

# 高速増殖原型炉「もんじゅ」初装荷燃料 に係る原子炉設置変更許可について

平成20年4月

原子力安全・保安院

# 変更の概要

「もんじゅ」は平成7年12月のナトリウム漏えい事故以降、長期にわたり停止している間の燃料の経年変化により、核分裂が継続できない状況になっている。

このため、独立行政法人日本原子力研究開発機構は、初装荷燃料の仕様を一部変更するため、原子炉等規制法に基づく原子炉設置変更許可申請を行ったもの。

具体的には、初装荷燃料それぞれの核分裂性プルトニウム富化度(平均)を約17%から約18%以下とし、取替燃料として既に製造した燃料等を初装荷燃料として使用しようとするもの。

# これまでの経緯

平成18年10月13日

平成19年7月4日

原子炉設置変更許可申請  
経済産業省における審査  
(一次審査)を終了、

原子力委員会及び原子力  
安全委員会へ諮問

平成20年2月12日

原子力委員会及び原子力  
安全委員会における審査  
(二次審査)が終了、

平成20年2月15日

経済産業大臣へ答申  
文部科学大臣の同意

平成20年2月19日

原子炉設置変更許可

# 安全審査のポイントと結果

- 燃料、原子炉のふるまいについて、最新知見を反映した評価を行っているか。
  - － 原子力機構が実施した燃料の溶融点測定データ、「常陽」及び「もんじゅ」から得られたデータ、海外炉での燃料試験データ等の知見を適切に反映していることを確認。
- 燃料の長期保管等に伴うプルトニウム成分の変動等の影響を考慮しているか。
  - － 解析評価の結果を最も厳しくする成分の変化を選定していることを確認。
- 燃料の健全性は、長期保管に伴い損なわれていないか。
  - － 長期保管に伴う燃料被覆管の減肉量が非常に少ないことを確認。

## 当初設置許可以降得られた新知見の例

- 原子力機構によるアメリシウムを含む燃料の溶融点の測定データ
- 高速実験炉「常陽」から得られた燃料の被覆管腐食データ、熱伝達特性及びFPガスによる内圧上昇特性
- ナトリウム漏えい事故前に得られた「もんじゅ」性能試験における出力分布、ナトリウム流量分布等の測定結果、過渡・事故事象解析結果との比較データ
- 米国FFTF炉、EBR-II炉、仏国Phenix炉、CABRI炉で得られた燃料要素等照射試験における各種材料特性データ、燃料破損データ
- 旧原研で整備された核データ(中性子吸収・散乱断面積、核分裂断面積等)
- 日本原子力学会で推奨された崩壊熱評価式

## 考慮したプルトニウム組成の変動

○反応度係数の評価においては、新燃料中のプルトニウム組成の変動を考慮するため、次のようなプルトニウム組成を想定。

- ① 設計基準組成(軽水炉の約30GWd/tの使用済燃料組成を基にした組成)
- ② 核分裂性プルトニウム割合が高いガス炉の使用済燃料組成
- ③ 設計基準組成から最長30年までの時間経過を考慮した組成
- ④ 今後製造予定の燃料の組成を基に想定した組成
- ⑤ 軽水炉の高燃焼度使用済燃料組成(約43GWd/t)

○これらのプルトニウム組成の範囲は、全プルトニウム中の核分裂プルトニウム割合で約60wt%から約80wt%まで(原子炉級)となっている。また、想定した組成における考慮すべき核種は、Pu-241の他、Pu-239, Pu-240, Pu-242等である。

# 長期保管・照射した「常陽」燃料の破損の有無

	大気中保管年数 (新燃料貯蔵庫)	炉内装荷期間			照射実績	
		運転サイクル	運転日数 (EFPD)	停止期間を含む 装荷年数	要素最高 燃焼度 (MWd/t)	最大線出力 (W/cm)
1	6.9年	8サイクル	401日	8.9年	69,700	356
2	6.1年	9サイクル	431日	9.5年	56,100	321
3	4.0年	8サイクル	376日	8.8年	54,500	301
4	3.9年	8サイクル	401日	8.8年	54,400	303
一般的な使用例	1ヶ月から2年程度	約6サイクル	約420日	約2～3年	約63,000	約380

※「常陽」MK-II炉心燃料集合体の事例を示す。

「常陽」では上記表に示すように長期保管の後、炉内で照射した燃料集合体が4体あり、いずれも約4～7年の大気中保管後、約9～10年間のナトリウム中装荷(炉内)を経験しているが、燃料破損は確認されていない。

# 安全審査のポイントと結果(続き)

- 長期保管に伴うアメリシウム241の増加により燃料の溶融点への影響はないか。
  - － アメリシウムが多くなっても、溶融点がほとんど低下しないことを確認。
- 3種類の燃料が混在しても、初装荷炉心の安全性は確保されているか。
  - － 燃料の適切な配置により、出力分布等の変化は少ないことを確認。
- 事故等を想定した場合に発電所周辺に影響はないか。
  - － 原子炉立地審査指針等で定める線量を下回ることを確認。

# 溶融点測定の結果

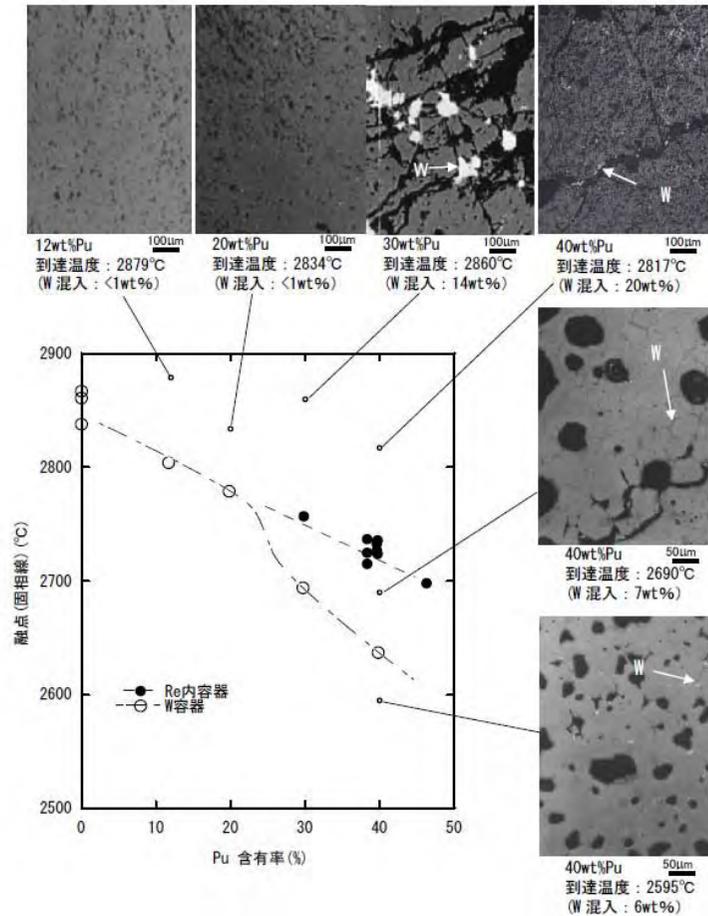


図3 融点測定での試料容器(W容器とRe容器)による定比組成の混合酸化物の融点(固相線)への影響と組織観察結果  
上記の写真はW容器を用いて各温度まで加熱した試料の組織観察を行ったもの。固相線より低い温度からWの混入が開始していることが観察される。

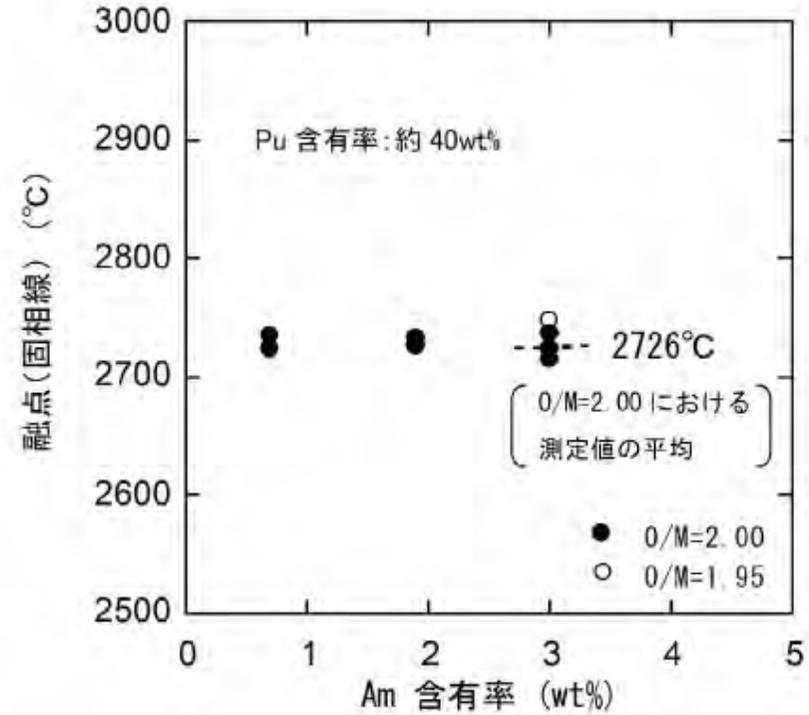
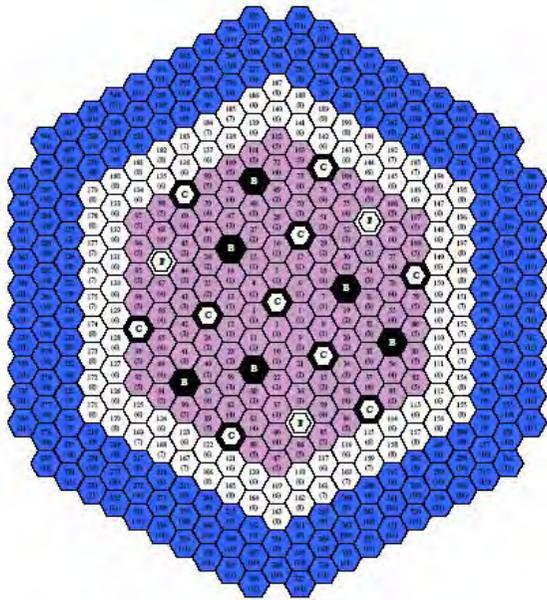


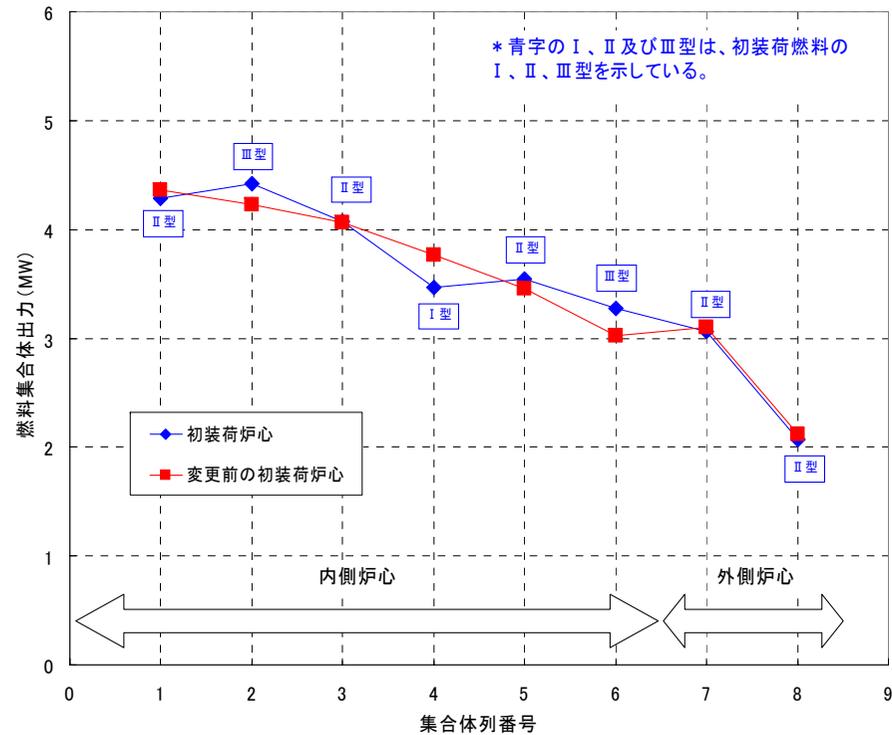
図5 アメリシウムによる融点(固相線)への影響

【原子力機構作成資料】

# 変更前の初装荷炉心(新燃料のみ)と 変更後の初装荷炉心(I型、II型、III型燃料混在) との径方向出力分布の比較



径方向出力分布を求めた  
炉心断面(赤い矢印)



○新燃料が装荷されたとしても、当該位置の集合体出力は大幅に増加することはなく、径方向出力は比較的平坦である。

# 事故等の線量評価結果(最大値)と判断基準との比較

線量が最大となる 評価事象		評価対象線量		評価結果	判断基準
事故	1次アルゴン ガス漏えい事故	実効線量		$3.9 \times 10^{-4}$ Sv	$5 \times 10^{-3}$ Sv
5項事 象	反応度抑制 機能喪失事象	よう素による小児の甲状腺に対する線量		$7.2 \times 10^{-3}$ Sv	1.5 Sv
		よう素による成人の甲状腺に対する線量		$3.6 \times 10^{-3}$ Sv	3 Sv
		外部ガンマ線による全身に対する線量		$6.1 \times 10^{-4}$ Sv	0.25 Sv
		プルトニウムの吸入 摂取による等価線量	肺臓	$1.7 \times 10^{-3}$ Sv	3 Sv
			骨表面	$1.4 \times 10^{-2}$ Sv	2.4 Sv
肝臓	$1.3 \times 10^{-3}$ Sv		5 Sv		
重大事 故	1次冷却材 漏えい事故	よう素による小児の甲状腺に対する線量		$1.2 \times 10^{-2}$ Sv	1.5 Sv
		外部ガンマ線による全身に対する線量		$1.4 \times 10^{-3}$ Sv	0.25 Sv
仮想事故		よう素による成人の甲状腺に対する線量		$6.1 \times 10^{-2}$ Sv	3 Sv
		外部ガンマ線による全身に対する線量		$1.4 \times 10^{-2}$ Sv	0.25 Sv
		プルトニウムの吸入 摂取による等価 線量	肺臓	$2.3 \times 10^{-2}$ Sv	3 Sv
			骨表面	$2.0 \times 10^{-1}$ Sv	2.4 Sv
			肝臓	$1.8 \times 10^{-2}$ Sv	5 Sv
		全身線量の 積算値	現在人口による積算値		$1.4 \times 10^3$ 人・Sv
将来人口(推計) による積算値			$1.1 \times 10^3$ 人・Sv		

# 「もんじゅ」に係る今後の安全規制について

## 1. 法令に基づく対応

原子力機構が実施するプラント確認試験及び長期停止プラントの健全性確認に対する使用前検査、燃料に係る設計等の認可及び検査、原子炉施設保安規定の変更等について、厳正に確認。

## 2. 当院からの指示等に基づく対応

「もんじゅ」安全性総点検の過程で当院から指摘した事項への対応、アクシデントマネジメント整備報告、耐震バックチェック報告等の内容を厳正に確認。

本年3月26日のナトリウム漏えい警報の発報に関連して指示を行ったナトリウム漏えい検出器に関する点検等への対応を厳正に確認。

## 3. 安全文化に係る確認

原子炉施設保安規定に「安全文化の醸成」が盛り込まれたこと等に伴い、その状況を保安検査等で確認。