

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 3-03-1)

(福島一 3-02-03 改 1)

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)改訂版

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	
1-1	事業者の水質管理結果のうち使用済燃料プール水 pH の推移について、社内管理基準の範囲に対し、実測値が社内管理基準の範囲内で低めの値で推移している理由を説明すること。	石島委員	3	追加
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。 過渡・事故解析等のコードについて、長期保管 MOX による影響とそれに対する評価の考え方を示すなどにより、適切な説明となるように検討すること。	石島委員 更田委員	4	改訂
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。 α ダメージによる影響について、データを整理し、わかりやすく示すこと。	更田委員	15	改訂
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	19	
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	22	
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	24	
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	26	

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	27	
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	34	
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	40	改訂
11	Q2 の燃料棒熱・機械設計コードの検証データの図について、照射条件等を含め出典を明らかにすること。	更田委員	42	追加
12	使用済燃料貯蔵時の冷却性の評価において ORIGEN2 を用いているが、使用したライブラリを示すとともに、Cm242 等の取扱いに関し最新データと比較しても冷却性に問題のないことを説明すること。	上村委員	45	追加
13	応力設計比評価について、内圧支配となる場合の評価結果を示すとともに、評価の考え方を示すこと。	上村委員	47	追加

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。

Q1-1	事業者の水質管理結果のうち使用済燃料プール水pHの推移について、社内管理基準の範囲に対し、実測値が社内管理基準の範囲内で低めの値で推移している理由を説明すること。(石島委員)
------	---

BWRプラントにおける運転中の原子炉水の水質管理は基本的には中性純水管理によって実施しているため、水の純度に敏感に対応する「導電率」を基本的な指標としているが、導電率の情報だけでは、構成するイオン種を同定することができないため、pH の測定値を利用することにより、陽イオン、陰イオン種の影響を判断しており、pH も重要な管理項目としている。

pHの管理値は、右図のとおり、HCl、NaOH の強酸、強アルカリ換算で導電率約 $1 \mu\text{S/cm}$ に相当する pH 値の 5.6 及び 8.6 を管理値として設定している。

なお、この範囲においてジルカロイは不動態を形成し、非常によい耐食性を示すことが知られている。

運転中の原子炉水は、加圧・脱気された状態となるためほぼ中性 (pH 7) となるが、使用済燃料プールは常に大気開放されているため、プール水への空気中の炭酸ガスの溶解込みにより、pH が低めとなる。純水に対する炭酸ガス(CO_2)の理論的な溶解度に基づき算出した 25°C での水の pH は約 5.7 であり、測定値と一致している。

また、このように、使用済燃料プール水の pH は大気中からの炭酸ガスの溶解込みによる寄与が大きいいため水温の変化等によって変動する。

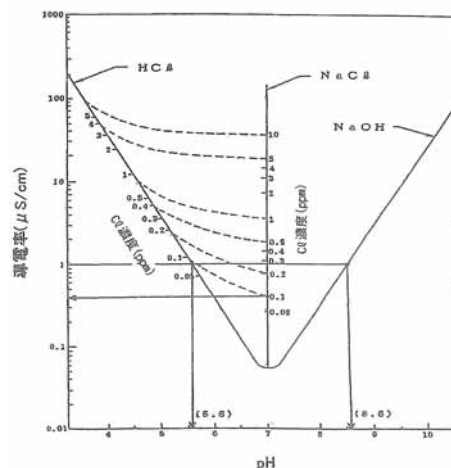


図 導電率と pH の関係

M.Sambongi, Kほか “ Effects of Reactor Water Impurities on ECP and SCC ”, 1998 JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants

図 運転中の原子炉水のpH推移 (至近2サイクル)

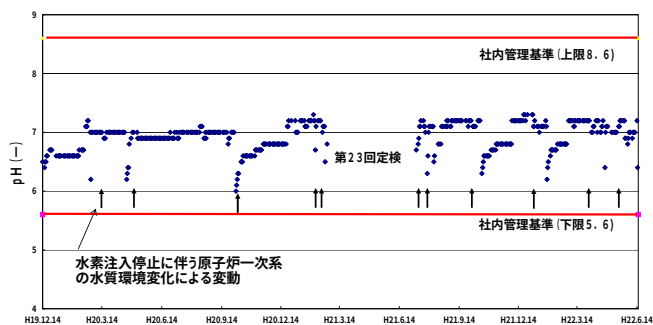


図 使用済燃料プール水のpH推移



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。 過渡・事故解析等のコードについて、長期保管 MOX による影響とそれに対する評価の考え方を示すなどにより、適切な説明となるように検討すること。 (石島委員、更田委員)
----	---

「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」(1/3MOX 報告書、平成7年6月 19 日 原子力安全委員会了承)では、「MOX 燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能であると認められるので、安全評価に当たって、従来ウラン燃料炉心に用いている判断基準並びに MOX 燃料の特性を適切に取り込んだ安全設計手法、安全評価手法を適用することは差支えないものと判断する。すなわち、MOX 燃料の特性、プルトニウムの組成変動及び MOX 燃料の装荷率等を、評価モデル、入力値等に適切に取り入れるることにより、安全設計及び安全評価ができるものと判断した。」とされている。この報告書では、全炉心の 1/3 程度までの MOX 燃料の炉心装荷率で炉心の成立性が確認されている。当然ながらこの炉心内には MOX 燃料の装荷率に対応した Am が取り込まれて評価されている。

また、当該報告書に基づき安全審査が行われた福島第一原子力発電所3号機の平衡炉心における Am の量と今回の長期保管 MOX 燃料が装荷された炉心の Am の量は同等であり当該報告書の考え方は今回の評価においても変わるものではないとしている。Am の量の違いの着眼点である炉心の核特性については、長期保管 MOX 燃料単体の特性を評価した結果、反応度(無限増倍率)の他には長期保管を経験していない MOX 燃料と大きな差がないとしている。(Q8の回答参照)

これらのことから、長期保管 MOX 燃料が装荷された炉心に対しても、1/3MOX 報告書の結論と同様に、長期保管 MOX 燃料の特性等を適切に取り入れることにより、現行の安全評価手法等を適用できるとしている。

安全評価の流れを図2-1に図2-2に示すが、長期保管 MOX 燃料の特性等については、燃料棒熱・機械設計コード(図2-1)と核炉心設計コード(図2-2)において考慮され、これ以外の各種評価は、これらコードの評価結果ないし評価結果に安全側に余裕を持った値を入力して評価がなされるとしている。燃料棒熱・機械設計コードと核炉心設計コードでは、Am のペレット物性への影響を考慮し、その影響は無視できることを確認していることや VENUS 試験等で Am を含んだ体系でコードの検証がなされていること等から、MOX 燃料の長期保管の影響を適切に評価しており、長期保管された MOX 燃料に対してもコードは適用可能であるとしている。これ以外のコードでは、燃料棒熱・機械設計コードと同様にペレット物性(熱伝導度、比熱等)について長期保管

の影響が無視できること、また、長期保管の影響が適切に反映された評価結果(ギャップ熱伝達係数、ボイド反応度係数等)が入力されることにより、長期保管された MOX 燃料に対してもコードは適用可能であるとしている。各コードの適用性については以下に示すとおりとしている。

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2-3、図2-4)

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。

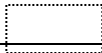
なお、核炉心設計コードで長期保管中の組成変化を考慮している核種は半減期約 14 年の Pu241 の β 崩壊のみであり、下表に示す他のウラン、プルトニウム同位体の崩壊反応については考慮していない。表中で最も半減期の短い Pu238 の崩壊による無限増倍率と局所ピーキング係数への影響を図 2-5、図 2-6 に示すが、その影響は軽微である。また、Pu238 の次に半減期の短い Pu240 については、保管期間における崩壊量が Pu240 全量(1wt%程度)の 0.1%程度であり無視できる。

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. 燃料棒熱・機械設計コード、核炉心設計コード以外のコード

① プラント系の過渡・事故(プラント安定性を含む)解析コード

プラント系の過渡・事故解析の入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては、減速材ボイド係数とギャップ熱伝達係数がある。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、詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ (1.25 もしくは 0.9) とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 1.02 を乗じたもの(プラント安定性解析では、1/3MOX 炉心の値に保守ファクタ 1.25 及び 1.02 を乗じたもの)を用いているが、今回の評価結果では減速材ボイド係数は、ウラン炉心と 1/3MOX 炉心の設置許可解析結果の範囲内にあることから、設置許可のプラント過渡解析の解析条件に包絡されている。また、ギャップ熱伝達係数についての長期保管の影響は、安全側に条件設定された値の範囲にとどまっている。

よって、長期保管の影響の考慮(図2-1と図2-2のフロー図右上の  の部分)の有無にかかわらず、プラント系の過渡・事故解析への入力と同じであり、コードの適用性は問題ない。

② 制御棒系の過渡・事故解析コード

制御棒系の過渡・事故解析コードでは、単位燃料集合体核計算コードで評価された核定数や三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードで評価された出力分布等が入力される。長期保管による MOX 燃料の組成変化に対してもこれらのコードが適用できることは上記に示したとおりであり、制御棒系の過渡・事故解析においても長期保管の影響は適切に反映され、コードの適用性は問題ない。

制御棒系の過渡・事故解析のうち、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と「制御棒落下」では、引抜(落下)制御棒価値について運用上の制限値である $1.0\% \Delta k$ に対し、保守的に解析の入力条件を $1.3\% \Delta k$ としており、この保守的な条件設定を行うことによって、炉心毎の詳細設計による変動分を包絡している。長期保管によって制御棒価値等の MOX 燃料の核特性は大きく変化しない(Q8の回答参照)ため、長期保管した MOX 燃料が装荷された場合においても引抜制御棒価値を $1.0\% \Delta k$ 以下とすることは可能であり、今回評価した各炉心の引抜制御棒価値が $1.0\% \Delta k$ 以下で設置許可解析に包絡されていることを確認している(「制御棒落下」については更に解析を実施し包絡性を確認)。

「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」では、炉心毎の詳細設計の変動分を包絡するために仮想的な制御棒パターンにより設置許可解析を行っている。長期保管した MOX 燃料が装荷された炉心について、各評価炉心に対応した制御棒パターン等を用いて解析を実施し、評価結果が設置許可解析に包絡されていることを確認してい

る。

③ 核熱水力学的安全性(チャンネル・炉心・領域安全性)解析コード

核熱水力学的安全性解析コードでは、燃料棒熱・機械設計コードで評価されたギャップ熱伝達係数や核炉心設計コードで評価された減速材ボイド係数や出力ピーキング等が入力される。燃料棒熱・機械設計コードと核炉心設計コードでは長期保管による MOX 燃料の組成変化を評価していることから、核熱水力学的安全性解析コードにおいても長期保管の影響は適切に反映され、コードの適用性は問題ない。

核熱水力学的安全性解析コードの入力のうち、ギャップ熱伝達係数については設置許可解析では安全側に設定した値を使用しており、長期保管の影響が条件設定された値の範囲にとどまっていることを確認している。減速材ボイド係数と出力ピーキング係数等については、設置許可解析では 1/3MOX 炉心の値に保守ファクタ 1.02 を乗じた減速材ボイド係数と包絡的に条件設定された出力ピーキング等が用いられる。長期保管した MOX 燃料が装荷された炉心では、減速材ボイド係数と出力ピーキング等が設置許可解析条件に包絡されていることを確認し、また、評価結果が設置許可解析に包絡されていることを確認している。

④ その他の解析(炉心熱水力解析、キセノン安定性解析、使用済燃料貯蔵時の冷却性・未臨界性評価)コード

炉心熱水力解析コードについては、MOX 燃料の燃料棒の寸法や配列等の基本構造が長期保管の影響を受けないため、コードの適用性は問題ない。

キセノン安定性解析コードでは、単位燃料集合体核計算コードや三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードで評価された核定数や熱中性子束等が入力される。これらのコードで長期保管による MOX 燃料の組成変化を評価していることから、キセノン安定性解析コードにおいても長期保管の影響は適切に反映され、コードの適用性は問題ない。今回の評価では、出力反応度係数が設置許可解析値に包絡されていること、炉心平均熱中性子束がウラン炉心と 1/3MOX 炉心の間値であることを確認している。

使用済燃料貯蔵時の冷却性評価では、核種の生成消滅計算が行える ORIGEN2 を用いて長期保管された使用済 MOX 燃料の崩壊熱の評価を実施しているため、長期保管による組成変化の影響を適切に考慮しており、コードの適用性は問題ない。未臨界性評価においては、長期保管による MOX 燃料の組成変化を適切に考慮する単位燃料集合体核計算コードで評価された低温時無限増倍率を用いるため、コードの適用性は問題ない。

- (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)

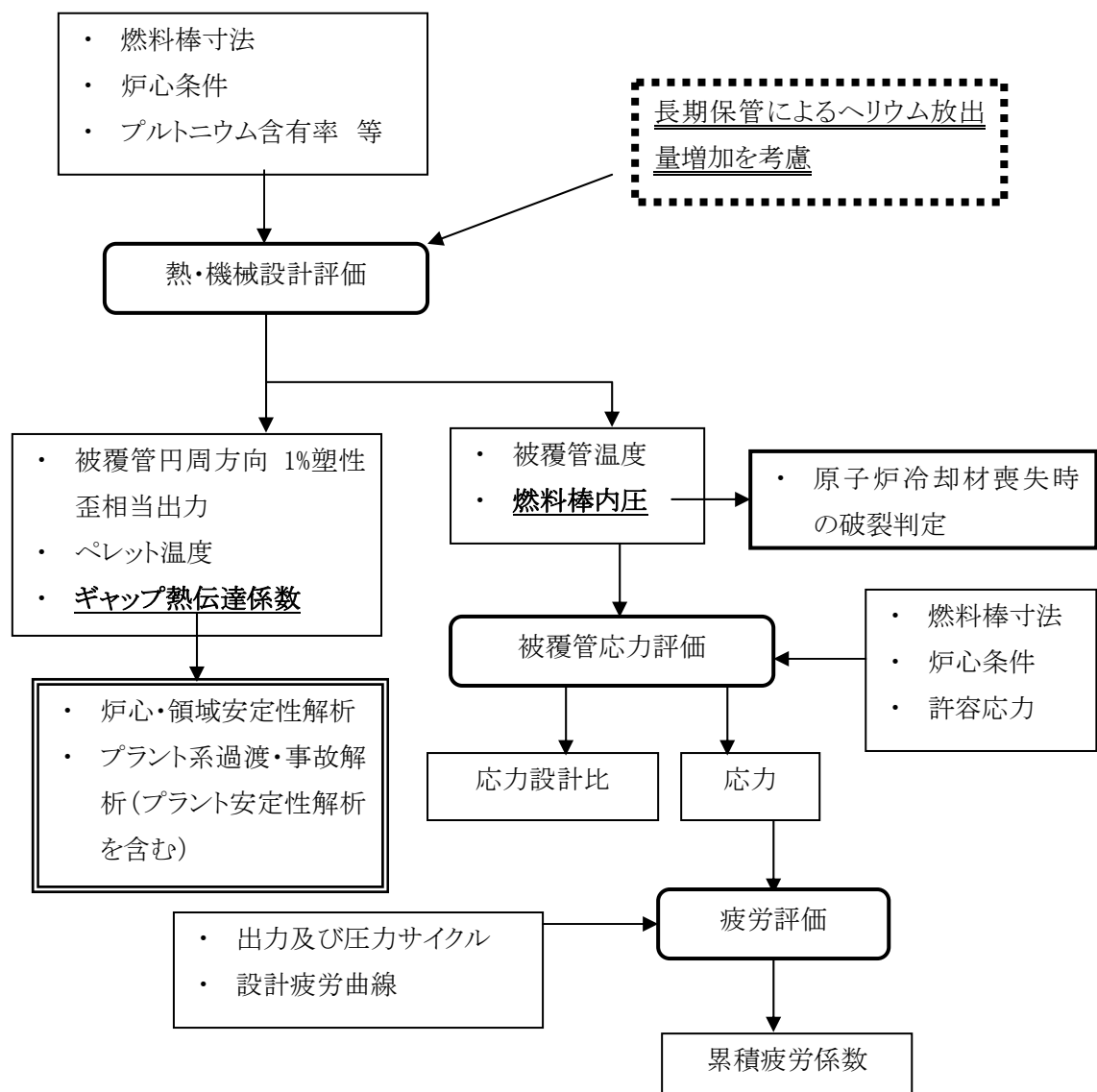


図2-1 燃料棒熱・機械設計計算等の流れ図

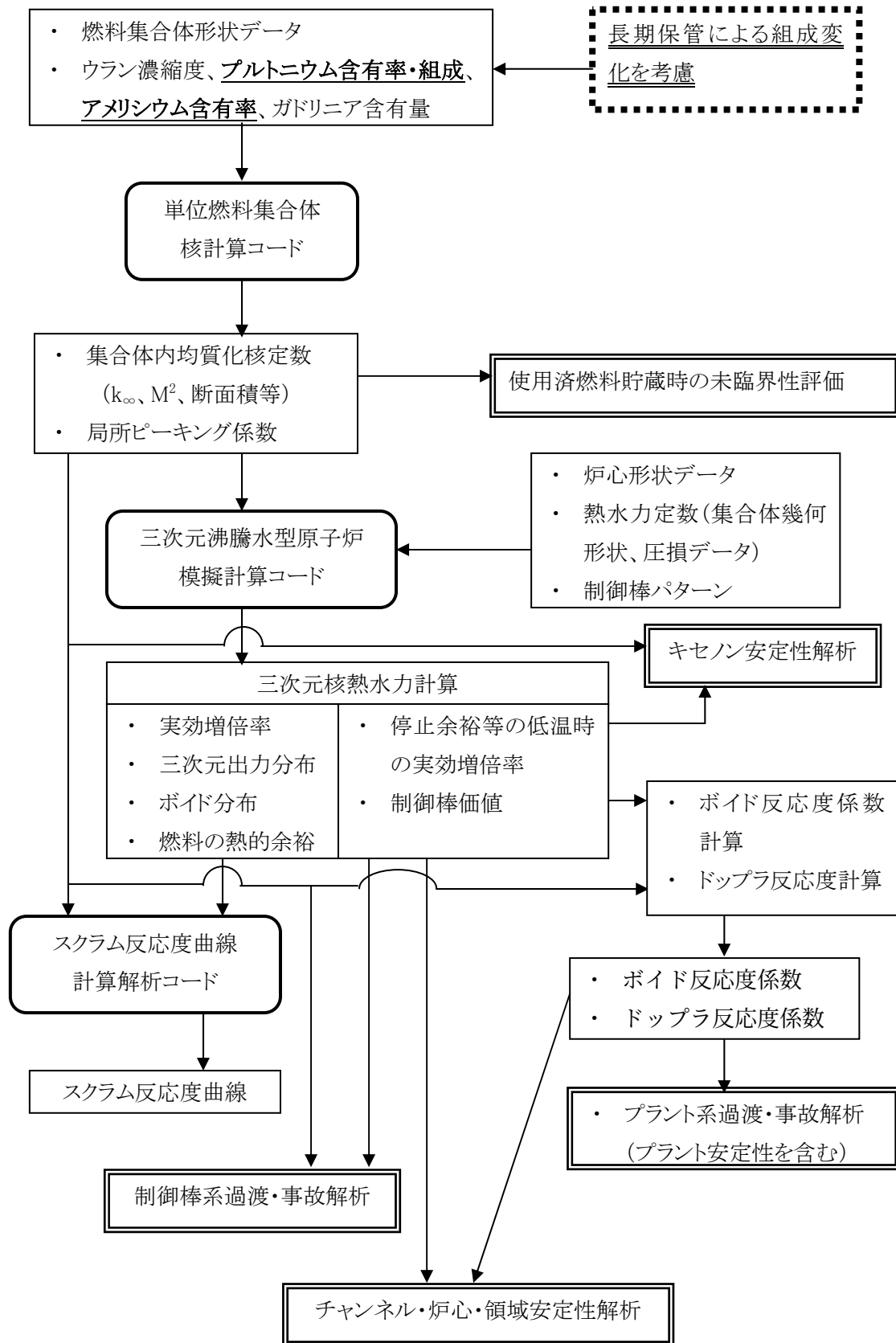


図2-2 核炉心計算等の流れ図

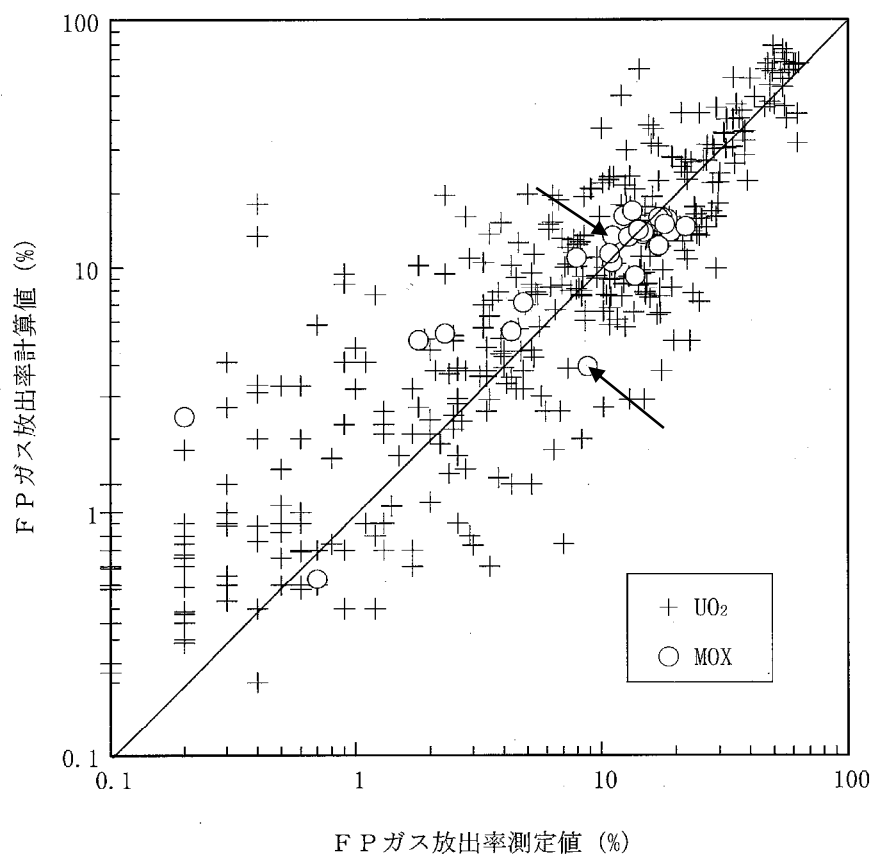


図2-3 FP ガス放出率の計算値と測定値の比較⁽³⁾
 (約 30GWd/t まで照射後、約 5 年貯蔵して再装荷した MOX 燃料を「→」で示す)

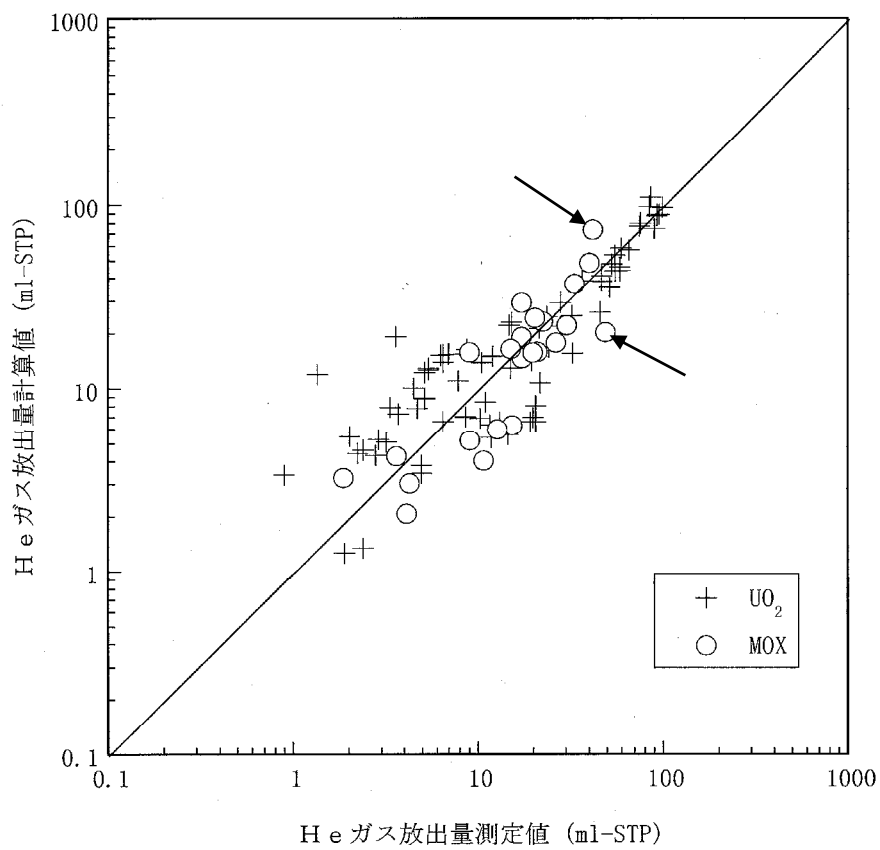


図2-4 ヘリウム放出量の計算値と測定値の比較⁽³⁾
 (約 30GWd/t まで照射後、約 5 年貯蔵して再装荷した MOX 燃料を「→」で示す)

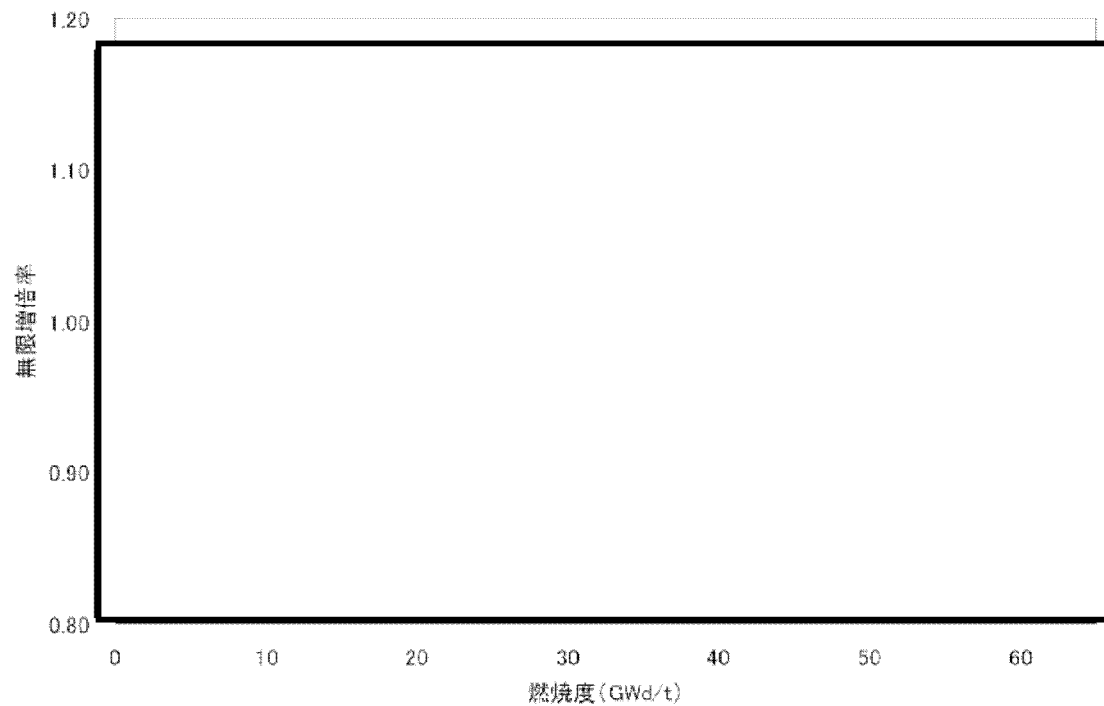


図2-5 Pu238 崩壊の考慮の有無による無限増倍率の比較

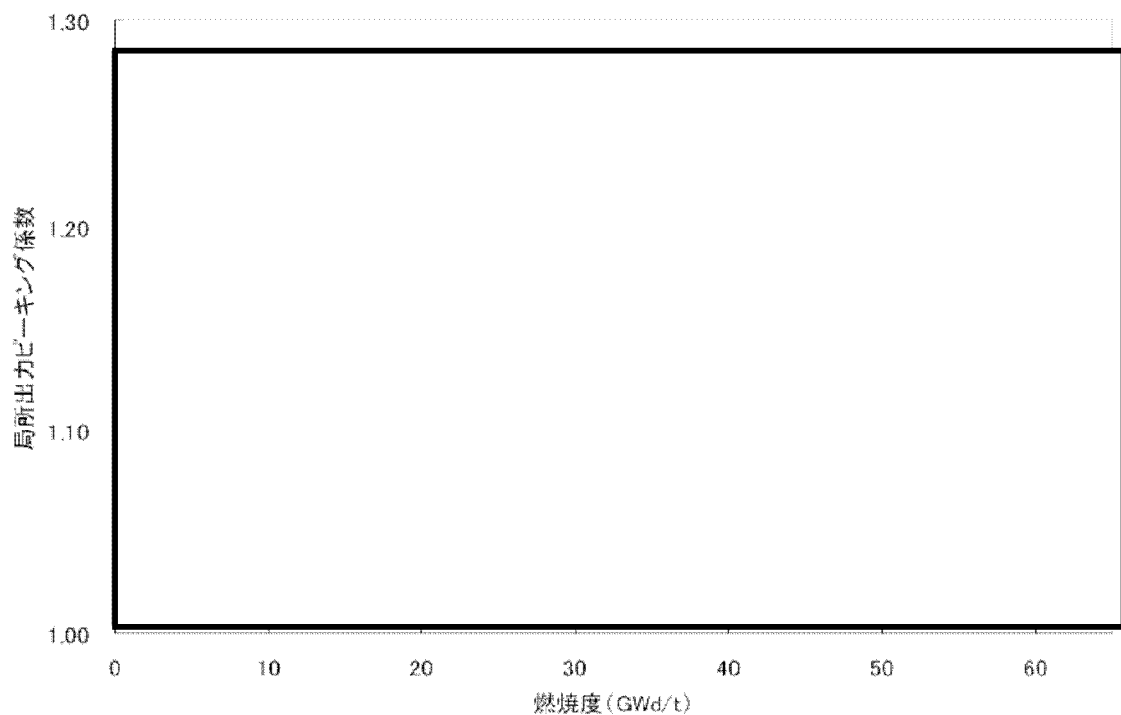


図2-6 Pu238 崩壊の考慮の有無による局所ピーキング係数の比較

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。

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。 α ダメージによる影響について、データを整理し、わかりやすく示すこと。 (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(α ダメージ)とする報告がある。

格子定数については、製造後最大約 32 年間保管した MOX 燃料 (Pu 含有率約 17～50wt%) についての格子定数変化 (ペレット寸法変化に相当) 率が測定されており、格子膨張は 0.29%と小さい値で飽和すること (図3-1)、また、生じた格子膨張は熱処理することにより 1000℃程度でほとんどが回復すること (図3-2) が報告されている⁽⁴⁾⁽⁵⁾。また、燃焼度約 20GWd/t の MOX 燃料を約 20 年間保管した後のペレット密度測定結果では、有意な密度の低下が見られていないこと (図3-3) が報告されている⁽⁶⁾。

熱伝導度については、製造後 15 年間保管した MOX 燃料 (Pu 含有率約 30wt%) の熱伝導度が測定されており、熱処理温度の上昇に従って熱伝導度は回復し、1000℃ (1273K) での熱処理によって熱伝導度は製造直後の MOX 燃料とほぼ同等の値に回復すること (図3-4) が報告されている⁽⁷⁾。

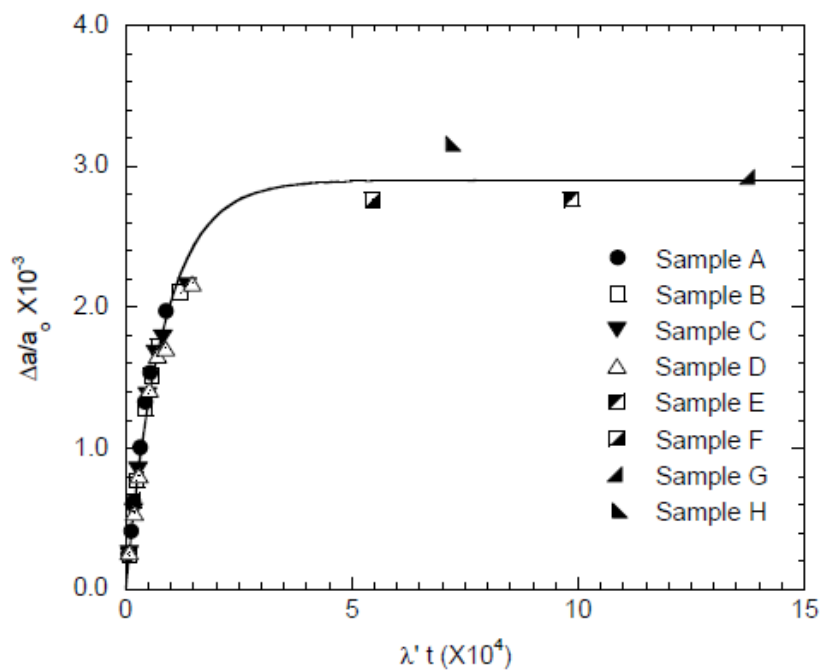
このように、 α ダメージは原子炉の出力上昇に伴う燃料温度の上昇を通じて、その影響のほとんどが回復するため、燃料健全性評価への影響は軽微である^{(3) (5)}としている。

なお、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⁽⁸⁾。

プラント起動時等の低温時では、ペレット温度が上がっておらず、 α ダメージが十分に回復していないことも考えられるが、この期間における事象発生を想定している「制御棒落下」と「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、 α ダメージ

が回復しておらずペレット熱伝導度が低下しているという条件で燃料エンタルピを評価したところ、その影響は僅かであり、事象の推移に影響はないとしている。

- (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) 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
- (5) 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
- (6) Sasahara, et al., "Post irradiation examinations of twenty years stored spent fuels," IAEA international conference, Storage of Spent Fuel from Power Reactors, Vienna, 2-6 June 2003
- (7) 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
- (8) 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)



	保管期間	Pu 含有率
Sample A	約 2 年	29.7wt%
Sample B	約 2 年	39.9wt%
Sample C	約 2 年	45wt%
Sample D	約 2 年	48.6wt%
Sample E	約 32 年	17.4wt%
Sample F	約 16 年	18.9wt%
Sample G	約 24 年	30wt%
Sample H	約 15 年	27.9wt%

文献中では縦軸、横軸は以下であるとしている。
 $\Delta a/a_0$: 格子定数変化率
 λ' : 崩壊定数
 t : 保管時間

図3-1 MOX 燃料の格子膨張⁽⁴⁾

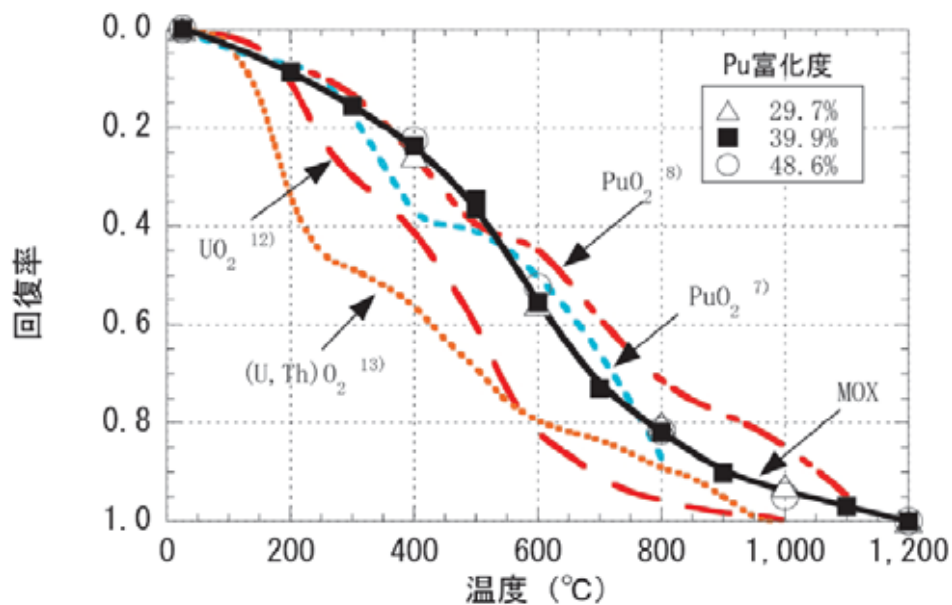


図3-2 MOX 燃料の格子膨張の熱回復率⁽⁵⁾

(黒実線が測定値、他は文献値、図中の Pu 富化度は図3-1の Pu 含有率と同意、回復率とは、保管(約 2 年間)後の格子定数を基準とした温度上昇による格子定数の回復の割合)

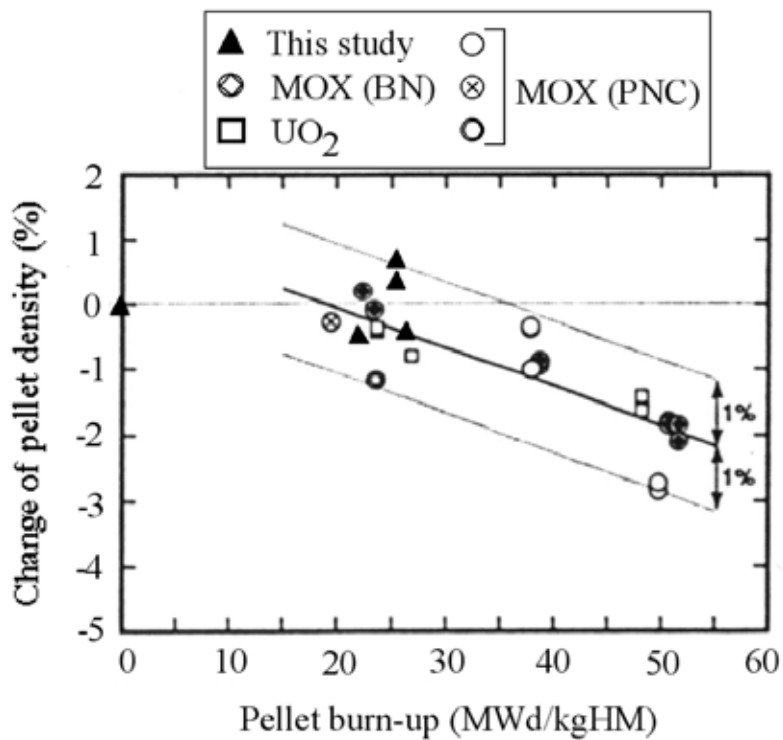
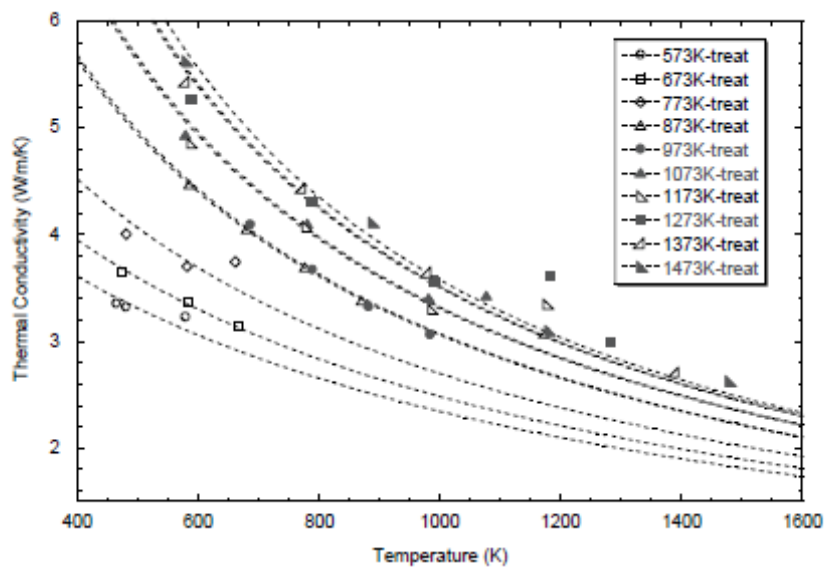


図3-3 MOX 燃料ペレットの密度測定結果⁽⁶⁾
(照射後約 20 年間保管したペレットの測定結果を▲で示す)



グラフ上の線は上から
 ・1473K
 ・1273Kと1373K(2つの線は重なっている)
 ・1073Kと1173K(2つの線は重なっている)
 ・873Kと973K(2つの線は重なっている)
 ・773K
 ・673K
 ・573K

図3-4 MOX燃料の熱処理後の熱伝導度測定結果⁽⁷⁾

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2-4)。

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

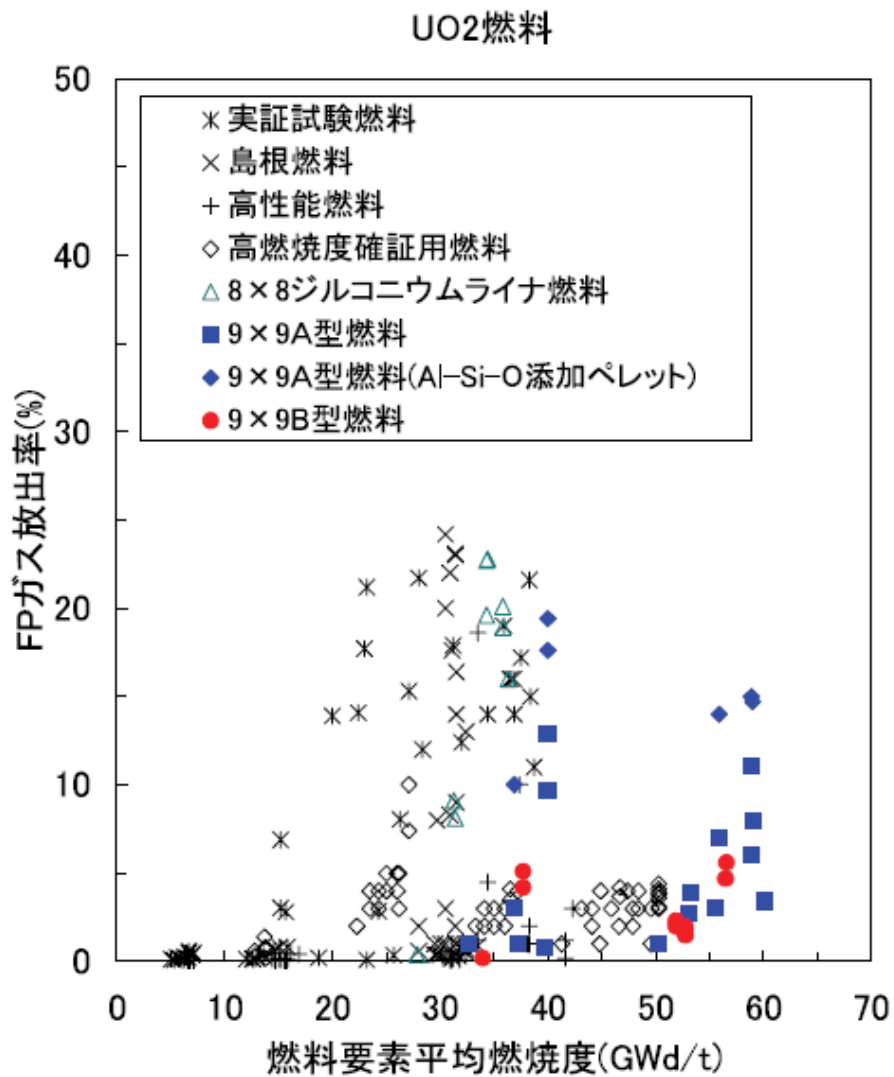


図4-1 FPガス放出率の燃焼変化⁽²⁾

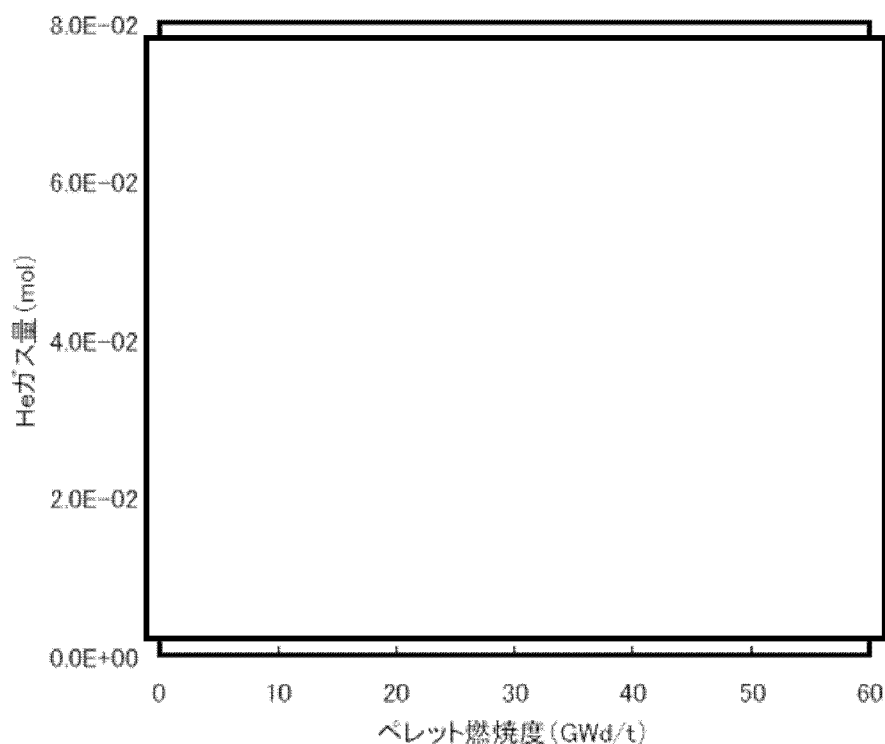


図4-2 燃料棒内ヘリウム量の燃焼変化

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2-3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

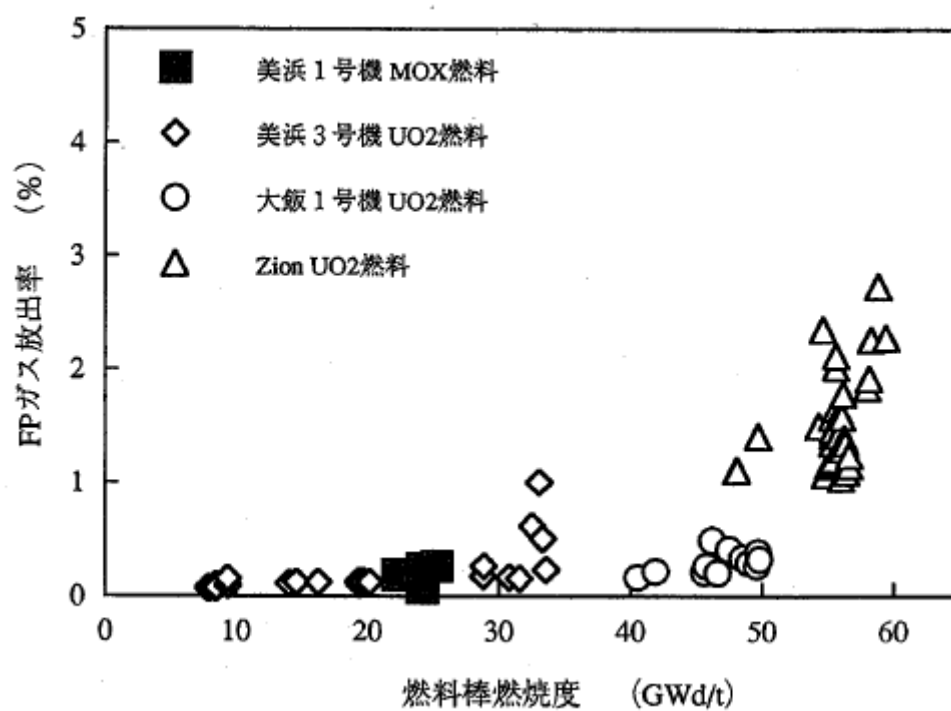


図5-1 美浜1号機 MOX 燃料の FP ガス放出率測定結果⁽²⁾

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)

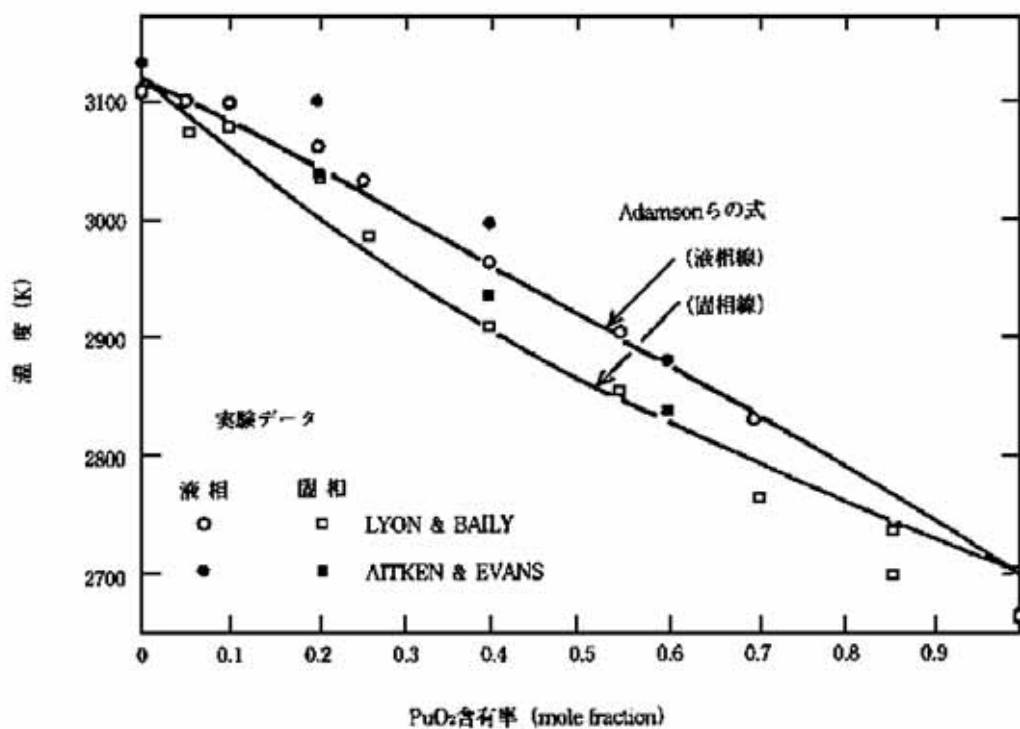


図6-1 $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ 系の状態図⁽¹⁾

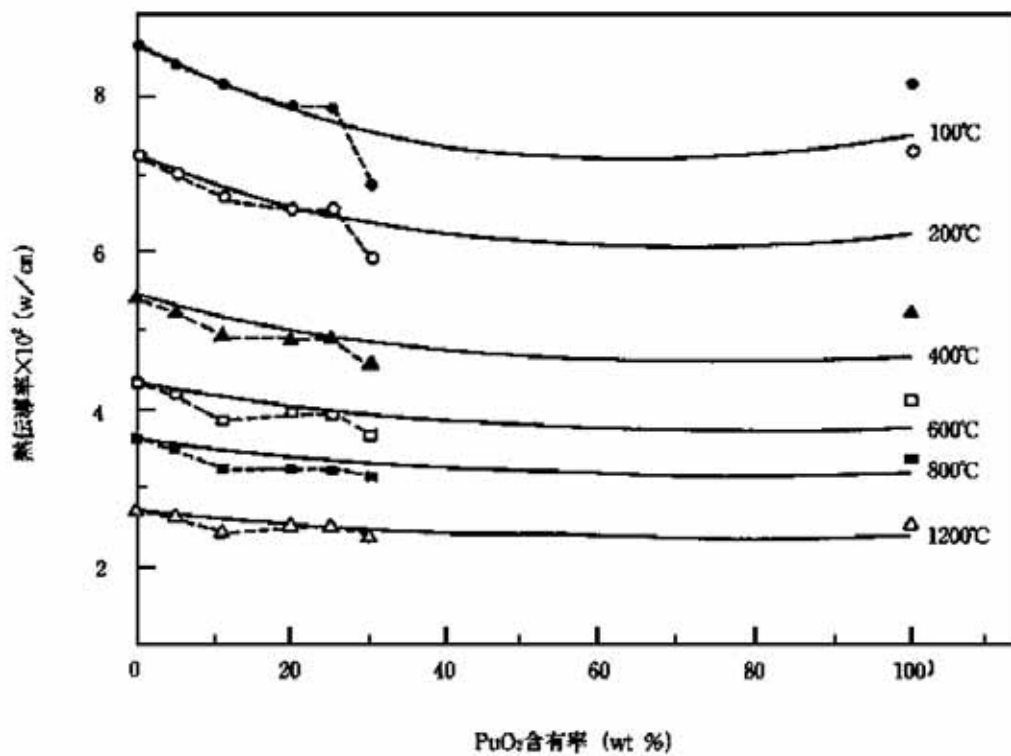


図6-2 $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ 固溶体熱伝導率の PuO_2 含有率依存性⁽¹⁾

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。

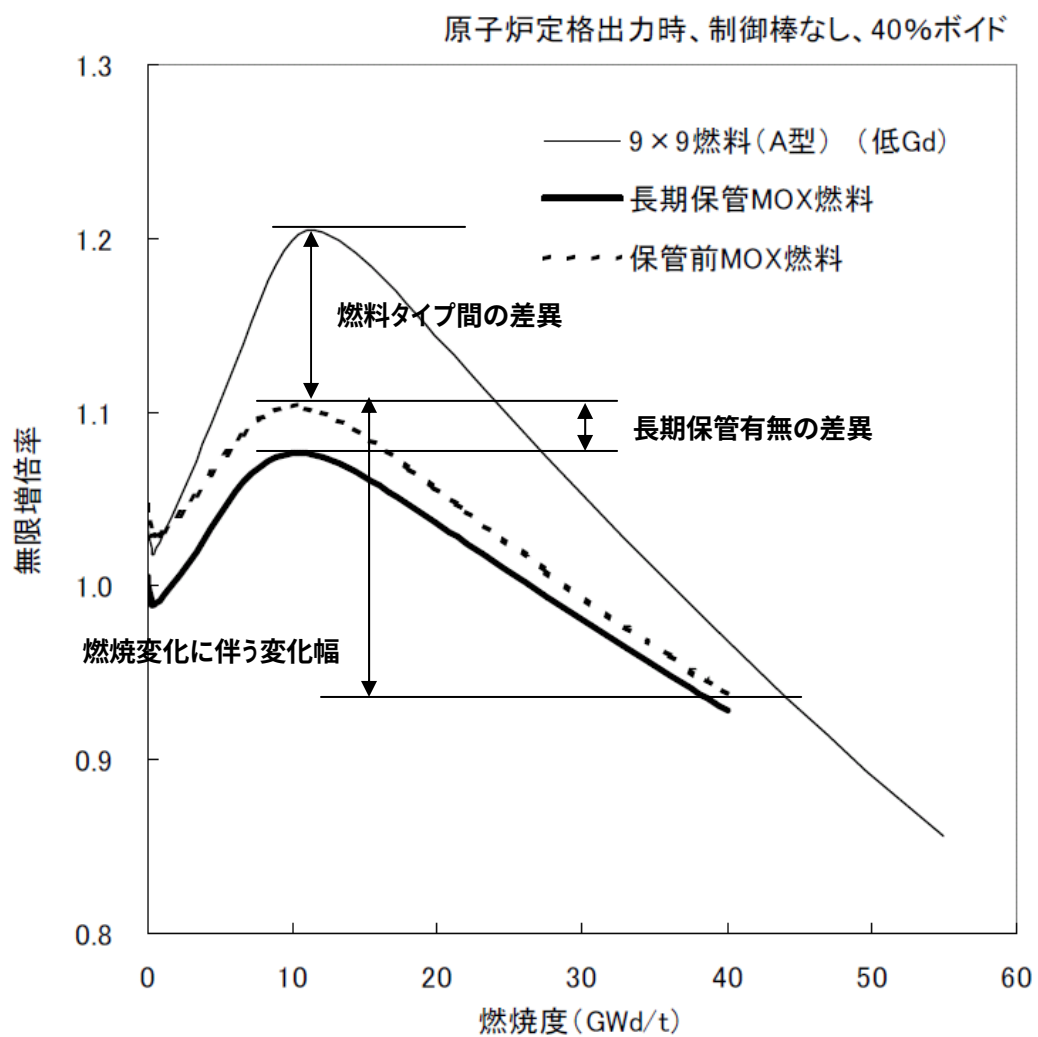


図8-1 長期保管による無限増倍率への影響

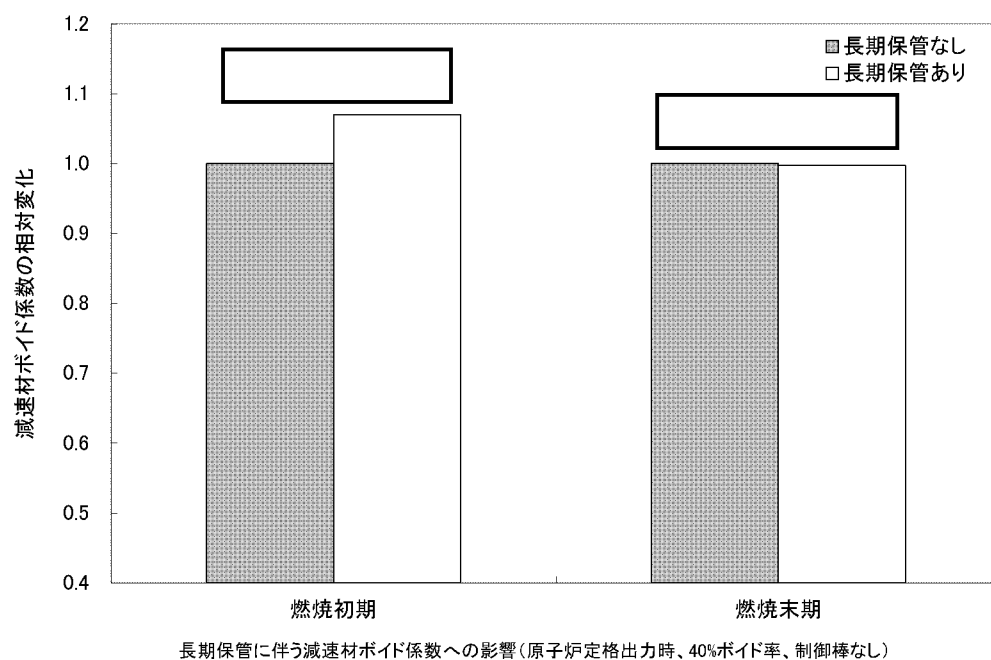
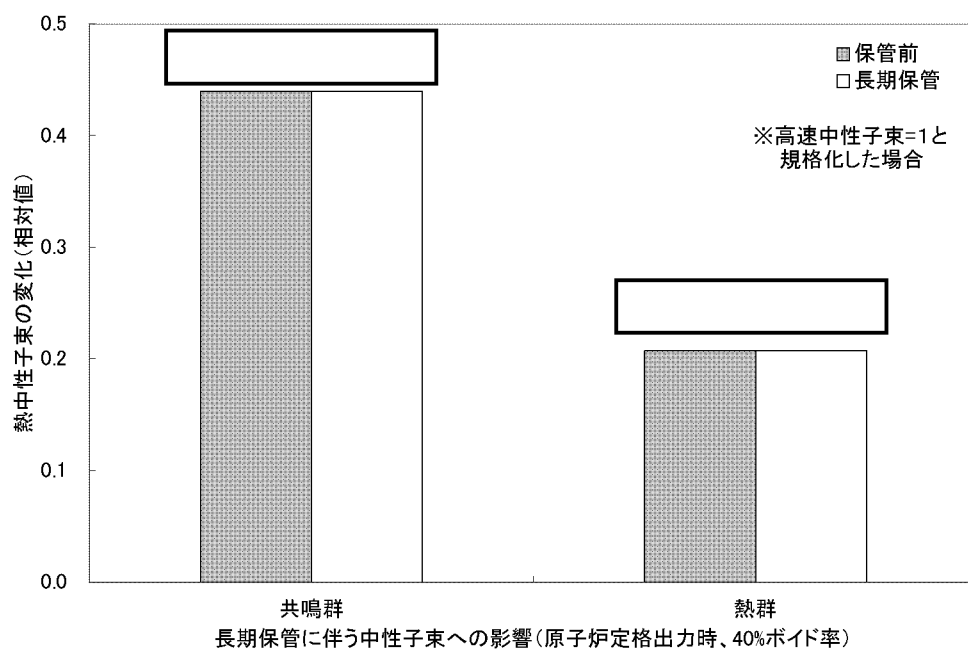


図8-3 長期保管による減速材ボイド係数への影響

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。

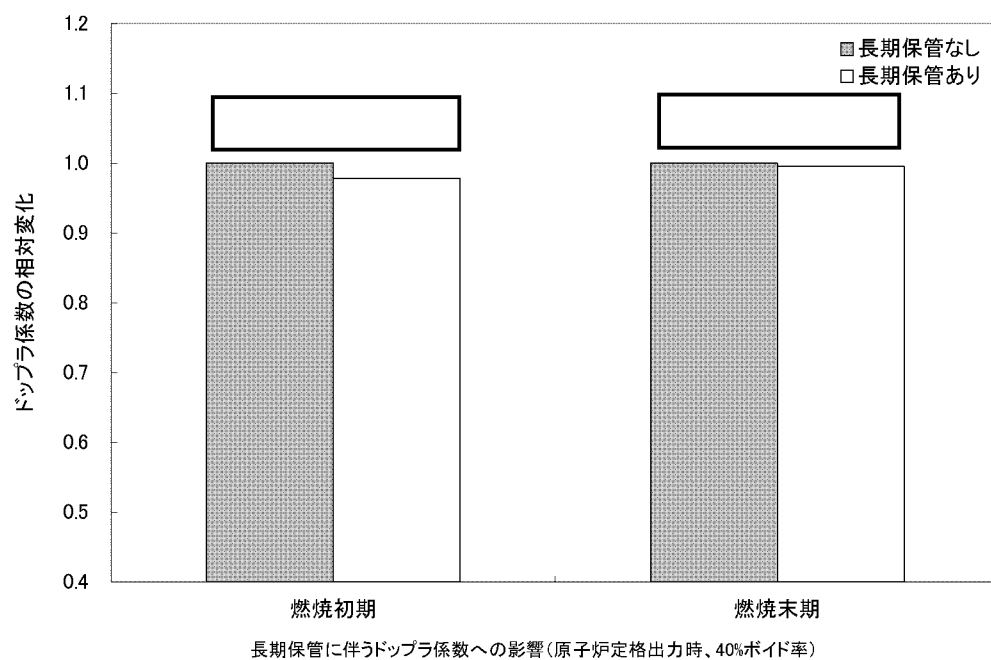


図8-4 長期保管によるドップラ係数への影響

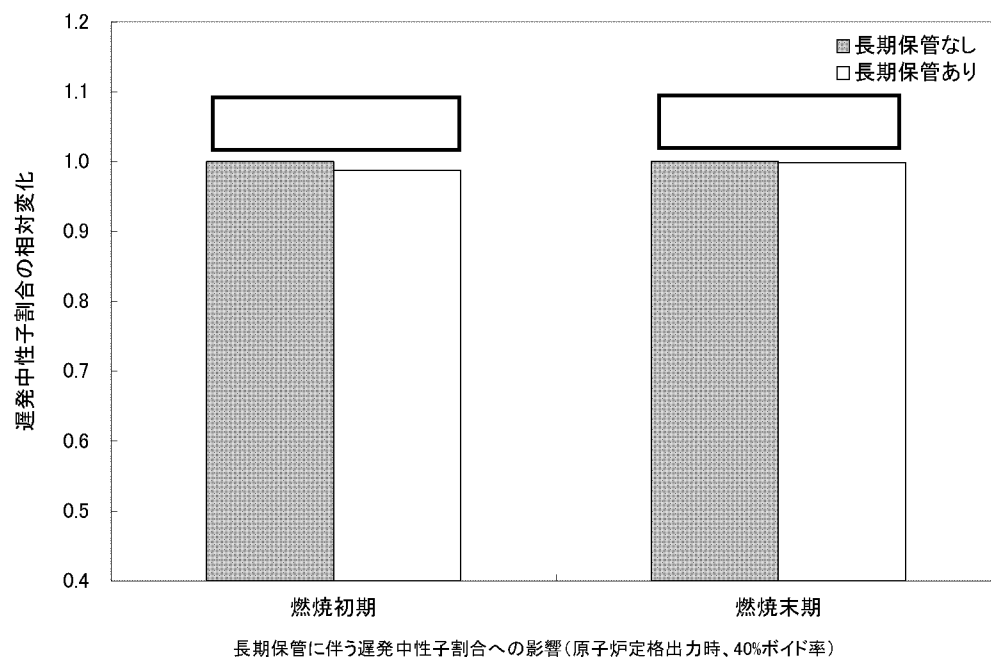


図8-5 長期保管による遅発中性子割合への影響

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。

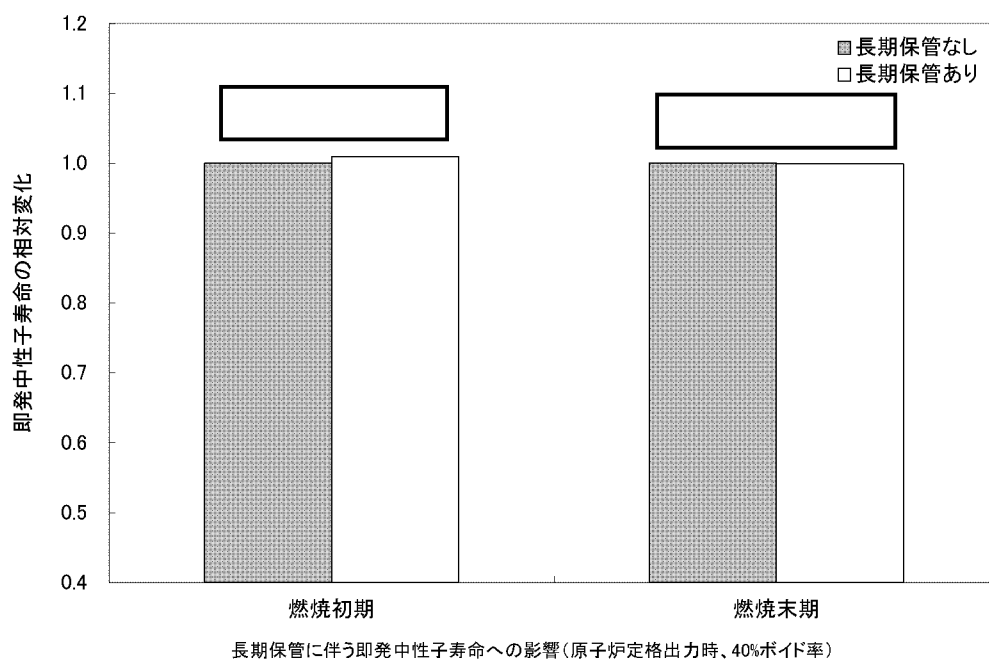


図8－6 長期保管による即発中性子寿命への影響

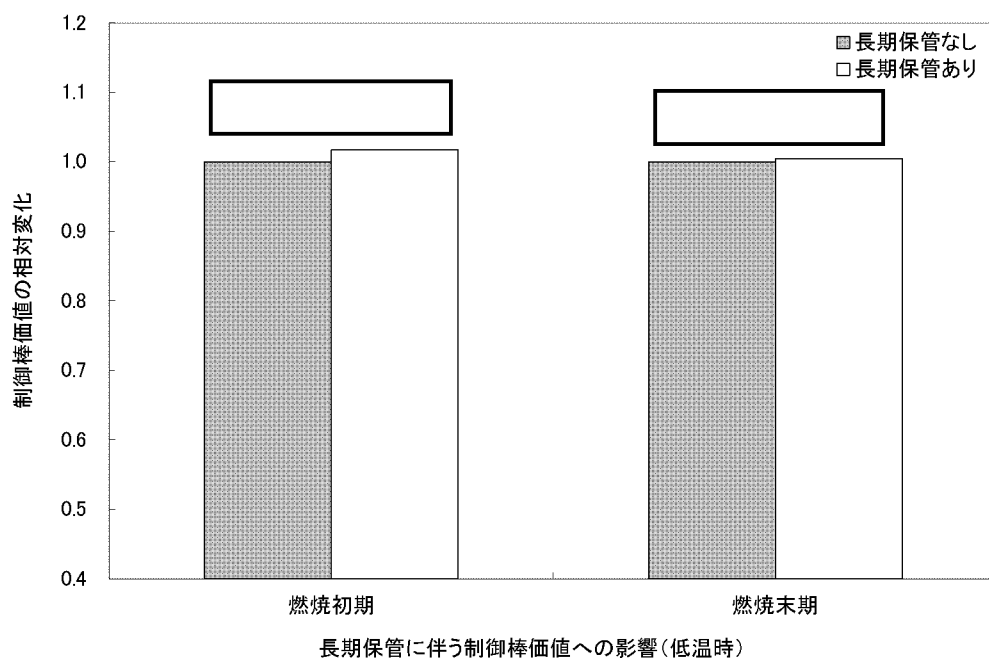


図8－7 長期保管による制御棒価値への影響

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。

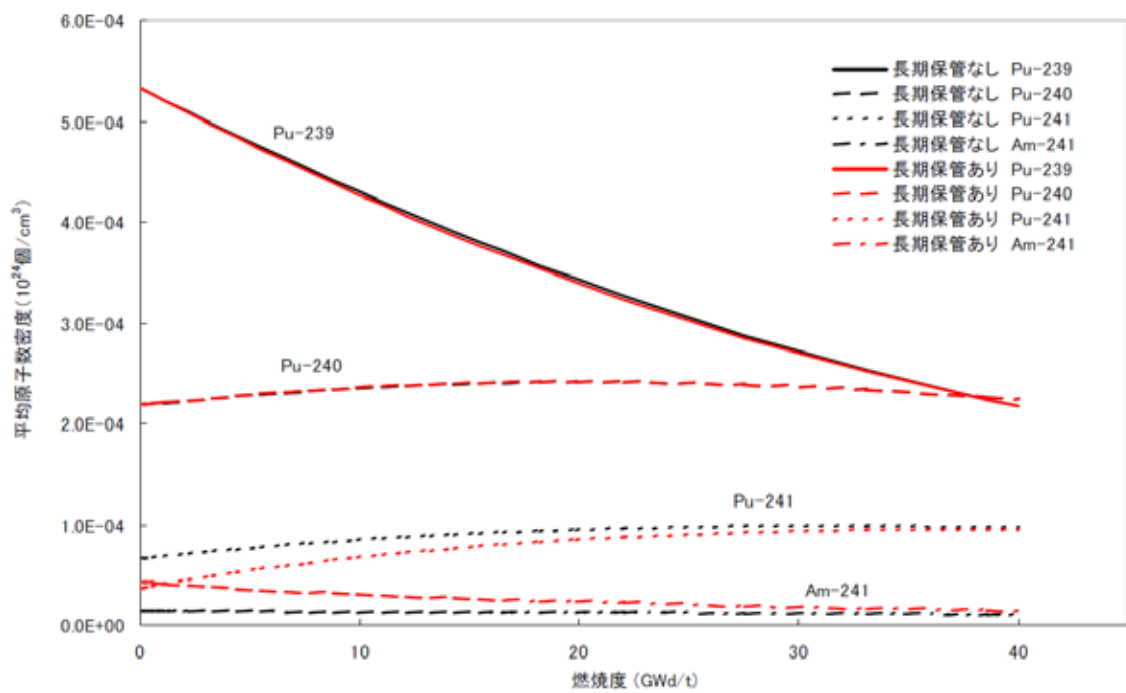


図8－8 長期保管に伴う重核種原子数密度への影響(燃料集合体代表断面平均)

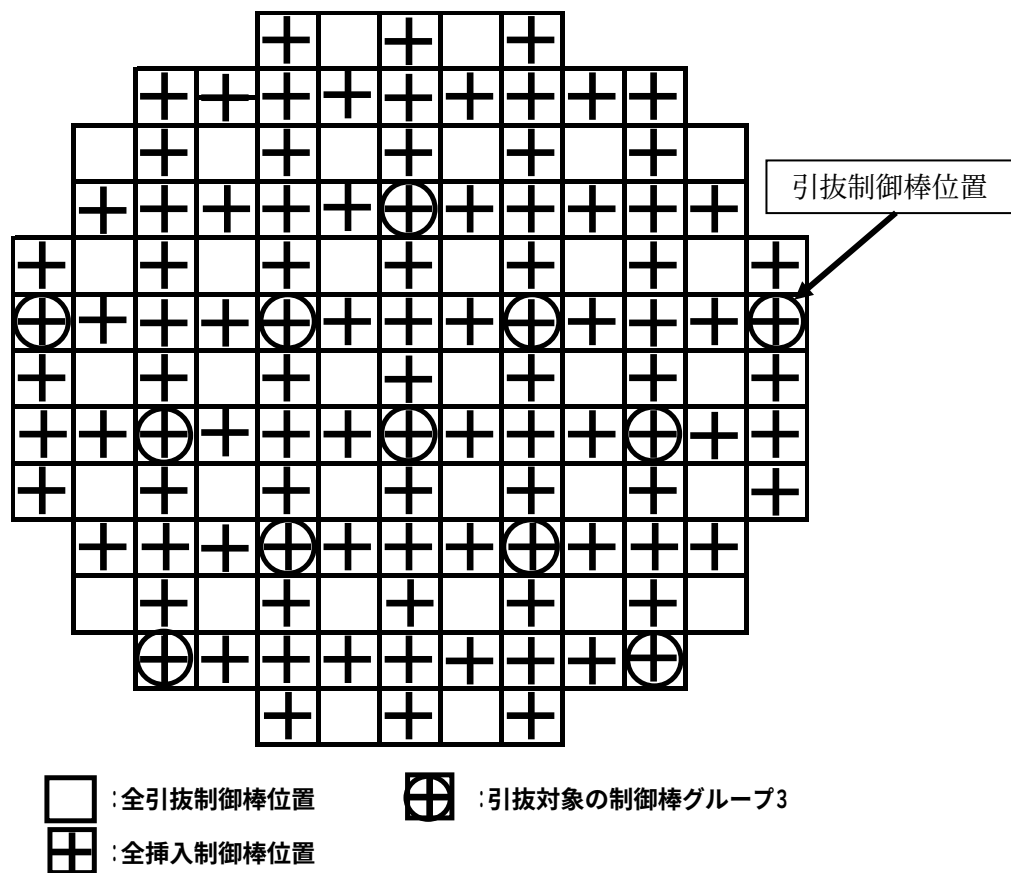
Q9	各サイクルにおける最大制御棒価値の評価結果において、26 サイクルのサイクル末期の最大制御棒価値が高くなっている理由を説明すること。（石島委員）
----	--

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

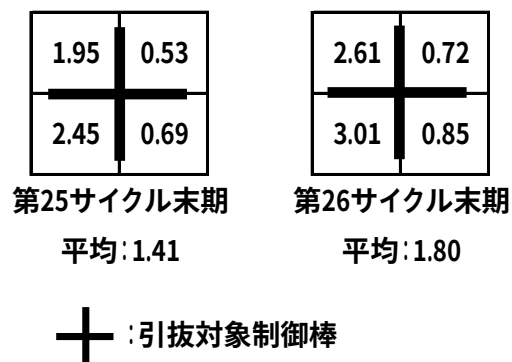
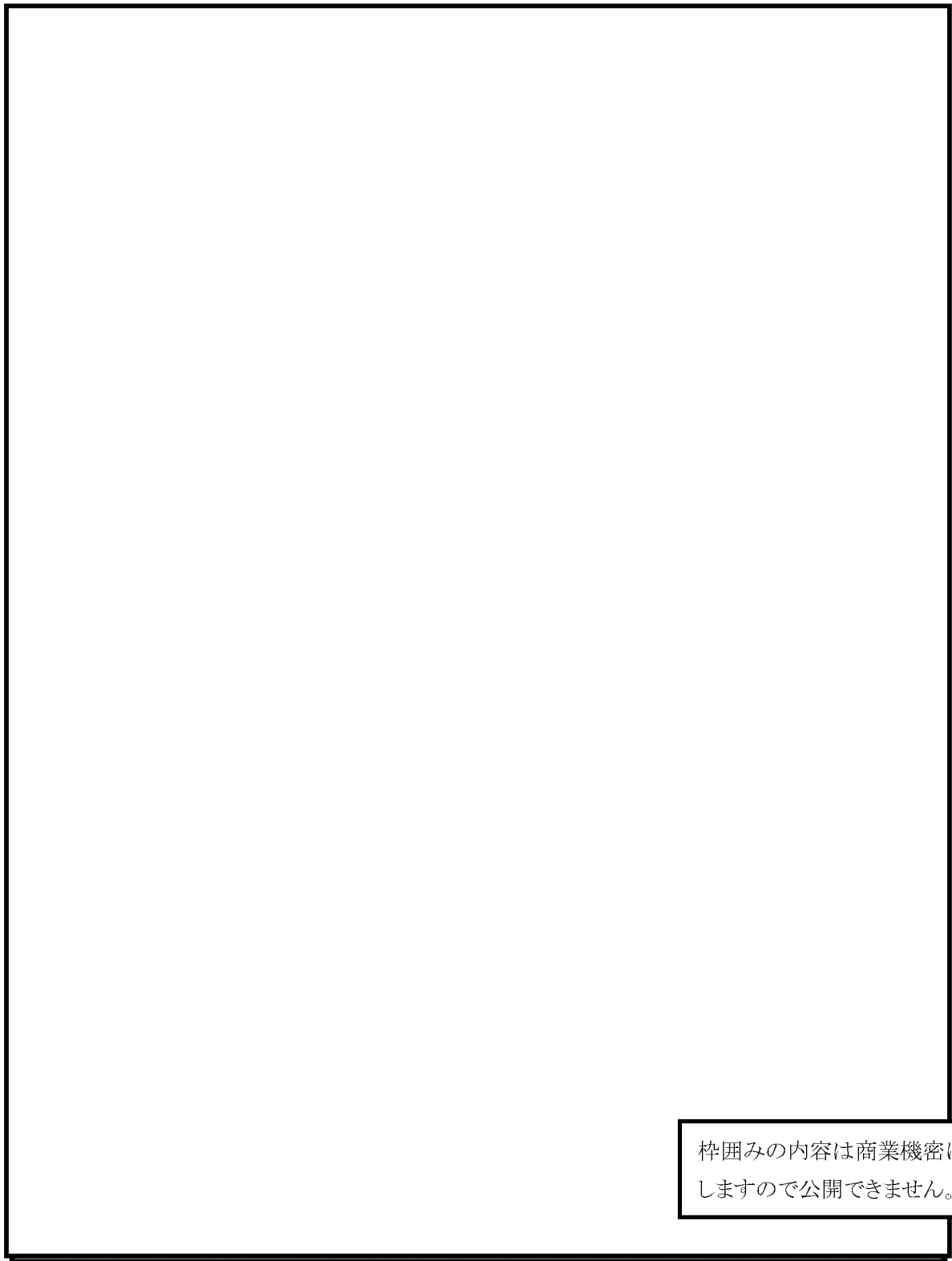
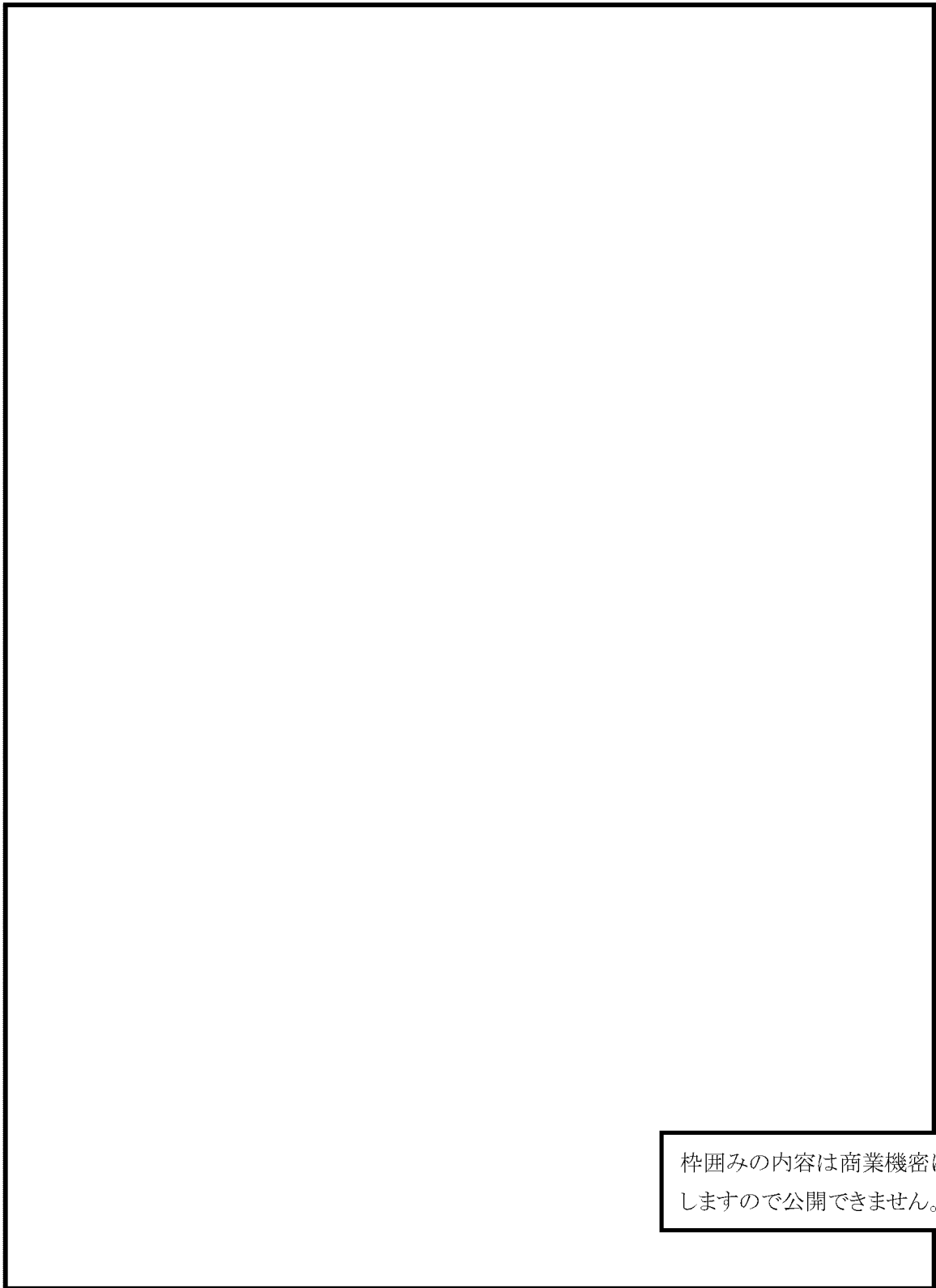


図9－2 第 25、26 サイクル末期における最大価値制御棒周辺燃料の相対出力分布
(最大価値制御棒引抜前の状態、20℃での評価)



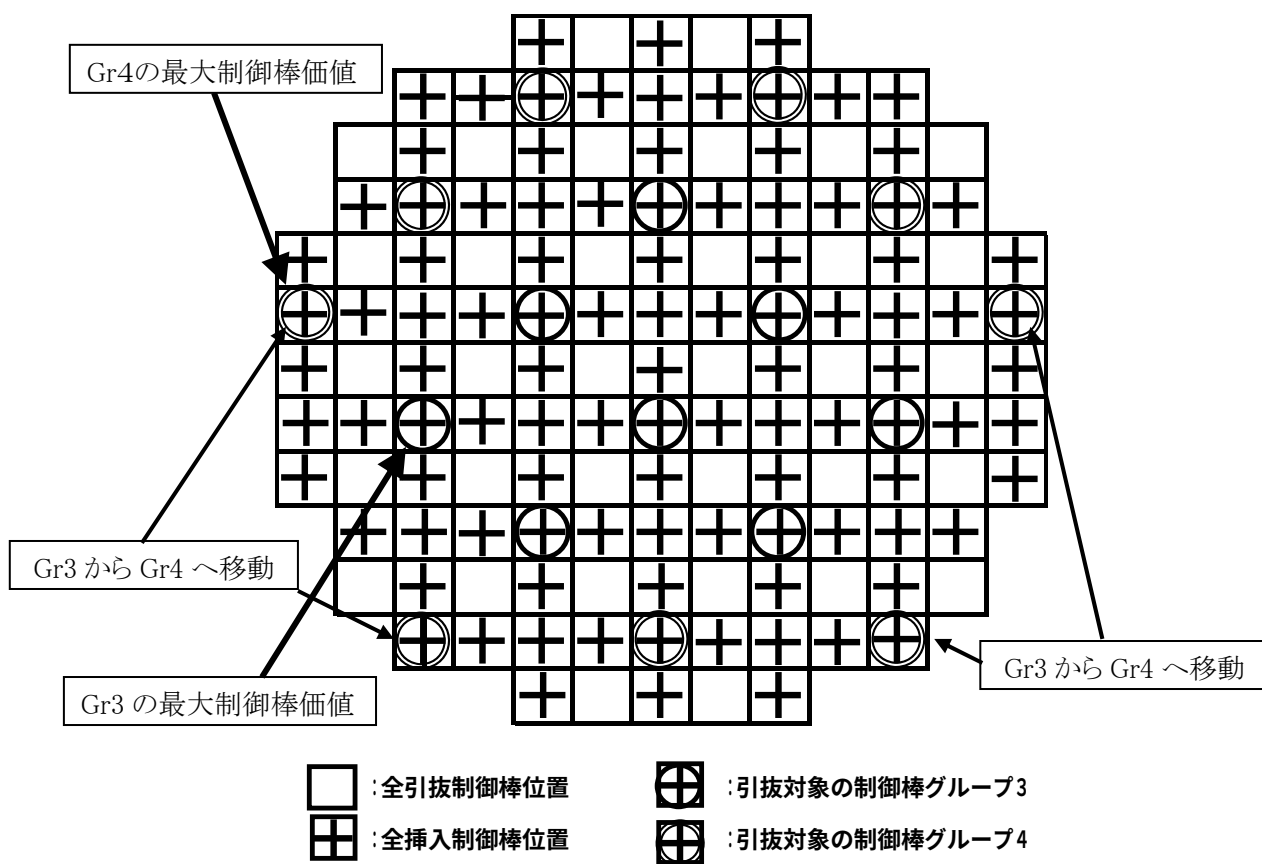
枠囲みの内容は商業機密に属
しますので公開できません。

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。長期保管の MOX 燃料では、表 10-1 に示すとおり、He 放出の増加により、ギャップ熱伝達係数の値が常に長期保管のない設置許可解析の燃料以上の値となるため、今回の PCT 評価では保守的に長期保管の影響を考慮せず、設置許可解析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、被覆管応力は燃料棒内圧が高い方が大きくなる。長期保管の MOX 燃料では、表 10-1 に示すとおり、He 放出の増加により、燃料棒内圧の値が常に長期保管のない設置許可解析の燃料以上の値となるため、今回の被覆管応力評価では、長期保管した MOX 燃料の燃料棒内圧の値を使用している。

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])	
	長期保管	設置許可解析 (長期保管なし)	長期保管	設置許可解析 (長期保管なし)
□	□		4.3	3.6
58			6.3	5.8

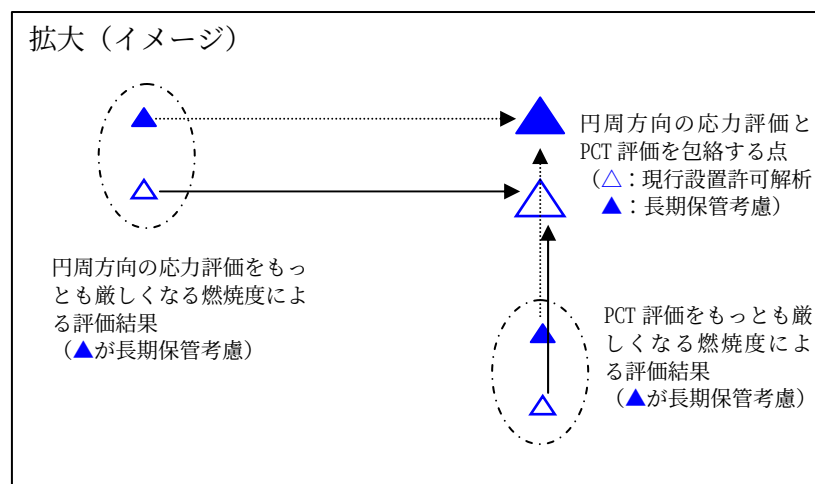
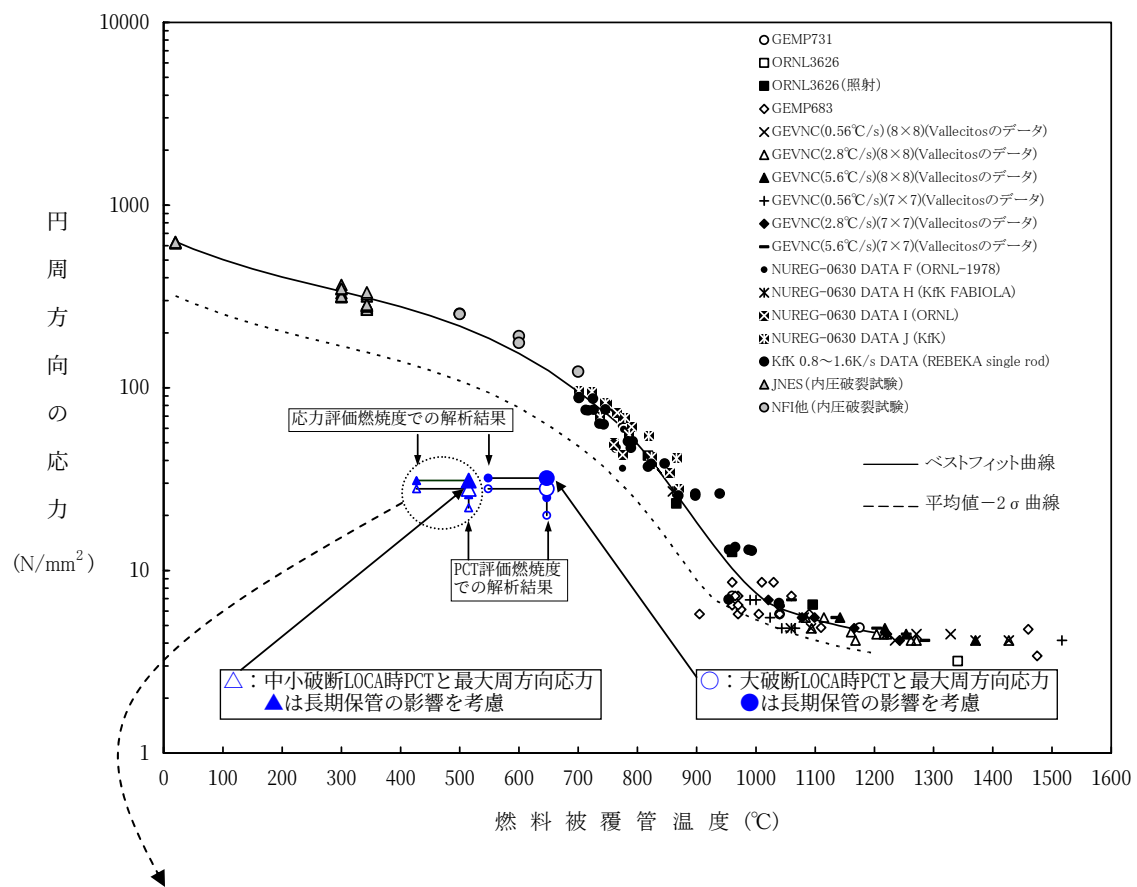


図10-1 長期保管 MOX 燃料の原子炉冷却材喪失時の破裂判定

Q11	Q2 の燃料棒熱・機械設計コードの検証データの図について、照射条件等を含め出典を明らかにすること。(更田委員)
-----	---

図2-3に示している PRIME コードの FP ガス放出率検証データの内訳を表11-1に示す。PRIME コードの検証は、ハルデン炉における試験データ、国際共同研究データ、商用炉燃料棒の照射後試験データ等の広範囲で多量な照射データに基づいて実施されているとしている。また、検証データの燃料棒仕様範囲、燃焼度範囲等は、MOX 燃料の使用条件をカバーしているとしている。

「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」(昭和 63 年5月 12 日 原子力安全委員会了承)では、評価に際して、製造実績・実機運転実績データ等に基づく燃料棒仕様、炉心条件等の統計的分布及びコード予測の不確かさが考慮され、95%確率上限値又は 95%確率下限値をもって基準に対する適合性が評価される BWR 燃料の統計的設計手法は妥当と判断されている。

この統計的評価手法に用いられる PRIME コードの予測の不確かさは、コード検証の結果に基づき出力換算で標準偏差 $\sigma = \square$ %と設定しているとしている。図2-3に示す PRIME コードの FP ガス放出率検証データにはばらつきが認められるが、出力を 2σ 上昇させた解析を実施し、測定値を上回る検証データの割合が全検証データに対して 2σ 確率(97.7%)以上であることを確認しており(図11-1)、1%塑性歪相当出力と応力設計比の評価では、検証データのばらつきも考慮した上で、十分信頼度を持つ値が算出されるとしている。

表11-1 FP ガス放出率検証データの内訳

項 目	本数	データ範囲								データソース
		被覆管外径 (cm)	被覆管肉厚 (mm)	ペレット径 (cm)	ギャップ幅 (mm)	ペレット密度 (%TD)	He 封入圧 (MPa)	燃焼度 (GWd/t)	線出力密度 (kW/m)	
ウラン燃料 検証データ	368	約 0.6～ 約 2.7	約 0.4～ 約 7.0	約 0.5～ 約 1.9	約 0.0～ 約 0.4	約 91～約 98	約 0.1～ 約 3.2	≦99 ^{*1}	≦157	・ハルデン炉試験 ・商用炉データ ・GETR 試験 ・インターランプ試験 ・スーパーランプ試験 ・オーバーランプ試験 ・RISO 試験 ・HBEP 試験 ・BR-3 試験 ・Beyer-Hann データ ・SRP 試験
MOX燃料 検証データ	26 (2)	約 1.2, 約 1.3 (約 1.3)	約 0.9 (約 0.9)	約 1.0, 約 1.1 (約 1.1)	約 0.2 (約 0.2)	約 95 (約 95)	約 0.1, 約 0.5 (約 0.1)	≦62 ^{*1} (≦43)	≦51 (≦31)	・商用炉データ
福島第一3号機 MOX 燃料棒仕様	—	約 1.23	約 0.86	約 1.04	約 0.2	約 95	約 0.5	40 ^{*2}	44 ^{*3}	—

*1:燃料棒平均燃焼度、*2:燃料集合体最高燃焼度、*3:最大線出力密度

()内は燃料集合体平均燃焼度約 30GWd/t まで照射後、約 5 年貯蔵して再装荷したMOX燃料の値

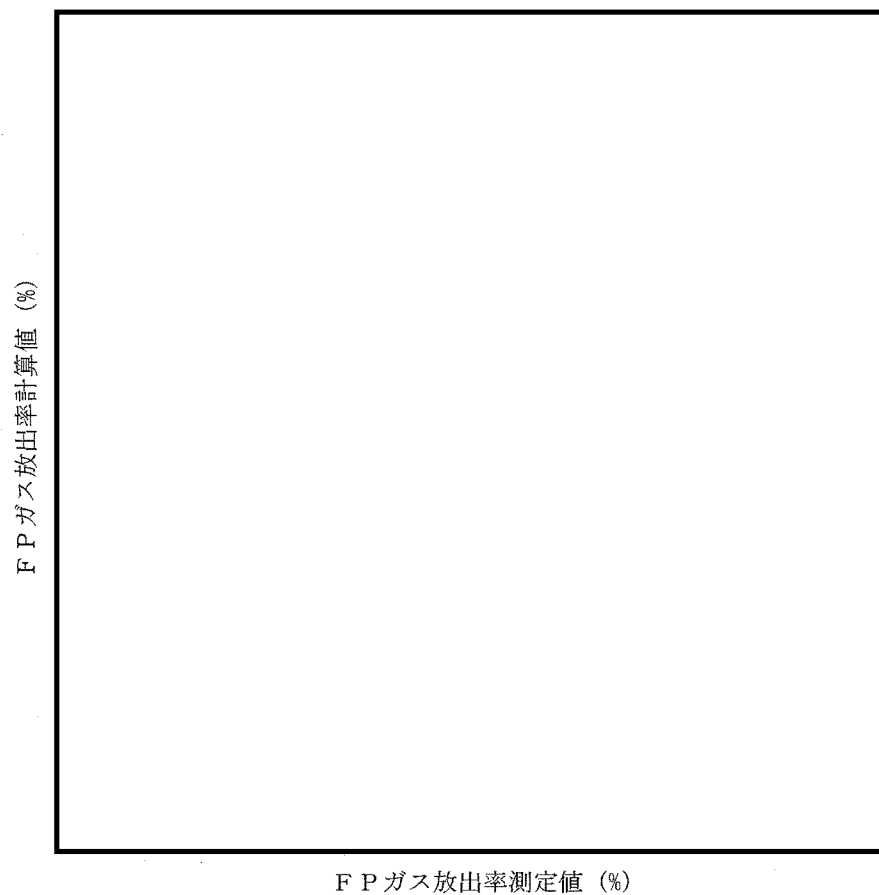


図 1 1 - 1 FP ガス放出率の計算値と測定値の比較

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
出力を $+2\sigma$ 変動させても保守側評価とならなかった燃料を で示す

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。

Q12	使用済燃料貯蔵時の冷却性の評価において ORIGEN2 を用いているが、使用したライブラリを示すとともに、Cm242 等の取扱いに関し最新データと比較しても冷却性に問題のないことを説明すること。(上村委員)
-----	---

使用済燃料貯蔵時の冷却性評価に用いた ORIGEN2 のライブラリは、ORIGEN2 内蔵のライブラリであるとしている。これは設置許可解析結果との比較を行うために設置許可解析と同じライブラリを用いたものであるとしている。このライブラリを用いた ORIGEN2 に対して測定値との比較がなされており、Cm242 等のアクチニドを過小評価することが報告されている(表12-1)⁽¹⁾。この比較の結果を用いて過小評価されているアクチニドを補正すると、崩壊熱への寄与の大きい Cm242 の生成量が増加するため、使用済燃料貯蔵時の冷却性評価のための総発熱量は 5%程度増加するが、プール水温度の上昇は1℃以下であり、アクチニド核種に対する ORIGEN2 コードの評価精度の影響は小さいとしている。この影響を考慮した場合においても、プール水温は評価基準以下となる(表12-2)としている。

なお、使用済燃料の貯蔵にあたっては、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を行うことによって冷却性は確保されるとしている。

燃料棒熱・機械特性の He 生成量の評価における ORIGEN2 では、JENDL-3.3 をライブラリとして用いているとしている。燃料棒熱・機械特性の He 生成量評価は、MOX 燃料の長期保管の影響を評価するために今回新たに実施したものであり、ライブラリについては最新の JENDL-3.3 を用いたとしている。

He 生成の主要な核種である Cm242 の生成量について、JENDL-3.3 と ORIGEN2 内蔵のライブラリによる比較を今回の評価ケースで実施したところ、JENDL-3.3 による評価が約 3%大きい側の結果であったとしている。この結果では、JENDL-3.3 は ORIGEN2 内蔵のライブラリに比べ Cm242 の生成量評価が改善されているが、ここでは保守的に ORIGEN2 (JENDL-3.3 ライブラリ) の Cm242 の生成量評価が、ORIGEN2 (内蔵ライブラリ)と同様に 7%過小評価していると考え、燃料棒熱・機械特性の He 生成量評価で Cm242 生成量を約 7%増加させた場合について評価したところ、寿命末期の燃料棒内圧が約 0.1MPa 増加する程度であり、その影響は小さいとしている。

今回の評価では Am241 含有率について、保管中 MOX 燃料の最大含有率 0.34wt% に対して保守的に 40%以上大きい 0.5wt%を評価条件としている。Cm242 は Am241 を起点として生成されるため、この評価条件での Cm242 の生成量は 40%以上保守的であり、ORIGEN2 の評価精度に対して十分大きいとしている。

- (1) 中川ら、「核燃料サイクル用核データ 現状と問題点」日本原子力学会誌、第 31 巻、第 10 号(1989)

表12-1 アクチノイド核種に対する ORIGEN2(内蔵ライブラリ)評価結果と測定値との差⁽¹⁾

核種	ORIGEN2 評価結果 と測定値との差
Pu238	-20%
Pu240	-6%
Am241	-12%
Cm242	-7%
Cm244	-39%

表12-2 使用済 MOX 燃料の冷却性評価結果
(「福島第一原子力発電所 3 号機において長期保管した MOX 新燃料の健全性に
係る評価・検査報告書」(東京電力株式会社、平成 22 年 5 月)の表 3.4-1)

	今回の評価	設置許可解析	評価基準
通常最大熱負荷時	48.5℃	47.9℃	52℃以下
非常時最大熱負荷時	62.8℃	62.3℃	65℃以下

通常最大熱負荷時 : 炉心から取り出した使用済燃料 1 回取替分と、それ以前に取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱量を燃料プール冷却浄化系で冷却する場合。
非常時最大熱負荷時: サイクル末期における全炉心分の使用済燃料と、それ以前に取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱量を燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系で冷却する場合。

Q13	応力設計比評価について、内圧支配となる場合の評価結果を示すとともに、評価の考え方を示すこと。(上村委員)
-----	--

被覆管の応力評価においては、寿命末期の燃料棒内圧評価結果を踏まえて評価を行い、応力設計比が設計基準を満足していることを確認するとしている。具体的には、燃料棒内外圧差について下記のように設定した2つの解析を実施し、大きい方の応力設計比を設置許可に記載しているとしている。

① 外圧支配解析

燃料寿命を通じて燃料棒内圧が上昇しないとして、燃料棒内外圧差(=外圧^(注)－燃料棒内圧)が最大となるように設定。

② 内圧支配解析

PRIME コードで評価した燃料棒内圧を用いて、燃料棒内外圧差(=燃料棒内圧－外圧)が最大となるように設定(燃料棒内圧が高くなる燃料寿命末期で実施)。

(注)外圧(冷却材圧力):約7.1MPa[abs]

長期保管したMOX燃料棒(10wt%PuO₂含有率)の寿命末期の燃料棒内圧は、公称値約6.3 MPa[abs]、標準偏差約□ MPa[abs](95%確率上限値約□ MPa[abs])であり、この内圧上昇を考慮した内圧支配解析結果を外圧支配解析結果とあわせて表13－1に示す。外圧支配解析の結果は内圧支配解析より厳しい結果となっているとしている。

表13－1 被覆管応力設計比(スペーサ間の応力設計比:95%確率上限値)

評価条件		寿命初期	寿命末期
外圧支配解析	定格出力	0.36	0.25
	21%過出力	0.37	0.37
内圧支配解析	定格出力	—	0.14
	21%過出力	—	0.20

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。