運転を開始した日以降29年を経過する日までに、またそれ以降10年を超えない期間毎に、耐震安全性評価を含めた経年劣化に関する技術的な評価（以下、「高経年化技術評価」という。）を行い、これに基づき保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画を策定することを電気事業者に求めた。

また、平成20年8月に実用炉規則が改正され、高経年化対策を通常
の保全の中に位置づけ一本化することで、原子力発電所の運転当初からの経年劣化管理を義務づけるとともに、長期保全計画を新たに「保全のために実施すべき措置に関する10年間の方針」（以下、「長期保守管理方針」という。）として原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に位置づけ認可の対象とした。

なお、実用炉規則の改正に伴い、原子力安全・保安院は「高経年化対策実施ガイドライン等」を改訂し平成20年10月に発出した。

3号炉においては、平成20年8月の実用炉規則の改正に従い、平成18年3月に定めた長期保全計画を長期保守管理方針として保安規定に添付したうえで、平成20年10月に保安規定変更認可申請を行い平成20年12月に認可を得た。

なお、平成21年10月に長期保守管理方針の記載内容を明確にする等を目的に保安規定変更認可申請を行い平成21年11月に認可を得て

いる。

このたび、3号炉においてMOX燃料を採用するにあたり、平成18年1月27日に提出し、平成18年3月13日に一部変更した「福島第一原子力発電所3号機 高経年化技術評価等報告書」（以下、「既存の高経年化技術評価書」という。）の技術評価結果および高経年化対策の実施状況をあらためて確認するとともに、MOX燃料採用による高経年化技術評価結果への影響について評価を行うものである。

2. 平成18年に実施した高経年化技術評価結果

2. 1 技術評価方法の概要

2. 1. 1 機器のグループ化及び代表機器の選定

高経年化に関する技術評価を実施するにあたっては、原子力発電所を構成する全系統・構築物・機器について、ポンプ、熱交換器、モータ等の16機種に分類し、機種毎に以下の手順により評価を実施した。

選定された評価対象機器は数千機器にも及ぶことから、合理的に評価するため、構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等によりグループ化し、グループ毎に重要度、使用条件、運転状態等を考慮して評価モデルとしての代表機器（以下、「代表機器」）を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法で全ての機器について評価を実施した。

代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については別途評価を実施した。

具体的なグループ化、代表機器の選定例を表2-1に示す。

表2-1 グループ化及び代表機器の選定例

型式	流体	材料	ポンプ名称 (台数)	仕様 (容量×揚程)	重要度	使用条件		選定	選定理由				
						運転	最高使用圧力 (MPa)			最高使用温度 (°C)			
立軸斜流	海水	ステンレス鋼	残留熱除去系海水ポンプ(4)	918 m³/h×231.7 m	MS-1	一時	約3.1	44	◎	重要度			
			残留冷却海水系海水ポンプ(3)	1,800 m³/h×52 m	運	連続	約0.9	35					
	純水	鋼鉄	循環水ポンプ(3)	50,640 m³/h×13.0 m	運	連続	約0.3	28	◎	最高使用温度			
			低圧海水ポンプ(3)	2,448 m³/h×97.5 m	運	連続	約1.7	65					
横軸遠心	純水	ステンレス鋼	タービン駆動原子炉給水ポンプ(2)	2,450 t/h×700 m	運	連続	約16.5	233	◎	最高使用温度			
			制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ(2)	19.6 m³/h×1,018 m	運	連続	約12.1	94					
			高圧注水ポンプ(1)	965 m³/h×864 m	MS-1	一時	約10.3	94			◎	重要度	
			高圧注水ポンプ(3)	2,448 m³/h×345 m	運	連続	約5.7	65					
			電動機駆動原子炉給水ポンプ(2)	1,409 m³/h×752 m	運	一時	約15.5	233			◎	最高使用温度 容異	
			原子炉駆動冷却系ポンプ(1)	96.5 m³/h×654 m	MS-1	一時	約10.3	94					
			高圧注水系ブースターポンプ(1)	990 m³/h×140 m	MS-1	一時	約2.1	94			◎	最高使用温度	
			RFPインジェクションプースターポンプ(2)	66 m³/h×25 m	運	連続	約6.0	41					
			炭素鋼鉄鋼	復水移送ポンプ(2)	58.4 m³/h×77.4 m	運	連続	約1.6			94	◎	最高使用圧力
			鋼鉄	原子炉循環冷却系ポンプ(3)	690 m³/h×54 m	運	連続	約0.9			65		
	冷却水	鋼鉄	タービン駆動冷却系ポンプ(3)	966 m³/h×48.77 m	運	連続	約0.9	65	◎	容異			
電気油圧式制御装置冷却水回収ポンプ(1)			6 m³/h×41 m	運	連続	約0.7	65						
立軸遠心	純水	炭素鋼鉄鋼	炉心スプレイ系ポンプ(2)	1,073 t/h×191 m	MS-1	一時	約3.5	94	◎	最高使用温度			
残留熱除去系ポンプ(4)	3,640 t/h×128 m	MS-1	一時	約3.1	182								
立軸キャン ドモータ	純水	ステンレス鋼	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ(2)	30.7 m³/h×153 m	PS-2	連続	約10.0	302	◎				

2. 1. 2 評価対象とする経年劣化事象の抽出

高経年化技術評価の対象とする経年劣化事象の抽出にあたっては、現在までの国内外の運転経験や研究、保安院指示文書等によって新たに得られた知見をもとに、安全機能を有する機器・構築物に発生しているか、又は発生する可能性のあるすべての経年劣化事象を以下の3段階の手順で実施した。

①第一段階

工業用材料で想定される経年劣化事象のうち、原子炉施設が置かれている環境を考慮し、想定される経年劣化事象（疲労、中性子照射脆化、応力腐食割れ、絶縁低下等）を抽出する。

②第二段階

原子カプラントで想定される経年劣化事象について、国内外の過去数十年の運転実績、材料データ等を考慮しても発生が想定されない経年劣化事象は対象外とする。

③第三段階

各機器個別の条件を踏まえ、機器に要求される機能に対してその機能維持に関連する主要なすべての部位に展開した上で、考慮すべき部位・経年劣化事象を抽出する。抽出の際には、プラントの形式、年代、立地地域、加工法や施工法による特異性などに配慮する。

なお、明らかな設計・施工の不良に起因すると認められる経年劣化事象については対象から除外する。また、消耗品、定期取替品についても対象から除外する。

上記の手順に基づき抽出された経年劣化事象は、各機器の構成部位毎にマトリックスに整理されるが、その例を図2-1に示す。

各機器について評価

原子炉補機冷却水系熱交換器に想定される経年劣化事象

構成部品	消耗品等	材料	経年劣化事象					備考	
			減肉		割れ		材料変化		
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効		劣化
伝熱管		銅合金	△	○	△			△	
水室		炭素鋼		○					
管板		銅合金		△					
胴		炭素鋼		△					
ガスケット	◎								
基礎ボルト		炭素鋼		○					

◎: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
△: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象

図 2 - 1 評価対象とする経年劣化事象の抽出例

2. 1. 3 経年劣化事象に対する技術評価

2. 1. 1で選定された代表機器について技術評価を下記の健全性評価、現状保全、総合評価、高経年化への対応の手順で実施した。

具体的な評価例を図2-2に示す。

a. 健全性評価

代表機器の主要部位と考慮すべき経年劣化事象の組合せ毎に、その機器を60年間使用することを仮定した場合の技術評価を実施する。

健全性評価は、機器の健全性を解析等の定量的評価、過去の点検実績、一般産業で得られている知見等を用いて評価する。

b. 現状保全

評価対象部位に実施している現状保全（点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等）について整理する。

c. 総合評価

上記a, bの状況から、その機器を60年間使用することを仮定した場合の、現状保全の妥当性について評価する。

d. 高経年化への対応

60年間の運転を考慮した場合、現状保全の内容に対して強化・充実すべき項目、技術開発課題等を抽出する。

○高経年化対策上着目すべき経年劣化事象:伝熱管・胴等の応力腐食割れ(SCC)

(1)健全性評価結果

- ・伝熱管については、第10回定検で耐SCC性に優れたSUS316Lに取替を実施し、溶接部はシール溶接であるため、SCC発生の可能性は小さい
- ・管板、水室、胴については、SCC発生の可能性は否定できない

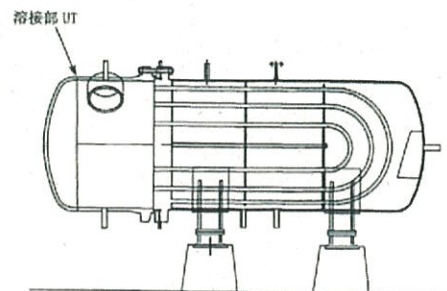
(2)現状保全

- ・水室開放点検、伝熱管の点検、管板及び水室と管板の溶接部の浸透探傷検査(PT)を実施し、健全性を確認
- ・定期的な排ガスシステムの漏えい確認で健全性を確認

(3)総合評価

- ・伝熱管については現状保全は適切と判断
- ・胴、管板、水室についてはSCCが発生する可能性が否定できないため、探傷可能な範囲の溶接部について超音波探傷検査(UT)を実施

→長期保守管理方針にて実施



追加保全策の例
(OG予熱器溶接部のUT)

図2-2 経年劣化事象に対する技術評価の具体例

以上，技術評価フローの概要を図2-3に示す。

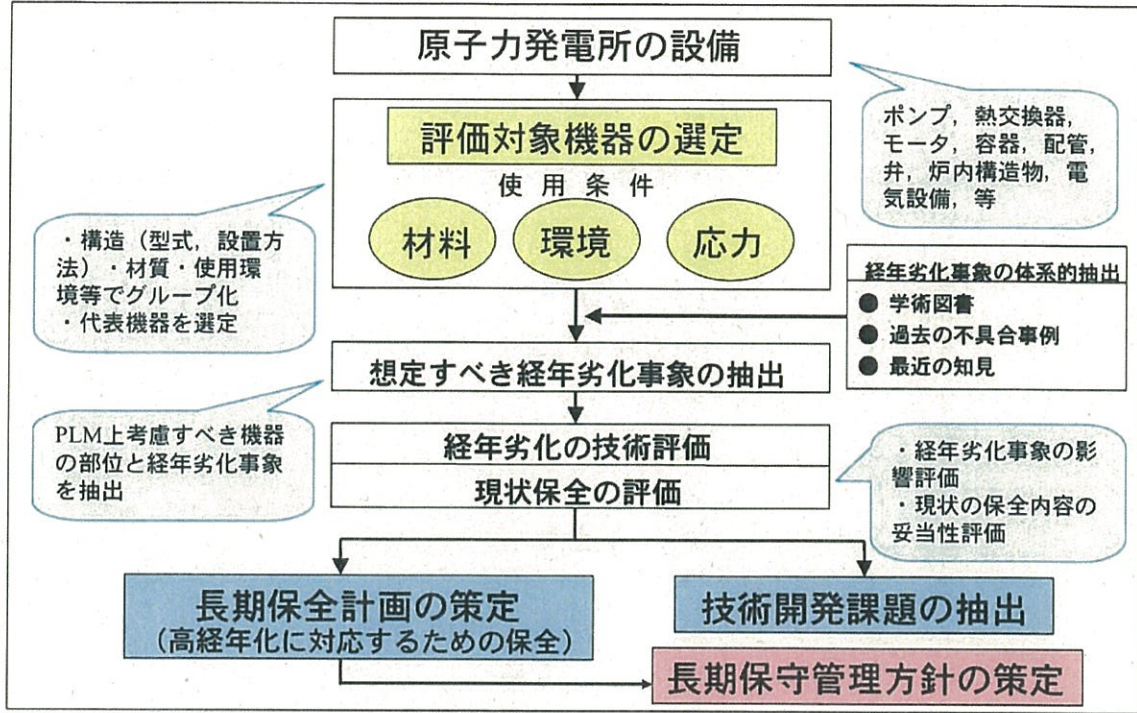


図2-3 高経年化技術評価フローの概要

2. 2 評価年月日

平成18年1月27日

2. 3 技術評価結果

本章においては、各機器における技術評価結果についてまとめた。

- 2. 3. 1 ポンプ
- 2. 3. 2 熱交換器
- 2. 3. 3 ポンプモータ
- 2. 3. 4 容器
- 2. 3. 5 配管
- 2. 3. 6 弁
- 2. 3. 7 炉内構造物
- 2. 3. 8 ケーブル
- 2. 3. 9 送受電設備・発電設備
- 2. 3. 10 タービン設備
- 2. 3. 11 コンクリート及び鉄骨構造物
- 2. 3. 12 計測制御設備
- 2. 3. 13 空調設備
- 2. 3. 14 機械設備
- 2. 3. 15 電源設備
- 2. 3. 16 その他設備

2. 3. 1 ポンプ

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

a. 疲労割れ

- ・主軸，ケーシング等の疲労割れ

b. 減肉・腐食

- ・ケーシング，バーレル等の腐食(全面腐食)
- ・主軸，ケーシング等の腐食(孔食・隙間腐食)

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目(現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目)を以下に抽出した。

[a. 疲労割れ]

- ・原子炉再循環系ポンプ主軸の熱疲労割れについては対策を施した構造へ変更していることから発生する可能性は小さい。現状、目視点検，浸透探傷検査を実施している。熱疲労割れは目視点検，浸透探傷検査で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ・原子炉冷却材再循環系ポンプのケーシングの疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果，当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり，健全性が確保されていることを確認した。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，定期的の実過渡回数の確認による評価を実施していく。

[b. 減肉・腐食]

- ・低圧給水加熱器ドレンポンプのケーシング，バーレル等は，内部流体が純水であることから，腐食(全面腐食)発生の可能性があるが，目視により腐食の有無を確認し，必要に応じ補修等を実施することとしている。腐食は目視点検で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

、残留熱除去系海水ポンプ主軸等，海水と接液する部位については，腐食（孔食・隙間腐食）発生の可能性はあるが，現状，目視により腐食の有無を確認し，必要に応じ補修等を実施している。腐食は目視点検で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 2 熱交換器

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・伝熱管、胴等の応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・伝熱管の高サイクル疲労割れ及び摩耗
- c. 減肉・腐食
 - ・水室、胴等の腐食(全面腐食)
 - ・伝熱管、胴等の腐食(エロージョン・コロージョン)
 - ・復水器伝熱管外面の腐食(ドロップレットエロージョン)

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目(現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目)を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器の水室等はステンレス鋼で高温の流体(純水)に接液するため、応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。しかし、実際の使用温度は約110℃であり、平成8年度より水素注入を行い、溶存酸素濃度を低減し応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っていることから、応力腐食割れの発生の可能性は小さいと判断する。今後も漏えい確認と水室・ダイヤフラム溶接部の浸透探傷検査により、健全性を確認していく。
- ・気体廃棄物処理系排ガス予熱器及び気体廃棄物処理系排ガス復水器胴等の応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。現状、漏えい検査を実施しているが今後、探傷可能な溶接部について超音波探傷検査を実施し健全性を確認する。

[b. 疲労割れ]

- ・給水加熱器伝熱管は管穴拡大等の減肉が生じた場合、高サイクル疲労割れや摩耗が発生する可能性が否定できないが、減肉は渦流探傷検査で検知可能である。今後も現状保全を継続し必要に応じて施栓を実施していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・原子炉補機冷却系熱交換器水室等の腐食(全面腐食)については、海水接液部にライニングを施工しており、ライニングのはく離等が生じた場合に発生する可能性が否定できない。現状、ライニングの目視点検を実施し必要に応じ補修を実施している。ライニングのはく離等は目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・原子炉補機冷却系熱交換器等伝熱管の腐食(エロージョン・コロージョン)については、海生物付着による腐食が発生する可能性は否定できない。現状、渦流探傷検査を実施し必要に応じ施栓等を実施している。伝熱管の腐食は渦流探傷検査で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の水室及び胴は炭素鋼のため腐食(全面腐食)する可能性があるが、第13回定期検査時(平成5年度)に新しい熱交換器に取替を行っており、点検時の漏えい確認により健全性の確認は可能である。しかし、念のため水室及び胴の代表部位の点検を計画する。
- ・グランド蒸気蒸化器のドレンタンクは腐食(全面腐食)が発生する可能性があるが第14回定期検査(平成6年度)に取替を行っているため点検時の漏えい確認により健全性の確認は可能である。しかし念のため代表部位の肉厚測定を計画する。
- ・グランド蒸気復水器の胴及び内部構造物は腐食(全面腐食)が発生する可能性がある。現状、運転圧による漏えい確認を実施しているが、肉厚測定を計画し健全性を確認する。
- ・復水器伝熱管外表面の腐食(ドロップレットエロージョン)については、発生が否定できないが、現状、復水器伝熱管の腐食に関しては、渦流探傷検査及び外観目視点検を実施し、必要に応じ施栓を実施している。伝熱管の腐食は渦流探傷検査、外観目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 3 ポンプモータ

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

a. 疲労割れ

- ・回転子棒，回転子エンドリングの疲労割れ

b. 絶縁特性低下

- ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 疲労割れ]

- ・残留熱除去系ポンプモータ等の回転子棒，回転子エンドリングの疲労割れについては，回転子棒，回転子エンドリングの曲げ応力評価結果より，回転子棒に緩みがなければ疲労割れが発生する可能性は低い。現状，打診により回転子棒に緩みがないことを確認しており，回転子棒の緩みは確認可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。

[b. 絶縁特性低下]

- ・残留熱除去系ポンプモータ等の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下については，高圧モータは長期健全性試験結果及び点検時に実施する絶縁診断試験結果より，低圧モータは運転時間による絶縁破壊電圧低下確認結果に基づいた取替運用より，急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定，絶縁診断試験等を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。

2. 3. 4 容器

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 照射脆化
 - ・原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化
- b. 応力腐食割れ
 - ・ノズル、胴等の粒界型応力腐食割れ
- c. 疲労割れ
 - ・ノズル、ベローズ等の疲労割れ
- d. 減肉・腐食
 - ・胴、鏡板等の腐食(全面腐食)
 - ・胴、鏡板等の腐食(エロージョン・コロージョン)
- e. 絶縁特性低下
 - ・電気ペネトレーションシール材等の絶縁特性低下
- f. その他
 - ・使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力の低下
 - ・電気ペネトレーションシール材劣化による気密性低下

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目(現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目)を以下に抽出した。

[a. 照射脆化]

- ・原子炉圧力容器胴(炉心領域部)の中性子照射脆化については、運転開始後60年時点の累積中性子照射量を考慮した最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を行い、運転管理上問題にならないことを確認した。現状、超音波探傷検査等を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

胴(炉心領域部)の中性子照射脆化は監視試験による破壊靱性値の変化を把握するなど、監視試験及び中性子照射脆化予測式により把握可能であること、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査で確認している等から、今後も現状保全を継続していく。なお、信頼性向上の観点で、使用済試験片の再生技術や、新しい脆化予測式の開発の成果等が有効であることから、事業者としてもそれらの開発に取り組むと共に国や民間の技術開発動向を見極めつつ、規格基準化に積極的に参画し、実機への早期適用を検討していく。なお、再生試験片技術が確立された場合には、例えば約40年目(32EFPY)以前の早期に再生試験片による確認を実施する等、予測式の適切な補完を検討する。

[b. 応力腐食割れ]

- ・原子炉圧力容器のノズル、ノズルセーフエンド等の粒界型応力腐食割れについては発生の可能性を否定することは出来ない。現状ノズルセーフエンドについては超音波探傷検査等、制御棒駆動ハウジング等については漏えい検査、ブラケットについては目視点検を実施するとともに水素注入を実施し環境改善を図っている。今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。
- ・気体廃棄物処理系排ガス再結合器の胴等は運転温度が高いため応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。現状、目視確認を実施しているが溶接部について今後、超音波探傷検査を実施し健全性を確認していく。

[c. 疲労割れ]

- ・原子炉圧力容器ノズル等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果、当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり、健全性が確保されていることを確認した。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。
- ・配管貫通部ベローズについては、プラント起動・停止等運転状態の変化に伴う配管熱移動により、疲労が蓄積される可能性があるが疲労評価を実施し、疲れ累積係数は許容値以下であり、健全性が確保されていることを確認した。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。

[d. 減肉・腐食]

- ・原子炉格納容器のドライウエル等は防食塗装が施してあるが、塗膜が損なわれた場合は腐食(全面腐食)が発生する可能性がある。現状全体漏えい率検査等を実施している。今後は計画的に原子炉格納容器の代表部位及びサンドクッション部(鋼板)の肉厚測定を実施し健全性を確認していく。
- ・原子炉格納容器のドライウエルスプレイヘッド等の腐食(全面腐食)に対してはドライウエルスプレイヘッド、サブプレッションチェンバスプレイヘッドの外表面、ベント管、ベントヘッドの内外面は防食塗装を実施しており、現状目視検査で有意な腐食のないことを確認し、必要に応じ補修及び再塗装を行っている。ドライウエルスプレイヘッド外表面等の腐食は目視で検知可能であり現状保全を継続していくが、ドライウエルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバ内面については今後目視点検を実施する。
- ・湿分分離器は胴、鏡板等は炭素鋼であり腐食(エロージョン・コロージョン)が否定できない。現状、胴、鏡板等は開放点検時に肉厚測定を実施している。腐食は肉厚測定で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。

[e. 絶縁特性低下]

- ・電気ペネトレーションの絶縁特性低下については、キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから、モジュール型と同等の絶縁性能があると評価でき、モジュール型は40年間の長期健全性試験結果より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後、キャニスタ型はモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し、この結果に基づき取替等を実施していく。モジュール型は60年間を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づいた対応をとる。

[f. その他]

- ・使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力の低下については、ボロンの劣化量は十分小さく（40年間使用で 10^{-5} 未満）核的な減損は無視できる程度であり未臨界性は確保されるものとする。
- ・電気ペネトレーションの気密性低下については、キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから、モジュール型と同等の気密性能があると評価でき、モジュール型は40年間の長期健全性試験結果より、急激に気密性低下する可能性は低い。現状、原子炉格納容器漏えい率検査を実施しており、気密性低下の把握は可能である。今後、キャニスタ型はモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し、この結果に基づき取替等を実施していく。モジュール型は60年間の想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づいた対応をとる。

2. 3. 5 配管

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・配管等の粒界型応力腐食割れ
 - ・配管等の貫粒型応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・配管等の疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・ライニング配管等の腐食(全面腐食)
 - ・配管等の腐食(エロージョン・コロージョン, エロージョン)
- d. その他
 - ・オイルスナッパ等の機能低下

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目(現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目)を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・低炭素ステンレス鋼である原子炉冷却材再循環系配管等の粒界型応力腐食割れについては高周波加熱処理等による予防保全を実施しているため発生する可能性は小さいと考える。これまでの超音波探傷検査でも応力腐食割れ等による異常は発見されていない。今後も原子力安全・保安院指示文書(平成 16.09.08 原院第 1 号 平成 16 年 9 月 22 日「原子力発電設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」 NISA-322c-04-4, NISA-163c-04-3)及び発電用原子力設備規格維持規格(日本機械学会)等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。
- ・気体廃棄物処理系配管の応力腐食割れは内部流体が 100℃以上であるため発生は否定できない。現状、漏えい検査により健全性を確認しているが、今後超音波探傷検査を実施し健全性を確認していく。

- ・制御棒駆動水圧系配管等は塩化物に起因する貫粒型応力腐食割れの発生の可能性がある。現状、目視検査、塩分量測定の実環境調査を行い、必要に応じて配管表面の清掃、浸透探傷検査を行っている。貫粒型応力腐食割れは目視検査及び環境調査等で管理できることから今後も現状保全を継続していく。

[b. 疲労割れ]

- ・原子炉冷却材再循環系配管等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果、疲れ累積係数は許容値以下であり、健全性が確保されていることを確認した。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・残留熱除去海水系配管等の内面からの腐食については、内面にライニングを行っており、ライニングのはく離等が生じた場合に発生する可能性がある。現状、ライニングの目視点検を実施し必要に応じて補修を実施している。ライニングのはく離等は目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・給水系配管等の腐食（エロージョン・コロージョン、エロージョン）については、腐食進行の可能性は否定できない。現状、配管減肉管理は、使用環境や材料により異なる減肉の発生・進行条件を考慮した点検、余寿命評価等を定めた社内指針に基づき実施している。具体的には、エルボ部等の下流の偏流部について、肉厚測定を実施し、健全性を確認するとともに、その結果に基づき余寿命評価を行い、次回測定時期、配管取替時期等の計画を立てている。今後も当社指針に基づき、対策材に取り替えられた配管についても追加的に肉厚測定等を行い、データ及び知見を蓄積し、適切に配管減肉管理へ反映する。

また、継続的に肉厚測定結果等を適切に配管減肉管理に反映するとともに、現在配管減肉に関する規格化が進められている日本機械学会での検討結果等を踏まえ、新たな知見が確認されれば、社内指針等の見直しを行っていく。

過去の測定データに基づき耐震安全性評価を行った炭素鋼配管については、精度向上の観点から、蓄積された肉厚測定データに基づき、耐震性への影響を検討する。

[d. その他]

- ・ ほう酸注入系配管オイルスナップ、ハンガ等はピン、ボールネジ等の摺動部材の摩耗が発生する可能性があるが、起動・停止時に想定される配管熱移動による摺動回数は少ない。現状、巡視点検等による目視確認及び分解点検時の浸透探傷検査、作動油交換、耐圧試験等で健全性を確認している。オイルスナップ等の機能低下は分解点検等で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 6 弁

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・弁棒、ベローズ等の応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・弁箱等の疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・弁箱、弁体等の腐食(全面腐食)
 - ・弁箱、弁体等の腐食(エロージョン・コロージョン)
 - ・弁箱、弁体等の腐食(孔食・隙間腐食)
- d. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル、口出線・接続部品等の絶縁特性低下
- e. その他
 - ・スプリング等のへたり
 - ・弁体、ギア等の摩耗

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目(現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目)を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・全開側トルク切り制御の電動弁弁棒のバックシート部については、高応力がかかった状態となり、高温水中では応力腐食割れの発生する可能性があるが、現状、分解点検時に目視点検及び浸透探傷検査を実施することにより健全性の確認は可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[b. 疲労割れ]

- ・原子炉冷却材再循環系ポンプ出口弁弁箱等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果、当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり、健全性が確保されていることを確認した。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。また主蒸気隔離弁弁箱の疲労割れに対しては、これまでの分解点検において弁箱内面に有意な欠陥がないことを目視にて確認し、漏えい率検査にて健全性を確認しているが、今後疲労評価に必要な部位の寸法測定を計画し、定量的な疲労評価を実施する。

[c. 減肉・腐食]

- ・仕切弁弁箱等の腐食（全面腐食）については、腐食発生の可能性はあるが、現状、目視確認を実施し腐食の状況を確認し必要に応じ補修等を実施している。腐食は目視確認で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・玉形弁弁箱等の腐食（エロージョン・コロージョン）については、エロージョン・コロージョンにより減肉が発生する可能性は否定できない。現状、目視点検を実施し、腐食による減肉の状況を確認している。エロージョン・コロージョンは目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・海水接液部の腐食（孔食・隙間腐食）に関して、塗装、ライニングを施している弁については、塗装、ライニングが健全であれば、腐食の可能性は小さく、現状、分解点検時の目視点検により健全性を確認している。塗装、ライニングを施していない弁については、海水の接液部に腐食発生の可能性はあるが、分解点検時の目視点検により健全性の確認は可能である。点検で腐食が認められた場合または塗装、ライニングにはく離や膨れが確認された場合は補修を実施しており、今後も現状保全を継続していく。

[d. 絶縁特性低下]

- ・原子炉格納容器内の電動弁用駆動部等の固定子コイル、口出線・接続部品の絶縁特性低下は、40年間の長期健全性試験結果より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、動作試験を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後とも現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、電動弁駆動部絶縁物の60年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。
- ・原子炉格納容器外の電動弁用駆動部等の固定子コイル、口出線・接続部品、回転子コイルの絶縁特性低下は、40年間の長期健全性試験結果より、急激な絶縁特性低下の可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、動作試験を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後とも現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、電動弁駆動部絶縁物の60年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。

[e. その他]

- ・安全弁等のスプリングのへたりにについては、現状、目視確認、作動試験を実施し、異常のないことを確認している。スプリングのへたりは目視確認、作動試験で把握は可能であり今後とも現状保全を継続していく。
- ・逆止弁の弁体、電動弁駆動部ステムナット・ギア等の摩耗については、現状、目視確認等実施し、必要に応じて補修を実施している。摩耗については目視確認等実施し、必要に応じて補修を実施することで健全性の維持は可能であり今後とも現状保全を継続していく。

2. 3. 7 炉内構造物

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 照射脆化
 - ・炉心シュラウド、上部格子板等の中性子照射脆化
- b. 応力腐食割れ
 - ・炉心シュラウド、上部格子板等の粒界型応力腐食割れ
 - ・炉心シュラウド、上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れ
- c. 疲労割れ
 - ・炉心シュラウド、シュラウドサポート等の疲労割れ

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 照射脆化]

- ・上部格子板等の中性子照射脆化については、オーステナイト系材料は原子炉圧力容器で使用しているフェライト系材料に比べ靱性が高く脆性破壊を起こしにくい材料であるが、中性子照射により靱性値が低下する可能性は否定できない。現状、目視点検等を実施し有意な欠陥がないことを確認している。今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに、これらの点検結果及び研究等でオーステナイトステンレス鋼の中性子照射脆化に関する新しい知見が得られた場合には追加点検や点検周期等の見直しを実施する。

[b. 応力腐食割れ]

- ・ 上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れについては、運転に伴い照射量が増加し感受性が増加する可能性がある。上部格子板等は第16回定期検査（平成9年度）に取替を実施し現状、計画的な目視点検や水素注入による腐食環境改善を実施することとしている。照射誘起型応力腐食割れは目視点検により健全性確認は可能であり今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。
- ・ 炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れについては、第16回定期検査（平成9年度）に耐応力腐食割れ性に優れた材料へ取替を実施するとともに残留応力緩和対策を実施しているため、発生する可能性は小さい。応力腐食割れは計画的な目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。シュラウドサポート等については応力腐食割れが発生する可能性は否定できないが、水素注入による腐食環境改善や計画的な点検を実施していくこととしている。粒界型応力腐食割れは目視点検により健全性確認は可能であり、今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。シュラウドサポートは、代表部位の目視点検を定期的の実施するとともに、長期的には近接可能な範囲について目視点検を実施する。

[c. 疲労割れ]

- ・ 炉心シュラウド等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果、当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり、健全性が確保されていることを確認した。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、定期的の実過渡回数の確認による評価を実施していく。

2. 3. 8 ケーブル

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 減肉・腐食
 - ・ケーブルトレイ、電線管等の腐食(全面腐食)
- b. 絶縁特性低下
 - ・絶縁体の絶縁特性低下
- c. その他
 - ・水トリー劣化

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目(現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目)を以下に抽出した。

[a. 減肉・腐食]

- ・ケーブルトレイ、電線管等については、腐食(全面腐食)発生の可能性はあるが、点検及び巡視時における目視確認により健全性の確認は可能であり、有意な腐食が確認された箇所については補修塗装等を実施しており、今後も現状保全を継続していく。

[b. 絶縁特性低下]

- ・高圧CVケーブル絶縁体等の絶縁特性低下については、60年間の長期健全性試験結果等より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、絶縁診断試験等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、長期健全性試験の試験条件が、事故時雰囲気を考慮していない高圧CVケーブルについては、試験を実施し再評価する。さらに、現在国プロジェクトでケーブル経年劣化評価手法検討が実施されており、この成果反映を検討する。

- ・ 端子台、同軸コネクタ等の絶縁特性低下については、約 36 年間の長期健全性試験結果等より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、端子台等の絶縁物は、60 年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。
- ・ 低圧難燃 P N ケーブル絶縁体等の絶縁特性低下については、51 年間の長期健全性試験結果等より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、長期健全性試験の試験条件が、60 年間の運転及び事故時雰囲気を考慮していない低圧難燃 P N ケーブルについては、試験を実施し再評価する。さらに、現在国プロジェクトでケーブル経年劣化評価手法検討が実施されており、この成果反映を検討する。

[c. その他]

- ・ 高圧 C V ケーブル絶縁体等の水トリー劣化による絶縁特性低下については、屋外布設ケーブルはトレンチ及びピット内の架空化されたケーブルトレイ等に布設されていること等から、水トリーが発生する浸水環境となる可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。

2. 3. 9 送受電設備・発電設備

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・主発電機リティニングリングの応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・主発電機回転子コイルウェッジの疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・主要変圧器タンク，底板ビーム等の腐食(全面腐食)
- d. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下
- e. その他
 - ・遮断器抵抗器の抵抗値の変化
 - ・スプリング等のへたり
 - ・避雷器素子等の課電劣化
 - ・主発電機シールリング等の摩耗
 - ・界磁遮断器の操作機構の固着

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・リティニングリングについては、応力腐食割れによる破損事故が発生しているが、事故機と異なり、応力腐食割れに対して優れた材料を用いており、また、運転中は高純度水素ガス雰囲気中であり、点検時には防湿管理を行っていることから、結露によるリティニングリングの応力腐食割れ発生の可能性は低い。さらに、点検時に浸透探傷検査及び超音波探傷検査を実施することにより、健全性の確認は可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[b. 疲労割れ]

- ・回転子コイルウェッジに電食が発生すると、それを起点に割れが発生・進展する可能性があるが、点検時に目視点検及び超音波探傷検査を実施することにより、健全性の確認は可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・主要変圧器等のタンクの腐食については、材料が炭素鋼のため腐食が想定される。内部は絶縁油が入れられており、また外面は防食塗装され腐食の可能性は低い。底板は外周を除き点検が出来ない。同様な環境下で25年経過した主要変圧器の底板腐食量データより60年の腐食量を推定した結果、タンク強度確保に必要な肉厚は維持可能であった。今後、当該変圧器または同発電所変圧器の取替等の機会を利用して、タンク底板の腐食量調査を行い、健全性評価の妥当性を確認するとともに、必要により取替等の適切な対応をとる。

- ・主要変圧器等の底板ビームの腐食については、材料が炭素鋼のため腐食が想定される。同様な環境下で25年経過した主要変圧器の底板ビーム腐食量データより60年の腐食量を推定した結果、タンク支持機能に必要な底板ビーム肉厚は維持可能であった。今後、当該変圧器または同発電所変圧器の取替等の機会を利用して、タンク底板ビームの腐食量調査を行い、健全性評価の妥当性を確認するとともに、必要により取替等の適切な対応をとる。

[d. 絶縁特性低下]

- ・主発電機等の固定子コイル及び口出線・接続部品等の絶縁特性低下については、点検時に実施する絶縁診断試験結果等より、急激な絶縁特性低下の可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、絶縁診断試験等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。

[e. その他]

- ・遮断器抵抗器の抵抗値の変化については、現状、メーカ工場にて分解点検手入をし抵抗値管理された抵抗器に定期交換していることから、抵抗値が変化する可能性は低い。今後も現状保全を継続していく。
- ・断路器等のスプリング等のへたりにについては、現状、目視確認、開閉試験を実施し、異常のないことを確認しており、今後も現状保全を継続していく。
- ・避雷器素子等の課電劣化については、現状、外観点検、絶縁抵抗測定、漏れ電流測定等を実施し、有意な漏れ電流変化が認められた場合は取替を実施しており、素子特性が著しく低下する可能性は低い。今後も現状保全を継続していく。
- ・主発電機シールリング等の摩耗については、現状、摺動面粗さの検査を実施し、必要に応じて補修を実施しており、今後も現状保全を継続していく。
- ・界磁遮断器の操作機構の固着については、グリース劣化及び塵埃付着により生ずる可能性はあるが、現状、清掃、グリース塗布及び動作確認しており、固着発生の可能性は低い。今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 10 タービン設備

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・翼，車軸等の応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・車室，エキスパンションジョイント等の疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・翼，車室等の腐食(エロージョン・コロージョン)
 - ・クロスアラウンド安全弁の弁箱等の腐食(全面腐食)
- d. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下
- e. その他
 - ・ジャーナル軸受ホワイトメタル等の摩耗，はく離
 - ・車室合わせ面の不均一
 - ・ハンガ等の機能低下
 - ・制御装置等の性能低下
 - ・スプリングのへたり

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・高圧タービン及び低圧タービンの翼・車軸接合部については、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。現状翼の目視点検及び超音波探傷検査を実施しているが、今後車軸についても超音波探傷検査を実施していく。
- ・タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、発生する可能性が否定できないため、高圧タービン及び低圧タービンの翼・車軸接合部の超音波探傷検査の結果等を参照していくとともに、検査等について検討を実施していく。

[b. 疲労割れ]

- ・ 高圧タービン車室等の疲労割れについては暖機運転を実施していることから発生する可能性は小さい。現状、目視点検及び浸透探傷検査を実施し割れのないことを確認している。疲労割れについては目視点検及び浸透探傷検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・ 高圧タービン翼等の腐食（エロージョン・コロージョン）については急激に減肉が発生する可能性は小さい。現状、目視点検により有意な減肉がないことを確認している。翼等の腐食は目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[d. 絶縁特性低下]

- ・ 真空ポンプモータ等の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下については、長期健全性試験結果及び点検時に実施する絶縁診断試験結果等より、急激な絶縁特性低下の可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、絶縁診断試験等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。

[e. その他]

- ・ 高圧タービンジャーナル軸受ホワイトメタル等の摩耗、はく離の可能性は否定できない。現状、目視点検、当たり確認、浸透探傷検査等を実施し健全性を確認している。摩耗、はく離は、目視点検、当たり確認、浸透探傷検査等で健全性の確認は可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・ 高圧タービン車室の合わせ面に不均一が生じることは否定できない。現状、車室合わせ面のレベル計測及び間隙測定等を実施している。車室合わせ面の不均一についてはレベル計測及び間隙測定等を実施していくことにより健全性の確認には可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ・ハンガ等の機能低下についてはピン、ボールネジ等の摩耗は起動・停止時に想定される配管熱移動による摺動回数は少ないことから著しい摩耗が生じる可能性は小さい。また、スプリングのへたりは分解点検等で検知可能である。ハンガ等の機能低下巡視点検等の目視確認及び分解点検で健全性の確認は可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・制御装置等の性能低下については、現状、点検時に性能検査（耐圧試験、内部リーク量、ヒステリシス等）を実施し、性能に異常のないことを確認している。性能低下は性能検査を実施することで健全性の確認は可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・主要弁等のスプリングのへたりにについては、現状、目視点検、作動試験実施し、異常のないことを確認している。スプリングのへたりは目視点検、作動試験で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 11 コンクリート及び鉄骨構造物

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化毎にまとめたものを以下に示す。

- a. コンクリート及び鉄骨構造物の強度低下
 - ・中性化、腐食等による強度低下
- b. コンクリートの遮へい能力の低下
 - ・熱による遮へい能力の低下

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 中性化、腐食等による強度低下]

- ・コンクリート構造物の熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応及び機械振動による強度低下については文献データ、実機コンクリートの強度測定結果、他産業の試験結果から強度低下が急激に進行する可能性は小さいと考えられる。現状、計画的に強度、中性化深さ及び塩化物イオン量の測定を実施して健全性を確認している。今後も定期的な目視点検及び強度測定等を実施していく。
- ・鉄骨構造の腐食による強度低下については、鉄骨には塗装が施されており、塗膜が健全であれば強度低下が急激に発生する可能性はない。現状、塗膜の劣化等の目視確認を実施し、有意な塗膜の劣化等のないことを確認し、必要に応じて塗装の塗り替え等の補修を実施している。鉄骨構造の腐食による強度低下については目視確認で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[b. 熱による遮へい能力の低下]

- ・コンクリートの熱による遮へい能力の低下については、運転中、最も高温条件下となるガンマ線遮へいコンクリート内部の炉心領域部の最高温度が、温度制限値を下回り、現時点からの水分の逸散はほとんど無いと考えられることから、遮へい能力への影響はないと考えられる。また一次遮へいコンクリートにおいては、日常の巡視点検または定期的に目視点検を実施し、遮へい能力に支障をきたす欠陥がないことを確認し、必要に応じて補修を実施しており、今後も現状保全を継続していく。