

# 福島第一原子力発電所 3号機 長期保管MOX燃料の健全性について (コメント回答含む)

平成22年7月7日  
東京電力株式会社

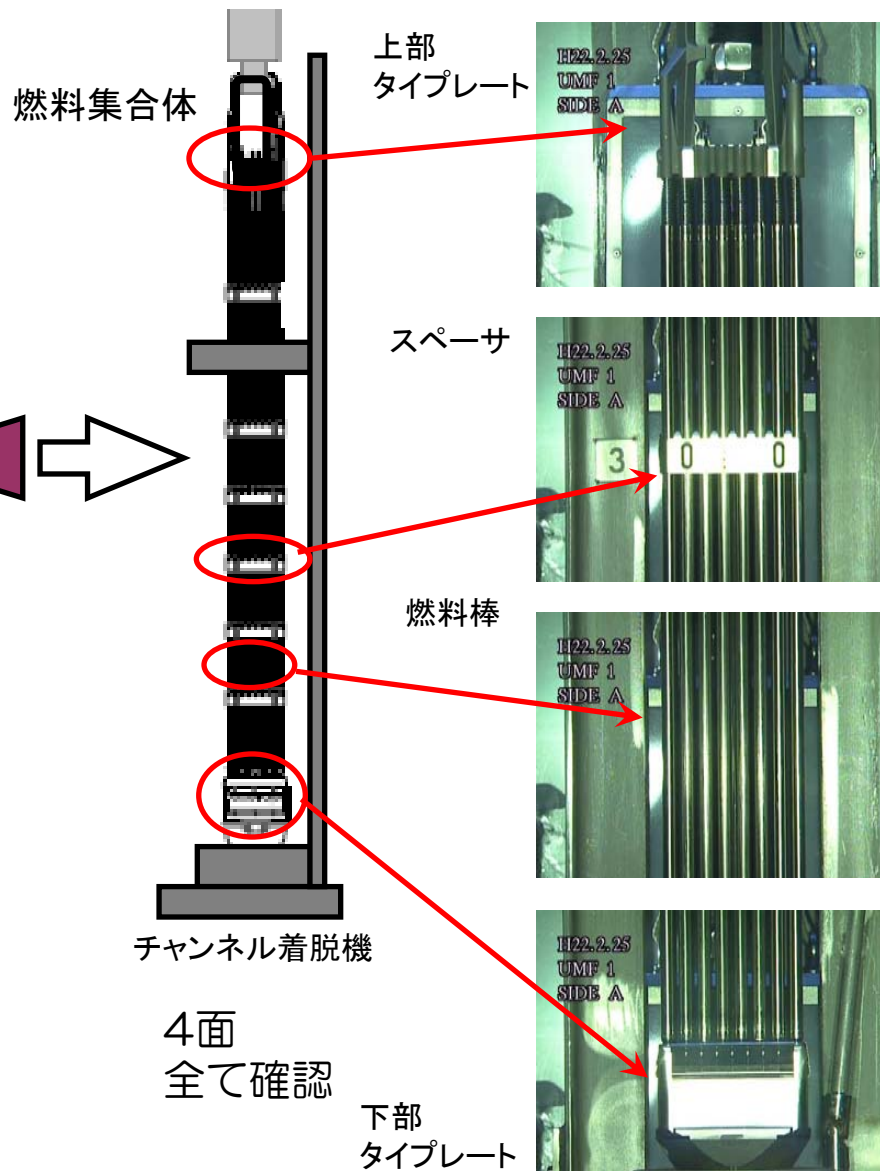
本資料は平成22年6月10日におこなわれた立入調査時に配布した資料に、福島県原子力発電所安全確保技術連絡会専門委員及び委員からのコメント等を反映し、加筆・修正したものです。

# 目次

---

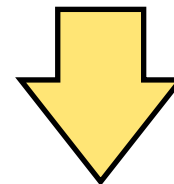
1. 燃料集合体外観検査
2. ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認
3. 燃料組成変化の影響にかかる確認
4. まとめ
5. 第一回技術連絡会等での質問に対する回答

# 1. 燃料集合体外観検査の概要



## ■ 外観検査の判定基準

- 燃料棒の明らかな損傷・つぶれ、燃料棒以外の構成要素の有害な損傷・変形等のないこと。
- 燃料棒間の間げきに狭小な箇所がないこと。
- 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。

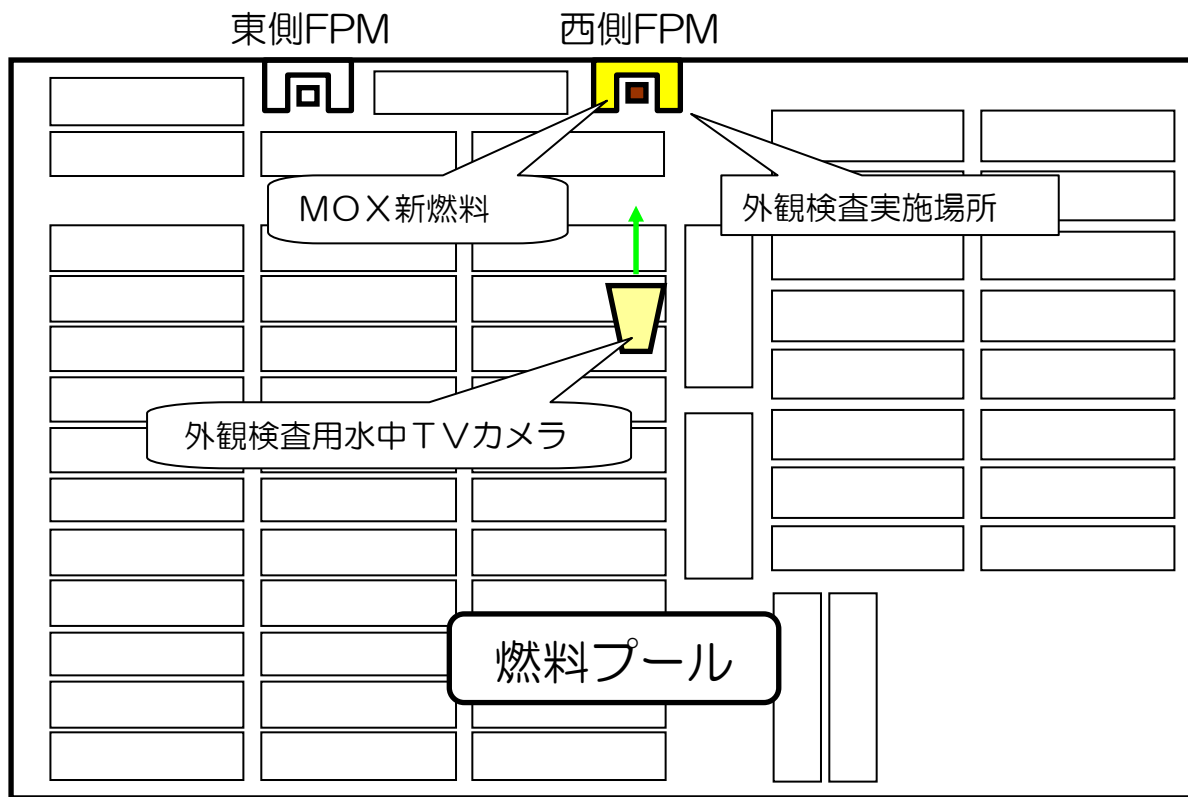


判定基準を満足していることを確認した。

【実施期間】

平成22年2月25日～3月9日

# 燃料集合体外観検査手順



FPM：燃料チャンネル着脱機

燃料移動  
(ラック→西側FPM)



チャンネルボックス  
取外し



燃料集合体  
外観検査

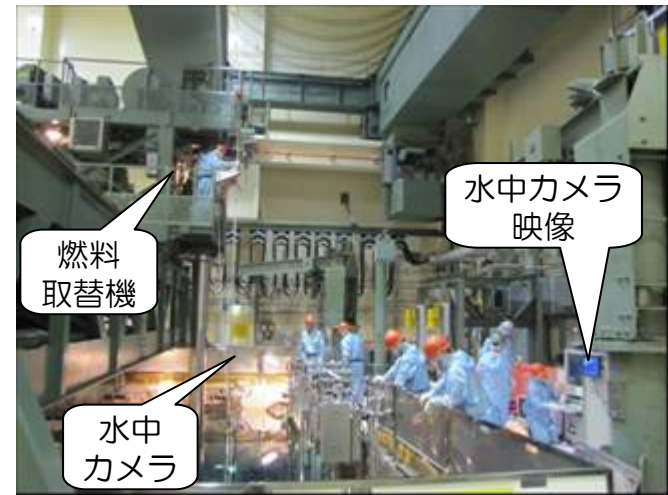
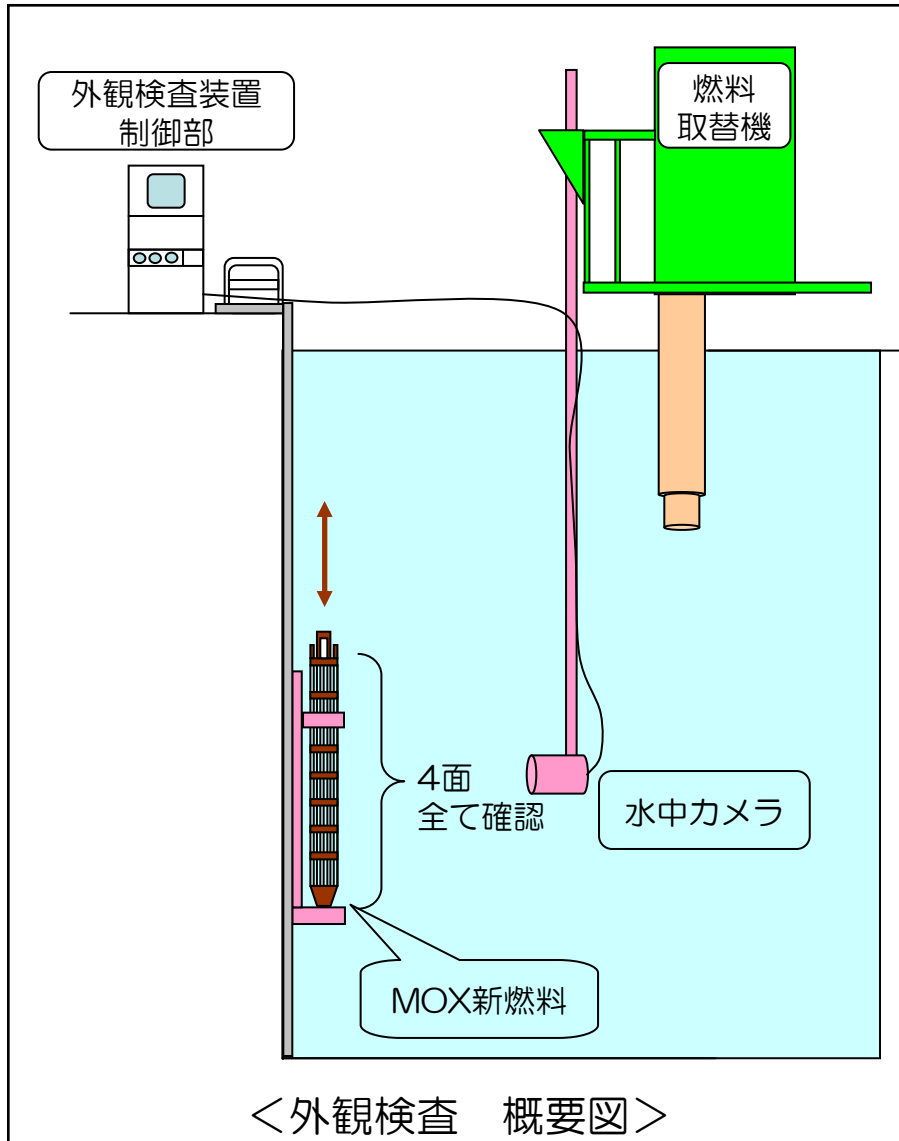


チャンネルボックス  
取付け

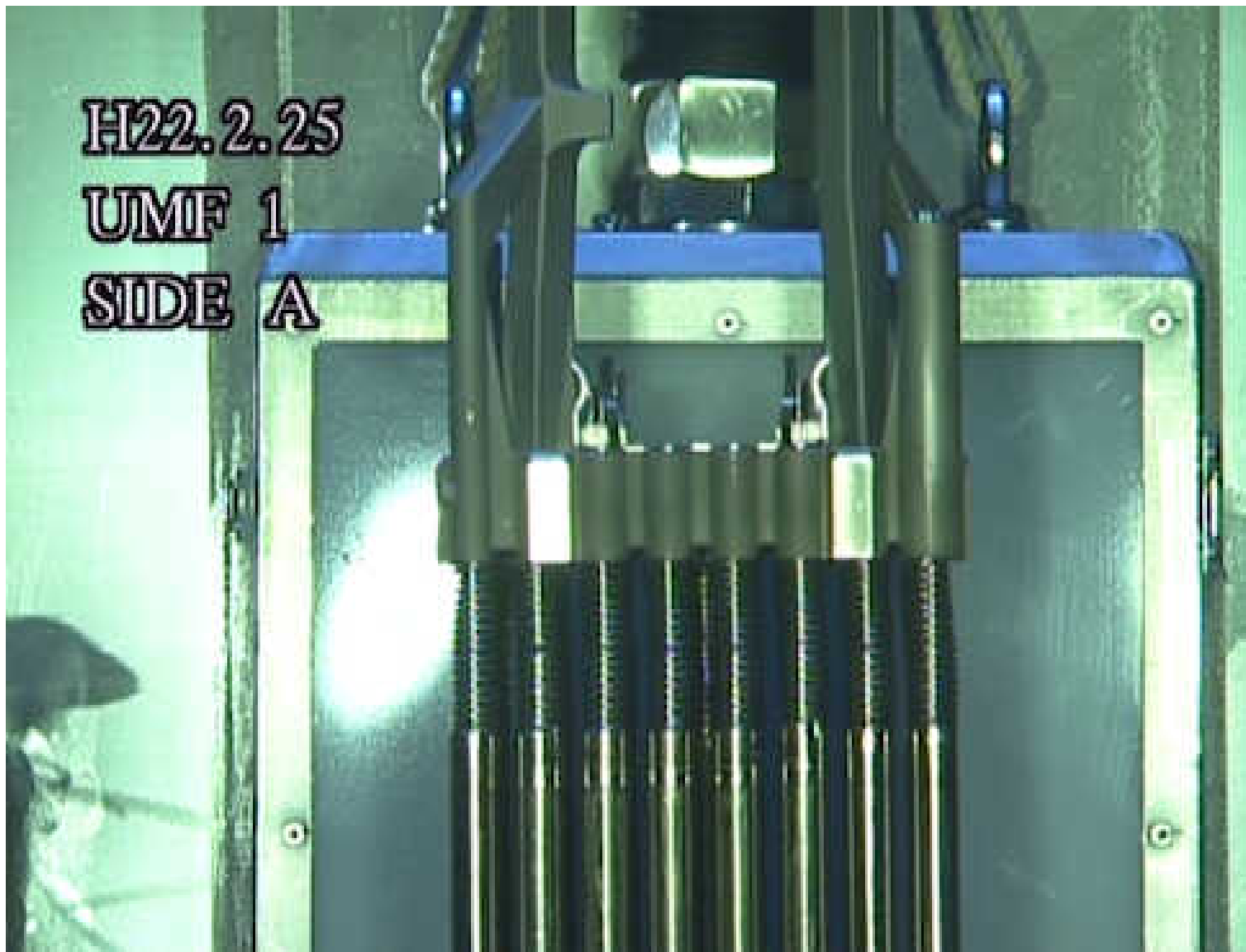


燃料移動  
(西側FPM→ラック)

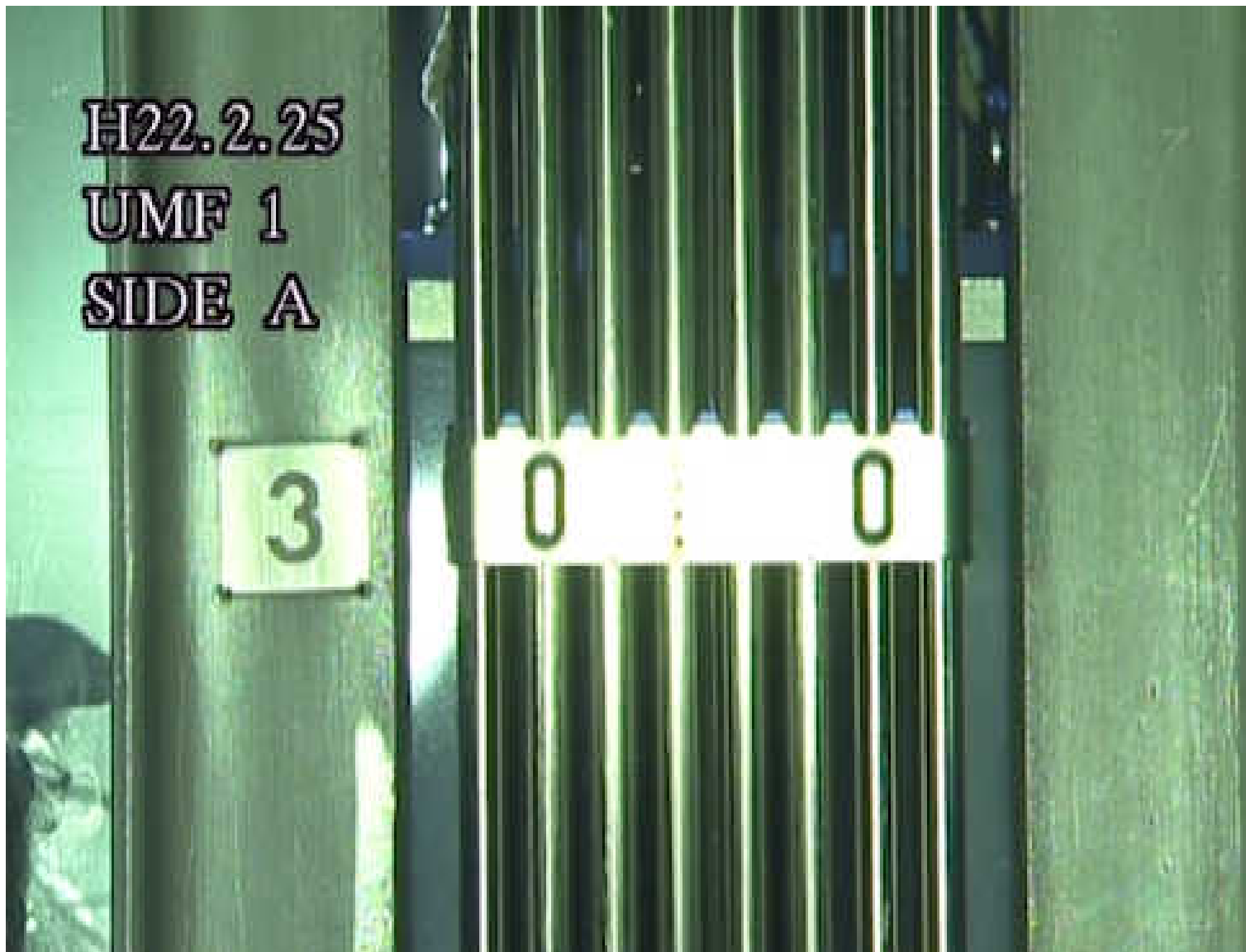
# 燃料集合体外観検査方法



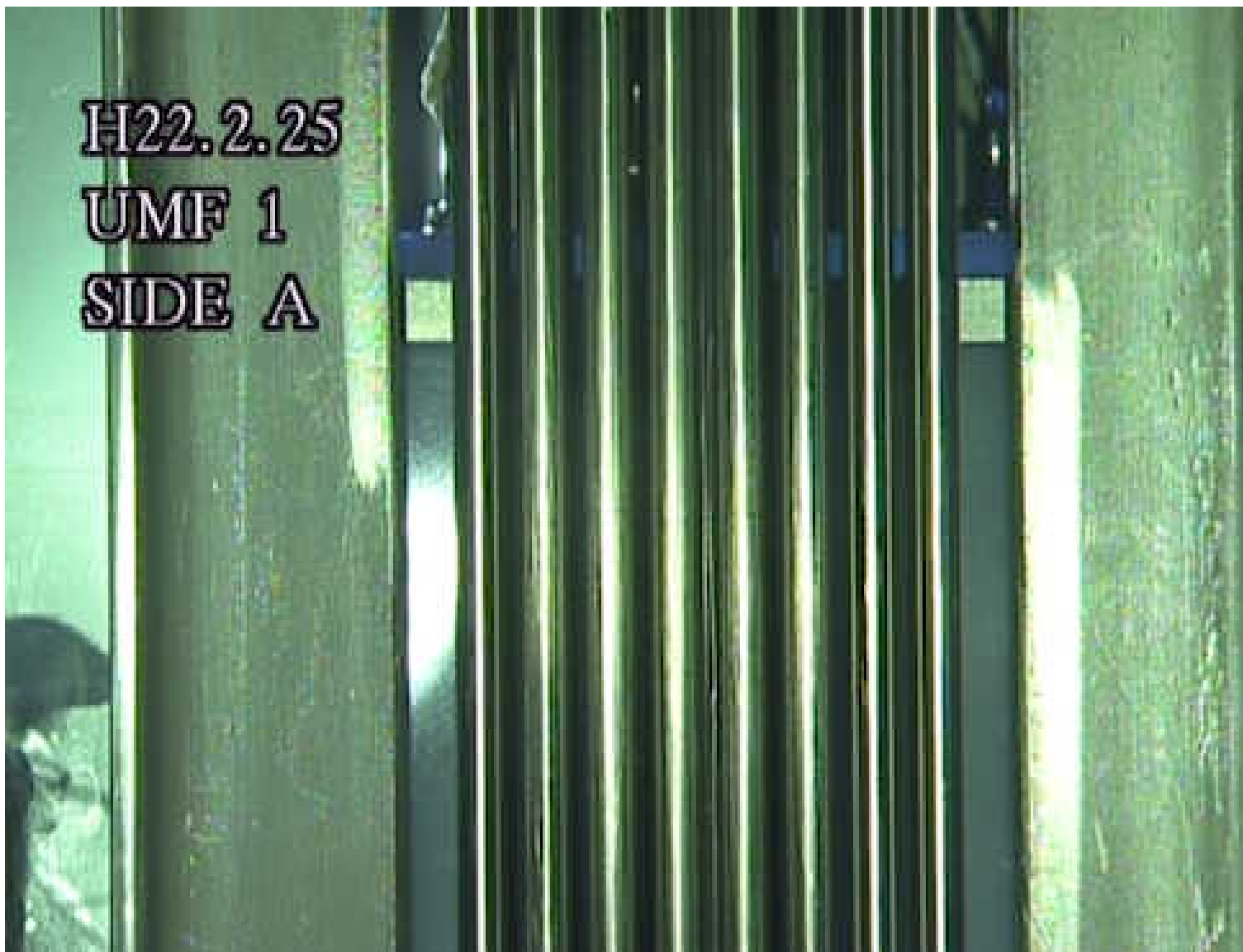
# 燃料集合体外観検査（上部タイププレート）



# 燃料集合体外観検査（スパーサ）

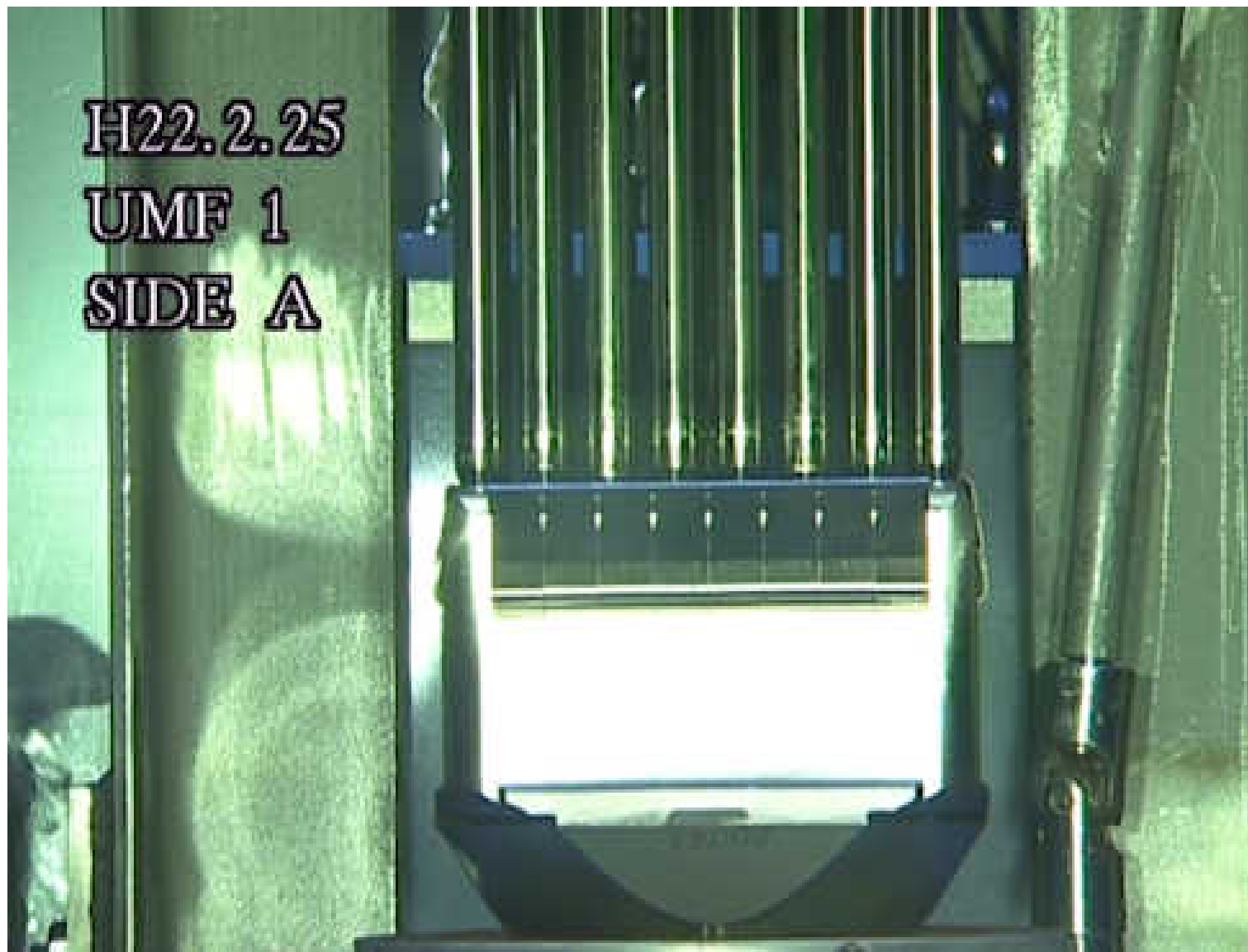


# 燃料集合体外観検査（燃料棒）





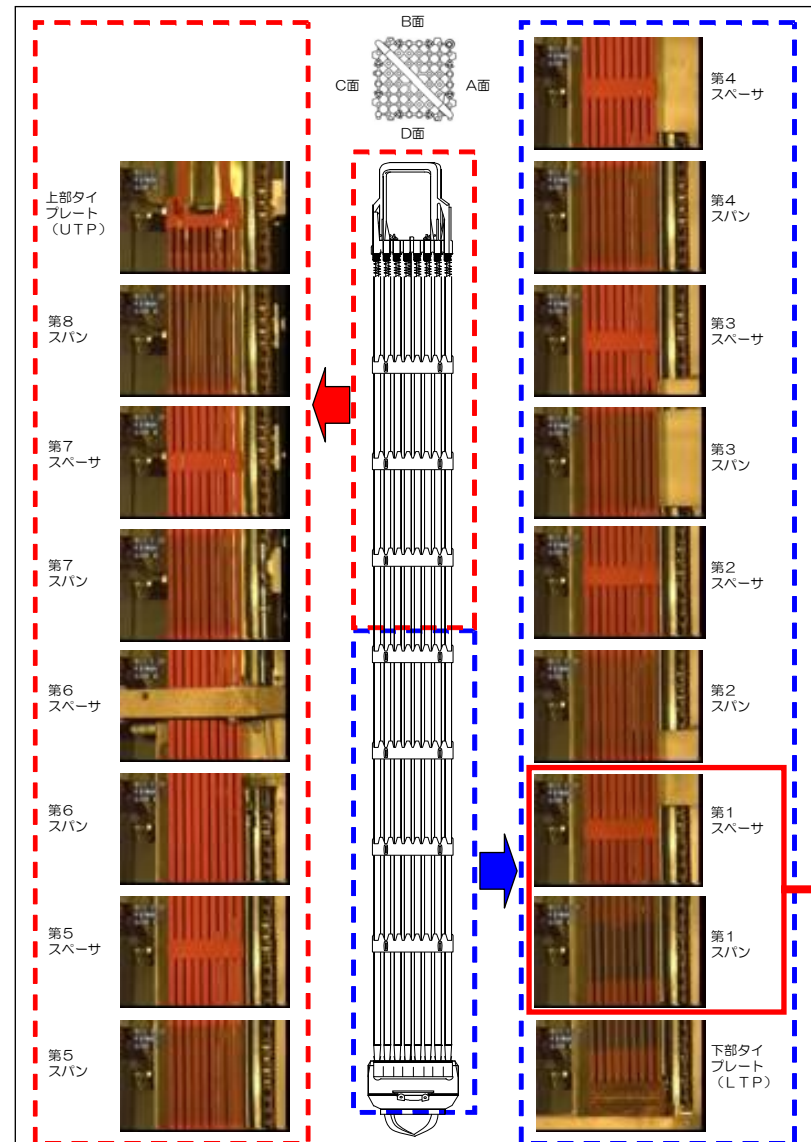
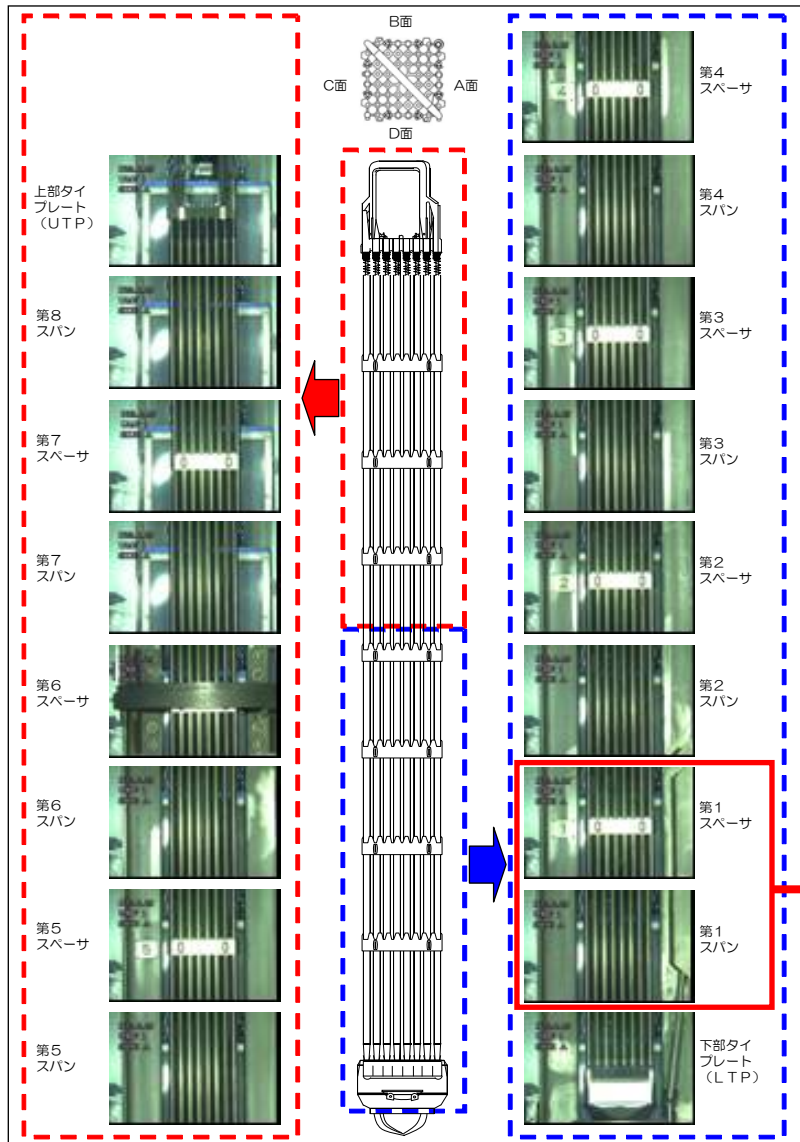
# 燃料集合体外観検査（下部タイププレート）



# 腐食等＜MOX新燃料と照射ウラン燃料の外観観察＞

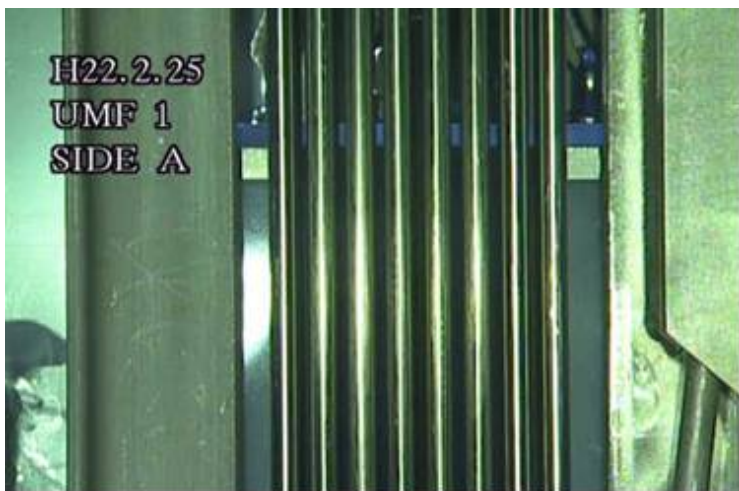
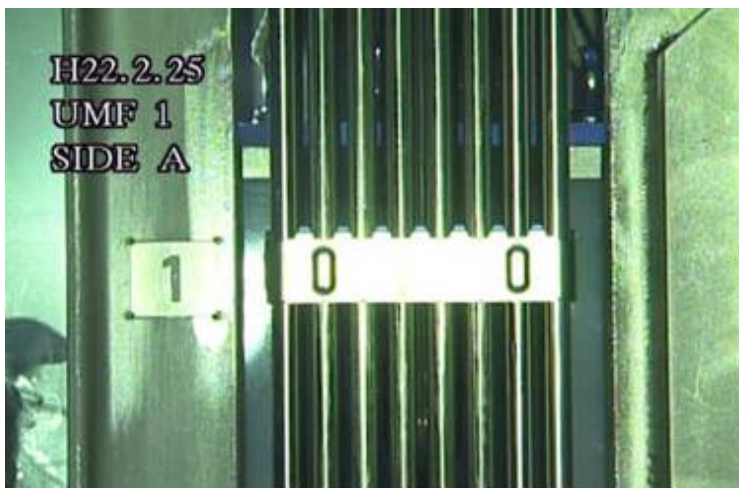
## ＜MOX新燃料＞

## ＜照射ウラン燃料＞ 2サイクル照射後ウラン燃料, 燃焼度：約21GWd/t

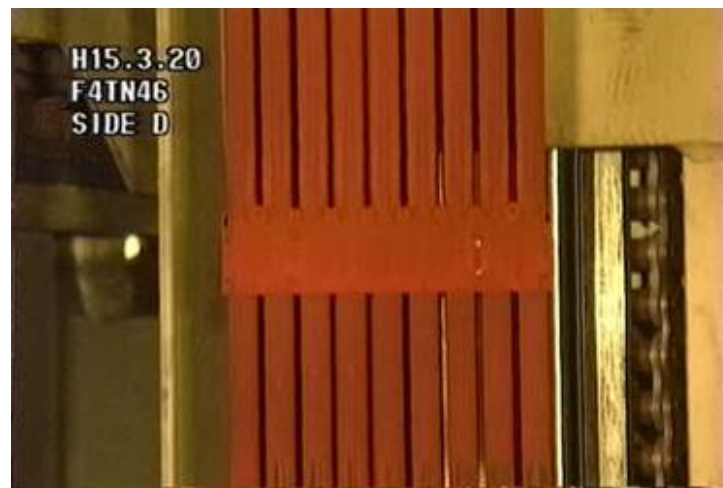


# 腐食等<MOX新燃料と照射ウラン燃料の外観観察拡大>

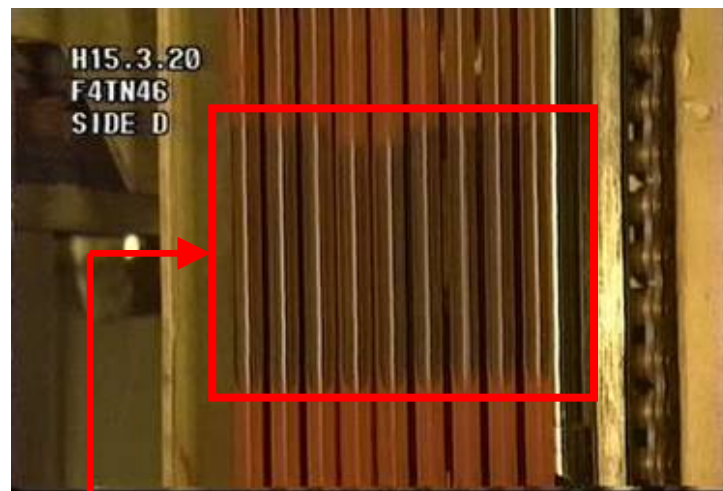
## <MOX新燃料>



## <照射ウラン燃料>



第1  
スペーサ

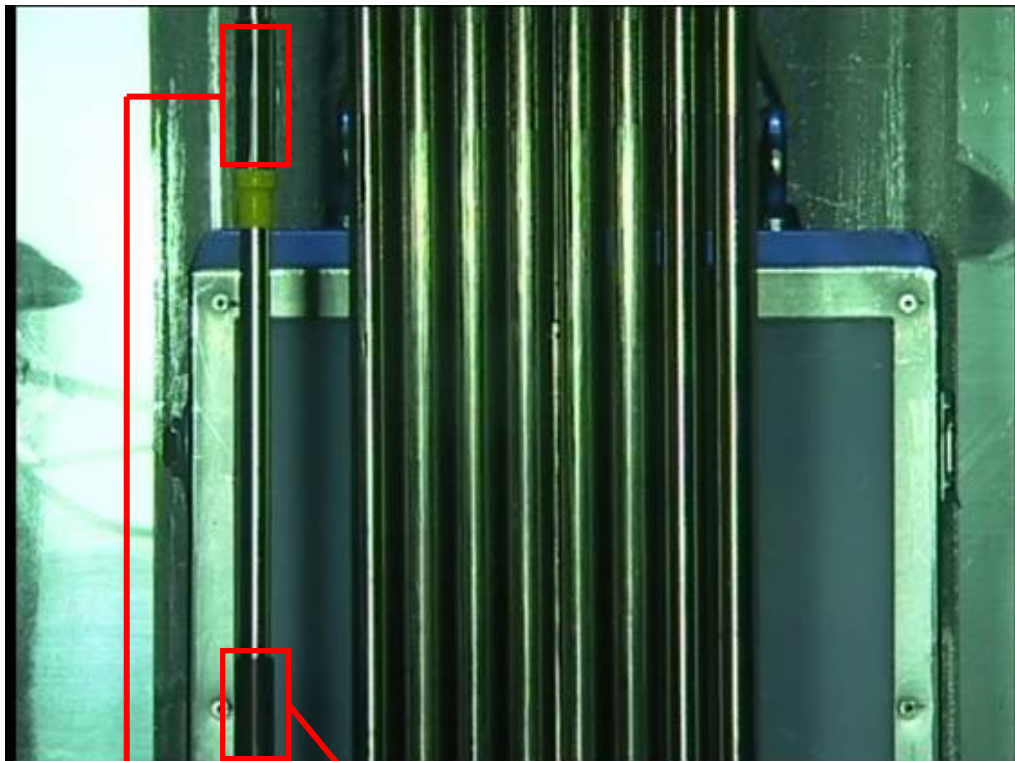


第1  
スパン

照射燃料の酸化膜厚さ：2～6  $\mu\text{m}$  (クラッド除去後、渦電流測定結果)  
燃焼度：約21 GWd/t

# 腐食等＜燃料棒の比較＞

＜燃料棒の比較（新品の被覆管の人工酸化有無）＞



新品の被覆管

新品の被覆管を人工酸化させたもの



# 燃料集合体外観検査結果

## (1) 燃料棒

### a. 損傷・つぶれ

燃料棒の損傷及びつぶれがないことを確認した。

### b. 油脂・酸化物（腐食）等

- ・油脂、クラッド等の付着物がないことを確認した。
- ・燃料棒は、新しい金属が持つ特有の光沢が見られており、酸化は進んでいないことを確認した。

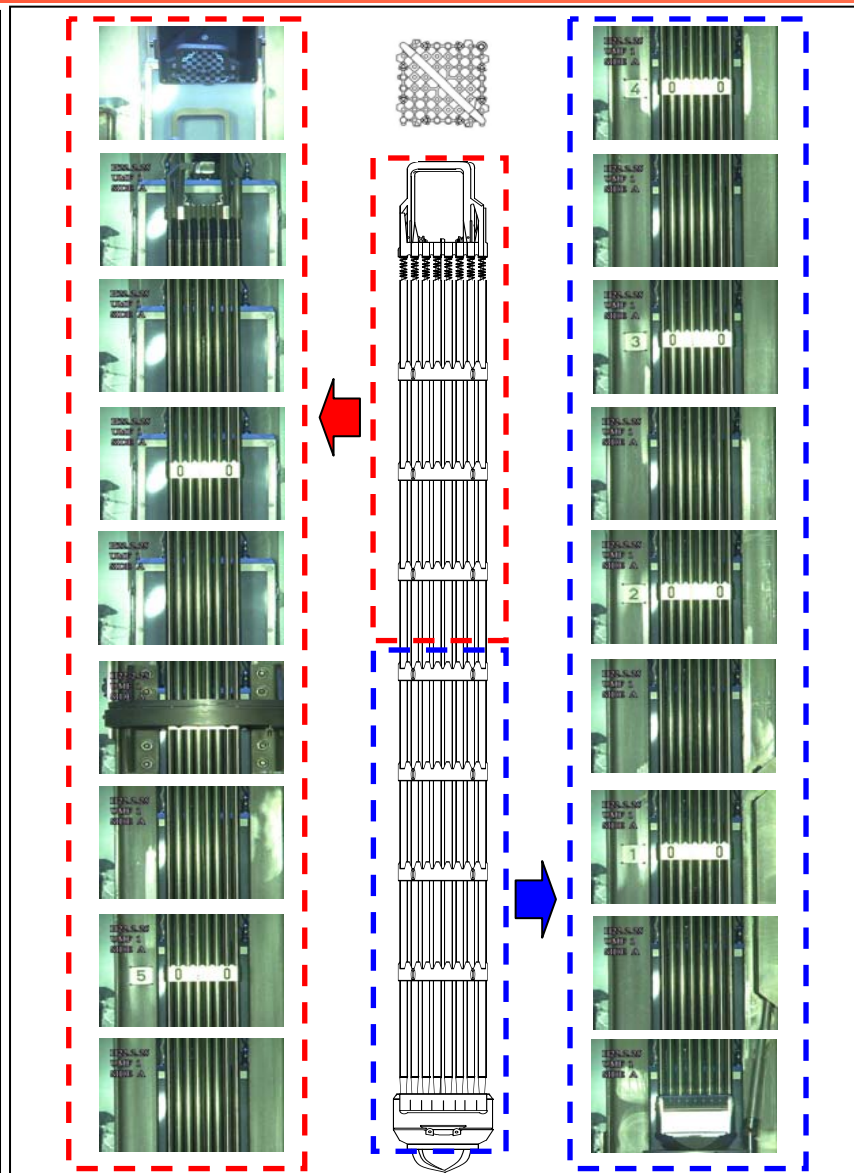
## (2) 燃料棒以外の構成要素

### a. 有害な損傷、変形等

燃料棒以外の構成要素の有害な損傷、変形及び部品の欠如等はなく、組立状態は健全であることを確認した。

## (3) 燃料棒間げき

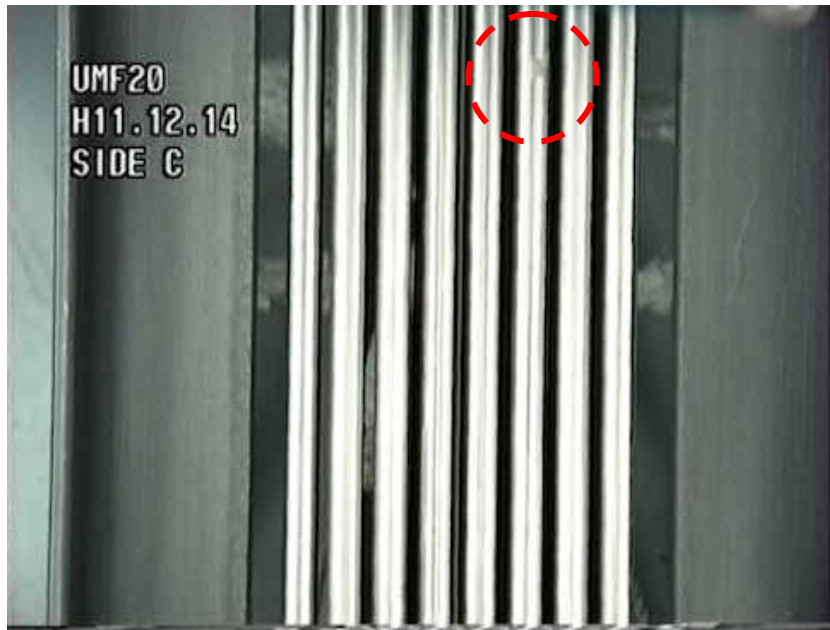
燃料棒間げきを確認し、狭小な箇所がないことを確認した。



MOX新燃料の外観検査による観察状況（燃料番号：UMF1の例）

## 燃料集合体外観検査におけるその他の確認事項（1）

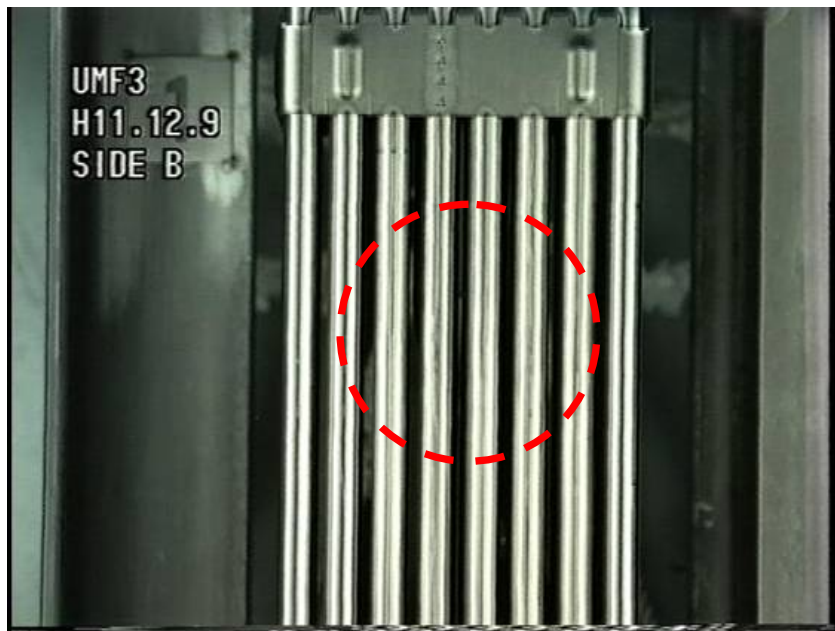
- 一部の燃料棒にローラのスリップ跡が見られた。
- これらは製造時に生じるものであり、平成11年に実施した輸入燃料体検査時においても確認されている。
- 燃料健全性に影響を与えるものではない。



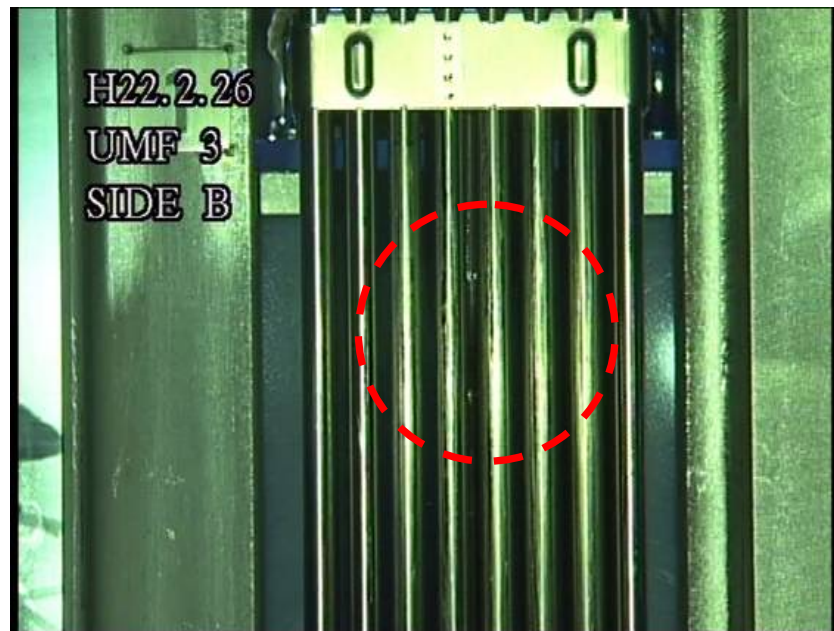
輸入燃料体検査時の観察画像（平成11年12月）      今回の外観検査の観察画像（平成22年3月）  
（代表例）

## 燃料集合体外観検査におけるその他の確認事項（2）

- 燃料棒に軸方向および斜め方向の擦れ跡が見られた。
- これらは製造時に生じるものであり、平成11年に実施した輸入燃料体検査時においても確認されている。
- 燃料健全性に影響を与えるものではない。



輸入燃料体検査時の観察映像（平成11年12月）



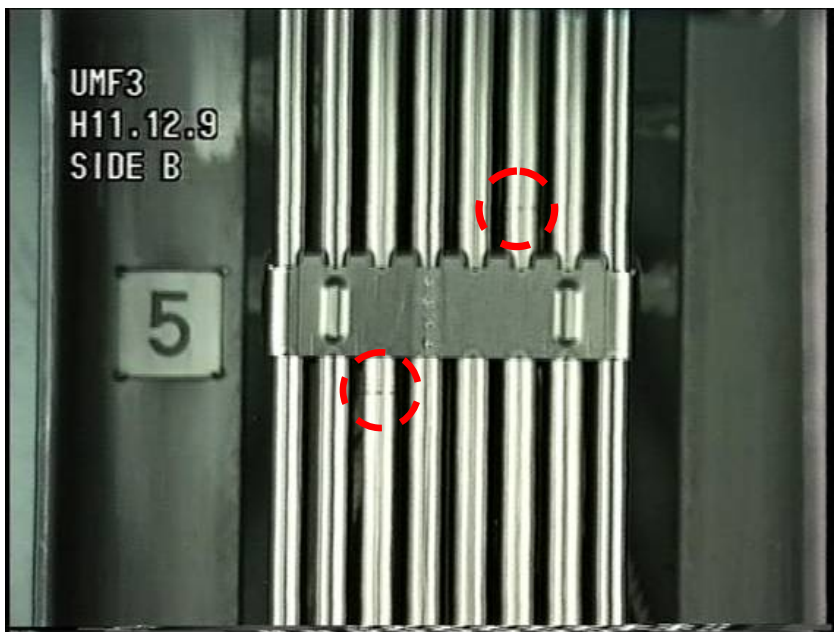
今回の外観検査の観察映像（平成22年3月）

（代表例）



## 燃料集合体外観検査におけるその他の確認事項（3）

- 一部の燃料棒に周方向の擦れ跡が見られた。
- これらは製造時に生じるものであり、平成11年に実施した輸入燃料体検査時においても確認されている。
- 燃料健全性に影響を与えるものではない。



輸入燃料体検査時の観察映像（平成11年12月）



今回の外観検査の観察映像（平成22年3月）  
（代表例）

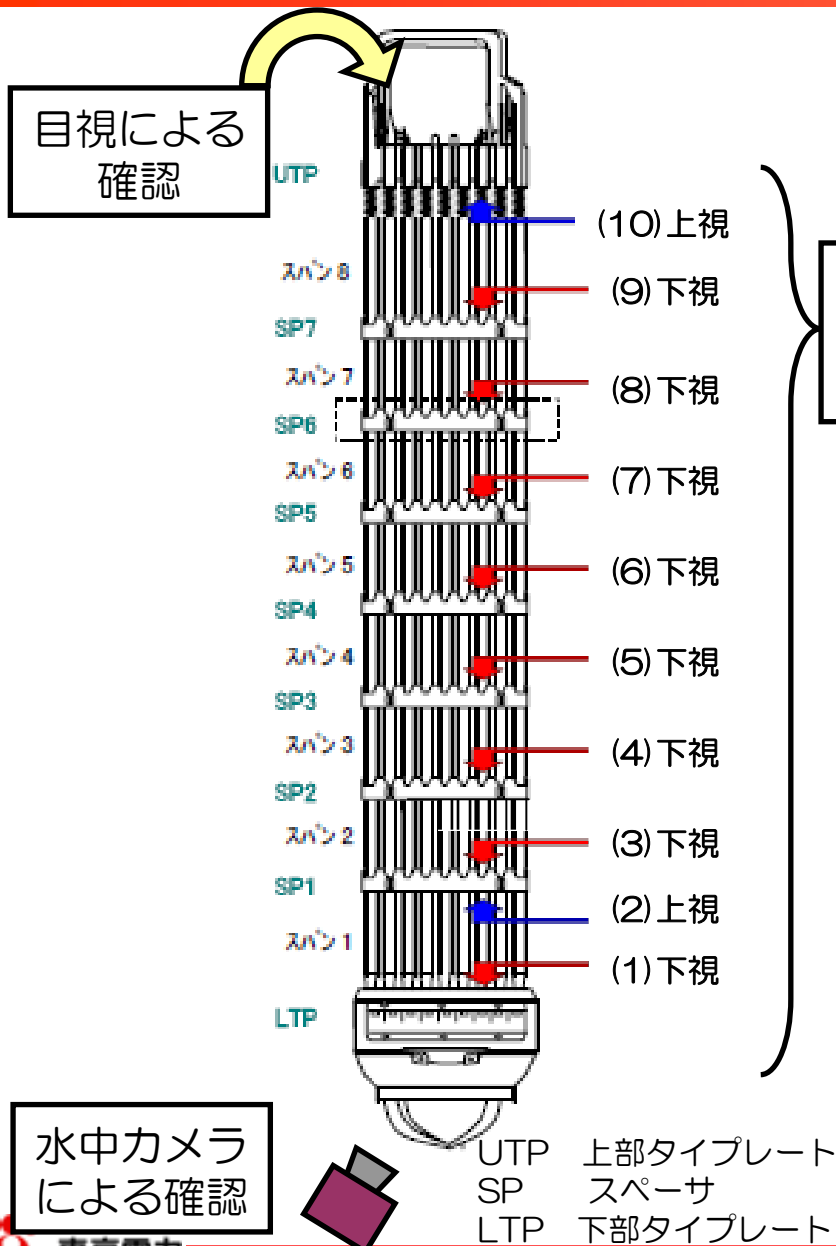


# 目次

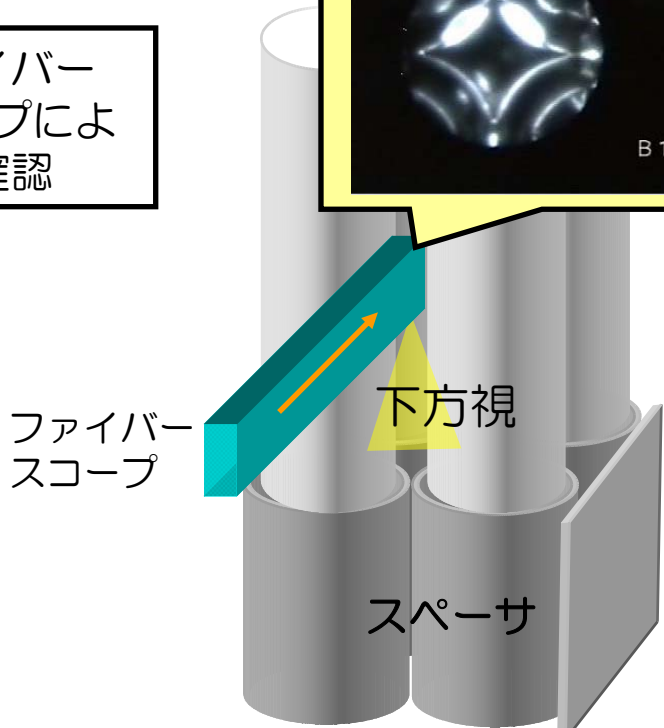
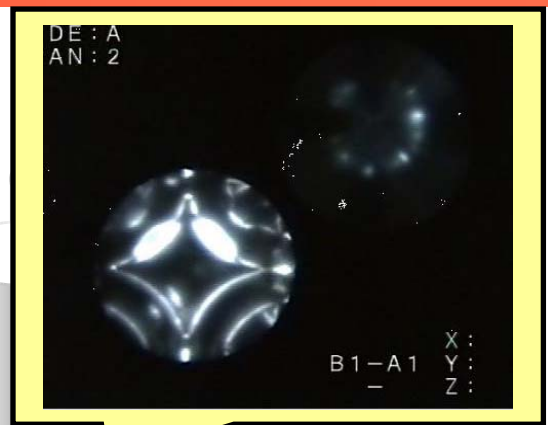
---

1. 燃料集合体外観検査
2. ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認
3. 燃料組成変化の影響にかかる確認
4. まとめ
5. 第一回技術連絡会等での質問に対する回答

# 2. ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認の概要



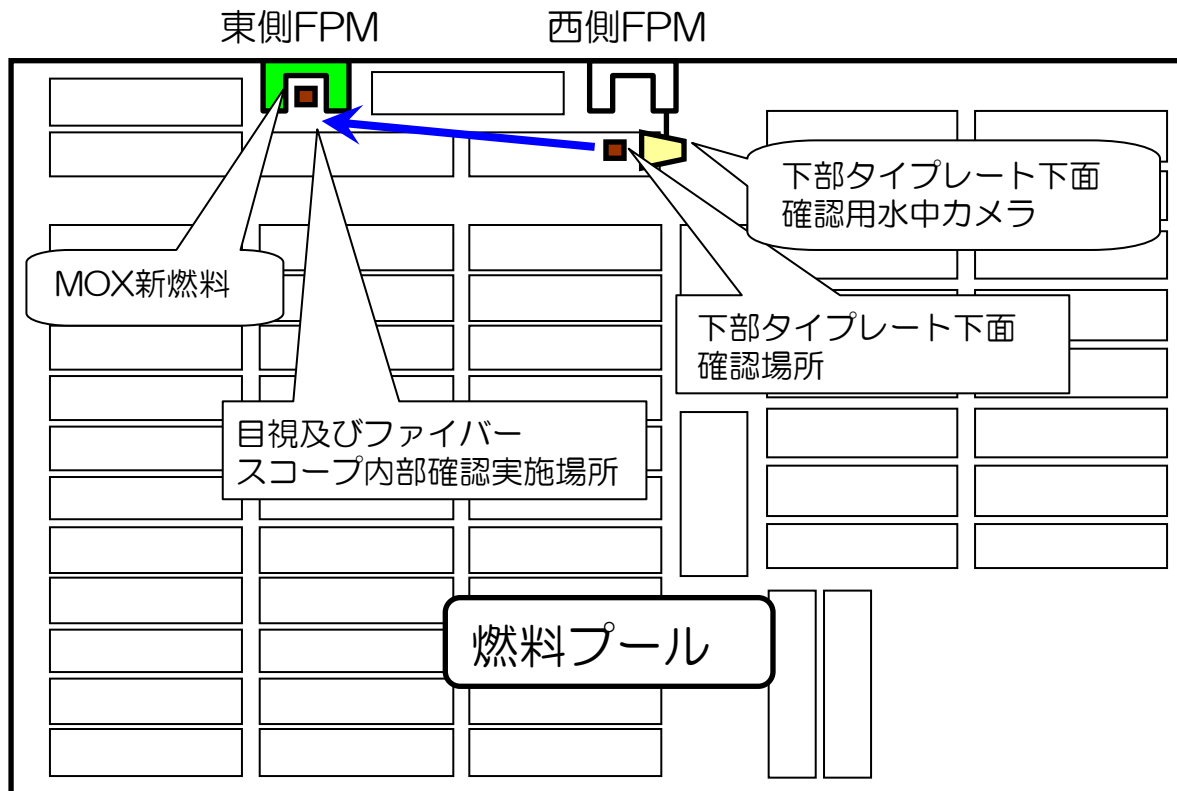
ファイバースコープによる確認



＜ファイバースコープ観察例＞

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。  
【実施期間】平成22年3月23日～4月27日

# ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認手順



FPM：燃料チャンネル着脱機

燃料移動  
(ラック→西側FPM付近)

水中カメラによる  
下部タイププレート下面確認

燃料移動  
(西側FPM付近→東側FPM)

チャンネルボックス  
取外し

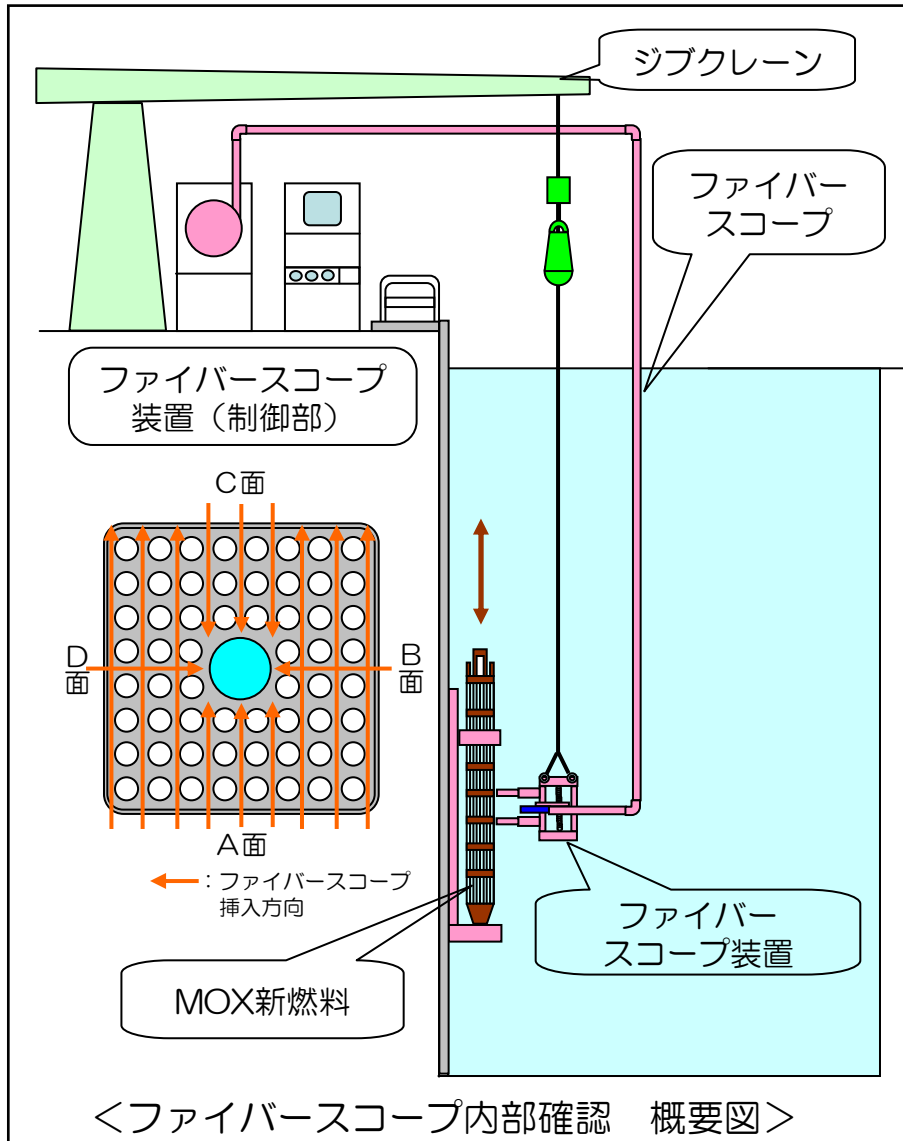
目視による  
上部タイププレート上面確認

ファイバースコープによる  
燃料集合体内部確認

チャンネルボックス  
取付け

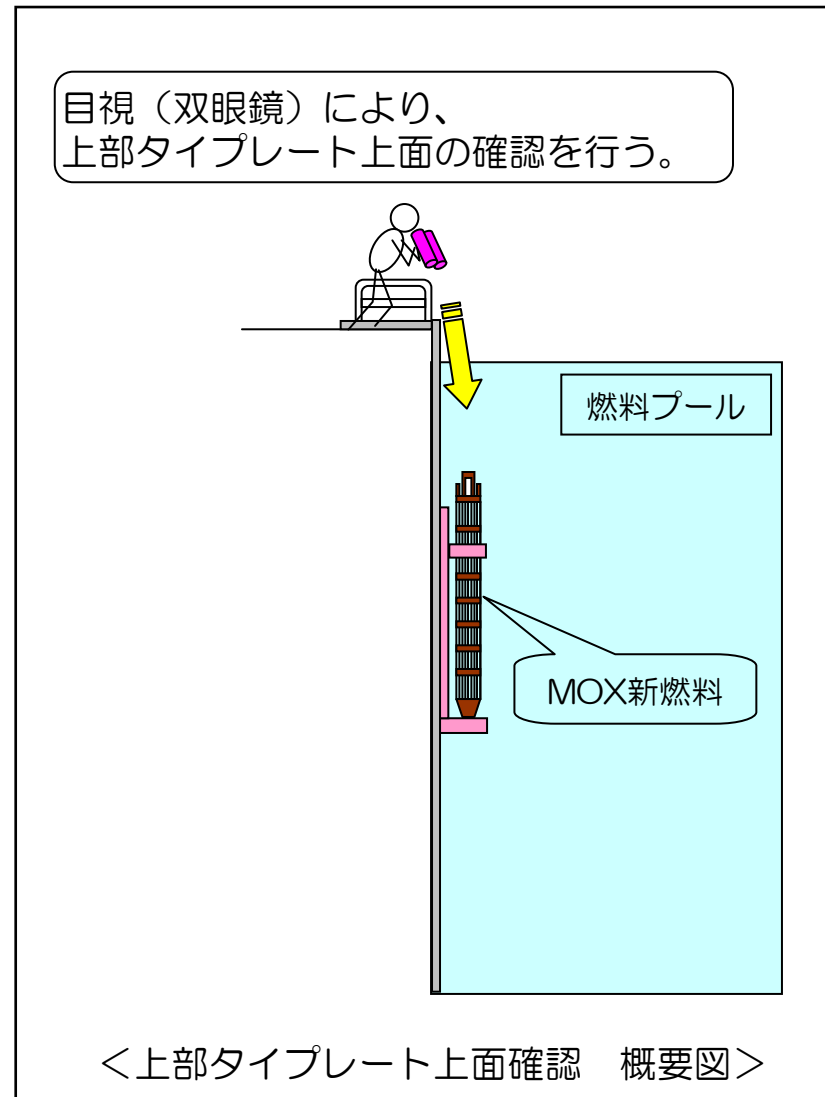
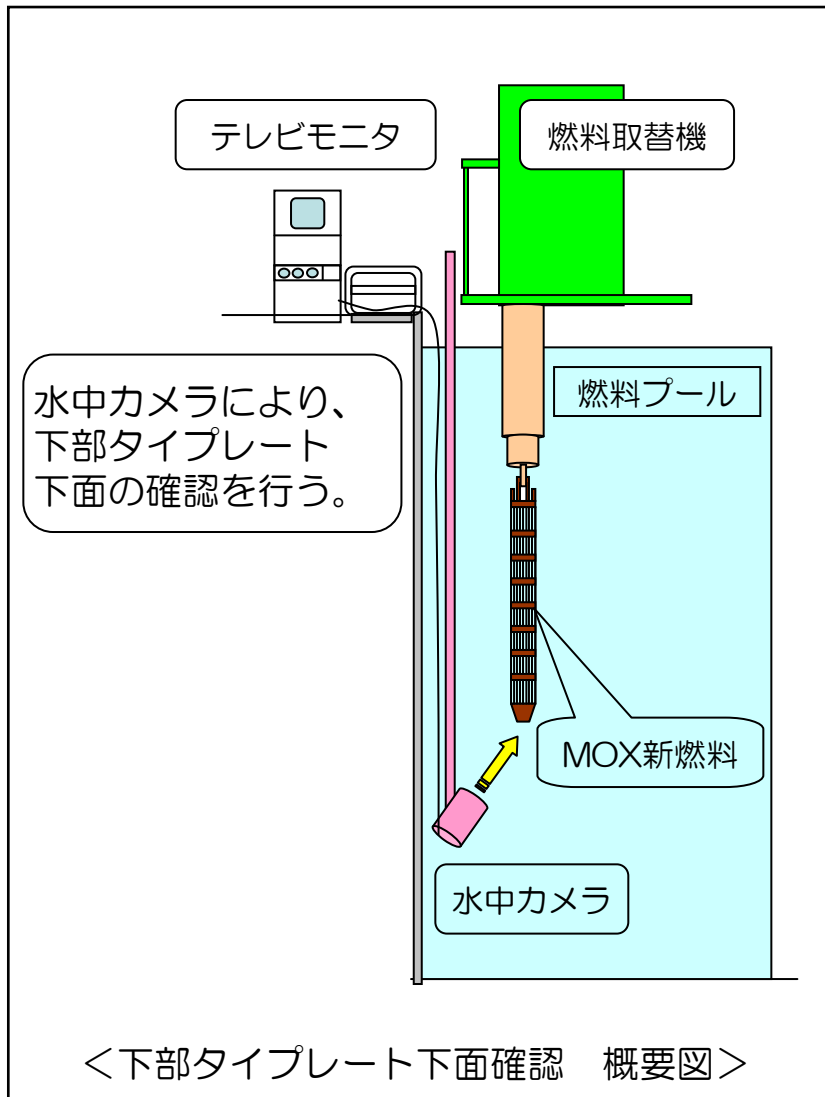
燃料移動  
(東側FPM→ラック)

# ファイバースコープによる内部確認方法

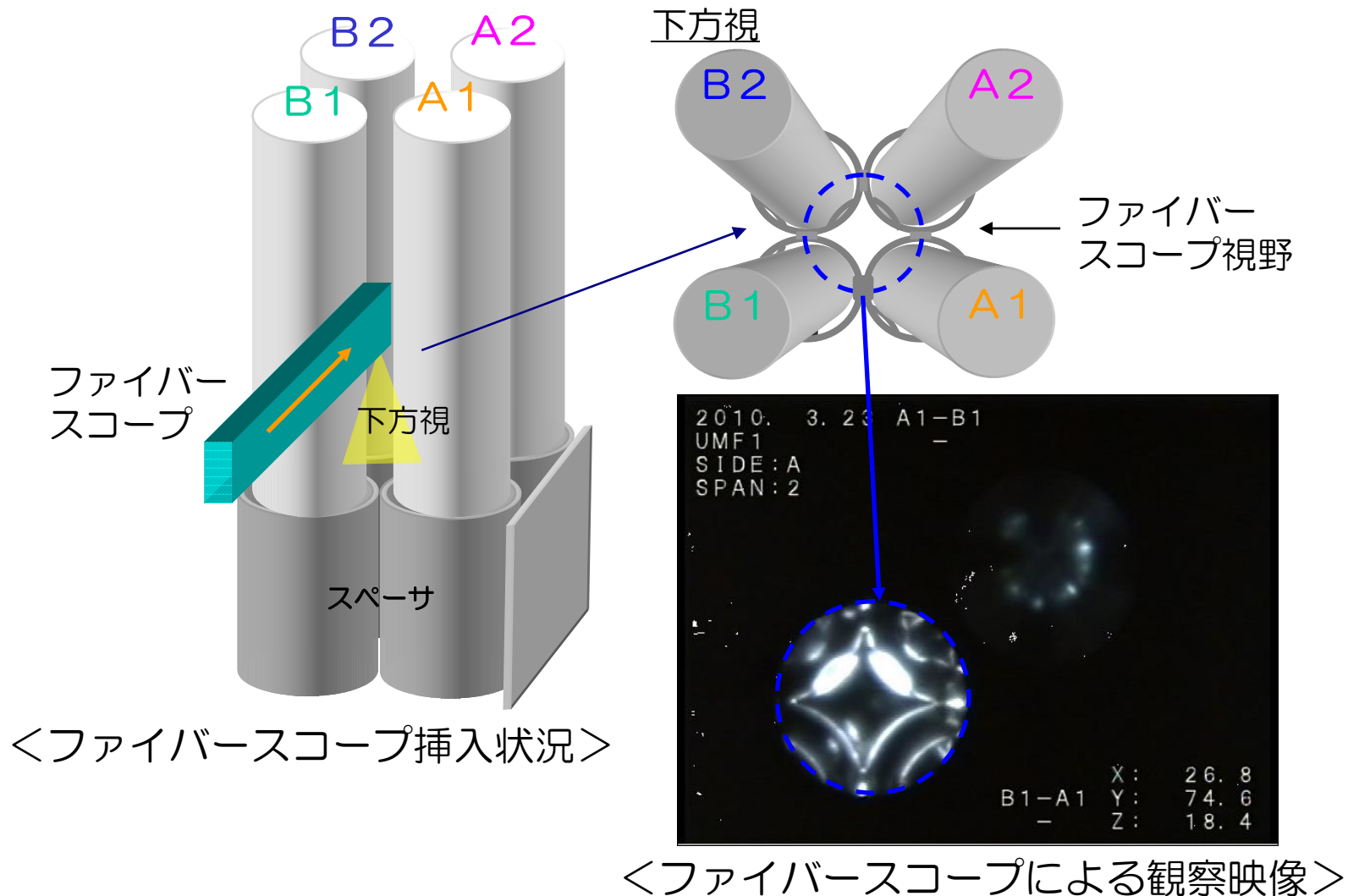


<ファイバースコープ内部確認 状況写真>

# 目視、水中カメラによる内部確認方法



# ファイバースコープによる観察映像



# ファイバースコープ等による内部確認（上部タイププレート）

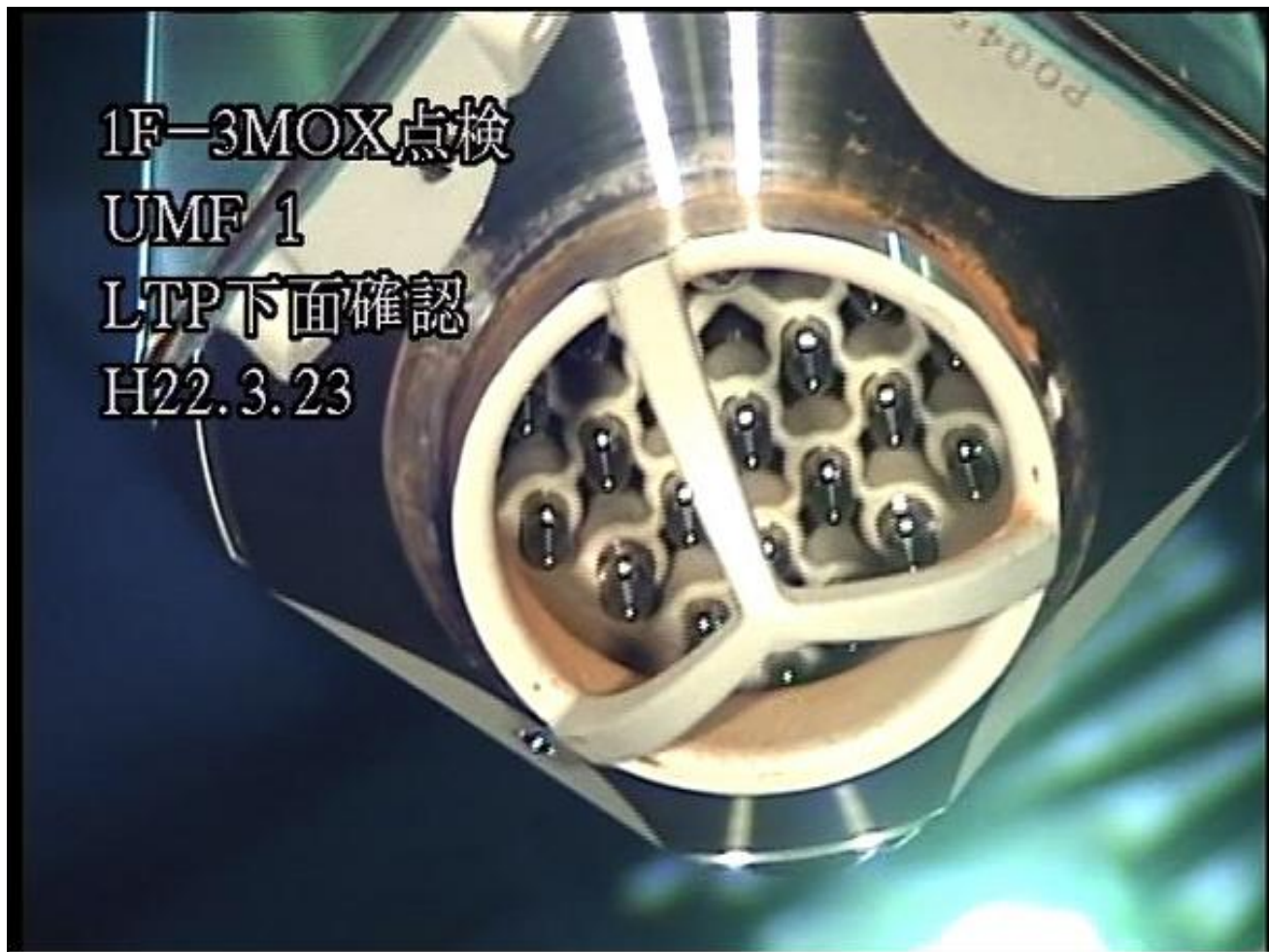
## 目視による上部タイププレート上面確認





# ファイバースコープ等による内部確認（下部タイププレート）

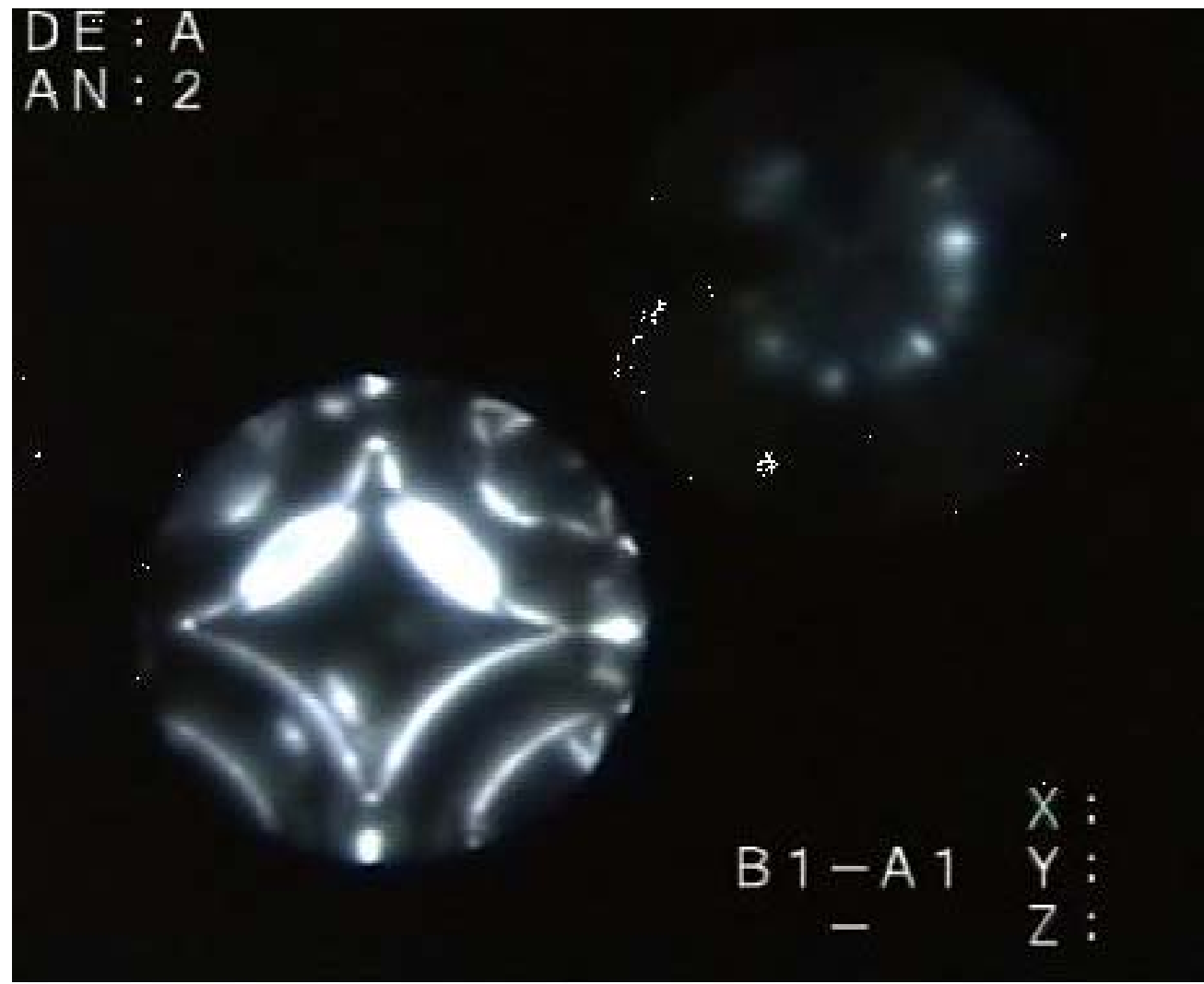
## 水中カメラによる下部タイププレート下面確認





# ファイバースコープ等による内部確認（スパーサ）

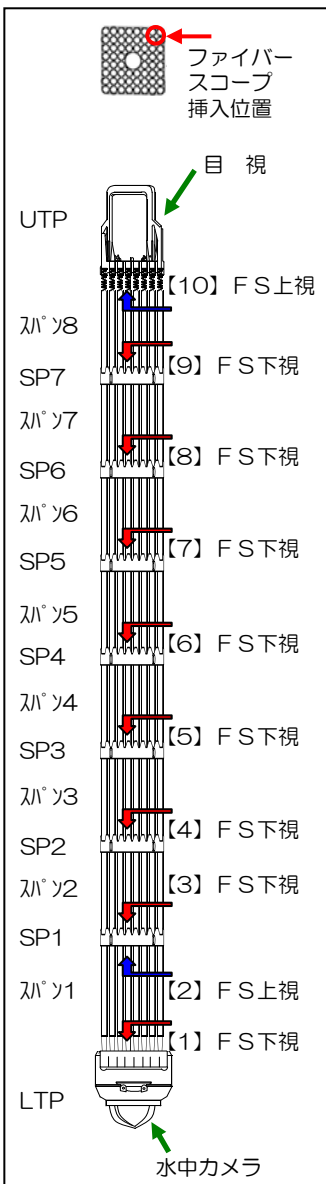
## ファイバースコープによる集合体内部（スパーサ）確認



# ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認結果

燃料集合体内部に  
燃料健全性に影響を及ぼす  
異物は見られなかった。

UTP : 上部タイプレート  
LTP : 下部タイプレート  
SP : スペーサ



MOX新燃料のファイバースコープ等による観察状況（燃料番号：UMF1の例）

## 燃料集合体内部確認におけるその他の確認事項（1）

- 燃料集合体内部に「薄皮状の切り粉」が確認された。
- 燃料組立時に燃料棒がスペーサを通過する際に発生するものであり、ウラン燃料の製造時にも一般的に見られるもの。
- 厚さは数 $\mu\text{m}$ 程度で剛性はなく、燃料健全性への影響はない。



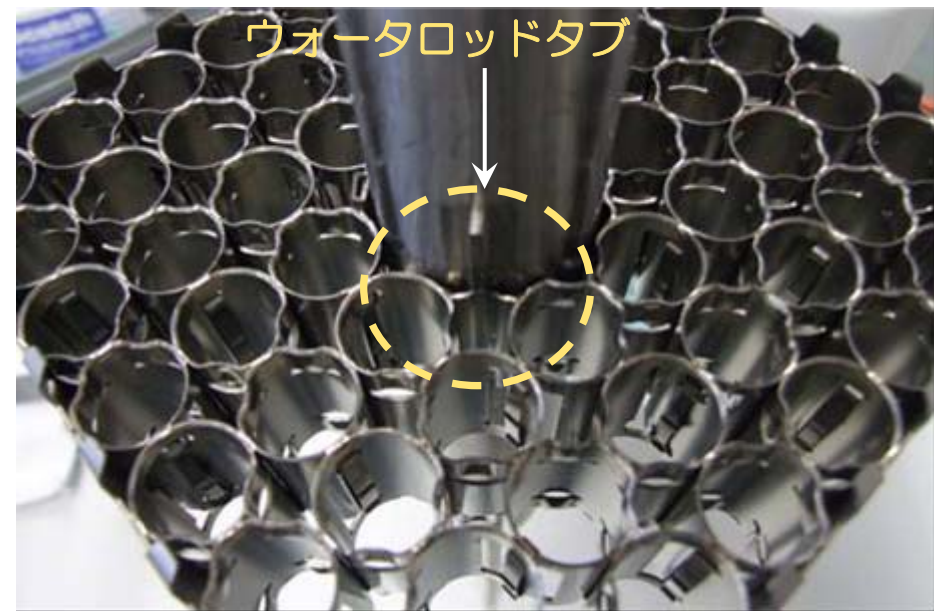
ファイバースコープの観察画像（代表例）  
（平成22年4月）

## 燃料集合体内部確認におけるその他の確認事項（2）

- 一部のウォータロッドタブ先端エッジ部に「微小な変形（へこみおよび突起）」が確認された。
- 微小な変形はタブの役割（スペーサの位置を固定）に影響を与えるものではなく、燃料健全性への影響はない。



ファイバースコープの観察画像（代表例）  
（平成22年4月）



（参考；タブによるスペーサ固定）

## 燃料集合体内部確認におけるその他の確認事項（3）

- 観察時に「浮遊物」が確認された。
- 燃料取扱後、同位置を確認したところ、当該物はなかった。
- 小さく剛性のないものであり、燃料健全性への影響はない。



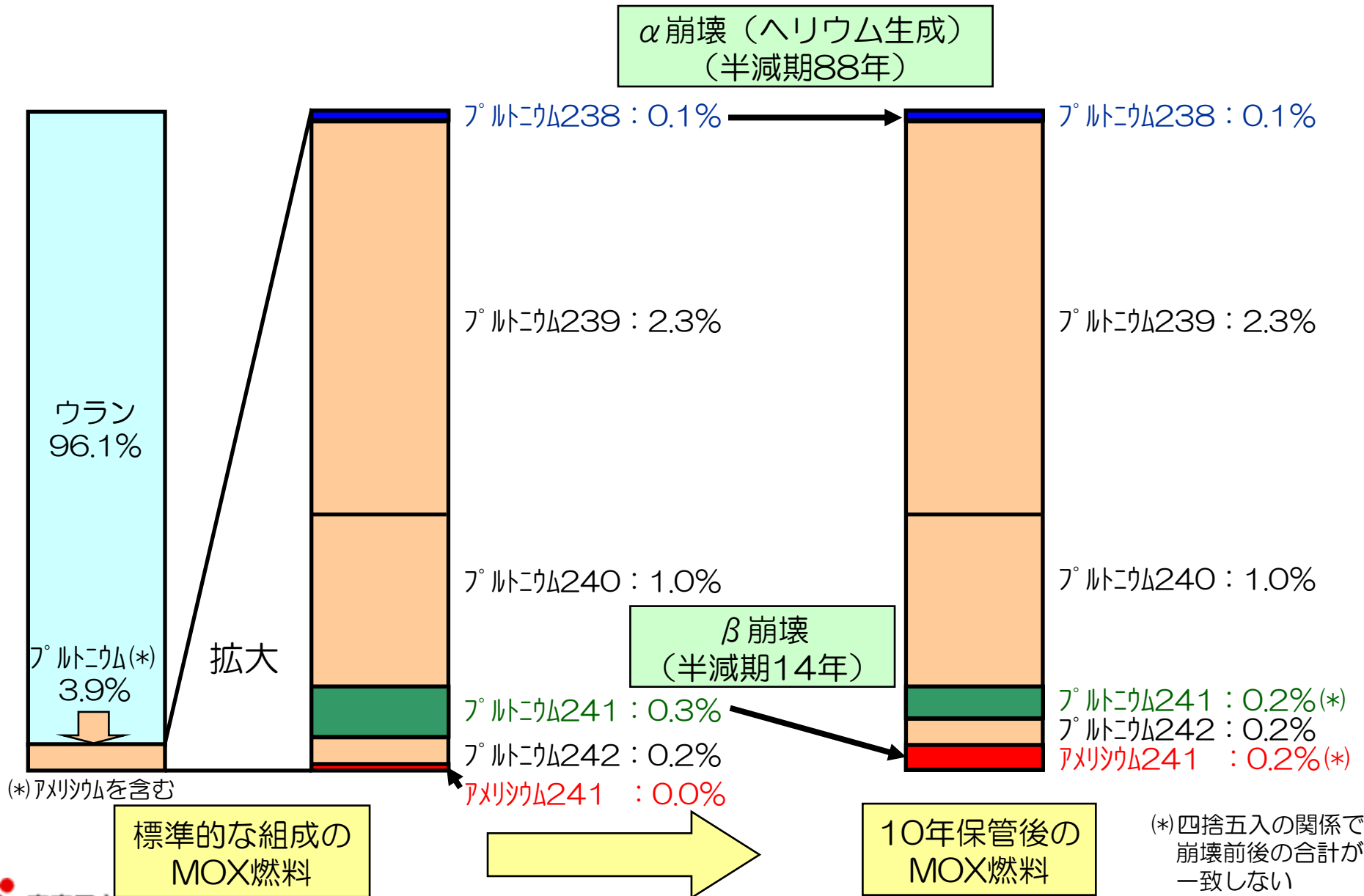
ファイバースコープの観察画像（代表例）  
（平成22年4月）

# 目次

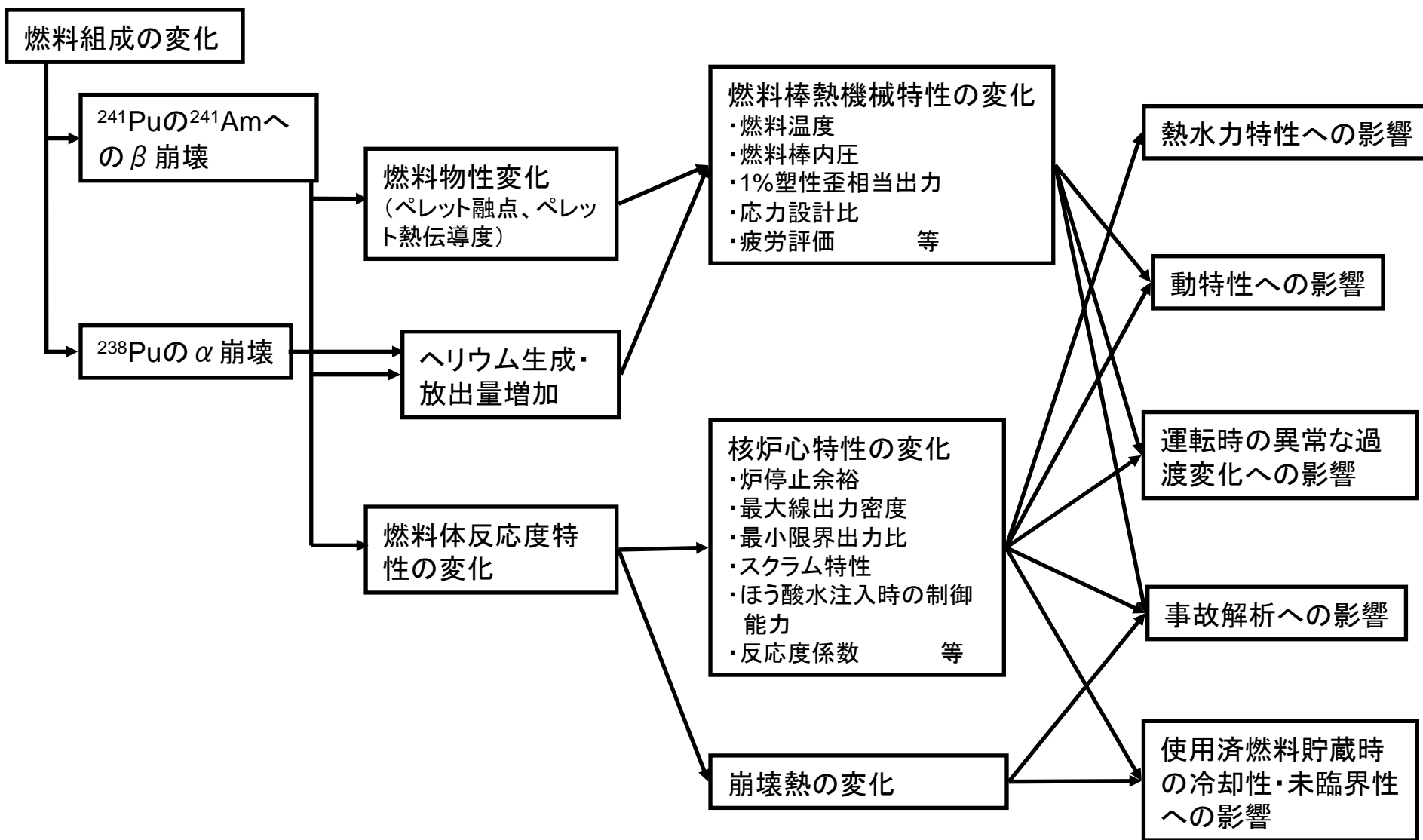
---

1. 燃料集合体外観検査
2. ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認
3. 燃料組成変化の影響にかかる確認
4. まとめ
5. 第一回技術連絡会等での質問に対する回答

# MOX燃料の長期保管に伴う組成変化



# 燃料組成の経時変化による影響





# 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。

# Pu含有率とAm含有率

- 保管中MOX 燃料は、Pu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。
- Am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）を評価条件とした。
- 保管中MOX燃料のPu含有率は10wt%以下であり、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した。

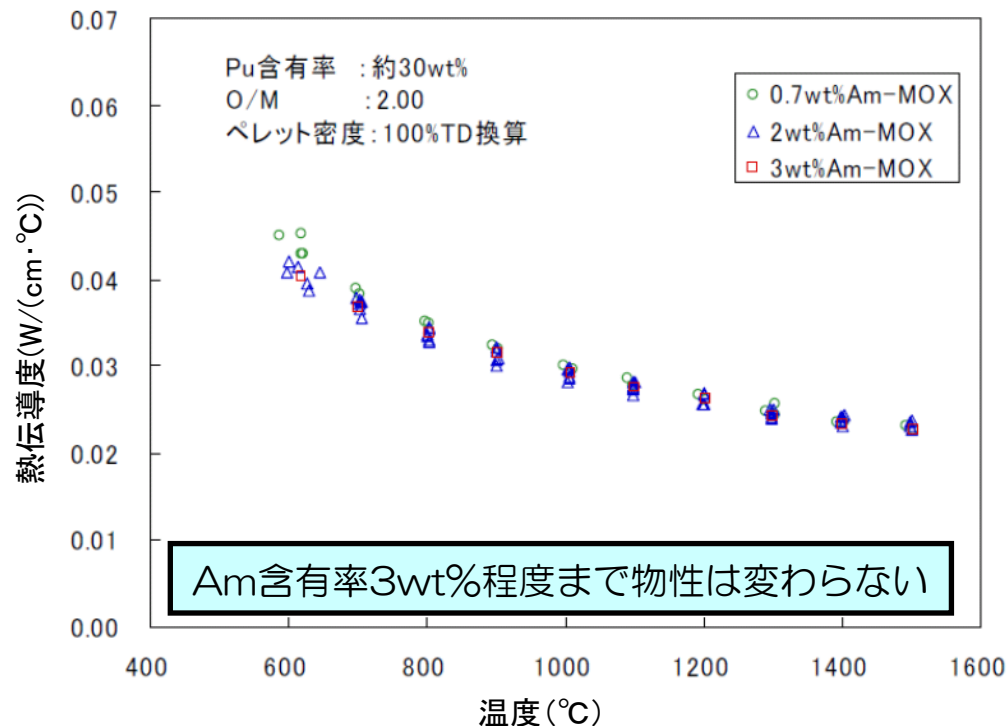
# 燃料物性の変化

二酸化プルトニウム ( $\text{PuO}_2$ ) と二酸化アメリシウム ( $\text{AmO}_2$ ) の結晶構造等は同等

	$\text{PuO}_2$	$\text{AmO}_2$
結晶構造	蛍石型	
格子定数	0.5396nm	0.5374nm
密度	11.46g/cm <sup>3</sup>	11.77g/cm <sup>3</sup>



結晶構造等の影響を受ける燃料物性  
(融点、熱伝導度等) は同等

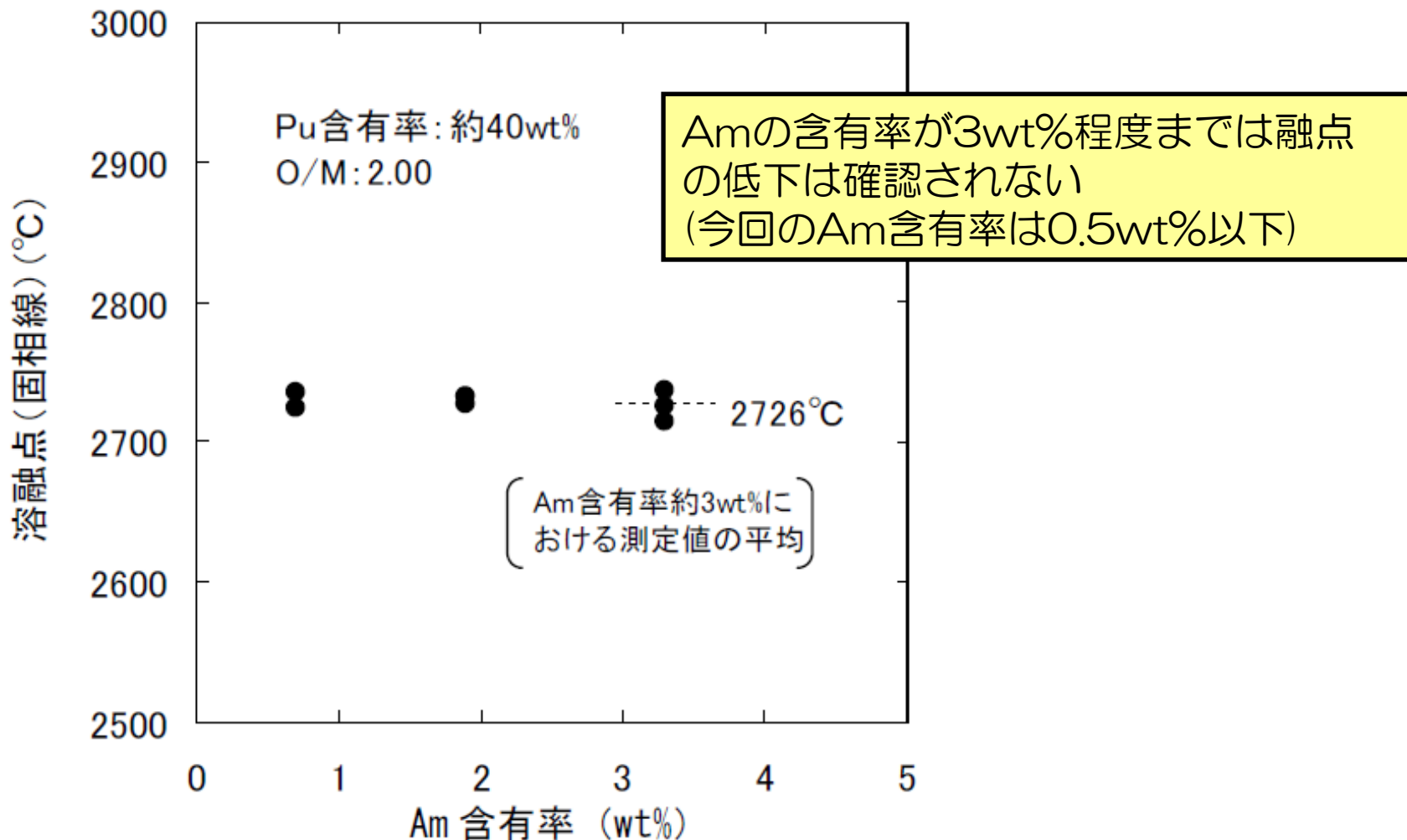


MOX燃料の熱伝導度へのアメリシウム濃度の影響 (実測値)

長期保管MOX燃料のAm含有率は0.5wt%以下と小さい

アメリシウム蓄積による燃料物性への影響は極めて小さい

# アメリカシウム蓄積によるMOX燃料の融点への影響



出典: 「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)

# 設計出力と炉心評価での経験出力

- 設置許可解析条件と同一の設計出力履歴（炉心内の全ての燃料棒が寿命中に経験する出力を包絡する出力を各燃焼度に対して設定）を用いて評価を実施。
- 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において、MOX燃料棒が経験する出力・燃焼度は設計出力履歴に包絡されている。

# 燃料棒内ヘリウムガス量の燃焼変化

- 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（ORIGEN2にて評価、Pu238 と Cm242 の  $\alpha$ 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。

# 燃料棒熱機械特性の変化 評価結果

長期保管による影響を考慮し、燃料棒熱機械特性の解析を行った

## 燃料棒熱機械特性評価結果

項目	長期保管MOX燃料の 評価値	設置許可解析条件での 評価値	参考値
ペレット最高温度	約1,620℃	約1,660℃	(融点(寿命中期)) 約2,640℃
寿命末期燃料棒内圧	約6.3MPa[abs]	約5.8MPa[abs]	(燃料棒外圧) 約7.1MPa[abs]
被覆管に1%塑性歪を与える出力	約75kW/m	約75kW/m	(過渡変化時の 最大過出力) 約53kW/m
ペレット中心溶融を起こす出力	約69kW/m	約69kW/m	

長期保管の影響は小さく、燃料棒熱機械特性は  
安全設計審査指針の要求を満足する

# ペレット中心温度と燃料棒内圧の燃焼変化

## ○ ペレット中心温度の燃焼変化

- 熱伝導度の高いヘリウムの放出量増加によりギャップ熱伝達係数が向上した結果、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。

## ○ 燃料棒内圧の燃焼変化

- MOX燃料棒内圧（寿命末期）は、ヘリウム放出量の増加により、設置許可解析値の約5.8MPa [abs] に対し、約6.3MPa [abs] である。
- 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。



# 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	

応力設計比は判断基準を満足している。  
疲労評価についても、設置許可解析と同一の値で判断基準を満足している。

# ギャップ熱伝達係数

- 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、値は大きくなる。
- しかし、プラント過渡解析等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、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り、プラント過渡解析等で用いられるギャップ熱伝達係数への影響はない。

# 核炉心特性の変化

長期保管により $^{241}\text{Pu}$ （核分裂性）が $^{241}\text{Am}$ （非核分裂性）に変化

⇒ 反応度（無限増倍率）の低下

単位：barn( $10^{-24}\text{cm}^2$ )

	$^{241}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}$
熱中性子に対する 核分裂断面積	約1,000	約3
熱中性子に対する 捕獲断面積	約370	約600

出典：沸騰水型原子力発電所 混合酸化物燃料装荷炉心の設計解析手法について  
(TLR-058 改訂1 株式会社 東芝 平成11年2月)

⇒ 反応度係数（減速材ボイド、ドップラ係数等）の変化

（影響評価方法）

福島第一3号機で保管中の長期保管MOX燃料（全32体）を次サイクル（25サイクル）から装荷すると仮定して炉心を設計し、その特性を評価（25、26、27サイクルについて評価を実施）

# 核炉心特性の変化

各サイクルに装荷されるMOX燃料体数を以下の通りと仮定  
(考えられる最大の装荷体数を想定)

運転サイクル数	MOX燃料装荷体数※		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

※炉心内の全燃料集合体の体数は548体

# MOX 燃料の核種毎の含有率と同位体組成割合

- 第25サイクル、第26サイクル装荷新MOX燃料  
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
- 第27サイクル装荷新MOX燃料  
設置許可解析に使用している標準組成のもの

標準組成MOX燃料の核種毎の含有率と同位体組成割合 (wt%)

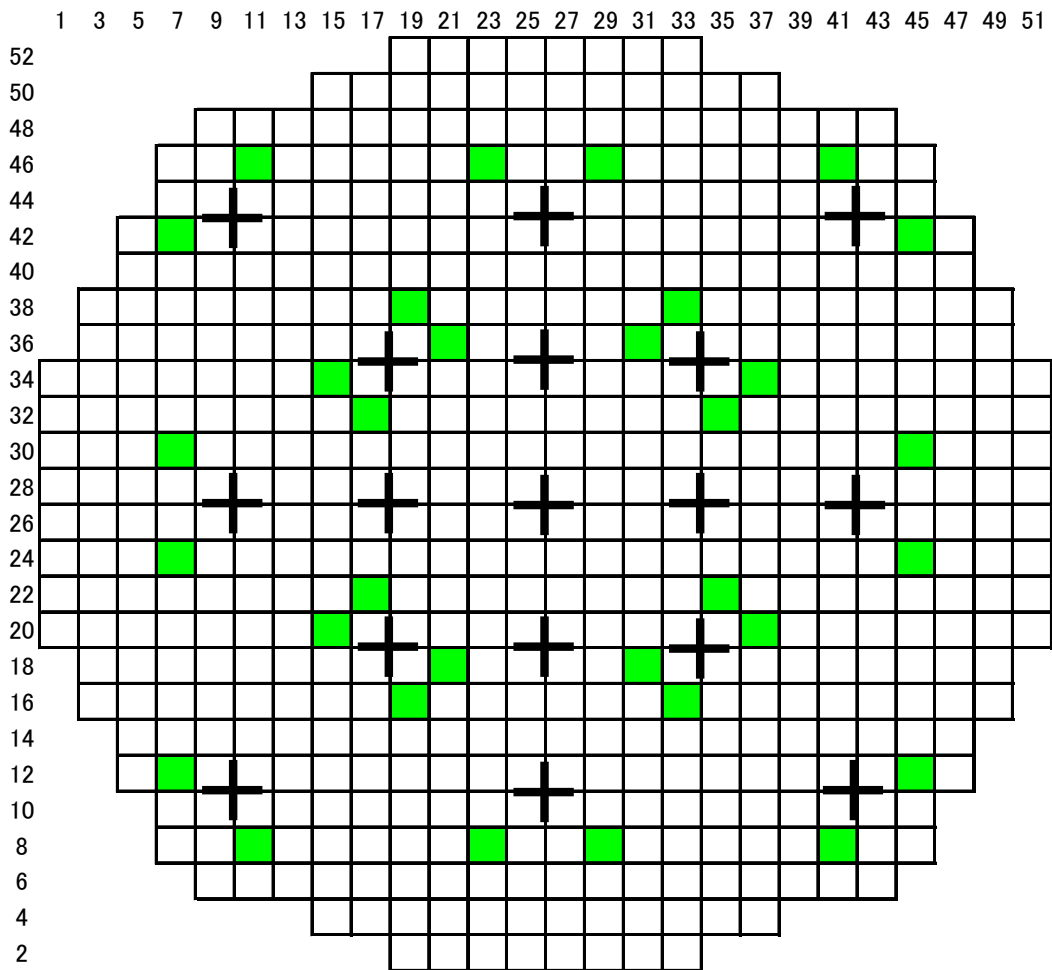
	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	Am241	Puf	全Pu*1
含有率	約0.1	約2.3	約1.0	約0.3	約0.2	約0.0	約2.6	約3.9
Pu同位体 組成割合	約2	約59	約27	約8	約4	約1	約67	100

\* 1 : 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。

# Pu238の $\alpha$ 崩壊の核炉心特性へ与える影響

- Pu238 の $\alpha$ 崩壊は、以下の理由により核炉心特性へ与える影響が小さいため、Pu238の組成変化は考慮していない。
  - Pu238 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、Pu238の崩壊量はPu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。
  - Pu238 の $\alpha$ 崩壊で生じるU234は、Pu238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。

# 燃料配置図 (第25サイクル)

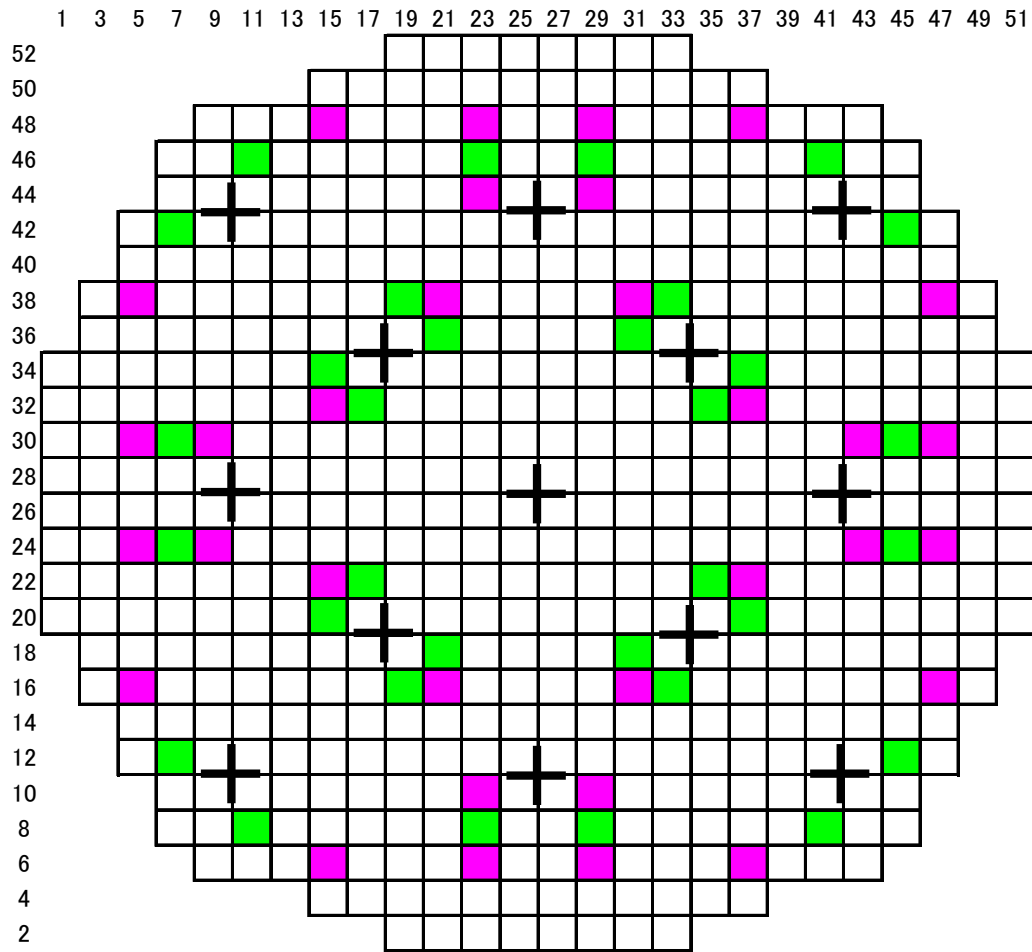


■ : 第25サイクルに装荷するMOX新燃料(32体)

✚ : 運転中に出力調整用の制御棒を挿入する場所



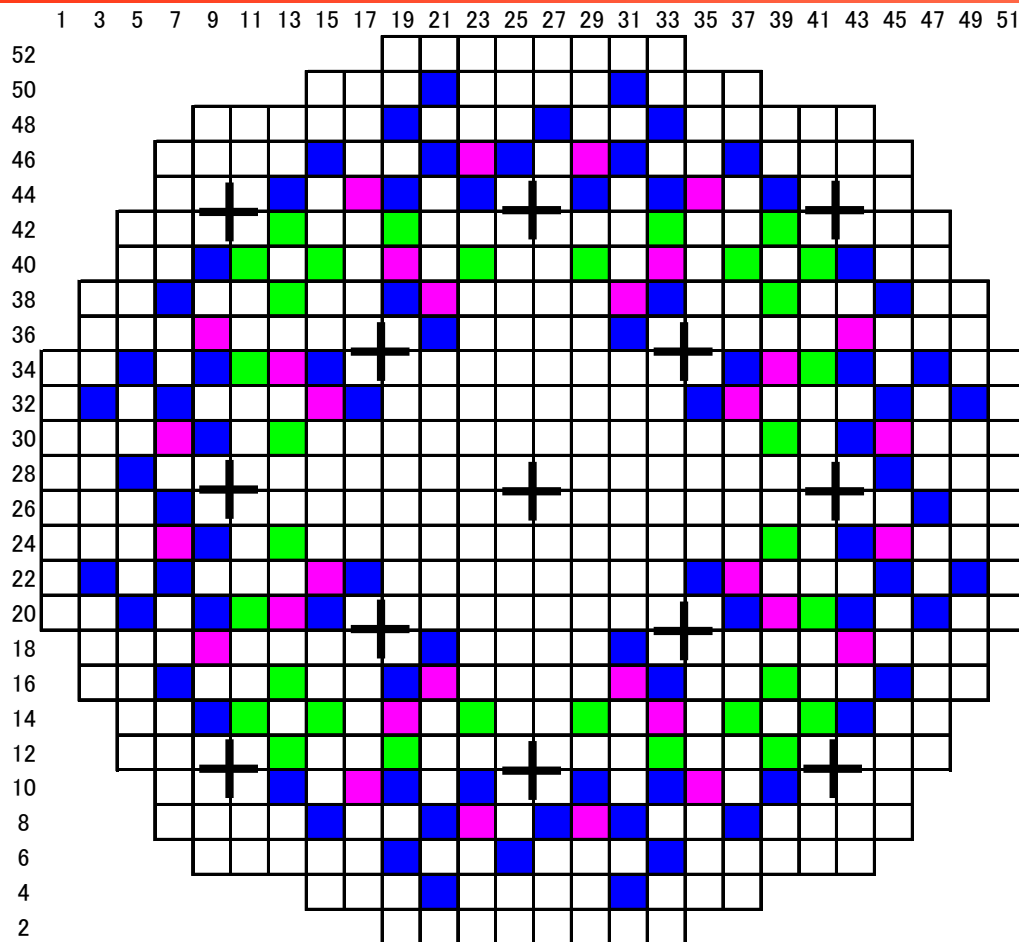
# 燃料配置図 (第26サイクル)



■ : 第25サイクルから装荷したMOX燃料(32体)  
■ : 第26サイクルに装荷するMOX新燃料(32体)

+ : 運転中に出力調整用の制御棒を挿入する場所

# 燃料配置図 (第27サイクル)



- : 第25サイクルから装荷したMOX燃料(32体)
- : 第26サイクルから装荷したMOX燃料(32体)
- : 第27サイクルに装荷するMOX新燃料(80体)

**+** : 運転中に出力調整用の制御棒を挿入する場所

# 炉心特性評価結果のまとめ

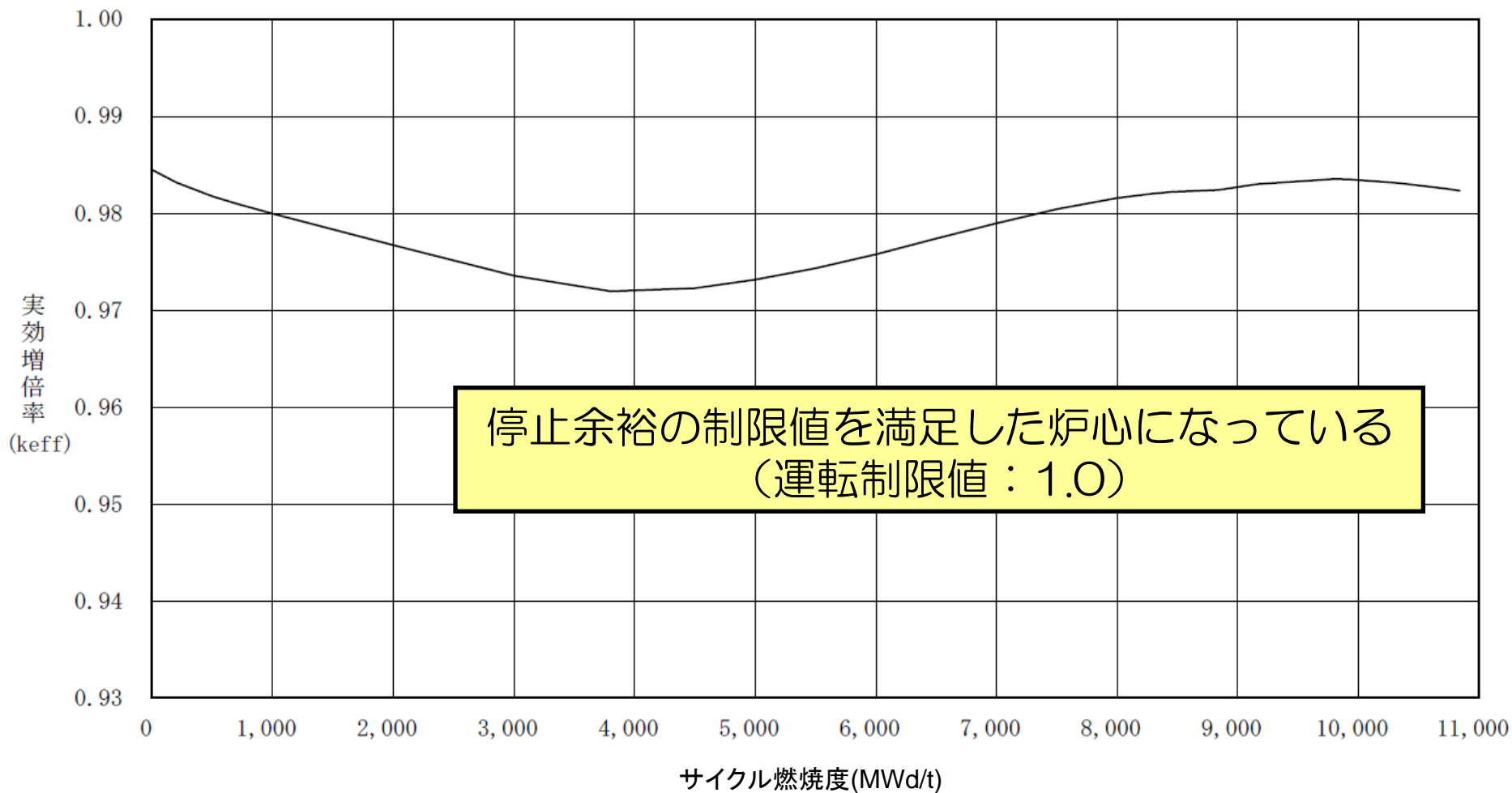
項目	燃料 タイプ	今回の評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準	
		25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル			
停止余裕(% $\Delta k$ )	—	1.6	1.3	1.3	1.1	0 より大	
最大線出力密度 (kW/m)	MOX	39.2	39.7	38.4	40.0	44 以下	
	9×9 A	40.0	37.8	37.8	37.7	44 以下	
最小限界出力 比	サイクル 早期炉心	MOX	1.66	1.56	1.58	1.66	1.28 以上
		9×9 A	1.38	1.37	1.37	1.41	1.29 以上
	サイクル 末期炉心	MOX	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。

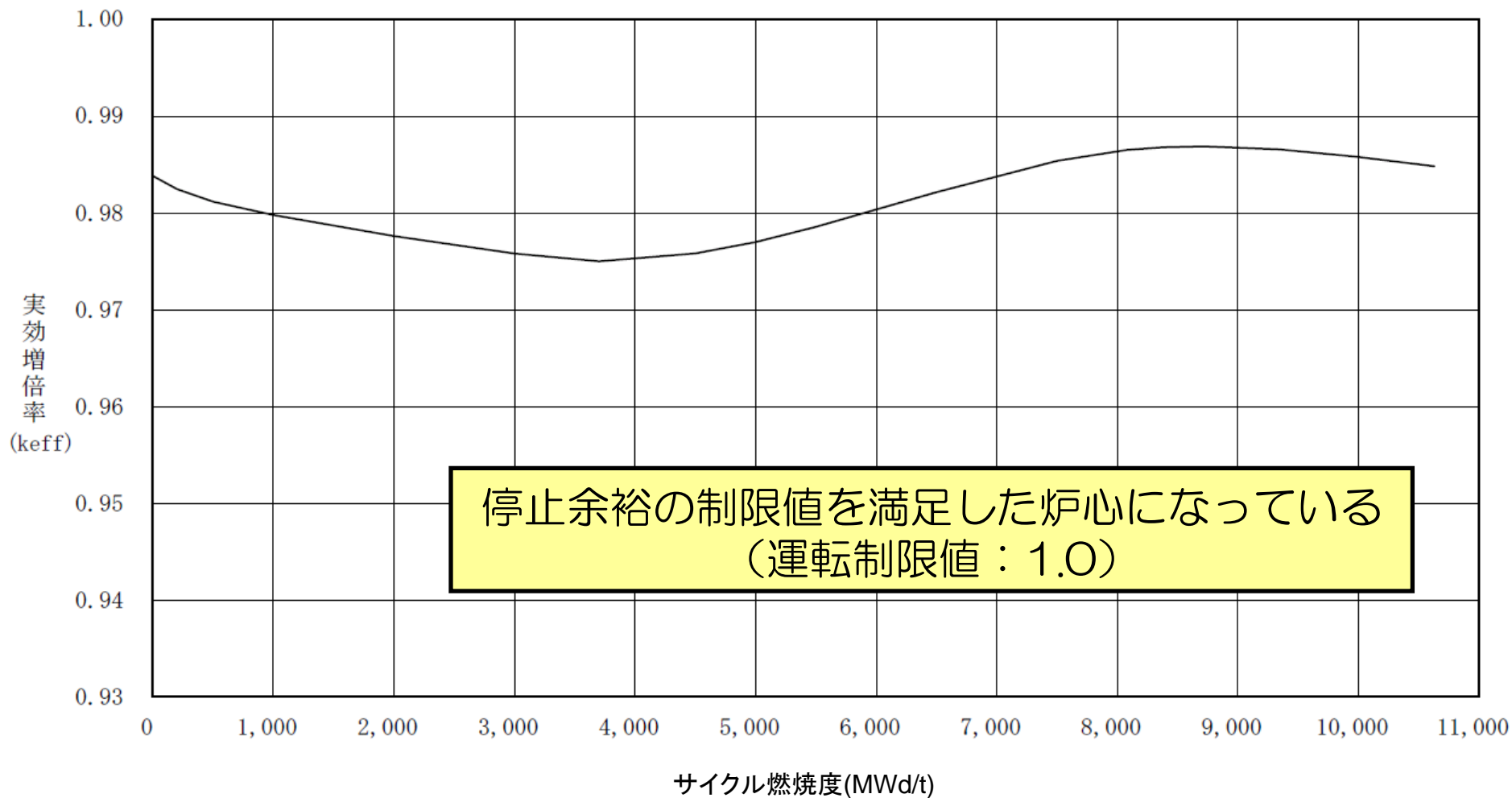
\* : 燃料タイプの MOX は MOX 燃料を、9×9A は 9×9 燃料(A 型)を示す。

# 停止余裕の燃焼変化（第25サイクル）



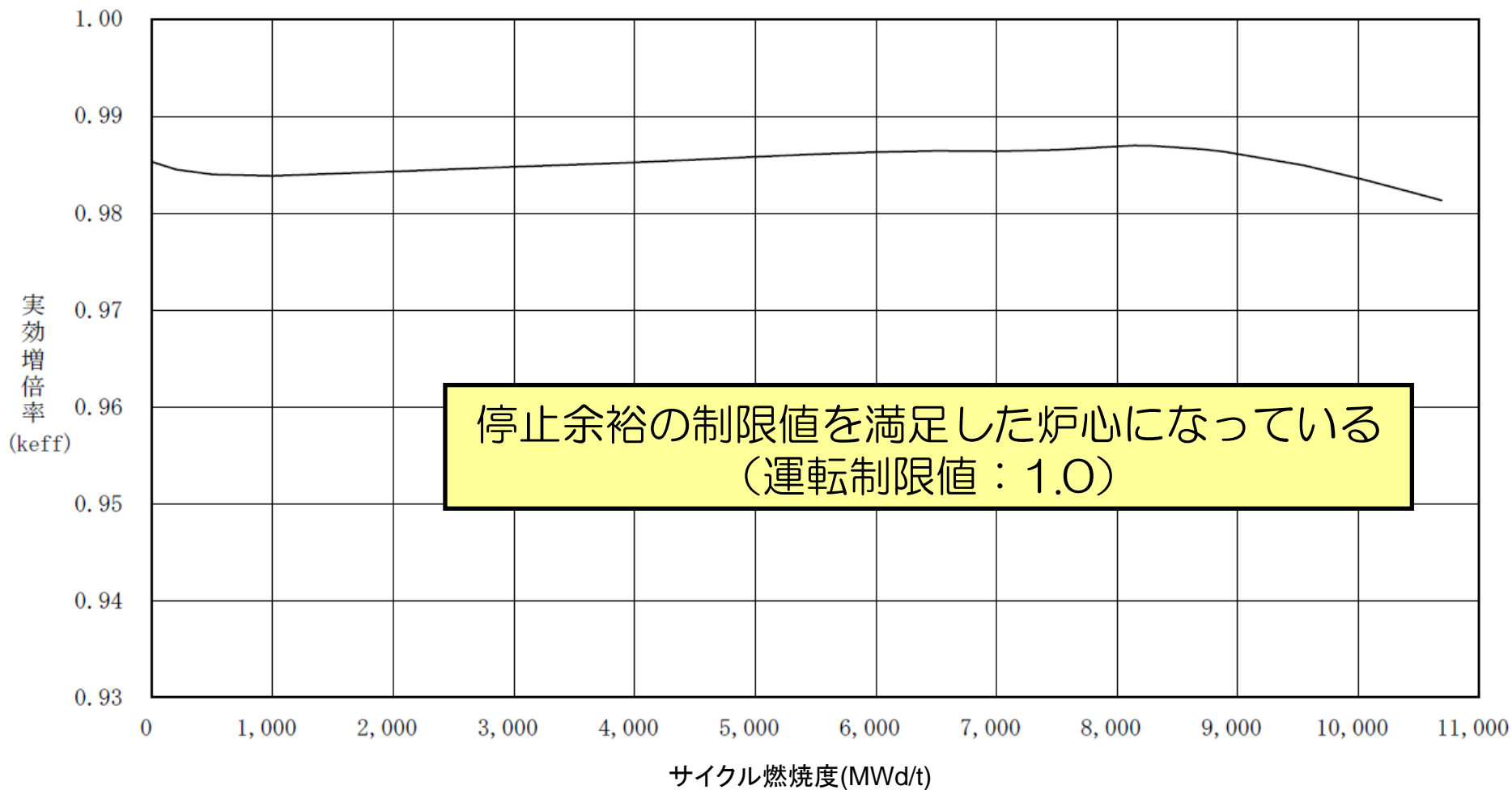
停止余裕（最大価値制御棒1本引き抜き時の実効増倍率）の燃焼変化（第25サイクル）

# 停止余裕の燃焼変化（第26サイクル）



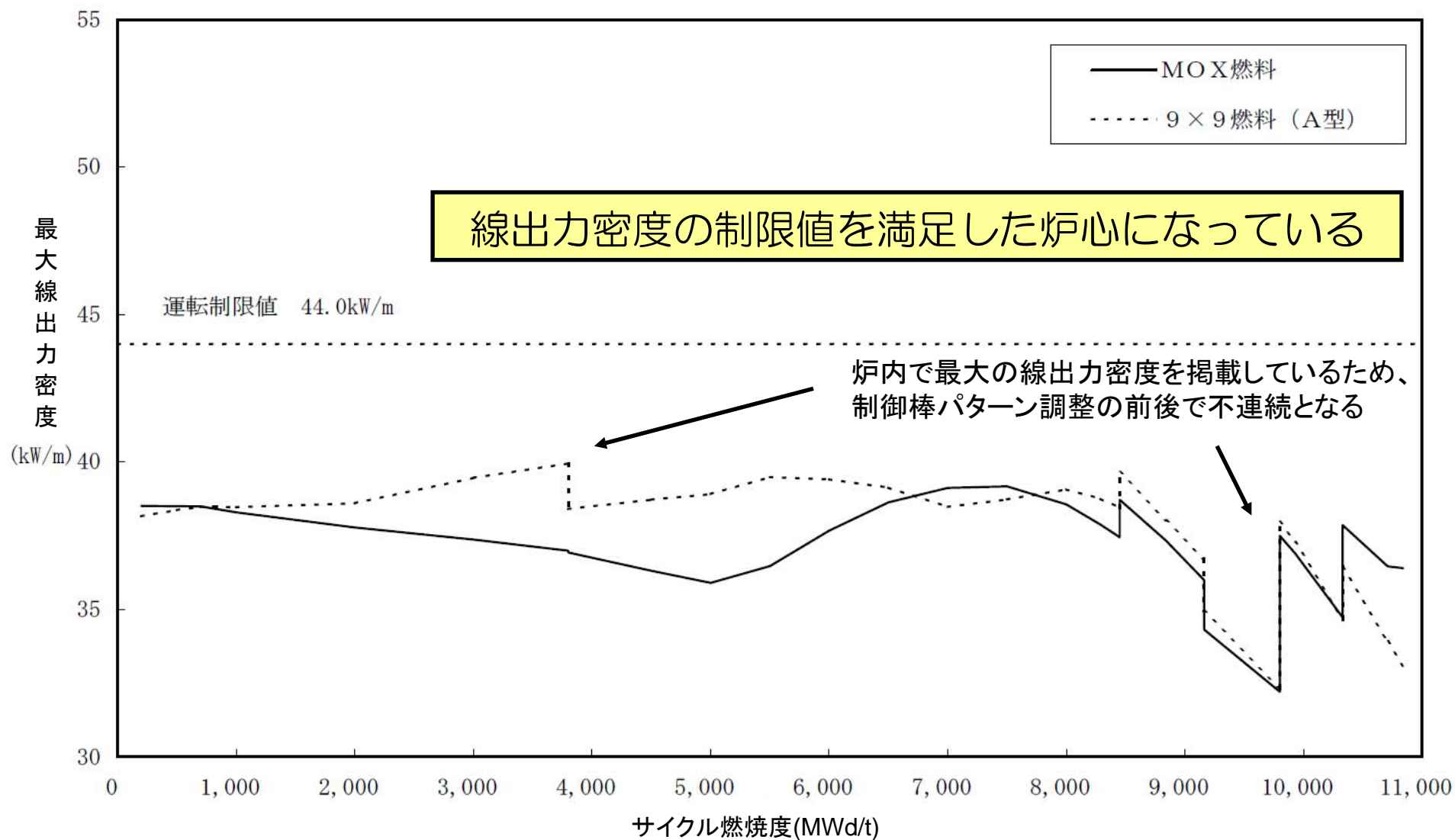
停止余裕（最大価値制御棒1本引き抜き時の実効増倍率）の燃焼変化（第26サイクル）

# 停止余裕の燃焼変化（第27サイクル）



停止余裕（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）

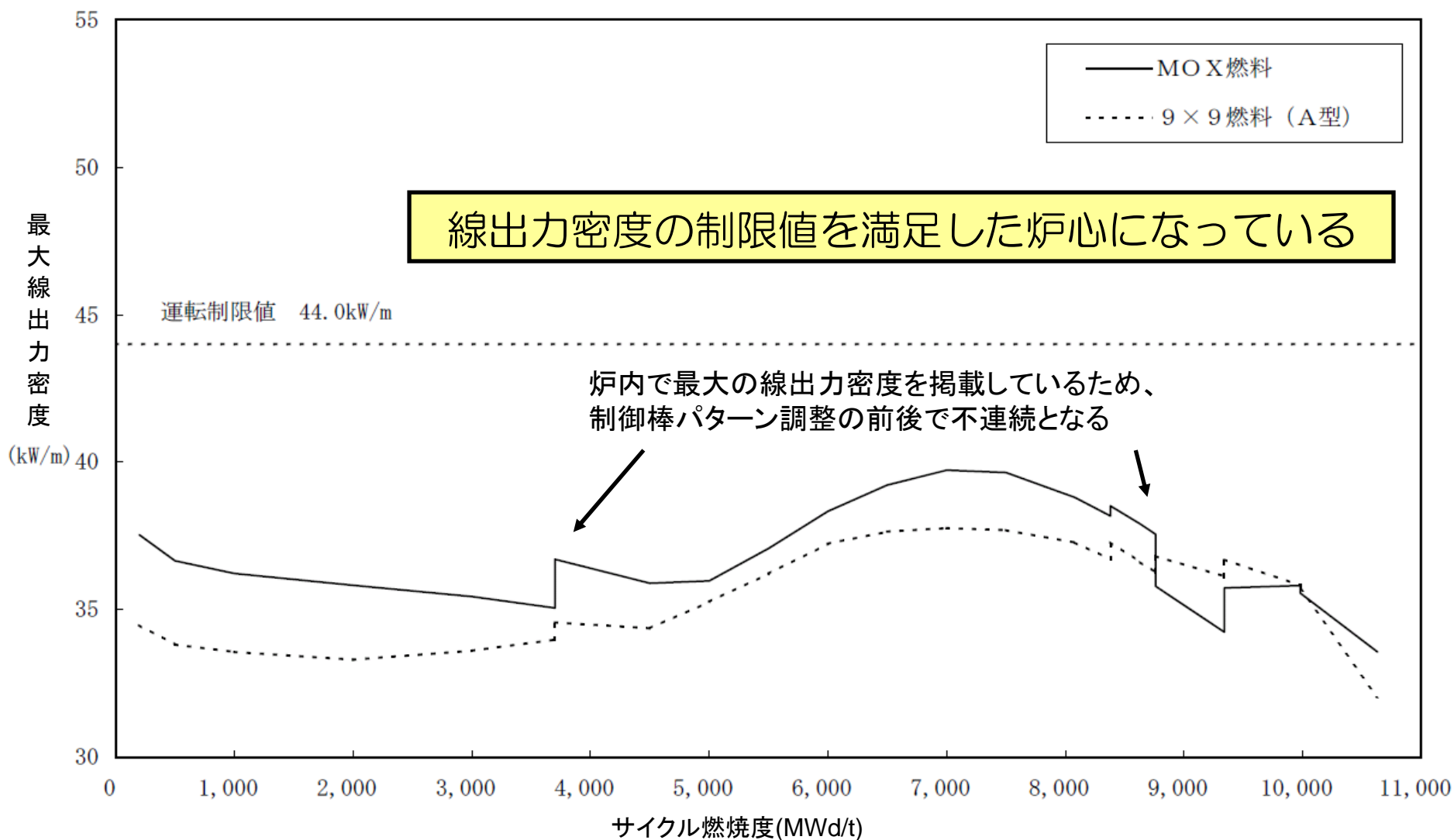
# 最大線出力密度の燃焼変化（第25サイクル）



最大線出力密度の燃焼変化（第25サイクル）

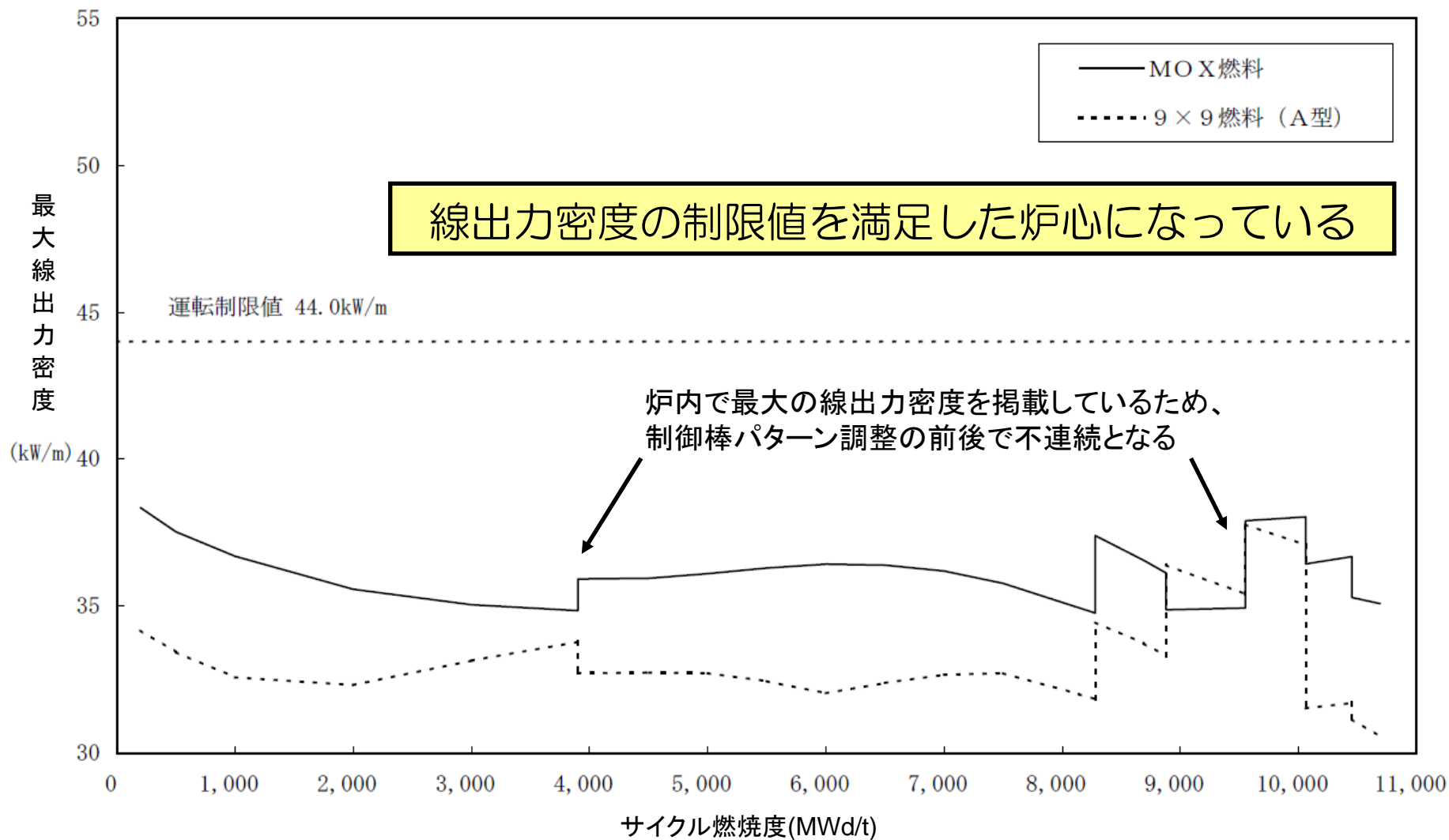


# 最大線出力密度の燃焼変化（第26サイクル）



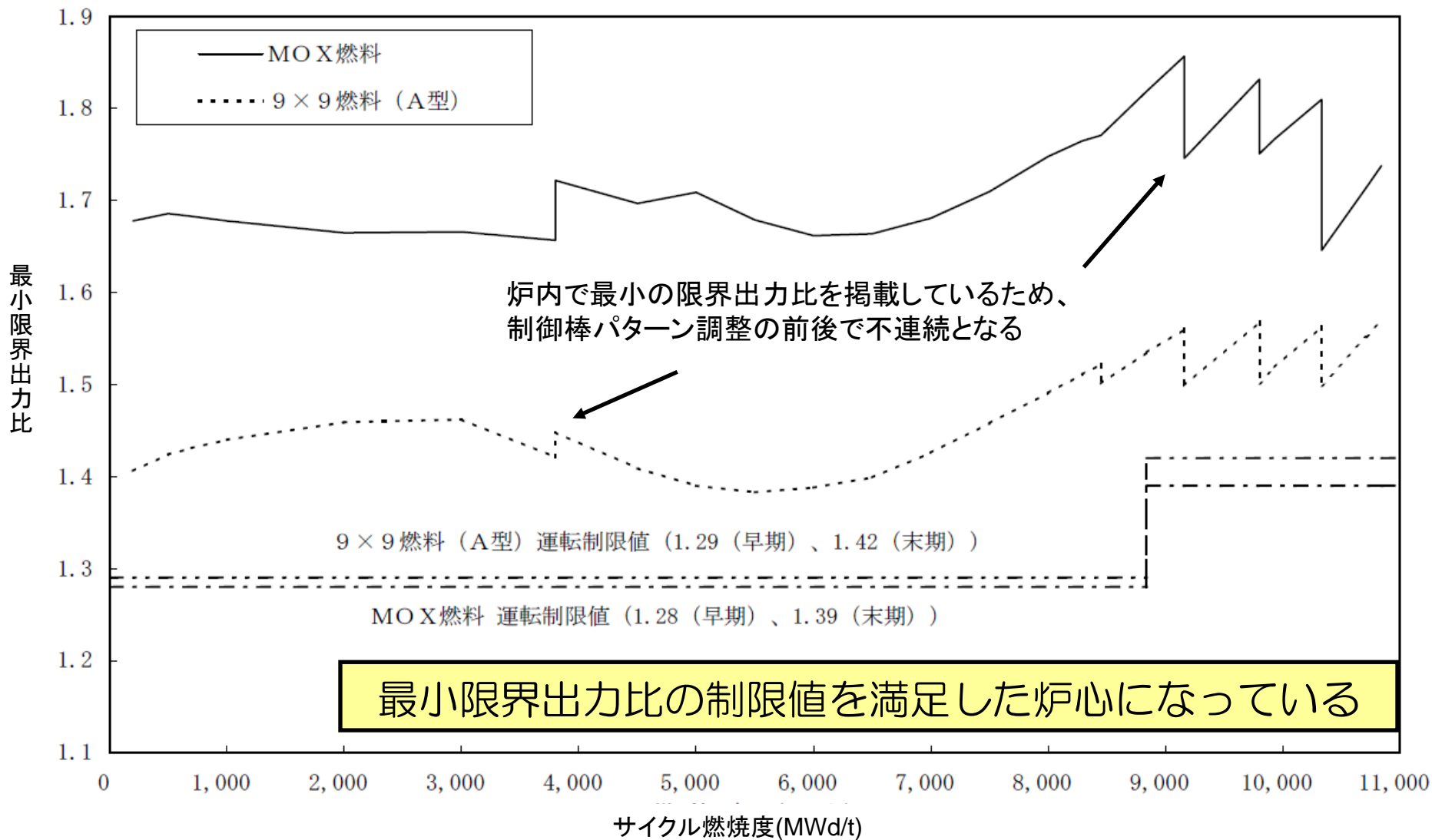
最大線出力密度の燃焼変化（第26サイクル）

# 最大線出力密度の燃焼変化（第27サイクル）



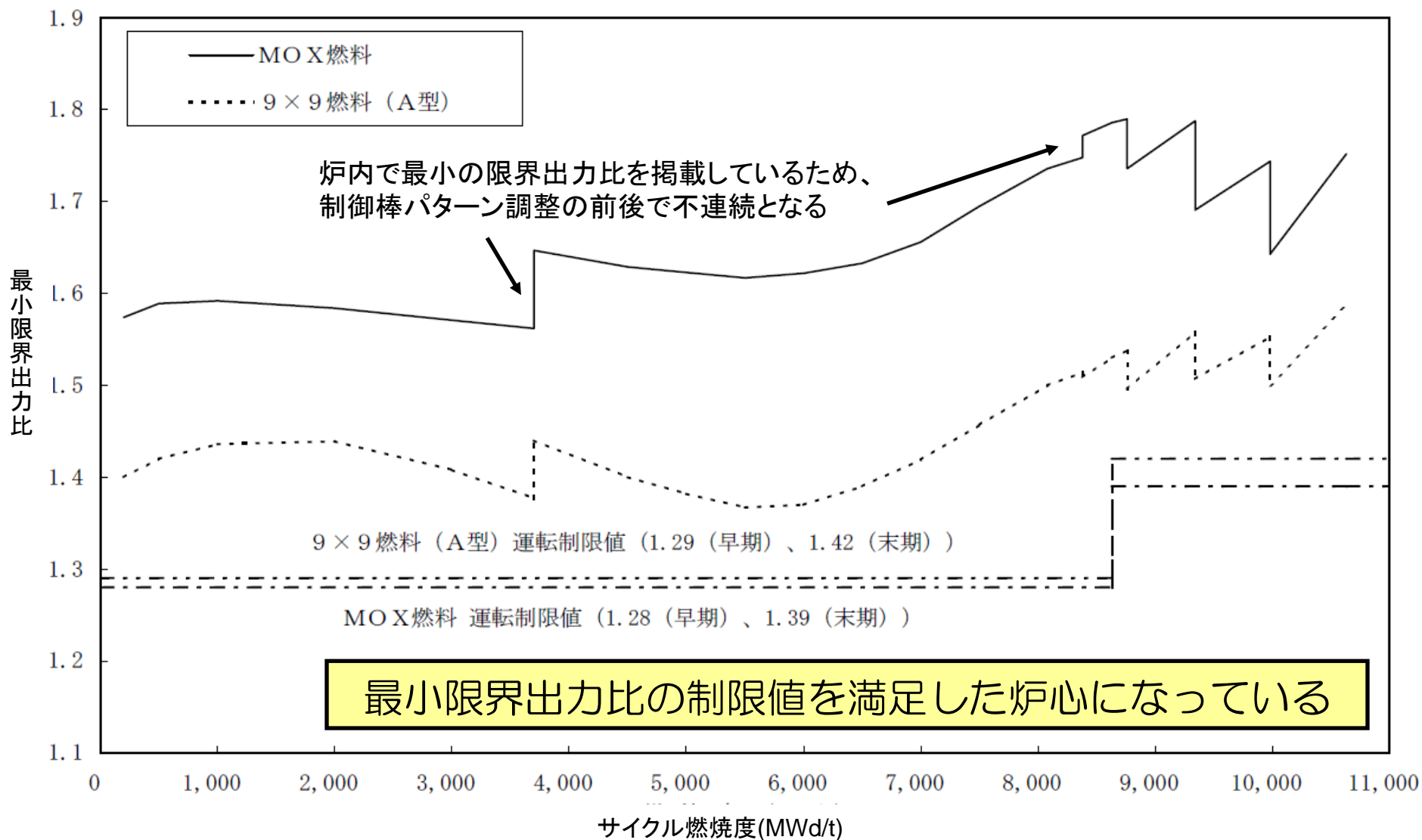
最大線出力密度の燃焼変化（第27サイクル）

# 最小限界出力比の燃焼変化（第25サイクル）



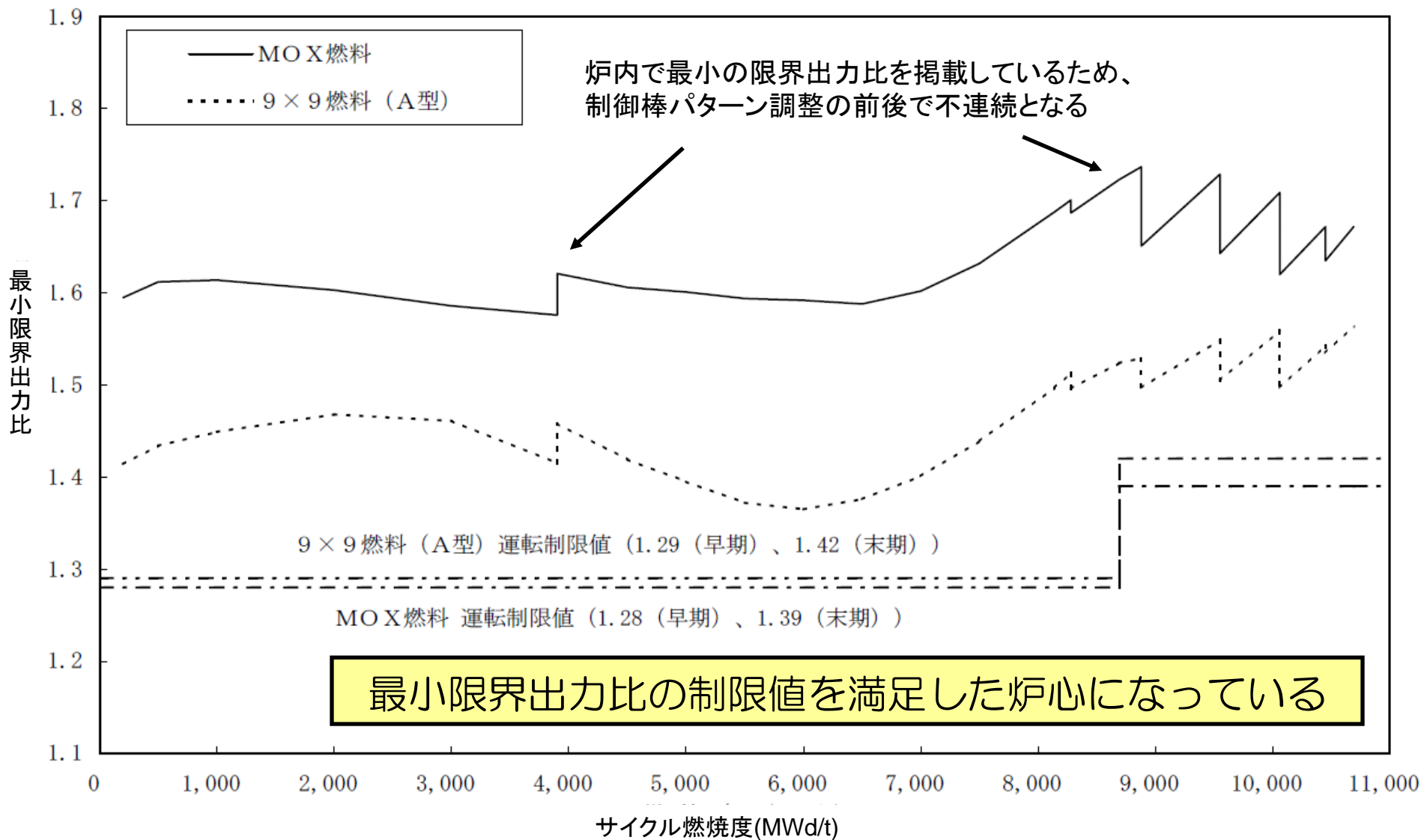
最小限界出力比の燃焼変化（第25サイクル）

# 最小限界出力比の燃焼変化（第26サイクル）



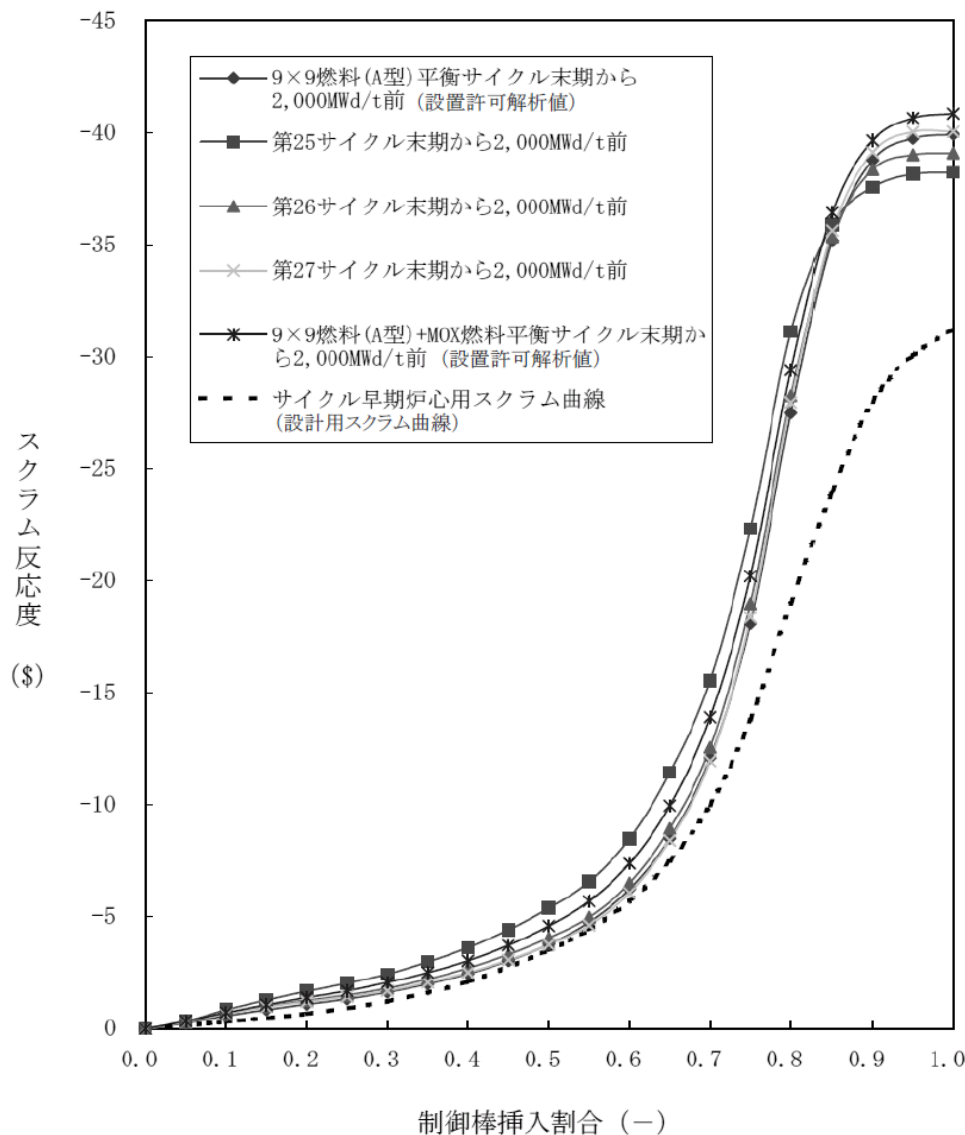
最小限界出力比の燃焼変化（第26サイクル）

# 最小限界出力比の燃焼変化（第27サイクル）



最小限界出力比の燃焼変化（第27サイクル）

## スクラム特性（サイクル早期炉心）

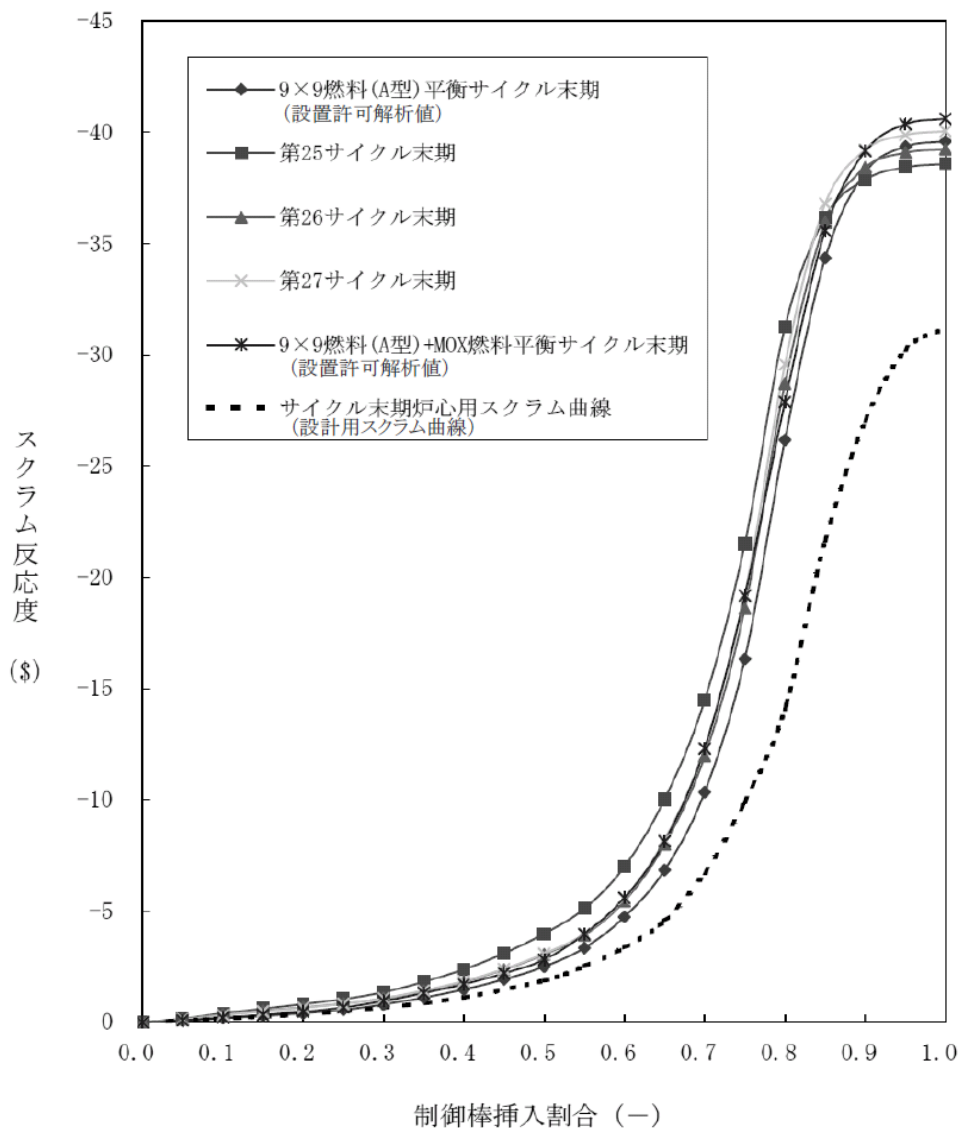


長期保管MOX燃料を装荷しても、安全解析で前提となるスクラム曲線（設計用スクラム曲線）を十分に上回るスクラム特性

サイクル早期炉心用スクラム曲線：  
サイクル末期から遡って2,000MWd/t手前まで適用されるスクラム曲線の制限

スクラム反応度特性（第25～27サイクル、サイクル早期炉心用スクラム曲線）

## スクラム特性（サイクル末期炉心）



長期保管MOX燃料を装荷しても、安全解析で前提となるスクラム曲線（設計用スクラム曲線）を十分に上回るスクラム特性

サイクル末期炉心用スクラム曲線：  
サイクル末期から遡って2,000MWd/t以降に適用されるスクラム曲線の制限

スクラム反応度特性（第25～27サイクル、サイクル末期炉心用スクラム曲線）



# ほう酸水注入系の制御能力、過剰増倍率と反応度制御能力

## ほう酸水注入時の実効増倍率評価結果

	今回の評価			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	0.924	0.927	0.938	0.945	0.950 以下

ほう酸水注入時の未臨界性は確保される

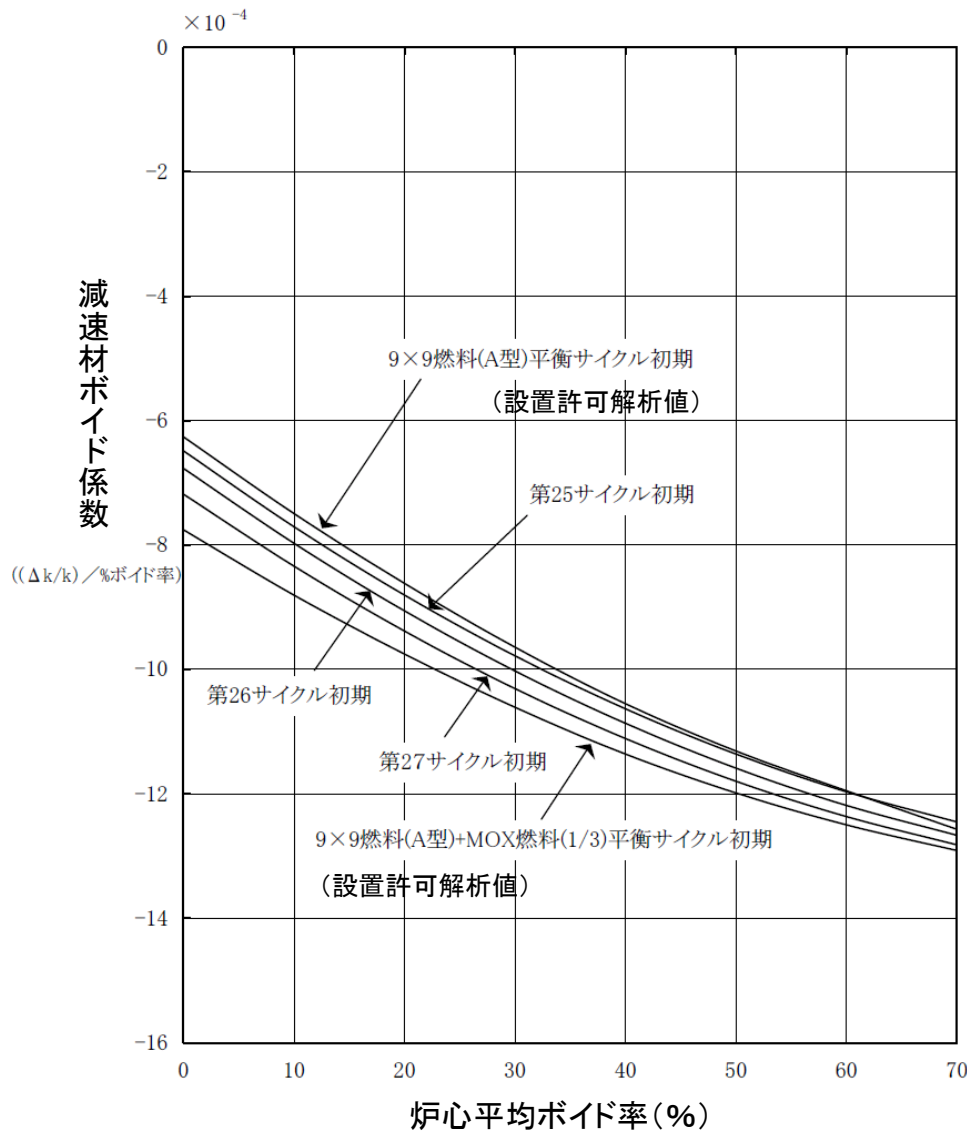
### ○ 過剰増倍率と反応度制御能力

過剰増倍率 : 約 $0.10\Delta k$  (第25～第27サイクル)

反応度制御能力 : 約 $0.14\Delta k$  (第25～第27サイクル)

→ 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  $0.17\Delta k$ ) を満足

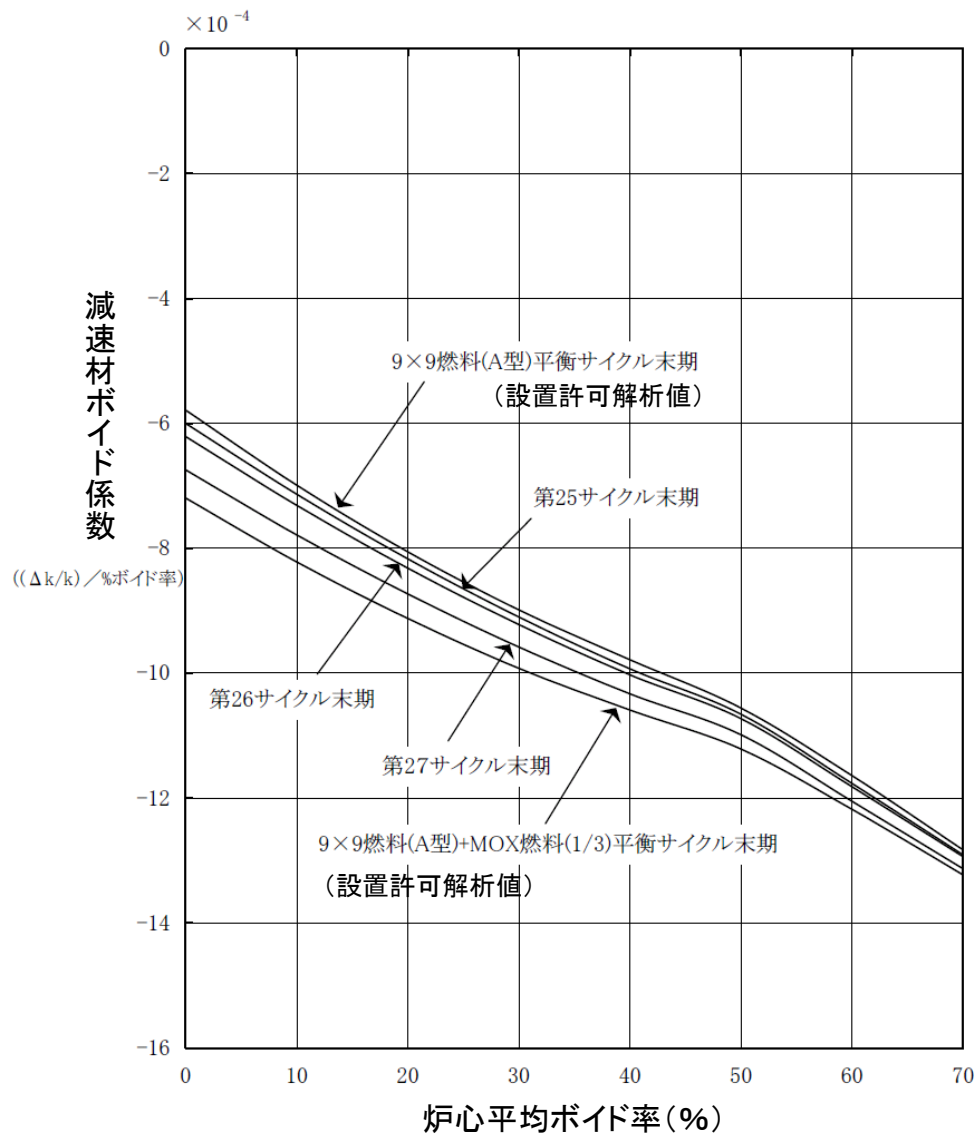
# 減速材ボイド係数（サイクル初期炉心）



ウラン炉心(9×9燃料(A型)のみを装荷した炉心)と1/3MOX炉心の中間的な減速材ボイド係数

減速材ボイド係数の評価結果（第25～27サイクル初期）

# 減速材ボイド係数（サイクル末期炉心）



ウラン炉心(9×9燃料(A型)のみを装荷した炉心)と1/3MOX炉心の中間的な減速材ボイド係数

減速材ボイド係数の評価結果（第25～27サイクル末期）

# 反応度係数の評価結果まとめ

動的ボイド係数(40%ボイド時、単位： $\phi$ /%ボイド)

	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

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	$-1.95 \times 10^{-5}$	$-1.97 \times 10^{-5}$	$-1.99 \times 10^{-5}$	$-1.95 \times 10^{-5}$	$-1.99 \times 10^{-5}$
サイクル末期	$-2.13 \times 10^{-5}$	$-2.13 \times 10^{-5}$	$-2.13 \times 10^{-5}$	$-2.13 \times 10^{-5}$	$-2.13 \times 10^{-5}$

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

ウラン炉心と1/3MOX炉心の中間的な特性

# 実効遅発中性子割合、即発中性子寿命、SLMCPR

実効遅発中性子割合

	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	9×9燃料(A型) を装荷した炉心	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

ウラン炉心と1/3MOX炉心の間隔的な特性となっている

## ○ 即発中性子寿命

第25サイクル：37  $\mu$ s

第26サイクル：37  $\mu$ s

第27サイクル：35  $\mu$ s

→ 申請書記載の36  $\mu$ s（1 / 3MOX炉心の代表値）と同程度

## ○ SLMCPR（MCPRに関する許容設計限界）

第25 サイクルから第27 サイクルの炉心の中からSLMCPR評価上、最も厳しい炉心状態（MCPRに近いCPRを持つ燃料の数が多い炉心状態）である第26 サイクル末期についてのSLMCPR の評価結果は1.053。

→ 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。

# MOX燃料の保管期間の変動による影響

今回の評価で考慮した保管期間（製造基準日から約12年）が更に1年長くなると仮定した場合

- 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
- 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

➡ 保管期間12年と13年の比較では、同位体組成割合の差異はわずか

➡ 保管期間12年と13年では、無限増倍率と局所ピーキング係数は同程度

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。

# 核炉心特性の変化 まとめ

炉心特性（最大線出力密度、スクラム特性 等）



運転制限値を満足した炉心特性

反応度特性（減速材ボイド係数、ドップラ係数 等）



ウラン炉心と1/3MOX炉心の中間的な特性



# 核熱水力学的安定性の評価条件

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	1.06	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

第25～27サイクルの各評価炉心に対応した値を入力条件として設定

# 核熱水力学的安定性の評価結果

核熱水力学的安定性 評価結果 (減幅比)	今回の評価値			設置許可 解析値	判断基準
	第25 サイクル	第26 サイクル	第27 サイクル		
チャンネル安定性 (MOX燃料)	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

安定性は、安全設計審査指針で要求されている  
判断基準を満足する

# プラント安定性、キセノン空間振動の安定性

## ○ プラント安定性

- 設置許可解析では、減速材ボイド係数は1/3MOX 炉心の値に保守ファクタ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
  - 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
- 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。

## ○ キセノン空間振動の安定性

- 出力反応度係数が設置許可解析値に包絡
  - 炉心平均熱中性子束が9×9 燃料（A 型）炉心と1/3MOX 炉心の間間的な値
- 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。

出力反応度係数(単位：(Δk/k)/(Δρ/ρ))

	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	

炉心平均熱中性子束（単位：n/cm<sup>2</sup>s）

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 <sup>13</sup>	3.5×10 <sup>13</sup>	3.4×10 <sup>13</sup>	3.6×10 <sup>13</sup>	3.2×10 <sup>13</sup>

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（1）

## ○ プラント系の過渡・事故（原子炉冷却材流量の喪失、原子炉冷却材ポンプの軸固着）

長期保管がプラント過渡、事故に影響することが想定される因子	今回評価	設置許可解析における入力
減速材ボイド係数	ウラン炉心と1/3MOX炉心の中間的な特性	ウラン炉心と1/3MOX炉心のうち、解析結果を厳しくするものを選定し、保守ファクタを乗じたものを使用
燃料棒からの伝熱に関する係数 <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心平均ギャップ熱伝達係数</li> <li>・ホットチャンネルギャップ熱伝達係数</li> </ul>	設置許可解析の入力値に包絡	解析結果が安全側になるよう保守的な値を使用

プラント過渡・事故への長期保管の影響は、安全側に条件設定され評価された設置許可解析結果の範囲に留まる

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（2）

## ○ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

長期保管が影響することが想定される因子	今回評価	設置許可解析における入力
制御棒価値	1.0% $\Delta k$ を下回る	制限値の1.0% $\Delta k$ に余裕を見て、1.3% $\Delta k$ としている

	今回の評価			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	1.00 以下
サイクル末期	0.84	0.97	0.85	0.87	

単位：% $\Delta k$

制御棒価値が1.0% $\Delta k$ を下回ることから、長期保管の影響は、安全側に条件設定され評価された設置許可解析結果の範囲に留まる

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（3）

## ○ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

### 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

制御棒パターン等について各評価炉心に対応した入力条件

### 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

評価結果は、設置許可解析結果に包絡されている。

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（４）

## ○ 制御棒落下事故

### 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 <sub>2</sub> 高温待機時: 286°C, 75 kJ/kgUO <sub>2</sub>
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

各パラメータについて第25サイクルに対応した値



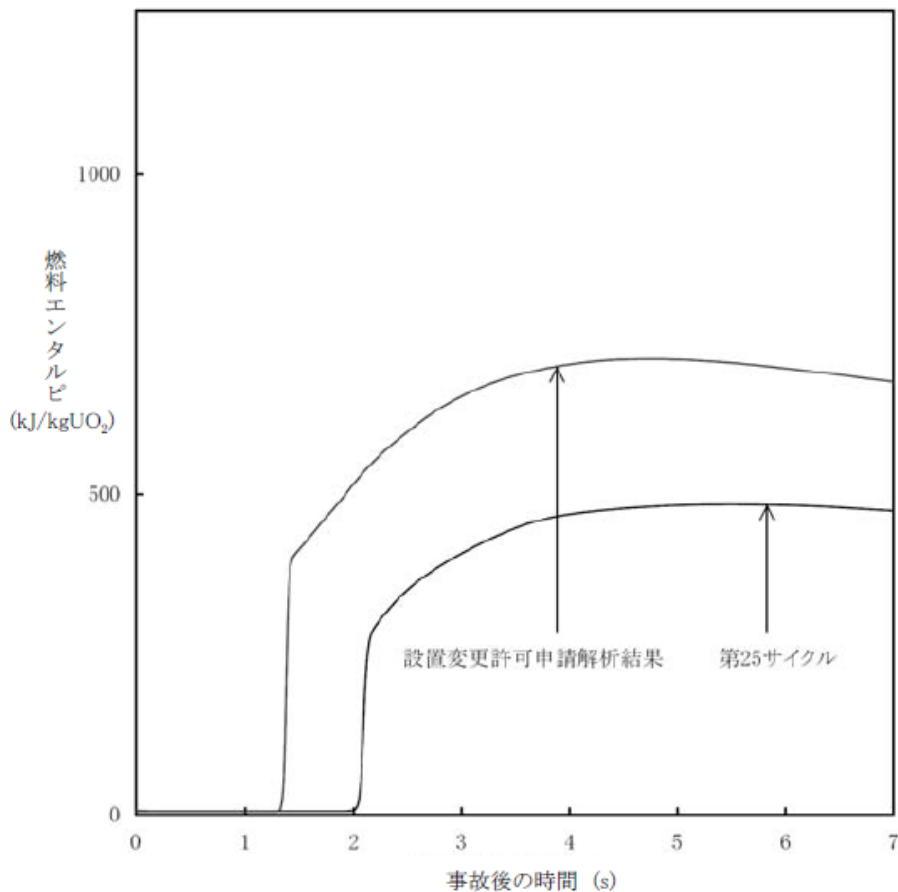
# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（5）

## ○ 制御棒落下事故

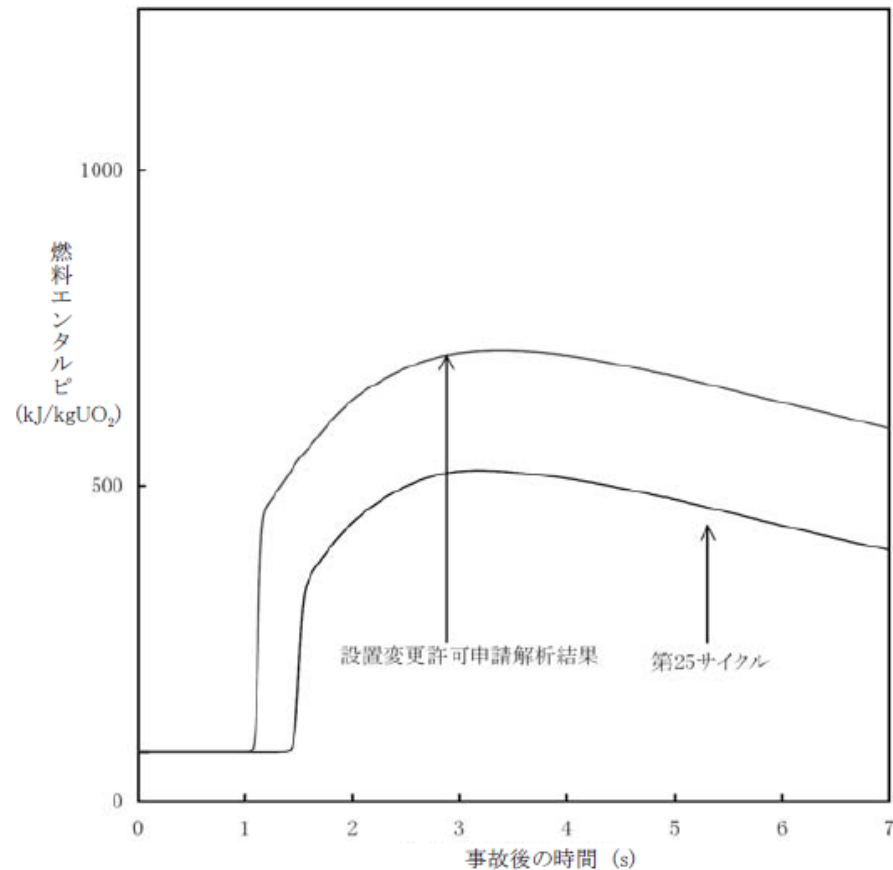
第25サイクル解析結果	サイクル初期 低温時		サイクル末期 高温待機時		判断基準
	今回の 評価値	設置許可 解析値	今回の 評価値	設置許可 解析値	
燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	496	776	525	715	837以下
ピーク出力部燃料エンタル ピの最大(kJ/kgUO <sub>2</sub> )	291	409	348	448	628以下
破損燃料棒割合(%)	1.0	2.7	2.4	5.0	—

解析結果は判断基準を満足する

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（6）



燃料エンタルピーの時間変化  
(サイクル初期、低温時)



燃料エンタルピーの時間変化  
(サイクル末期、高温待機時)

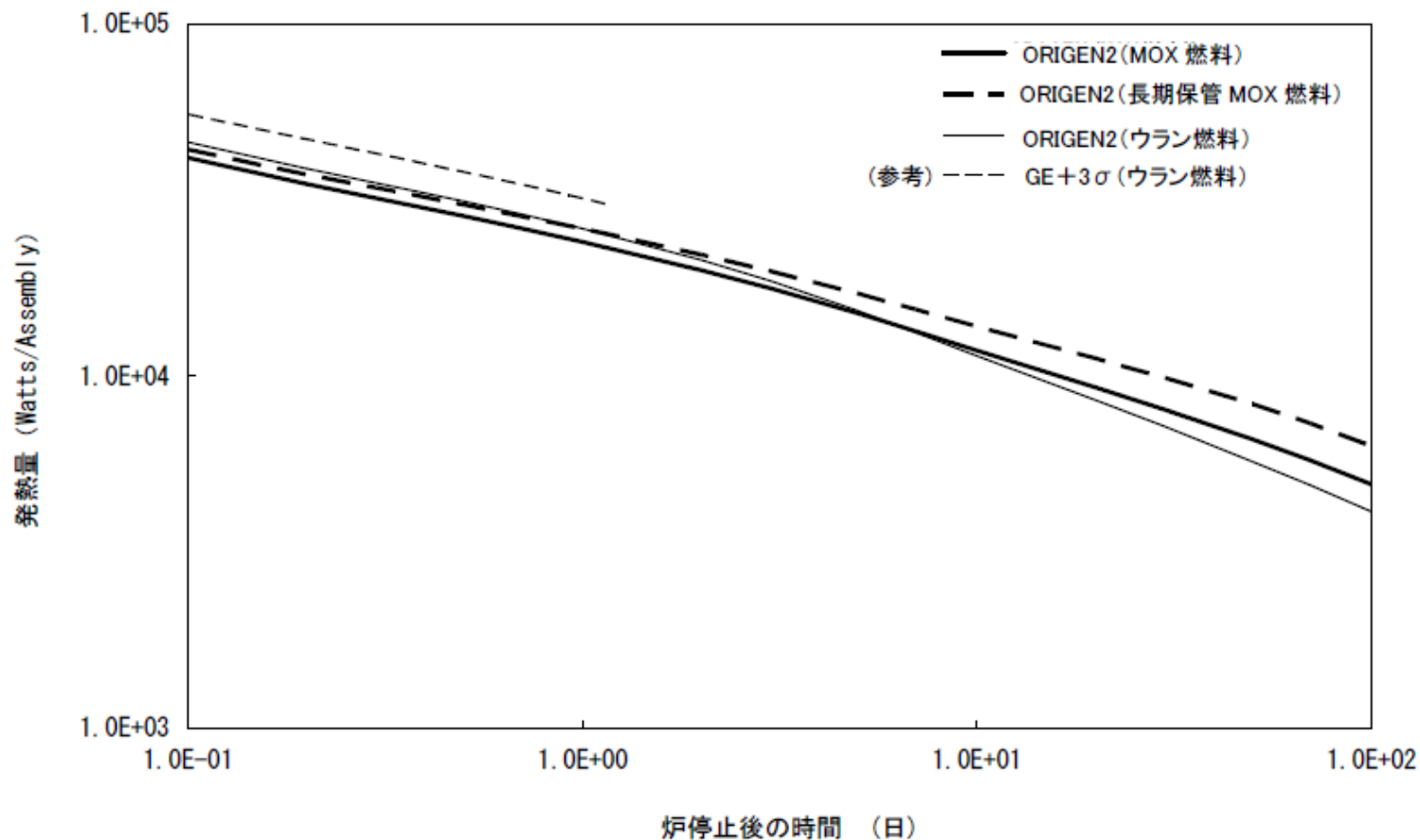
# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（7）

- 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）
  - ・ 解析結果のピーク値が現れる期間（～1日）においては、MOX燃料の崩壊熱は、ウラン燃料の崩壊熱よりも小さい  
⇒設置許可では、より厳しいウラン燃料の崩壊熱を考慮
  - ・ 長期保管MOX燃料の崩壊熱もウラン燃料の崩壊熱より小さい
- 燃料棒内圧の変化（原子炉冷却材喪失時の燃料棒破裂判定）

長期保管による内圧の上昇を考慮しても、燃料破裂は発生しない

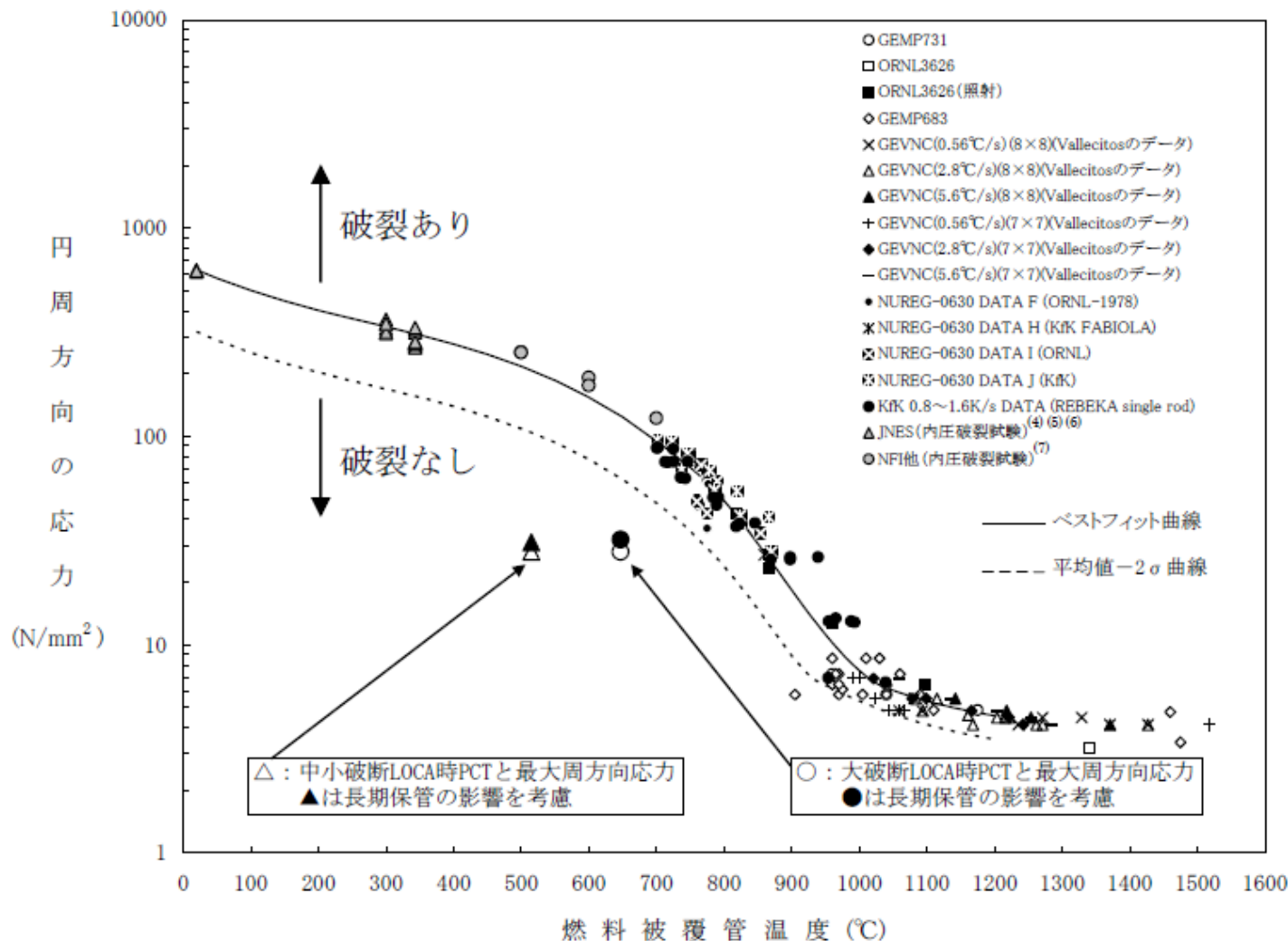
その他事故への長期保管の影響も、安全側に条件設定され評価された設置許可解析結果の範囲に留まる

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（8）



ORIGEN2による各種燃料の崩壊熱評価結果とGE+3 $\sigma$ 崩壊熱の比較

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（9）



長期保管MOX燃料の原子炉冷却材喪失時の破裂判定

長期保管を考慮しても燃料破裂は発生しない

# 運転時の異常な過渡変化、事故解析（10）

## ○ 事故時被ばく解析

- 設置許可では、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を実施。
  - 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し、ウランの燃焼への寄与が増加するため、設置許可で想定したMOX 燃料炉心とウラン燃料炉心の間隔的な炉心になる。
- 長期保管による影響はウラン燃料炉心を用いた設置許可解析条件に包絡される。

また、長期保管MOX燃料を装荷する場合においても、「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う必要はないとされている範囲内にあることから、これを適用した評価を実施する必要はない。

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

“「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）

# 使用済燃料貯蔵時の冷却性・未臨界性（1）

## (a) 使用済長期保管MOX燃料貯蔵時の冷却性

使用済の長期保管MOX燃料32体が、至近の2サイクルに続けて取り出された場合の使用済燃料プール水温を評価（他の条件は設置許可の解析と同様）

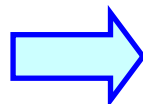
### 使用済燃料プールの冷却性評価結果

	今回の評価	設置許可の評価	判断基準
通常最大熱負荷時 (通常の燃料取替の熱負荷を考慮)	48.5℃	47.9℃	52℃以下
非常時最大熱負荷時 (全燃料取出しの熱負荷を考慮)	62.8℃	62.3℃	65℃以下

使用済燃料プール水温は判断基準を満足

## (b) 使用済燃料プールでの長期保管MOX燃料貯蔵時の未臨界性

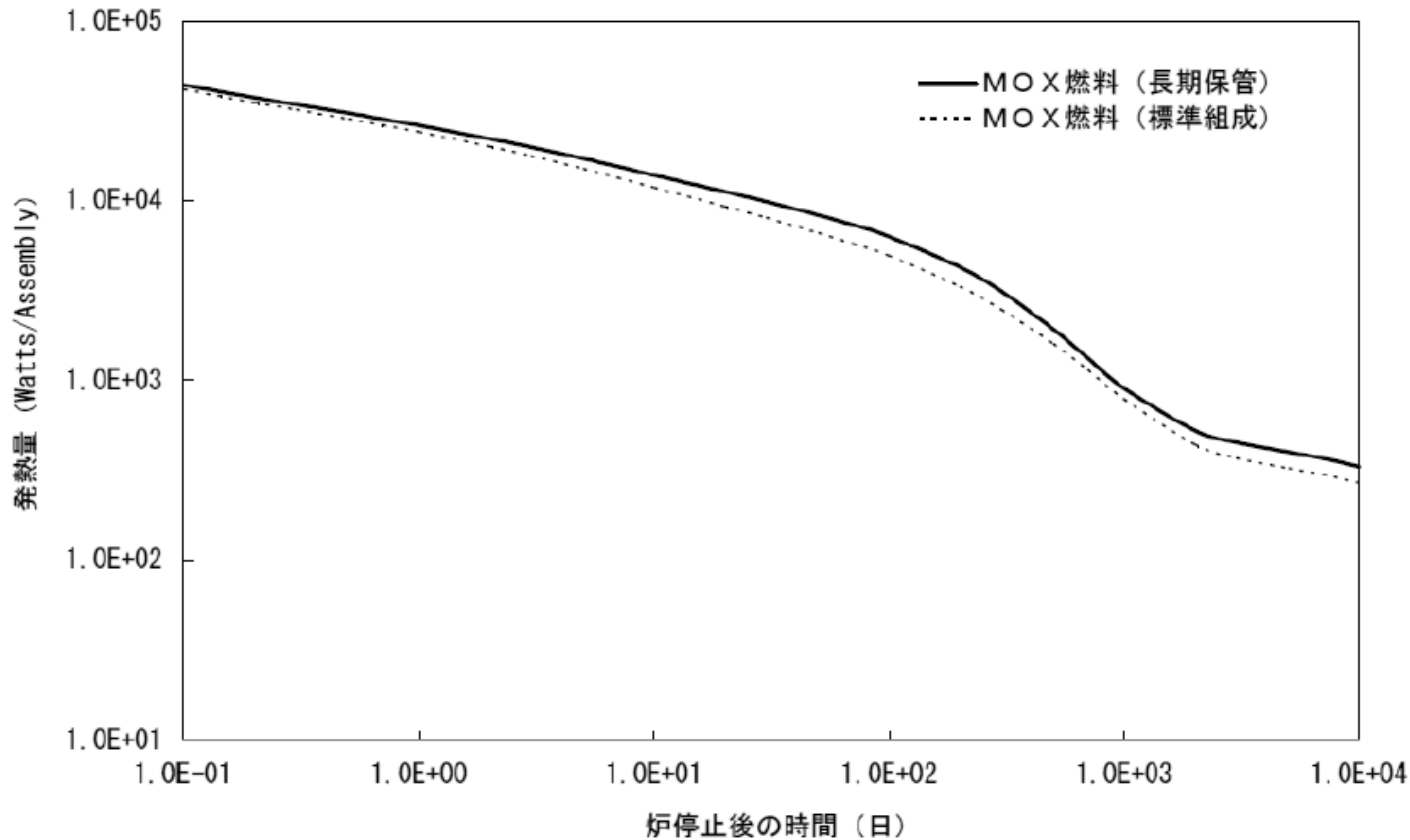
長期保管の影響



燃料の反応度低下

使用期間を通じて、長期保管MOX燃料貯蔵時の未臨界性は確保される

## 使用済燃料貯蔵時の冷却性・未臨界性（２）



### 使用済MOX燃料の崩壊熱

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Cm242 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標準組成MOX 燃料と比較して約20%程度大きい。



## 使用済燃料貯蔵時の冷却性・未臨界性（3）

- 設置許可の未臨界性評価では、MOX燃料の全燃焼期間を通じた無限増倍率を包絡するように、低温時無限増倍率を1.23 と設定。
- 長期保管中のMOX燃料の低温時無限増倍率は、核分裂性Pu241 の崩壊のために低くなっており、設置許可解析の入力条件に包絡されている。

# 影響評価 まとめ

長期保管MOX燃料の組成変化（ $^{241}\text{Pu}$ の $^{241}\text{Am}$ への壊変等）による影響を評価し、長期保管MOX燃料の使用に問題がないことを確認した。

## ●燃料棒熱機械特性

ペレット温度や燃料被覆管応力等に問題はなく、使用中の燃料健全性は確保される。

## ●核炉心特性

各種運転制限値を満足した炉心特性。

反応度特性(減速材ボイド係数等)は、ウラン炉心と1/3MOX炉心の中間的な特性。

## ●動特性（安定性）・安全解析（過渡解析、事故解析）

反応度係数等から、長期保管の影響は、安全側に条件設定され評価された設置許可解析結果の範囲に留まる。

## ●使用済燃料貯蔵時の冷却性・未臨界性

長期保管MOX燃料の貯蔵に問題はない。

# 目次

---

1. 燃料集合体外観検査
2. ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認
3. 燃料組成変化の影響にかかる確認
4. まとめ
5. 第一回技術連絡会等での質問に対する回答

## 4. まとめ

- 点検・評価の結果、燃料プールに保管中のMOX新燃料は、原子炉内で問題なく使用できる健全性を有していることを確認した。
  - 燃料集合体外観検査および保管中のデータ確認により、燃料健全性に影響を及ぼすような損傷や変形、酸化物の付着等がないことを確認した。
  - ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認により、燃料健全性に影響を及ぼす異物がないことを確認した。
  - MOX燃料の組成変化の影響について評価した結果、保管による影響はわずかであり、原子炉内で使用することに問題がないことを確認した。

# 目次

---

1. 燃料集合体外観検査
2. ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認
3. 燃料組成変化の影響にかかる確認
4. まとめ
5. 第一回技術連絡会等での質問に対する回答

# 質問1

## <外観検査関連>

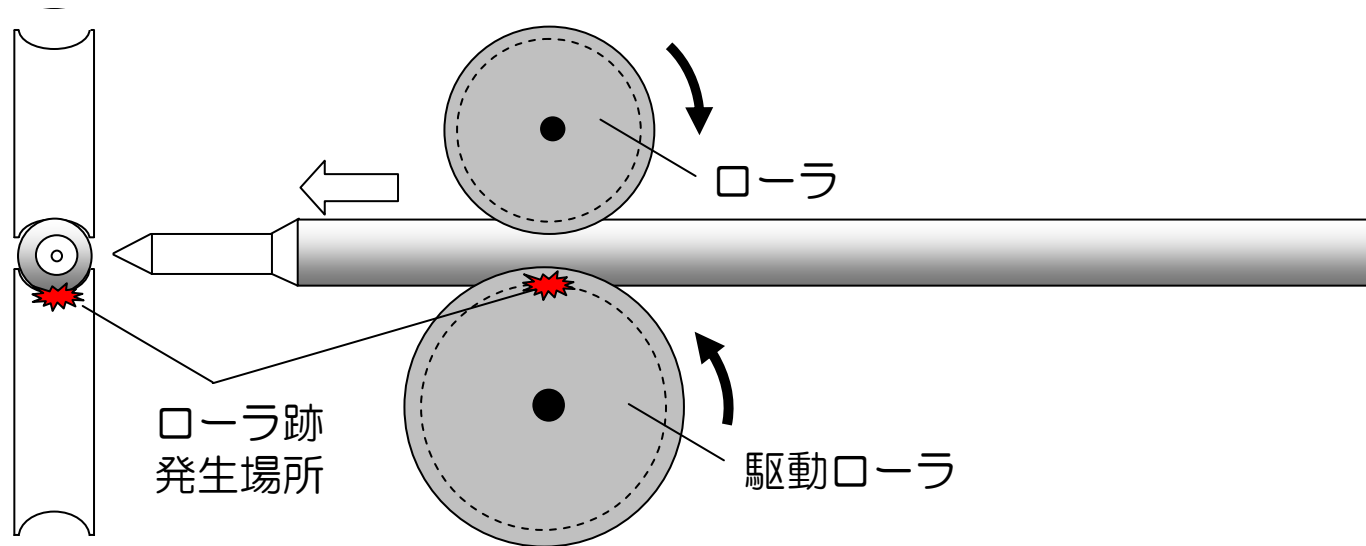
一部の燃料棒にローラのスリップ跡等が見られるが、輸入燃料体検査時にも確認されているから燃料健全性に影響を与えるものではないとの説明は論理的ではない。

燃料の健全性に影響を与えるものではないことの根拠を示すべきではないか。

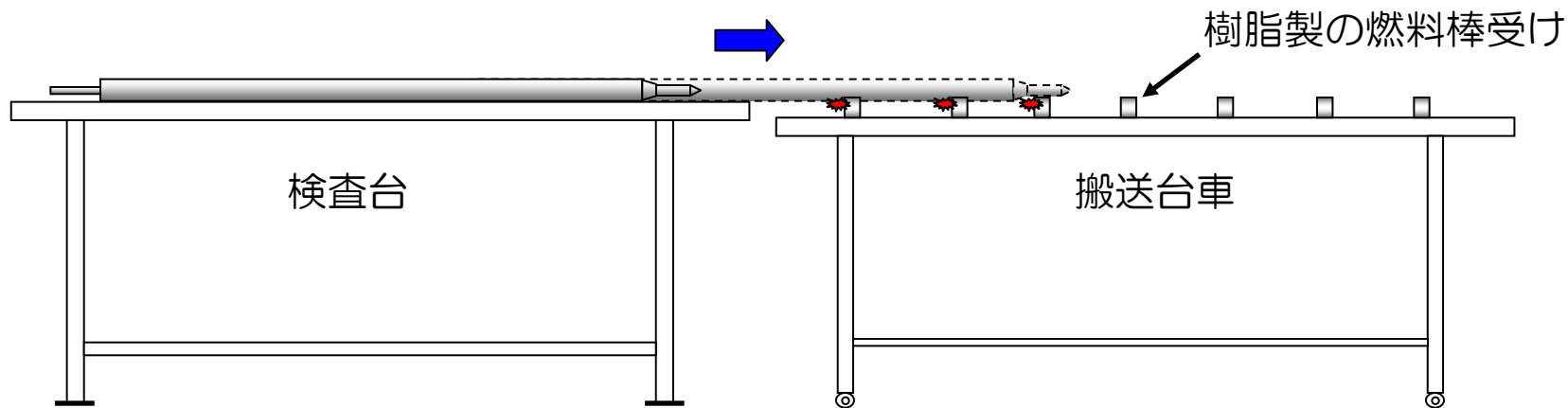
## (回答)

ローラのスリップ跡等は数 $\mu\text{m}$ 以下程度の深さであり、燃料棒の表面欠陥の判定基準と比較して十分小さいことから、燃料健全性に影響を与えるものではないと考えます。

次頁にスリップ跡等の発生メカニズムを示します。(図-1, 2, 3)

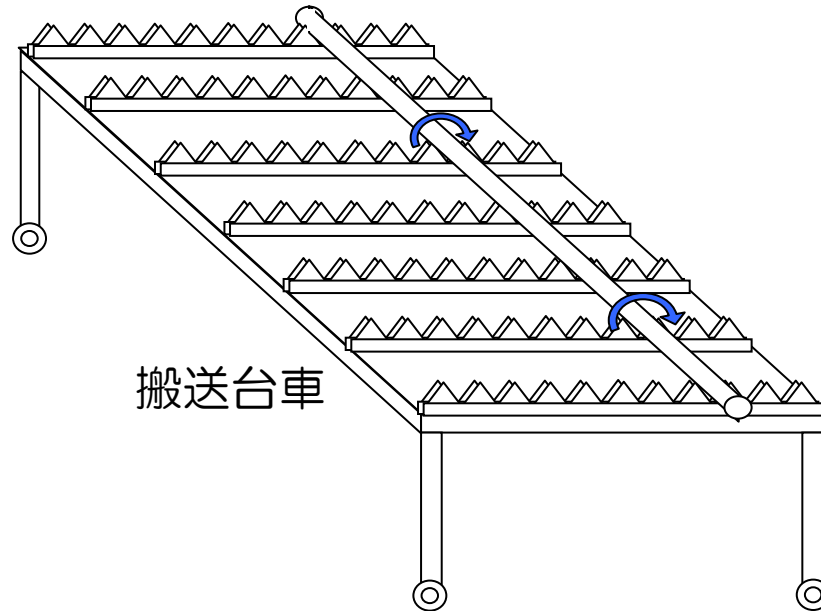


- 駆動ローラによる自動搬送により燃料棒を搬送。
- 燃料棒と接触する駆動ローラが空回りすることにより、ローラのスリップ跡が発生する場合がある。



- 燃料棒を移動する際は、オペレータが燃料棒を軸方向に引っ張る作業を行う。
- 燃料棒と接触している樹脂に付着したジルカロイ粉末と燃料棒表面が擦れる。
- 軸方向、斜め方向に擦れ跡が発生する場合がある。





- 搬送台車上での燃料棒番号の読み取り時に、燃料棒の端を掴んで回転させる。
- その際、燃料棒と接触している樹脂に付着したジルカロイ粉末と燃料棒表面が擦れる。
- 周方向の擦れ跡が発生する場合がある。

## 質問2

### <外観検査関連>

薄皮状の切り粉が確認され、ウラン燃料の製造でも見られるとのことだが、ウラン燃料の際はどのような処置を行っているのか。

### (回答)

ウラン燃料，MOX燃料の双方とも，組み立て後にエアブローを実施しており違いはありません。（燃料加工メーカーによっては、見える部分のみ切り粉を除去している所もあります。）

組み立て後のエアブローのため，内部に切り粉が残存する可能性があります。

## 質問3

### <外観検査関連>

使用済燃料プールの水質についての社内管理基準はそれぞれ何を目的としたものか。また、社内管理基準のそれぞれの根拠は何か。

### (回答)

使用済燃料プールにおける水質管理の主目的は燃料被覆管材料や付属材料の腐食（主として応力腐食割れ）を抑制し、材料の健全性を確保することです。

導電率、pH、塩素濃度の社内管理基準は燃料メーカーとの保証契約に示されている水質基準に裕度を持たせ、より純度の高い水質条件としたものです。

なお、保証契約に示されている水質基準の根拠は、応力腐食割れを誘発する因子とされている塩素濃度の基準値を基に、それに相当する導電率、pHとしたものです。

また、不溶性鉄濃度の社内管理基準は、使用済燃料プールでの作業（燃料移動など）を適切に行うための透明度を間接的に監視することを目的としたものであり、過去の実績を踏まえて設定したものです。

## 質問4

### <外観検査関連>

地震当時のパトロールでは異常は見つかっていない。

平成15年5月の地震では、プラントが起動していたら、自動停止していた可能性があったとされている。

1F1, 2号機 気水分離器脚部の曲がり等が後から判明している。その後、何らかの点検、確認作業は行っていなかったのか。

### (回答)

耐震Aクラスの専用貯蔵施設（プール及びラック）にチャンネルボックスを装着して保管しており、地震時のパトロールで異常がないことを確認しているが、その後特別な点検は行っていません。

なお、今回の点検において、32体のMOX燃料全数の外観点検を行い、変形等の異常がないことを確認しています。

## 質問5

### <外観検査関連>

燃料の保管場所の変更は何時、どのような目的で実施しているのか。

### (回答)

平成19年2月にMOX燃料保管場所の貯蔵ラックを吸引清掃するために一時別の場所に仮置きしました。その後、過去の使用済燃料プール冷却系出口ラインからの水流によるテープ片付着があったことから、出口ラインから遠ざけた位置へ保管場所の変更を行っています。

## 質問6

<外観検査関連>

燃料棒間げき変化で詳細確認が必要と判断された事例はなかったのか。

(回答)

MOX燃料の外観検査において、燃料棒間げきに狭小な箇所はなく、詳細確認が必要な事例はありませんでした。

# 質問7

## <外観検査関連>

ファイバースコープ調査で調査部位を限定して十分である理由は何か。

### (回答)

燃料保管中、異物が燃料上部から混入した場合、スペーサ及びタイププレート上面に乗っていることが考えられることから、上部タイププレート上面、各スペーサの上面、下部タイププレート上面の確認を行いました。

また、膨張スプリングに捕捉されていることも考えられることから、上部タイププレート下面の確認も行いました。

なお、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が、念のため、下部タイププレート下面、第1スペーサ下面も確認しており、ファイバースコープによる内部確認箇所は、十分であると考えています。

## 質問8

### <外観検査関連>

浪江町幾世橋で保管期間中に震度4を観測した地震は他にもあり、確認対象とした地震が不明確、「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」とは震度以外で定義しているのであれば、それを示すべき。

### (回答)

保管期間中に発生した震度4以上の地震の中から地震加速度4.5Gal以上のものは以下のとおり。その内、発電所で最も地震加速度が大きかったものはH15年の地震でした。

発生日	発電所における最大地震加速度 (Gal)	備考
H15.5.26	115.7 (6号機)	H15当時は6号機のみ設置
H22.3.13	53.4 (3号機)	6号機 (参考) 31.6Gal
H22.3.14	47.0 (1号機) (33.4 (3号機))	6号機 (参考) 38.5Gal



# 質問9

<組成変化関連>

長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料の比較を示すこと。

(回答9)

次ページ以降に示します。

## (回答9) 長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料との比較 (1)

### ■燃料物性、照射挙動

- 長期保管によるAm蓄積を考慮しても、ペレット物性（融点、熱伝導度等）への影響はきわめて小さい。
- ヘリウム生成・放出量が増加。  
→ 燃料棒内圧が増加しますが、応力設計比には影響しません。

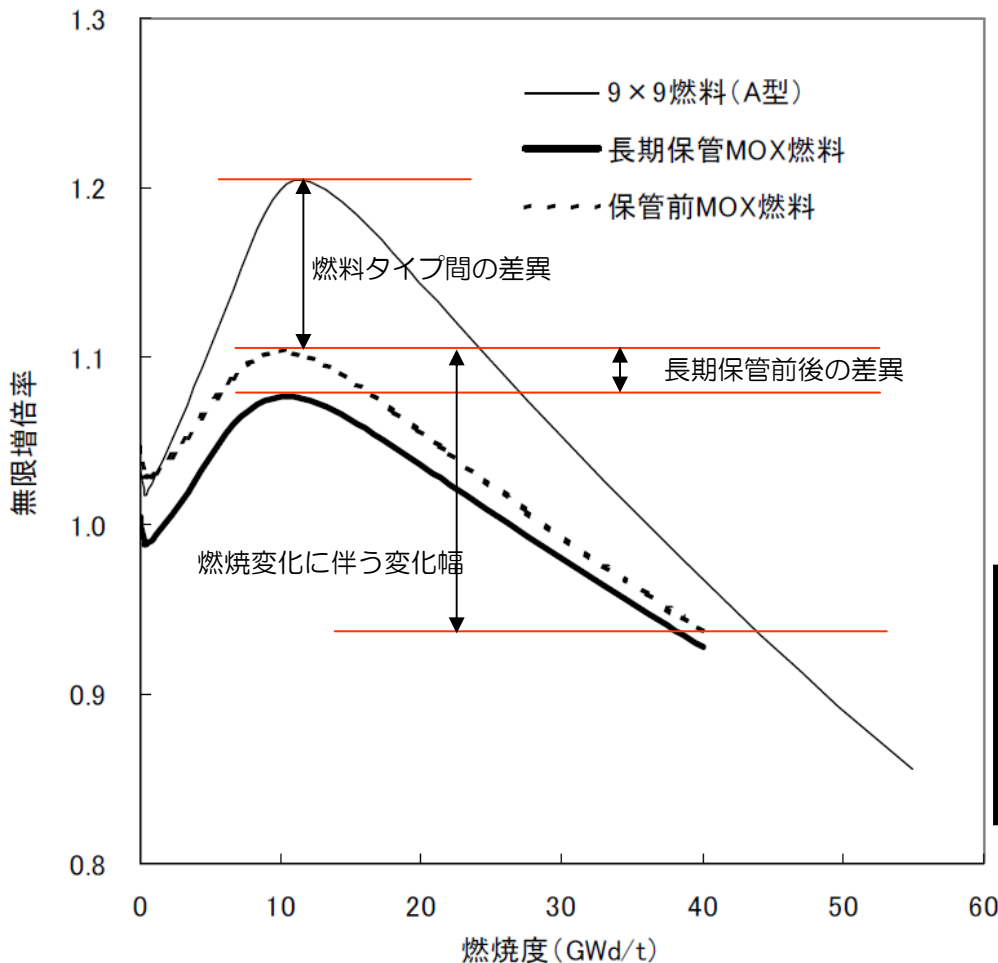
### ■核的特性

長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料について、下記の項目について燃料単体の比較を実施しました。

- 反応度
- 中性子スペクトル
- 反応度係数（ボイド係数、ドップラ係数）
- 制御棒価値

## (回答9) 長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料との比較 (2)

### ■ 反応度 (無限増倍率)



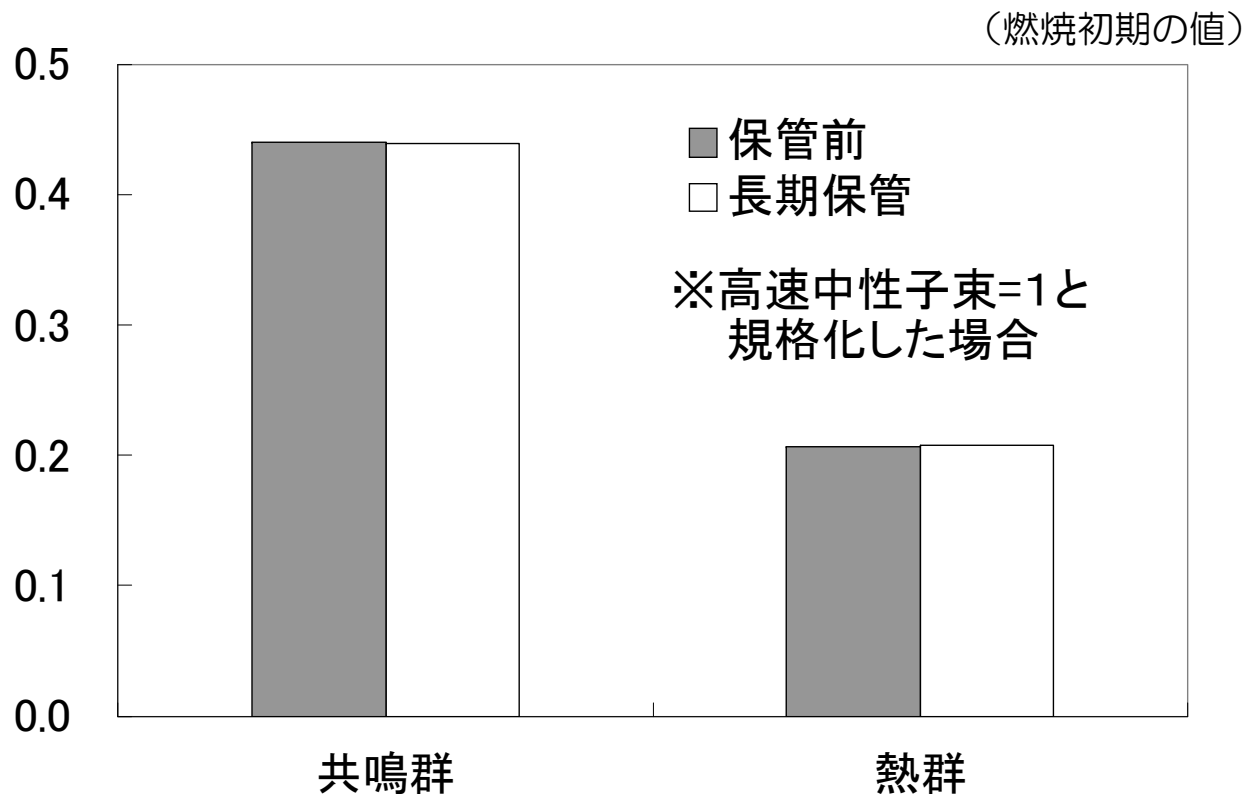
- 長期保管による核分裂性物質Pu241の崩壊によって、無限増倍率は低下。
- ただし、長期保管前後の差異は、燃焼変化に伴う変化の幅より小さく、また、燃料タイプ間の差異より小さい。
- 従来より、炉心設計の際には反応度の異なる燃料の混在を考慮。



長期保管MOX燃料を装荷する場合においても、従来と同様に燃料配置の工夫等によって、熱的制限値等を遵守した炉心の作成が可能です。

## (回答9) 長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料との比較 (3)

### ■中性子束



Am241は共鳴群の吸収断面積が大きく、Pu241は熱群の吸収断面積が大きいため、長期保管MOX燃料では共鳴群はわずかに減少し、熱群はわずかに増加します。

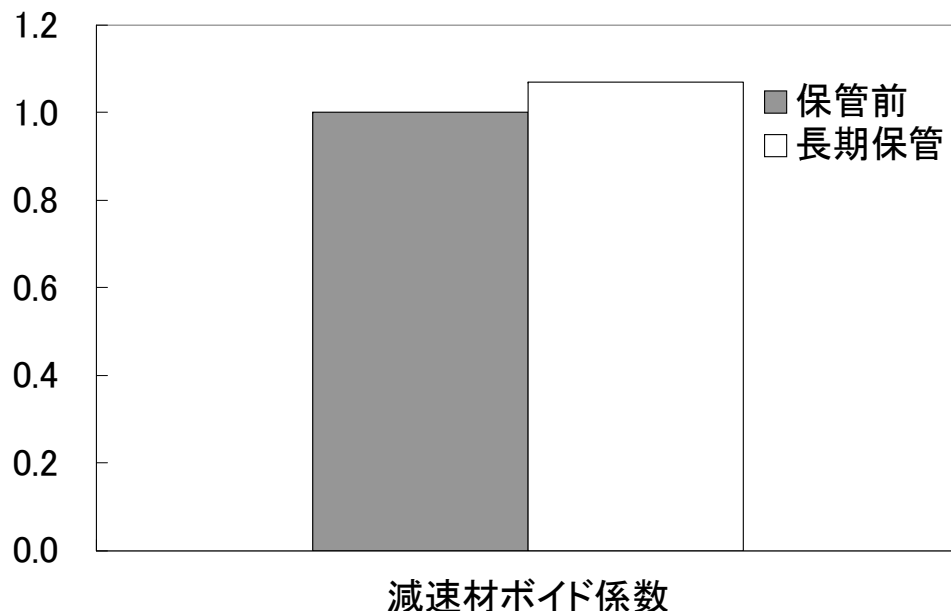


長期保管有無の差異はわずかであるため、他の核炉心特性（反応度係数、制御棒価値等）へ与える影響もわずかです。

## (回答9) 長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料との比較 (4)

### ■減速材ボイド係数

(保管前を1とした場合の相対値。燃焼初期の値)



長期保管による共鳴吸収核種であるAm241量の増加等によって、減速材ボイド係数の絶対値は燃料単体では約7%程度増加。

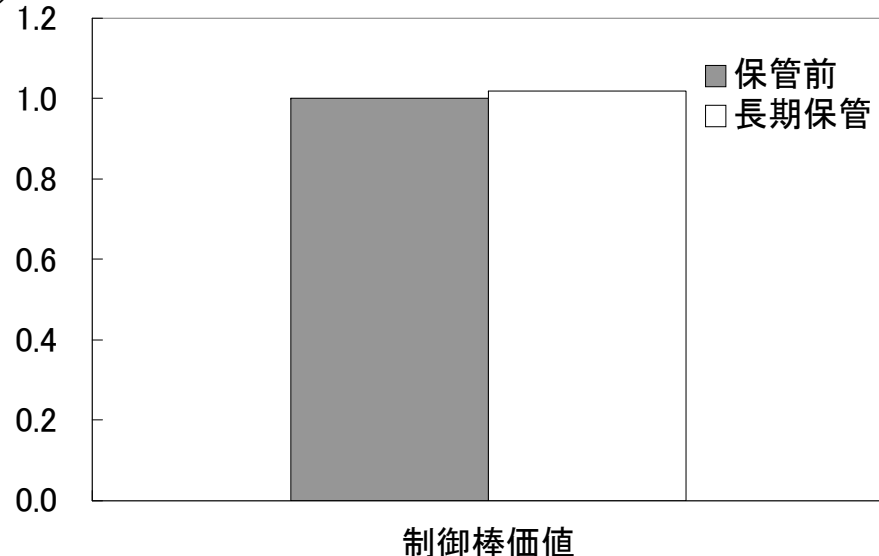
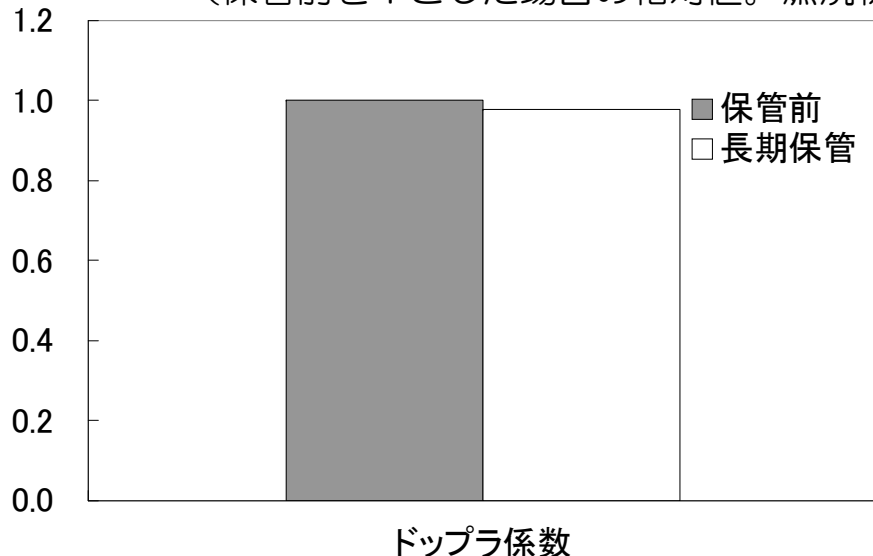
炉心全体では、全燃料体数548体に対して長期保管MOX燃料の体数32体は少ないことから、炉心全体へ与える影響は小さく、プルトニウム組成変動を考慮した保守ファクタ2%の範囲内。

( $0.4\% = 7 \times 32 \div 548$ )

## (回答9) 長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料との比較 (5)

### ■ ドップラ係数、制御棒価値

(保管前を1とした場合の相対値。燃焼初期の値)



ドップラ係数については、共鳴群中性子束がわずかに減少することによるU238とPu240の共鳴吸収の減少等によって、長期保管MOX燃料の方がわずかに小さくなります。

制御棒価値については、熱群中性子束がわずかに増加すること等によって、長期保管MOX燃料の方がわずかに大きくなります。

全炉心の燃料体数548体に対して長期保管MOX燃料の体数32体は少ないことから、炉心全体へ与える影響は更に小さくなります。

## (回答9) 長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料との比較 (6)

### ■核的特性のまとめ

#### ●反応度

長期保管によって反応度は低下するが、その低下幅は、燃焼変化に伴う反応度変化の幅や異なる燃料タイプ間の差異より小さい。そのため、従来と同様に燃料配置の工夫等によって、熱的制限値等を遵守した炉心の作成が可能。

#### ●減速材ボイド係数

燃料単体の比較では長期保管によって約7%程度増加します。炉心全体では、長期保管MOX燃料の体数が少ないことから、影響は小さい（Pu組成変動を考慮した保守ファクタ2%の範囲内）。

#### ●中性子スペクトル、ドップラ係数、制御棒価値

燃料単体の比較において、長期保管の有無による差異は小さい。

MOX燃料単体での比較によって、長期保管による核的特性への影響について核炉心設計上問題となるような差異がないことを確認しました。

炉心全体については長期保管MOX燃料の体数が少ない（32体／548体）ことから、長期保管MOX燃料の影響は更に小さくなり、従来と同様の燃料配置の工夫等によって、熱的制限値等を遵守した炉心作成が可能です。

既に報告しているとおり、実際に長期保管MOX燃料を装荷した場合について問題のない評価結果が得られております。

# 質問10

## <組成変化関連>

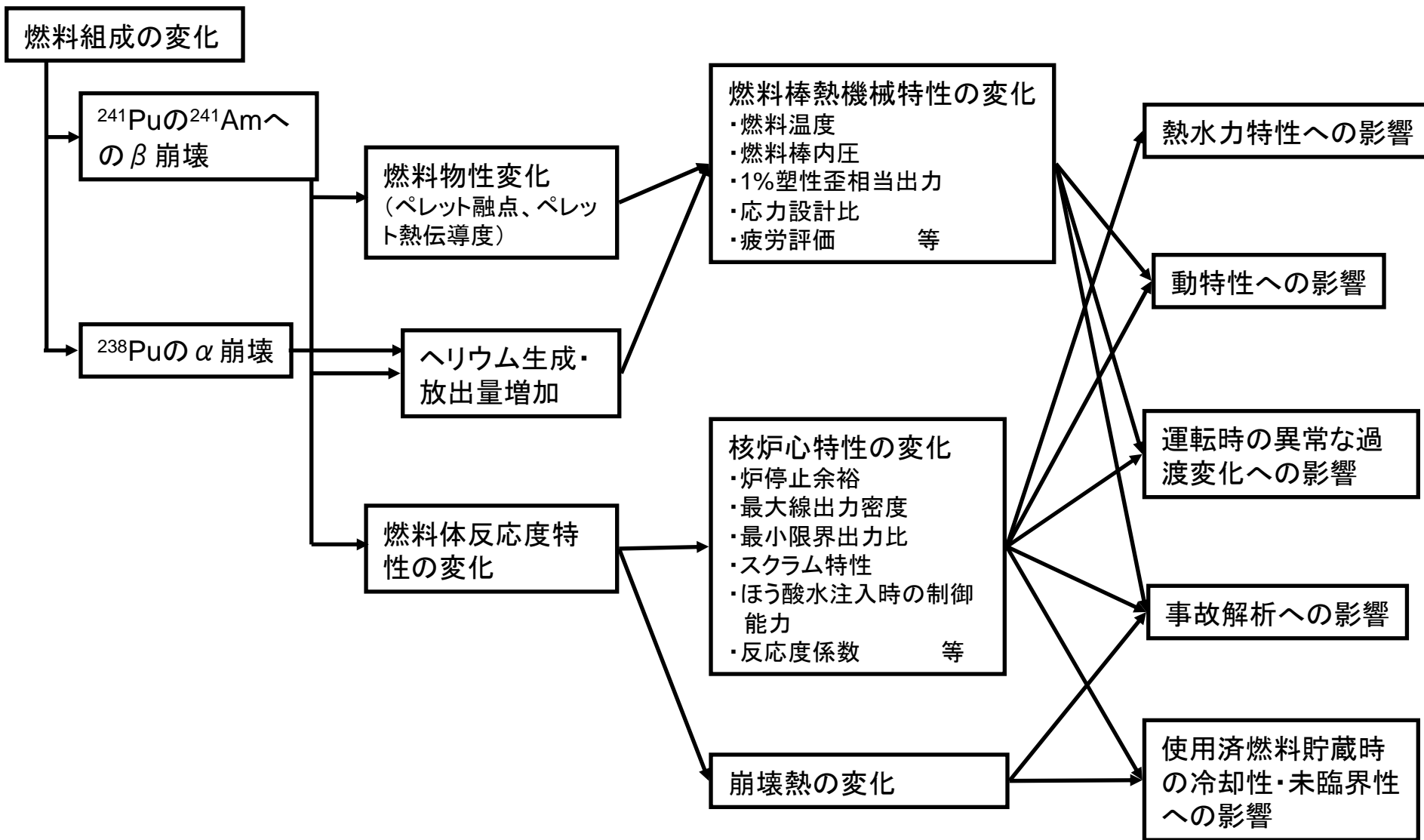
- ・長期保管MOX燃料に対する今回の評価結果と設置許可評価値との評価値との差異の扱いを示すこと。
- ・寿命末期燃料棒内圧等、「設置許可解析条件での評価値」を超えている場合があるが、こうした運用も設置許可の範囲内であるのか。
- ・そもそも、アメリカシウム等の影響を評価する際に、設置許可ではどのような前提をおいていたのか。その前提条件を満足しない場合の取扱いはどうなるのか。

(回答10)

次ページ以降に示します。



# (回答10) 燃料組成の経時変化による影響 (再掲)



# (回答10) 設置許可段階でのAm (装荷時期遅れ) についての確認 (1)

## ■機械設計

- MOX燃料中への蓄積が想定されるAm量は微量であることを確認。
- AmO<sub>2</sub>とPuO<sub>2</sub>の結晶構造等が同等であることから、Am蓄積によるペレット熱伝導等の燃料物性への影響は無視できることを確認。
- 装荷遅れなしの評価結果が、判断基準に対して十分余裕のあることを確認。

## ■核炉心設計

- 1 / 3 MOX炉心の全てのMOX燃料240体が5年装荷遅れした場合においても、反応度係数が過渡・事故用に設定した包絡条件の範囲内の特性であることを確認。
- Am蓄積によりMOX燃料の反応度は低下するものの、同時に装荷される燃料の体数や配置の工夫等によって、各種制限値を遵守した炉心成立が可能であることを確認。(ただし、熱的制限値や安定性等は、詳細設計の範疇)

## ■過渡・事故

- 1 / 3 MOX炉心の全てのMOX燃料240体が5年装荷遅れした場合を包絡する入力条件を設定。

## ■使用済燃料貯蔵時の冷却性・未臨界性

- 冷却性については、装荷遅れの影響が小さいこと、また、装荷遅れなしの評価結果が判断基準に対して十分余裕のあることを確認。
- 未臨界性については、装荷遅れにより反応度が低下することを確認。

## (回答10) 設置許可段階でのAm (装荷時期遅れ) についての確認 (2)

- 設置許可の機械設計等では、Amの影響が小さいこと、また、現行の解析結果が判断基準に対して十分余裕があることを確認しています。  
(Am蓄積によって燃料棒内圧等の評価結果が多少変動しても判断基準適合性に影響のないことの見通しを得ています。)
- 設置許可の安全解析では、1 / 3MOX炉心の全てのMOX燃料240体が5年装荷遅れした場合を包絡する反応度係数を入力条件として設定しています。
- 長期保管MOX燃料を装荷した炉心特性等については、取替炉心毎に制限値を満足していることを確認することが保安規定で定められています。
- 以上のことから、長期保管されたMOX燃料に対しても設置許可の範囲内にあるものと考えられますが、今回、長期保管の影響を考慮した設置許可相当の評価を実施し、影響が軽微であることを確認しました。
- 今回の評価結果は国に報告しており、内容の妥当性について確認を受けているところです。

# (回答10) 今回の評価結果と設置許可評価値との差異

## ■燃料棒内圧

- 長期保管によるヘリウム生成・放出量増加によって、MOX燃料棒の寿命末期燃料棒内圧は設置許可評価値より約0.5MPa大きくなっています。
- 燃料棒内圧は、燃料棒の照射挙動を示す1つの評価結果として設置許可申請書に記載されているものです（ペレット最高温度についても同様）。
- BWR燃料の構造強度設計に関する判断基準は以下のとおりであり、燃料棒内圧については被覆管応力評価において考慮されています（応力評価では、保守的に寿命を通じてFPガスとヘリウムの放出がないと仮定）。
  - ◆ 運転時の異常な過渡変化時において燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
  - ◆ 被覆管に発生する応力は許容応力以下であること。
  - ◆ 被覆管の累積疲労係数が1未満であること。

## ■使用済燃料貯蔵時の冷却性

- 長期保管によるMOX燃料の崩壊熱増加のため、使用済燃料貯蔵時の冷却性評価結果が約0.5℃増加しています。
- 設置許可での冷却性評価では、設備が十分な冷却性能を有することの見通しを得るために、代表的な条件での評価結果を示しています。
- 使用済燃料貯蔵の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ています。

上記の2項目では今回の評価結果は設置許可評価値との差異があるものの、内圧については応力評価で考慮されていること、プール水温については運用により管理される項目であることから、設置許可の範囲を超えるものではないことを確認しました。

# 質問11

## <組成変化関連>

二酸化プルトニウムと二酸化アメリカシウムの結晶構造は同等として、Am含有率3%程度までは物性は変わらないとしているが、自己照射の影響についても説明すること。また、融点と熱伝導度の測定結果については、自己照射の影響は考慮されているのか。

### (回答11)

長期間保管したMOX燃料ペレットはPu238の $\alpha$ 崩壊に伴う $\alpha$ 線の照射損傷によって格子欠陥が生成され（自己照射効果）、格子定数の増加及び熱伝導度の低下が生じる（ $\alpha$ ダメージ）との報告があります。しかしながら、 $\alpha$ 線による照射欠陥は原子炉の出力上昇に伴う燃料温度の上昇を通じて、その影響のほとんどが回復するため、燃料健全性評価への影響は軽微であると考えられます。

また、融点と熱伝導度の測定結果については、上記のとおり照射欠陥は高温で回復するため、照射欠陥の有無は高温での融点と熱伝導度での測定結果には影響しないと考えられます。

## 質問12

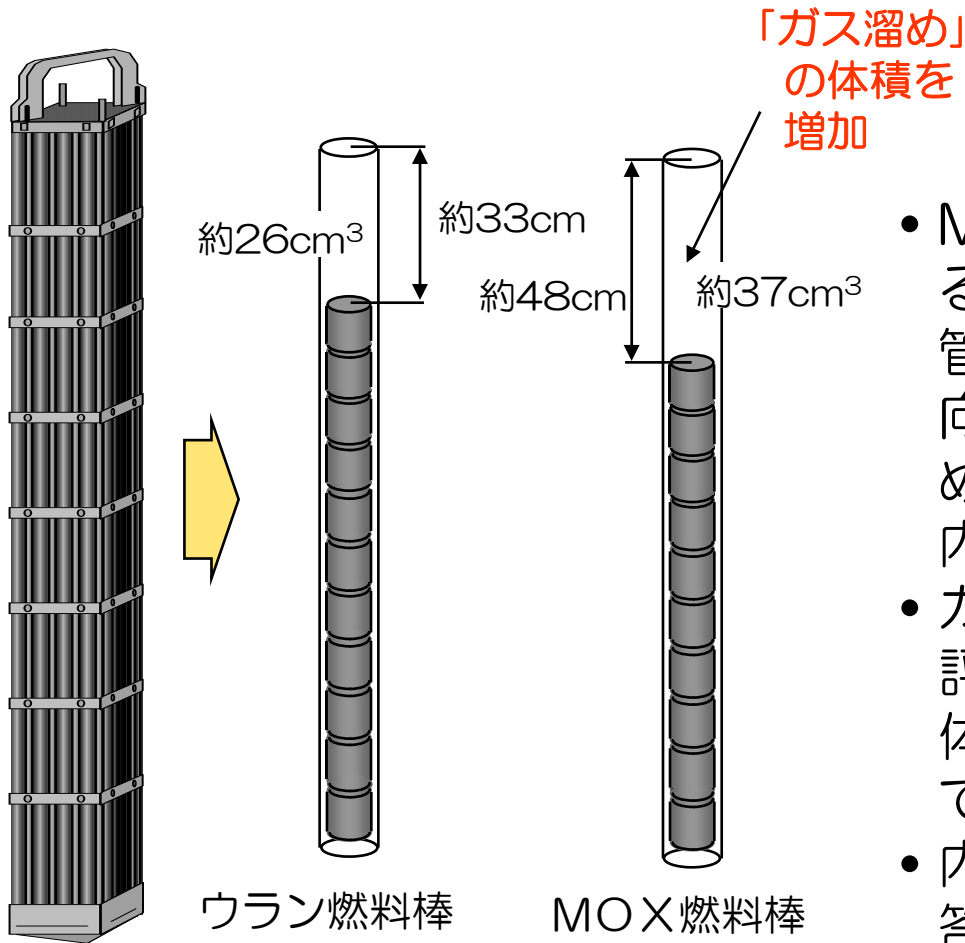
### <組成変化関連>

燃料棒内圧については、MOX燃料の場合、内圧の上昇を抑制するため、燃料棒上部のガスだめの体積を増加させた構造とすると聞いているが、燃料棒の設計上、内圧上昇はどう評価されており、寿命末期内圧評価値は設計の前提条件内のものなのか。

(回答12)

次ページ以降に示します。

# (回答12) MOX燃料棒のガス溜めの設計



- MOX燃料棒では、核分裂で生成する物質の内、ガス状のものが被覆管に溜まる割合が若干高くなる傾向にあるため、燃料棒内のガス溜めの体積を増加した設計として、内圧の上昇を抑制しています。
- ガス溜めの体積は、燃料棒内圧の評価における燃料棒内の自由空間体積として燃料棒設計で考慮されています。
- 内圧評価値の扱いについては（回答10）に示すとおりです。

MOX燃料集合体



# 質問13

## <組成変化関連>

BWR燃料設計基準に内圧の規定はどのようなものか。

### (回答13)

BWR燃料の構造強度設計に関する判断基準は以下のとおりです。

- 運転時の異常な過渡変化時において燃料被覆管は機械的に破損しないこと。  
具体的には、被覆管の円周方向塑性歪が1%以下であること。
- 被覆管に発生する応力は許容応力以下であること。
- 被覆管の累積疲労係数が1未満であること。

BWR燃料では、被覆管温度、中性子束等の特徴から燃料棒内圧によるクリープ変形は非常に小さいことから、燃料棒内圧に関する基準は設定されていません。燃料棒内圧については被覆管応力評価において考慮しています。

PWR燃料では「燃料棒の内圧は、被覆管のクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増大する圧力を超えないこと」が燃料棒の内圧基準となっています。



# 質問14

## <組成変化関連>

制御棒過渡・事故の制御棒価値の評価で、第26サイクルで設置許可解析値を上回るのはなぜか。

### (回答14)

最大制御棒価値は、臨界近接時の制御棒価値の判断基準である $1.0\% \Delta k$ を満足できるように、個々の炉心に応じた制御棒引抜手順を定めた結果、得られているものであり、評価炉心毎に値は変わりうるものです。

第26サイクルの評価値が設置許可解析値より大きいのは、第26サイクル炉心での最大価値制御棒周辺の燃料集合体の出力が比較的高くなっているためです。

設置許可においては、判断基準 $1.0\% \Delta k$ の遵守が可能であることの見通しを得るために代表的な評価結果を示しているものであり、設置許可の評価値を超える場合においても設置許可の範囲を超えるものではありません。

最大制御棒価値は、社内規定で管理することを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ます。

# 質問15

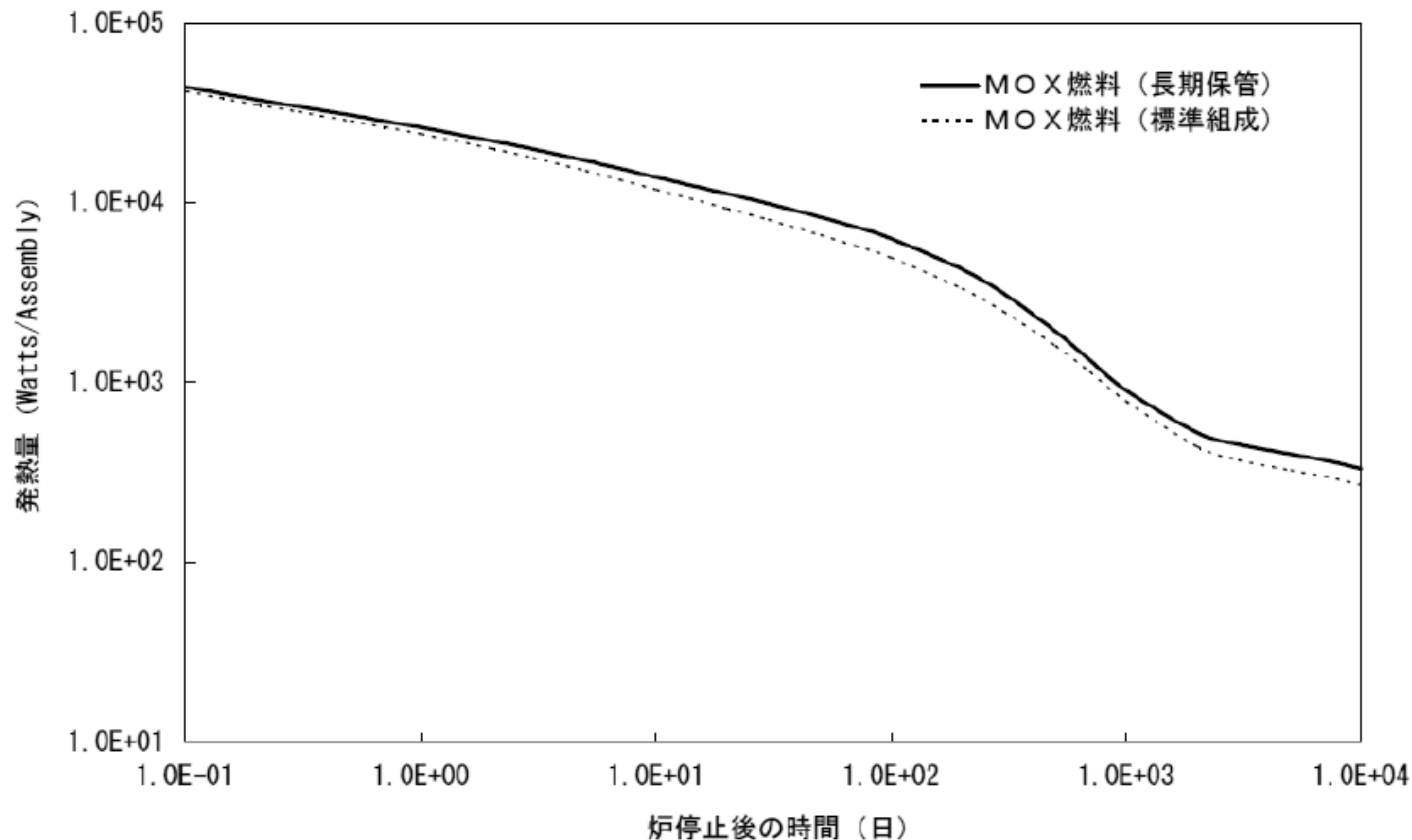
<組成変化関連>

発熱量は、標準的な組成のMOX燃料で長期保管した場合、何%程度増加するのか。

(回答15)

次ページに示します。

# (回答15) 使用済MOX燃料の崩壊熱



## 使用済MOX燃料の崩壊熱

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 Cm242 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標準組成MOX 燃料と比較して約20%程度大きくなります。

# 質問16

## <組成変化関連>

燃料集合体最高燃焼度が第27サイクルで37800MWd/tと設置許可解析値を超えているが、長期保管が理由なのか。

### (回答16)

燃料集合体最高燃焼度は、前サイクルの炉心状態を基にし、他の多くの炉心特性項目の制限値遵守を考慮して実施される炉心設計の評価結果の1つであり、評価炉心毎に値は変わりうるものです。

第27サイクル炉心の燃料集合体最高燃焼度が設置許可解析値と異なっているのは、評価炉心毎のばらつきに含まれるものであり、長期保管による差異ではありません。

設置許可では、燃料集合体最高燃焼度についての制限値の遵守が可能であることの見通しを得るために代表的な評価結果を示しているものであり、設置許可の評価値を超える場合においても設置許可の範囲を超えるものではありません。

燃料集合体最高燃焼度は、保安規定で管理することを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ます。

# 質問17

## <組成変化関連>

平成11年度に32体の装荷を準備していた際とウラン新燃料装荷予定本数等はどの程度異なるのか。

(回答17)

32体のMOX燃料とともに装荷されるウラン新燃料の体数について、過去の評価結果を今回の評価結果と合わせて示します。

MOX燃料とともに装荷されるウラン新燃料の体数の評価結果

平成11年度評価	: 136体 (高燃焼度8×8燃料)
平成12年度評価	: 104体 (9×9燃料 (A型))
今回の評価	: 116体 (9×9燃料 (A型))

MOX燃料とともに装荷されるウラン新燃料の体数の差異は、MOX燃料の反応度の低下の他に、装荷されるウラン燃料の種類や当該サイクルの運転期間長さ等による影響も含んだものとなっています。

長期保管MOX燃料32体を装荷した場合の炉心全体への反応度の低下を補うのに必要なウラン新燃料 (9×9燃料 (A型)) の体数は4体程度です。

# 質問18

## <組成変化関連>

減速材ボイド係数の保守ファクタとは何か。

### (回答18)

設置許可の安全解析で用いられ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、詳細設計の変動等を考慮した保守ファクタとして1.25 もしくは0.9 を乗じた値を用いています。

#### ○ ボイドが減少する事象

「負荷の喪失」や「給水加熱喪失」等の、ボイドが減少して出力が上昇する事象に対しては、ボイド反応度フィードバックが大きい方が解析結果を厳しくするため、最も減速材ボイド係数の絶対値が大きい燃料の値に対して保守ファクタ1.25を乗じた値を設定しています。

#### ○ ボイドが増加する事象

「原子炉冷却材流量の部分喪失」等の、ボイドが増加して出力が減少する事象に対しては、ボイド反応度フィードバックが小さい方が解析結果を厳しくするため、最も減速材ボイド係数の絶対値が小さい燃料の値に対して保守ファクタ0.9を乗じた値を設定しています。

## 質問19

### <組成変化関連>

長期保管されたMOX新燃料及び使用済MOX燃料の取扱いで作業エリアの線量が高くなることはないか。

### (回答19)

長期保管されたMOX新燃料及び使用済MOX燃料は、ウラン使用済燃料と同様に使用済燃料プールで保管され、十分水深を確保した水中で取り扱われることから、作業エリアの線量が問題となることはありません。

## 質問20

長期保管中にMOX燃料中のPu241がAm241へ $\beta$ 崩壊している。Am241の濃度は3%以下である限り、物性値には変わりないとしている。核的性質については、どの程度の濃度まで許容されるのか。

(回答20)

Am241のペレット物性値（融点、熱伝導度等）への影響については、3%のAm濃度まで変化がないことが確認されているため、今回の評価ではAm蓄積による影響を考慮しておりません。

Am241の核的性質への影響については、燃料の反応度が低下すること等が確認されているため、これらの影響を適切に取り入れて評価を行います。

今回、現行の保管期間（製造基準日から約12年）を前提に、Amが蓄積された長期保管MOX燃料を実際に装荷した場合について評価を行い、従来と同様に燃料配置の工夫等によって熱的制限値等を遵守した炉心が作成され、問題のない評価結果を得ております。

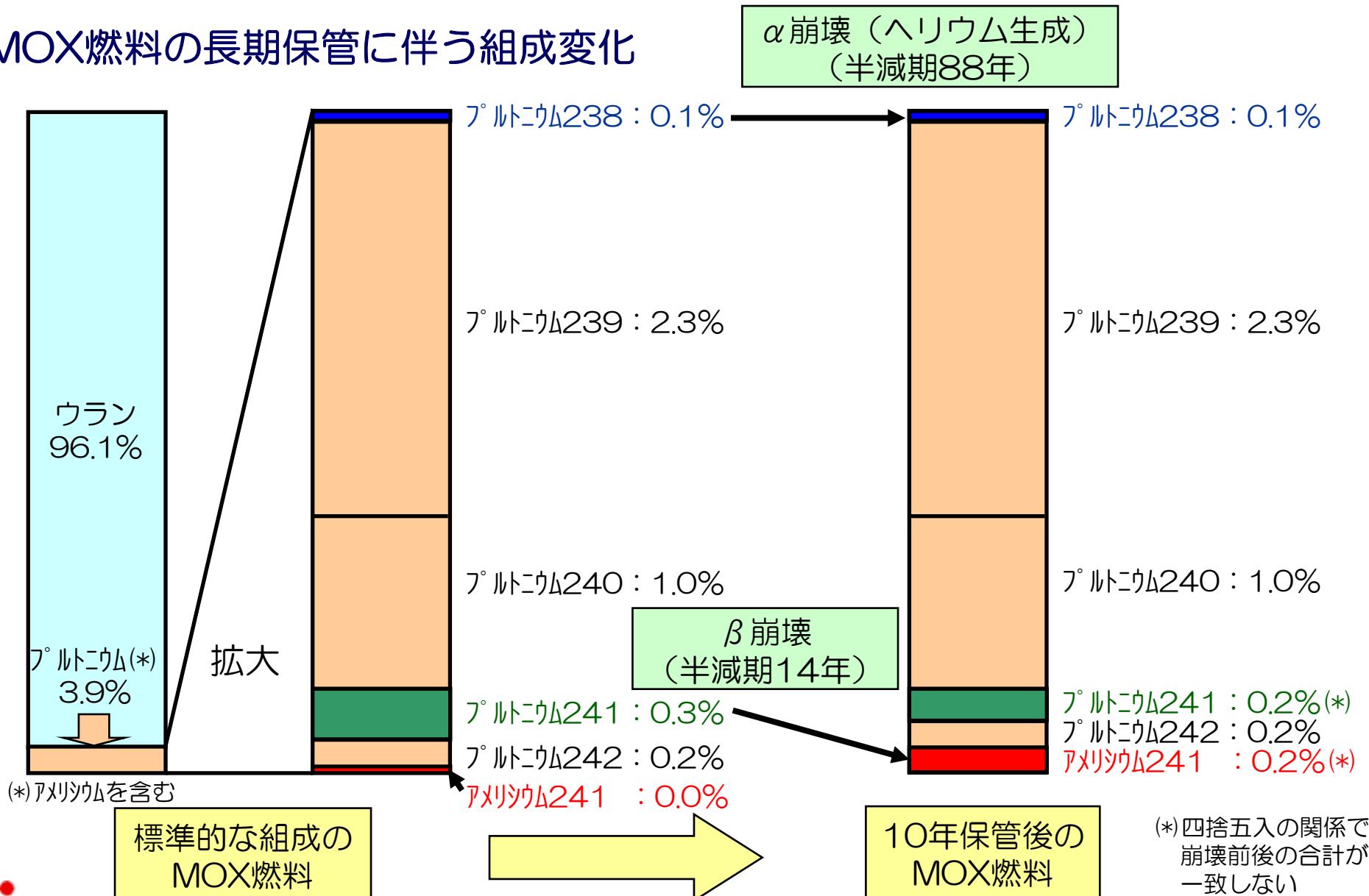
このように、Amの影響を適切に考慮することにより評価を行うことが可能であるため、核的性質についてのAm濃度の許容制限はありません。

なお、MOX燃料中のPu241が全量Amに崩壊したとしても、Amは約0.3%程度と少量です。



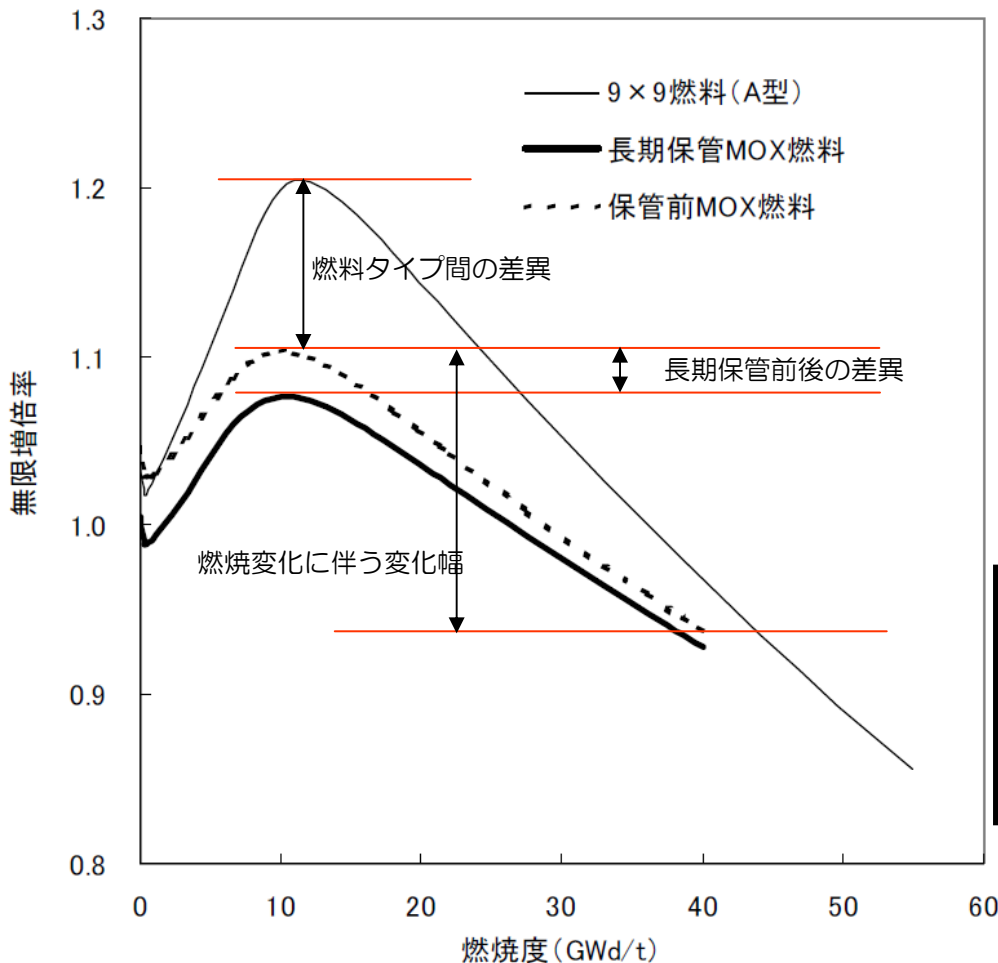
# (回答20 続き)

## MOX燃料の長期保管に伴う組成変化



# (回答20 続き)

## ■ 反応度（無限増倍率）の長期保管MOX燃料と保管前MOX燃料との比較



- 長期保管による核分裂性物質Pu241の崩壊によって、無限増倍率は低下。
- ただし、長期保管前後の差異は、燃焼変化に伴う変化の幅より小さく、また、燃料タイプ間の差異より小さい。
- 従来より、炉心設計の際には反応度の異なる燃料の混在を考慮。



長期保管MOX燃料を装荷する場合においても、従来と同様に燃料配置の工夫等によって、熱的制限値等を遵守した炉心の作成が可能です。

## 質問21

評価値は、設置許可解析値や判断基準値より単に小さいという条件だけでよいのか。

また、評価値の精度や判断基準の有効数字はどうなっているのか。

(回答21)

今回の評価では、長期保管に伴う影響を踏まえ、設置許可に係る安全審査の評価項目に基づいて評価を行っていることから、評価値については設置許可での判断基準と比較し、十分な保守性を持っていることを確認することは妥当と考えております。

判断基準の有効数字は、設置許可で用いられるものと同じ桁数を示しております。判断基準が「1以下」としているものは、「1.00・・・以下」であることを意味します。

## (回答21 続き)

各評価項目の評価値の精度の考え方は以下のとおりです。

### ○ ほう酸水注入系の制御能力

ほう酸水注入系の制御能力の評価においては、一点近似評価手法による精度を考慮して、臨界（実効増倍率が1）に対する余裕を大きくとり「実効増倍率が0.95以下」を判断基準としています。本手法および判断基準は、設置許可において妥当とされています。

### ○ ドップラ係数

ドップラ係数評価手法の評価誤差には、単位燃料集合体計算コードの誤差、三次元計算コードの誤差、一点近似による誤差があります。前回表で示したドップラ係数は保守ファクタを考慮していない計算結果ですが、安全解析でドップラ係数を用いる際には、上記誤差を包含するようにドップラ係数に保守ファクタ0.90を乗じ、保守的な評価を行っています。

## (回答21 続き)

### ○ 核熱水力学的安定性

核熱水力学的安定性評価に用いる解析コードは、実炉での試験結果に対し、ばらつきを有するものの概ね保守側の傾向を示しています。設置許可解析では、反応度係数等の解析条件を保守側に設定することとあわせ、本解析コードを用いて安定性評価（判断基準；減幅比 $<1.0$ ）を行うことが妥当とされています。

### ○ 使用済燃料プールの冷却性

使用済燃料プールの冷却性評価では、評価コードの不確かさの影響を考慮すると、プール水温は $1^{\circ}\text{C}$ 程度上昇することとなりますが、これを考慮しても評価結果は判断基準（ $65^{\circ}\text{C}$ ）以下となります。

今回の評価は、設備が十分な冷却性能を有することの見通しを得るために、MOX燃料の体数等について保守的な条件での評価結果を示しているものです。プール水温は保安規定で $65^{\circ}\text{C}$ 以下に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冷却性を確保することは可能です。

## 質問22

燃料については、少ない確率ながら偶発的な燃料リークは避けられず、この防止のため如何に注意しているかを確認することが大事で、燃料集合体の中に紛れこんだデブリ（金属片などのゴミ）が偶発破損の原因となることが多いことから、しっかりしたクリーニング対策が取られているかを確認したい。

### （回答22）

福島第一原子力発電所においては、偶発的な燃料からの放射性物質の漏えいに対する対策として以下を実施してきており、近年においては原子炉へ持ち込まれる異物は十分少なくなっていると考えています。

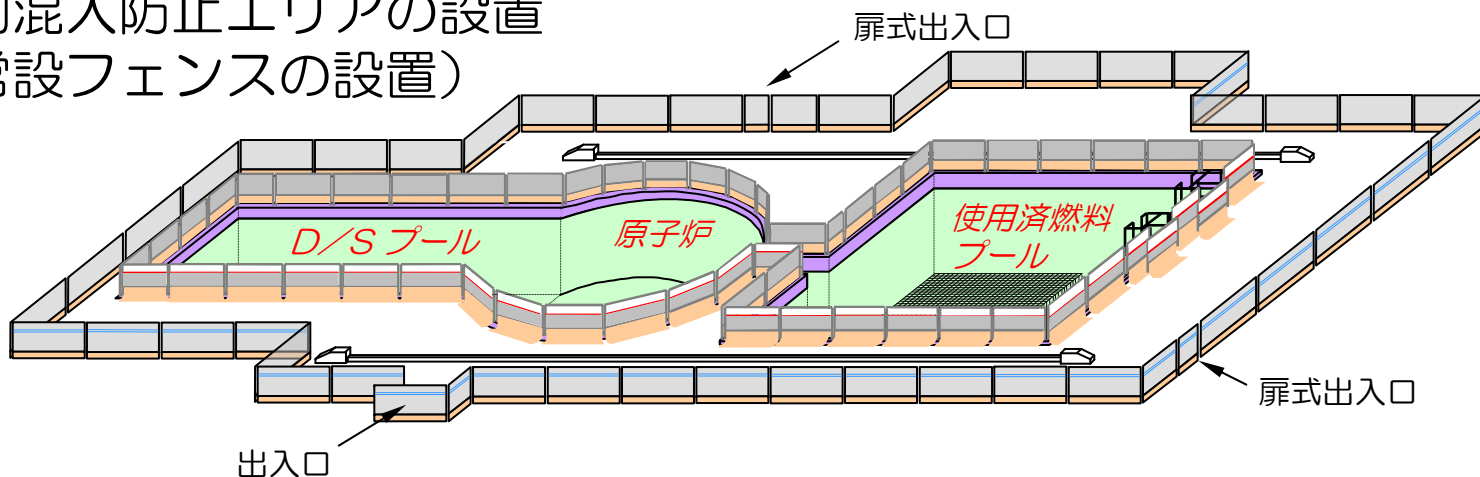
#### 1. 異物混入防止対策

- 原子炉本体に直接接続されている系統・機器の内部点検においてワイヤブラシの使用を原則禁止（平成11年以降）
- 原子炉建屋最上階にあたるオペレーティングフロアにおける異物混入防止対策の強化（平成16年以降）

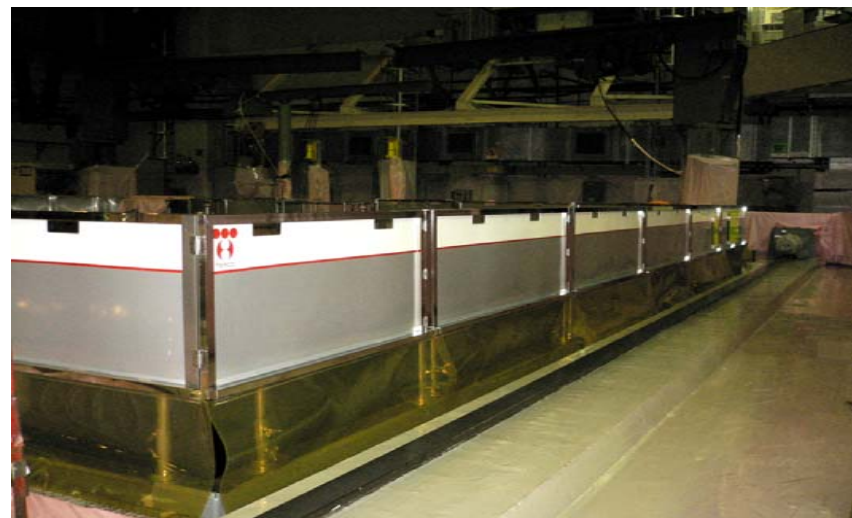
次ページ以降に示します。

## (回答22 続き)

- ・ 異物混入防止エリアの設置  
(常設フェンスの設置)



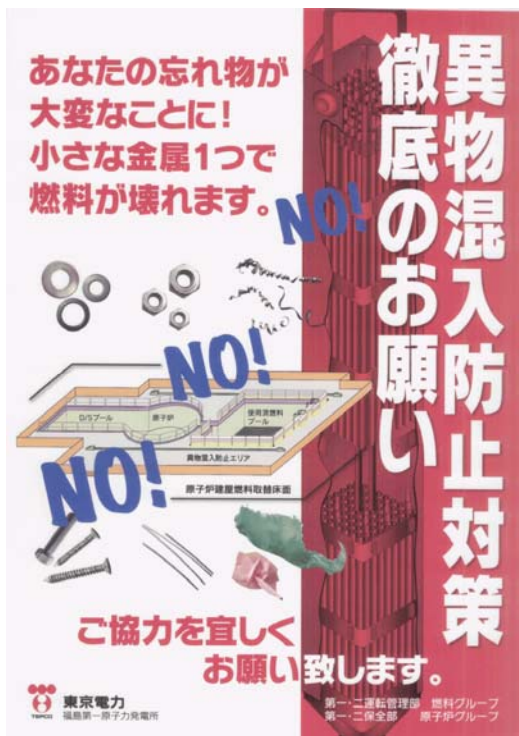
- ・ 原子炉及び使用済燃料プール廻りの手摺を  
パイプ手摺から側板付手摺に変更
- ・ 異物混入防止選任監視員の設置  
不要な物品を持ち込まない管理を  
行うとともに、作業に必要な物品  
を持ち込む場合は、厳格な員数管  
理と落下防止を講じる。





## 2. 教育・周知（平成16年以降）

### ●異物混入防止対策用ポスター・パネルの現場設置による注意喚起



### ●定期検査開始前の協力企業への周知

定検キックオフミーティングにて異物混入防止対策の徹底を周知



## (回答22 続き)

### 3. 監視・対応力強化対策

#### ●燃料健全性データの公開

炉水中よう素131濃度、排ガス放射線モニタのデータをホームページで公開し、広く情報提供。

#### ●高感度オフガスモニタの設置

運転中に燃料から放射性物質の漏えいの兆候があれば、高感度のモニタにより早期に検知可能。

#### ●出力抑制法による対応強化

漏えいの疑いのある燃料集合体の範囲を特定し、その付近の制御棒を挿入して漏えい燃料の出力を抑制することにより、燃料からの放射性物質の漏えいを十分低く抑えることが可能。

### 4. まとめ

今後とも、異物混入防止対策の徹底により漏えい燃料の発生低減に努めるとともに、監視・対応強化に努めてまいります。

なお、使用済燃料プールに長期間保管されているMOX燃料32体につきましては、ご報告の通り、ファイバースコープ等による内部確認の結果、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しています。