



資料No.2-2

高速増殖原型炉もんじゅ 初装荷燃料の変更計画について

(原子炉設置変更許可申請の概要)

平成19年3月13日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



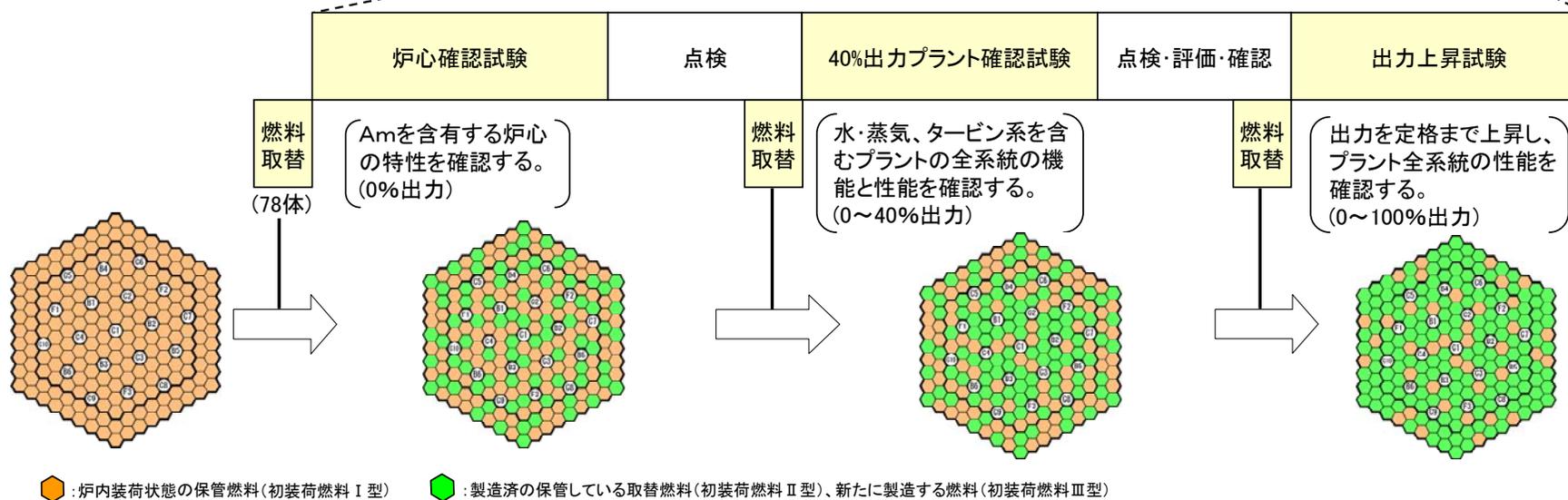
(も く じ)

1. 燃料取替計画と性能試験工程（案）
2. 「もんじゅ」燃料の状況と燃料取替の必要性
3. 原子炉設置変更許可申請の内容と理由
4. 燃料体に係る変更前後の比較
5. 変更申請に伴う安全性確認
 5. (1)長期保管燃料の健全性
 5. (2)アメリシウムによる影響
 5. (3)炉心特性の確認
 5. (4)安全評価
6. まとめ

1. 燃料取替計画と性能試験工程(案)

○ 「もんじゅ」は長期停止したことから、運転再開に際しては、プラントの安全性を一つ一つ確認しながら慎重に段階を踏んで試験と点検を行う計画である。

	17年度	18年度 (2006)	19年度 (2007)	20年度 (2008)	21年度 (2009)	22年度 (2010)
工程	改造工事			性能試験(約2年半)		
	工事確認試験					
		プラント確認試験		▲ 臨界		



2. 「もんじゅ」燃料の状況と燃料取替の必要性

- 「もんじゅ」は、平成7年の運転中断後、10年を超えて停止状態にある。
- 炉心に装荷されている燃料は、核分裂性のプルトニウム241 (^{241}Pu) が核分裂性でないアメリシウム241 (^{241}Am) に自然崩壊(半減期: 約14年)しており、燃料中に含まれる核分裂性物質の量が減少している。
- 炉心燃料については、反応度が低下しており、性能試験を実施するためには燃料取替が必要となる。

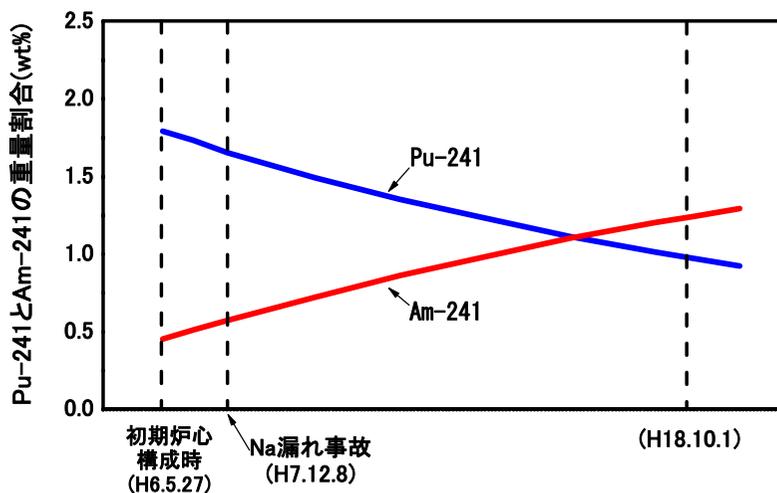


図1 Pu-241とAm-241の重量割合

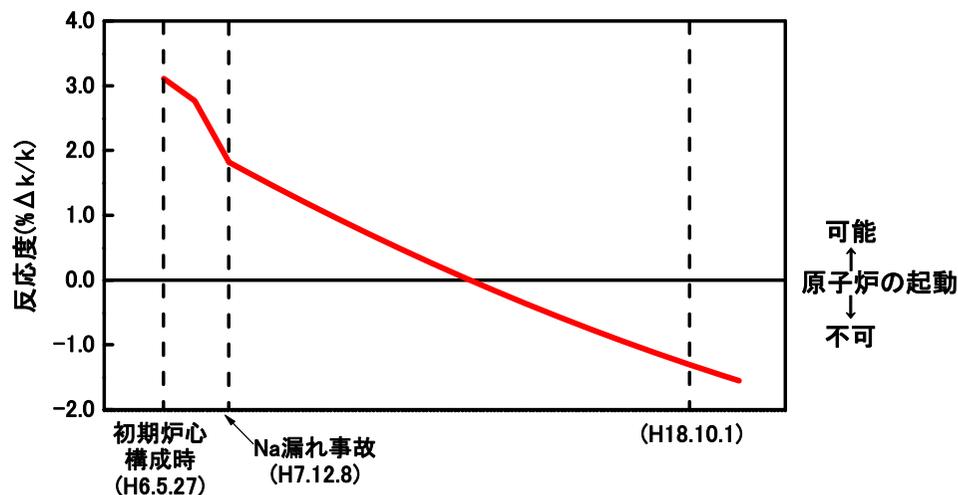


図2 炉心の反応度
(180°C)



3. 原子炉設置変更許可申請の内容と理由

【平成18年10月13日 原子炉設置変更許可申請】

○ 変更する施設名及び変更内容

炉心燃料集合体

現在の炉心に装荷されている燃料の他に、本格運転以降に使用する予定で許可を受け、保管している取替燃料等を初装荷燃料として使用する。

炉心燃料に用いるウランとして、劣化ウランに加えて回収ウラン等を使用できるようにする。

○ 変更理由

平成7年のナトリウム漏えい事故による長期停止に伴い、原子炉に装荷されている燃料中に含まれる核分裂性プルトニウムの一部が自然崩壊により減少している。

このため、炉心の反応度が低下しており、性能試験を実施するためには燃料の取替えが必要である。

4. 燃料体に係る変更前後の比較

○ 初装荷燃料を変更し、下記のとおり I 型～III型に分類する。

- ・現在の炉心に装荷されている初装荷燃料 \longrightarrow 初装荷燃料 I 型
- ・本格運転以降に使用する予定で保管していた取替燃料 \longrightarrow 初装荷燃料 II 型
- ・新たに製造する燃料 \longrightarrow 初装荷燃料 III 型

変更前		変更後	
初装荷燃料 (内側炉心／外側炉心／平均)	約 15/20/17wt%	初装荷燃料 I 型	約15／20／17wt% ^(*) 以下
		初装荷燃料 II 型	約16／21／18wt% ^(*) 以下
		初装荷燃料 III 型	約16／21／18wt% ^(*)
取替燃料 (内側炉心／外側炉心／平均)	約 16/21/18 wt%	同左	

(*) 1) 基準となるプルトニウム組成の場合

核分裂性プルトニウム富化度

$$\left[\frac{\text{核分裂性プルトニウム}}{\text{プルトニウム及び劣化ウラン}} \right] \Rightarrow \left[\frac{\text{核分裂性プルトニウム}}{\text{プルトニウム、アメリシウム241及びウラン}^{(*)2}} \right]$$

(*) 2) ウラン：劣化ウラン、天然ウラン又は回収ウラン

5. 変更申請に伴う安全性確認

(1) 長期保管燃料の健全性確認

長期保管燃料について、健全性評価を行う。

(2) アメリシウム (^{241}Am) の燃料物性への影響

アメリシウム (^{241}Am) について、 ^{241}Am の含有が燃料物性 (燃料の融点、熱伝導度など) に与える影響を確認する。

(3) 炉心特性の確認

燃料取替をした炉心について、核設計、熱流力設計の制限値等を満足することを確認する。

(4) 安全評価

安全評価を行い周辺環境への影響に問題がないことを確認する。



5. (1) 長期保管燃料の健全性確認(1/2)

初装荷燃料 I 型： 初装荷燃料として製造され、平成7年の性能試験を経験したのち、原子炉内(ナトリウム中)で保管されている燃焼燃料

初装荷燃料 II 型： 第1回取替燃料として製造され、もんじゅ及び東海研究開発センターの大気中又は炉外燃料貯蔵槽(ナトリウム中)に保管されている未燃焼燃料

○ 初装荷燃料 I 型及び II 型の利用における機械的健全性について、保管中の経年的影響を考慮した燃料設計評価に際して、以下を考慮する。

- ・ 保管中に ^{238}Pu 等の α 崩壊で生成されるヘリウムガスによる初期燃料要素内圧の上昇による影響
- ・ 保管中に蓄積した ^{241}Am が燃焼期間中にキュリウム(^{242}Cm)に核変換し、この α 崩壊に伴って生成されるヘリウムガスによって燃料要素内圧が上昇することによる影響
- ・ ナトリウム環境下で長期保管された被ふく管のナトリウム腐食による減肉の影響
- ・ アメリシウムによる燃料物性(融点、熱伝導度)への影響



5. (1) 長期保管燃料の健全性確認(2/2)

○ 評価結果

(1) 燃料最高温度

^{241}Am を最大約2wt%含有するが、この程度までの ^{241}Am 含有による燃料最高温度評価への影響はほとんど無い。(燃料物性に対する ^{241}Am の影響は後述)

⇒ 通常運転時、長期保管燃料の燃料最高温度は熱的制限値 2350°C を満足する。

⇒ 過出力時でも燃料溶融防止の温度制限値 2650°C を下まわる。

(2) 長期保管燃料の機械的健全性

保管中の環境条件を考慮すると、被ふく管腐食等の材料劣化及び摩耗等の機械的劣化の影響は軽微である。

また、ヘリウムガス生成量の増加によって燃料要素内圧が増加する影響を考慮しても初装荷燃料Ⅰ型及び初装荷燃料Ⅱ型において、使用期間中における被ふく管に発生する応力、クリープ寿命分数和、累積疲労サイクル等は設計上の要求を満足する。

アメリカシウムの蓄積等の長期保管による経年的影響を考慮しても、その使用期間中の健全性が損なわれることはない。

5. (2) アメリシウムの燃料物性への影響 (1/4)

燃料融点及び熱伝導度など、燃料物性について最新手法による測定を実施する。

1. アメリシウムを含むMOX燃料融点測定

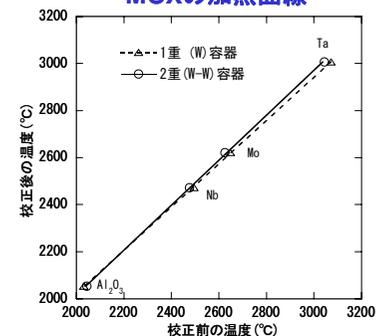
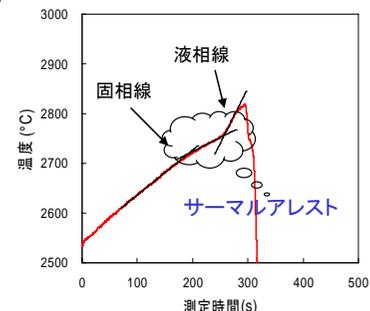
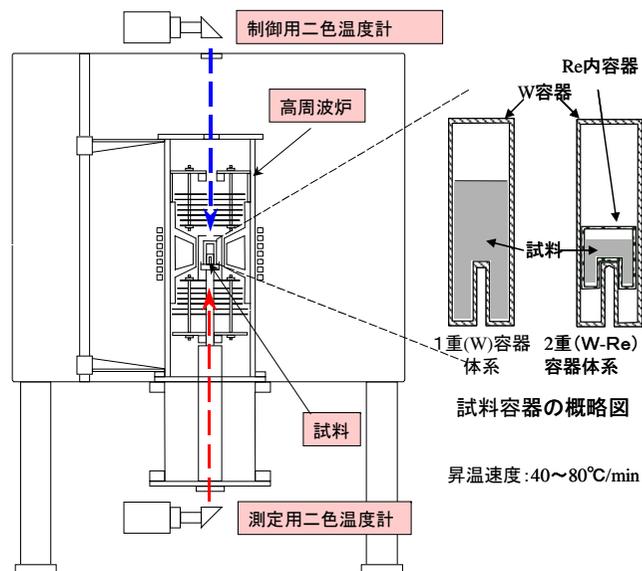
○ サーマルアレスト法による融点測定・・・昇温時の加熱曲線からサーマルアレストを求める。

○ タングステン製試料容器による測定に加え、レニウム製の内容器を採用・・・プルトニウム含有率が高い混合酸化物燃料の試料とタングステン製試料容器との反応を抑制する。

(試料と試料容器との反応に関して、融点測定後の組織観察等によって確認)

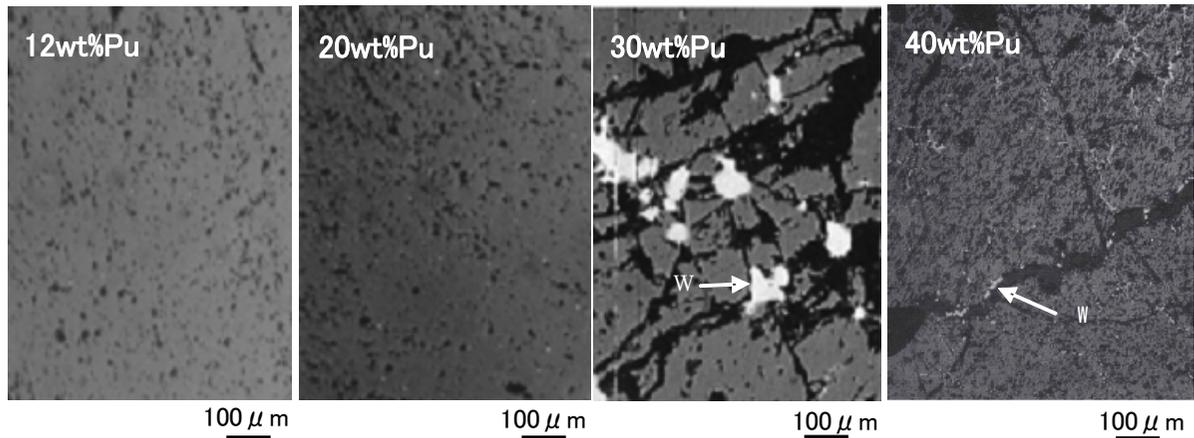
○ 融点測定誤差・・・ $\pm 35^{\circ}\text{C}$

(温度校正誤差= $\pm 20^{\circ}\text{C}$ 、加熱曲線評価の不確かさ= $\pm 15^{\circ}\text{C}$)



サーマルアレスト法による融点測定の概要

5. (2) アメリシウムの燃料物性への影響 (2/4)

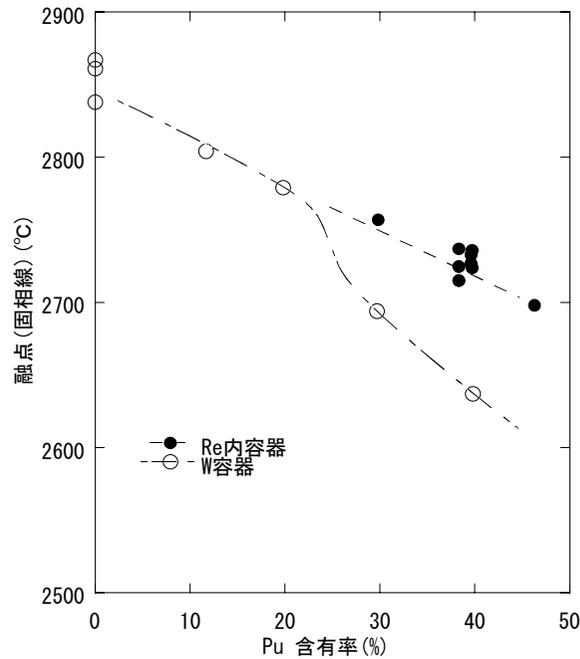


到達温度: 2879°C
(W混入: <1wt%)

到達温度: 2834°C
(W混入: <1wt%)

到達温度: 2860°C
(W混入: 14wt%)

到達温度: 2817°C
(W混入: 20wt%)



融点測定での試料容器(W 内容器とRe内容器)による定比組成の混合酸化物の融点(固相線)への影響と組織観察結果

2. アメリシウムによる融点(固相線)への影響

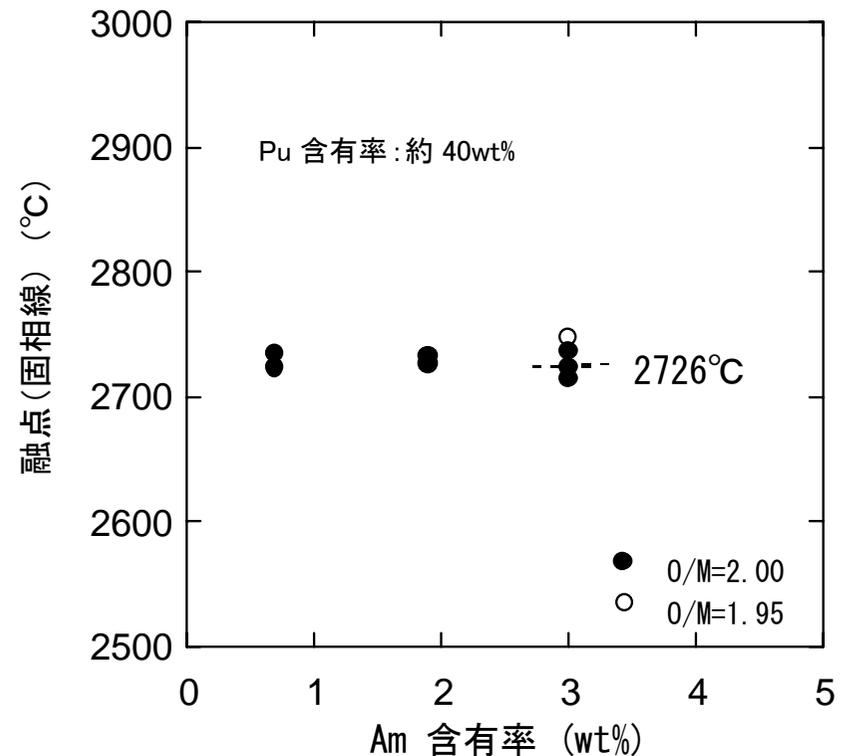
- プルトニウム含有率が約40wt%の混合酸化物燃料についてアメリシウム含有率が最大約3wt%となる範囲でレニウム内容器を用いた測定法によって融点を測定した。
- アメリシウム含有率が3%までの範囲において、混合酸化物燃料の融点について顕著な低下は認められない。

設計上の燃料中心のPu, Am含有率の想定

- ◆ 未照射燃料のPu, Am含有率最大値
Pu:32%, Am:2.3%
- ◆ 照射開始後の再分布により中心部濃度が約1.3倍となると想定
- ◆ 温度制限値設定上のPu, Am含有率
Pu:42%, Am:3%

融点のAm含有率依存性

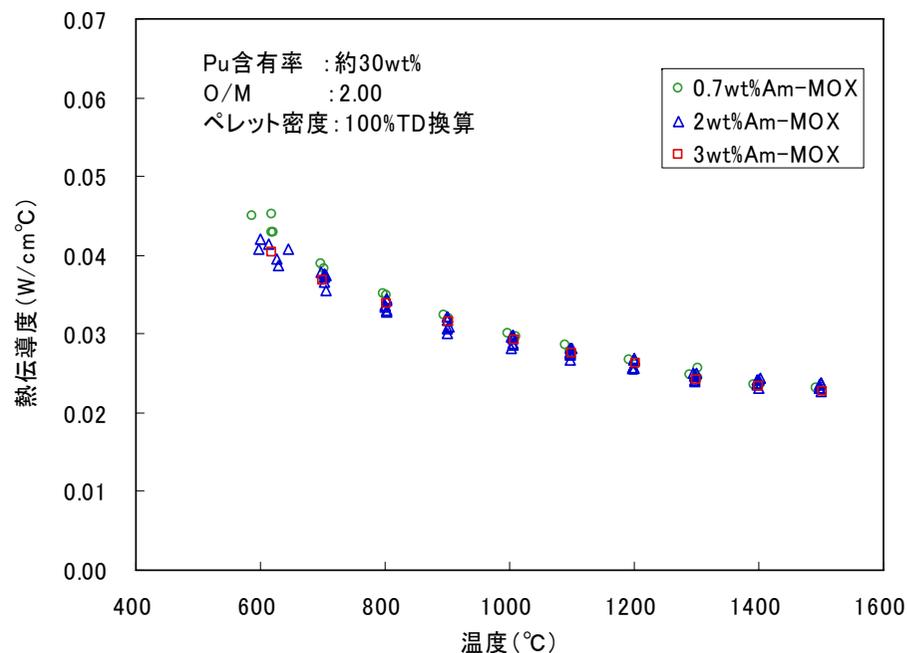
⇒ 溶融防止のための温度制限値2650°Cを余裕をもって上回っている。



3. アメリシウムによる熱伝導度への影響

- プルトニウム含有率が約30wt%、O/M^(注)2.00の混合酸化物燃料に対し、アメリシウム含有率として約0.7wt%、約2wt%、約3wt%とした場合の熱伝導度を測定した。(下図)
- 900°Cまでの温度領域ではアメリシウムの増加によって僅かに熱伝導度が低下する傾向が認められるが、900°C以上の高温側ではアメリシウム含有率が約0.7wt%から約3wt%へと増加しても熱伝導度に明確な差は認められない。

⇒ 燃料最高温度評価におけるペレット外表面温度が約900°Cであり、3wt%程度までのアメリシウム含有による燃料最高温度評価への影響はほとんどないと考えられる。



(注) O/M: 混合酸化物燃料中に存在する酸素と重金属の比

5. (3) 炉心特性の確認

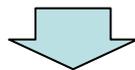
炉心特性評価

○ 前回の初装荷炉心

初装荷燃料 (I 型) のみで構成されていた。

○ 変更後の初装荷炉心

一部を初装荷燃料 II 型、III 型に交換する。



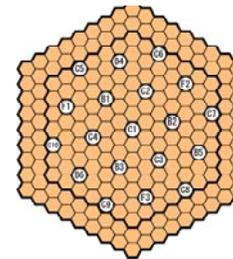
変更後の初装荷炉心の特性を評価

・ 核的制限値を満たすことを確認

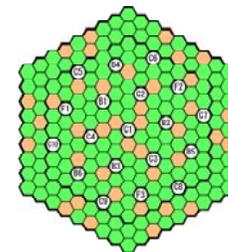
- 最大過剰反応度 $5.7\% \Delta k/k$ 以下、反応度停止余裕 $1\% \Delta k/k$ 以上
- 最大反応度添加率 $8 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ 以下、出力係数は負

・ 熱的制限値を満たすことを確認

- 定格運転時の燃料最高温度 2350°C 以下
- 定格運転時の被ふく管肉厚中心最高温度 675°C 以下



前回の初装荷炉心



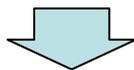
変更後の初装荷炉心

- : 炉内装荷状態の保管燃料 (初装荷燃料 I 型)
 - : 製造済の保管している取替燃料 (初装荷燃料 II 型)、新たに製造する燃料 (初装荷燃料 III 型)
- 注) 燃料交換体数及び燃料配置は例示である。

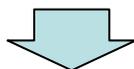
長期プラント停止に伴う ^{241}Pu の減少(^{241}Am の増加)等によるプルトニウム組成の変動を考慮して炉心特性を評価し、それに基づいた安全評価を行った。

(1) 燃料組成変動を考慮した安全評価

○プルトニウム同位体組成は、再処理される燃料の燃焼度、冷却期間、成型加工後の装荷までの時間経過により変動する。



○組成変動を考慮したうえで安全解析に使用する反応度係数を適切に設定。



○安全解析により燃料最高温度、被ふく管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度の確認。

基準となるプルトニウム同位体組成 [^{239}Pu :
 ^{240}Pu : ^{241}Pu : ^{242}Pu の比が、58:24:14:4のプ
ルトニウム同位体組成]について、燃焼度や
時間経過も考え、核分裂プルトニウム割合で
60wt%~80wt%の組成を想定。

これらの燃料組成に基づき、安全解析に使用
する反応度係数を評価。原子炉出力上昇
時のフィードバック効果が従来に比べて少
なくなる場合も考慮。

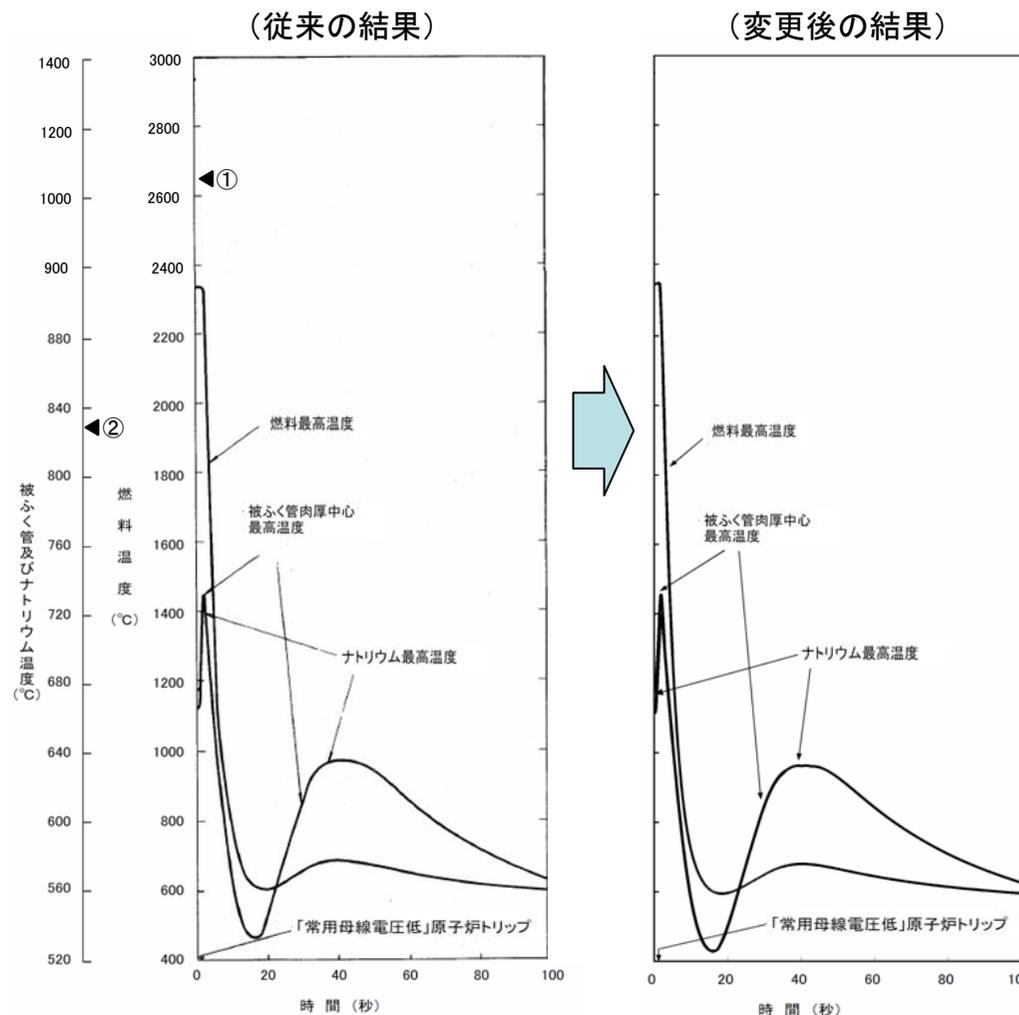
見直した反応度係数を用いて、安全解析を
再度実施、燃料最高温度等の変化が大き
くないこと、判断基準を満足することを確認。

(2) 安全解析結果

燃料最高温度、被ふく管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度については、何れの安全評価事象においても変化は小さく、運転時の異常な過渡変化及び事故時の判断基準を満足している。

(3) 原子炉起動に際しての確認

長期停止を踏まえ、実際の原子炉起動に際しては、燃料組成の変動を考慮して炉心の安全性を再確認する。



安全解析結果の例
「外部電源喪失」の解析結果

(関連する異常な過渡変化時の判断基準)

- ・燃料最高温度 2650°C以下(①部分)
- ・被ふく管肉厚中心最高温度 830°C以下(②部分)

1. 希ガス・よう素による線量評価

線量評価の前提となる線源量及び大気放出量に対する燃料組成の影響はほとんどなく、当初安全審査時の設計余裕に包絡されるため、線源量の変更を要しないが、当初安全審査以降に指針が改訂されているため、改訂された指針^{注)}に基づき線量評価を実施した。

注) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(平成13年3月29日一部改訂)
「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(平成13年3月29日一部改訂)
「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13年3月29日一部改訂)
「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」(平成13年3月29日一部改訂)

○ 通常運転時及び事故時等の線量評価について、平成13年の指針改訂を踏まえ、敷地境界外における線量評価を最新の気象データに基づいて実施した。

(1) 通常運転時における発電所周辺の一般公衆の線量評価

⇒実効線量が法令に定める線量限度(1mSv)を十分下回ることを確認した。

(2) 事故時の線量評価

⇒実効線量が指針に示される判断基準(5mSv)を十分に下回ることを確認した。

(3) 「仮想事故等」の線量評価

⇒線量が指針に示される判断基準(下表)を十分下回ることを確認した。

原子炉立地 審査指針	重大事故	甲状腺(小児)に対して 全身に対して	1.5 Sv 0.25 Sv
	仮想事故	甲状腺(成人)に対して 全身に対して 全身線量の積算値(参考値)	3 Sv 0.25 Sv 2万 人・Sv



5. (4) 安全評価 – プルトニウムによる線量評価 (1/2) –

2. プルトニウムによる線量評価

²⁴¹Amが蓄積したことを踏まえて、仮想事故時等でのプルトニウムの吸入摂取による等価線量など、改訂された指針^{注)}や最新の気象データに基づき線量評価を行う。

注)「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」(平成13年3月29日一部改訂)

- 気象データ: 最新の平成16年度の気象データを使用。
- プルトニウム線源量: 線量評価に対して影響が大きいアメリシウム蓄積量に着目し、プルトニウム組成変動と併せて余裕を考慮して等価線量評価用の線源量を新たに設定。

※ 指針改定による主な変更は以下のとおり。

ICRP Pub.30の内部線量評価法 ⇒ ICRP Pub.72等の線量係数に基づく方法

- ◆ ²⁴¹Amを除くPu同位体核種(²³⁸Pu~²⁴²Pu)の1Bqの1回吸入摂取による成人の預託等価線量係数が、変更前に比較して各臓器で約0.1~0.3倍に減少する。
- ◆ ²⁴¹Amの預託等価線量係数は、骨表面で約0.7倍、肺臓で約2.0倍、肝臓で約0.2倍となる。

○ プルトニウムによる等価線量評価用線源量(プルトニウムの炉内存在量)

核種	変更前		変更後
	[Ci]	[Bq]	[Bq]
Pu-238	4.3×10^5	1.6×10^{16}	2.4×10^{16}
Pu-239	5.7×10^4	2.1×10^{15}	2.9×10^{15}
Pu-240	8.3×10^4	3.1×10^{15}	4.4×10^{15}
Pu-241	1.4×10^7	5.1×10^{17}	3.8×10^{17}
Pu-242	2.4×10^2	8.8×10^{12}	1.2×10^{13}
Am-241	1.6×10^5	6.1×10^{15}	1.4×10^{16}

3. 仮想事故時のプルトニウム線量評価の変更前後の比較

- ・ プルトニウム放出量(プルトニウムの炉内存在量の1%) : 約 5.4×10^{15} Bq \Rightarrow 約 4.2×10^{15} Bqに減少
- ・ アメリシウム放出量(") : 約 6.1×10^{13} Bq \Rightarrow 約 1.4×10^{14} Bqに増加

変更前			変更後		変更後/変更前
プルトニウムによる被ばく線量	[rad]	[Sv]	プルトニウムの吸入摂取による等価線量	[Sv]	
肺臓	1.9×10^{-1}	3.9×10^{-2}	肺臓	2.3×10^{-2}	0.6
骨表面	9.9×10^{-1}	2.0×10^{-1}	骨表面	2.0×10^{-1}	1.0
肝臓	2.1×10^{-1}	4.2×10^{-2}	肝臓	1.8×10^{-2}	0.4

4. プルトニウム線量評価の評価結果

燃料組成の変動を考慮に入れて、プルトニウムの吸入摂取による等価線量を評価したところ、 ^{241}Am の線源量は増えるものの、指針改訂により預託等価線量(線量換算係数)が見直されていることから、線量評価結果は、変更前と比べて同等もしくは低い値となり、指針に示されるめやす線量(骨表面2.4Sv、肺臓3Sv、肝臓5Sv)を十分に下回ることが確認された。

6. まとめ

- 長期停止に伴って炉心反応度が低下しているため、原子炉を起動して性能試験を行うためには燃料取替が必要である。
- 取替用として製造済の燃料と新たに製造する燃料を使用するが、現在炉心にある燃料と合わせて初装荷燃料（Ⅰ～Ⅲ型）として位置づける。
- これらの燃料を使用し、初装荷炉心を構成するため、原子炉設置変更の手続きを行った（平成18年10月13日申請）。
 - ⇒ 現在、国による安全審査中（行政庁による一次審査）。
 - ⇒ これまでと同様に十分な安全性が確保されることを確認して頂く。
- このような「もんじゅ」の変更計画について、地元のご理解を得られるよう進めてまいりたい。