

平成11年 6 月17日
原子力安全対策課
(1 1 - 3 9)
<11時45分資料配付>

高浜発電所3号機および4号機のウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料装荷計画に係る了解について

関西電力株式会社から、平成10年2月23日に安全協定に基づき事前了解願いのあった高浜発電所3号機および4号機のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷計画について、国において行われた安全審査の結果や、新円卓会議の開催状況、国民合意形成に向けた理解活動の促進、地域振興の充実等、原子力政策の確立に向けた国や事業者の取組み等を確認するとともに、県議会での議論や高浜町の意見等を踏まえ、本日了解した。

なお、今後の実施にあたっては、安全の確保を第一とし、総合的な品質管理等に万全を期すとともに、プルサーマルに関する国民、県民の理解をさらに深めるために、今後とも、消費地域を含めた説明会等を継続的に行うこと、使用済MOX燃料の処理方針を具体的に明らかにすること、原子力発電所の安全性・信頼性のより一層の向上を図るため、安全管理や通報連絡の徹底、情報公開の推進等に積極的に取り組むこと、使用済燃料の中間貯蔵施設が2010年までに確実に操業開始するよう積極的に取り組むこと、地域との共生を目指し、地元企業として地域の恒久的な発展に積極的に取り組むことはもとより、住民の安全・安心につながる施策の展開を図ることを申し入れた。

(添付資料)

- 1 高浜発電所3号機および4号機のプルサーマル計画について
- 2 高浜発電所3号機および4号機のプルサーマル計画に係る安全性の確認結果

(参考資料)

- 1 高浜発電所3号機および4号機のプルサーマル計画の主な経緯
- 2 MOX燃料輸送容器に係る安全性の確認について
- 3 六項目の要請に係る国や事業者の取組みについて

高浜発電所3号機および4号機のプルサーマル計画について

1. 理由

資源の有効利用及び使用済燃料の適切な処理処分の観点から、使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムを利用したウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(MOX燃料)を取替燃料の一部として装荷する。

2. 構造及び設備

MOX燃料の仕様は以下のとおりとする。

・MOX燃料の基本構造

MOX燃料集合体の構造、寸法、形状等は17行17列型ウラン燃料集合体と同一である。

・プルトニウム富化度

ペレット最大 13wt%以下^(注1)

集合体平均 約4.1wt%濃縮ウラン相当以下

$$\left[\text{プルトニウム富化度} = \frac{\text{全プルトニウム量}}{\text{全プルトニウム量} + \text{全ウラン量}} \right]$$

・MOX燃料集合体プルトニウム富化度分布

3種類の富化度分布を持たせている。

・燃料集合体最高燃焼度

45,000MWd/t

なお、MOX燃料集合体の炉心装荷体数は最大40体とする。

3. 装荷計画

MOX燃料は、高浜4号機において、平成11年にプラントを一時停止した上で^(注2)8体を装荷し、高浜3号機においても、平成12年に実施予定の第12回定検査にて8体装荷する予定である。以降、順次MOX燃料を装荷していくが、炉心装荷体数は最大40体とする。

(注1) 平成10年12月16日事前了解願い変更届出

〔変更前の記載〕 約13wt%以下

〔変更理由〕 原子炉設置変更許可を踏まえたMOX燃料仕様の記載の適正化
(上限値であることを明確にするため、約という表現を削除した)

(注2) 平成11年1月29日事前了解願い変更届出

〔変更前の記載〕 平成11年に実施予定の第11回定期検査にて

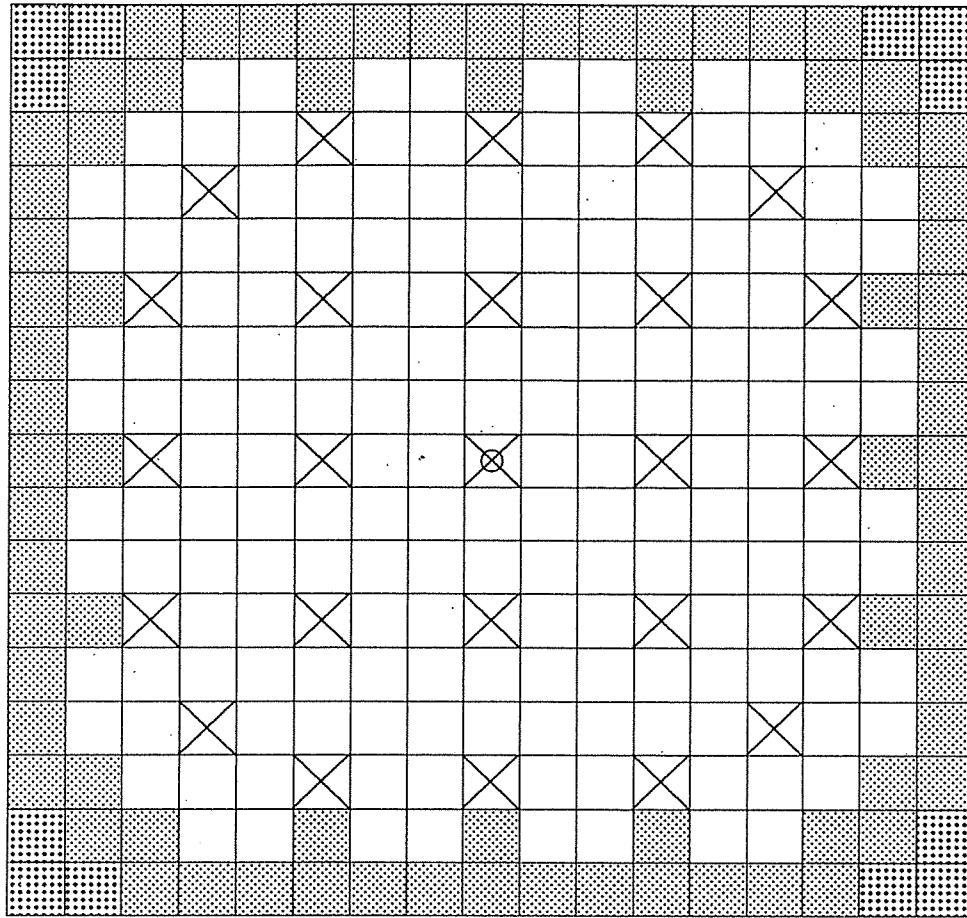
〔変更理由〕 燃料輸送に関する諸準備や輸送期間を考慮すると、当初の計画どおり燃料装荷することが困難となったため。

燃料集合体の設計値

項 目		ウ ラ ン 燃 料	M O X 燃 料
1. 燃料材			
ペ レ ッ ト	—	二酸化ウラン焼結ペレット (一部がトリニアを含む)	ウラン・プルトニウム混合 酸化物焼結ペレット
ウラン235濃度	wt%	約4.1以下 (カトリニア入り燃料は約2.6以下)	約0.2 ～約0.4 (注1)
プルトニウム富化度 集合体平均	wt%	—	約4.1wt%濃縮ウラン 相当以下 (*)
ペレット最大 プルトニウム組成比	wt%	—	1.3以下 (注2)
ペレット初期密度	%	理論密度の約95	原子炉級 同 左
2. 燃料棒			
被 覆 材	—	ジルカロイ-4	同 左
燃 料 棒 外 径	mm	約9.5	同 左
被 覆 管 厚 さ	mm	約0.6	同 左
燃 料 棒 有 効 長 さ	m	約3.7	同 左
3. 燃料集合体			
配 列	—	17×17	同 左
燃 料 棒 ピ ッ チ	mm	約13	同 左
燃 料 棒 本 数	本	264	同 左
制御棒案内シンフル本数	本	24	同 左
炉内計装用案内シンフル本数	本	1	同 左
集合体最高燃焼度	MWd/t	48,000	45,000

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。
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68wt%、
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% (注3)
の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約9wt%となる。

- (注1) 平成10年12月16日事前了解願い変更届出
[変更前の記載] 約0.2wt%以下
[変更理由] 原子炉設置変更許可を踏まえたMOX燃料仕様の記載の適正化
(変更前は劣化ウランの代表値を記載していたが、その濃縮度範囲を明確にした)
- (注2) 平成10年12月16日事前了解願い変更届出
[変更前の記載] 約1.3wt%以下
[変更理由] 原子炉設置変更許可を踏まえたMOX燃料仕様の記載の適正化
(上限値であることを明確にするため、約という表現を削除した)
- (注3) 平成10年12月16日事前了解願い変更届出
[変更前の記載] 記載なし
[変更理由] 原子炉設置変更許可を踏まえたMOX燃料仕様の記載の適正化
(劣化ウランの濃縮度範囲を記載したことに伴い追加した)



 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（高P u 富化度棒 約10.6wt%Pu-t）

 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（中P u 富化度棒 約 6.2wt%Pu-t）

 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（低P u 富化度棒 約 4.5wt%Pu-t）

 制御棒案内シンブル

 炉内計装用案内シンブル

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の
プルトニウム富化度分布

（核分裂性プルトニウム割合約68wt%、
母材ウラン235濃度0.2wt%の場合）

高浜発電所3, 4号機プルサーマル計画に係る 安全性の確認について

1. 概要

- 昨年12月16日、通産省は関西電力に対して、高浜発電所3号機および4号機のプルサーマル計画に係る原子炉設置変更を許可した。
- 国は、本年1月18日の県議会説明会と1月27日の原子力環境安全管理協議会において、安全審査結果について説明を行った。
- 県としても、原子炉設置変更許可申請の段階から、その内容の把握に努めるとともに、安全審査結果について確認を行い、安全上問題ないことを確認した。

2. 県の確認結果

- 県としては、MOX燃料の採用により影響を受ける主要な安全性項目について、国の安全審査でその安全性が確認されているかどうかを確認した。

(主要な安全性項目)

- | | | |
|---------------|-----------|--------------|
| ①制御棒の制御能力低下 | ②ほう素価値の低下 | ③燃料棒の発熱分布 |
| ④融点の低下 | ⑤燃料棒内圧の上昇 | ⑥新燃料の放射線量の上昇 |
| ⑦使用済燃料の発熱量の増加 | ⑧周辺環境への影響 | |

- 確認結果の概要は以下のとおり。〔詳細は別添資料参照〕

①制御棒の制御能力低下

MOX燃料はウラン燃料に比べ熱中性子を吸収しやすいことから、制御棒に吸収される熱中性子の割合が減り制御能力が低下する。

↓

MOX燃料を装荷した炉心の制御棒の制御能力は、ウラン燃料を装荷した炉心に比べ若干低下するが、十分に余裕を持って原子炉を停止もしくは制御することが可能である。

②ほう素価値の低下

MOX燃料はウラン燃料に比べ熱中性子を吸収しやすいことから、ほう素に吸収される熱中性子の割合が減り、ほう素による制御能力が低下する。

↓

MOX燃料を装荷した炉心のほう素価値(中性子吸収能力)は、ウラン燃料炉心に比べ低下するが、その濃度を高めることにより十分に余裕を持って原子炉を停止できる。

③燃料棒の発熱分布

MOX燃料はウラン燃料に比べ熱中性子と反応しやすいことから、集合体外周部の燃料棒の出力が高くなる。



MOX燃料集合体内の燃料棒にプルトニウム富化度分布を持たせることにより、出力分布の平坦化を図る設計としている。

④融点の低下

MOX燃料の融点は、プルトニウムの含有量の増加に応じて低下する。



MOX燃料の融点は、ウラン燃料に比べ数十度程度低下するが、燃料の中心温度は融点に対して十分余裕がある。

⑤燃料棒内圧の上昇

MOX燃料では、核分裂に伴い生成するガス状物質がペレットから放出される割合が若干高くなる。



MOX燃料棒に初期に封入するガスの圧力を下げることにより、燃焼に伴う燃料棒内圧力の上昇を緩和する設計としている。

⑥新燃料の放射線量の上昇

MOX新燃料はウラン新燃料に比べ、放射線量が高い。



MOX新燃料の取扱いにあたっては、MOX新燃料取扱装置等を使用し、放射線防護を図る。また、MOX新燃料は使用済燃料プールに保管され、十分な遮へいが行われる。

⑦使用済燃料の発熱量の増加

使用済MOX燃料は長半減期のアクチニドを多く含むことから、長期的に見た場合、使用済ウラン燃料に比べ崩壊熱が大きくなる。



使用済MOX燃料を使用済燃料ピットに保管しても、使用済燃料ピットの冷却能力は十分である。なお、使用済燃料ピット冷却器を1台増設する。

⑧周辺環境への放射線影響

MOX燃料はウラン燃料に比べ、核分裂に伴い生成される物質の比率が異なる。



生成される物質の比率の差を考慮しても、現行の平常運転時および事故時の周辺環境への影響評価手法は安全側であり、MOX燃料が導入されても周辺環境の安全は十分確保されている。

別添資料

高浜発電所 3 号機および 4 号機の
プルサーマル計画の安全性について

平成 1 1 年 6 月 1 4 日

福井県県民生活部
原子力安全対策課

目 次

1. 制御棒の制御能力低下	1
2. ほう素価値の低下	8
3. 燃料棒の発熱分布	12
4. 融点の低下	15
5. 燃料棒内圧の上昇	20
6. 新燃料の放射線量の上昇	23
7. 使用済燃料の発熱量の増加	25
8. 周辺環境への影響	28

1. 制御棒の制御能力低下

MOX燃料はウラン燃料に比べ熱中性子を吸収しやすいことから、制御棒に吸収される熱中性子の割合が減り制御能力が低下する。

↓

MOX燃料を装荷した炉心の制御棒の制御能力は、ウラン燃料を装荷した炉心に比べ若干低下するが、十分に余裕を持って原子炉を停止もしくは制御することが可能である。

[原子炉停止余裕]

- ・原子炉を安全に停止させるための能力の余裕度を示す量。
- ・原子炉を高温全出力状態から高温零出力に下げる際には、燃料実効温度低下（ドップラ効果）、減速材温度変化（減速材温度係数）、中性子束再分布、ボイド減少（ボイド係数）等による正の反応度が添加される。
- ・この時、制御棒価値と上記制御すべき反応度との差、すなわち停止余裕を求め、安全解析使用値1.8% $\Delta k/k$ 以上であることを確認している。なお、制御棒価値は、最大反応度価値をもつ制御棒クラス1本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに設計裕度として10%差し引いている。

(単位：% $\Delta k/k$)

炉心名称	所要制御反応度	制御棒価値	反応度停止余裕
代表Pu組成			
過渡第1炉心	2.88	5.88	3.00
過渡第2炉心	2.97	5.57	2.60
過渡第3炉心	3.07	5.68	2.61
平衡炉心	3.06	5.74	2.68
予定外取出炉心	3.04	5.74	2.70
低Pu組成			
平衡炉心	3.04	5.74	2.70
高Pu組成			
平衡炉心	3.09	5.70	2.61
ウラン炉心			
平衡炉心	2.66 (3.95)*	5.54 (6.08)*	2.88 (2.13)*

*：1次元及び2次元解析値、従来申請での記載

(注) プルトニウム組成変動の影響

- ・原子炉設置変更許可申請書の添付書類八「3.3核設計」「3.3.1設計方針」に、『MOX燃料に使用されるプルトニウム組成比は、核分裂性プルトニウム割合約55～約82wt%』

の範囲で変動すると想定される』と述べられている。

- ・このうち、最も確からしい「代表Pu組成」を中心に、約4.1wt%濃縮ウラン相当で燃料ペレット最大Pu富化度13wt%以下を守る最低限度のプルトニウム組成を「低Pu組成」とし、マグノックス炉からの取出Puを想定した核分裂プルトニウムの割合が相当高いものを「高Pu組成」と称している。
- ・具体的には、核分裂性プルトニウム割合で、「低Pu組成」は約64wt%、「代表Pu組成」は約68wt%、「高Pu組成」は約82wt%である。

[原子炉の安定性]

- ・運転中の設計負荷変化に対する原子炉の安定性については、MOX燃料炉心は、ウラン燃料炉心に比べ、ドップラ係数および減速材温度係数がより負となる、制御棒クラスタの反応度価値が小さくなる、遅発中性子割合がより小さくなるという特徴を考慮して解析が行われている。さらに、プルトニウム組成の変動を考慮した解析も行われている。
- ・その結果、約15%定格出力以上での通常運転時において、±10%ステップ状負荷変化、±5%/分ランプ状負荷変化および急激な負荷減少の各設計負荷変化に対し、原子炉出力制御、加圧器圧力制御、タービンバイパス制御等の適切な動作により、原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性をもって新しい平衡状態に制御されることを確認している。
- ・したがって、MOX燃料炉心の制御棒の制御能力はウラン燃料炉心に比べ若干低下するものの、各制御系の適切な動作により原子炉を安定に制御することが可能である。

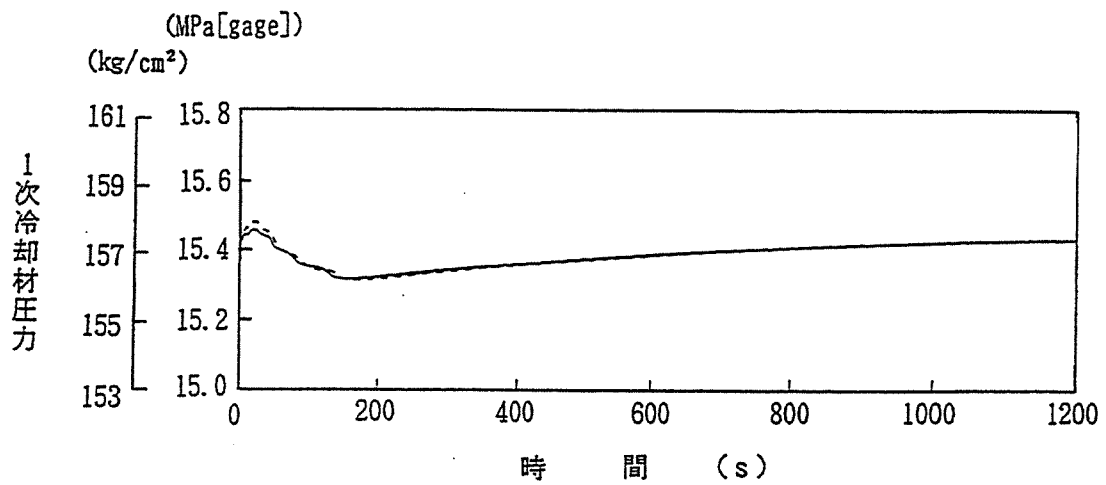
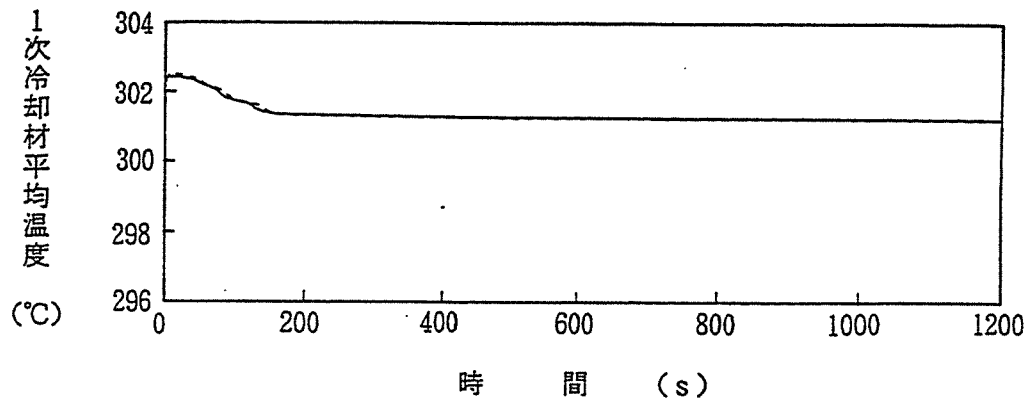
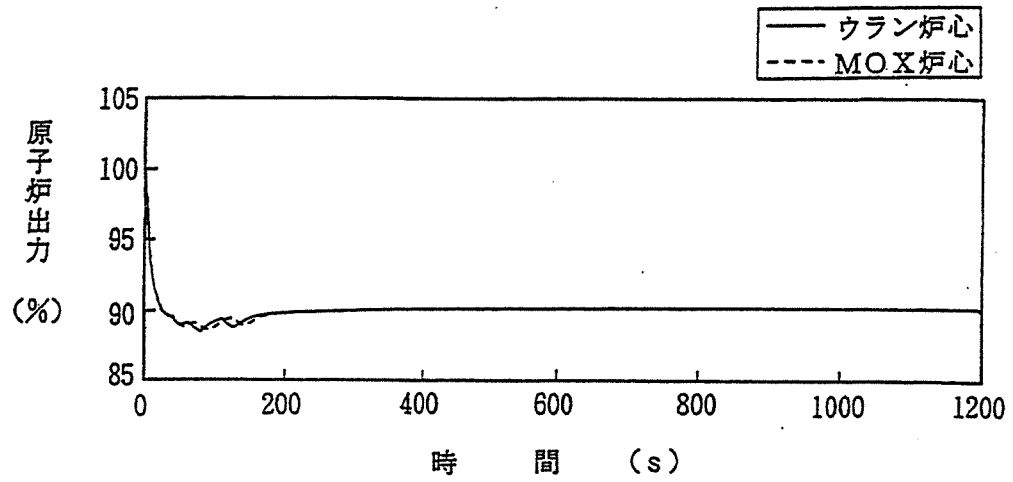


図 10%ステップ状負荷減少 (100%→90%) 解析結果
(ウラン炉心、MOX炉心)

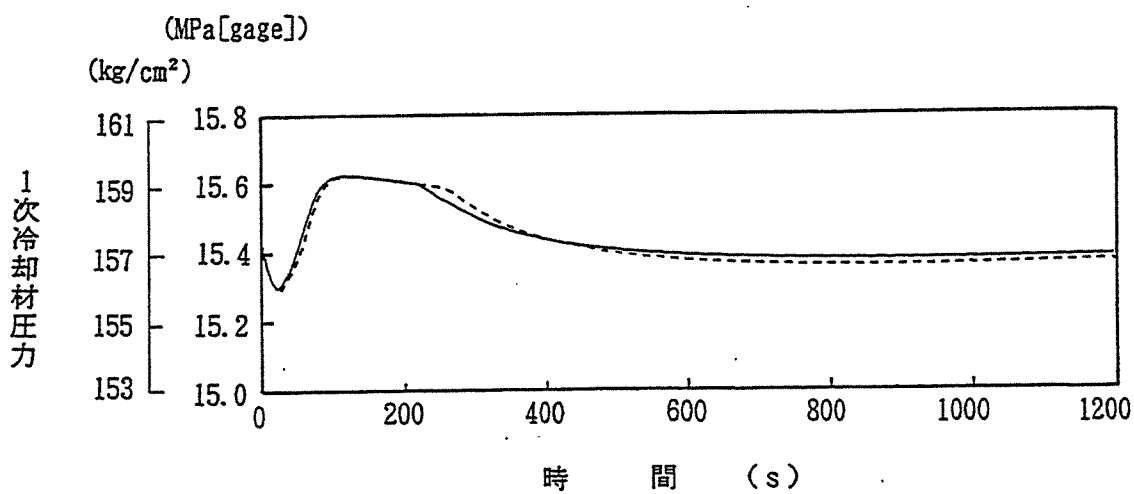
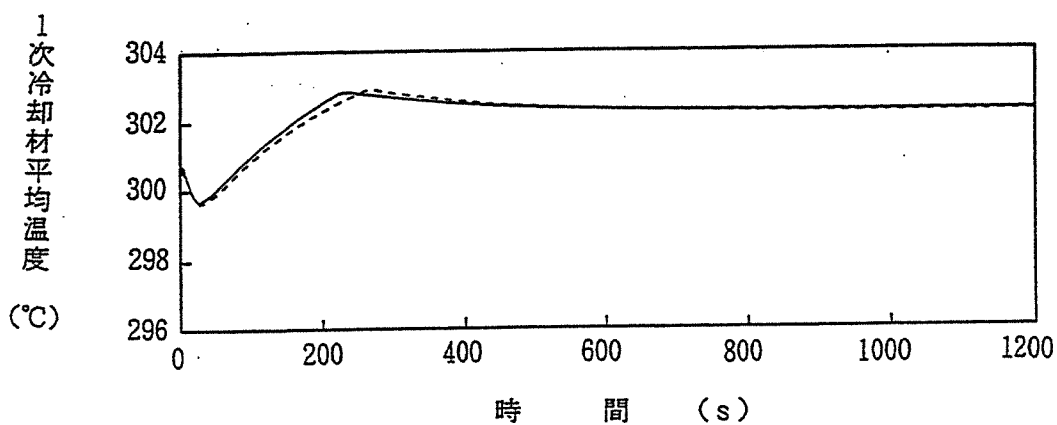
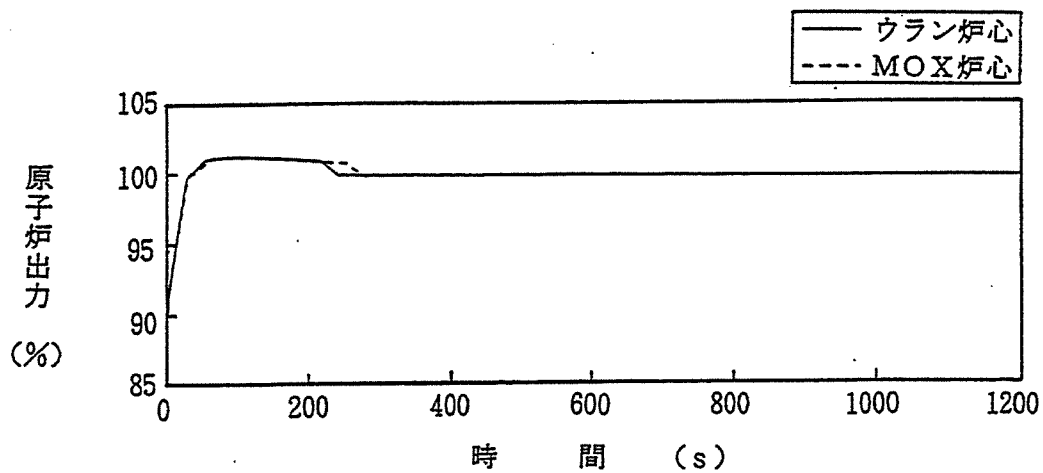


図 10%ステップ状負荷増加 (90%→100%) 解析結果
(ウラン炉心、MOX炉心)

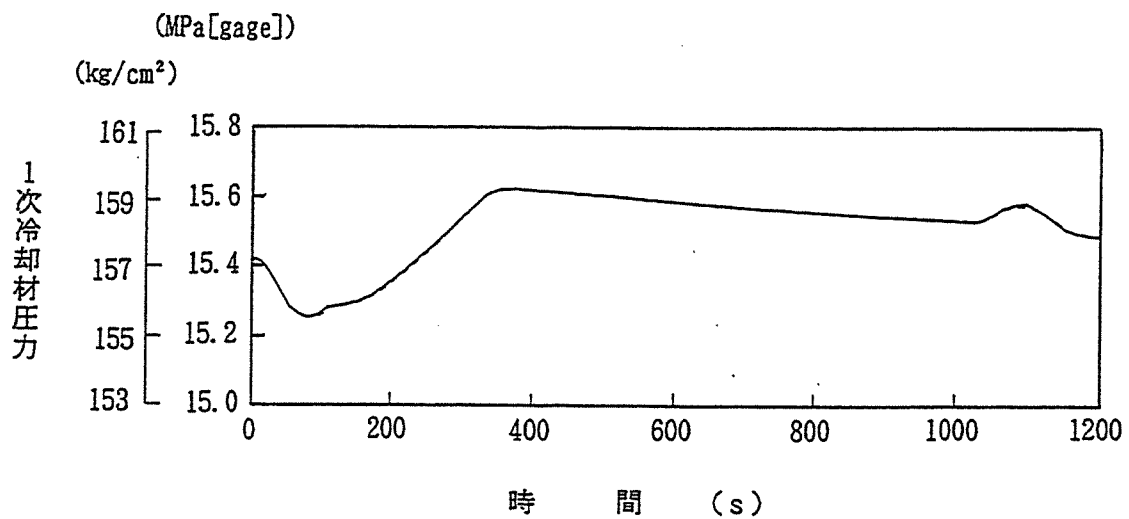
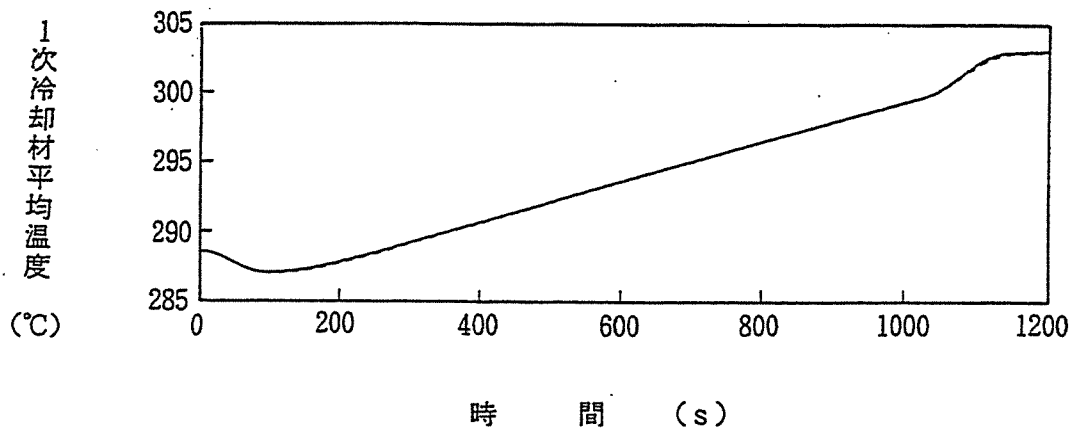
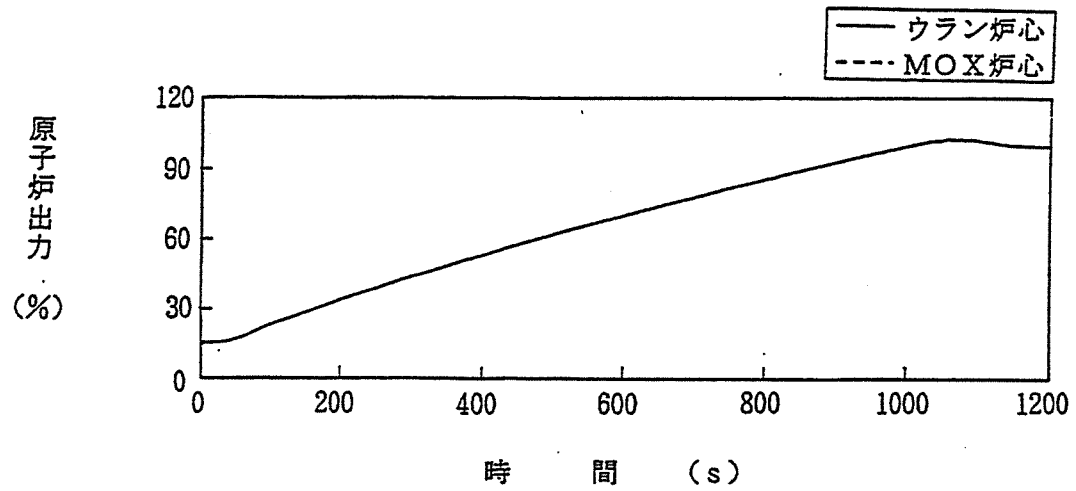


図 5%/分ランプ状負荷増加 (15%→100%) 解析結果
(ウラン炉心、MOX炉心)

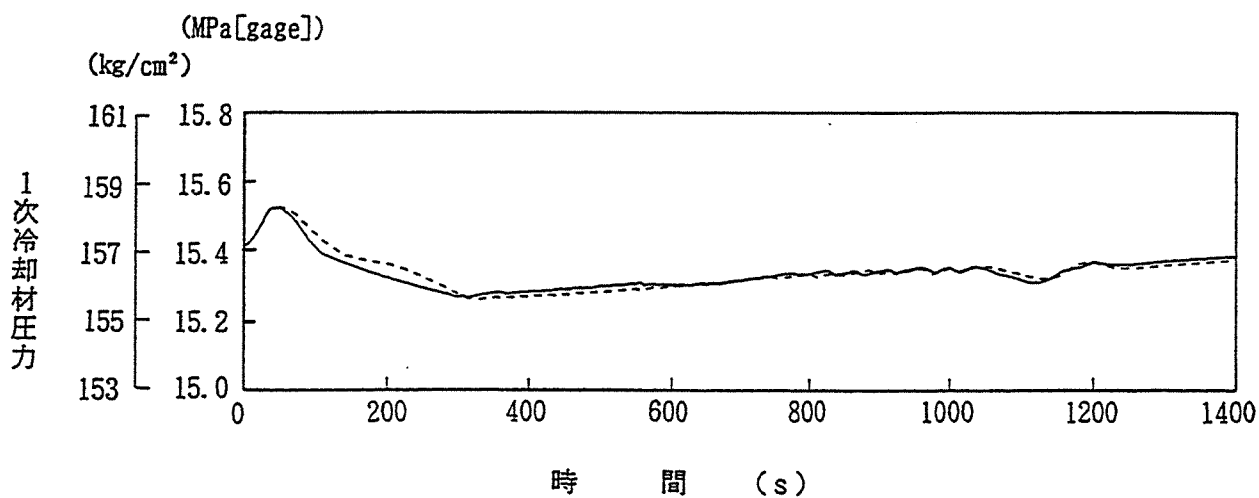
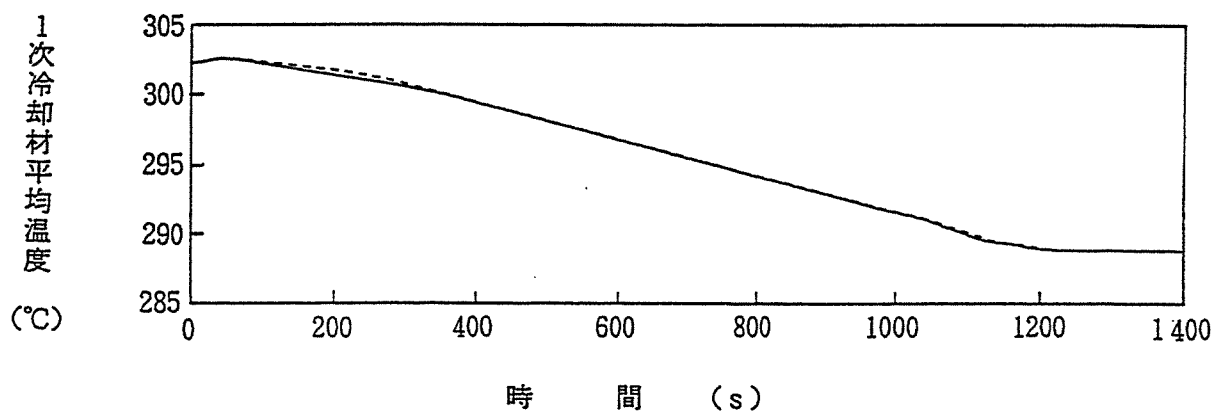
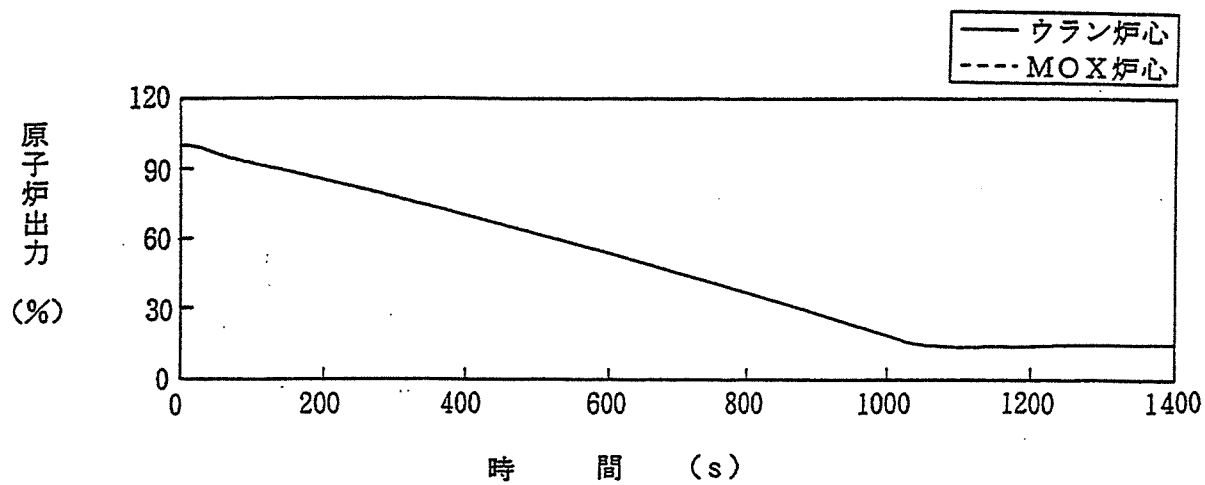


図 5%/分ランプ状負荷減少 (100%→15%) 解析結果
(ウラン炉心、MOX炉心)

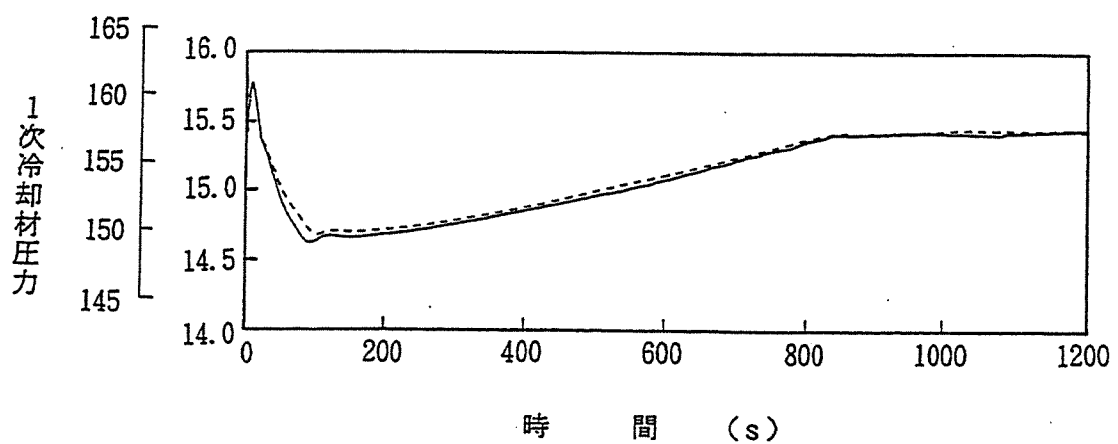
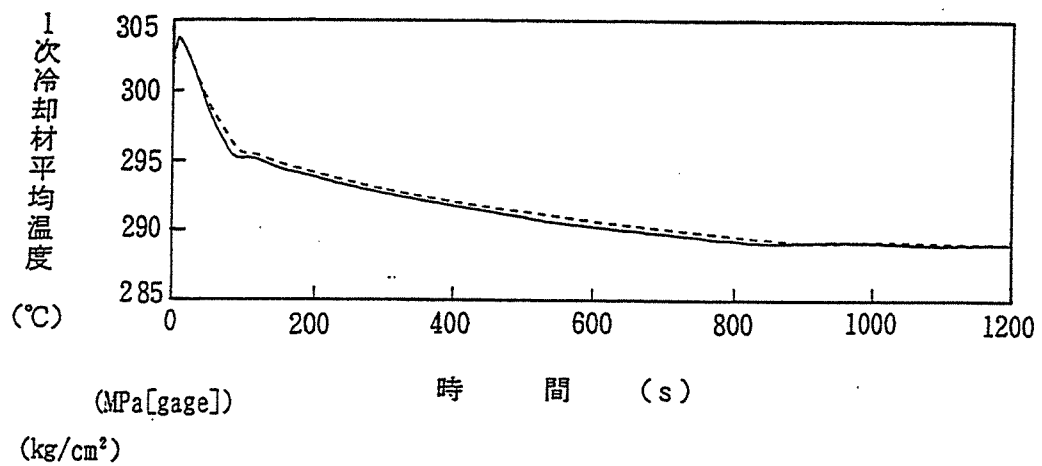
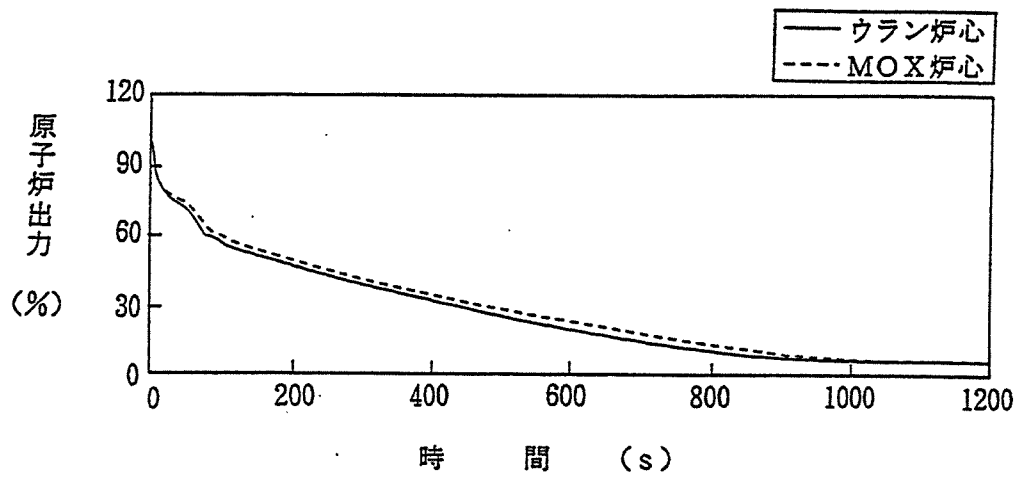


図 95%ステップ状負荷減少 (100%→5%) 解析結果
(ウラン炉心、MOX炉心)

2. ほう素価値の低下

MOX燃料はウラン燃料に比べ熱中性子を吸収しやすいことから、ほう素に吸収される熱中性子の割合が減り、ほう素による制御能力が低下する。



MOX燃料を装荷した炉心のほう素価値（中性子吸収能力）は、ウラン燃料炉心に比べ低下するが、その濃度を高めることにより十分に余裕を持って原子炉を停止できる。

[ほう素濃度の変更]

- ・MOX燃料を装荷した炉心ではウラン燃料炉心に比べ、ほう素の反応度価値が25%程度低下する。

($\Delta k/k$ / ppm)

ウラン燃料炉心	1 / 4 MOX炉心
-9.9×10^{-5}	-7.2×10^{-5}

(ほう素濃度300ppm、減速材密度0.85g/cm³における値)

- ・従来と同程度の負の反応度効果を確保するために、燃料取替用水タンクおよびほう酸注入タンクのほう素濃度を上昇させている。

(ppm)

設備	ウラン燃料炉心	MOX燃料炉心
燃料取替用水タンク	約2,200	約2,800
蓄圧タンク*	約2,200	約2,800
ほう酸注入タンク	約20,000	約21,000
ほう酸注入循環タンク**	約20,000	約21,000
(参考)		
使用済燃料ピット*	約2,200	約2,800
ほう酸タンク	約7,000	約7,000

*：燃料取替用水タンクのほう素濃度と同じに設計していることから変更

**：通常運転中はほう酸注入タンクと循環タンクとの間でほう酸水を循環させ、均一混合している。なお、非常用炉心冷却設備の起動信号により、この循環流路は自動隔離される。

- ・ほう素価値の低下の影響を受けるのは、非常用炉心冷却設備により高濃度のほう酸水を注入し、原子炉を停止させる場合である。ほう素濃度の変更により、炉心が冷却される主蒸気管破断等において、制御棒による原子炉停止系とあいまって、原子炉を安全に停止することができる。

[主蒸気管破断事故]

- ・ 原子炉停止時に主蒸気管の両端破断により、1次冷却材の温度が低下し、正の反応度が添加される事故。
- ・ 事故発生直後原子炉は臨界に達するが、解析結果が厳しくなる外部電源ありの場合においても1100秒程度で反応度は大きく低下し、原子炉は十分に臨界未満となる。

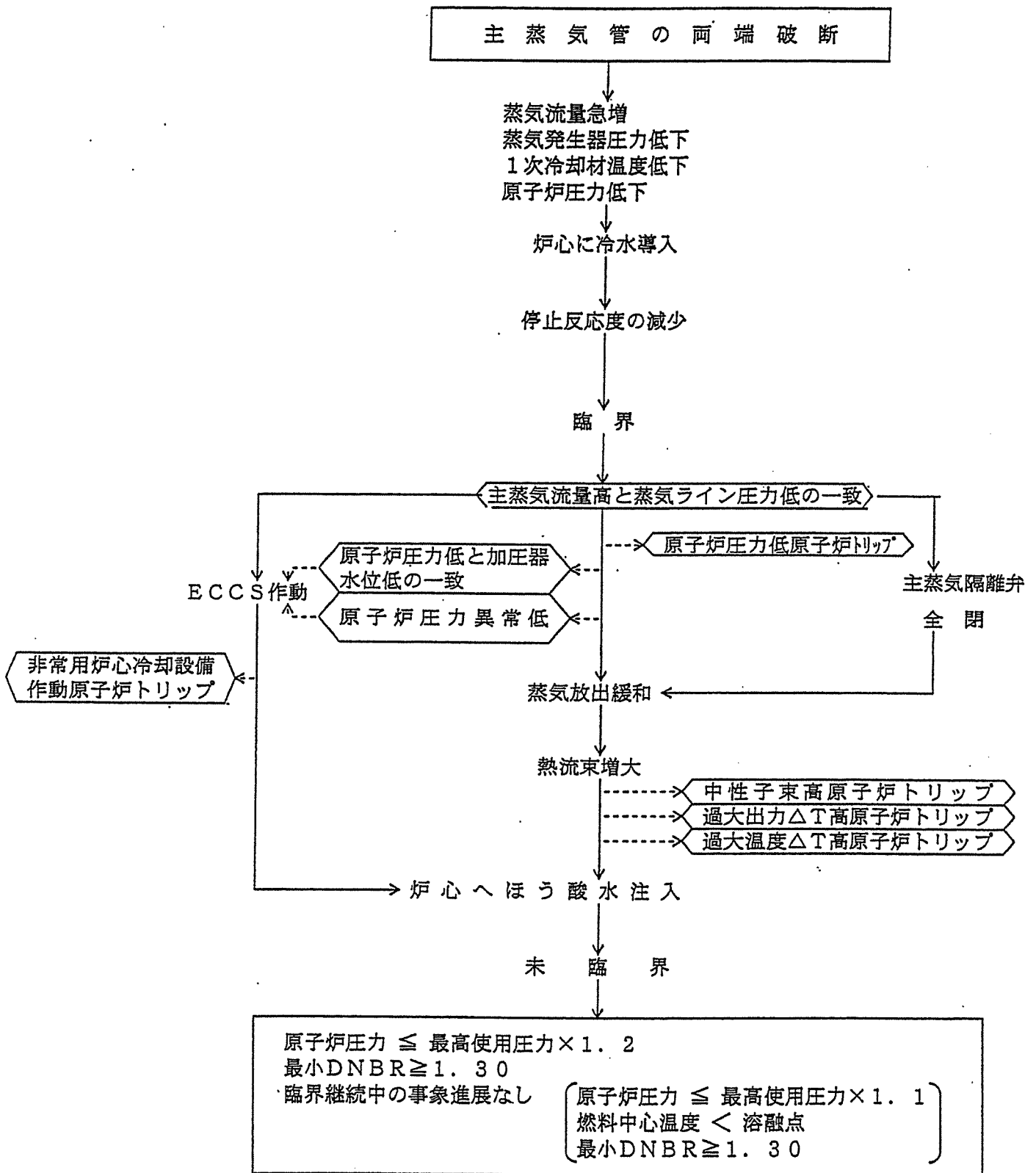


図 「主蒸気管破断」の事象説明

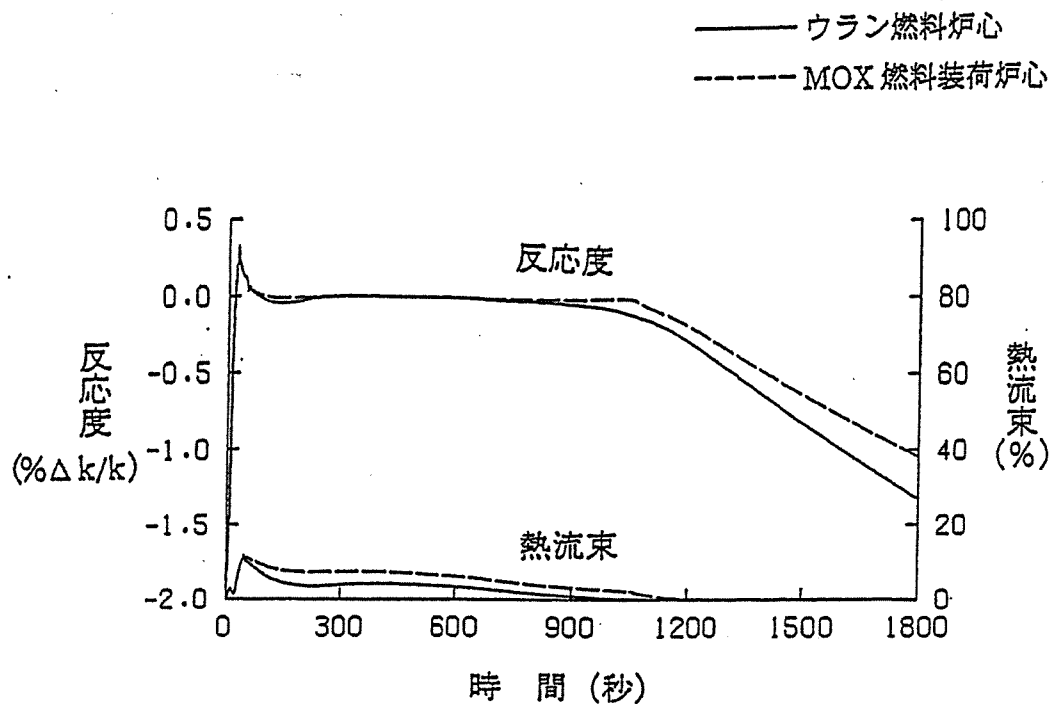


図 主蒸気管破断—ケース A (外電有り)
ウラン燃料炉心と MOX 燃料装荷炉心の比較

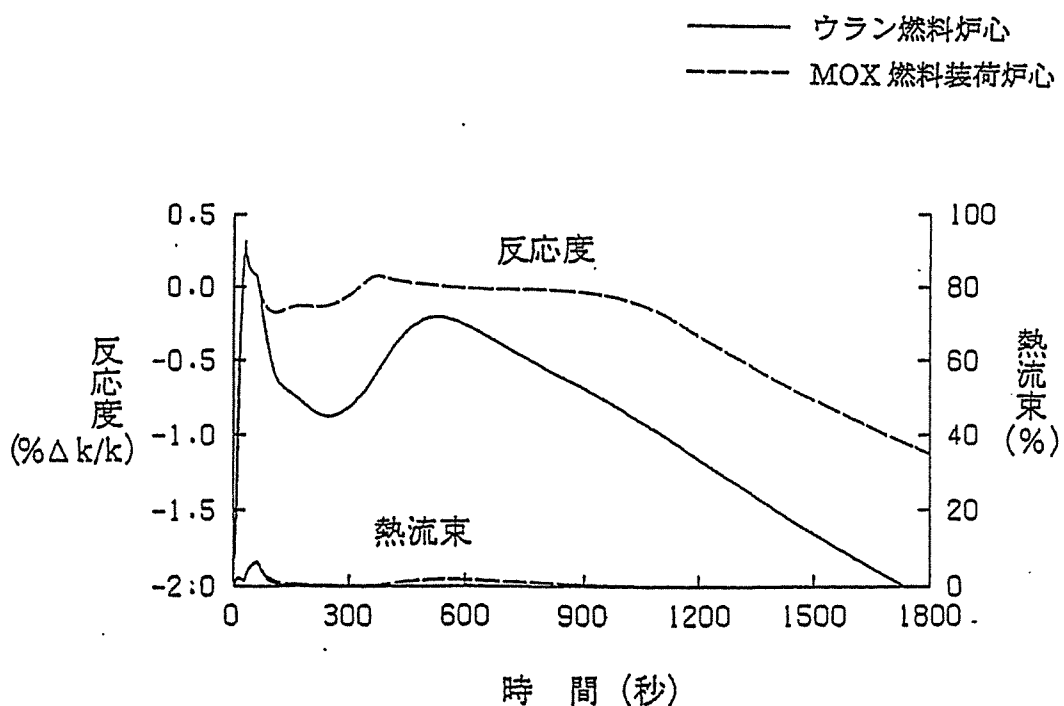


図 主蒸気管破断—ケース B (外電なし)
ウラン燃料炉心と MOX 燃料装荷炉心の比較

3. 燃料棒の発熱分布

MOX燃料はウラン燃料に比べ熱中性子と反応しやすいことから、集合体外周部の燃料棒の出力が高くなる



MOX燃料集合体内の燃料棒にプルトニウム富化度分布を持たせることにより、集合体内出力分布の平坦化を図る設計としている。

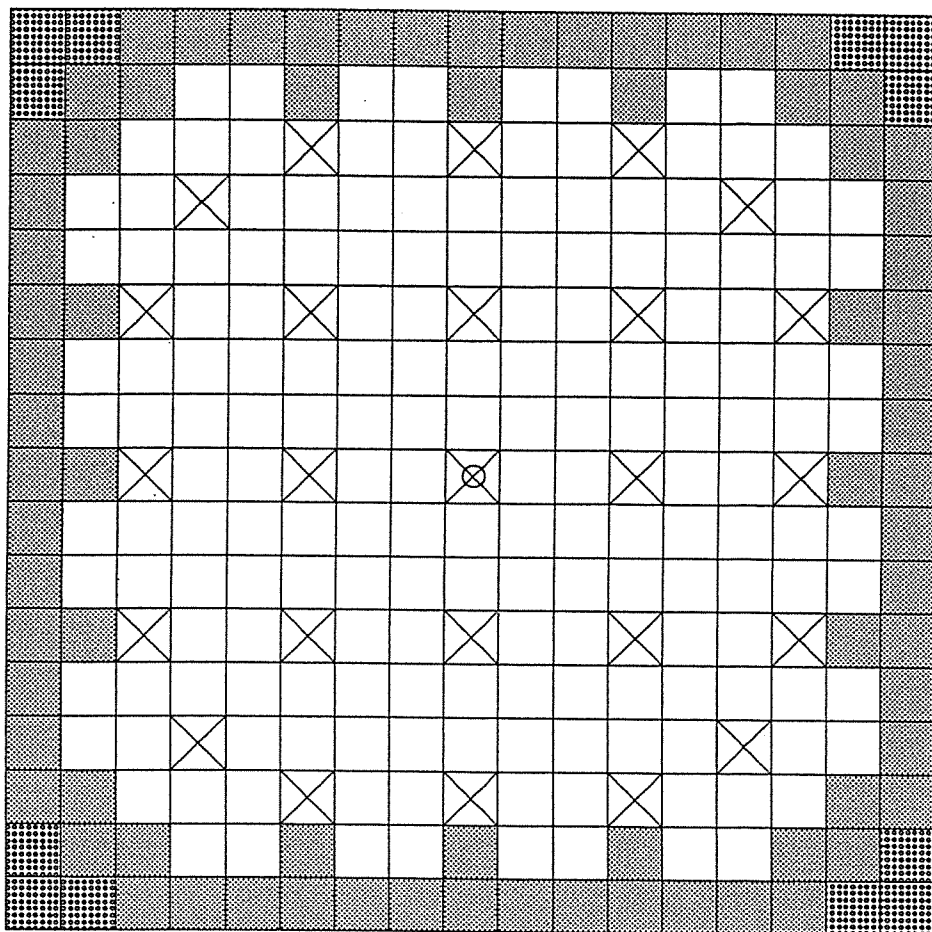
[集合体内プルトニウム富化度分布の設定]

- ・核分裂性Puの熱中性子に対する核分裂断面積が大きい。
(^{239}Pu …約740barn, ^{241}Pu …約1070barn, ^{235}U …約580barn barn=10⁻²⁴cm²)
- ・このことから、中性子スペクトルの軟らかいところに隣接したMOX燃料は、中性子スペクトルの干渉等により出力が高くなる。(中性子スペクトルの軟らかいウラン燃料集合体に隣接するMOX燃料集合体外周部燃料棒の出力が高くなる)
- ・このため、MOX燃料集合体内の燃料棒に3種類のプルトニウム含有率の分布(高, 中, 低)を設定し、集合体内出力分布の平坦化を図っている。
- ・実際の設定にあたっては、「燃料ペレット最大で、プルトニウム富化度13wt%以下, 核分裂性プルトニウム富化度8wt%以下」の条件を満たすよう設定される。

[燃料集合体の最高燃焼度]

- ・MOX燃料集合体は集合体内に富化度分布を設けることにより、燃料棒出力分布の平坦化が図られているが、ウラン燃料に比べると集合体内の燃料棒毎の出力のバラツキが大きくなる。
- ・燃料棒および燃料ペレットの最高燃焼度を現行のウラン燃料集合体と同一とするため、MOX燃料集合体の最高燃焼度を現行ウラン燃料集合体の48,000MWd/tより低い45,000MWd/tに抑える。

(燃料棒最高燃焼度…約53,000MWd/t, 燃料ペレット最高燃焼度…約62,000MWd/t)



-  ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（高Pu富化度棒 約10.6wt%Pu-t）
 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（中Pu富化度棒 約 6.2wt%Pu-t）
 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（低Pu富化度棒 約 4.5wt%Pu-t）
 制御棒案内シンプル  炉内計装用案内シンプル

図 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の
 プルトニウム富化度分布
 （核分裂性プルトニウム割合約68wt%、
 母材ウラン235濃度0.2wt%の場合）

表 燃料集合体基本仕様

項 目	ウ ラ ン 燃 料	M O X 燃 料
1. 燃 料 材		
燃 料 ペ レ ッ ト	二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む)	ウラン・プルトニウム混合 酸化物焼結ペレット
ウ ラ ン 2 3 5 濃 度	約 4.1wt%以下 (ガドリニア入り燃料は約 2.6wt%以下)	約 0.2wt%～約 0.4wt%
プルトニウム富化度 集 合 体 平 均	—	約 4.1wt%濃縮ウラン相当 ^(*) 以下 (約 11wt%以下)
燃 料 ペ レ ッ ト 最 大	—	13wt%以下 8wt%以下 (核分裂性プルトニウム)
プルトニウム組成比 燃 料 ペ レ ッ ト 初 期 密 度	— 理論密度の約 95%	原子炉級 同 左
2. 燃 料 棒		
被 覆 材	ジルカロイ-4	同 左
燃 料 棒 外 径	約 9.5mm	同 左
被 覆 管 厚 さ	約 0.6mm	同 左
燃 料 棒 有 効 長 さ	約 3.7m	同 左
3. 燃料集合体		
配 列	17×17	同 左
燃 料 棒 ピ ッ チ	約 13mm	同 左
燃 料 棒 本 数	264 本	同 左
制御棒案内シフル本数	24 本	同 左
炉内計装用案内シフル本数	1 本	同 左
集 合 体 最 高 燃 焼 度	48,000MWd/t	45,000MWd/t

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

4. 融点の低下

MOX燃料の融点は、プルトニウムの含有量の増加に応じて低下する。



MOX燃料の融点は、ウラン燃料に比べ数十度程度低下するが、燃料の中心温度は融点に対して十分余裕がある。

[プルトニウム含有率の増加に伴う融点低下の実験結果]

- ・ Lyon等及びToplissらの提示した UO_2-PuO_2 系の状態図で、液相・固相線は連続的に変化している。
- ・ この実験結果を基にプルトニウム含有量の増加に伴う融点低下を考慮し、想定される最大プルトニウム富化度13wt%の未照射MOX燃料の融点を約2730℃としている。

[燃焼に伴う融点低下]

- ・ 「大森雄；昭和60年日本原子力学会要旨集G-4」によると、燃焼度約11GWd/tまで照射されたMOX燃料の融点を測定しており、50GWd/tまで融点は一定で、それ以上の燃焼度では10GWd/tあたり約6℃の低下であると報告されている。
- ・ もんじゅでは、50GWd/tまで融点低下なしとし、それ以上の燃焼度では10GWd/tあたり7℃の割合で低下するとしている。
- ・ 本解析でのMOX燃料の融点は、未照射燃料の融点に対して燃焼度による低下として、安全側に二酸化ウラン燃料の設計で用いている値（10GWd/tあたり32℃）を用いている。

[MOX燃料の融点の設定]

- ・ 二酸化ウラン燃料の融点を基本にMOX燃料の融点を規定する。

(単位：℃)

	燃料	未照射	燃焼に伴う融点低下率 (℃/10GWd/t)	62GWd/t時点 (ペレット最大)
基 本	二酸化ウラン	2800	32	2600
	MOX	2730	32	2530
	Gd入り UO_2	2730	32	—
解 析 制 限 値	二酸化ウラン	2600*	32	2400
	MOX	2530*	32	2330
	Gd入り UO_2	2530*	32	2490**

*：計算モデル不確定性及び燃料の製造公差を考慮し200℃の余裕をとる

**：燃料中心温度が最高となる燃料約10GWd/t時点

[MOX燃料の燃料中心最高温度評価結果]

- ・通常運転時の最大線出力密度41.1kW/mと、118%過出力時の最大線出力密度59.1 kW/mにおける評価を実施。（後者は、原子炉保護系のトリップ設定値がこれ以下となるよう設定されていることから、異常な過渡変化時に考えられる最大の出力となる）
- ・その結果、約1770℃と約2260℃であり、制限値2520℃を下回る。なお、この結果はA型燃料の評価であるが、B型燃料の評価はさらに低い温度となっている。

	最大線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	燃料中心温度 (℃)	制限値 (℃)
通常運転時	41.1	1200	約1770	2520*
異常な過渡変化時	59.1	1200	約2260	2520*

* : $2530^{\circ}\text{C} - 32^{\circ}\text{C} / (10000\text{MWd/t}) \times 1200\text{MWd/t} = 2525^{\circ}\text{C}$ をまるめた値

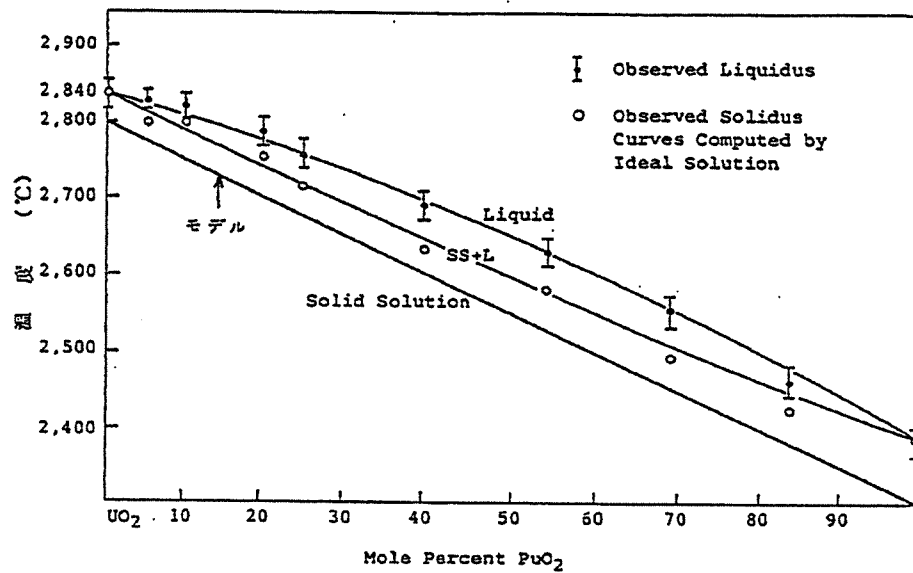


図 UO_2 - PuO_2 系の状態 (A型燃料)

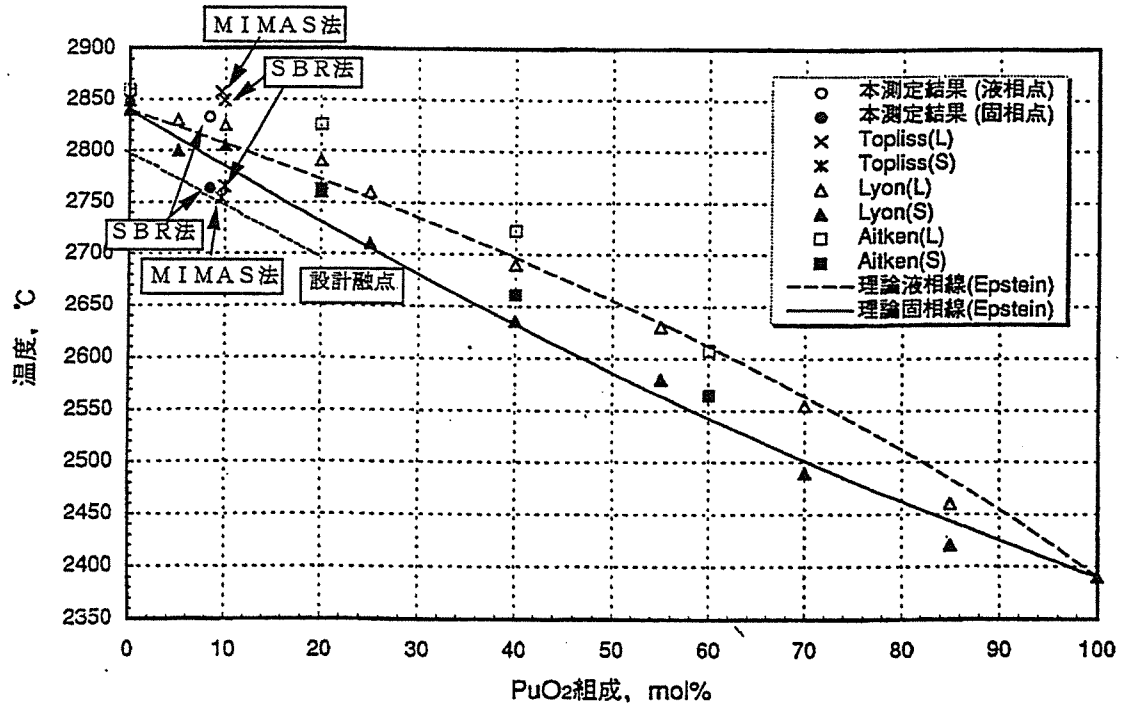


図 UO_2 - PuO_2 系の状態 (A型燃料)

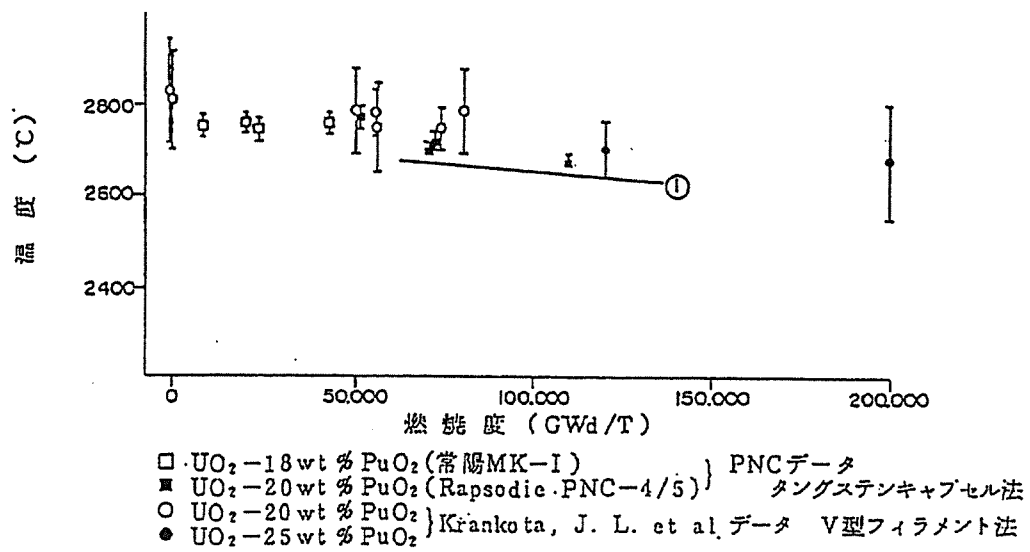


図 照射されたMOX燃料の融点

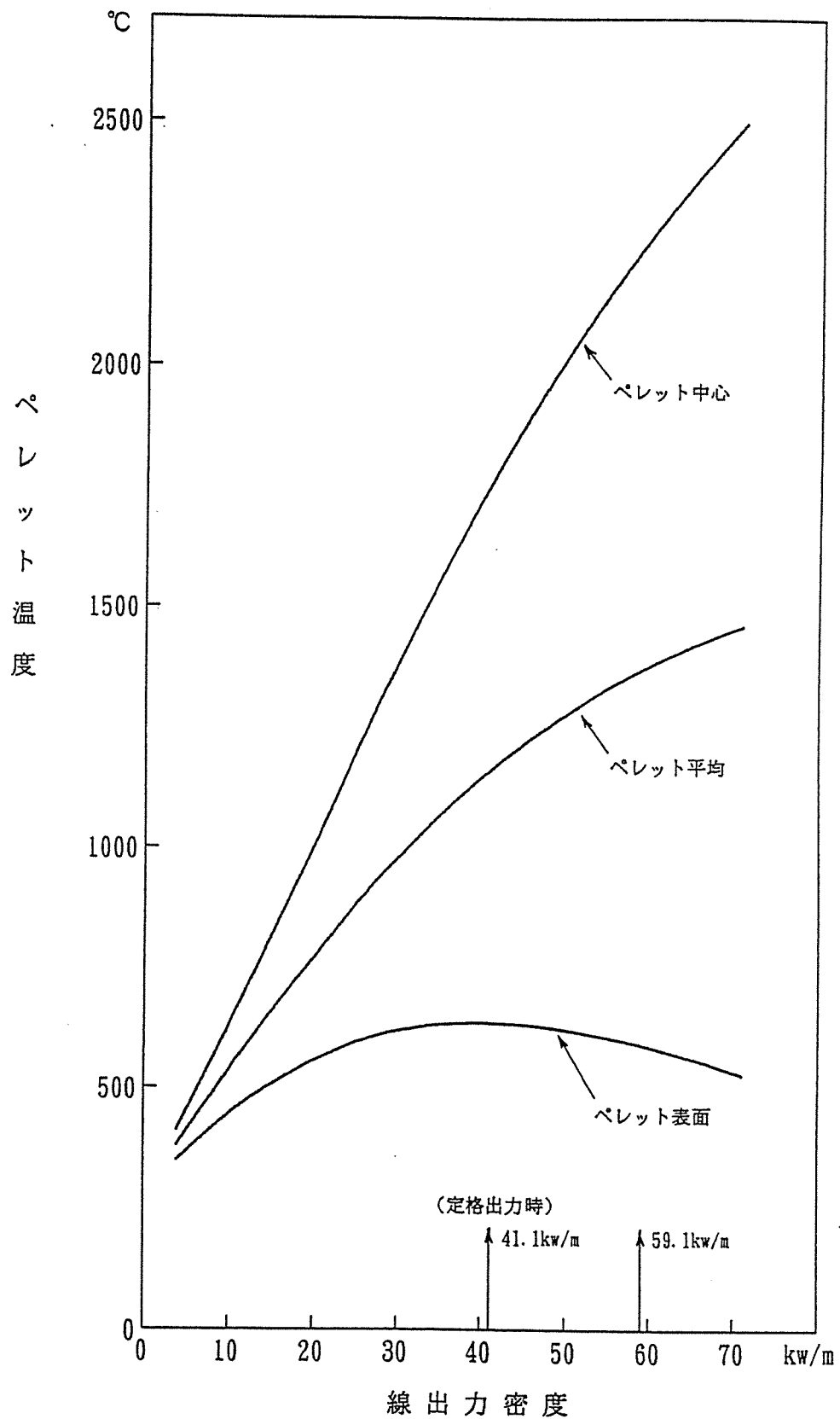


図 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの中心、平均、表面の温度対線出力密度
(寿命中の最高温度、A型燃料)

5. 燃料棒内圧の上昇

MOX燃料では、核分裂に伴い生成するガス状物質がペレットから放出される割合が若干高くなる



MOX燃料棒に初期に封入するガスの圧力を下げることにより、燃焼に伴う燃料棒内圧力の上昇を緩和する設計としている。

[核分裂生成ガス（F P ガス）放出率]

- ・MOX燃料のF P ガス放出率に影響を与える要因としては、P uの均一度、ペレットの微細組織（ポア分布、粒径、密度）、ペレット温度により影響される。
- ・MOX燃料は、二酸化ウラン燃料に比べ寿命末期の出力が相対的に高くなることから、同程度の燃焼度まで燃焼された二酸化ウラン燃料と比べると、F P ガス放出率は高くなる傾向にある。
- ・また、P uスポットが存在すると、その周りに比べ、局部的に燃焼が進むため、F P ガス放出率が高くなる。しかし、P uの均一度が改善された新製法で製造されたMOX燃料では、F P ガス放出率は二酸化ウラン燃料と同等との報告もある。
- ・また、MOX燃料では、超ウラン元素（主に ^{238}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Cm 、 ^{244}Cm ）の α 崩壊によるH eの生成があるためその生成量はウラン燃料より大きい。

[設計上の配慮]

- ・燃料棒内に封入されるH eの初期加圧量を低下させることにより、MOX燃料棒の内圧上昇に対処している

（単位：MPa）

ウラン燃料棒	MOX燃料棒
約3.1	A型：約2.4～2.7 B型：約1.9～2.5

[燃料棒内圧評価結果]

- ・燃料棒内圧が、ペレットと被覆管のギャップを増加させる最小の燃料棒内圧（サーマルフィードバックを起こす最小内圧：メーカーごとに定めた設計基準）を超えないことを確認している。

(設計比：評価値／基準値)

	A型燃料	B型燃料
代表組成MOX燃料棒	0.80	0.77
高組成 //	0.77	0.72
低組成 //	0.84	0.81

*：基準値の絶対値はA型が19.7MPa、B型が19.0MPa

**：通常運転時、燃料寿命末期での評価

(注) サーマルフィードバック

- ・燃料寿命初期では燃料棒内圧は外圧を下回っており、被覆管は内向きのクリープ変形により径が減少するとともに、ペレットはスエリングにより径が増加することから接触に至る。
- ・その後、燃焼に伴い被覆管内に放出されたFPガスやHeガスの蓄積により内圧が増加し、寿命末期では燃料棒内圧が外圧を超える可能性がある。
- ・このような内圧支配に至った状態では、被覆管は外向きのクリープ変形により外径が増加し、一旦接触したペレットと被覆管にギャップが生じる可能性がある。
- ・このギャップが開くことによりギャップ熱伝達率が低下し燃料温度が上昇すると、さらにFPガスが放出され燃料棒内圧が上昇し、その結果さらにギャップが広がるといった状態（サーマルフィードバック）を起こす可能性がある。

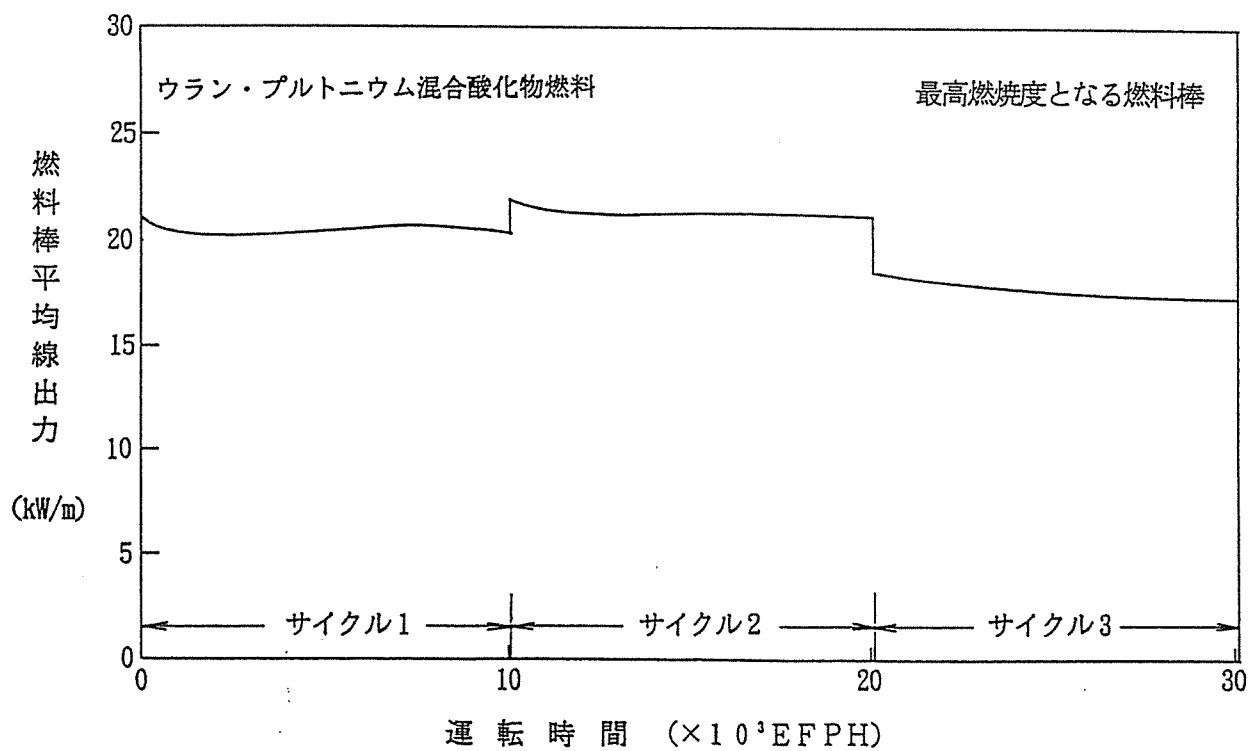
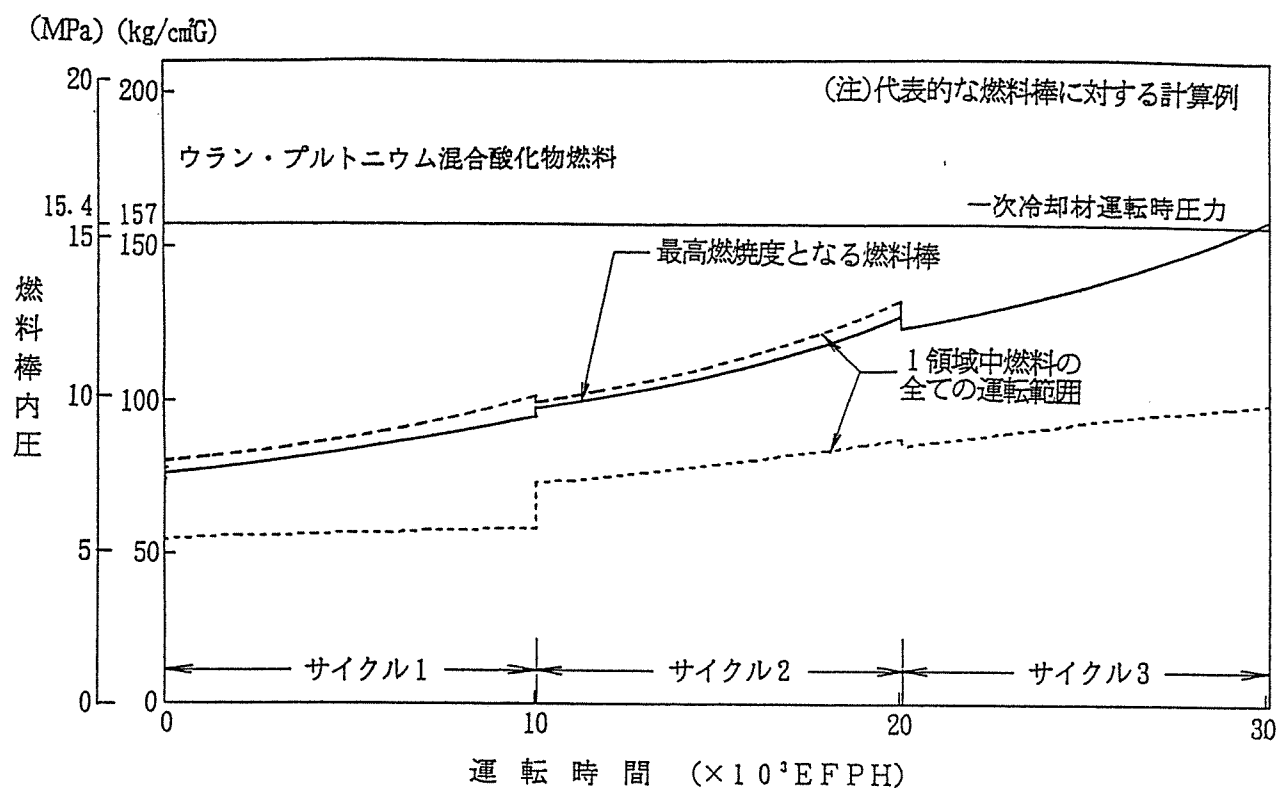


図 燃料棒内圧の燃焼度変化
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)
(A型燃料)

6. 新燃料の放射線量の上昇

MOX新燃料はウラン新燃料に比べ、放射線量が高い。



MOX新燃料の取扱いにあたっては、MOX新燃料取扱装置等を使用し、放射線防護を図る。また、MOX新燃料は使用済燃料プールに保管され、十分な遮へいが行われる。

[新燃料の特徴]

- ・ プルトニウムの自発核分裂、 (α, n) 反応による中性子放出、 ^{241}Am 等からの γ 線放出により、MOX新燃料の表面線量はウラン新燃料に比べ約200倍となる。
- ・ 発熱量についても大きくなるが、使用済燃料の崩壊熱に比べて十分小さい。

	表面線量率 (mSv/h)	発熱量
MOX新燃料	約10	約1 kW/体
ウラン新燃料	約0.05	約0.03 W/体

[新燃料の取扱いと放射線防護]

- ・ MOX新燃料は、発電所港で水切りされた後、トレーラで原子炉補助建屋（使用済ピットエリア）に搬入される。
- ・ 燃料は欧州での取扱いおよび輸送中における燃料保護の目的から燃料ホルダーに覆われ、輸送容器に収納されている。
- ・ 輸送容器から新燃料エレベータまでの気中移動に際しては、補助建屋クレーンに吊るされたMOX新燃料取扱装置を使用し、放射線防護を図る。
- ・ MOX新燃料取扱装置は、操作する場所での線量当量率が0.15mSv/h以下となるように設計される。なお、保守的な評価で、装置から約2 m離れた位置での線量当量率が約0.1mSv/hであることを確認している。
- ・ MOX新燃料は使用済燃料ピットで保管される。

(注) 保守的な評価

- ・ 取扱装置の遮へい性能の評価を行う上で、再処理により回収されるプルトニウム組成を検討して、線量当量率への寄与の大きい ^{238}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am を多く含む組成を選定している。
- ・ この組成では、約4.1wt%濃縮ウラン相当となるプルトニウム富化度は約10wt%となるが評価上は安全側に15wt%としたMOX新燃料を想定している。

7. 使用済燃料の発熱量の増加

使用済MOX燃料は長半減期のアクチニドを多く含むことから、長期的に見た場合使用済ウラン燃料に比べ崩壊熱が大きくなる。



使用済MOX燃料を使用済燃料ピットに保管しても、使用済燃料ピットの冷却能力は十分である。なお、使用済燃料ピット冷却器を1台増設する。

〔使用済燃料の崩壊熱〕

- ・崩壊熱は核分裂生成物（F P）崩壊熱とアクチニド崩壊熱からなる。
- ・崩壊熱特性は、短期的には半減期の短いF P核種からでてくるF P崩壊熱が支配的であるが、長期的には半減期の長いアクチニド核種から出るアクチニド崩壊熱が支配的となる。
- ・ウラン燃料とMOX燃料を比較した場合、同程度の燃焼度であれば、F P崩壊熱はウラン燃料の方が大きく、アクチニド崩壊熱はMOX燃料の方が大きい傾向がある。
- ・このため、原子炉停止から半日程度はウラン燃料の方が崩壊熱が大きくなる。
- ・MOX燃料の方がF P崩壊熱が小さくなる理由は定性的に以下のとおり。

^{239}Pu と ^{235}U の核分裂発生エネルギーを比べると ^{239}Pu の方が大きい

（約199MeVと約193MeV）ことから、同一出力で比較するとウラン燃料に比べてMOX燃料の方が核分裂数は少なくなるため、F P生成量も少なくなる。

- ・MOX燃料の方がアクチニド崩壊熱が大きくなる理由は定性的に以下のとおり。

MOX燃料はウラン燃料に比べ超ウラン元素（Pu）が多いことから、中性子捕獲等により生成されるアクチニド核種（U,Pu除く）の生成量は多くなる。

また、アクチニド崩壊熱は主に ^{239}Np （半減期2.356日）、 ^{242}Cm （半減期162.8日）によるものであるが、MOX燃料の方が ^{242}Cm の生成量が多いため、長期にわたりアクチニド崩壊熱は大きくなる。

〔冷却能力評価〕

- ・将来の使用済MOX燃料の冷却性の観点から、初めてMOX燃料が使用済燃料として発生し保管されることとなる平成13年の定期検査までに、使用済燃料ピット冷却器を1台増設し計3台とする。
- ・このため、平成13年までとそれ以降に分けて熱負荷を想定している。
- ・平成13年以降においては、標準的な燃料保管を想定したケースと熱負荷が厳しいケースの2ケースについて評価を行っている。

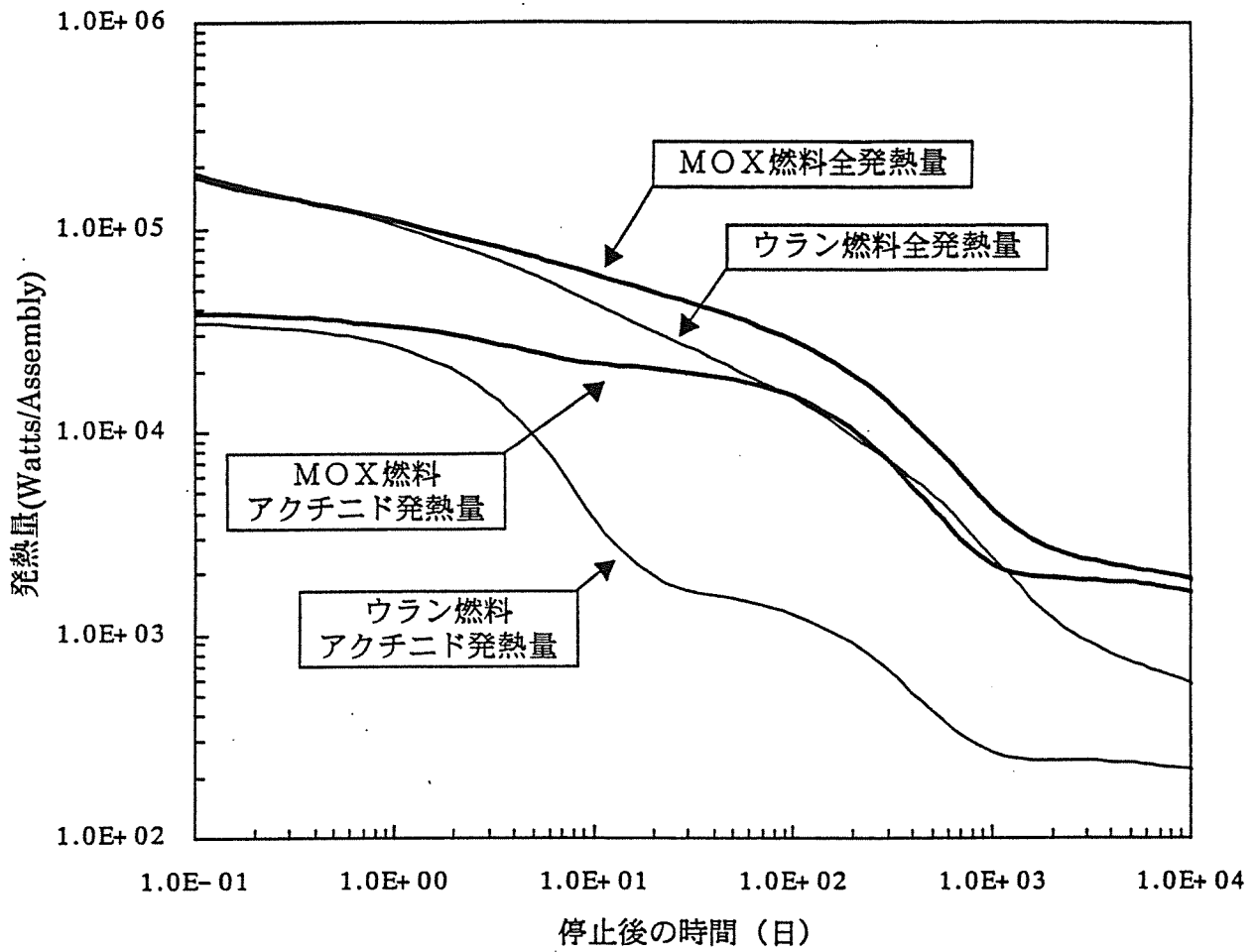
熱負荷	保管燃料の内訳		冷却器 台数
	高浜 1, 2 号炉燃料	高浜 3, 4 号炉燃料	
標準ケース	21ヶ月冷却後運搬分 (連続貯蔵)	過去取出分 (1/4MOXの割合でMOX 燃料とウラン燃料を連続 貯蔵) 取出直後分 (1/4MOXを含む1炉心分)	3
厳しいケース	21ヶ月冷却後運搬分 (3サイクル分貯蔵)	過去取出分 (MOX燃料は連続貯蔵、 ウラン燃料は3サイクル分貯蔵) 取出直後分 (1/4MOXを含む1炉心分)	3
H13年定検ま でのケース	21ヶ月冷却後運搬分 (連続貯蔵)	過去取出分 (ウラン燃料の連続貯蔵) 取出直後分 (MOX燃料の1サイクル照射 16体と2サイクル照射8体を 含む 1 炉心分)	2

* : 21ヶ月は構内輸送用のNF T-14Pキャスクの仕様に基づく冷却期間

- ・ 通常時（使用済燃料ピットポンプ 2 台運転）には水温を52℃以下に、また、異常時（使用済燃料ピットポンプ 1 台運転）には水温を65℃以下に維持できることが確認された。
- ・ なお、判断基準の52℃は作業環境維持の観点から、65℃はピットコンクリートの長期的健全性維持（コンクリート中の水分の喪失抑制）の観点から決定されている。

(単位：℃)

熱負荷	通常時	異常時
標準ケース	48.1	56.5
厳しいケース	49.3	58.3
H13年定検までのケース	50.1	57.7
判断基準	≤ 52	≤ 65



MOX燃料(代表組成)

ウラン燃料(濃縮度 4.1wt%)

図 MOX燃料とウラン燃料の崩壊熱(代表例)

8. 周辺環境への影響

MOX燃料はウラン燃料に比べ、核分裂に伴い生成される物質の比率が異なる。



生成される物質の比率の差を考慮しても、現行の平常運転時および事故時の周辺環境への影響評価手法は安全側であり、MOX燃料が導入されても周辺環境の安全は十分確保されている。

[核分裂生成物比率の影響]

- ・原子力安全委員会の原子炉安全基準専門部会において、1 / 3 炉心程度までのMOX燃料装荷炉心に対する検討が行われ、その検討結果が原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成7年5月）にまとめられている。
- ・同報告書では、被ばく評価について「炉心内の核分裂生成物の蓄積量については、MOX燃料装荷炉心とウラン燃料炉心で若干異なるものの、その差異は現行の安全評価手法の有する保守性の範囲内であることを確認した。なお同様に、平常運転時の線量当量評価についても従来と同様として支障はない。」とされている。

[周辺環境への影響評価結果]

- ・MOX燃料が導入されても周辺環境の安全は十分確保されている。

平常運転時（敷地境界外における1～4号機合計値、単位： $\mu\text{Sv}/\text{年}$ ）

	評価値	線量目標値
実効線量当量	約15	≤ 50

事故時

（単位： mSv ）

事故	実効線量当量	判断基準
原子炉冷却材喪失	約0.15	≤ 5
制御棒飛び出し	約0.043	
放射性気体廃棄物処理施設の破損	約1.2	
蒸気発生器伝熱管破損	約2.1	
燃料集合体の落下	約0.0053	

（注）核分裂生成物蓄積量と被ばく評価への影響

- ・MOX燃料を装荷した炉心に対し、原子炉安全基準専門部会と同様の検討が安全審査で行われており、MOX燃料装荷炉心とウラン燃料炉心の差異は、現行の安全評価手法の有する保守性の範囲内であり、原子炉安全基準専門部会での検討結果を変えるものではないことが確認されている。

・炉心内蓄積量の評価

高浜 3、4 号炉に最大 40 体（約 1 / 4 炉心）の MOX 燃料を装荷する炉心についても、燃焼に対する Pu の寄与はウラン燃料炉心と大きく変わるものではない。核分裂した時に生成されるよう素の比率は、概ね Pu-239 が U-235 を上回る。一方、希ガスの比率は U-235 が Pu-239 を上回る。

したがって、Pu の核分裂の影響を考慮してウラン燃料炉心、MOX 燃料装荷炉心に蓄積されるよう素と希ガスの量を評価すると次表のようになる。

	炉心の蓄積量(申請書ケース*に対する比)	
	よう素	希ガス
ウラン燃料炉心(Puの核分裂を考慮)	約+4%	約-31%
MOX燃料装荷炉心(Puの核分裂を考慮)	約+4%	約-35%

* 申請書のケースは、U-235 のみの核分裂を考慮して評価

・被ばく評価全体としての保守性

事故では、よう素と希ガスの両方を考慮した線量が評価される。このため、U-235 のみの核分裂を考慮すると、よう素の蓄積量を約 4% 小さめに見積もることになるが、約 35% 多めに評価される希ガスの蓄積量の保守性に包絡される。

また、U-235 のみの核分裂を考慮する方が、エネルギーの高い γ 線を出す核種が多めに評価されるため、直接・スカイシャイン線量の線源である格納容器内の線源強度も大きくなる。

これらのことから、Pu の核分裂を考慮する事故時の被ばく評価は、U-235 のみの核分裂を考慮する従来の被ばく評価に包絡されている。

(参考1)

高浜発電所3号機および4号機のプルサーマル計画の主な経緯

平成8年

1/23 三県知事提言

平成9年

1/31 「当面の核燃料サイクルの具体的な施策について」原子力委員会決定
2/4 「当面の核燃料サイクルの推進について」閣議了解
2/14 通産大臣と科技庁長官から三県知事に閣議了解の説明と協力要請
2/21 「今後の原子燃料サイクルの推進について」電気事業連合会方針発表
2/27 総理大臣から三県知事に協力要請

2/27 県議会説明会(国が核燃料サイクルを説明)

3/28 事業者、県等にプルサーマル計画を説明

6/9 県議会説明会(国が核燃料サイクルを説明)
10/15 福井県議会欧州原子力発電所等特別視察(～10/22)

平成10年

9/11 事業者主催「原子力文化 講演会」(敦賀市)
11/11 国主催「プルサーマル公開討論会」(福井市)
1/29 事業者主催「プルサーマル説明会」(敦賀市)
2/10 国主催「プルサーマルを考える」フォーラム(高浜町)
2/17 県主催「プルサーマルを考える」シンポジウム(小浜市)

2/23 事前了解願い受理

3/24 原子力環境安全管理協議会(事業者が計画内容を説明)

4/16 稲川資源エネルギー庁長官来県

[長官に説明を求めた事項]

- ①国民合意の形成 ②地域振興策の充実 ③使用済燃料の中間貯蔵施設の建設
④新円卓会議の設置 ⑤原子力防災対策の充実 ⑥原子力長期計画の改定

5/8 原子炉設置変更許可申請了承

〔最終了解への対応方針〕

『この計画を事前了解するかどうかについては、国において行われる安全審査の状況および結果を確認することはもとより、新円卓会議の早期開催、国民合意形成に向けた理解活動の促進、地域振興の充実等、原子力政策の確立に向けた国や事業者の取組み等を確認するとともに、県議会での議論や立地町の意見等を十分踏まえ、改めて総合的に判断する。』

5/11 高浜発電所原子炉設置変更許可申請

〔 8月6日 高浜発電所原子炉設置変更許可申請書本文および添付書類を一部補正
8月26日 通産省は原子力委員会、原子力安全委員会に諮問
11月24日 高浜発電所原子炉設置変更許可申請書添付書類を一部補正
12月7日 原子力安全委員会は通産省に対し答申
12月8日 原子力委員会は通産省に対し答申 〕

12/16 高浜発電所原子炉設置変更許可

平成11年

〔 12月16日 事前了解願いの変更届を提出
(原子炉設置変更許可を踏まえた記載の適正化) 〕

1/18 県議会説明会(国が安全審査結果を説明)
1/27 原子力環境安全管理協議会(国が安全審査結果を説明)

〔 1月29日 事前了解願いの変更届を提出
(MOX燃料装荷スケジュール変更) 〕

5/24 県議会説明会(県から国に要請した6項目についての国の説明)

5/26 高浜町長、知事にプルサーマル計画同意を伝達

6/7 知事、通産大臣と科技庁長官に要請

〔大臣と長官に要請した事項〕

- | | | |
|-------------|--------------|----------|
| ①安全性の確保 | ②使用済MOX燃料の処理 | ③国民合意の形成 |
| ④地域振興策の充実 | ⑤使用済燃料の中間貯蔵 | ⑥新円卓会議 |
| ⑦原子力防災対策の充実 | ⑧原子力長期計画の改定 | |

6/14 県議会説明会(県がプルサーマル計画に対する県の対応を説明)

6/17 事前了解

MOX燃料輸送容器に係る安全性の確認について

1. 経緯

- MOX燃料輸送容器については、運輸省による設計承認を終えて容器承認を審査していた昨年10月に、原電工事㈱による中性子遮へい材データ改ざんが発覚した。
- このため、関西電力は昨年12月18日に容器承認申請を取り下げるとともに、同月24日には既に取得していた設計承認書を返却し、改めて設計承認申請を行った。
- 設計承認の再申請を受けた運輸省は、本年2月23日に輸送容器の安全審査の強化策を発表して厳正な審査を行い、4月27日に設計承認した。引き続いて申請のあった容器承認についても厳正な審査を行い5月21日に承認した。
- なお、日本での審査と並行して行われていた英国での設計承認審査についても5月21日に承認がおりた。

2. 国の審査の概要

- MOX燃料輸送容器の製作を担当した製造事業者の品質管理について、現地調査を含めて審査を実施し、中性子遮へい材の材料供給者である原電工事㈱を除く事業者の品質管理が適切であったことを確認した。
- 品質管理が不適切であった中性子遮へい材については、英国で実際に容器に鋳込んだ76キット全てについて、そのサンプルを再分析した。その結果、すべてのキットの分析結果が設計要件に合致することを確認した。なお、分析にあたっては運輸省の職員が立ち会っている。
- 製作された容器の外観検査、気密漏洩検査、吊り上げ荷重検査等を再度実施するとともに、使用済燃料輸送容器としての製造時検査記録を含め、これまで行った検査についての記録を再確認し、その健全性の確認を行った。

3. 県の対応

- 県として審査結果について確認を行い、安全上問題ないことを確認した。
- また、MOX新燃料が発電所に到着した後、県として輸送容器表面の放射線量率*を測定し、その安全性を確認する。

*：燃料輸送中の輸送容器の法令基準（燃料の種類にかかわらず同一基準）

表面の線量当量率…2 mSv/h以下、表面から1 m離れた位置の線量当量率…0.1mSv/h以下

六項目の要請に係る国や事業者の取組みについて

1. 国民合意の形成

消費地域を含め、プルサーマル計画について、説明会やフォーラムの開催等を継続して行い、さらなる合意形成に努力すること。

〔国の取組み〕

- 福井県をはじめとし、新潟・福島県でプルサーマルに関するフォーラムを実施した。

福井県	プルサーマル公開討論会	(H9.11.11, 福井市)
	プルサーマルを考えるフォーラム	(H10.2.10, 高浜町)
福島県	プルサーマルを考えるフォーラム	(H10.1.19, 大熊町)
	プルサーマル公開討論会	(H10.4.28, 福島市)
新潟県	プルサーマルを考えるフォーラム	(H9.6.24, 柏崎市)
	プルサーマルを考えるフォーラム	(H10.1.17, 刈羽村)
	プルサーマルを考えるフォーラム	(H10.10.19, 柏崎市)

- 資源エネルギー庁職員が全国主要都市に出向いてエネルギー政策、特にその中の原子力発電の位置付け等を説明するシンポジウムを実施している。

一日資源エネルギー庁：2回実施（平成10年度実績、札幌市、横浜市）
全国講演キャラバン：全国約43箇所で開催（平成10年度実績、H10.10
福井市で実施）

〔関西電力の取組み〕

- 関西電力は、福井県および高浜町等にプルサーマル計画を説明した平成9年3月以降、福井県内外において、一般市民、各種団体等を対象に、プルサーマル計画に関する説明会、討論会等を実施するとともに、マスメディアを通じた広報活動を行っている。

プルサーマル説明会：306団体、約9,300人
シンポジウム、講演会：29回、約13,000人
(平成10年度末現在で関西電力の主催および協力の実績)

2. 地域振興策の充実

これまでも、原子力発電所15基体制のもとで、様々な広域的・恒久的な地域振興策の充実を要望してきているが、これらの早期実現を図ること。

[平成11年度予算]

- 電気事業審議会需給部会中間報告を踏まえた諸施策が計上された。

①「原子力発電施設等立地地域産業振興特別交付金」の創設

原子力発電施設等の立地市町村もしくはその周辺市町村での事業であって、対象地域の雇用の増加に結びつくような産業振興事業（産業団地造成等）について、原子力発電施設等の立地促進のために特に必要であると認められる場合に、要望に基づき道県に対して交付金を交付

（平成11年度予算額62.5億円）

②「原子力発電施設等周辺地域企業立地支援事業費補助金」の創設

原子力立地地域に新たに立地する企業、もしくは実質的な雇用の増加を生むような増設を行う企業（新增設ともに7人以上の新規雇用が要件*）に対して、企業立地後一定期間（8年間で予定）にわたって電気料金の半額（増設の場合は増設部分について）に相当する補助金制度を新設

（平成11年度予算額9.84億円）

*：中小企業の特例として、複数の中小企業が当該地域内において同一年度に共同して7人以上雇用を増加させる場合も対象とする。

③電力移出県等交付金の上限の引上げ

大規模原子力発電所立地地域における地域振興策を充実させるため、県に対して交付している電力移出県等交付金の上限を引き上げる（基本単価22.5→30億円、特別単価30億円→40.5億円）とともに、使途として維持運営費を追加

（平成11年度予算額172.6億円）

④電源三法交付金・補助金の使途の弾力化・統合

- ・維持運営費等への充当
- ・基金的運用の拡充
- ・電源立地初期対策交付金の創設等、各種交付金・補助金の統合

[次年度予算]

- 次年度予算で検討されている施策

- ①周辺地域交付金（電気料金割引）の対象地域の地域実態に合わせた運用
- ②立地および周辺地域の長期的な発展のために交付する新たな制度

[核燃料税]

- 核燃料税の税率引上げについて、国は福井県の更新時（平成13年）にその実現を図るよう最大限の努力を行うとの方針

3. 使用済燃料の中間貯蔵施設の建設

2010年頃までに「使用済燃料中間貯蔵施設」が確実に建設されるよう、諸般の準備を早期に整えること。

[国の取組み]

- 平成11年度予算に中間貯蔵施設の初期段階の立地を促進するための予算が計上された。

①リサイクル燃料資源中間貯蔵施設の立地の促進

電源地域等初期対策交付金の一部として、発電所施設外におけるリサイクル燃料資源中間貯蔵施設の初期段階の立地を促進するため、当該施設の立地が見込まれる地元自治体が行う地域振興計画の策定及び同計画に基づく施設整備等に要する費用に対して交付できるよう、新規対象施設として追加
(平成11年度予算額11.2億円)

- 本年2月5日に新たに中間貯蔵事業を規定した原子炉等規制法の改正案が国会に上程され、6月9日に成立した。

[事業者の取組み]

- 昨年6月に、立地地点の選定状況や具体的なスケジュールについて、事業者（日本原電、関西電力）は県および立地市町に報告を行った。現在、立地地点の確保に向けて、適地を抽出し、土地確保の見通しや法規制等の観点から、候補地点の検討を実施中である。

中間貯蔵施設2010年までの操業開始に向けたスケジュール（事業者提示）
2000年度末頃計画地点確定，2001年頃事業主体設立，2006年頃建設開始

4. 新円卓会議の設置

核燃料サイクル政策について、国民がその進捗状況を適宜適切にチェック・アンド・レビューするため、「新円卓会議」を早期に立ち上げることを。

〔開催状況〕

- 昨年9月から本年1月にかけて5回の新円卓会議が開催され、本年3月にモデレータ提言がまとめられた。
- このモデレータ提言では、原子力分野に限らず今後の行政においては、外部に第三者的立場から行政の評価や提言を行う機関を設置し、その意見を参考として、政策立案などを行っていくべきことや、現状では円卓会議はその方向に向けての代案であることが述べられている。
- この提言を受けた原子力委員会は、本年度も円卓会議を継続することを決定し、6月15日から7回程度開催される予定である。なお、この円卓会議で出された意見等は、新たな原子力長期計画の策定等に反映される。

第1回[H10.9.9, 東京]	「今、なぜ原子力問題か？」
第2回[H10.10.26, 東京]	「今、なぜ原子力問題か？」
第3回[H10.11.24, 敦賀]	「今後の原子力立地のあり方について」
第4回[H10.12.17, 大阪]	「原子力の運営体制のあり方について」
第5回[H11.1.21, 横浜]	「原子力の運営体制のあり方について」

5. 原子力防災対策の充実

「原子力防災検討会」の報告書等を踏まえ、原子力防災に係る特別措置法の検討など、原子力防災に対する取組みを政府一体となって行うこと。

〔国の取組み〕

- 原子力安全委員会の防災対策専門部会で、原子力防災対策の実効性を高めるための検討を行い、本年4月に報告書が取りまとめられた。この報告書は本年5月10日の原子力安全委員会に報告され、現在、国民から幅広く意見の公募が行われている。
- この報告書では、事故発生から緊急時までの初期対応の強化、具体的な地域防災計画等の策定およびこれに対する国の支援、実践的な防災訓練の実施等の必要性を提言している。
- 科学技術庁は平成11年度の予算に、原子力防災特別措置法等を含めた原子力防災対策の充実に係る検討費用を計上した。

6. 原子力長期計画の改定

「総合エネルギー調査会原子力部会」において、原子力長期計画の改定をも視野に入れた今後の原子力政策の進め方を積極的に検討すること。

〔改定作業の状況〕

- 原子力委員会は、(社)日本原子力産業会議に委託して、原子力長期計画改定のための予備的検討を昨年11月から本年4月にかけて実施した。
- 原子力委員会は本年5月18日に長期計画策定会議の設置等を決定し、6月2日から審議を開始した。今後は来年末までに取りまとめを行う予定である。なお、円卓会議で出された意見等も新たな原子力長期計画の策定等に反映される。

〔総合エネルギー調査会の状況〕

- 総合エネルギー調査会原子力部会は、原子力政策について関係者からの幅広い意見を聴きながら論点整理を行うために「原子力政策について御意見を聴く会」を開催中である。本年7月以降、来春の取りまとめを目途に原子力政策に関する審議を行う予定