

福島第一原子力発電所 3 号機の
長期保管 MOX 燃料の健全性について

平成 22 年 5 月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 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	11
3.3 動特性	32
3.4 使用済燃料貯蔵時の冷却性及び未臨界性	36
3.5 運転時の異常な過渡変化の解析	39
3.6 事故解析	42
3.7 まとめ	48
3.8 参考文献	49
4. 外観検査および内部確認結果	50
4.1 燃料集合体外観検査	50
4.2 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認	52
5. 保管中のデータ確認結果	54
5.1 使用済燃料プールの確認	54
5.2 保管期間中の燃料集合体への影響	55
6. まとめ	57
【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	58

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、ク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)

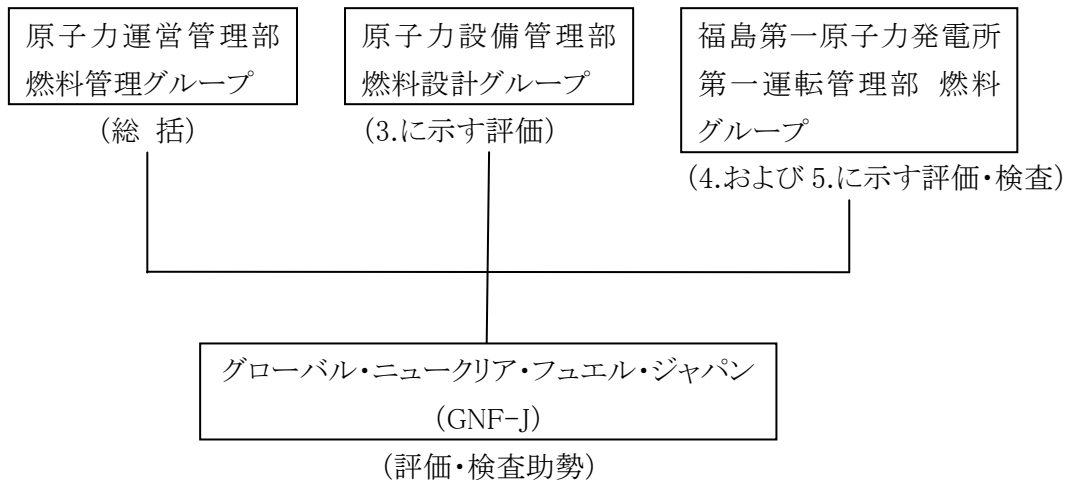
(2) 環境による影響およびその他の影響にかかる確認対象項目

- 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。



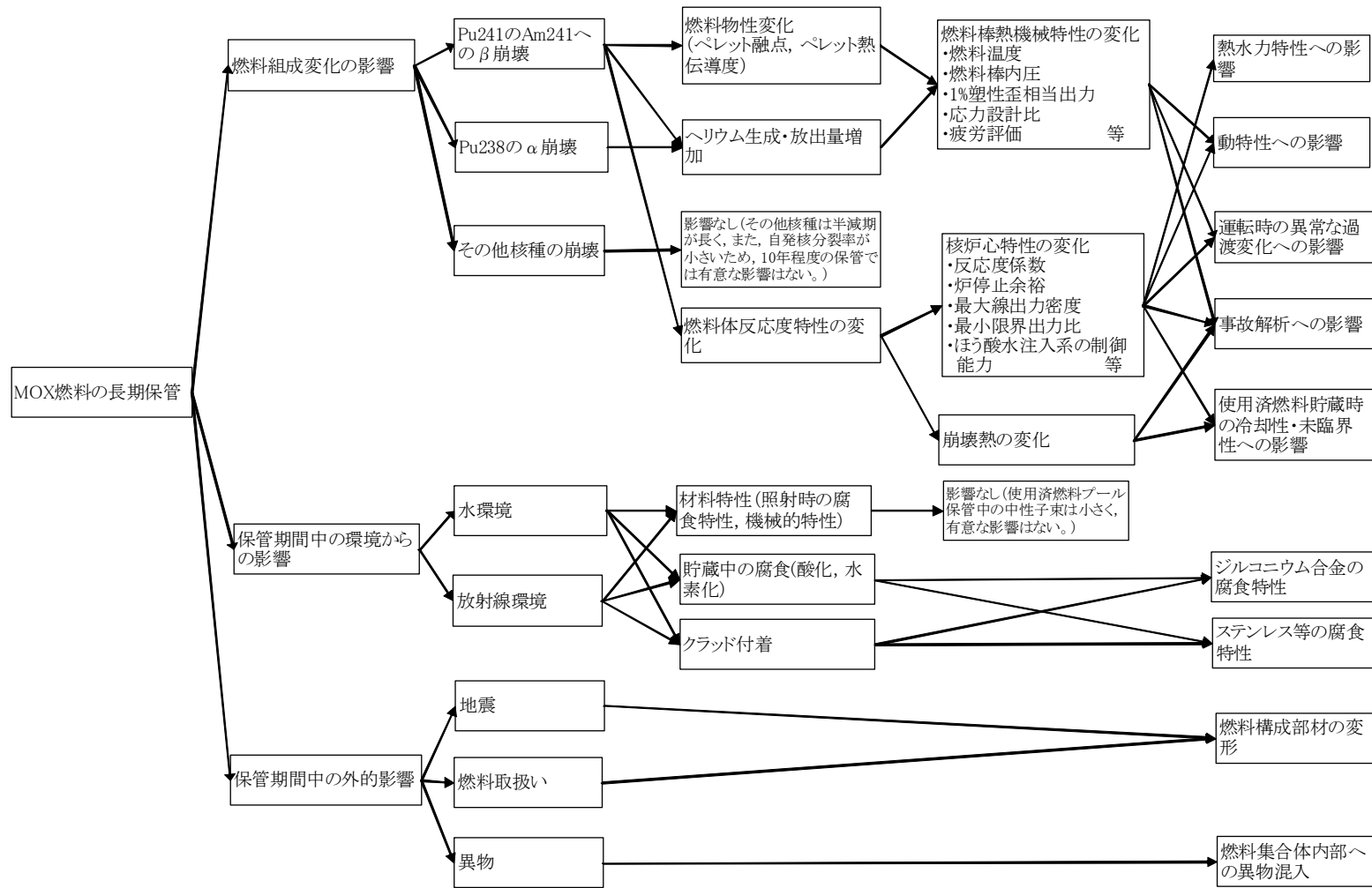


図 2-1 長期保管した MOX 新燃料に想定される影響

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 燃料には, プルトニウム含有率の異なる 4 つのタイプの MOX 燃料棒がある。これらの MOX 燃料棒の中でアメリシウム含有率の最大値は 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值である 10wt% を今回の評価条件とする。

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/cm³, 11.77g/cm³ 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。

(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。

また、評価対象の MOX 燃料(MOX 燃料棒)に関する基本仕様を表 3.1-1 に示す。

表 3.1-1 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。

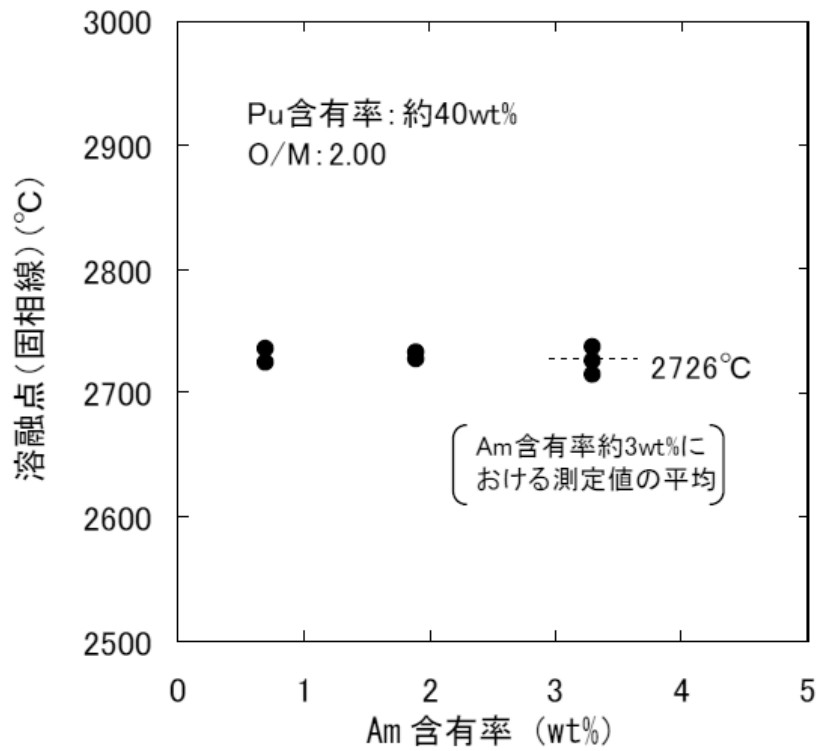


図 3.1-1 アメリシウム蓄積による MOX 燃料の融点への影響⁽²⁾

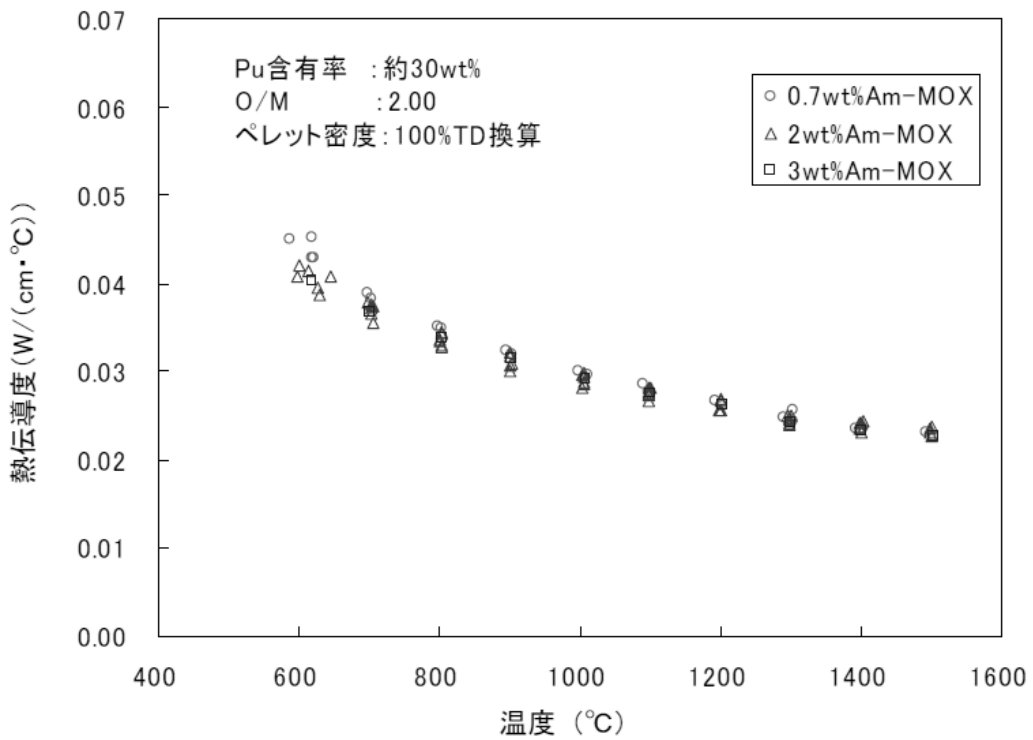


図 3.1-2 アメリシウム蓄積による MOX 燃料の熱伝導度への影響⁽²⁾

(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 3.1-2 に、応力設計比を表 3.1-3 に示す。

a. ペレット最高温度

熱伝導度の高いヘリウム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

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 ガスとヘリウムの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

で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 3.1-3)。

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る。しかし、プラント過渡解析(プラント安定性解析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)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 3.1-2 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 3.1-3 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	

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 燃料の核設計については、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。

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。

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。

(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 3.2-2 に示す。また、各サイクルの停止余裕、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 3.2-1(1)～図 3.2-1(3)、図 3.2-2(1)～図 3.2-2(3)、図 3.2-3(1)～図 3.2-3(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 3.2-2 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 3.2-4(1)に、サイクル末期炉心のスクラム曲線を図 3.2-4(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 3.2-3 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 3.2-5(1)~図 3.2-5(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 3.2-4 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 3.2-5 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 3.2-6 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 3.2-7 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 年の影響は小さいこと、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 が既に崩壊しており、追加の崩壊量が小さくなることから、12 年と 13 年の保管期間の同位体組成割合を比較すると、その差異はわずかである。このため、保管期間 13 年の燃料体の反応度特性は、保管期間 12 年のものと同程度となる。よって、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シ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 3.2-2 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 3.2-3 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℃)	0.924	0.927	0.938	0.945	0.95 以下

表 3.2-4 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 3.2-5 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 3.2-6 動的ドップラ係数(原子炉定格出力時, 単位: $\rho/^{\circ}\text{C}$)

	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 3.2-7 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

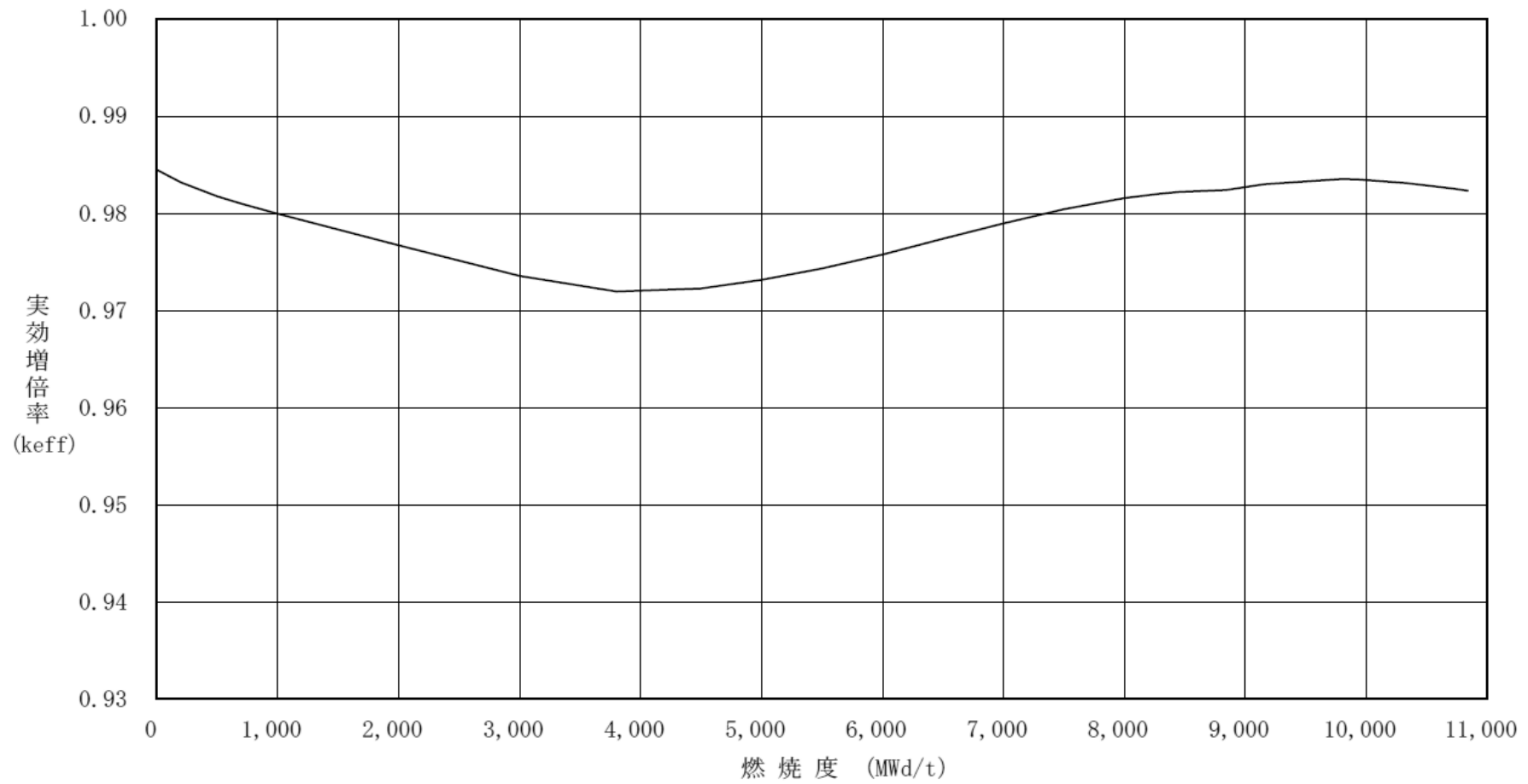


図 3.2-1(1) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 25 サイクル)

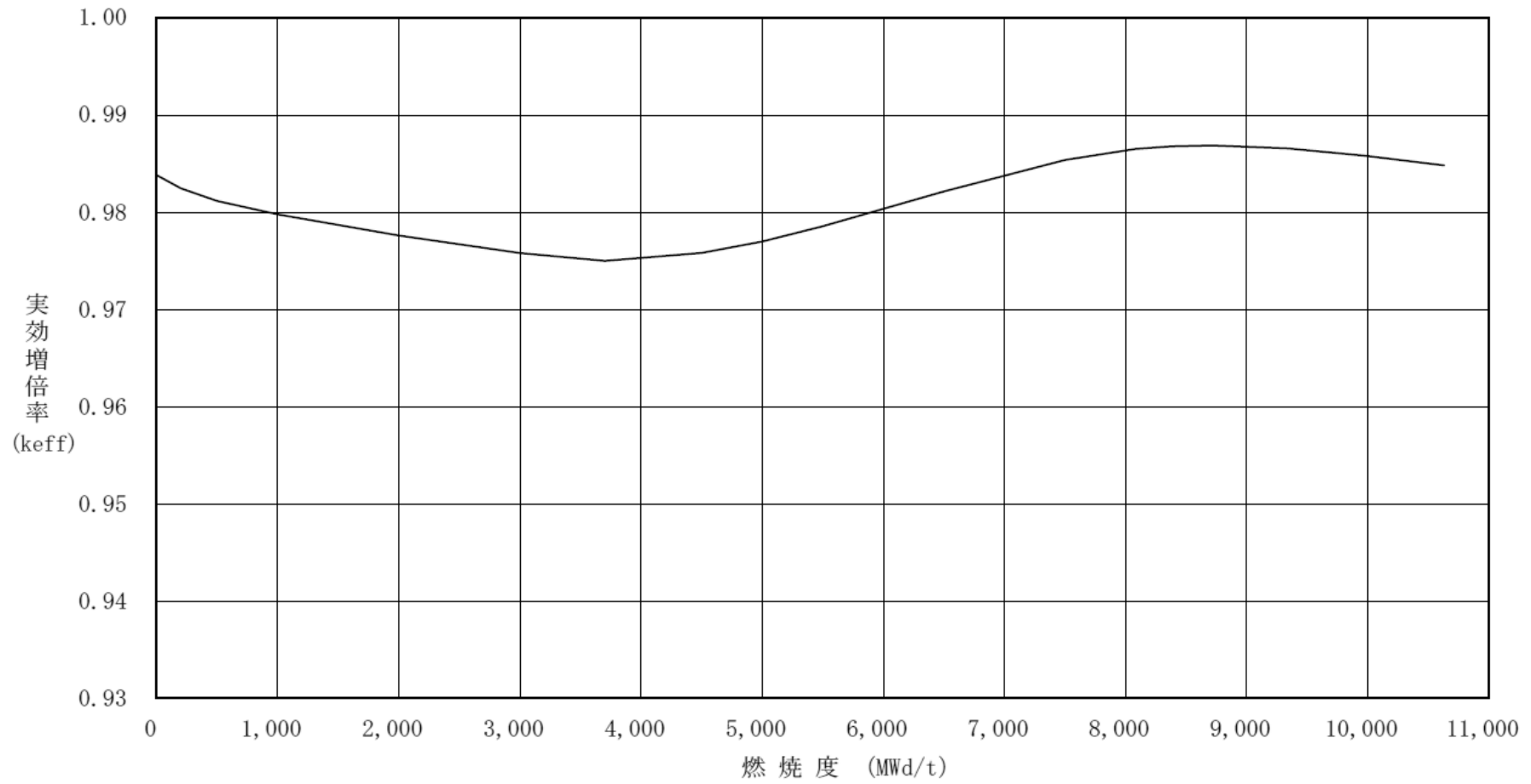


図 3.2-1(2) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 26 サイクル)

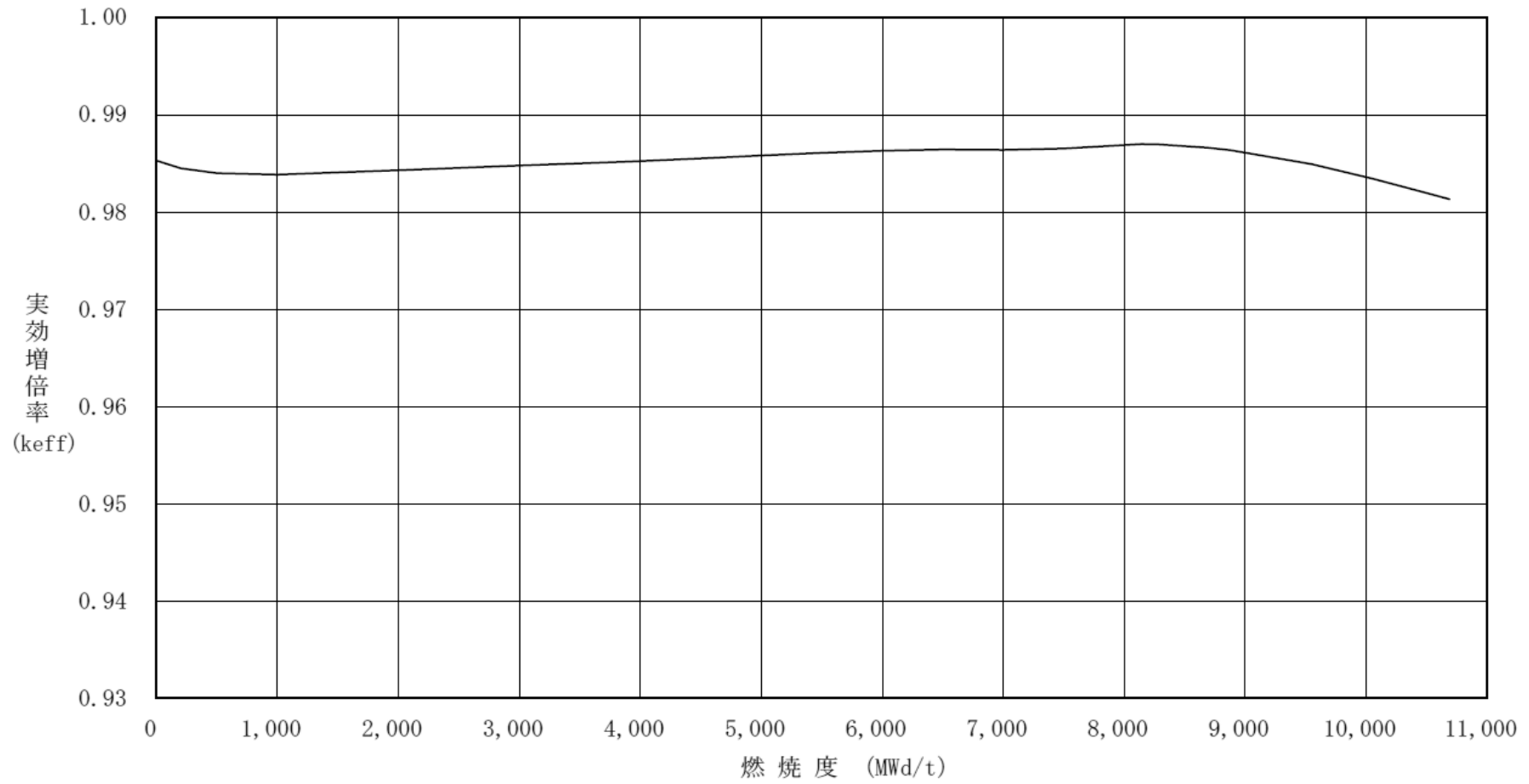


図 3.2-1(3) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 27 サイクル)

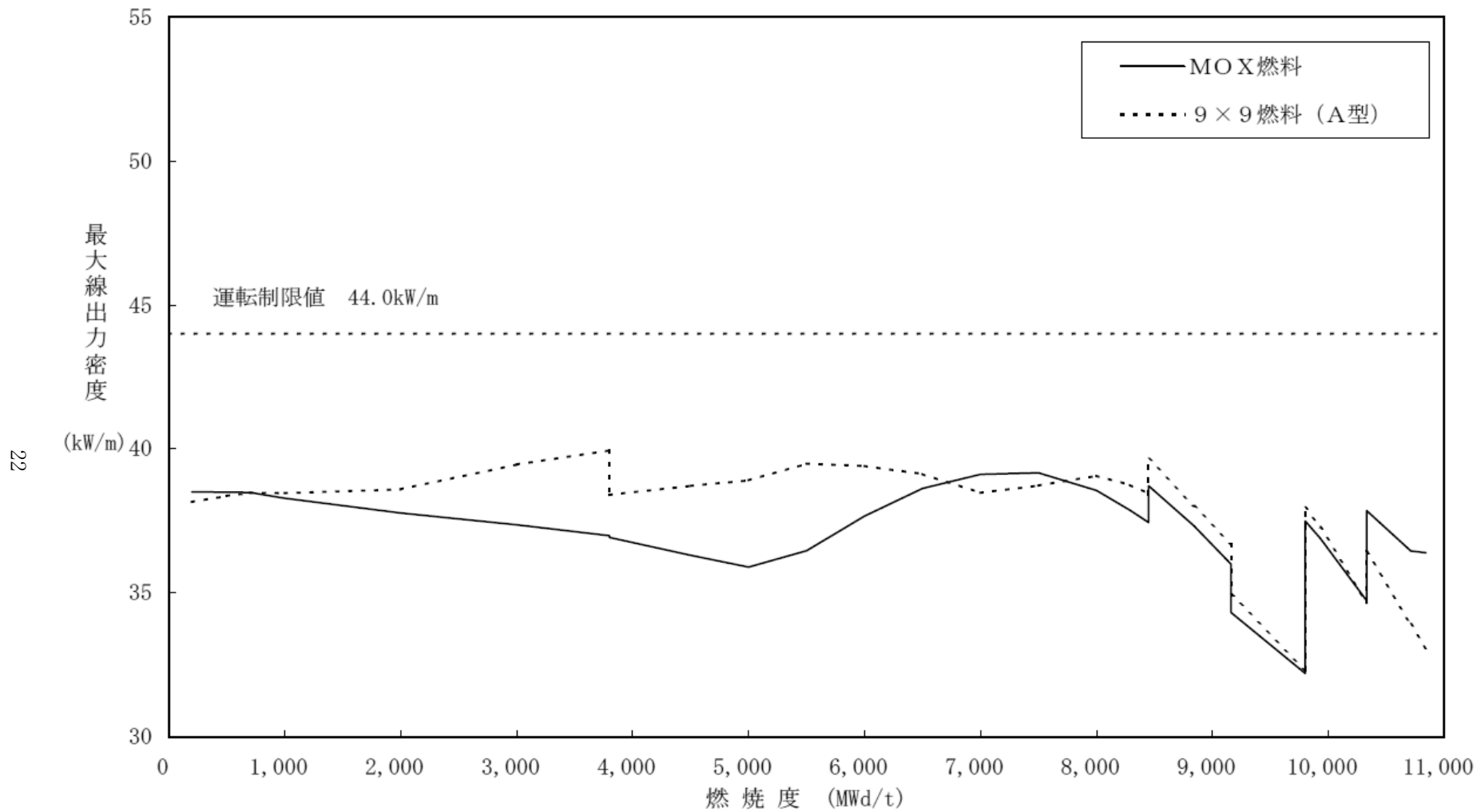


図 3.2-2(1) 最大線出力密度の燃焼変化(第 25 サイクル)

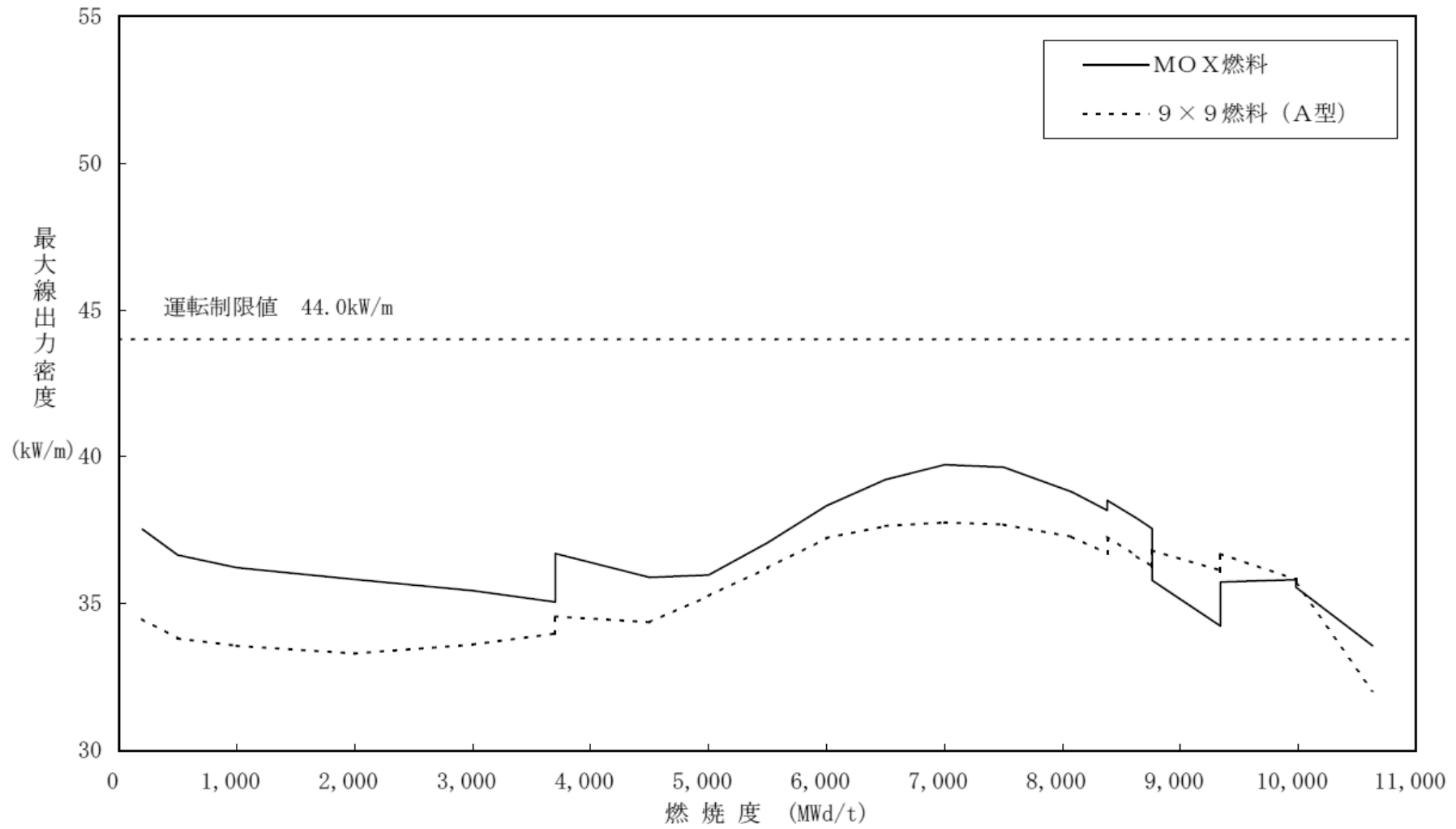


図 3.2-2(2) 最大線出力密度の燃焼変化(第 26 サイクル)

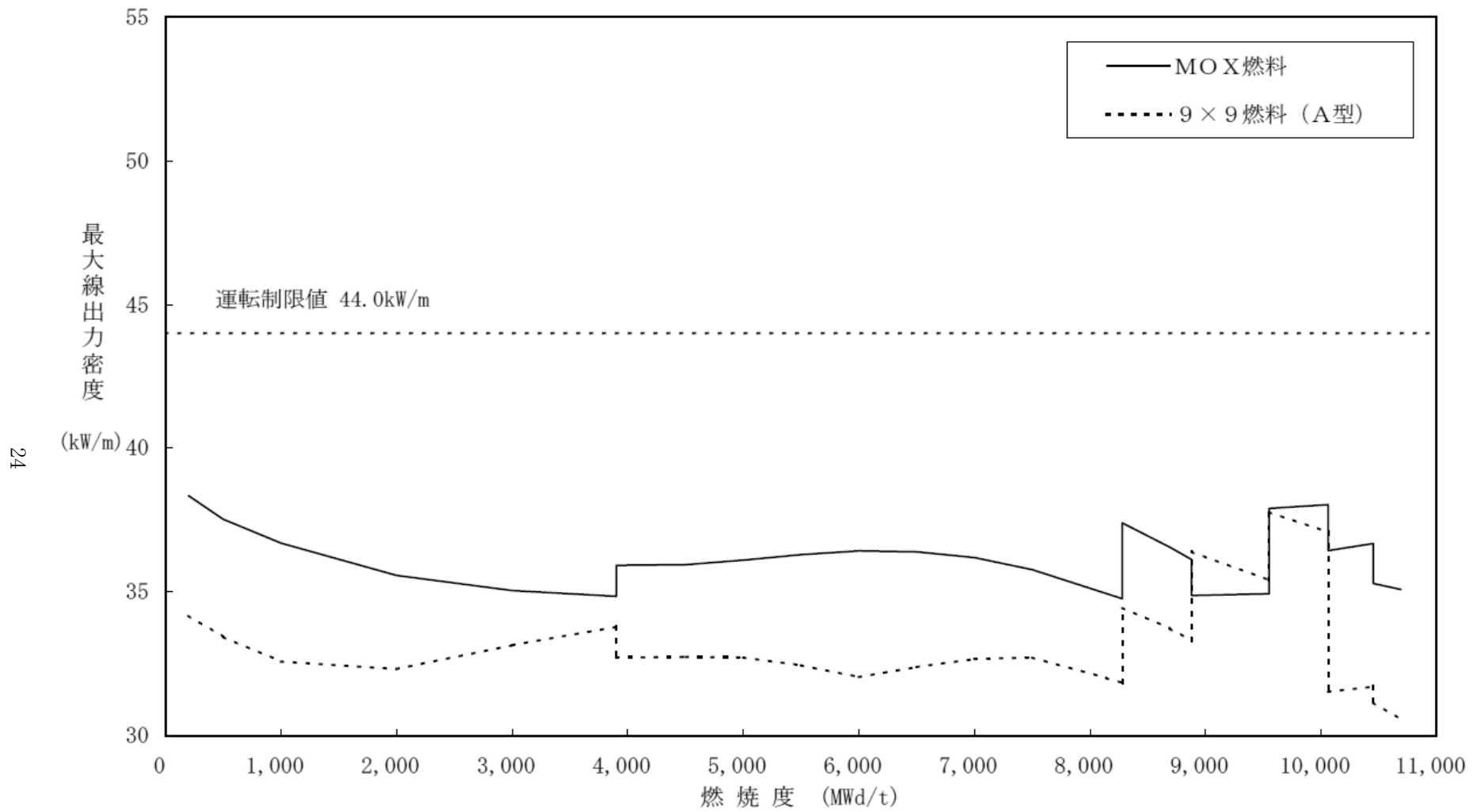


図 3.2-2(3) 最大線出力密度の燃焼変化(第 27 サイクル)

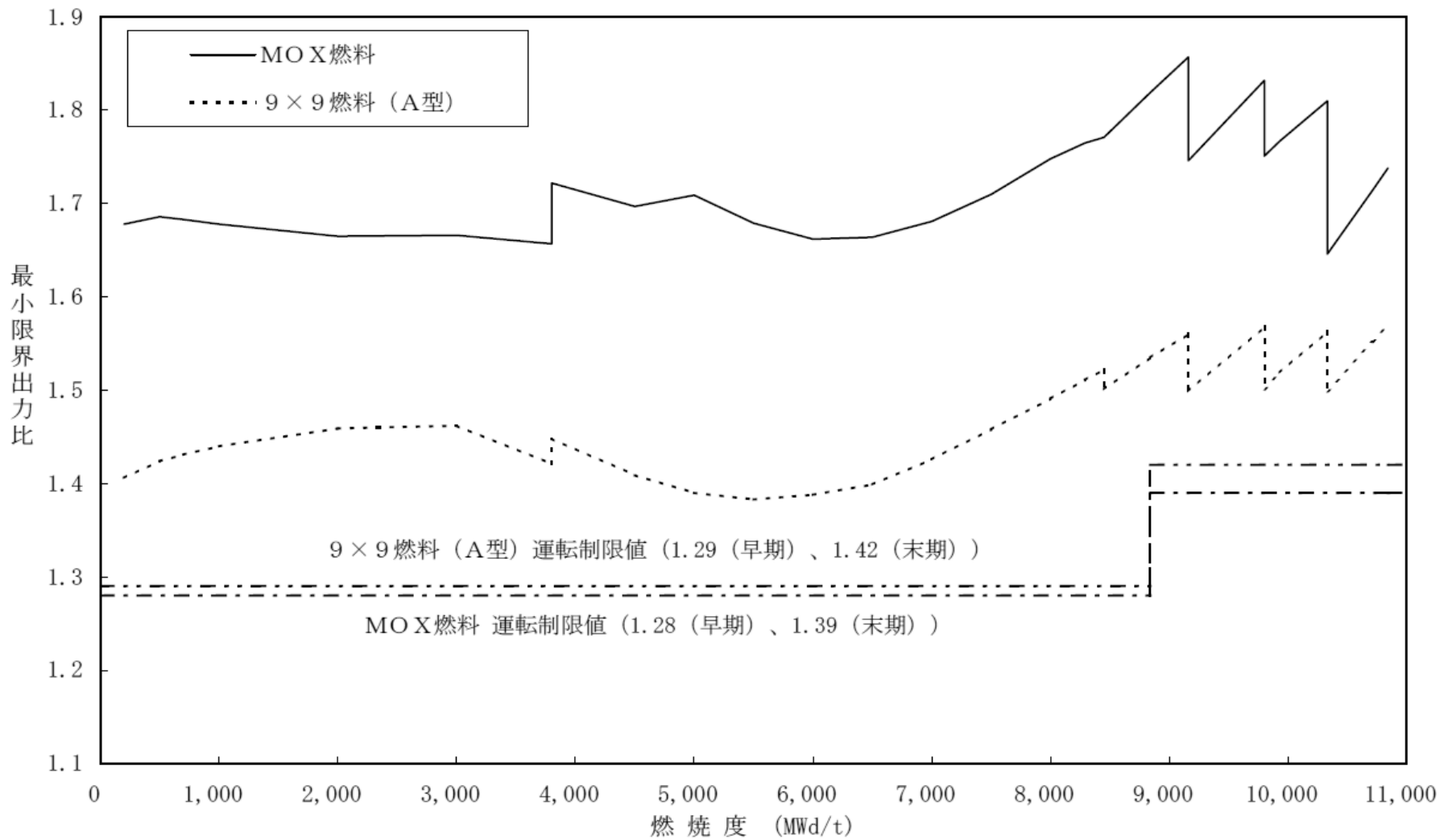


図 3.2-3(1) 最小限界出力比の燃焼変化(第 25 サイクル)

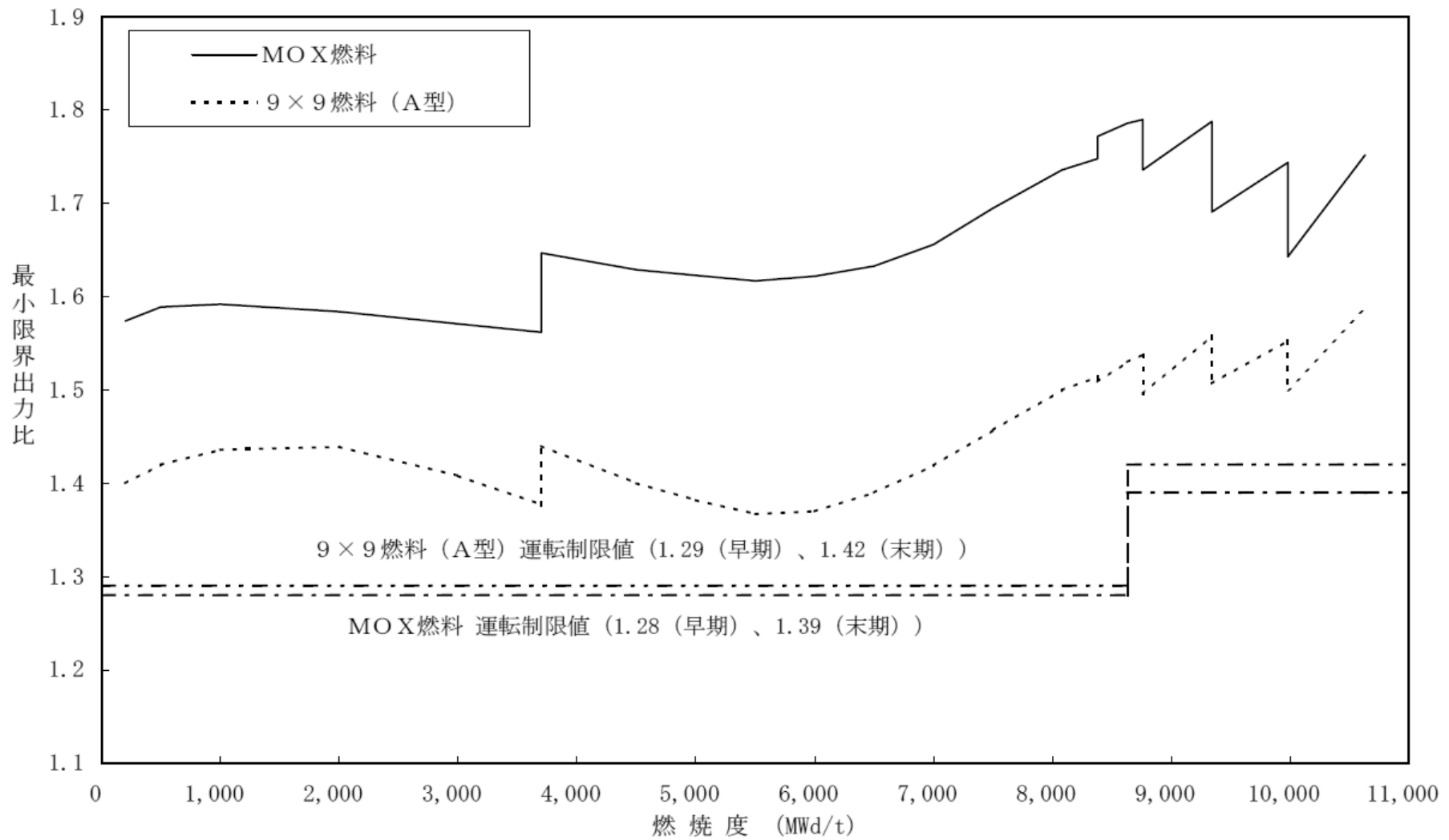


図 3.2-3(2) 最小限界出力比の燃焼変化(第 26 サイクル)

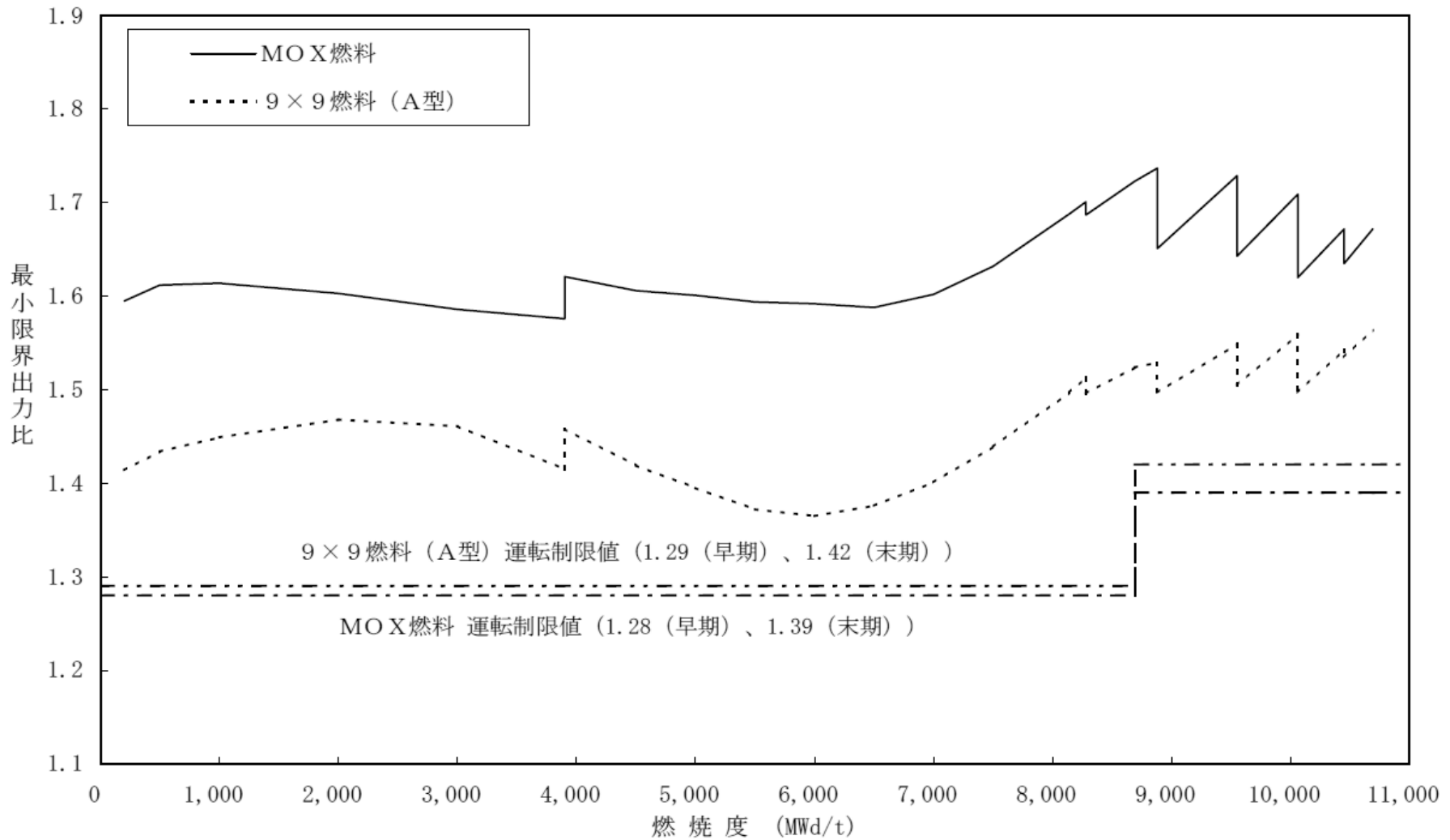


図 3.2-3(3) 最小限界出力比の燃焼変化(第 27 サイクル)

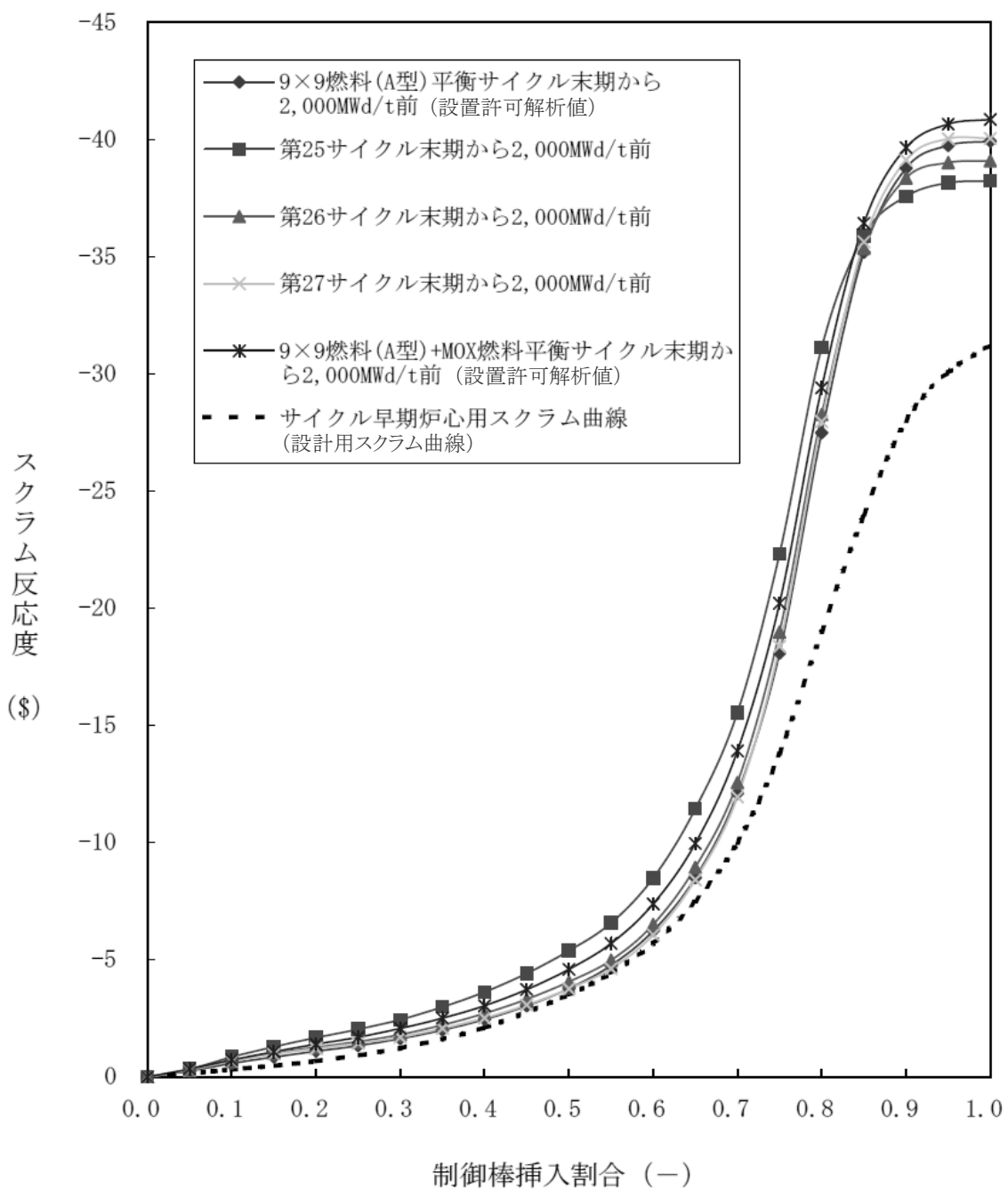


図 3.2-4(1) スクラム特性(サイクル早期炉心)

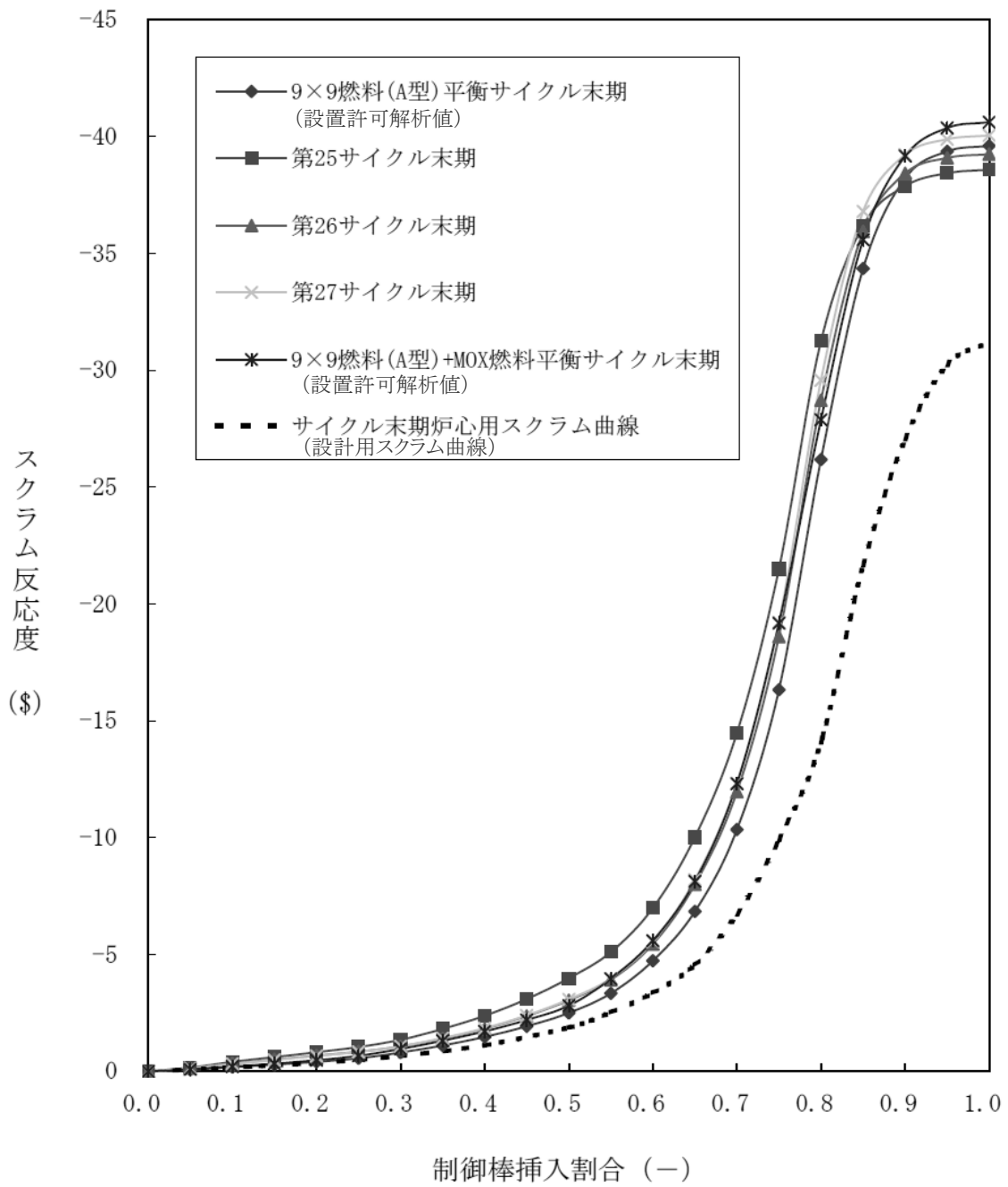


図 3.2-4(2) スクラム特性(サイクル末期炉心)

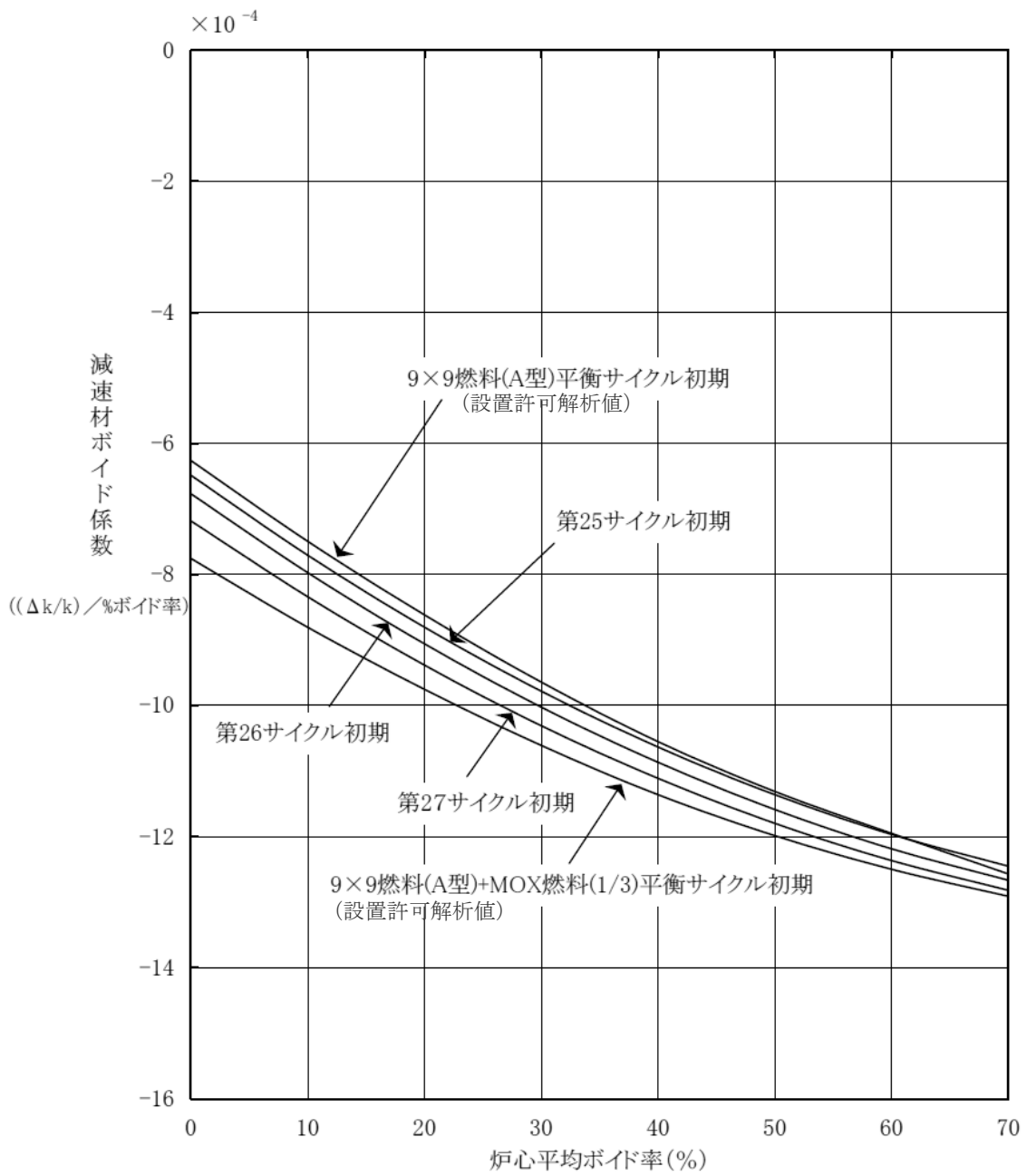


図 3.2-5(1) 減速材ボイド係数(サイクル初期炉心)

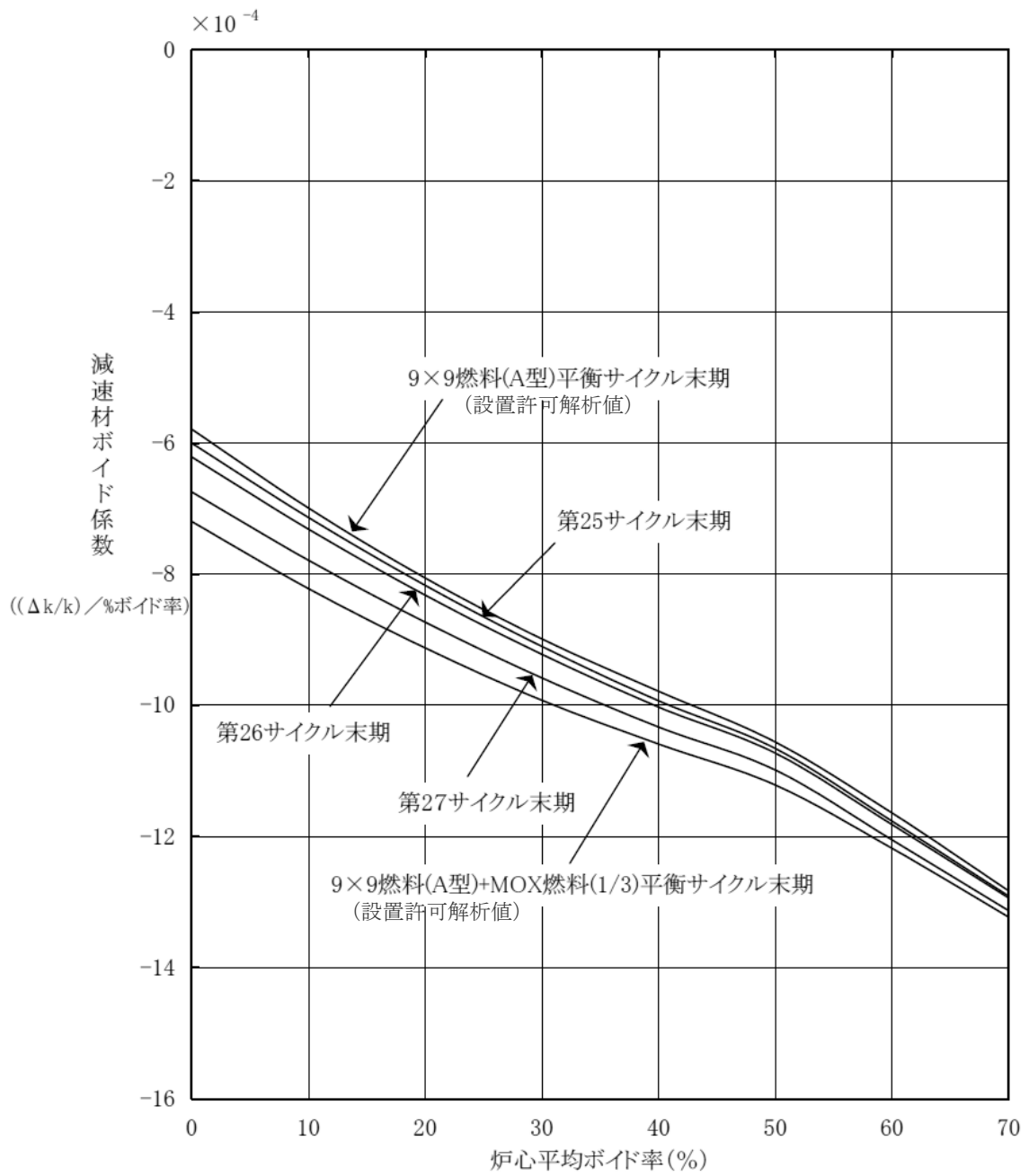


図 3.2-5(2) 減速材ボイド係数(サイクル末期炉心)

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 3.2-4), 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。

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 核熱水力的安定性の主要解析条件

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 核熱水力的安定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 燃料では、核分裂性プルトニウム 241 の非核分裂性アメリシウム 241 への崩壊によって、設置許可解析条件のものと比較して無限増倍率は低くなるため、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。

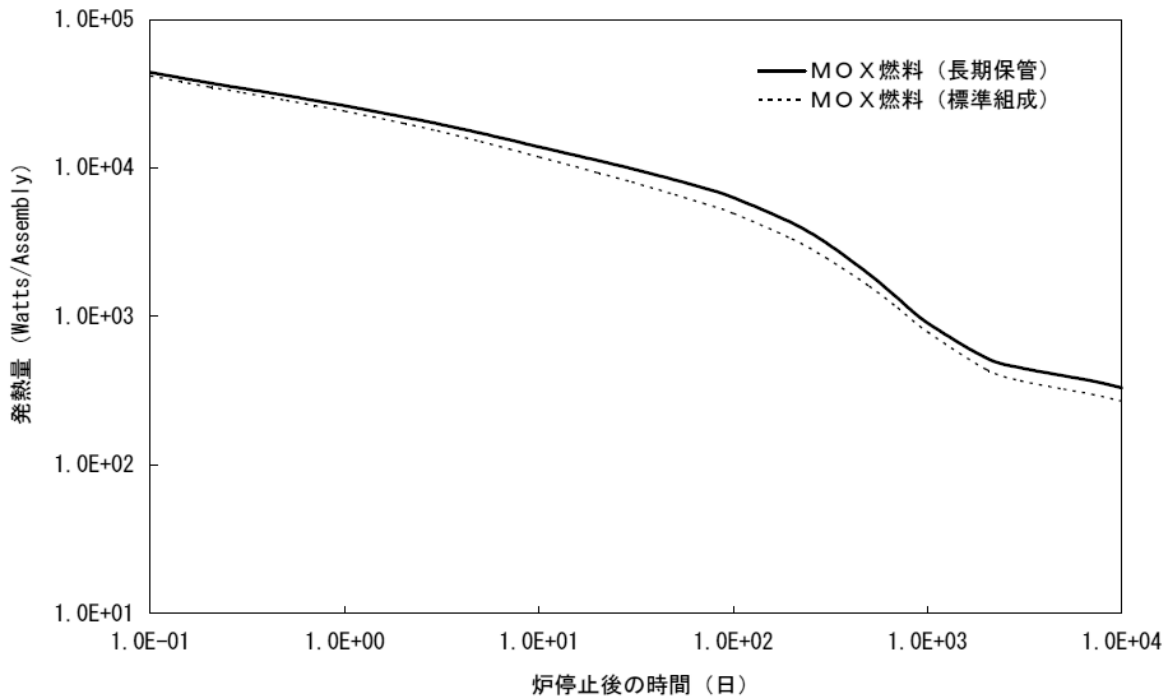


図 3.4-1 使用済 MOX 燃料の崩壊熱

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 3.2-4)。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。

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 3.2-4)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。

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ー	→	低温時 : 20℃, 8 kJ/kgUO ₂ 高温待機時: 286℃, 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	
燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kgUO ₂)	496	776	525	715	837 以下
ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値(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	—

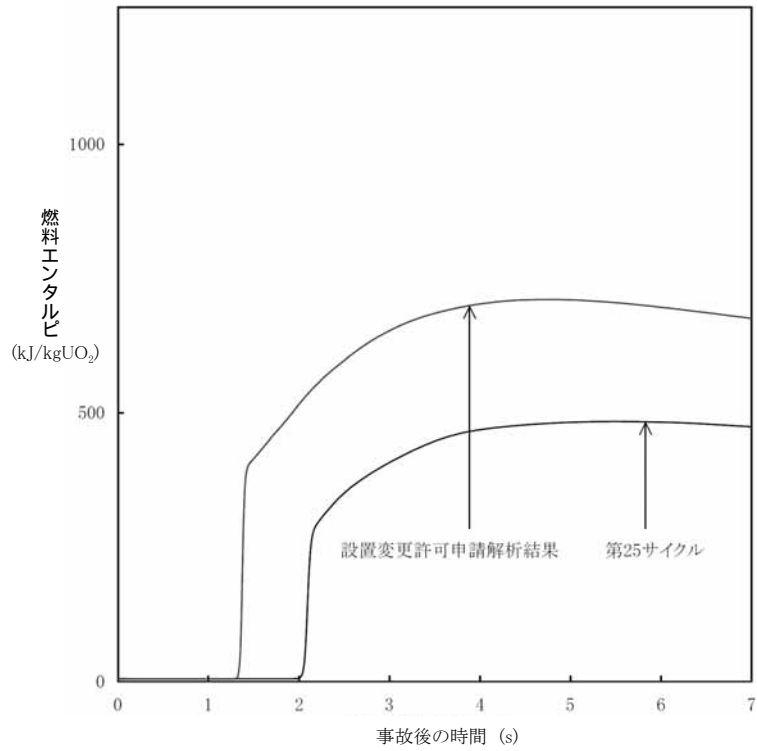


図 3.6-1(1) 燃料エンタルピの時間変化(サイクル初期, 低温時)

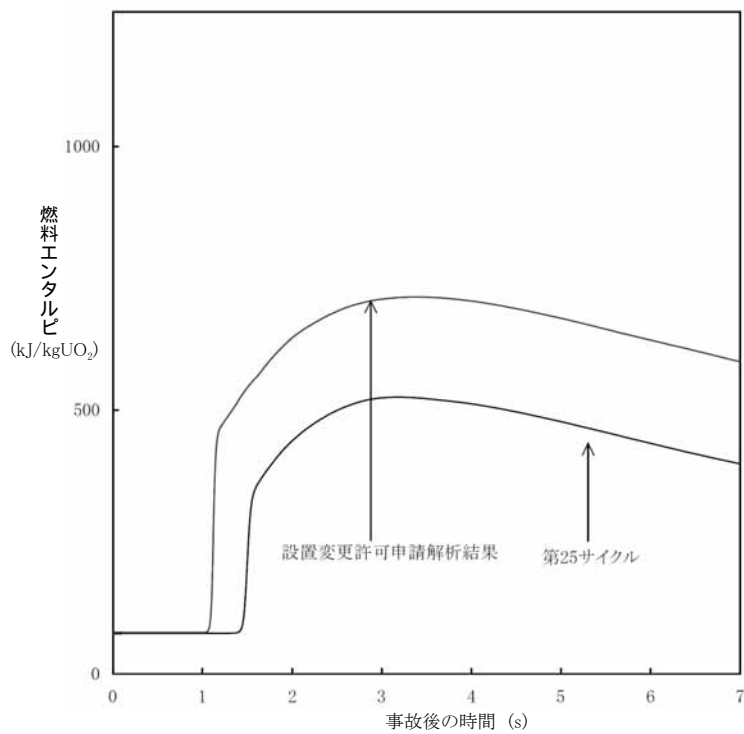


図 3.6-1(2) 燃料エンタルピの時間変化(サイクル末期, 高温待機時)

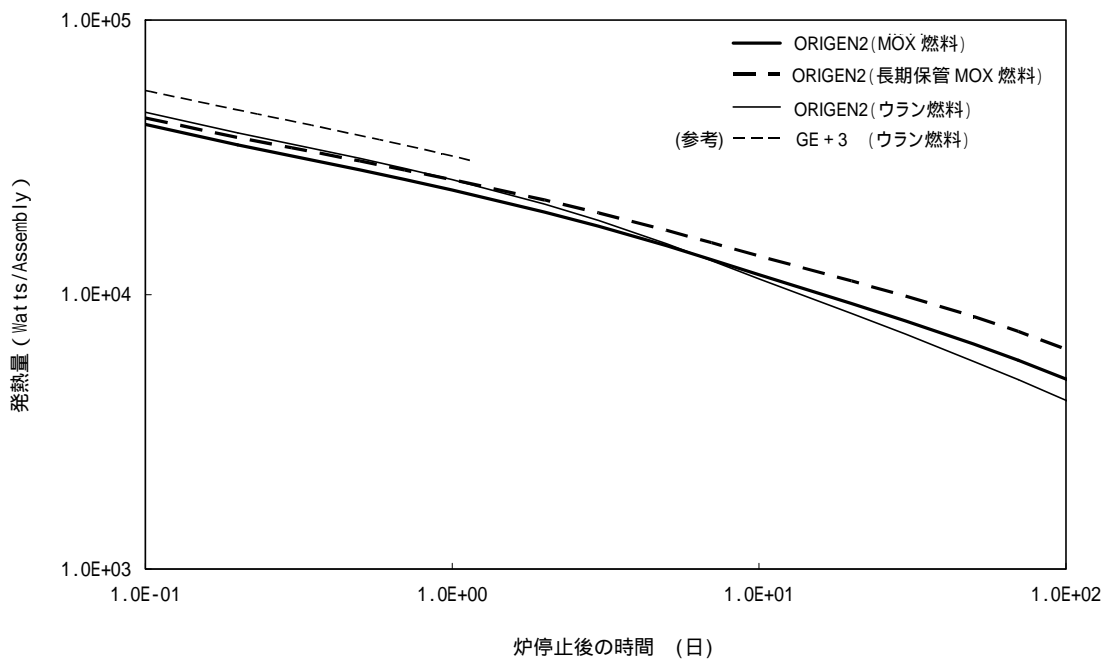


図 3.6-2 ORIGEN2 による各種燃料の崩壊熱評価結果と GE+3 σ 崩壊熱の比較

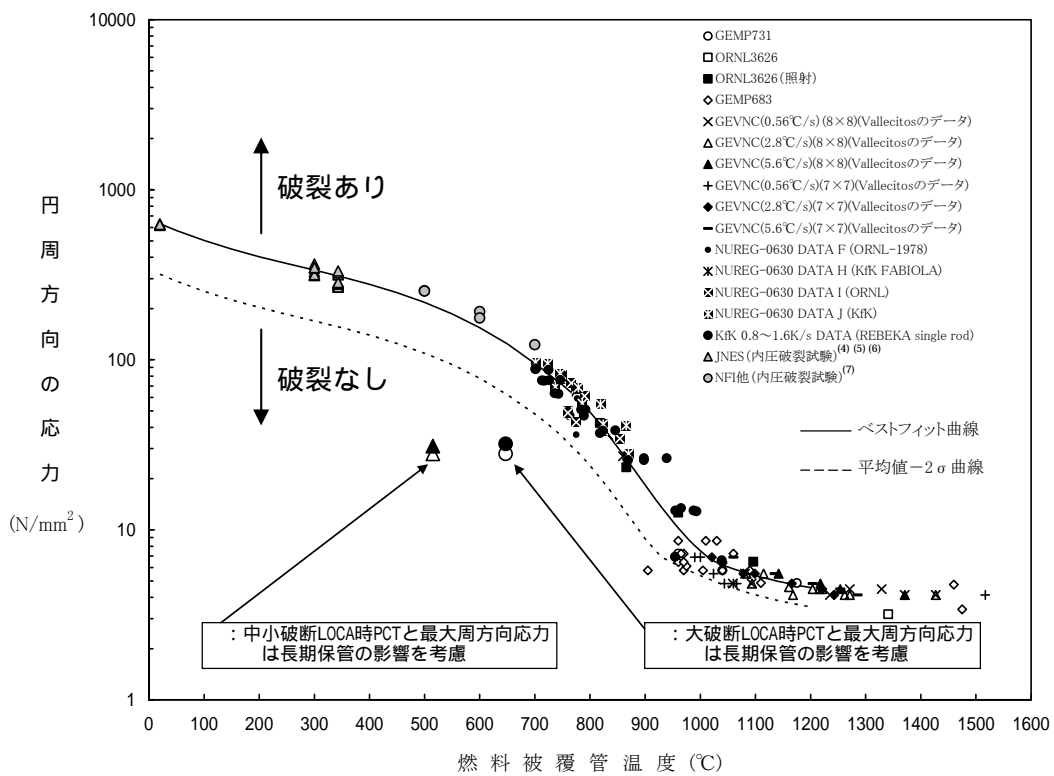


図 3.6-3 長期保管 MOX 燃料の原子炉冷却材喪失時の破裂判定

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・つぶれの無いこと、燃料棒以外の構成要素の有害な損傷・変形等の無いこと、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無いこと。

(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)

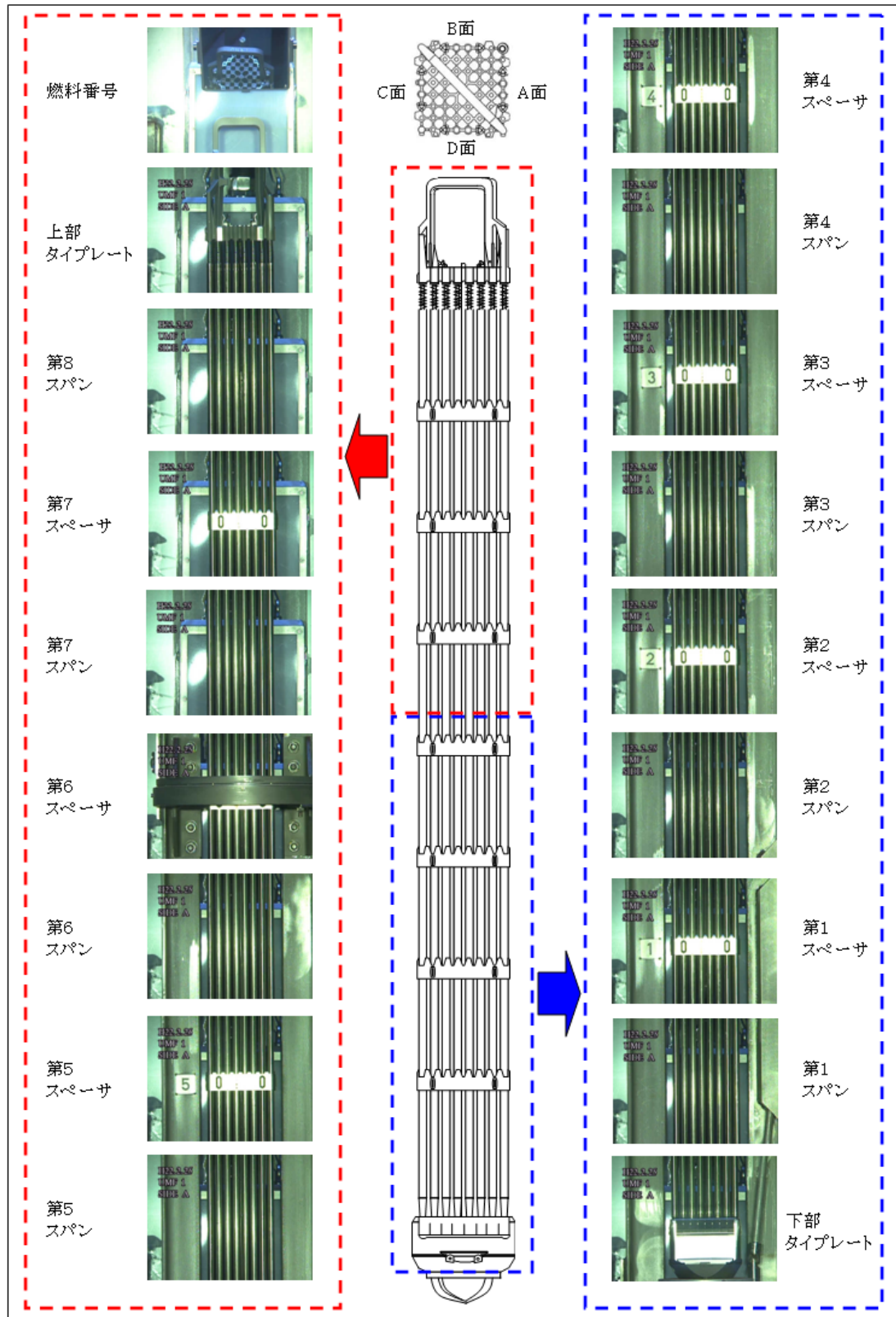


図4.1-1 燃料集合体外観検査の例

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)

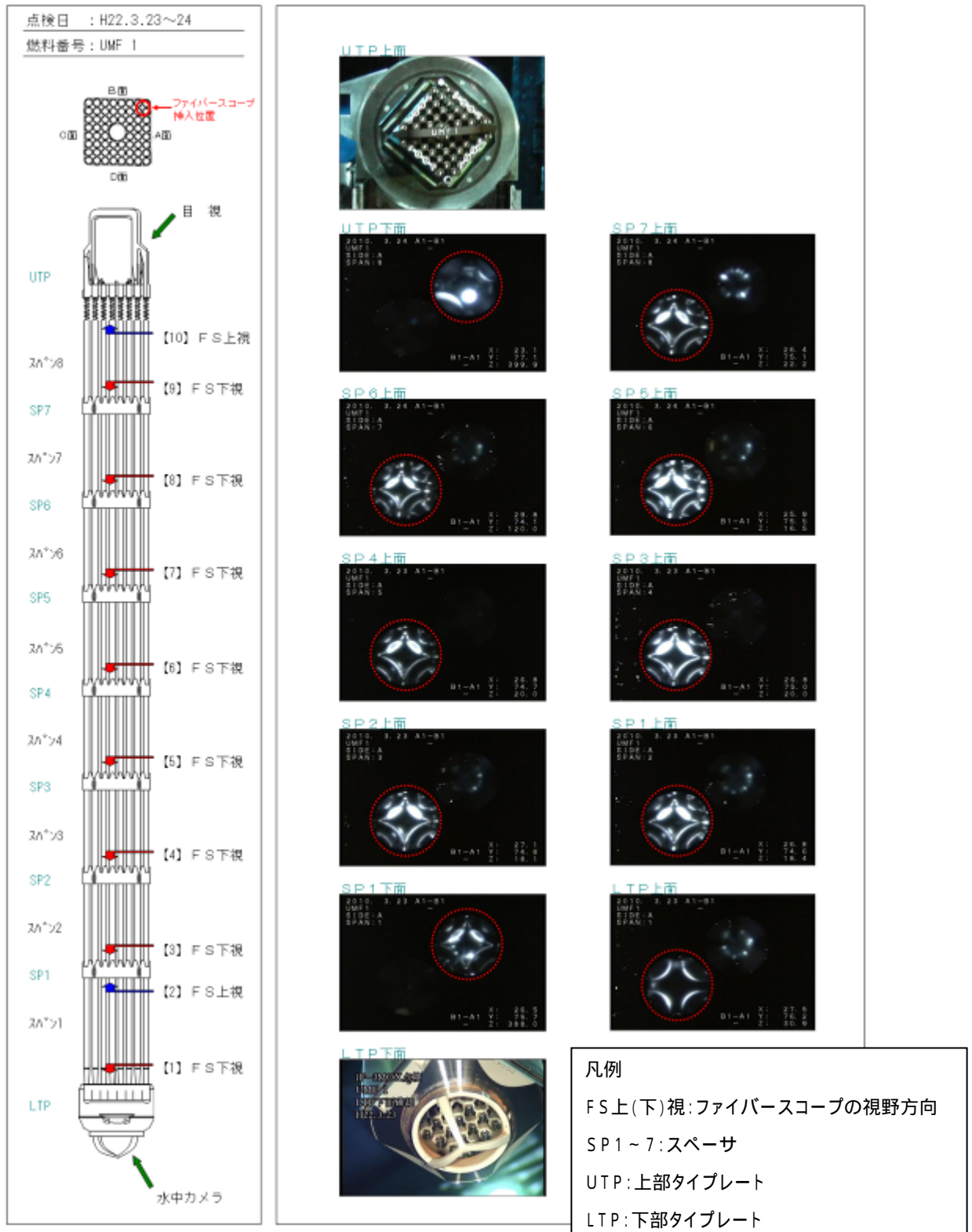


図 4.2-1 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認の例

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