

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

配布資料(福島一 3-02-2)

長期保管した MOX 新燃料の健全性に係る 意見聴取時コメント回答(その1)

平成22年6月
原子力安全・保安院

No.	コメント内容	委員	頁	備考
1	長期保管中の環境による影響について、原子力船むつの燃料を長期に保管していて腐食した例を踏まえ、燃料体の外観確認だけで十分であることを説明すること。	上村委員	1	
2	ヘリウム生成・放出量の評価は汎用コード ORIGEN2 を用いているが、他の評価に用いるコードについても燃料組成変化があっても使用できることを確認すること。	石島委員	3	
3	ペレットの熱伝導にアメリシウム蓄積による影響は認められないとしているが、それ以外の影響因子、 α ダメージによる影響について確認すること。	更田委員	11	
4	燃料棒内ヘリウム量の燃焼変化において、しきい燃焼度を超えると急激にペレットからヘリウムが放出するとしている考え方について説明すること。	更田委員 上村委員	12	
5	ペレットから放出される核分裂生成ガスへの影響について説明すること。	上村委員	15	
6	高いプルトニウム含有率のデータを用いてアメリシウム蓄積による MOX 燃料の融点及び熱伝導度への影響は無いとしているが、今回の MOX 燃料の評価に適用できることを説明すること。	上村委員	17	
7	粉末ロットサイズにより、同一富化度設計の燃料棒でも、同位体組成が必ずしも同一ではない場合がある。設計では、製造公差も含めて「不確かさ」を考慮した評価としているが、同位体組成の違いが与える影響の度合いについてはどうか。	山本委員	19	
8	長期保管による影響の確認について、設置許可解析の結果との比較だけでなく、長期保管 MOX 燃料と通常 MOX 燃料との比較についても検討すること。	更田委員 上村委員	20	
9	各サイクルにおける最大制御棒価値の評価結果において、26 サイクルのサイクル末期の最大制御棒価値が高くなっている理由を説明すること。	石島委員	27	
10	原子炉冷却材喪失時の破裂判定の評価について、長期保管した MOX 燃料の被覆管最高温度への影響について説明すること。	更田委員	33	

Q1	長期保管中の環境による影響について、原子力船むつの燃料を長期に保管 して腐食した例を踏まえ、燃料体の外観確認だけで十分であることを説 明すること。(上村委員)
----	---

原子力船むつの燃料には、ステンレス(SUS304)被覆管が用いられていた。長期保管した当該燃料に点状腐食が発生したが、その原因は、安全性総点検工事等のために一次系を満水に維持出来なかった期間において、次の点が重なって発生したものの。

- ①一次冷却水の循環が無かったため局所的に水質が低下
- ②大気との接触により酸素が一次冷却水中に混入
- ③ヒドラジン添加による溶存酸素の除去が不十分

他方、福島第一原子力発電所3号機においては、むつで腐食発生の原因となったとされる水質等の管理は適切に実施されていたことを確認している。

また、沸騰水型軽水炉の燃料において、ステンレス部材は上部・下部タイプレート等、外周部から確認できる部位のみで使用されており、外観確認で金属光沢等を確認し腐食が進んでいないことを確認することができる。

また、それ以外の部材に対する MOX 燃料の保管期間中の環境からの影響及び外的影響として想定される損傷、変形、腐食等については、以下の検討を踏まえ、MOX 燃料の外周の外観確認により確認可能と考えている。

1. 燃料棒及びその他の部材の腐食

MOX 燃料は、チャンネルボックスを取り付けた状態で使用済燃料プールのラック内に保管されている。

チャンネルボックスが取り付けられているため、MOX 燃料への水の出入りはチャンネルボックスの開口部(上下部タイプレート部)に限られるが、MOX 燃料は1体当たり約100W程度の発熱があるため、使用済燃料プール水の対流が生じているものと推定される。

水の流れが無い場合には、局所的に水質、水温が変化する可能性は否定できないが、上記の通りチャンネルボックス内で対流が生じていることから、MOX 燃料の外周及び内部の水温、水質は一様と見なすことができ、局所的に腐食が進展する可能性は小さいものと考えられる。

したがって、MOX 燃料の外周の外観確認により、燃料棒及び構成部材の健全性は確認できるものとする。

なお、立入検査において、ファイバースコープを用いて燃料体内部の燃料棒の一部についての外観確認を行っているが、確認した範囲においては、燃料棒及びウォーターロッドともに表面に金属光沢が認められ、燃料体の内側と外周部に差異は認められなかった。

2. 外力による損傷等

保管期間中に MOX 燃料集合体へ外力が生じる場合として地震及び燃料取扱い時が想定される。

MOX 燃料はチャンネルボックスを装着して使用済燃料プールのラック内に保管されているため、地震発生時にはスペーサ外周部がチャンネルボックスと接触することにより損傷することが想定されることから、外周の外観確認によりその影響を確認できる。

また、MOX 燃料に対する上下方向の荷重は、最外周に配置されている8本の結合燃料棒によって支持されること、また、チャンネルボックスを取り外して燃料を取扱う際にぶつけた等の衝撃によっては MOX 燃料の外周部が損傷することから、取扱い時の外力による影響についても、外周の外観確認によりその影響を確認できる。

Q2	ヘリウム生成・放出量の評価は汎用コード ORIGEN2 を用いているが、他の評価に用いるコードについても燃料組成変化があっても使用できることを確認すること。(石島委員)
----	--

今回の評価に用いたコードについては、以下の通り燃料組成変化があっても適用できるとしている。

1. 燃料棒熱・機械設計コード

長期保管により MOX ペレット中の Pu241 が Am241 に壊変するが、PuO₂ と AmO₂ は結晶構造等が同等であることから、3wt%程度までのアメリシウム蓄積は物性値に影響がないことが知られている⁽¹⁾。このため、今回の PRIME コードによる評価では、長期保管による Am 蓄積によって MOX ペレットの物性値変化は考慮していない。

また、長期保管に伴う Pu238 の α 崩壊、及び Am241 から生成する Cm242 の α 崩壊によるヘリウムの生成・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⁽²⁾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。

なお、PRIME コードの検証データ⁽³⁾には、燃料集合体平均燃焼度約 30GWd/t まで照射し、約 5 年間の貯蔵後さらに 1 サイクル照射し平均燃焼度約 42GWd/t まで照射した MOX 燃料集合体から取り出された MOX 燃料棒 2 本の解析結果も含まれているが、他のデータのばらつきと区別できない程度となっている。(図2-1、図2-2)

スペーサ間とスペーサ部の被覆管応力解析コードについては、一般的な材料力学の式を用いているものであり、MOX ペレットの物性モデルは使用していない。端栓部の被覆管応力解析コードについては、汎用有限要素法コードが用いられている。端栓部の応力評価には MOX ペレットの熱伝導度が用いられるが、上記のように、長期保管による熱伝導度への影響は無視できるため、コードの適用に影響はない。

2. 核炉心設計コード

核炉心設計では、燃料組成を単位燃料集合体核計算コードに入力し、作成された核定数を三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードに受け渡し、炉心の出力分布等の評価が行われる。単位燃料集合体核計算コードに対して、長期保管の影響を考慮した組成を入力することで組成変化の影響は評価される。単位燃料集合体核計算コードの核データライブラリは、核計算コードに広く使用されている ENDF/B に基づいて作成されたものである。本ライブラリは、Am241 の断面積を含んでおり、長期保管 MOX 燃料への適用が可能である。

また、単位燃料集合体核計算コードでは、燃料集合体各部の元素の燃焼による変

化を計算するが、この計算における燃焼チェーンでは、U、Pu、Am 等の重要な燃料元素の同位体が全て含まれているため、長期保管の影響を考慮した燃料の組成を入力することにより、その影響を正しく反映できる。

単位燃料集合体核計算コードの MOX 燃料適用への検証に使用された試験データは、VENUS、BASALA、MISTRAL 試験⁽⁴⁾のものであるが、これらの試験に供された MOX 燃料中の Am 含有率及び Am の Pu 同位体組成割合 ($=Am241/(Pu + Am)$) は下記に示す範囲にあり、今回の長期保管 MOX 燃料は検証範囲にある。

	Am 含有率	Am の Pu 同位体組成割合
VENUS 試験		
MISTRAL 試験		
BASALA 試験		
長期保管 MOX 燃料		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

上記の試験における解析精度は、ウラン燃料の場合と同等であり、単位燃料集合体核計算コードは長期保管による MOX 燃料の組成変化があっても適用できる。

また、炉心特性評価や各種反応度係数等の計算に用いられる三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード等においては、前述の単位燃料集合体核計算コードで評価された核定数等に基づき計算することから、長期保管の影響は適切に反映される。

なお、核炉心設計コードで長期保管中の組成変化を考慮している核種は半減期約 14 年の Pu241 の β 崩壊のみであり、下表に示す他のウラン、プルトニウム同位体の崩壊反応については考慮していない。表中で最も半減期の短い Pu238 の崩壊による無限増倍率と局所ピーキング係数への影響を図 2-3、図 2-4 に示すが、その影響は軽微である。また、Pu238 の次に半減期の短い Pu240 については、保管期間における崩壊量が Pu240 全量 (1wt% 程度) の 0.1% 程度であり無視できる。

同位体	半減期	主な崩壊形式
Pu241	14.3 年	β^-
U234	2.46×10^5 年	α
U235	7.04×10^8 年	α
U238	4.47×10^9 年	α
Pu238	87.7 年	α
Pu239	2.41×10^4 年	α
Pu240	6.56×10^3 年	α
Pu242	3.73×10^5 年	α

3. 安定性解析コード、過渡解析コード及び事故解析コード

図2-5、図2-6に燃料棒熱・機械設計コード及び核炉心設計コードの計算の流れとともに、安定性解析、過渡解析及び事故解析等へのデータの流れを示す。

図に示すとおり、いずれの計算コードもMOX燃料の組成等を直接入力とするコードではなく、核炉心設計コード等により長期保管の影響が適切に反映された評価結果を入力としていることから、コードの適用性に問題はない。

なお、安定性解析、事故解析の一部はペレット熱伝導を入力とするが、前述の通り、長期保管により物性が変わらないとしているため、影響はない。

4. 使用済燃料貯蔵時の冷却性

使用済燃料貯蔵時の冷却性の評価では、長期保管 MOX 燃料の崩壊熱の計算には ORIGEN2⁽²⁾を用い、長期保管による組成変化の影響を適切に取り扱っている。

- (1) 「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)
- (2) ORIGEN2 : Isotope Generation and Depletion Code, MATRIX EXPONENTIAL METHOD, CCC-371
- (3) 「沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について(MOX 燃料への適用)」(株式会社東芝、TLR-045A改訂 2、平成 11 年2月)
- (4) 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法」(株式会社東芝、TLR-006 改訂 1 平成 20 年9月)

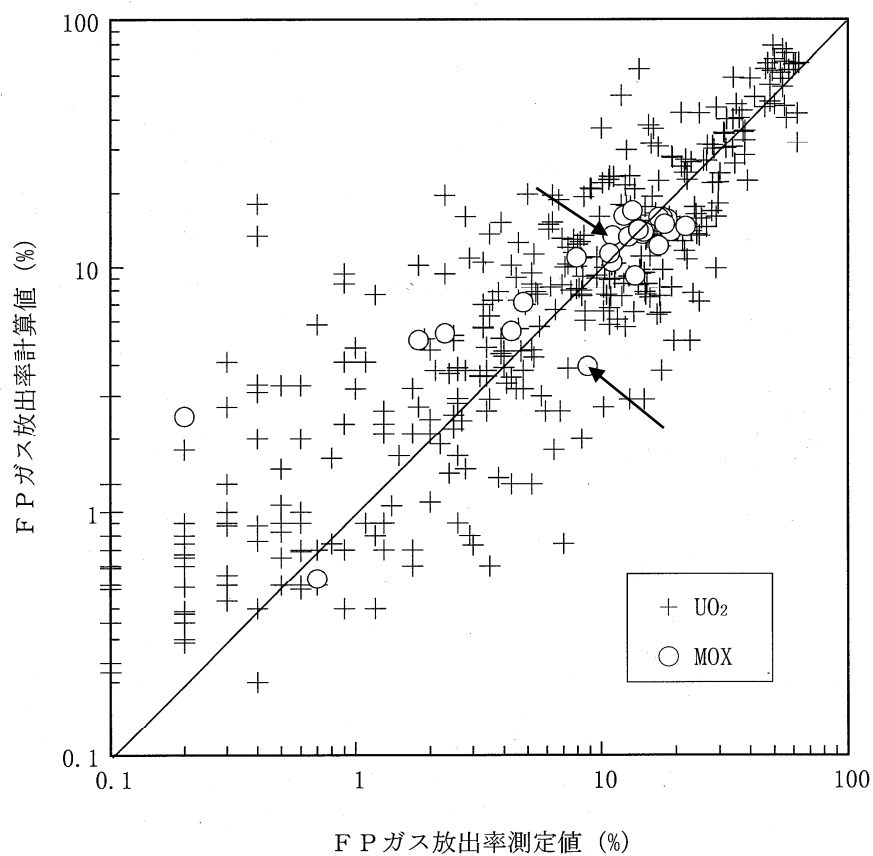


図2-1 FP ガス放出率の計算値と測定値の比較⁽³⁾
 (約 30GWd/t まで照射後、約 5 年貯蔵して再装荷した MOX 燃料を「→」で示す)

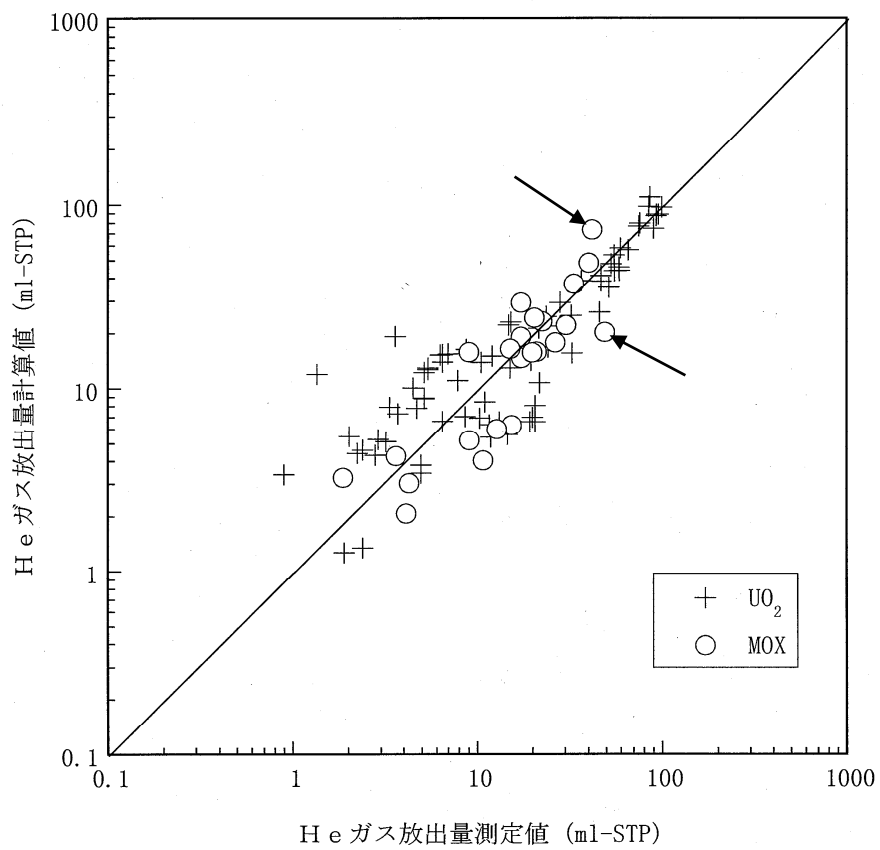


図2-2 ヘリウム放出量の計算値と測定値の比較⁽³⁾
 (約 30GWd/t まで照射後、約 5 年貯蔵して再装荷した MOX 燃料を「→」で示す)

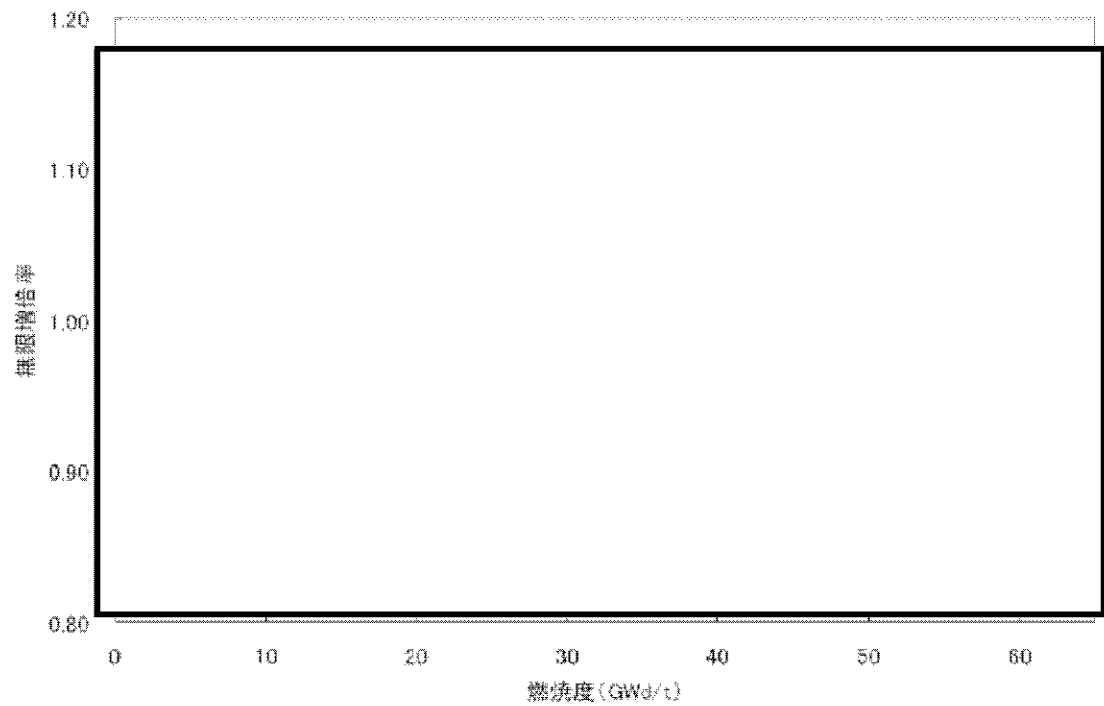


図2-3 Pu238 崩壊の考慮の有無による無限増倍率の比較

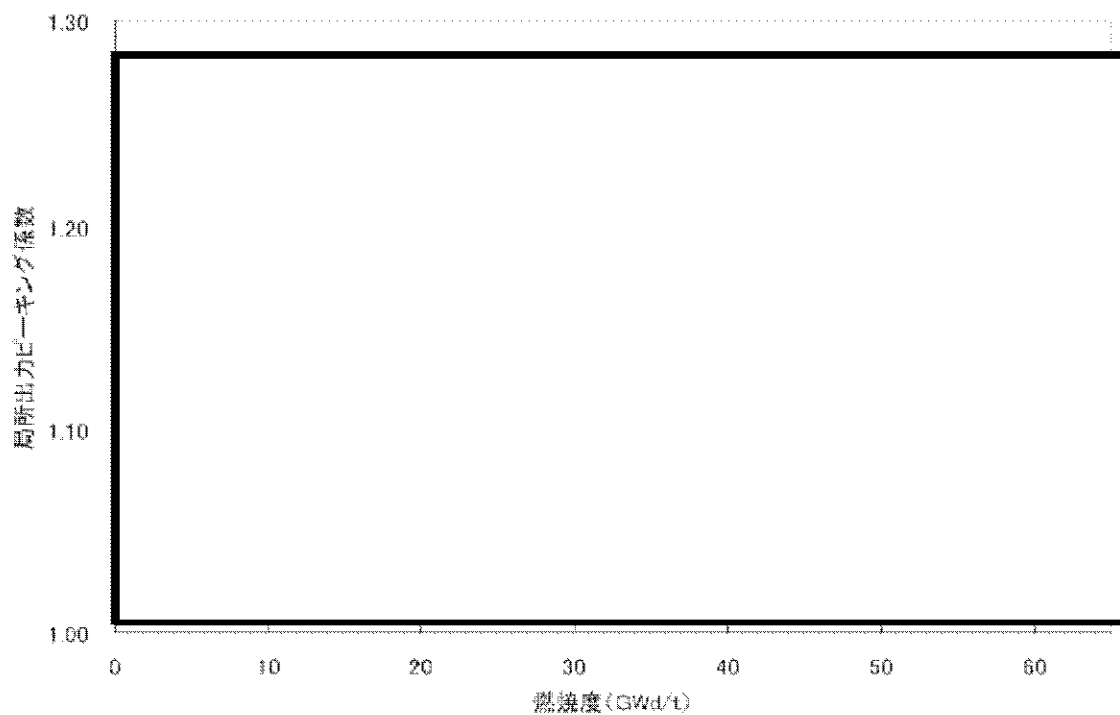
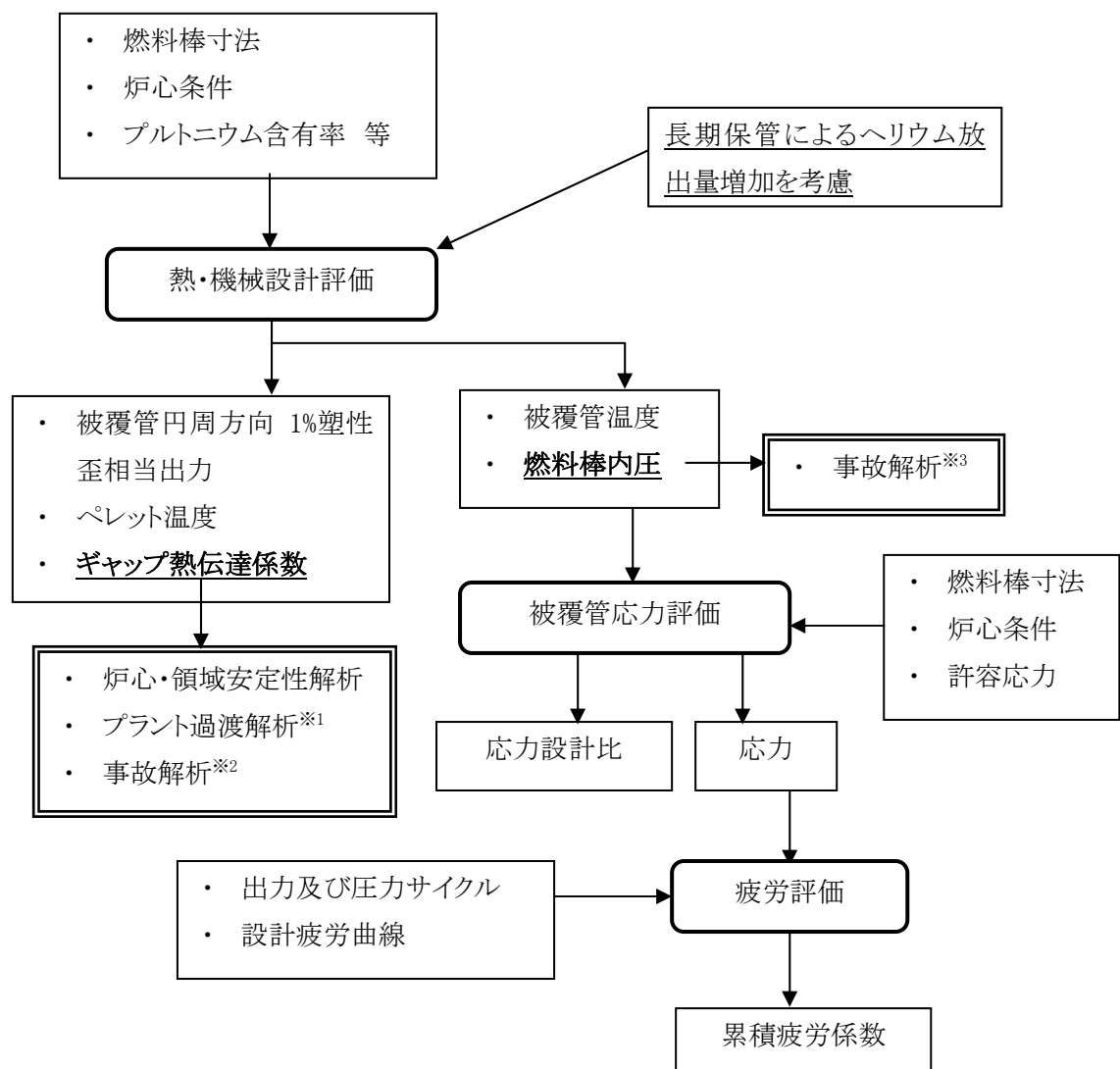


図2-4 Pu238 崩壊の考慮の有無による局所ピーキング係数の比較

枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。



※¹プラント安定性解析、プラント系事故解析の一部を含む

※²原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断の解析

※³原子炉冷却材喪失の解析

図 2 - 5 燃料棒熱・機械設計計算等の流れ図

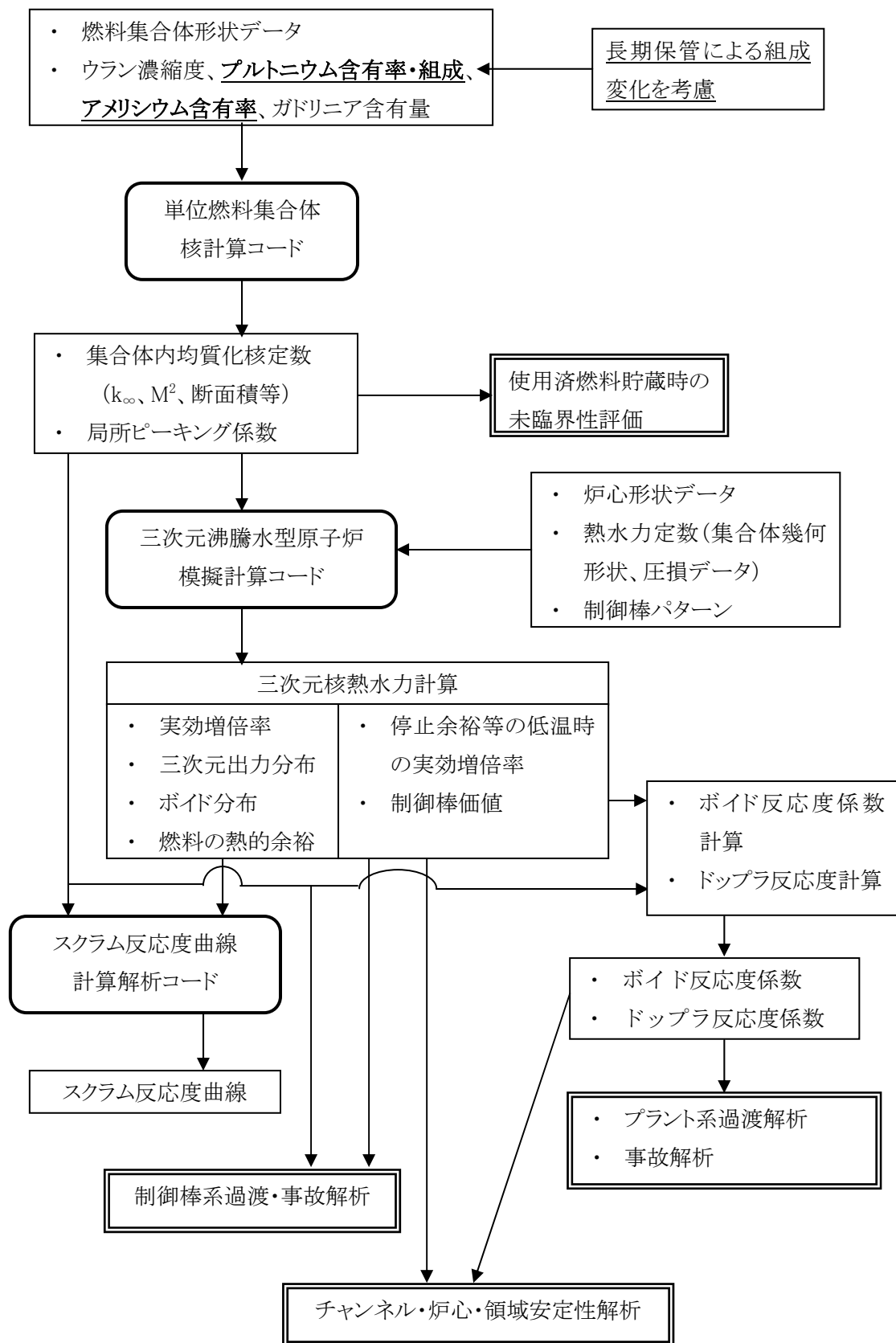


図 2 - 6 核炉心計算等の流れ図

Q3	ペレットの熱伝導にアメリシウム蓄積による影響は認められないとしているが、それ以外の影響因子、 α ダメージによる影響について確認すること。(更田委員)
----	--

PuO_2 と AmO_2 はともに蛍石型結晶構造であり、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、Pu241 と Am241 のイオン半径は 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への影響は小さいと考えられる⁽¹⁾⁽²⁾としている。高速増殖型原型炉もんじゅの燃料では、燃料中に蓄積した Am 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 Am 蓄積による融点と熱伝導度等のペレット物性への影響は考慮されていない⁽³⁾。

長期間保管した MOX 燃料ペレットは Pu238 の α 崩壊に伴う α 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⁽⁴⁾⁽⁵⁾⁽⁶⁾(α ダメージ)が、 α 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⁽³⁾⁽⁴⁾としている。

なお、図2-1、図2-2に示したように、5 年間貯蔵分の α ダメージを受けてた後、1 サイクル照射された MOX 燃料の FP ガス放出率、ヘリウム放出量は他のデータのばらつきの範囲内であり、 α ダメージは有意な影響を与えるものでないと判断できるとしている。

- (1) W.D Kingery 他、「セラミックス材料科学入門 応用編」(第2版)、小松ら共訳、内田老鶴圃、昭和 58 年
- (2) C.Kittel、「固体物理学入門 上」(第 6 版)、宇野ら共訳、丸善、昭和 63 年
- (3) 「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)
- (4) 加藤ら、プルトニウム-ウラン混合酸化物の自己照射欠陥、サイクル機構技報、No.17、2002 年 12 月
- (5) 米野ら、長期保管 MOX 燃料における自己照射の影響、日本原子力学会「2007 年秋の大会」P57
- (6) 米野ら、長期保管 MOX ペレットにおける熱伝導率の熱回復、日本原子力学会「2009 年春の年会」B36

Q4	燃料棒内ヘリウム量の燃焼変化において、しきい燃焼度を超えると急激にペレットからヘリウムが放出するとしている考え方について説明すること。(更田委員、上村委員)
----	--

ペレットでの FP ガス放出挙動は、ペレット内部に生じた FP ガス原子の結晶粒界への拡散、結晶粒界上での気泡形成、結晶粒界での気泡成長、粒界気泡を通じたペレット外への放出というプロセスで説明される。このため、FP ガス生成量が少ない低燃焼度では多くの FP ガスが結晶粒内に保持され、FP ガス放出率は低く抑えられるが、燃焼が進み FP ガス生成量が多くなると、粒界へ移動する FP ガスの割合が大きくなり、FP ガス放出率はある燃焼度(しきい燃焼度)から急激に立ち上がる傾向がある(図4-1)。

ヘリウムガス放出についても、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、FP ガスと同様にガス放出の大部分は拡散過程によって時間遅れをもって放出される。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(ペレット燃焼度 GWd/t)を設定している。これにより、ペレット温度評価や 1%塑性歪相当出力評価に対してヘリウム放出によるギャップ熱伝達係数の改善を過度に取り込むことを防ぎ、また、燃焼末期ではその燃焼度に対応するヘリウム生成量を考慮し、燃焼末期の燃料棒内圧増加への影響を適切に評価できるモデルとしている。

このモデルに基づいて評価されたヘリウム放出量の計算値は、測定値と良く一致している(図2-2)。

長期保管された MOX 燃料では、

- ・ 保管中の Pu238 の α 崩壊
- ・ Pu241 の β 崩壊によって蓄積した Am241 が燃焼中に高次化して生成する Cm242 の α 崩壊

によってヘリウムの生成・放出量が増加することから、この増加分については核種の生成消滅計算が行える汎用コード ORIGEN2⁽¹⁾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ている(図4-2)。なお、長期保管によるヘリウム生成・放出量の増加では、Cm242 の α 崩壊の寄与が 9 割程度と支配的である。

今回の評価では、上記の考えに基づき長期保管中及び燃焼にともない生成されるヘリウムは、しきい燃焼度到達とともに放出が開始されると仮定して、燃料温度、燃料棒内圧への影響を評価したとしている。また、応力設計比評価及び疲労評価では、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たとしている。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

- (1) ORIGEN2 : Isotope Generation and Depletion Code, MATRIX EXPONENTIAL METHOD, CCC-371
- (2) 「平成 18 年度 高燃焼度 9×9 型燃焼信頼性実証成果報告書」、(独)原子力安全基盤機構、平成 19 年 12 月

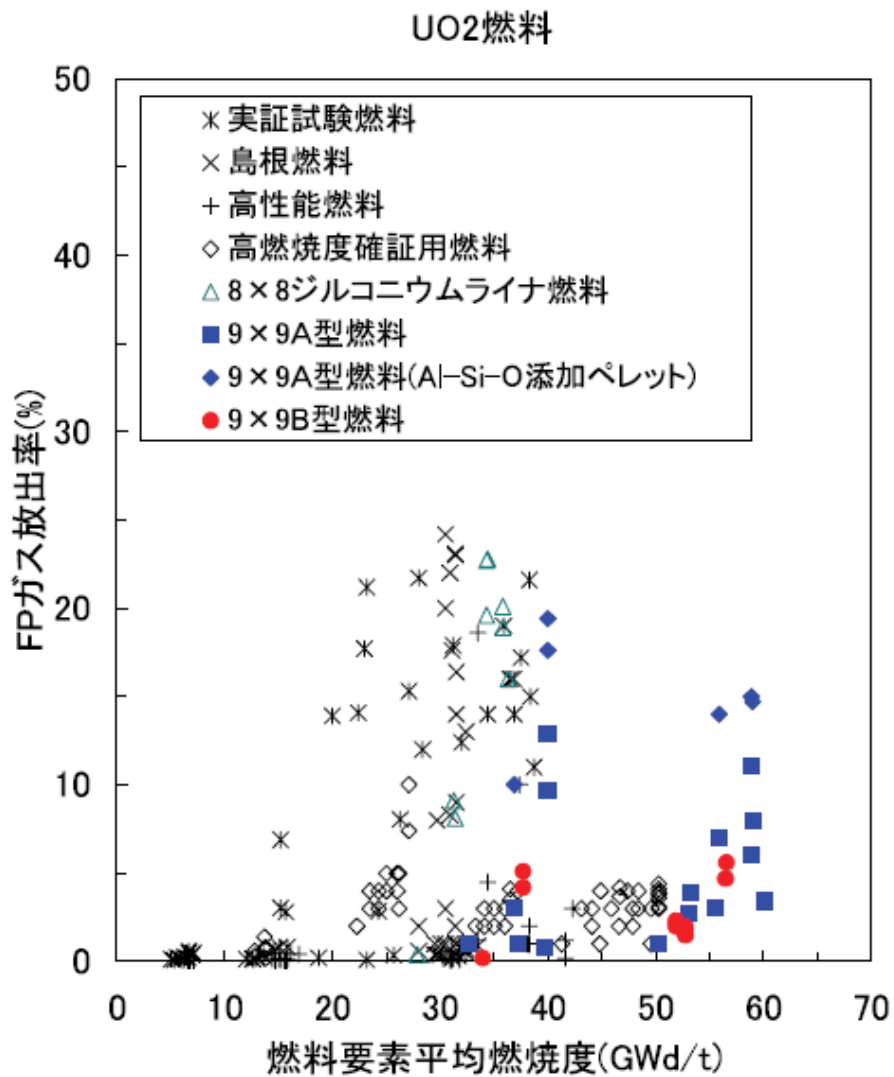


図4-1 FPガス放出率の燃焼変化⁽²⁾

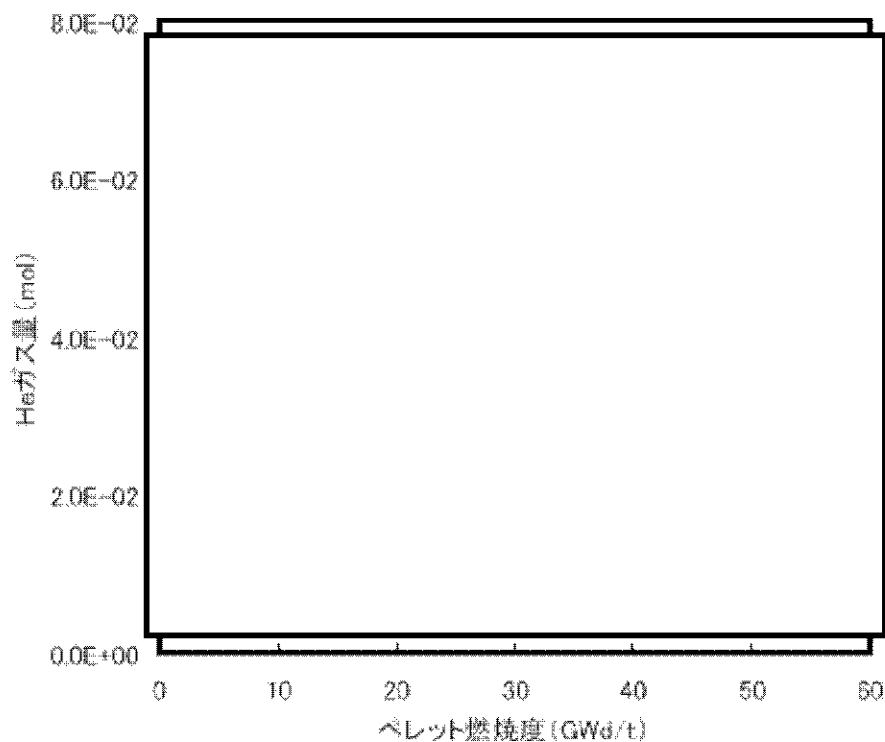


図4-2 燃料棒内ヘリウム量の燃焼変化

図の説明

- 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(プルトニウム238とキュリウム242の α 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量が増加している。

枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。

Q5	ペレットから放出される核分裂生成ガスへの影響について説明すること。(上村委員)
----	---

PRIME コードでの核分裂生成ガス(FP ガス)生成率は、燃料棒内圧に寄与する希ガス及びハロゲンの生成率の和としている。主要な核分裂性物質である U235、Pu239 及び Pu241 について、内圧に寄与する希ガス及びハロゲンの収率合計を表5-1に示す⁽¹⁾。U235、Pu239 及び Pu241 の収率合計値にほとんど差がないことから、ウラン燃料及び MOX 燃料の希ガス及びハロゲンの収率を同じ 30% (表5-1の値を保守側に切り上げ)とし、FP ガス生成率は $1.35 \times 10^{-3} \text{mol/MWd}^*$ を用いているとしている。

PRIME コードの FP ガス放出モデルは、ペレットの温度と燃焼度で整理した FP ガス放出データに基づいて作成した経験的なモデルを用いており、今回も変更していないとしている。ウラン燃料及び MOX 燃料に対する FP ガス放出率の検証結果を図2-1に示す。この検証データには燃料集合体平均燃焼度約 30GWd/t まで照射し、約 5 年間の貯蔵後さらに1サイクル照射し平均燃焼度約 42GWd/t まで照射した MOX 燃料集合体から取り出された MOX 燃料棒 2 本の解析結果も含まれているが、他のデータのばらつきと区別できない程度となっているとしている。また、美浜 1 号機で製造から約 15 年後に炉心に装荷された MOX 燃料の照射後における FP ガス放出率が測定されているが、図5-1に示すように通常のウラン燃料と同程度の値であったと報告されている⁽²⁾。

- (1) K. Tasaka et al., JNDC Nuclear Data Library of Fission Products, Second Version, JAERI 1320, Japan Atomic Energy Research Institute, 1990
- (2) 市川ら、「わが国における MOX 燃料の照射実証及び照射後試験」、日本原子力学会誌第 39 巻、第 2 号(1997)

*FP ガス生成率($1.35 \times 10^{-3} \text{mol/MWd}$)は以下の通り計算される。

原子核1個が核分裂したときに発生するエネルギーを約 200MeV、アボガドロ数を 6.0×10^{23} 、FP ガスの収率を 30%とする。

$$\begin{aligned}
 1\text{MWd} &= 24(\text{時間}) \times 60(\text{分}) \times 60(\text{秒}) \times 10^6(\text{J}) \\
 &= 24 \times 60 \times 60 \times 10^6 / (1.6 \times 10^{-19})(\text{eV}) \\
 &= 5.4 \times 10^{23}(\text{MeV})
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{FP ガス生成率} &= \{(5.4 \times 10^{23} / 200) / (6.0 \times 10^{23})\} \times 0.3(\text{収率}) \\
 &= 1.35 \times 10^{-3}(\text{mol/MWd})
 \end{aligned}$$

表5-1 内圧に寄与する希ガス及びハロゲンの収率合計⁽¹⁾

	U235	Pu239	Pu241
合計	26.95	28.66	24.35

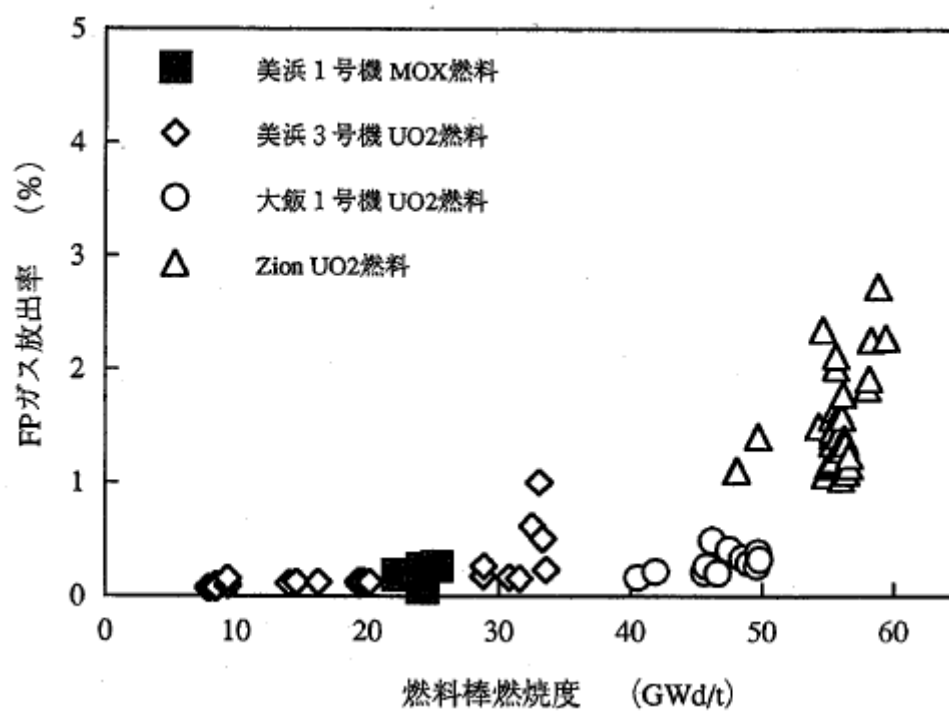


図5-1 美浜1号機 MOX 燃料の FP ガス放出率測定結果⁽²⁾

Q6	高いプルトニウム含有率のデータを用いてアメリシウム蓄積による MOX 燃料の融点及び熱伝導度への影響は無いとしているが、今回の MOX 燃料の評価に適用できることを説明すること。(上村委員)
----	---

MOX 焼結ペレットでは、 UO_2 に少量の PuO_2 が添加されているが、 PuO_2 の結晶構造は UO_2 と同じ螢石型面心立方格子であり、焼結の過程において、 PuO_2 と UO_2 はプルトニウム原子とウラン原子が置き換わる形で、全組成範囲で固溶するとしている。したがって、固溶の仕方がプルトニウム含有率によらず同じ (Pu 含有率によって結晶構造が変化しない) であることから、プルトニウムに置き換わった分だけ物性値が変化することになり、MOX 焼結ペレットの物性値は、二酸化ウラン焼結ペレットの物性値からプルトニウム含有率にしたがって概ね滑らかに変化する⁽¹⁾。(図6-1、図6-2)

長期保管により Pu241 は Am241 に崩壊するが、 AmO_2 も UO_2 や PuO_2 と同じ結晶構造 (螢石型面心立方格子) であることから、 PuO_2 と同様に MOX ペレット中に固溶するため、崩壊の前後で結晶構造は変わらず、アメリシウム含有率が約 3wt% 以下の条件では物性への影響は軽微であると報告されている⁽²⁾。

したがって、本評価対象 MOX 燃料のようにアメリシウム含有率が約 0.5wt% 以下であれば高プルトニウム含有率での試験データと同様に物性値への影響は無視できる程度と考えられるとしている。

- (1) 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 6 月 19 日 原子力安全委員会了承)
- (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)

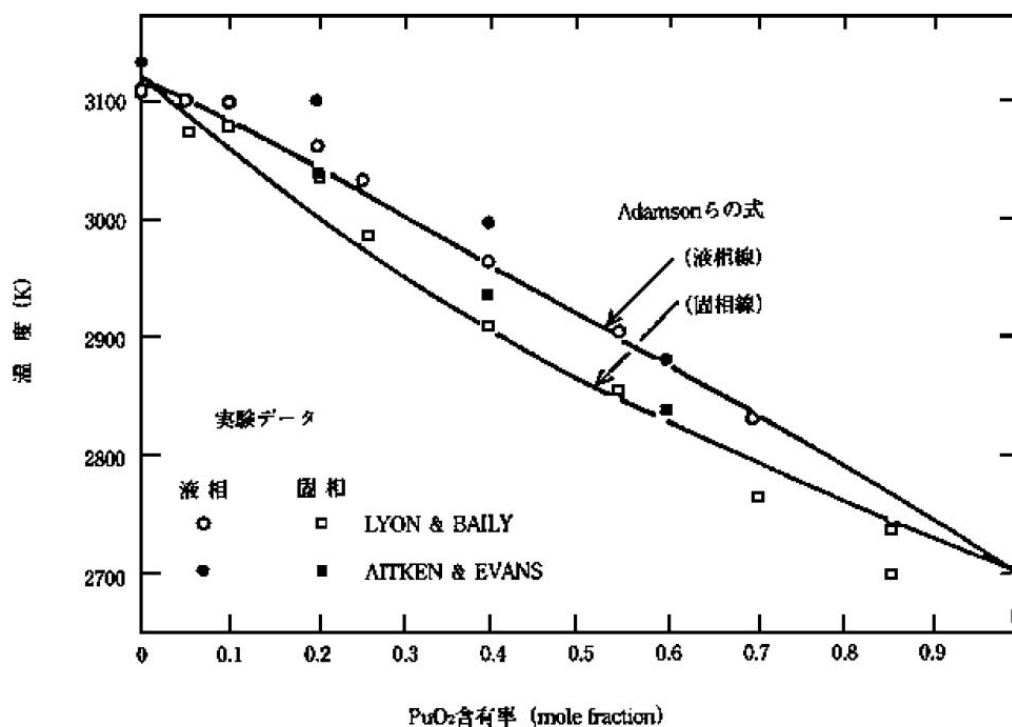


図6-1 UO_2 - PuO_2 系の状態図⁽¹⁾

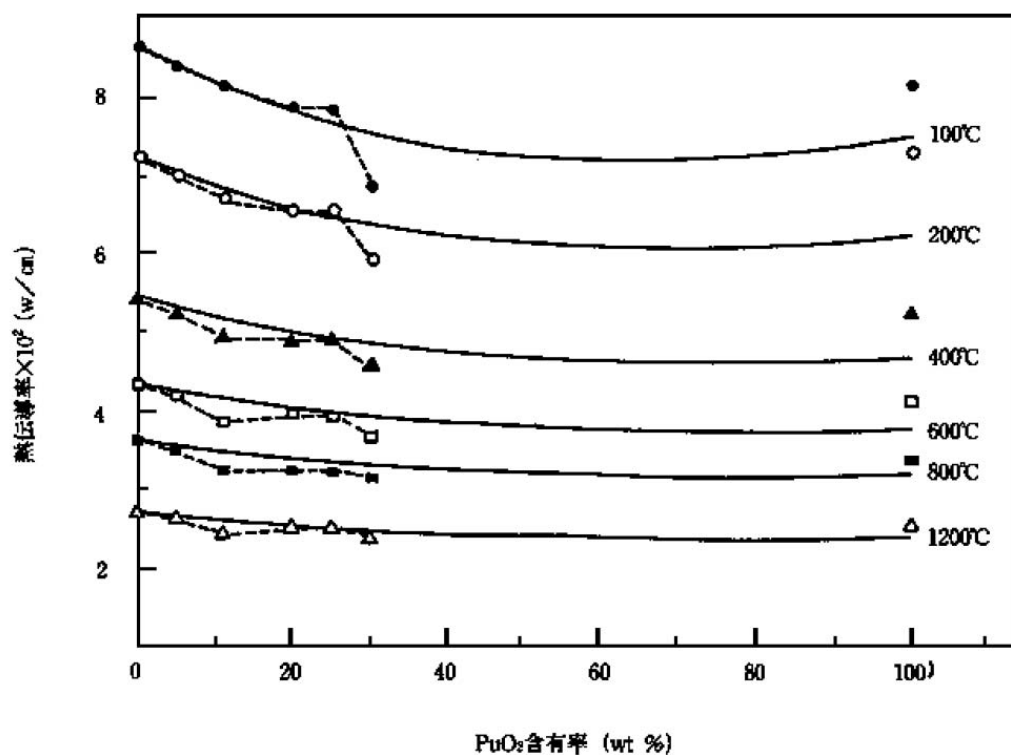


図6-2 $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ 固溶体熱伝導率の PuO_2 含有率依存性⁽¹⁾

Q7	粉末ロットサイズにより、同一富化度設計の燃料棒でも、同位体組成が必ずしも同一ではない場合がある。設計では、製造公差も含めて「不確かさ」を考慮した評価としているが、同位体組成の違いが与える影響の度合いについてはどうか。(山本委員)
----	--

異なる同位体組成のPuを同じPu含有率とすると燃料の反応度に影響が及ぼされるため、各燃料棒のPu含有率は、Pu同位体組成によらずMOX燃料の反応度を適切に表現できる等価核分裂性物質濃度(EFMC※; Equivalent Fissile Material Content)仕様にて管理されているとしている。すなわち、加工時には、使用する粉末毎に同一のEFMCが得られるようPu同位体組成に応じPu含有率は調整されているとしている。このため、EFMCを用いた製造管理下では、Pu同位体組成が変動しても、燃料の反応度やそれに伴う燃料棒出力への影響は抑制されることになるとしている。

炉心設計においては、長期保管を考慮した同位体組成を反映して計算を行うため、長期保管の影響は適切に考慮されるとしている。

一方、EFMCの公差に起因するPu含有率のばらつきの影響は、SLMCPR評価におけるR因子の不確かさとして考慮されており、R因子の不確かさは局所ピーキング係数の不確かさに依存する。EFMC公差に起因する局所ピーキング係数の不確かさは、長期保管前は約 %、長期保管後は約 %と評価されるが、R因子の不確かさ評価における局所出力ピーキング係数の不確かさとしては保守的に約 %を考慮しており、これについては長期保管の影響はないとしている。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

※EFMC について

等価核分裂性物質濃度は、燃料中に含まれる核種の中から代表的な核分裂性核種を1つ選び、個々の核種の含有率を、それと反応度的に等価な代表核分裂性核種の含有率に換算して加え合わせ、反応度を表す方法である。MOX 燃料中の核分裂性核種としては、Pu239、Pu241 及び U235 があるが、このうち、含有率の多い Pu239 を代表核分裂性核種とする。この時、等価 Pu239 重量率 E を次式で定義する。

$$E = \sum_i^7 f_i \cdot w_i$$

ここで、i は次のような核種を表している。

i=1 (U235)、2 (Pu238)、3 (Pu239)、4 (Pu240)、5 (Pu241)、6 (Pu242)、7 (Am241)

また、 f_i は代表核分裂性核種に対する各核種の等価反応度係数であり、 w_i は核種 i の重量含有率である。等価反応度係数 f_i は核種 i の含有率を微小変化させた時の無限増倍率の変化から感度係数を求め、Pu239 の感度係数を 1 とした時の、相対的な感度として求められる。

Q8	長期保管による影響の確認について、設置許可解析の結果との比較だけでなく、長期保管 MOX 燃料と通常 MOX 燃料との比較についても検討すること。(更田委員、上村委員)
----	--

MOX 燃料の長期保管による核炉心特性への影響について、以下に示すとおり、長期保管 MOX 燃料と通常 MOX 燃料の燃料単体の比較を、単位燃料集合体核特性計算コードを用い、無限体系における評価により評価したとしている。

(1) 無限増倍率

図8-1に無限増倍率の長期保管の有無での比較を示す。長期保管 MOX 燃料では、核分裂性の Pu241 が中性子吸収核種である Am241 に変化するため、無限増倍率は減少する。

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も小さい。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して設計を行っていることから、長期保管 MOX 燃料を装荷する場合においても、従来と同様に新燃料体数の増加、燃料配置の工夫等によって、熱的制限値を遵守した炉心の作成が可能である。

なお、今回の長期保管 MOX 燃料 32 体を装荷した場合の炉心全体の反応度低下に対しては、ウラン新燃料を 4 体程度増加させることで必要な反応度を確保できる。

(2) 中性子スペクトル

図8-2に中性子スペクトルの長期保管の有無での比較を示す。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する。しかしながら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ある。

(3) 減速材ボイド係数とドップラ係数

図8-3に減速材ボイド係数の長期保管の有無での比較を示す。長期保管 MOX 燃料では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焼初期で約 7% 増加する。しかしながら、全炉心の燃料体数 548 体に対して、長期保管 MOX 燃料の体数は 32 体と少ないことから、炉心全体へ与える影響は小さく、その影響は安全解析の入力値で考慮されているプルトニウム組成変動を考慮した保守ファクタ(2%)の範囲内である。

また、図8-4にドップラ係数の長期保管の有無での比較を示す。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るが、減速材ボイド係数と同様に、炉心全体へ与える影響はわずかである。

(4) 遅発中性子割合と即発中性子寿命

図8-5に遅発中性子割合の長期保管の有無での比較を示す。長期保管 MOX 燃料では Pu241(遅発中性子割合 0.0067)の減少により Pu239(遅発中性子割合 0.0022)の核分裂への寄与が増加するため、遅発中性子割合はわずかに小さくなる。

また、図8-6に即発中性子寿命の長期保管の有無での比較を示す。長期保管 MOX 燃料では Pu241 の減少により熱中性子吸収が減少するため、即発中性子寿命はわずかに長くなる。

なお、実効遅発中性子割合と即発中性子割合についても、上記と同様、炉心全体への影響は更に小さくなる。

(5) 制御棒価値

図8-7に制御棒価値の長期保管の有無での比較を示す。長期保管 MOX 燃料では Pu241 の減少により中性子スペクトルはわずかに柔らかくなっているとしている。この状態で制御棒が挿入されると中性子スペクトルは硬くなるが、長期保管 MOX の方が制御棒挿入前のスペクトルがわずかに柔らかいため、制御棒挿入時のスペクトルの変化(硬化)がわずかに大きく、U235、Pu239 などの核分裂の減少量が見かけ上大きくなる。このため、長期保管 MOX 燃料の方が制御棒価値がわずかに大きくなるとしている。

また、核種毎の原子数密度の燃焼度変化を図8-8に示すが、Pu241とAm241の原子数密度の長期保管有無による差異は未燃焼時が最も大きく、燃焼に従い差異は小さくなるとしている。このため、図8-1～図8-7に示した長期保管有無の特性の比較では、燃焼初期で差異が最も大きくなっているとしている。

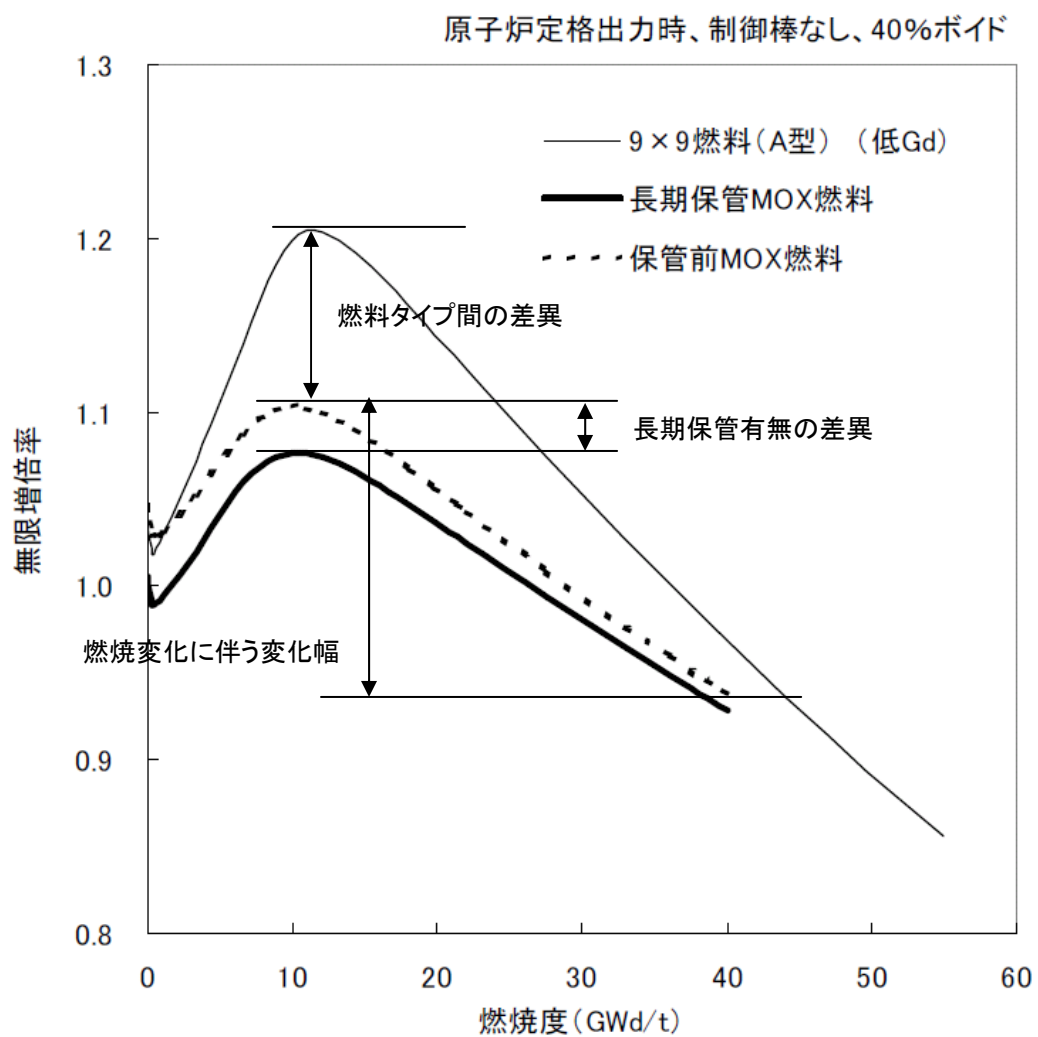


図8-1 長期保管による無限増倍率への影響

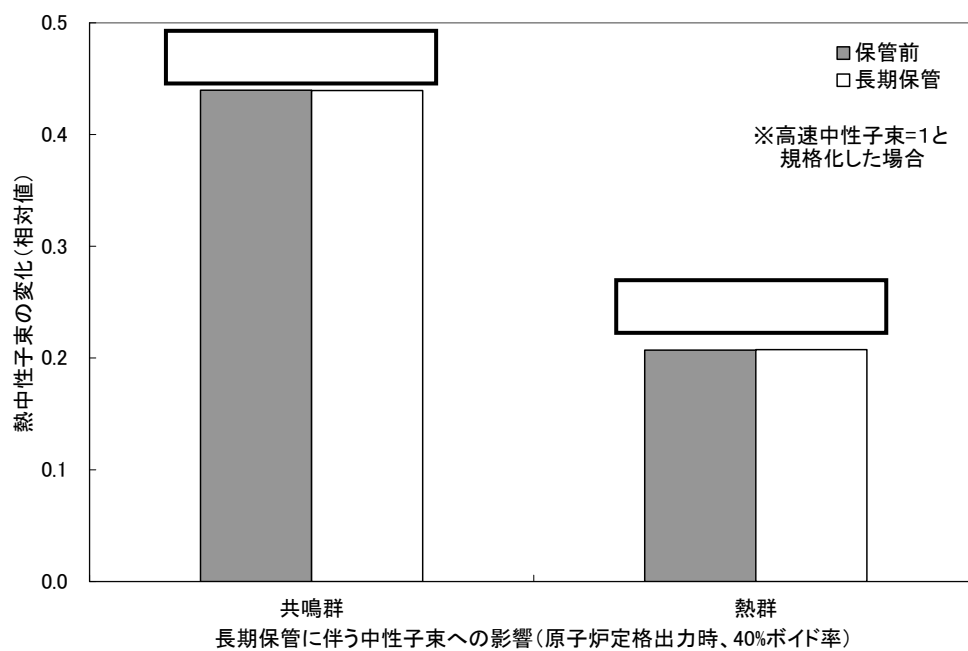


図8-2 長期保管による中性子スペクトルへの影響(燃焼初期)

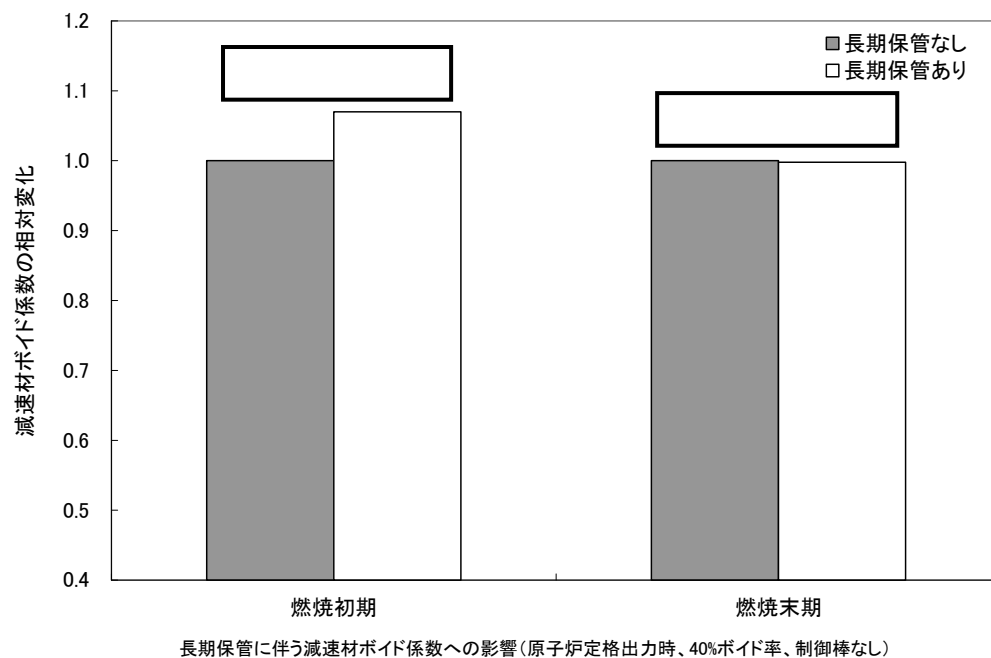


図8-3 長期保管による減速材ボイド係数への影響

枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。

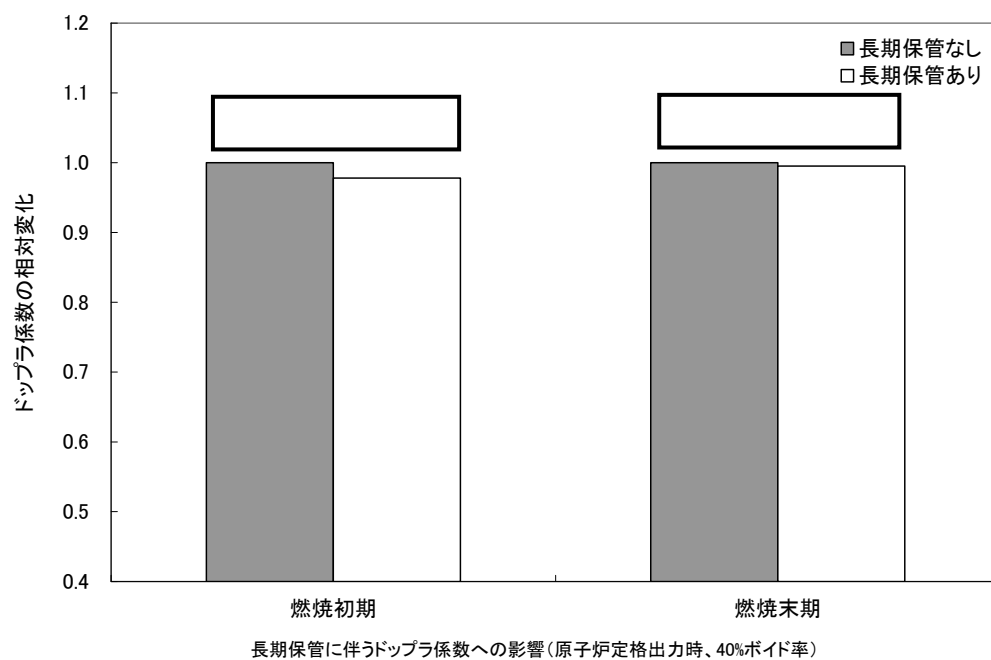


図8－4 長期保管によるドップラ係数への影響

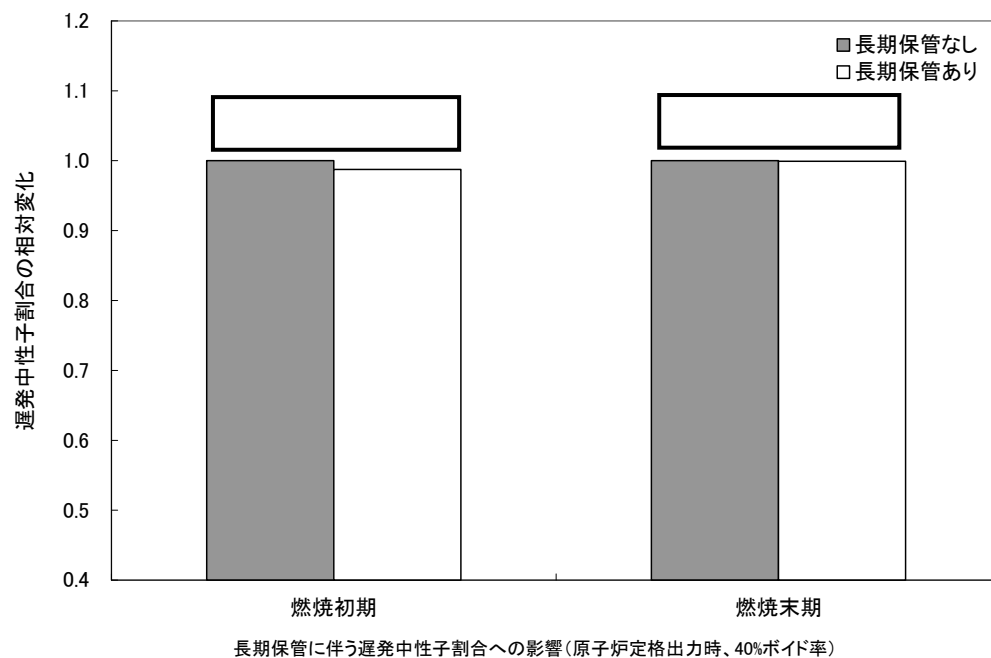


図8－5 長期保管による遅発中性子割合への影響

枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。

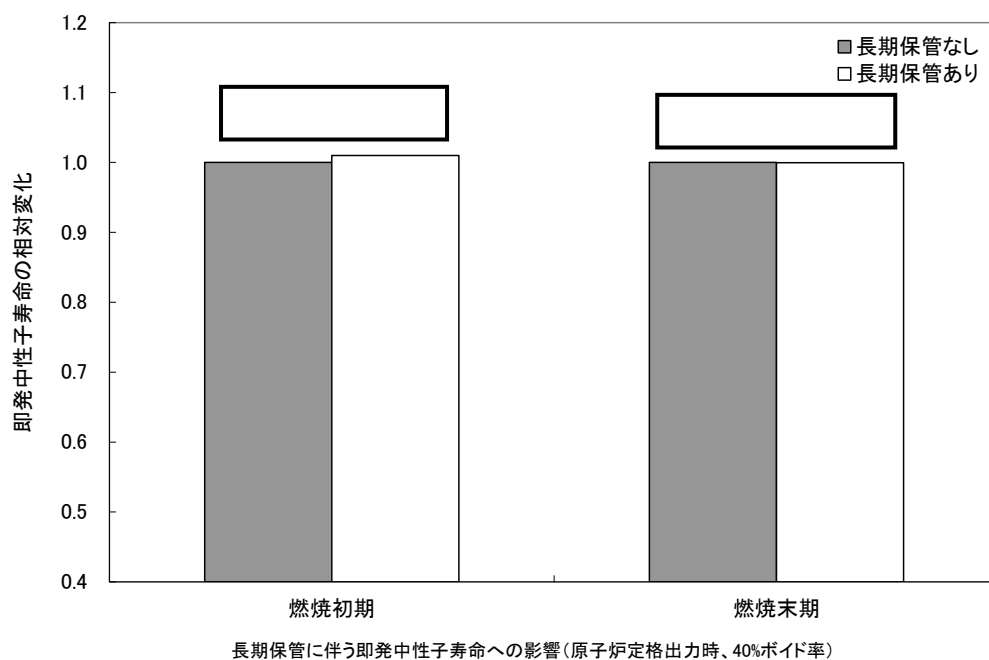


図8－6 長期保管による即発中性子寿命への影響

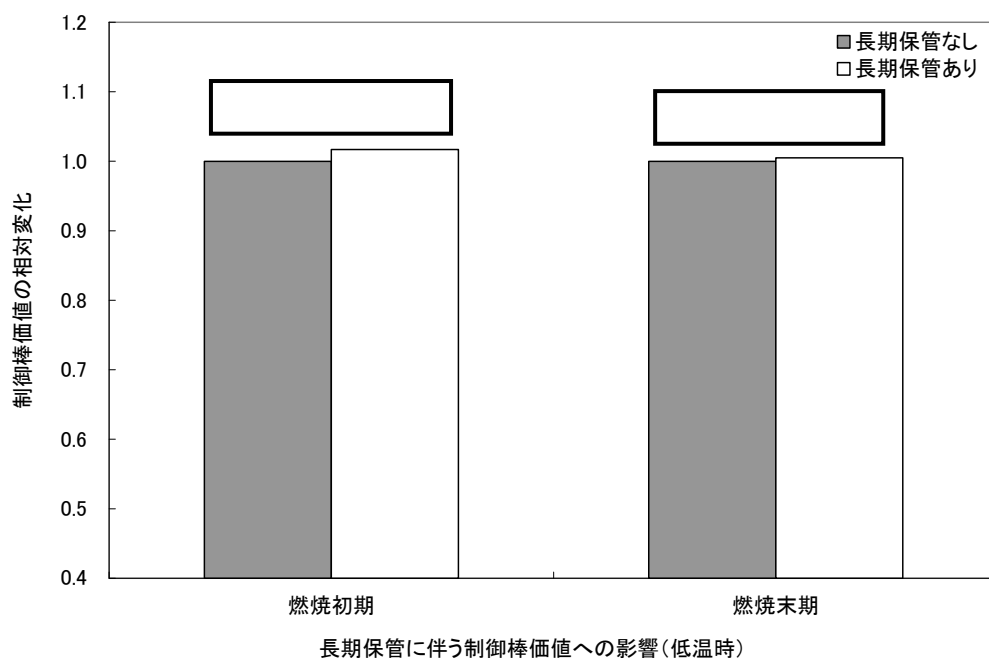


図8－7 長期保管による制御棒価値への影響

枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。

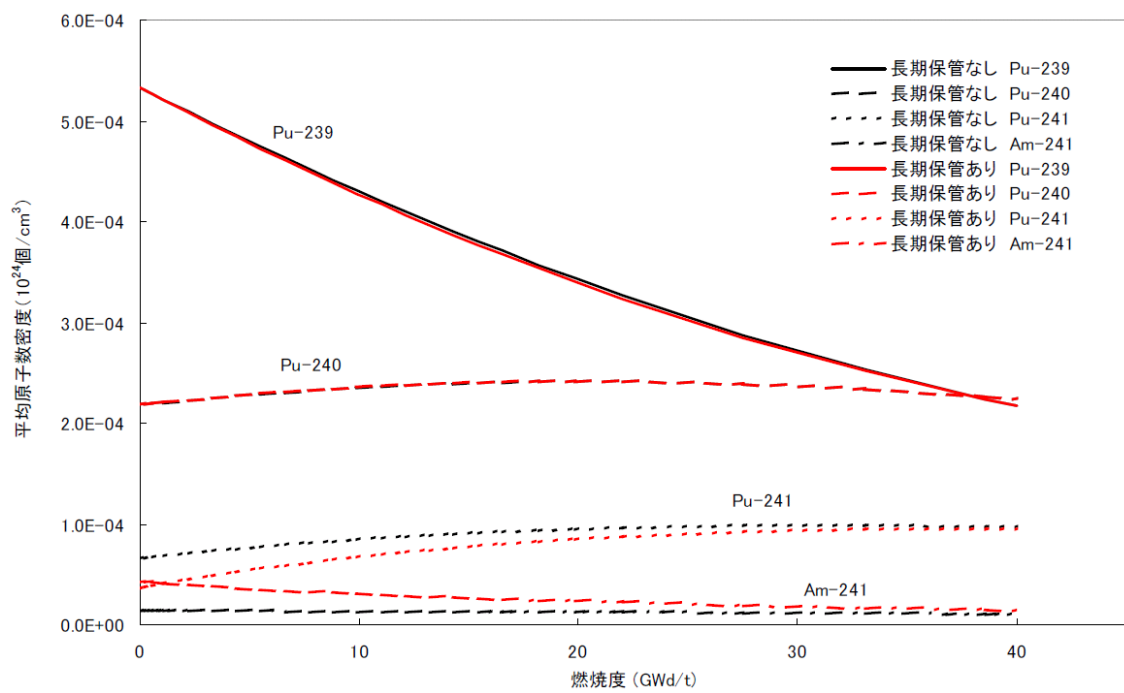


図8-8 長期保管に伴う重核種原子数密度への影響(燃料集合体代表断面平均)

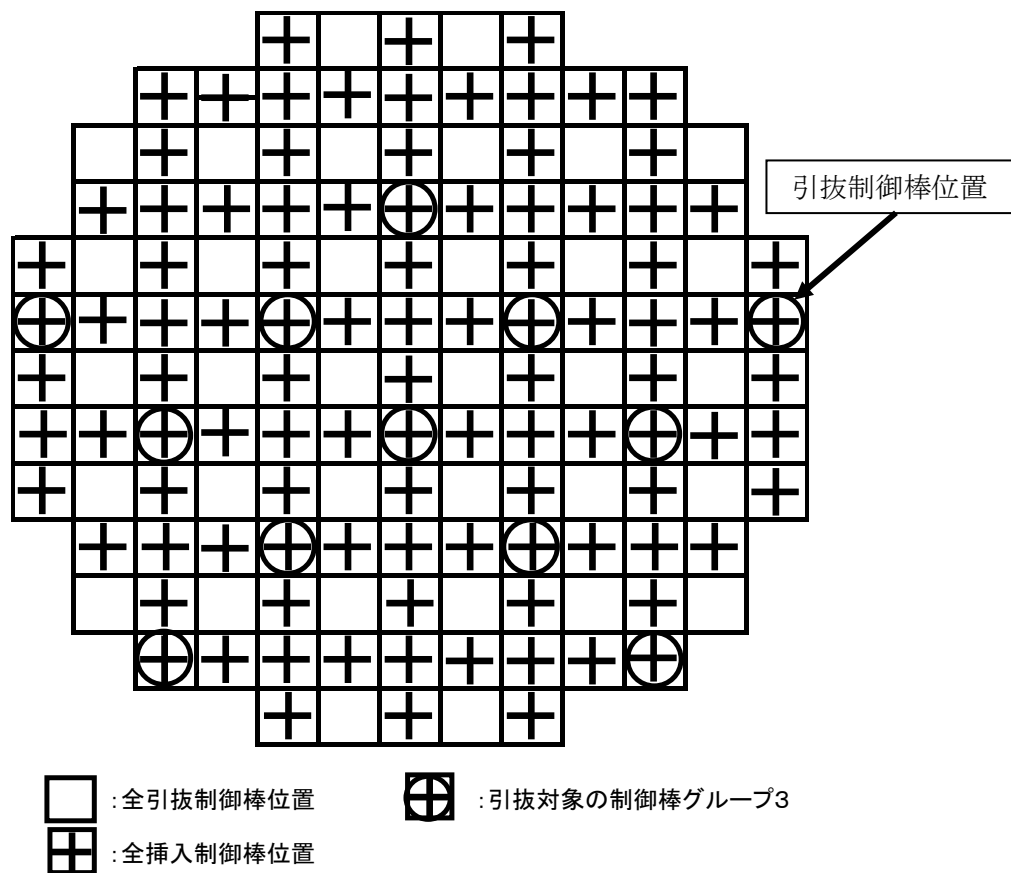
Q9	各サイクルにおける最大制御棒価値の評価結果において、26 サイクルのサイクル末期の最大制御棒価値が高くなっている理由を説明すること。（石島委員）
----	--

制御棒価値は炉心状態や制御棒引拔手順により変化するが、制御棒最大価値が 1.0% Δk 以下となるよう、制御棒引拔手順を定めている。その際、偏った制御棒引拔によって局所的に高い価値の制御棒が発生しないよう、制御棒を偏りなくいくつかのグループに分け、グループ内の全数の制御棒を引き抜いた後に、次のグループに進む手順としている。

図9-1に第 25 サイクル炉心と第 26 サイクル炉心の引拔制御棒位置及びその制御棒価値を、図9-2に最大価値制御棒周りの燃料集合体の相対出力分布を示す。また、図9-3、図9-4に第 25 サイクルと第 26 サイクルの燃料配置図、図9-5に第 26 サイクルにおいて最大制御棒価値が属する制御棒グループにおける引拔対象制御棒周りの燃料集合体の相対出力分布を示す。なお、第 27 サイクルについては制御棒引拔グループ分けが異なるため比較から外したとしている。第 26 サイクル炉心については、第 25 サイクル炉心に比して最大価値制御棒周りの燃料の反応度が高いため、最大制御棒価値が高くなっているとしている。

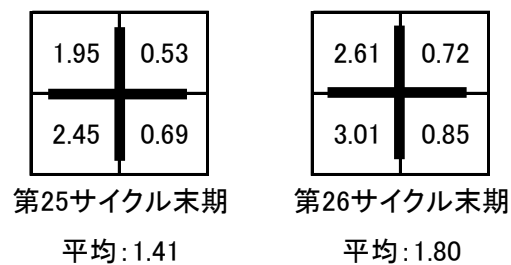
制御棒引拔手順を決めるにあたっては、最大制御棒価値が設計基準である 1.0% Δk を下回るように設計しており、評価炉心毎に最大制御棒価値の値は変わりうるものであるとしている。

なお、図9-6に第 26 サイクルの制御棒引拔手順を変更して最大制御棒価値を低下させた場合の解析結果を示す。制御棒引拔手順の変更により、第 26 サイクル炉心の最大制御棒価値を第 25 サイクルの最大制御棒価値と同程度となっているとしている。



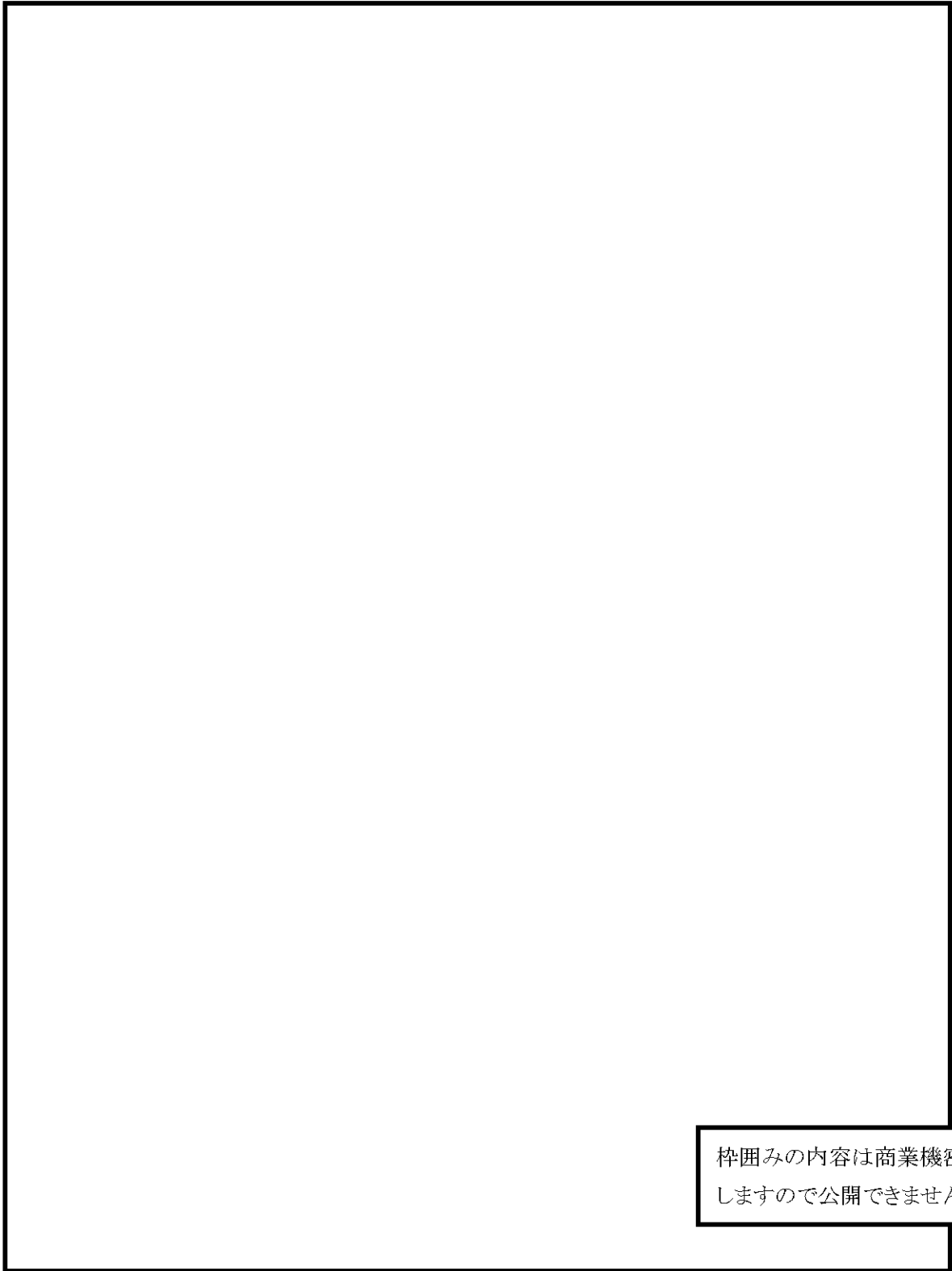
	引抜制御棒価値(% Δk)
第 25 サイクル末期	0. 84
第 26 サイクル末期	0. 97

図9－1 制御棒引抜位置とその制御棒価値



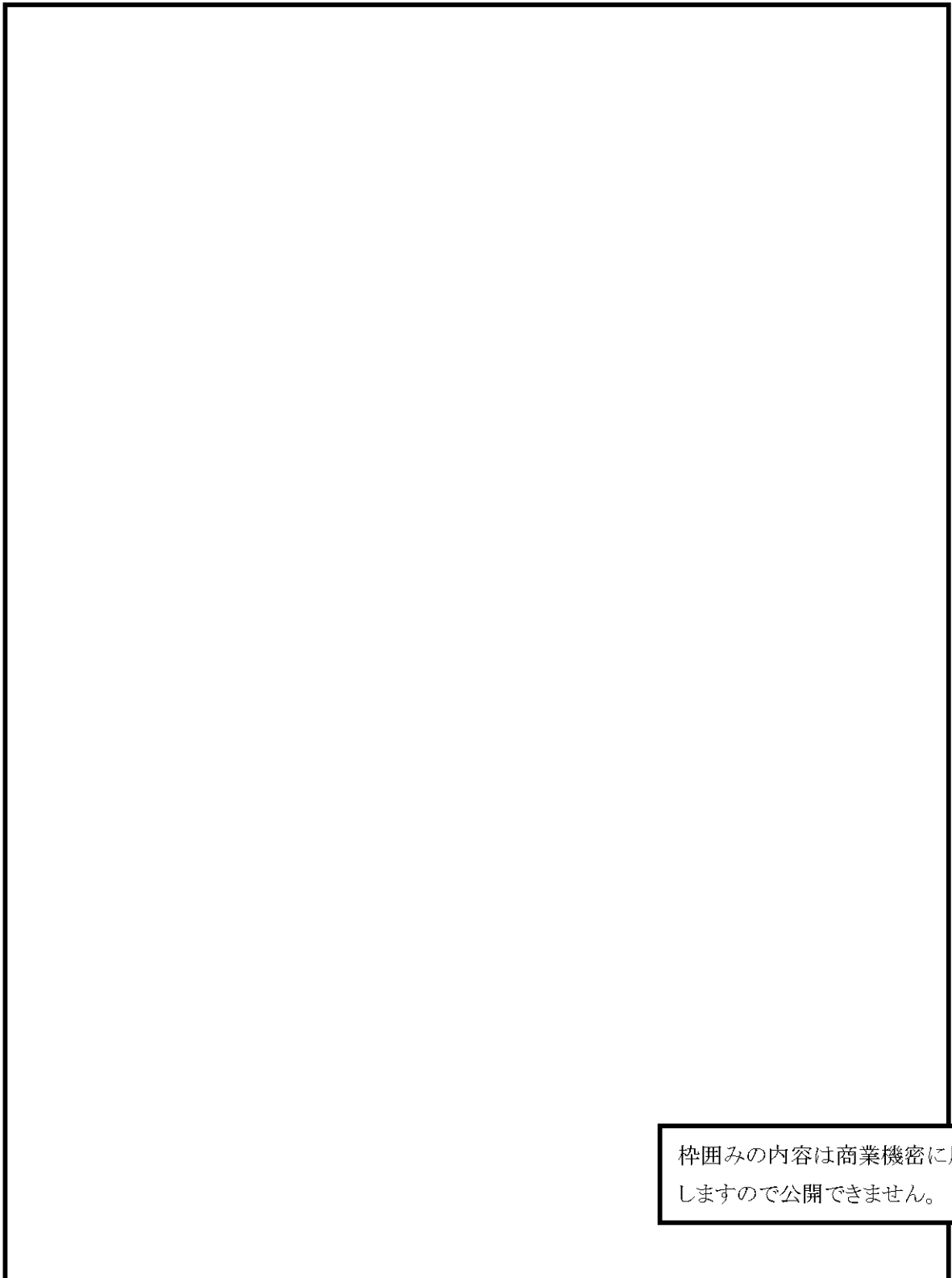
⊕ : 引抜対象制御棒

図9－2 第 25、26 サイクル末期における最大価値制御棒周辺燃料の相対出力分布
(最大価値制御棒引抜前の状態、20℃での評価)



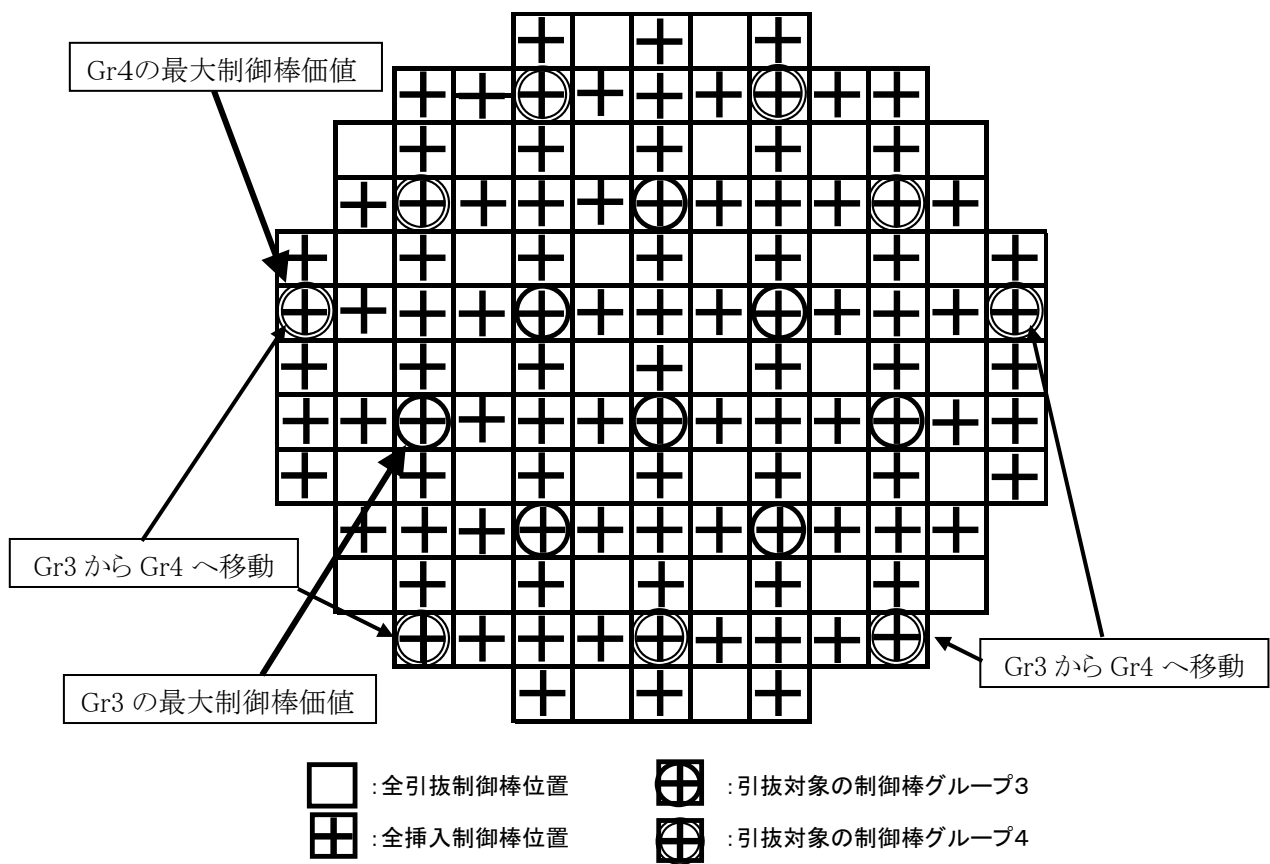
枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。

図9－3 燃料配置図(第 25 サイクル)



枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。

図9－4 燃料配置図(第 26 サイクル)



引抜手順変更前後における各グループの最大制御棒価値(% Δk)

	グループ3	グループ4
引抜手順変更前	0.97	0.27
引抜手順変更後	0.80	0.43

図9-6 変更した制御棒引抜手順と制御棒価値(第26サイクル末期)

Q10	原子炉冷却材喪失時の破裂判定の評価について、長期保管した MOX 燃料の被覆管最高温度への影響について説明すること。(更田委員)
-----	--

原子炉冷却材喪失(LOCA)の燃料被覆管温度(PCT)の解析では、結果を厳しくするため、燃料棒の線出力密度を運転制限値である 44.0kW/m を 1.02 倍した値とし、ギャップ熱伝達係数は、設計線出力密度の燃焼度変化を考慮し、運転制限値の維持できる範囲での最小値を使用しているとしている。

一方、円周方向の応力(被覆管の内外圧差により発生する応力)の解析では、燃料棒内圧は燃焼度が進むにつれ大きくなるため、線出力密度が運転制限値より低下している高燃焼度の燃料の方が結果が厳しくなるとしている。

上記の理由から、PCT は高い線出力密度を維持できる燃焼度(GWd/t)の燃料による評価を、円周方向の応力は燃焼末期(58GWd/t)の燃料による評価を実施しており、それぞれの評価対象燃料は異なるとしている。

PCT はギャップ熱伝達係数が小さい方が高めとなる。表 10-1 に示すとおり、長期保管の MOX 燃料では He 放出の増加により常にギャップ熱伝達係数は長期保管の燃料以上の値となるため、今回の解析では保守的に長期保管の影響を考慮せず、設置許可変更申請時のギャップ熱伝達係数の値を使用している。また、崩壊熱は MOX 燃料とウラン燃料で異なるものの、安全評価に使用する崩壊熱は保守的なものを使用しているため、長期保管の影響を受けない。したがって、LOCA の破裂判定で PCT は変わらないとしている。

なお、燃料棒内圧については、被覆管応力は燃料棒内圧が高い方が大きくなる。長期保管では He 放出の増加により燃料棒内圧が高くなるため、今回の解析では長期保管の影響を考慮した評価を実施しているとしている。

破裂判定では、燃焼期間中の PCT と被覆管応力それぞれの最大値を用いて包絡的に示しており、評価燃焼度毎の解析結果の詳細は図 10-1 に示すとおりであるとしている。

表 10-1 ギャップ熱伝達係数、燃料棒内圧の評価結果

ピークペレット 燃焼度 (GWd/t)	ギャップ熱伝達係数 (W/(m ² ・K))		燃料棒内圧 (MPa[abs])	
	今回の解析	設置許可解析	今回の解析	設置許可解析
			4.3	3.6
58			6.3	5.8

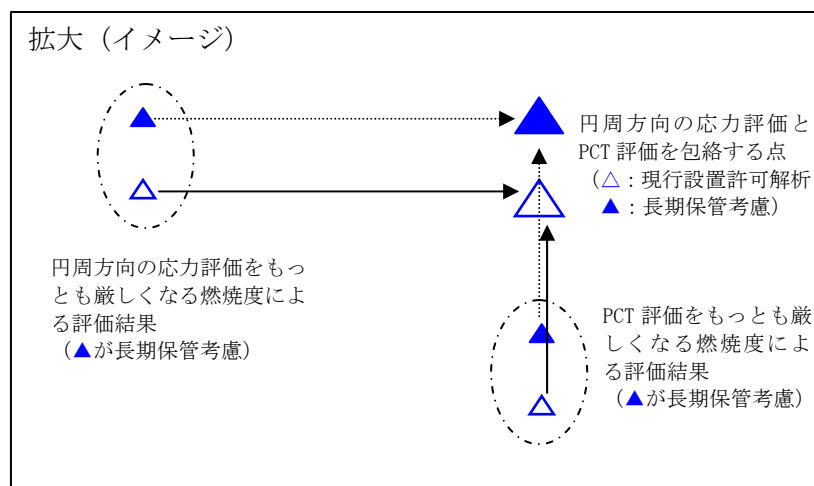
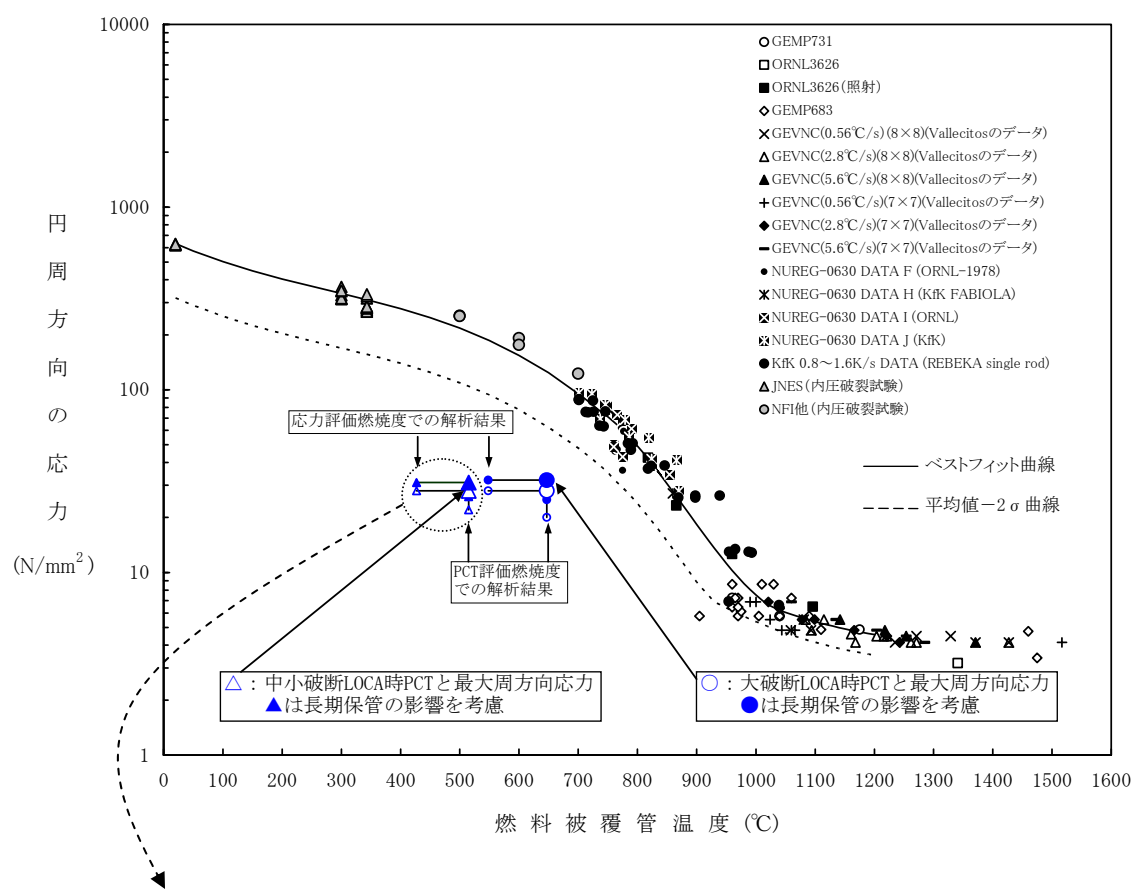


図10-1 長期保管 MOX 燃料の原子炉冷却材喪失時の破裂判定