

第2回及び第3回安全性検討会議における委員からの意見等への対応表

No	論点	第2回資料7 (参考) 頁	コメント内容	対 応
第2回 No. 1	(全般)	—	ウラン燃料(9×9燃料, 高燃焼度8×8燃料)だけの通常の炉心との比較, 先行炉MOXとの比較を示して欲しい。	p 1
第2回 No. 4	論点1	1	MOX燃料とウラン燃料で α 核種がどれだけ増えるのか新燃料, 使用済燃料で有害度を示すこと。	p 1 5
第2回 No. 8	論点2	5	MOX燃料使用実績について, 加工工場別, 燃料タイプなどで分かりやすく整理すること。	p 1 7
第2回 No. 1 2	論点3	8	先行電力の実績で国が加工工場への立ち入りを行ったか確認すること。	東北電力が各電力に確認したところ, 立ち入り調査が行われた実績はない。 国の立ち入りは電力の品質保証活動を調査するためのものである旨記載を明確化した。
第2回 No. 1 4	論点3	8	過去に制御棒および燃料支持金具の入れ違いがあったと思うが, 管理方法について論点1 5の中で説明してほしい。	<拝承>
第2回 No. 1 6	論点5	1 5	MOX再処理実績で燃焼度や処理方法の特徴があれば示すこと。	p 1 9
第2回 No. 1 8	論点6	1 7	女川3号機の使用済燃料プールの貯蔵容量に十分な余裕があることについて, 前提を記載すること。(最新号機でプールに余裕があること等)	p 2 1
第2回 No. 2 1	資料-6	1 1	第2回資料「資料-6 解析コードの信頼性について」の第2-1表「出力分布」における「備考」欄のBASALA 検証試験およびMISTRAL 検証試験について別途説明すること。	p 2 2~3 1
第2回 No. 2 2	資料-6	1 1	第2-1表「反応度」における「実効増倍率」で, ウラン炉心とMOX炉心で差がある理由について説明すること。	p 2 2~3 1
第2回 No. 2 3	資料-6	1 1	第2-1表「燃焼計算」の「備考」欄を分かりやすい記載とすること。	p 2 2~3 1
第2回 No. 2 4	資料-6	1 1	第2-1表「反応度」の「ドップラ係数」について, データ取得の今後の展望について説明すること。	p 2 2~3 1

No	論点	第3回資料2 (参考) 頁	コメント内容	対 応
第3回 No. 1	論点9	—	Pu組成の変動に対する解析の感度について説明すること。	p 3 2
第3回 No. 2	論点9	—	燃料棒の出力分布のばらつき(LPF)はどの程度なのか示すこと。	p 3 5
第3回 No. 3	論点9	—	安定性解析および過渡解析の入力データの保守性の考え方を説明すること。	p 3 7
第3回 No. 4	論点9	—	安定性減幅比は1.0未満に対してどこまでいいのか。	p 4 2
第3回 No. 5	論点10	9	第3回資料2(参考)p9の緊急時の定義を記載すること。	p 4 5
第3回 No. 6	論点10	9	p9の上3行の「炉内の熱中性子量も少ないため・・・」の表現について記載を再考すること。	p 4 5
第3回 No. 7	論点12	1 2	発熱量評価でPu組成の変動, 燃焼度などについて安全側にどう考慮しているのか説明すること。	p 4 7
第3回 No. 8	論点13	—	ICRP勧告の前後で変更となった主な換算係数を記載すること。	p 5 0
第3回 No. 9	論点13	—	ICRP勧告はどのような基準なのか,(第3回資料2)P13-1の表の合計値について整合性のある記載(端数処理)とすること。	p 5 0
第3回 No. 10	論点13	—	(第3回資料2P13-2)表2のORIGENで1/3MOXの場合はどうなるのか示すこと。女川ベースでのヨウ素蓄積量比の算定について検討すること。	p 5 0
第3回 No. 11	論点14	1 5	事故時(主蒸気管破断)の被ばくについて,ウラン燃料での島根,浜岡,女川の違いについても表(第3回資料2(参考)P15)に入れること。	p 5 6
第3回 No. 12	論点14	1 5	女川で被ばく量が低い理由と炉水の関連について記載すること。	p 5 6
第3回 No. 13	論点14	—	被ばく評価した全ての事象から選定した事象が厳しいことを示すこと。	p 5 6
第3回 No. 14	資料3	—	ドーデバルトの試験について,論点に関わるもので良いので関係する試験結果を説明すること。(セグメント燃料での燃焼度と女川採用MOXの燃焼度の関係についても)	p 6 0
第3回 No. 15	全般	—	MOX燃料の採用により影響が増えるもの,変わらないもの,安全基準に余裕があるなど,どう対処したのかわかりやすい説明でまとめること。	p 7 1

【第2回-No. 1】

ウラン燃料（9×9燃料，高燃焼度8×8燃料）だけの通常の炉心との比較，先行炉MOXとの比較を示して欲しい。

（回答）

女川3号1/3MOX炉心とウラン炉心（9×9燃料のみの炉心，高燃焼度8×8燃料のみの炉心），先行炉1/3MOX炉心の比較を第1表から第4表に示す。燃料の設計や設備の相違等により解析結果が若干異なるものもあるが，基本的にはほぼ同等である。また，いずれにおいても，判断基準を満たすことを確認している。以下に結果の相違理由を示す。

＜第1表 炉心安定性減幅比解析結果＞

○女川3号1/3MOX炉心と，女川3号ウラン炉心の比較

MOX燃料はウラン燃料に比べて，冷却材中の泡の増減による影響度合を示す減速材ボイド係数が大きいいため，炉心全体の出力の振動である炉心安定性の減幅比は大きくなる。

○女川3号1/3MOX炉心と，先行炉1/3MOX炉心の比較

安定性が最も悪化する運転点（最低ポンプ速度最大出力運転点）が異なること，炉心の大きさが異なること等により結果が異なる。

＜第2表 運転時の異常な過渡変化の解析結果（判断基準に対する評価）＞

○女川3号1/3MOX炉心と，女川3号ウラン炉心の比較

燃料の除熱のしやすさの指標である最小限界出力比の最小値の相違は，最小限界出力比に関する許容設計限界の相違によるものである。最小限界出力比に関する許容設計限界は，Pu含有率の製造時のばらつき等を考慮して設定するため，MOX炉心の方が大きくなる。

○女川3号1/3MOX炉心と，先行炉1/3MOX炉心の比較

- ・燃料の除熱のしやすさの指標である最小限界出力比が最小になる事象が異なる。島根2号，浜岡4号は送電系異常時にも原子炉の運転を継続できるように，原子炉蒸気全て（女川3号は25%）をタービンバイパス弁により，直接復水器に導ける設計であり，送電線の故障等により発電を緊急停止する負荷遮断時の原子炉緊急停止はタービンバイパス弁の作動判定時間（0.2秒）分遅くなるため，「負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）」が最も厳しくなる。

- ・燃料中に蓄えられている熱エネルギー量である燃料エンタルピの最大値について、島根2号は、低出力時の原子炉内の中性子量を計測する設備が異なり、原子炉スクラムするときの中性子量（原子炉出力）が大きくなっていることにより結果が異なる。
- ・原子炉冷却材を外に出さないよう設計された圧力障壁である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値について、島根2号が高いのは、女川3号と比べ、原子炉圧力上昇時に蒸気を逃がすための設備である「主蒸気逃がし安全弁」の作動設定圧力が約0.21MPa[gage]高いためである。

<第3表 事故時における解析結果（各判断基準に対する評価）>

○女川3号1/3MOX炉心と、女川3号ウラン炉心の比較

- ・燃料被覆管最高温度については、MOX燃料は9×9燃料に比べて太径であり、熱容量が大きいので、燃料露出後の温度上昇が9×9燃料に比べ低くなる。
- ・燃料中に蓄えられている熱エネルギー量である燃料エンタルピの最大値については、MOX燃料の方が、燃料棒の出力分布のばらつきが小さいため、9×9燃料に比べ小さくなる。また、高燃焼度8×8炉心の解析結果が大きいのは、解析で仮定した制御棒を引き抜いたときにどの程度影響があるかを示す制御棒値が異なるためである。
- ・原子炉冷却材を外に出さないよう設計された圧力障壁である圧力バウンダリにかかる圧力の最大値については、高燃焼度8×8炉心では、解析で仮定した制御棒を引き抜いたときにどの程度影響があるかを示す制御棒値が異なることから、制御棒落下が最も厳しく、かつ、最も大きくなっている。

○女川3号1/3MOX炉心と、先行炉1/3MOX炉心の比較

- ・原子炉冷却材喪失時の燃料被覆管最高温度について、島根2号と比較すると、再循環配管断面積および逃がし安全弁設定圧の差（女川の方が低い）により、女川3号の代表破断面積が大きく、炉心露出タイミング等が早くなり、放射性物質の崩壊によって発生する熱（崩壊熱）による出力が高い時点で燃料被覆管最高温度となるため、女川3号の方が高い結果となる。
- ・燃料中に蓄えられている熱エネルギー量である燃料エンタルピの最大値については、燃料装荷パターンの相違により、制御棒落下時の出力上昇に差異が生じることにより結果が異なる。
- ・女川3号の逃がし安全弁設定圧が低いので、原子炉冷却材を外に出さないよう設計された圧力障壁である圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は女

川3号の方が小さくなる。

<第4表 事故時の実効線量の評価結果>

○女川3号1/3MOX炉心と、女川3号ウラン炉心の比較

MOX炉心の評価にあたっては、ICRPの1990年勧告を取り入れ、
よう素を摂取した場合の放射線が人体に与える影響のうち、確率的影響を評
価するための実効線量への換算係数の見直し（2倍程度）等を踏まえた評価
を行ったため、結果が異なる。

○女川3号1/3MOX炉心と、先行炉1/3MOX炉心の比較

主蒸気管破断時における原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、原子炉冷
却材浄化系流量及び主蒸気流量等の設計値より決まる。冷却材中の放射性物
質の濃度が、女川3号炉がわずかに高いのは、冷却材浄化系流量が他の2プ
ラントより少ないこと、また、浜岡4号とは出力の違いにより主蒸気流量が
少ないことに起因している。事故時の線量は、この冷却材中の放射性物質の
濃度と環境中に放出された後の気象等の影響により決まるが、前者の冷却材
中の濃度が高いことにより、女川の線量が大きくなっている。

※解析では、事故発生前から燃料棒に破損が発生していて冷却材中の放射能濃度が高
くなるという、安全側に余裕をとった条件を設定している。

項目	女川3号1/3MOX炉心	女川3号ウラン炉心	先行炉1/3MOX炉心
冷却材中の放射性物質濃度	高	中	低
主蒸気流量	低	中	高
冷却材浄化系流量	低	中	高
事故時の線量	高	中	低

第1表 炉心安定性減幅比解析結果

	女川3号 1/3 MOX 炉心 ^{※1}	9×9 炉心 ^{※2}	高燃焼度 8×8 炉心	島根2号 1/3 MOX 炉心 ^{※1}	浜岡4号 1/3 MOX 炉心 ^{※1}	判断基準
最大出力 運転時	0.08	0.06	0.01 未満	0.08	0.08	運転上の 設計基準 減幅比 ≤0.25
自動流量制御 下限出力 運転時	0.19 ----- 定格出力の94% 定格流量の70%	0.21 ----- 定格出力の86% 定格流量の60%	0.14 ----- 定格出力の83% 定格流量の55%	0.23 ----- 定格出力の94% 定格流量の70%	0.18 ----- 定格出力の94% 定格流量の70%	
安定性が最も 悪化する運転 状態 ^{※3}	0.75 ----- 定格出力の63% 定格流量の37%	0.60 ----- 定格出力の63% 定格流量の37%	0.67 ----- 定格出力の63% 定格流量の37%	0.74 ----- 定格出力の57% 定格流量の39%	0.72 ----- 定格出力の52% 定格流量の36%	限界基準 減幅比 <1.0

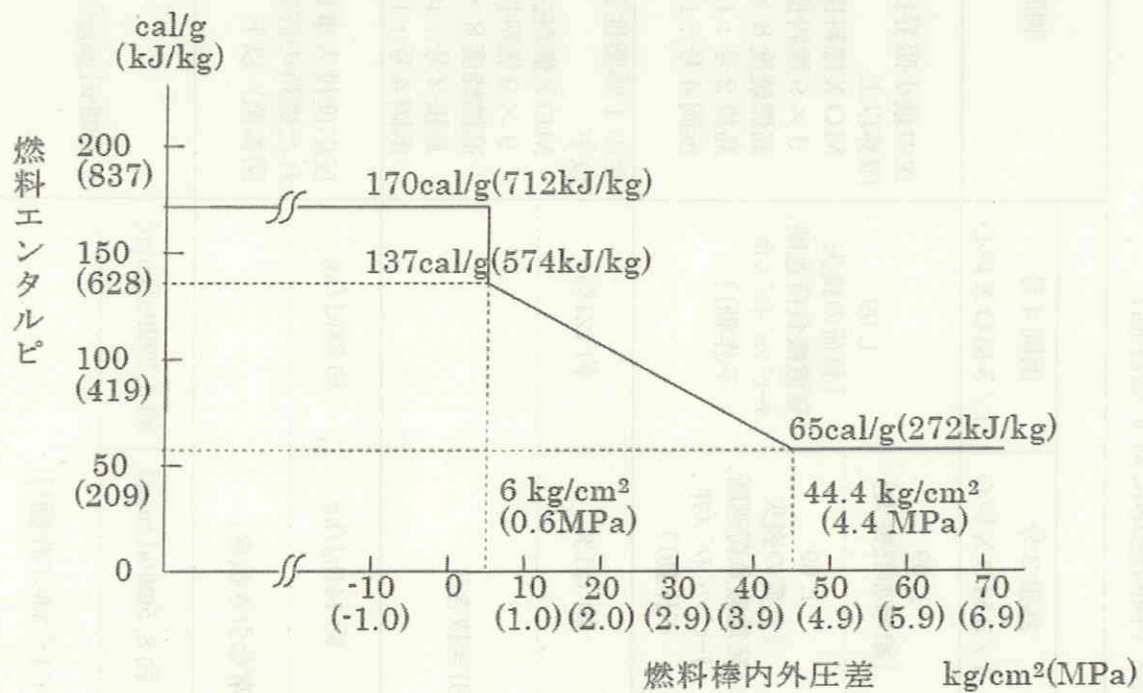
※1：9×9（A型）+MOX炉心

※2：9×9（A型）炉心

※3：最低ポンプ速度最大出力運転時を指す

第2表 運転時の異常な過渡変化の解析結果 (判断基準に対する評価)

評価項目	解析結果					判断基準
	女川3号 1/3MOX炉心	9×9炉心	高燃焼度 8×8炉心	島根2号 1/3MOX炉心	浜岡4号 1/3MOX炉心	
最小限界出力比 の最小値	1.09 〔給水加熱喪失〕	1.07 〔給水加熱喪失〕	1.07 〔給水加熱喪失〕	1.09 〔給水加熱喪失〕 ----- 1.09 〔負荷の喪失 (発電機負荷遮断, タービンハイス弁 不作動)〕	1.09 〔負荷の喪失 (発電機負荷遮断, タービンハイス弁 不作動)〕	次の最小限界出力比の許容設計 限界以上 MOX燃料採用時：1.09 9×9燃料採用時：1.07 高燃焼度8×8燃料：1.07 島根2号：1.09 浜岡4号：1.09
局所の表面熱流 束の最大値	約121%	約121%	約121%	約121%	約121%	次の1%塑性歪相当線出力密度 以下 MOX燃料採用時：165% 9×9燃料採用時：170% 高燃焼度8×8燃料：170% 島根2号：165% 浜岡4号：165%
燃料エンタルピ の最大値	約92kJ/kg	約95kJ/kg	約96kJ/kg	約141kJ/kg	約88kJ/kg	反応度投入事象評価指針に示さ れた燃料の許容設計限界(第1 図参照)以下 ----- 〔原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き〕
原子炉冷却材圧 力バウンダリに かかる 圧力の最大値	約8.25MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.50MPa[gage]	約8.29MPa[gage]	9.48MPa[gage]以下 ----- 〔負荷の喪失(発電機負荷遮断,タービンハイス弁不作動)〕



「反応度投入事象評価指針（第2図）」より引用。ただし、燃料エンタルピーの単位を cal/g・U₂ から cal/g としている。また、燃料エンタルピーについて kJ/kg 単位の記載を、また、燃料棒内外圧差について MPa 単位の数値を () 書きで記載している。

第1図 反応度投入事象における燃料の許容設計限界

第3表 事故時における解析結果（各判断基準に対する評価）

評価項目	解析結果					判断基準
	女川3号			島根2号	浜岡4号	
	1/3 MOX炉心	9×9炉心	高燃焼度8×8炉心	1/3 MOX炉心	1/3 MOX炉心	
炉心	9×9燃料（A型）： 約625 9×9燃料（B型）： 約610 MOX燃料：約564 （原子炉冷却材喪失）	9×9燃料（A型）： 約615 9×9燃料（B型）： 約602 （原子炉冷却材喪失）	約530 （原子炉冷却材喪失）	9×9燃料（A型）： 約589 9×9燃料（B型）： 約595 MOX燃料：約564 （原子炉冷却材喪失）	9×9燃料（A型）： 約610 MOX燃料：約565 （原子炉冷却材喪失）	1,200℃以下
損傷	極めて小さい	極めて小さい	極めて小さい	極めて小さい	極めて小さい	15%以下
燃料エンタルピーの最大値（kJ/kg）	9×9燃料（A型）： 約693 9×9燃料（B型）： 約698 MOX燃料：約651 （制御棒落下）	9×9燃料（A型）： 約651 9×9燃料（B型）： 約646 （制御棒落下）	約869 （制御棒落下）	9×9燃料（A型）： 約766 9×9燃料（B型）： 約671 MOX燃料：約648 （制御棒落下）	9×9燃料（A型）： 約683 MOX燃料：約592 （制御棒落下）	8×8燃料： 963kJ/kg 以下 9×9燃料，MOX燃料： 837 kJ/kg 以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値（MPa[gage]）	約8.38 （原子炉冷却材ポンプの軸固着）	約8.41* （原子炉冷却材ポンプの軸固着）	約8.63 （制御棒落下）	約8.60 （制御棒落下）	約8.58* （原子炉冷却材ポンプの軸固着）	最高使用圧力の1.2倍 （10.34 MPa[gage]）以下

※：原子炉圧力（原子炉圧力容器ドーム部）の最大値に原子炉圧力と圧力容器底部圧力との差（0.3MPa程度）を考慮した値

第4表 事故時の実効線量の評価結果

評価項目	実効線量の評価結果 (mSv)					判断基準
	女川3号			島根2号	浜岡4号	
	1/3MOX	9×9炉心	高燃焼度 8×8炉心	1/3MOX	1/3MOX	
放射性気体廃棄物処理施設の破損	約 1.1×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。 (実効線量 ≤ 5 mSv ; 「安全評価審査指針」より)
主蒸気管破断	約 9.0×10^{-2}	約 3.1×10^{-2}	約 3.1×10^{-2}	約 7.2×10^{-2}	約 7.4×10^{-2}	
燃料集合体の落下	約 3.4×10^{-2}	約 3.4×10^{-2}	約 3.3×10^{-2}	約 7.0×10^{-2}	約 3.7×10^{-2}	
原子炉冷却材喪失	約 5.5×10^{-5}	約 5.5×10^{-5}	約 5.5×10^{-5}	約 8.1×10^{-5}	約 6.9×10^{-5}	
制御棒落下	約 8.8×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}	約 3.4×10^{-3}	約 1.1×10^{-2}	約 8.8×10^{-3}	

<参考>運転時の異常な過渡変化の解析結果 (1/6)

評価項目	解析結果					
	女川3号			島根2号	浜岡4号	
	1/3MOX炉心※1	9×9炉心※2	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心※1	1/3MOX炉心※1	
原子炉 起動時 における 制御棒の異常な引き抜き	最小限界出力比 の最小値	—	—	—	—	—
	局所の表面熱流束 の最大値	—	—	—	—	—
	燃料エンタルピ の最大値	約 92kJ/kg	約 93%	約 96%	約 141kJ/kg	約 88kJ/kg
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値※3	約 7.36MPa[gage]	(約 7.07MPa[gage])	(約 7.06MPa[gage])	約 7.51MPa[gage]	約 7.36MPa[gage]
出力運 転中の 制御棒 の異常な引き抜き	最小限界出力比 の最小値	1.13	1.10	1.10	1.12	1.17
	局所の表面熱流束 の最大値	約 121%	約 121%	約 121%	約 121%	約 121%
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない

※1: 9×9 (A型) +MOX炉心

※2: 9×9 (A型) 炉心

※3: () は原子炉圧力

<参考> 運転時の異常な過渡変化の解析結果 (2/6)

評価項目	解析結果					
	女川3号		島根2号	浜岡4号		
	1/3MOX炉心※1	9×9炉心※2	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心※1	1/3MOX炉心※1	
原子炉冷却材流量の部分喪失	最小限界出力比の最小値	1.26	1.23	1.22	1.25	1.29
	局所の表面熱流束の最大値※3	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)
	燃料エンタルピーの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値※4	約 7.36MPa[gage]	(約 7.03MPa[gage])	(約 7.03MPa[gage])	約 7.33MPa[gage]	約 7.33MPa[gage]
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	最小限界出力比の最小値	1.26	1.24	1.31	1.30	1.33
	局所の表面熱流束の最大値※3	約 75%	【約 77%】	【約 77%】	約 75%	【約 78%】
	燃料エンタルピーの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値※4	約 6.85MPa[gage]	(約 6.68MPa[gage])	(約 6.68MPa[gage])	約 6.90MPa[gage]	約 6.85MPa[gage]

※1: 9×9 (A型) + MOX炉心

※2: 9×9 (A型) 炉心

※3: 【 】 は平均表面熱流束

※4: () は原子炉圧力

<参考>運転時の異常な過渡変化の解析結果 (3/6)

評価項目	解析結果					
		女川3号		島根2号	浜岡4号	
	1/3MOX炉心※1	9×9炉心※2	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心※1	1/3MOX炉心※1	
外部電源喪失	最小限界出力比の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束の最大値※3	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)
	燃料エンタルピーの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値※4	約 7.85MPa[gage]	(約 7.68MPa[gage])	(約 7.66MPa[gage])	約 8.01MPa[gage]	約 7.82MPa[gage]
給水加熱喪失	最小限界出力比の最小値	1.09	1.07	1.07	1.09	1.11
	局所の表面熱流束の最大値※3	約 117%	【約 121%】	【約 121%】	約 116%	【約 121%】
	燃料エンタルピーの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値※4	約 7.50MPa[gage]	(約 7.11MPa[gage])	(約 7.10MPa[gage])	約 7.48MPa[gage]	約 7.49MPa[gage]

※1：9×9 (A型) +MOX炉心

※2：9×9 (A型) 炉心

※3：【 】は平均表面熱流束

※4：()は原子炉圧力

<参考>運転時の異常な過渡変化の解析結果 (4/6)

評価項目	解析結果					
	女川3号		高燃焼度8×8炉心	島根2号	浜岡4号	
	1/3MOX炉心※1	9×9炉心※2		1/3MOX炉心※1	1/3MOX炉心※1	
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	最小限界出力比の最小値	1.21	1.20	1.22	1.48	1.35
	局所の表面熱流束の最大値※3	約87%	【約92%】	【約91%】	約71%	【約89%】
	燃料エンタルピーの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値※4	約7.06MPa[gage]	(約6.82MPa[gage])	(約6.81MPa[gage])	約6.91MPa[gage]	約7.01MPa[gage]
負荷の喪失	最小限界出力比の最小値	1.16	1.17	1.16	1.09	1.09
	局所の表面熱流束の最大値※3	約104%	100% (初期値)	100% (初期値)	約117%	【約115%】
	燃料エンタルピーの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約8.25MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.50MPa[gage]	約8.29MPa[gage]

※1: 9×9 (A型) + MOX炉心

※2: 9×9 (A型) 炉心

※3: 【 】 は平均表面熱流束

※4: () は原子炉圧力

<参考> 運転時の異常な過渡変化の解析結果 (5/6)

評価項目	解析結果					
	女川3号			島根2号	浜岡4号	
	1/3MOX炉心 ^{※1}	9×9炉心 ^{※2}	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 ^{※1}	1/3MOX炉心 ^{※1}	
主蒸気 隔離弁 の誤閉 止	最小限界出力比 の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束 の最大値 ^{※3}	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値 ^{※4}	約 8.15MPa[gage]	(約 7.84MPa[gage])	(約 7.84MPa[gage])	約 8.26MPa[gage]	約 8.16MPa[gage]
給水制 御系の 故障	最小限界出力比 の最小値	1.16	1.14	1.18	1.17	1.22
	局所の表面熱流束 の最大値 ^{※3}	約 106%	【約 110%】	【約 108%】	約 106%	【約 110%】
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値 ^{※4}	約 8.08MPa[gage]	(約 7.81MPa[gage])	(約 7.80MPa[gage])	約 7.50MPa[gage]	約 7.42MPa[gage]

※1: 9×9 (A型) + MOX炉心

※2: 9×9 (A型) 炉心

※3: 【 】 は平均表面熱流束

※4: () は原子炉圧力

<参考> 運転時の異常な過渡変化の解析結果 (6/6)

評価項目	解析結果					
	女川3号		高燃焼度8×8炉心	島根2号	浜岡4号	
	1/3MOX炉心※1	9×9炉心※2		1/3MOX炉心※1	1/3MOX炉心※1	
原子炉 圧力制 御系の 故障	最小限界出力比 の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束 の最大値※3	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)
	燃料エンタルピー の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値※4	約 7.73MPa[gage]	(約 7.53MPa[gage])	(約 7.53MPa[gage])	約 7.87MPa[gage]	約 7.77MPa[gage]
給水流 量の全 喪失	最小限界出力比 の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束 の最大値※3	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)	100% (初期値)
	燃料エンタルピー の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値※4	約 7.70MPa[gage]	(約 7.53MPa[gage])	(約 7.53MPa[gage])	約 7.89MPa[gage]	約 7.68MPa[gage]

- ※1: 9×9 (A型) + MOX炉心
- ※2: 9×9 (A型) 炉心
- ※3: 【 】 は平均表面熱流束
- ※4: () は原子炉圧力

【第2回-No. 4】

MOX燃料とウラン燃料で α 核種がどれだけ増えるのか新燃料，使用済燃料で有害度を示すこと。

(回答)

ウラン燃料，MOX燃料の放射能は表1のとおりである。

新燃料の場合，MOX燃料はウラン燃料に比べてプルトニウム等による放射能が高いため， α 崩壊で10000倍程度高くなる。

使用済燃料の場合，ウラン燃料，MOX燃料ともにキュリウムによる影響が大きく， α 崩壊ではMOX燃料が10倍程度高くなる。

また，ウラン燃料，MOX燃料のプルトニウム組成比の例を表2に示す。

表1 ウラン燃料とMOX燃料の放射能 (α 崩壊)

	ウラン燃料		MOX燃料 (低組成)	
	新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料
ウラン	8.1E+04	6.E+04	3.4E+04	3.E+04
ネプツニウム	—	1.E+04	—	3.E+03
プルトニウム	0	1.6E+08	7.0E+08	9.1E+08
Pu238	0	1.3E+08	5.2E+08	7.6E+08
Pu239	0	1.E+07	6.E+07	2.E+07
Pu240	0	2.E+07	1.E+08	1.E+08
Pu241	0	1.E+05	0	6.E+05
Pu242	0	8.E+04	4.E+05	8.E+05
アメリカシウム	0	7.0E+06	5.6E+07	1.1E+08
キュリウム	—	2.2E+09	—	2.05E+10
総合計	8.1E+04	2.4E+09	7.6E+08	2.15E+10

(単位: MBq, 初期金属重量1トン当たり, 原子炉停止直後)

出典: 松岡理 (1998), 「プルトニウム物語 プルサーマルをめぐって」, ミオシン出版

表2 ウラン燃料, MOX燃料のプルトニウム組成比

	ウラン燃料		MOX燃料	
	新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料
Pu238	0	0.02	0.06	0.07
Pu239	0	0.4	2.3	1.1
Pu240	0	0.2	1.1	1.1
Pu241	0	0.1	0.3	0.4
Pu242	0	0.08	0.2	0.3

(単位: %)

※ : 表2の値は, 「『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』の適用方法などについて (原子力安全委員会, 平成13年3月)」からの読み取り値である

上記について, 論点1に示す。

論点1. プルトニウムの特徴(その2-1)

【検討課題】①プルトニウムは重金属で毒性が強く、また、放射性物質であるので、発ガンなど人体への影響が憂慮される。

【電力の見解】MOX燃料のアルファ線の放射能はウラン燃料よりも強いが、アルファ線、もしくはプルトニウムそのものが外に出てくる心配はない。

MOX新燃料のα線の放射能は、ウラン新燃料の約10000倍である
(単位:MBq, 初期金属重量1トン当たり)

	ウラン燃料		MOX燃料(低組成)	
	新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料
ウラン	8.1E+04	6.E+04	3.4E+04	3.E+04
ネプツニウム	—	1.E+04	—	3.E+03
プルトニウム	0	1.6E+08	7.0E+08	9.1E+08
Pu238	0	1.3E+08	5.2E+08	7.6E+08
Pu239	0	1.E+07	6.E+07	2.E+07
Pu240	0	2.E+07	1.E+08	1.E+08
Pu241	0	1.E+05	0	6.E+05
Pu242	0	8.E+04	4.E+05	8.E+05
アメリシウム	0	7.0E+06	5.6E+07	1.1E+08
キュリウム	—	2.2E+09	—	2.05E+10
総合計	<u>8.1E+04</u>	2.4E+09	<u>7.6E+08</u>	2.15E+10

出典：松岡理「プルトニウム物語 プルサーマルをめぐって」，ミオシン出版

【第2回-No. 8】

MOX燃料使用実績について、加工工場別、燃料タイプなどで分かりやすく整理すること。

(回答)

MOX燃料の加工工場別、燃料タイプ別の使用実績は、次表に示すとおりである。

BWR炉で累積装荷体数が一番多いドイツのグンドレミンゲン発電所では、ベルギーのベルゴニュークリア社(デッセル工場)で多くのMOX燃料が加工されており、プルトニウム含有率を均一に出来るMOX粉末の混合方法であるMIMAS法が採用されている。また、フランスのCOGEMA社(現AREVA社)(カダラッシュ工場)やフランスのMELOX社でもMIMAS法が採用されており、MELOX社では、BWR向け、PWR向け両方の燃料加工で採用されている。

女川原子力発電所3号機のMOX燃料については、上記のように十分実績のあるプルトニウム含有率を均一に出来るMOX粉末の混合方法を採用している加工工場での燃料加工をおこなう。

MOX燃料の使用実績

国名	発電所名	炉型	出力 (MWe)	装荷期間*1	燃焼度実績 (GWd/t)*2	累積装荷 体数*1	燃料型式 *3	燃料加工施設*3*4													
								①	②	③	④	⑤	⑥	⑦							
日本	敦賀1	BWR	357	1986~1990	26.4	2	8×8														
	美浜1	PWR	340	1988~1991	25	4	14×14											○			
ベルギー	BR3モル	PWR	12	1963~1987	58	177	17×17				○										
	ドール3	PWR	1056	1995~	47	96		*5		○		○									
	チアンジュ2	PWR	941	1995~	47	48		*5		○											
フランス	ルブレイエ1	PWR	951	1997~	42	88	17×17				○										
	ルブレイエ2	PWR	951	1994~	42	180			○	○	○										
	シノンB1	PWR	919	2000~	42	72			○												
	シノンB2	PWR	919	1999~	42	84			○												
	シノンB3	PWR	970	1999~	42	120			○												
	シノンB4	PWR	970	1998~	42	120			○												
	ダンピエール1	PWR	937	1990~	42	208			○	○											
	ダンピエール2	PWR	937	1993~	54	128			○	○											
	ダンピエール3	PWR	937	1998~	42	96			○												
	ダンピエール4	PWR	937	1998~	42	112			○												
	グラブリーヌB1	PWR	951	1997~	42	120			○												
	グラブリーヌB2	PWR	951	1998~	42	100			○												
	グラブリーヌB3	PWR	957	1989~	42	264			○	○	○										
	グラブリーヌB4	PWR	957	1989~	51	192			○	○	○										
	グラブリーヌB6	PWR	957	2008~	不明	8															
	サンローランB1	PWR	921	1987~	42	256			○	○	○										
	サンローランB2	PWR	921	1988~	42	216			○	○	○										
	トリカスタン1	PWR	955	1997~	42	168			○	○											
	トリカスタン2	PWR	955	1996~	42	196			○	○											
	トリカスタン3	PWR	955	1996~	42	188			○	○											
トリカスタン4	PWR	955	1997~	42	172		○														
ショーンセナ	PWR	320	1974~1991	27	22	15×15				○	○										
ドイツ	カールVAK	BWR	16	1966~1985	24.8	113	6×6				○	○						○			
	リンゲン	BWR	268	1970~1972	20	1															
	グンドレミンゲンA	BWR	250	1974~1980	14.9	64						○									
	グンドレミンゲンB	BWR	1344	1996~	58	504		9×9 or	*5		○										
	グンドレミンゲンC	BWR	1344	1995~	50-55	360		10×10	*5		○	○									
	エムスラント	PWR	1363	2004~	不明	64		18×18	*5												
	ネッカー1	PWR	840	1982~1992	42	32		15×15				○									
	ネッカー2	PWR	1395	1998~	62	68		18×18	*5	○		○									
	グラーフエンラインフェルト	PWR	1345	1985~	45-50	164		16×16	*5	○	○	○									
	イザール2	PWR	1475	1998~	55	128		18×18	*5	○	○	○									
	オブリッヒハイム	PWR	357	1972~2003	37-40	78		14×14	*5	○		○									
	ブロックドルフ	PWR	1365	1989~	55	224		16×16	*5		○	○									
	グローンデ	PWR	1430	1988~	>50	124			*5	○	○	○									
	ウンターペーザー	PWR	1410	1984~	>50	212			*5	○	○	○	○								
フィリップスブルク2	PWR	1424	1988~	58	200	*5	○		○	○											
スイス	ベツナウ1	PWR	380	1978~	54	124	14×14	*5		○	○	○	○								
	ベツナウ2	PWR	380	1984~	49	108		*5		○	○	○									
	ゲスゲン	PWR	1020	1997~	57	160		15×15	*5		○	○									
インド	タラプール1	BWR	160	1994~2000	12	2	6×6											○			
	タラプール2	BWR	160	1996~2000	9	8													○		
イタリア	ガリリャーノ	BWR	160	1968~1981	9-21	62	8×8				○		○								
	トリノ ベルツェレス	PWR	270	1975~1978	32	8	15×15											○			
オランダ	ドーデバルト	BWR	58	1971~1987	34.8	7	6×6				○										
スウェーデン	オスカーシャム1	BWR	465	1974~1979	10	3	8×8				○										
米国	ドレスデン1	BWR	210	1967~1976	19	15	6×6											○			
	ビッグロックポイント	BWR	75	1969~1978	20	53	11×11											○			
	クオドシティーズ1	BWR	833	1974~1981	8	5	7×7											○			
	カトーパ1	PWR	1205	2005~	不明	4	17×17		○												
	サクストン	PWR	419	1965~1972	17.4	10	9×9											○			
	サンオノフレ1	PWR	456	1970~1973	19	4	14×14											○			
R.E.ギネー	PWR	498	1980~1985	39.8	4													○			
合計	58基					6,350															

*1 累積期間、装荷累積体数は2008年末時点
 *2 燃焼度実績は2007年末時点
 *3 燃料型式、燃料加工施設は、東北電力で確認できた分のみを記載
 *4 燃料加工施設(国/プラント名(稼働状況)/所有者) (稼働状況は「原子力ハンドブック」(H19.11)を参照)
 ①フランス/MELOX(操業中)/MELOX社 ②フランス/ガララシュ(商業生産終了)/COGEMA(現AREVA NC)
 ③ベルギー/テッセルPO(閉鎖)/ベルゴニウリア社 ④ドイツ/ハナウ旧プラント(閉鎖)/シーメンス社
 ⑤イギリス/MDF(中断中)/BNFL,UKAEA(現NDA) ⑥アメリカ/施設不明(不明)/ウェスタンハウス社
 ⑦その他
 *5 MELOXではベルギー、ドイツ、スイスの顧客に対してもMOX燃料の供給を行っているが、発電所は明らかにされていない

【第2回-No. 16】

MOX再処理実績で燃焼度や処理方法の特徴があれば示すこと。

(回答)

論点5の表5-2「使用済MOX燃料の再処理実績」に記載している処理方法の特徴と、処理した使用済MOX燃料の燃焼度について、以下に説明する。

(1) 処理方法について

現在稼動している再処理施設であるUP2-800(仏国)および東海再処理工場(日本)の処理方法の特徴について示す。

UP2-800では、使用済ウラン燃料と使用済MOX燃料の再処理が行われており、使用済MOX燃料の再処理の際は、硝酸溶解性の確保の観点から、使用済ウラン燃料と比べて溶解条件を変えて運転している(下記参照)。

<UP2-800における溶解条件>

	使用済MOX燃料	使用済ウラン燃料
硝酸濃度	5.1N (mol/l)	3 N (mol/l)
溶解温度	約90~92℃	約90℃
溶解時間	約7時間	約2時間

東海再処理工場で使用済MOX燃料の再処理を行う際は、MOX燃料のプルトニウム含有率がウラン燃料より高いため、プルトニウムの処理量がプルトニウム精製工程(溶媒抽出)および蒸発濃縮工程の施設の能力を超えないように、溶解液に硝酸ウラン溶液を加えてプルトニウムの濃度を下げ、抽出工程への供給量を調整することとしている。

(2) 燃焼度について

仏国のAPM, UP2-400では、それぞれ燃焼度34GWd/t, 33-41GWd/tの燃焼度の使用済MOX燃料(軽水炉で使用)を再処理した実績が報告されている。また、UP2-800では、最高燃焼度65GWd/tの使用済MOX燃料(軽水炉で使用)を処理の対象としている。

一方、東海再処理工場では最高燃焼度20GWd/tの使用済MOX燃料(ATR(ふげん)で使用)を処理の対象としている。

表 5-2 使用済 MOX 燃料の再処理実績

国	施設	処理対象	処理実績 [t]	燃焼度 [GWd/t]	備考
仏国	AT1	FBR	約 1 ^{※1}	—	—
	APM	FBR LWR	約 21.1 ^{※1}	34 (LWR)	
	UP2-400	FBR LWR	約 19.6 ^{※1}	33-41 (LWR)	
	UP2-800	LWR	約 58.4 ^{※2}	65 以下	
英国	ドーンレイ・サイト	FBR	約 24.5 ^{※1}	—	—
ドイツ	WAK	LWR	約 0.2 ^{※1}	—	—
	MILLI	LWR	約 0.3 ^{※1}		
日本	東海再処理工場	ATR (ふげん)	約 29 ^{※2}	20 以下	(注 2)
	高レベル放射性物質 研究施設	FBR	約 0.01 ^{※1}	—	—

(国内分：2009年9月末現在，海外分：2007年12月末現在)

(注 1) 現在，軽水炉の使用済MOX燃料の再処理が行われているのは UP2-800 のみである。UP2-800 では，使用済ウラン燃料と使用済MOX燃料の再処理が行われており，使用済MOX燃料の再処理の際は，硝酸溶解性の確保の観点から，使用済ウラン燃料と比べて溶解条件を変えて運転している（下記参照）。

<UP2-800 における溶解条件>

	使用済MOX燃料	使用済ウラン燃料
硝酸濃度	5.1N (mol/l)	3 N (mol/l)
溶解温度	約 90～92℃	約 90℃
溶解時間	約 7 時間	約 2 時間

(注 2) 我が国では現在，東海再処理工場で ATR（ふげん）の使用済MOX燃料の再処理が行われている。東海再処理工場で使用済MOX燃料の再処理を行う際は，プルトニウムの処理量がプルトニウム精製工程（溶媒抽出）および蒸発濃縮工程の施設の能力を超えないように，溶解液に硝酸ウラン溶液を加えて抽出工程への供給量を調整することになっている。

※1 月刊「エネルギー」Vol.38, No.6,2005, (株)日本工業新聞社

※2 東北電力調べ

※3 IAEA Technical Reports Series No.415, “Status and Advances in MOX Fuel Technology”, June 2003

【第2回-No. 18】

女川3号機の使用済燃料プールの貯蔵容量に十分な余裕があることについて、前提を記載すること。(最新号機でプールに余裕があること等)

(回答)

1. 「定期検査約30回分」と記載している理由について

原子力発電所では、電気事業法等に基づき、13ヶ月までに1回、定期検査を行っている。また、定期検査の期間は、標準的には約3ヶ月程度となっている。従って、定期検査の間隔は少なくとも約16ヶ月以上となるので、「定期検査約30回分」というのは、標準的な定期検査の間隔の場合、「約40年分以上」($=30 \times 16 \div 12$)に相当する。

実際の定期検査期間は実施する工事の規模により変動することから、「定期検査約30回分」という表現としている。

2. 使用済MOX燃料の貯蔵容量評価の前提について

女川3号機の使用済燃料貯蔵プールには、管理容量2256体に対して、現在使用済ウラン燃料が524体貯蔵されている。また、今後も定期検査ごとに百数十体の使用済燃料が発生する。

使用済ウラン燃料は、六ヶ所再処理工場への搬出や、将来的には別の貯蔵施設での貯蔵も可能であることから、プールから搬出できると考えており、1炉心分を除くプール容量(管理容量2256体)のすべてに使用済MOX燃料が貯蔵できることを前提とし、定期検査約30回分(2256体/76体)貯蔵可能と評価している。

なお、プルトニウムの大間発電所譲渡などを考慮すると、実際のMOX燃料の取替体数は少なくなるため、より長期間の保管が可能である。

【第2回-No. 21~24】

- No. 21 第2回資料「資料-6 解析コードの信頼性について」の第2-1表「出力分布」における「備考」欄のBASALA検証試験及びMISTRAL検証試験について別途説明すること。
- No. 22 同じく第2-1表「反応度」における「実効増倍率」で、ウラン炉心とMOX炉心で差がある理由について説明すること。
- No. 23 同じく第2-1表「燃焼計算」の「備考」欄を分かりやすい記載とすること。
- No. 24 同じく第2-1表「反応度」の「ドップラ係数」について、データ取得の今後の展望について説明すること。

(回答)

第2回資料「資料-6 解析コードの信頼性について」における第2-1表（以降第2-1表）を、「検証時期」を詳細にした上で別紙に示す。本表に関する、上記コメントについて、以下の通り回答する。

No. 21について

第2-1表「出力分布」の「備考」欄に記載している「8Gd」、「ボイド」等は、試験体系の違いを示すものであり、BASALA検証試験及びMISTRAL検証試験についての詳細を第1表および第2表に示す。

第1表 BASALA検証試験の体系

	炉心1	炉心2
炉心構成	第1-1図参照	第1-2図参照
基準	BWR用MOX燃料集合体における燃料棒配置を模擬した体系 (すべてMOX燃料棒)	
8Gd	MOX燃料集合体模擬領域にガドリニア ^{*1} 入りウラン燃料棒を、燃料集合体当たり8本配置した体系	
16Gd	MOX燃料集合体模擬領域にガドリニア ^{*1} 入りウラン燃料棒を、燃料集合体当たり16本配置した体系	
ボイド	MOX燃料集合体模擬領域のH/HM ^{*2} を出力運転時より低くした体系（ボイドが変化した場合の確認）	—
W/R	W/R（ウォータロッド） ^{*3} 領域を広げた体系（W/Rは設計段階での主要なパラメータであり、それが変化した場合の確認）	—

- ※1：エネルギーの小さい中性子（熱中性子）の吸収が大きい物質
 ※2：水素対重金属原子数比であり、実際の原子炉では、冷却材の泡（ボイド）が増えれば低くなる。
 ※3：燃料集合体に設けた沸騰しない冷却材の通る領域

第2表 MISTRAL 検証試験の体系

	ウラン炉心	MOX炉心
炉心構成	第1-3図参照	第1-4図参照

No. 22について

ウラン炉心とMOX炉心では、組成の違い（MOX炉心はPuやAmが多い）により核データが異なることや試験体系が異なることなどによるばらつきから、MOX炉心の実効増倍率の方が若干大きくなる傾向がみられる。

No. 23について

第2-1表「燃焼計算」の「備考」欄について、以下のとおり解説する。

- (1) 燃料の燃焼に伴う組成変化の計算は妥当である。（第2図参照）
 - (2) VENUS試験をはじめとするプルトニウム含有率の異なる臨界試験結果（燃料棒出力、実効増倍率等）がウラン燃料と同程度の精度で再現されている。
- (1) 及び (2) より、燃焼に伴う核特性の変化やウランとプルトニウムの核分裂寄与割合等は、ウラン燃料と同程度の精度で解析できると考えられる。

No. 24について

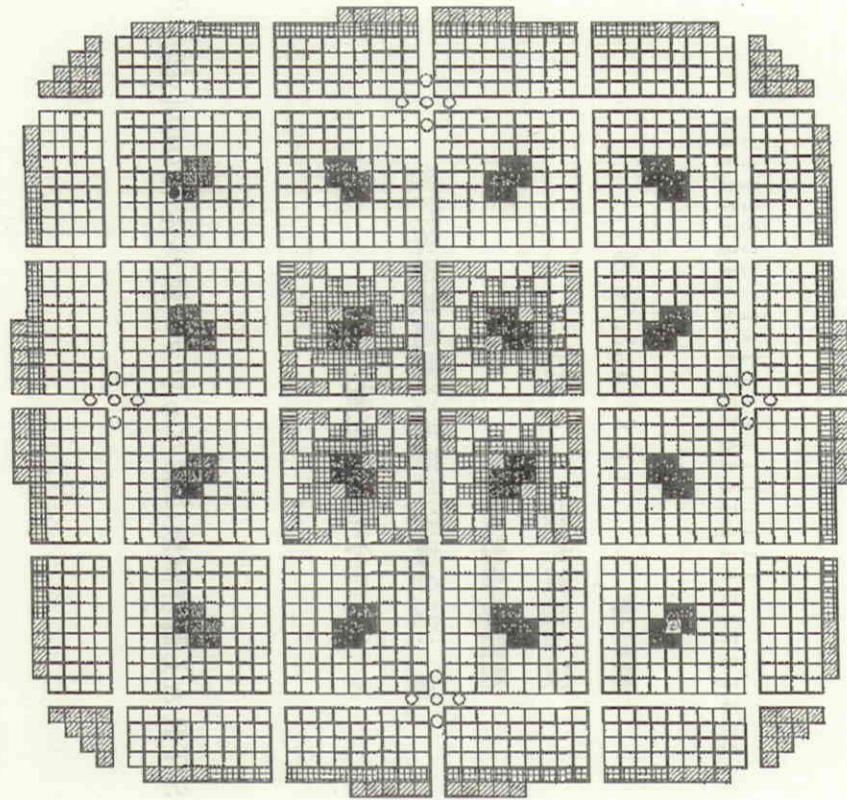
原子力安全基盤機構において、日本原子力研究開発機構の臨界実験装置（FCA）を用いて、ウラン及びプルトニウムのサンプルを用いたドップラ反応度を測定し、MOX燃料のドップラ反応度評価に資するデータを取得することを計画している。

FCAは停止していたが平成20年10月より測定が可能となり、ウランサンプルについては、平成20年度にデータを取得し、平成21年秋の日本原子力学会にて成果を発表している。また、MOXサンプルについては、

平成 21 年度は準備段階であり，平成 22 年度にデータ取得予定である。

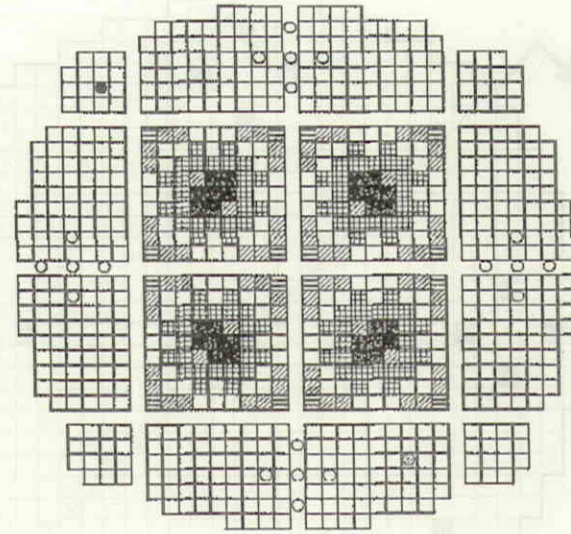
参考文献

- (1) 「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)



- | | |
|-----------------|-----------|
| MOX(8.7%) 200本 | 水ロッド 110本 |
| MOX(7.0%) 1576本 | 安全棒案内管 |
| MOX(4.3%) 164本 | 微調整棒案内管 |
| MOX(3.0%) 16本 | 核分裂電離箱案内管 |

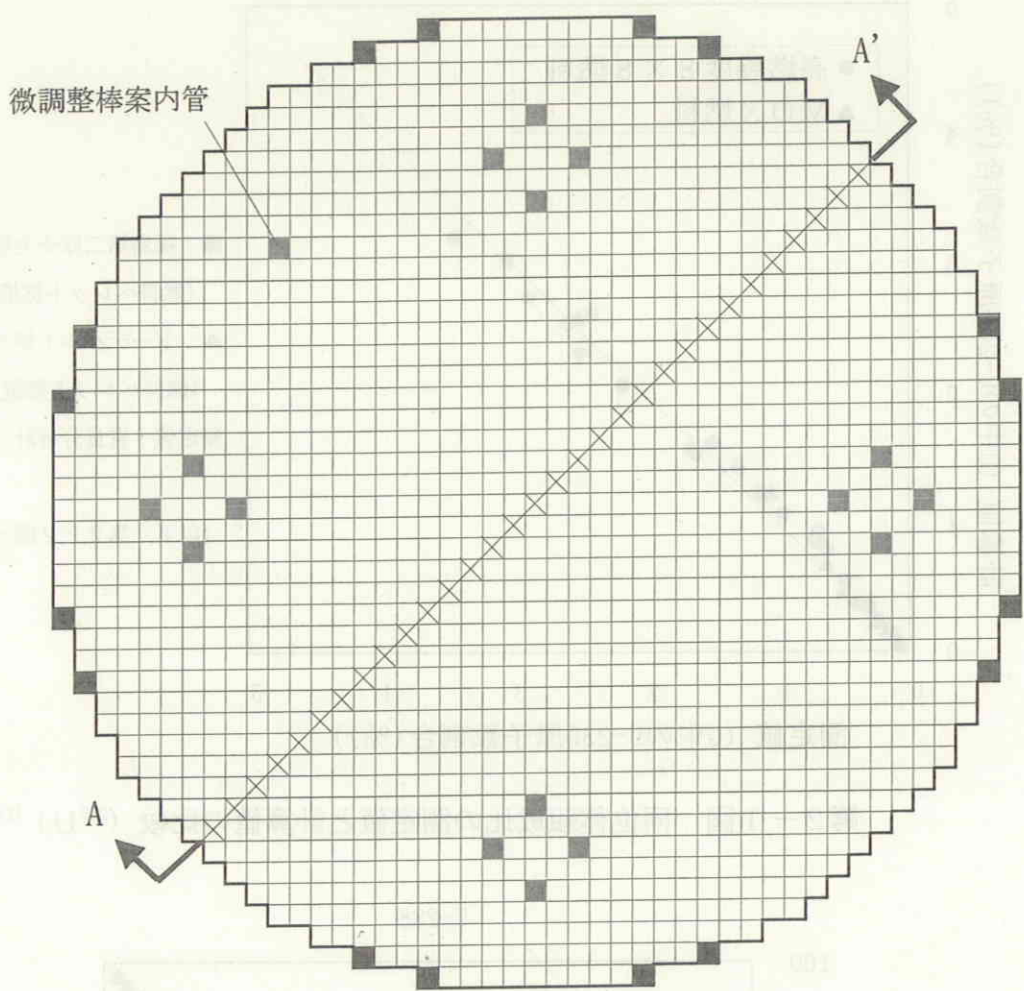
第1-1図 BASALA臨界試験の炉心構成⁽¹⁾
(MOX燃料体系 (炉心1), 基準炉心)



- | | |
|----------------|-----------|
| MOX(8.7%) 96本 | 水ロッド 28本 |
| MOX(7.0%) 618本 | 安全棒案内管 |
| MOX(4.3%) 72本 | 微調整棒案内管 |
| MOX(3.0%) 16本 | 核分裂電離箱案内管 |

第1-2図 BASALA臨界試験の炉心構成⁽¹⁾
(MOX燃料体系 (炉心2), 基準炉心)

4 5
4 4
4 3
4 2
4 1
4 0
3 9
3 8
3 7
3 6
3 5
3 4
3 3
3 2
3 1
3 0
2 9
2 8
2 7
2 6
2 5
2 4
2 3
2 2
2 1
2 0
1 9
1 8
1 7
1 6
1 5
1 4
1 3
1 2
1 1
1 0
9
8
7
6
5
4
3
2
1



1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 4 4 4 4 4 4 4
1 2 3 4 5 6 7 8 9 0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 0 1 2 3 4 5

燃料棒 □ MOX7.0wt%

■ MOX8.7wt%

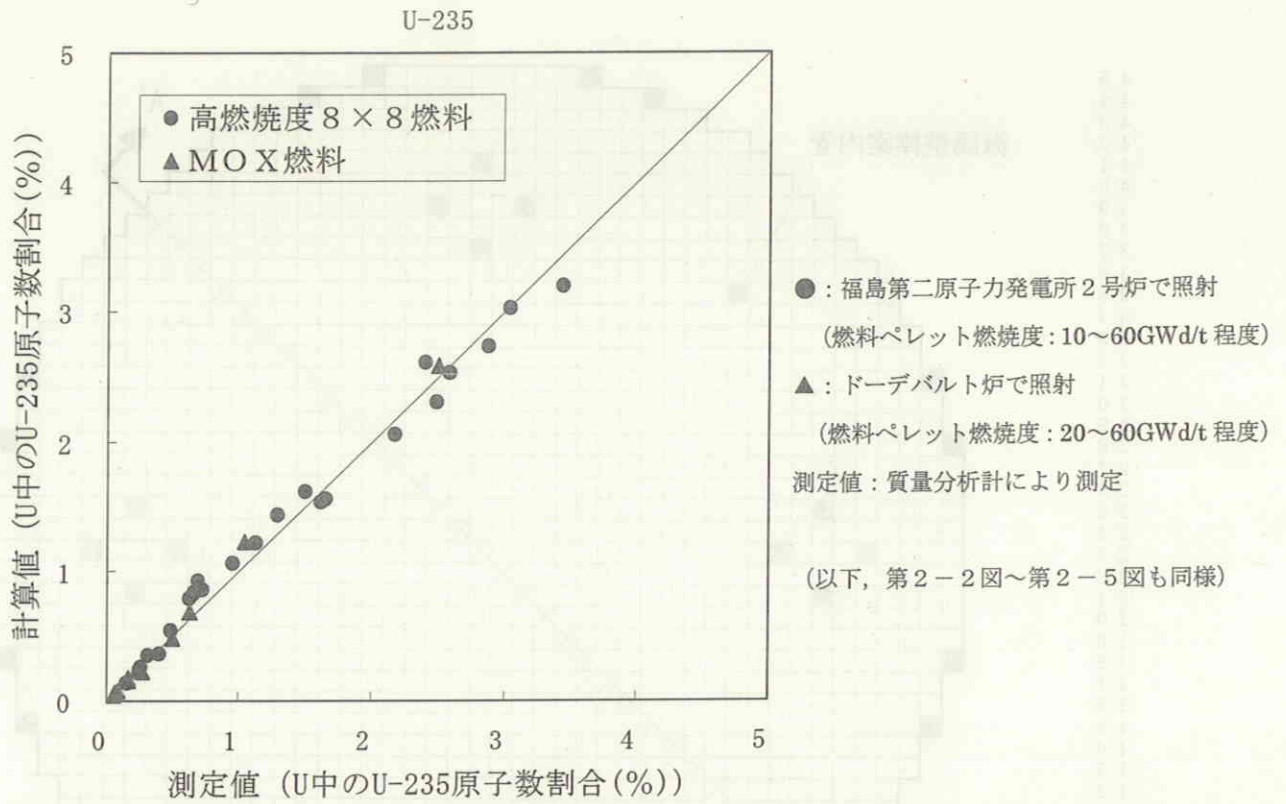
安全棒案内管 : 16

微調整棒案内管 : 1

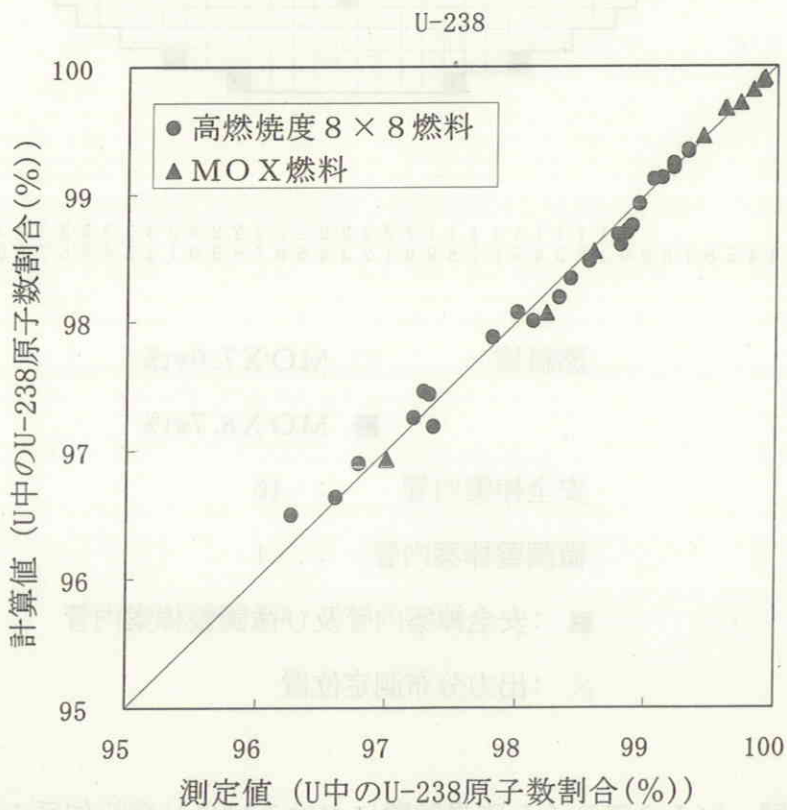
■ : 安全棒案内管及び微調整棒案内管

× : 出力分布測定位置

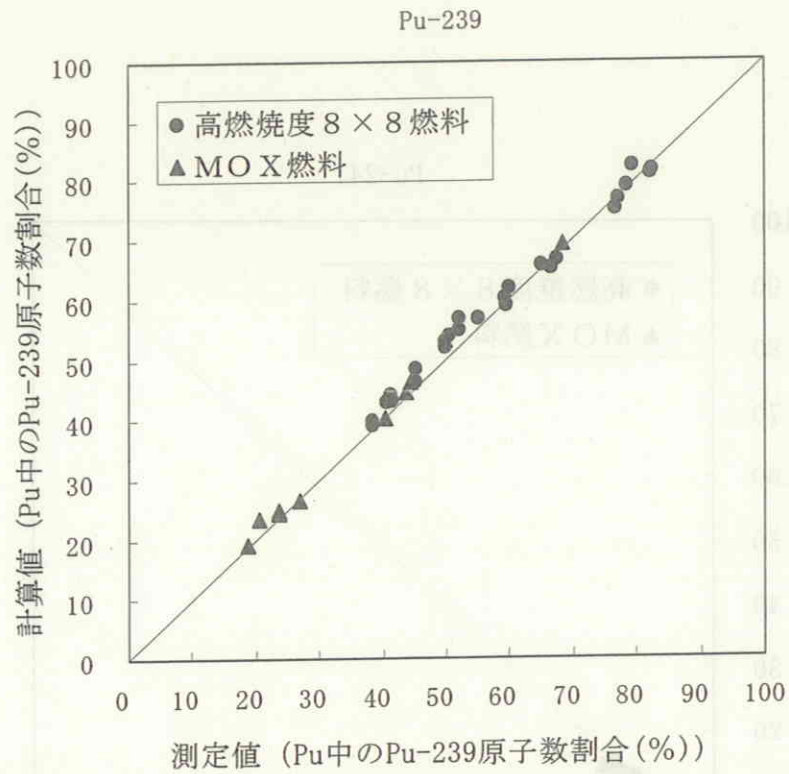
第1-4図 MISTRAL臨界試験におけるMOX燃料体系の炉心構成⁽¹⁾



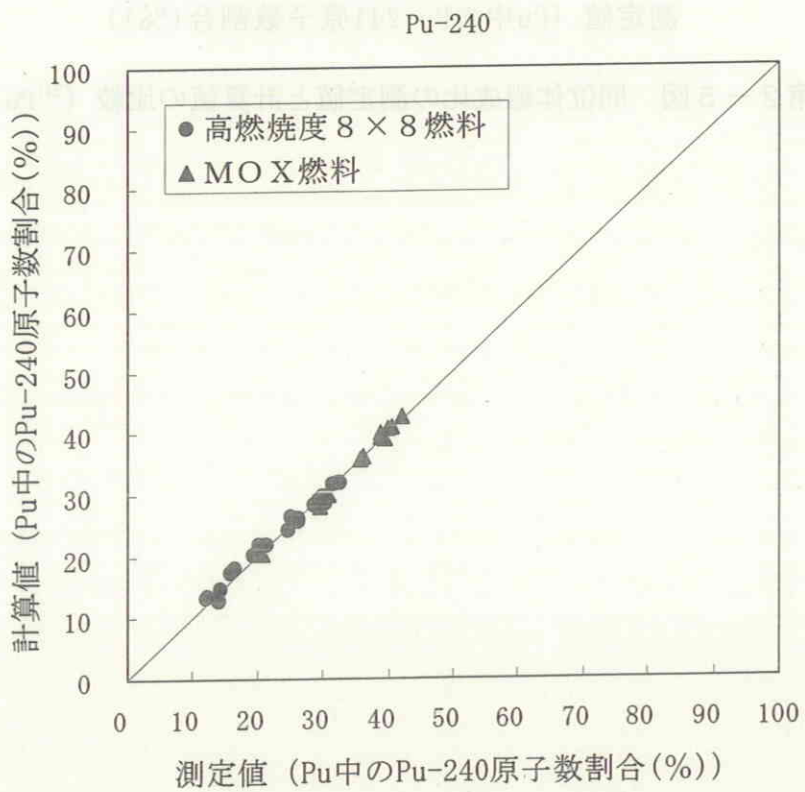
第 2-1 図 同位体組成比の測定値と計算値の比較 (^{235}U) ⁽¹⁾



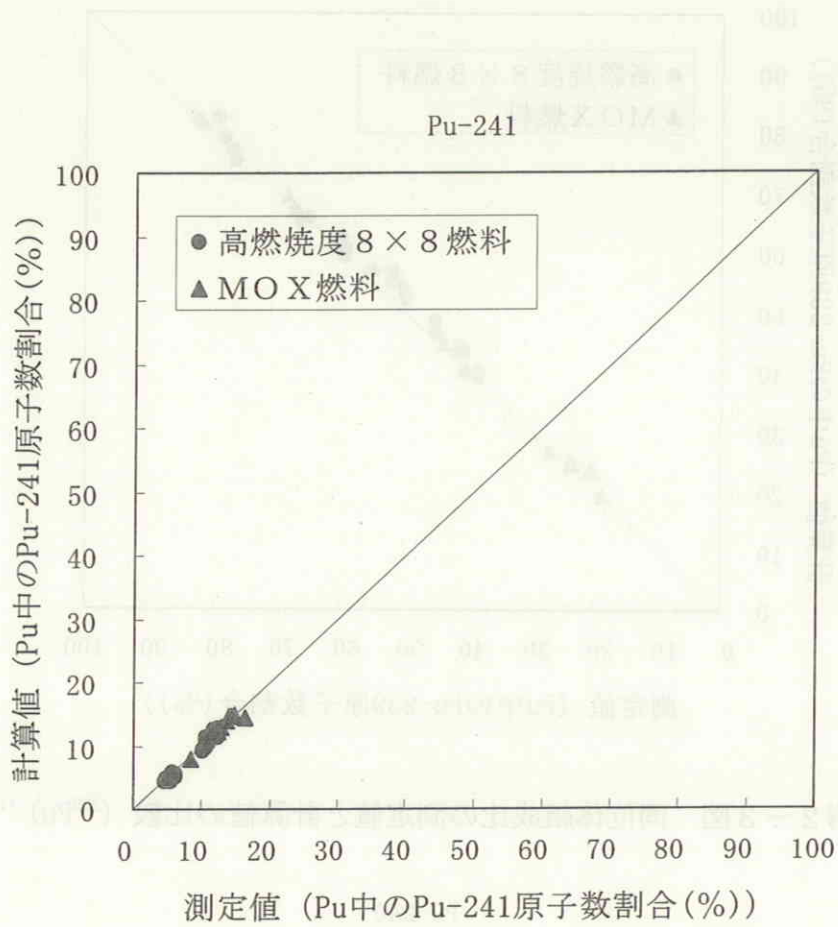
第 2-2 図 同位体組成比の測定値と計算値の比較 (^{238}U) ⁽¹⁾



第 2 - 3 図 同位体組成比の測定値と計算値の比較 (^{239}Pu) ⁽¹⁾



第 2 - 4 図 同位体組成比の測定値と計算値の比較 (^{240}Pu) ⁽¹⁾



第2-5図 同位体組成比の測定値と計算値の比較 (^{241}Pu) ⁽¹⁾



第2-1表 核設計手法のMOX燃料及びMOX燃料装荷炉心に対する検証

炉心パラメータ		検証試験		検証時期	検証対象コード	検証結果	備考
出力分布	燃料集合体内出力分布	VENUS (ベルギー)	MOX/ウラン燃料集合体隣接 ウラン燃料集合体	1/3MOX 報告書	TG B L A Ver. 3	計算値と測定値の差のRMSはいずれも3%以下であり、ウラン隣接及び全MOX体系におけるMOX集合体について、ウラン集合体と同程度の精度で燃料棒出力を予測できる。	VENUSのRMS ・ウラン炉心：3.0% ・MOX炉心：AMOXバンドル=2.2%，1MOXバンドル=2.3% BASARAのRMS（テストバンドル内出力分布） ・炉心1：基準=□，8Gd=□，16Gd=□，ボイド=□ W/R=□ ・炉心2：基準=□，8Gd=□，16Gd=□
		BASALA (フランス)	全MOX燃料集合体	浜岡4号MOX 安全審査			MISTRALのRMS ・ウラン炉心：□ ・MOX炉心：□
		MISTRAL (フランス)	MOX燃料棒均一体系 ウラン燃料棒均一体系	島根2号MOX 安全審査			
	軸方向出力分布 径方向出力分布	ウラン燃料装荷炉心に対する検証		浜岡4号MOX 安全審査	LOGOS Ver. 5	ウラン燃料装荷炉心におけるTIP、ガンマスキャン測定値との比較評価により、燃料集合体出力分布を良好な精度で予測できることが示されている。	
反応度	実効増倍率	VENUS (ベルギー)	MOX/ウラン燃料集合体隣接 ウラン燃料集合体	島根2号MOX 安全審査	TG B L A Ver. 3	MOX/ウラン燃料集合体隣接体系についても、ウラン体系と同程度の精度で実効増倍率を予測できる。	VENUSのkeff ウラン炉心=0.9985，MOX炉心=1.0007
		MISTRAL (フランス)	MOX燃料棒均一体系 ウラン燃料棒均一体系	島根2号MOX 安全審査			MISTRALのkeff ウラン炉心=□，MOX炉心=□
		ウラン燃料装荷炉心に対する検証		島根2号MOX 安全審査	LOGOS Ver. 5	ウラン燃料装荷炉心における実績臨界固有値の偏差の95%信頼度-95%確率値は0.0024Δkであり、十分小さい。	
	制御棒価値	BASALA (フランス)	全MOX燃料集合体 十字型制御棒（天然B ₂ C，HF）体系	浜岡4号MOX 安全審査	TG B L A Ver. 3	反応度価値の計算値/測定値は、□（B ₂ C），□（HF）で測定誤差（±6%）の範囲であり、MOX体系でも制御棒価値を精度よく予測できる。	
		ウラン燃料装荷炉心に対する検証		島根2号MOX 安全審査	LOGOS Ver. 5	ウラン燃料装荷炉心における制御棒価値約0.002～約0.005Δkの制御棒に対するC-Eは、最大でも0.0004Δkであり、精度良く予測できる。	制御棒価値の計算値-測定値 ケース1：-0.0001Δk，ケース2：0.0001Δk，ケース3：0.0004Δk
	ボイド係数	BASALA (フランス)	全MOX燃料集合体 ボイド体系	浜岡4号MOX 安全審査	TG B L A Ver. 3	反応度価値の計算値/測定値は、□（ボイド）では測定誤差（±6%）の範囲であり、MOX体系でもボイド反応度を精度よく予測できる。	
	ドブブラ係数	Hellstrand等の 実験	U-238の実効共鳴積分の 温度依存性	島根2号MOX 安全審査	TG B L A Ver. 3	ドブブラ係数の支配的核種U-238について、測定値と解析値は、測定誤差の範囲内で一致している。	原子力安全基盤機構において、日本原子力研究開発機構の臨界実験装置（FCA）を用いて、ウラン及びプルトニウムのサンプルを用いたドブブラ反応度を測定し、MOX燃料のドブブラ反応度評価に資するデータを取得することを計画している。
	燃焼計算	燃料の燃焼に伴う組成変化	ドーデバルト炉 (オランダ)	MOX燃料	浜岡4号MOX 安全審査	TG B L A Ver. 3	ペレット燃焼度20～60Gwd/t程度まで照射されたMOX燃料のウランやプルトニウム同位体組成比の測定結果との比較により、MOX燃料についても、燃焼に伴う組成変化をウラン燃料と同程度の精度で再現できることが示されている。
動特性 パラメータ	実効遅発中性子割合（β _{eff} ）	MISTRAL (フランス)	MOX燃料棒均一体系 ウラン燃料棒均一体系	島根2号MOX 安全審査	TG B L A Ver. 3	MOX燃料体系について、ウラン燃料体系と同程度の精度（4%）で予測できる。	・ウラン炉心の計算値/測定値：□ ・MOX炉心の計算値/測定値：□

【第3回-No. 1】

Pu組成の変動に対する解析の感度について説明すること。

(回答)

1. Pu組成の変動について

代表的に、燃料棒の出力分布のばらつきについてPu組成が変動した場合の変動量をみると0.2%程度である。また、Pu組成が変動した燃料を装荷した炉心においても、決められた制限値や判断基準を満足することを確認している。安全評価では、Pu組成の変動を考慮した安全側の値(減速材ボイド係数は1.02倍、ドップラ係数は0.99倍した値)を用いている。以下に詳細を示す。

燃料棒の出力分布のばらつきは、燃料集合体設計の代表的な核特性であり、Pu組成の影響を直接受けるため、燃料棒の出力分布のばらつきについてのPu組成の変動に対する感度を確認することにより、Pu組成の変動が与える影響の傾向が示せる。

Pu組成が変動した場合、Pu富化度を調整して燃料集合体中で核分裂を発生させる能力(反応度)を標準組成と同等にする設計としている。その結果もたらされる燃料棒の出力分布のばらつきの感度解析結果を第1表に示すが変動量は0.2%程度である。

なお、これらのPu組成が異なる燃料集合体を装荷した炉心においても、価値の最も大きい制御棒を引き抜いた時の未臨界の度合い(停止余裕)や燃料棒の出力の程度(最大線出力密度)等の炉心特性が設計目標や制限値を満足していることを確認している。また、実際にMOX燃料を装荷する前には、装荷するMOX燃料のPu組成を考慮し、炉心特性を評価する。

また、安全評価の入力となっている冷却材中の泡の増減による影響度合を示す減速材ボイド係数や燃料の温度による影響度合を示すドップラ係数は、それら自身のPu組成の変動と、核分裂でできた核分裂生成物の崩壊に伴って発生する遅発中性子の全中性子に対する割合の変動を考慮した安全側の値(減速材ボイド係数は1.02倍、ドップラ係数は0.99倍した値)を用いている。(中性子が吸収されるまでの時間である中性子平均寿命は安全評価結果に及ぼす感度は小さいため、Pu組成の変動の影響は無視できる。)

第1表 Pu 組成の変動に対するMOX燃料の燃料棒の出力分布のばらつきの感度
(サイクル初期)

	低組成 (Puf 割合※: 約 62wt%)	標準組成 (Puf 割合※: 約 67wt%)	高組成 (Puf 割合※: 約 75wt%)
標準組成の燃料棒の出力分布のばらつきを1とした場合の、燃料棒の出力分布のばらつき	0.998	1.000	1.002

※：燃料中のすべてのPuに対する、核分裂性Puの割合

2. 燃料棒の製造公差について

MOX炉心では、除熱のしやすさの指標である最小限界出力比に関する許容設計限界に、Pu含有率や組成のばらつきに起因する製造公差の影響等を考慮し0.02を加えている。以下に、詳細を示す。

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定(一部改訂平成13年3月29日))「指針11.炉心設計」において、炉心は「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること」が要求されており、遷移沸騰による燃料破損を起こさないために除熱のしやすさの指標である最小限界出力比に関する許容設計限界を、燃料被覆管が機械的に破損しないために燃料棒の出力の程度を表す最大線出力密度に関する許容設計限界を決定している。

○MOX炉心の最小限界出力比に関する許容設計限界：1.09

○MOX燃料棒の最大線出力密度に関する許容設計限界：約73kW/m

また、上記の燃料の許容設計限界に至らないように、安全側に通常運転時の熱的制限値を定めている。

○MOX燃料の通常運転時の最小限界出力比に関する制限値：1.27

○MOX燃料の通常運転時の最大線出力密度に関する制限値：44kW/m

除熱のしやすさの指標である最小限界出力比に対しては、許容設計限界を決定する際、ウラン炉心同様製造公差は考慮されている。ウラン炉心の最小限界出力比に関する許容設計限界は 1.07 であるが、MOX 炉心では、Pu 含有率や組成のばらつきに起因する製造公差の影響等を考慮して、最小限界出力比に関する許容設計限界を 1.09 としている。

燃料棒の出力の程度を表す最大線出力密度に対しては、通常運転時の熱的制限値を許容設計限界に対し十分低く設定しているため、通常運転時の熱的制限値を満足していれば、製造公差を考慮しても燃料被覆管が機械的に破損することはない。

--	--	--	--

【第3回-No. 2】

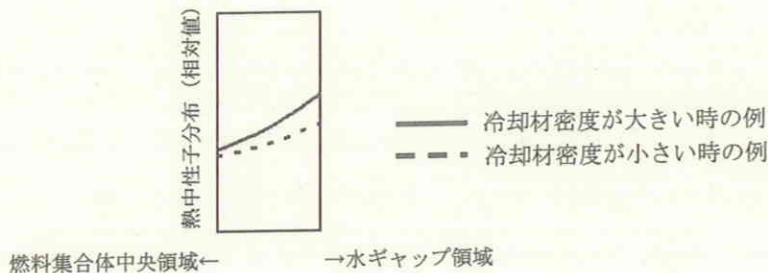
燃料棒の出力分布のばらつき (LPF) はどの程度なのか示すこと。

(回答)

燃料棒の出力分布のばらつきは冷却材の密度および冷却材中の泡の量により変化し、燃料棒の出力分布のばらつきが最大となるサイクル初期の値を比較した場合、通常の出力量時 (冷却材中に泡が存在している状態) では、同等から1割程度MOX燃料の方が小さくなる。詳細について以下に示す。

原子炉設置変更許可申請書添付書類十において記載されている高温待機時^{※1}、低温時^{※2}におけるサイクル初期の燃料棒の出力分布のばらつきを第1表に示す。

高温待機時は低温時と比べ、冷却材の密度が小さいため、中性子を減速させる能力が低下することから、エネルギーの小さい中性子 (熱中性子) の量が減る。これに伴い、冷却材密度の影響が大きい集合体周辺部の燃料棒の核分裂が減少することで、第1表に示すとおり高温待機時の燃料棒の出力分布のばらつきは低温時の燃料棒の出力分布のばらつきと比べ小さくなる。(第1図にイメージを示す。)



第1図 燃料集合体周辺部の熱中性子分布のイメージ

なお、通常の出力量時 (冷却材中に泡が存在している状態) の燃料棒の出力量分布のばらつきは、商業機密であり公開はできないが、冷却材中に泡 (ボイド) が発生することで、高温待機時より冷却材の密度が小さくなるため、第1表に示す高温待機時の値より小さくなる傾向があり、燃料棒の出力量分布のばらつきが最大となるサイクル初期の値を比較した場合、同等から1割程度MOX燃料の方が小さくなる。

※1 : 冷却材中に泡 (ボイド) は発生していない状態で、冷却材温度は 286℃ (臨界状態)
※2 : 冷却材中に泡 (ボイド) は発生していない状態で、冷却材温度は 20℃ (臨界状態)

第1表 高温待機時，低温時の燃料棒の出力分布のばらつき
(サイクル初期の値)

	高温待機時	低温時
ウラン燃料 ((9×9燃料 (A型)) の燃料棒の出力分布のばらつき	1.42	1.48
ウラン燃料 ((9×9燃料 (B型)) の燃料棒の出力分布のばらつき	1.27	1.34
MOX燃料の燃料棒の出力分布のばらつき	1.23	1.26



【第3回-No. 3】

安定性解析および過渡解析の入力データの保守性の考え方を説明すること。

(回答)

安定性解析および過渡解析の入力データについては通常運転中の変動を考慮し、解析結果をより厳しくするよう設定している。それぞれの解析における入力データの保守性の考え方の詳細を以下に示す。

1. 安定性解析 (炉心安定性の例)

入力データ	保守性の考え方
減速材ボイド係数	減速材ボイド係数は、冷却水の沸騰で生じた泡 (ボイド) の増減による出力の変動割合であり、負の絶対値が大きいかほどボイドの変化に対する出力フィードバックが大きくなるため、安定性は厳しくなる方向である。 よって、解析対象炉心で最も絶対値が大きくなるサイクル末期の値に、MOX燃料に含まれるプルトニウムの組成変動を考慮して1.02倍する。
炉心出力分布	高出力燃料集合体の数が多いほど、またその出力レベルが高いほど安定性は厳しくなるので、これらの値が大きくなるよう以下のパラメータに大きな値を設定する。 ・最も出力の高い燃料集合体の径方向出力ピーキング係数 (炉心平均出力に対する、燃料集合体出力の比) ・径方向出力分布指標 (炉心内のすべての燃料集合体の径方向出力ピーキング係数の二乗平均) また、軸方向出力分布については、ボイドフィードバック効果の効きやすい炉心中央部の出力が高くなるよう、平坦な出力分布を用いる。

2. 過渡解析

過渡解析の主な入力データの保守性の考え方を第1表に示す。

第1表 過渡解析の主な入力データの保守性の考え方

(1) プラント過渡解析

入力データ	数値等	保守性の考え方
初期状態の原子炉熱出力	2,540MW (定格出力の約105%)	熱出力の計測誤差等を考慮して、定格出力に約5%の余裕を見ている。
減速材ボイド係数	a. ボイドが減少する過渡変化 (例: 発電機負荷遮断) 9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心のサイクル末期時点の値×1.25×1.02	減速材ボイド係数は、冷却水の沸騰で生じた泡(ボイド)の増減による出力の変動割合であり、負の値を持つので、圧力が上昇するなどしてボイドが減少する事象に対して出力上昇を厳しく評価するよう、絶対値が大きくなるように設定する。 9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)及びMOX燃料の装荷を考慮して最も減速材ボイド係数の負の絶対値が大きくなる炉心の値に、計算誤差や、実際の炉心でMOX燃料の装荷体数やサイクル運転期間の変更などによる不確定性を考慮して1.25倍するとともに、MOX燃料に含まれるプルトニウムの組成変動も考慮してさらに1.02倍する。
	b. ボイドが増加する過渡変化 (例: 原子炉冷却材流量の部分喪失) 9×9燃料(B型)を装荷した平衡炉心のサイクル初期時点の値×0.9	ボイドが増加して出力が低下する事象に対しては、その低下量を小さく評価するよう、絶対値が小さくなるように設定する。 9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)及びMOX燃料の装荷を考慮して最も減速材ボイド係数の負の絶対値が小さくなる炉心の値に、計算誤差や、実際の炉心でMOX燃料の装荷体数やサイクルの運転期間が変動することによる不確定性を考慮して0.9倍する。

入力データ	数値等	保守性の考え方
ドップラ係数	<p>a. ボイドが減少する過渡変化 (例：発電機負荷遮断) 9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心のサイクル末期時点の値×0.9×0.99</p> <p>b. ボイドが増加する過渡変化 (例：原子炉冷却材流量の部分喪失) 9×9燃料(B型)を装荷した平衡炉心のサイクル末期時点の値×0.9</p>	<p>ドップラ係数は、燃料温度の増減による出力の変動割合であり、負の値を持つので、出力上昇が上昇する事象に対して厳しく評価するよう、絶対値が小さくなるように保守性を持たせる。</p> <p>減速材ボイド係数よりも解析結果に与える影響は小さいが、減速材ボイド係数を選定した炉心のサイクル末期時点の値に、絶対値を小さくするように、計算誤差や、実際の炉心でMOX燃料の装荷体数やサイクル運転期間の変更などによる不確定性を考慮して0.9倍するとともに、MOX燃料に含まれるプルトニウムの組成変動も考慮してさらに0.99倍する。</p> <p>減速材ボイド係数よりも解析結果に与える影響は小さいが、減速材ボイド係数を選定した炉心のサイクル末期時点の値に、絶対値を小さくするように、計算誤差や、実際の炉心でMOX燃料の装荷体数やサイクル運転期間の変更などによる不確定性を考慮して0.9倍する。</p>
スクラム反応度曲線	第1図の「設計用スクラム反応度曲線」を使用する。	スクラム時の原子炉停止能力を厳しく見積もるため、実際の炉心よりもスクラム反応度の小さい「設計用スクラム反応度曲線」(緊急挿入される制御棒の挿入割合と投入される負の反応度の大きさの関係)を使用する。

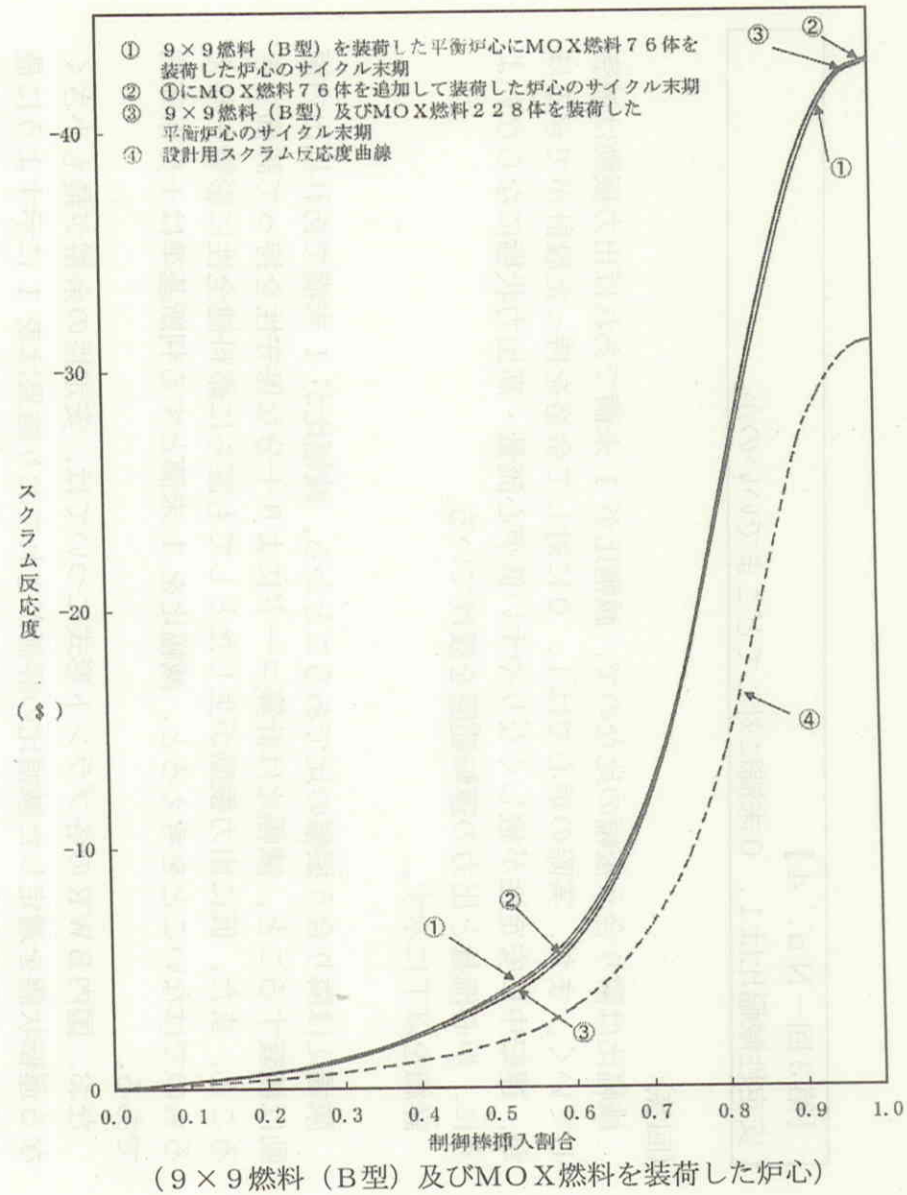
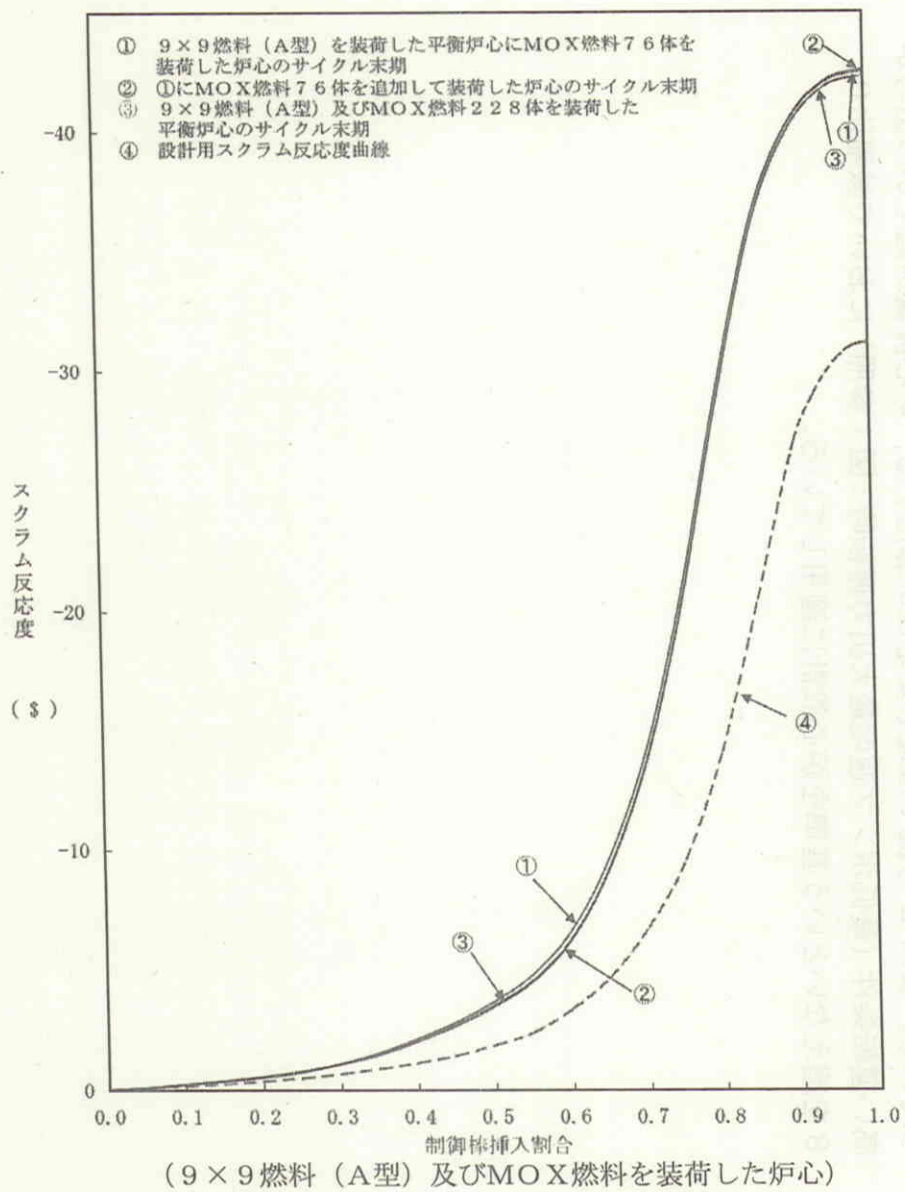
(3) 原子炉停止能力に対する設計用スクラム反応度曲線の保守性

(2) 「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」解析

入力データ	数値等	保守性の考え方
減速材ボイド係数	—	出力が上昇すれば、ボイドが発生することによる出力抑制効果が働くが、解析ではこれを無視する。
ドップラ係数	解析対象炉心の値×0.99	燃料温度上昇による出力抑制効果を小さく評価するように、MOX燃料に含まれるプルトニウムの組成変動を考慮して0.99倍する。
制御棒価値	引き抜かれる制御棒の価値は、設計基準に余裕を見た値(0.013Δk)を使用する。	制御棒価値は、制御棒を1本引き抜いたときに原子炉に加えらるる反応度の大きさを表す。設計基準では、最大でも0.010Δk以下にするが、解析ではこれに余裕を見た値を使用する。

(3) 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」解析

入力データ等	数値等	保守性の考え方
制御棒パターン	—	制御棒引き抜きの影響を厳しく評価するため、引き抜かれる制御棒の近くの燃料が、通常運転時の熱的制限値の状態になるように制御棒パターンを選定する。
燃料棒の表面熱流束の仮定	—	通常、表面熱流束は中性子束に対して時間遅れをもって上昇するが、これを時間遅れ無しに上昇すると仮定することにより、制御棒引き抜き阻止時の表面熱流束を厳しく評価する。
中性子束検出器のバイパス	—	制御棒引抜阻止レベルの検知を遅く評価するため、引き抜かれる制御棒周辺の出力を監視している中性子検出器(局所出力領域モニタ)のうち、制御棒に近いものおよび炉心上部にあるものがバイパス(監視除外)されていると仮定することにより、制御棒引抜阻止時の出力を厳しく評価する。



第1図 女川3号機 スクラム反応度曲線 (図の上へ行くほど緊急停止能力が大きい)

【第3回-No. 4】

安定性減幅比は1.0未満に対してどこまでいいのか。

(回答)

減幅比は隣り合う振幅の比なので、減幅比が1未満であれば出力振動は減衰していく。また、実際の炉心では1.0に対して余裕を持った設計ができるほか、運転中に安定性が厳しくなりやすい低炉心流量・高出力状態にならないように、炉心流量と出力の運転範囲を設けている。

詳細を以下に示す。

減幅比は隣り合う振幅の比であることから、減幅比が1未満であれば出力振動は減衰すること、減幅比は計算コードにより十分な保守性を持って評価できること、また、仮に出力振動が生じたとしても直ちに燃料健全性に影響を与えないことを考えると、減幅比を1未満とする判断基準は十分保守的である。

なお、国内BWRの各プラント形式については、安定性の余裕が最も小さくなる運転状態を選定した減幅比の評価がされており結果は表1に示すように最大で0.8程度となっており、基準に対して更に余裕を持った設計が可能となっている。女川3号機では最も安定性が悪化する、炉心流量が低くかつ出力が高い運転条件(最低ポンプ速度最大出力運転時:図1参照)において減幅比0.8を超えないという基準を炉心設計に適用している。

表1 BWRプラント型式/燃料・炉心と、安定性減幅比最大値との関係

プラント形式	燃料・炉心	安定性減幅比
BWR-2	ウラン燃料炉心 (9×9燃料)	チャンネル：0.2～0.3 炉心：0.7～0.8 領域：0.4～0.5
BWR-3	同上	チャンネル：0.4～0.8 炉心：0.7～0.8 領域：0.4～0.6
BWR-4	ウラン燃料炉心 (9×9燃料)	チャンネル：0.3～0.7 炉心：0.5～0.8 領域：0.3～0.6
	1/3MOX燃料炉心	チャンネル：0.3～0.7 炉心：0.7～0.8 領域：0.6～0.7
BWR-5	ウラン燃料炉心 (9×9燃料)	チャンネル：0.3～0.8 炉心：0.5～0.8 領域：0.3～0.8
	1/3MOX燃料炉心	チャンネル：0.4～0.7 炉心：0.6～0.7 領域：0.6～0.8
ABWR	ウラン燃料炉心 (9×9燃料)	チャンネル：0.2～0.5 炉心：0.3～0.5 領域：0.2～0.4
	全MOX燃料炉心 (8×8燃料)	チャンネル：0.3～0.4 炉心：0.6～0.7 領域：0.5～0.6

出典：日本原子力学会標準「BWRの核熱水力安定性評価基準：2007」付属書3表1

また、実際の起動や運転において炉心流量と原子炉出力は図1に示すとおり、再循環ポンプ最低速度曲線、安定性制限曲線、設計流量制御曲線、再循環ポンプ定速度曲線（高流量側）、キャビテーション制限曲線で囲まれた領域（安定性に余裕のある領域）に限定される。

よって最も安定性が悪化する運転条件（最低ポンプ速度最大出力運転時）には至ることがない運用となっている。

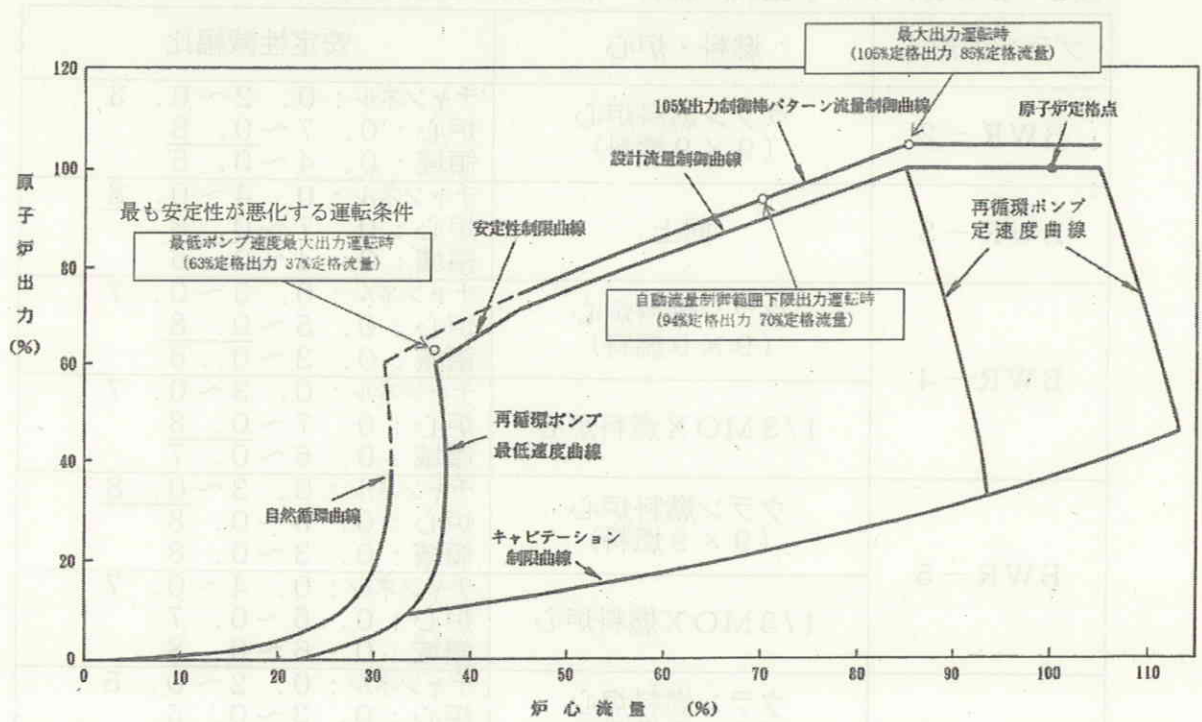


図1 運転特性図

また、これにかかわらず炉心流量が低くかつ出力が高い運転状態に至った場合に備え、選択制御棒挿入機構を設け出力を抑制し安定性の余裕を確保する設計が図られている。

【第3回-No. 5, 6】

No. 5 第3回 資料2(参考)p 9の緊急時の定義を記載すること。

No. 6 同じく p 9の上の3行の「炉内の熱中性子量も少ないため・・・」の表現について記載を再考すること。

(回答)

上記コメントについて、以下の通り回答する。

No. 5について

監視パラメータがある設定値に達した場合、安全保護系*の機能により原子炉を緊急停止する設計としている旨を追記した。

※：原子炉の異常状態を検知した場合、自動的に原子炉を停止する設備

No. 6について

プルトニウムはウランに比べて熱中性子を吸収しやすいことから、制御棒が吸収する熱中性子量が少なくなるため、制御棒の効きは若干悪くなる。一方、MOX燃料はウラン燃料より遅発中性子割合が少ないため、制御棒が挿入された際、中性子の減少が早くなり、制御棒の効きはよくなる。これらの効果が打ち消しあうことにより、原子炉の緊急停止能力はウラン燃料炉心と同等となる。

論点10. 緊急時の原子炉停止能力(その1-5)

プルトニウムはウランに比べて熱中性子を吸収しやすいことから、制御棒が吸収する熱中性子量が少なくなるため、制御棒の効きは若干悪くなる。一方、MOX燃料はウラン燃料より遅発中性子割合が少ないため、制御棒が挿入された際、中性子の減少が早くなり、制御棒の効きはよくなる。これらの効果が打ち消しあうことにより、**原子炉の緊急停止能力はウラン燃料炉心と同等となる。**

原子炉を緊急停止する能力※2

	制御棒の挿入割合			
	25%	50%	75%	100%
設計用スクラム曲線※3	1	1	1	1
1/3MOX炉心	1.6	1.9	2.1	1.4
高燃焼度8×8炉心	1.8	2.0	2.0	1.2
9×9炉心	1.7	1.8	2.0	1.3

- ※1 核分裂と同時に発生する中性子(即発中性子)と、核分裂生成物から発生する中性子(遅発中性子)がある。
- ※2 原子炉を緊急停止する能力は、設計用スクラム曲線を1とした比で記載している。
- ※3 設計用スクラム曲線は、実際の原子炉より制御棒の効きを少なく想定して設計したものであり、安全評価で設計の妥当性を確認する際に用いられる。

以下に示す監視パラメータがある設定値に達した場合、安全保護系の機能により原子炉を緊急停止する設計としている。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・ドライウェル圧力
- ・中性子束
- ・原子炉周期(ペリオド)
- ・中性子検出器計数率
- ・スクラム排出容器水位
- ・主蒸気管放射能
- ・主蒸気隔離弁開度
- ・主蒸気止め弁開度
- ・蒸気加減弁開度
- ・地震加速度

【第3回-No. 7】

発熱量評価でPu組成の変動、燃焼度などについて安全側にどう考慮しているのか説明すること。

(回答)

女川3号機の使用済燃料プールの冷却能力は、以下の条件で評価している。

1. 使用済燃料の崩壊熱評価では、単位重量当たりの燃料の出力を原子炉の全運転期間に渡って一定と仮定して、崩壊熱を大きく見積もることにより安全側に評価している。
2. MOX燃料の崩壊熱に影響を及ぼす燃料の初期組成や、再処理後の装荷遅れ時間などの項目について感度評価を実施し、感度が小さいことを確認している。

評価の詳細を別紙に示す。

女川3号機の使用済燃料プール冷却能力評価について

女川3号機の使用済燃料プールの冷却能力評価では、以下の理由により女川1号機の使用済燃料が入った状態で評価を実施している。

- ・女川3号機の使用済燃料プールは、一定期間（42ヶ月）冷却した女川1号機の使用済燃料を号機間移送して貯蔵することができる。
- ・燃料取出しから10サイクル冷却した3号機の使用済燃料の崩壊熱の合計と燃料取出しから42ヶ月冷却した1号機の使用済燃料の崩壊熱の合計がほぼ同じである。
- ・崩壊熱の合計が最も厳しくなるのは、3号機の燃料取替14回分の使用済燃料と1号機から移送した燃料取替3回分の使用済燃料の組み合わせである。

使用済燃料の崩壊熱評価では、単位重量当たりの燃料の出力（比出力）を原子炉の全運転期間に渡って一定*と仮定して、崩壊熱を大きく見積もることにより、安全側に評価を実施している。

※：実際は燃焼末期に出力が下がり、燃料取出し時の崩壊熱は小さくなるが、出力の平均値を使用することにより、燃焼末期での出力が下がらず、崩壊熱は安全側に評価される。

使用済MOX燃料は、標準的な燃料（初期Pu組成：標準組成（Pu_f割合67%）、再処理後から装荷までの期間を2年）を使用して崩壊熱評価を実施するため、崩壊熱に影響を及ぼす以下の項目について感度評価を実施し、感度が小さいことを確認している。（第1表参照）

- ・燃料の初期組成
- ・再処理後の燃料装荷遅れ時間
- ・崩壊熱の計算プログラム（ORIGEN2）のアクチノイド核種に対する評価精度

第1表 BWR5プラント感度評価結果

評価項目	貯蔵燃料崩壊熱のベースケースに対する感度 (女川3号評価結果)	通常最大熱負荷時使用済燃料プール水温* (女川3号評価結果)	備考
ベースケース	—	50.2℃ (51.0℃)	Puf 割合 67% 再処理後2年 比出力一定
Pu低組成の影響	+3% (<input type="text"/>)	50.7℃ (51.5℃)	Puf 割合 58%
燃料装荷遅れの影響	+2% (<input type="text"/>)	50.5℃ (51.4℃)	再処理後5年
ORIGEN2のアクチニド核種に対する不確かさの影響	+6% (<input type="text"/>)	51.1℃ (52.0℃)	
出力履歴考慮の効果	-9% (<input type="text"/>)	48.8℃ (49.2℃)	

*：評価基準52℃

出典：株式会社東芝「沸騰水型原子力発電所MOX燃料の貯蔵について」TLR-068
改訂1 平成11年2月

使用済燃料プールの冷却能力評価では、プール水温度が通常最大熱負荷時に52℃*を超えないこと、および最大熱負荷時に65℃*を超えないことを確認している。

※：「発電用原子炉設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（日本機械学会（JSME）」により定められたコンクリートの健全性のための制限値が65℃であり、これに使用済燃料プールでの作業に支障をきたさない温度として余裕をみたものが52℃である。

枠囲いの内容は、商業機密に属
しますので公開できません。

【第3回-No. 8~10】

No. 8 ICRP 勧告の前後で変更となった主な換算係数を記載すること。

No. 9 ICRP 勧告はどのような基準なのか, (第3回 資料2) P13-1の表の合計値について整合性のある記載(端数処理)とすること。

No. 10 (第3回 資料2 P13-2) 表2のORIGENで1/3MOXの場合はどうなるのか示すこと。女川ベースでのヨウ素蓄積量比の算定について検討すること。

(回答)

国際放射線防護委員会 (ICRP) の1990年勧告では, 甲状腺に対する放射線の影響の度合いの指標となる加重係数の見直し等が行われ, 原子力安全委員会の指針には平成13年に反映されている。

この際, よう素に関する線量換算係数及び呼吸率が見直され, よう素を摂取した場合の実効線量は約2倍となっているが, 被ばく量の評価結果の合計値は, 判断基準を満足するものとなっている。

また, 女川3号でMOX燃料1/3装荷した場合の炉内のよう素及び希ガスの蓄積量を解析により求めている。

上記について, 論点13に示す。

論点 1 3 平常時の周辺への影響

○検討課題

MOX 燃料を使用することにより、通常の運転時において周辺住民の被ばく量が増えるのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

※特になし

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

(I) MOX燃料を装荷した場合においても、平常時の周辺住民の被ばく量は表1のとおり増えることはない。

なお、よう素を摂取した場合の実効線量が約2倍(約0.8 μ Sv/y \Rightarrow 約1.7 μ Sv/y)となっているが、これは、ICRPの1990年勧告を線量評価に取り込んだことにより、よう素の実効線量換算係数が見直されたためである。

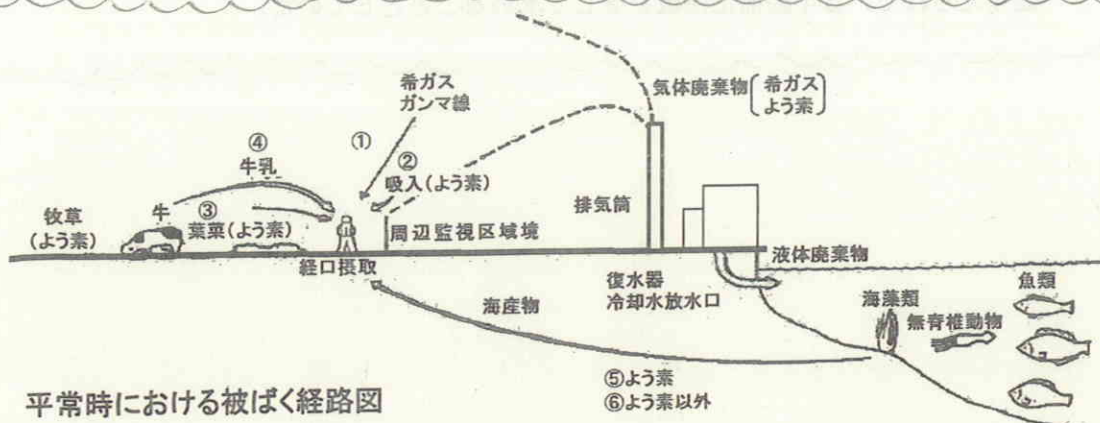
なお、ICRPの1990年勧告取り入れに伴う実効線量換算係数の主な変更は表2のとおりとなっている。

MOX燃料を装荷した場合、これまでと比べプルトニウムの核分裂が増えるため、炉内におけるよう素の蓄積量は若干増加し、希ガスの蓄積量は7割程度まで減少するという傾向がある。線量評価上は希ガスが支配的であるため、希ガスがより多くなるように、ウランの核分裂のみを考慮している(詳細は(II)参照)。

表1 平常時の周辺住民の被ばく量 (μ Sv/y: マイクロシーベルト/年)

被ばく経路		ICRP1990年 勧告取込前		ICRP1990年 勧告取込後		判断 基準
		高燃焼度8×8炉心, 9×9炉心	高燃焼度8×8炉心, 9×9炉心	高燃焼度8×8炉心, 9×9炉心	1/3MOX炉心	
希ガスによる実効線量	①	約11 (10.5)	約11 (10.5)	約11 (10.5)	約11 (10.5)	50*
液体廃棄物(よう素を除く)による実効線量	⑥	約1 (1.00)	約0.9 (0.87)	約0.9 (0.87)	約0.9 (0.87)	
よう素による実効線量	②,③ ④,⑤	約0.8 (0.78)	約1.7 (1.64)	約1.7 (1.64)	約1.7 (1.64)	
評価結果の合計		約13 (12.4)	約13 (13.0)	約13 (13.0)	約13 (13.0)	

※「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値()内の数値は解析結果の生値



【参考】国際放射線防護委員会（ICRP：International Commission on Radiological Protection）は専門家の立場から放射線防護に関する勧告を行う国際組織である。放射線防護の基本的な考え方、防護基準、放射線防護の方策などについて検討し、検討結果は勧告あるいは報告（Publication）という形で公表され、各国の放射線防護基準の規範となっている。ICRP1990年勧告では、甲状腺への放射線影響度の指標となる荷重係数の見直し等が行われている。この勧告を原子力安全委員会の各種指針に取り込む改訂が平成13年に行われている。MOX燃料の採用に併せて、この改訂された指針に基づく線量評価方法を適用している。

表2 ICRPの1990年勧告取り入れに伴う実効線量換算係数の変更点

		1990年勧告取入前	1990年勧告取入後
液体廃棄物中に含まれる核種 <i>i</i> の実効線量係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)	Cr-51	3.6×10^{-5}	3.8×10^{-5}
	Mn-54	7.3×10^{-4}	7.1×10^{-4}
	Fe-59	1.8×10^{-3}	1.8×10^{-3}
	Co-58	9.4×10^{-4}	7.4×10^{-4}
	Co-60	7.0×10^{-3}	3.4×10^{-3}
	Sr-89	2.3×10^{-3}	2.6×10^{-3}
	Sr-90	3.6×10^{-2}	2.8×10^{-2}
	Cs-134	2.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}
	Cs-137	1.4×10^{-2}	1.3×10^{-2}
	H-3	1.7×10^{-5}	1.8×10^{-5}
放射性よう素における核種 <i>i</i> の吸入摂取による実効線量係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)	成人 I-131	※ 5.3×10^{-3}	1.5×10^{-2}
	I-133	※ 9.8×10^{-4}	2.9×10^{-3}
	幼児 I-131	※ 2.3×10^{-2}	6.9×10^{-2}
	I-133	※ 4.3×10^{-3}	1.6×10^{-2}
	乳児 I-131	※ 4.3×10^{-2}	1.3×10^{-1}
放射性よう素における核種 <i>i</i> の経口摂取による実効線量係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)	成人 I-131	※ 8.7×10^{-3}	1.6×10^{-2}
	I-133	※ 1.7×10^{-3}	3.1×10^{-3}
	幼児 I-131	※ 3.7×10^{-2}	7.5×10^{-2}
	I-133	※ 7.8×10^{-3}	1.7×10^{-2}
	乳児 I-131	※ 7.4×10^{-2}	1.4×10^{-1}
呼吸率 (cm^3/d)	成人	2.3×10^7	2.22×10^7
	幼児	8×10^6	8.72×10^6
	乳児	4×10^6	2.86×10^6

※：従来指針では、成人値のみが示されており、幼児、乳児の値については、成人の値に別途与えられている年齢補正係数を乗じて求めることとしていた。

(II) 線量評価に対しては希ガスが支配的である。核分裂により発生する希ガスの割合(核分裂収率)はウランよりもプルトニウムのほうが低い(表3参照)。

MOX燃料を装荷すると参考図に示すとおり、ウラン燃料装荷炉心の場合よりもプルトニウム(Pu-239)の核分裂が多くなるため、希ガスの蓄積量は減少する(よう素については増加する)。(表4参照)。

このため、希ガスに起因した線量は小さくなるが、評価上は安全側に、希ガスに起因した線量が小さくならないように、Pu-239の影響は考慮せず、U-235の核分裂のみ用いている。

なお、表4に示すとおり、実際の原子炉ではMOX燃料の装荷割合が大きくなるにつれ、希ガスの蓄積量は小さくなる傾向にある。

表3 核分裂収率の代表例

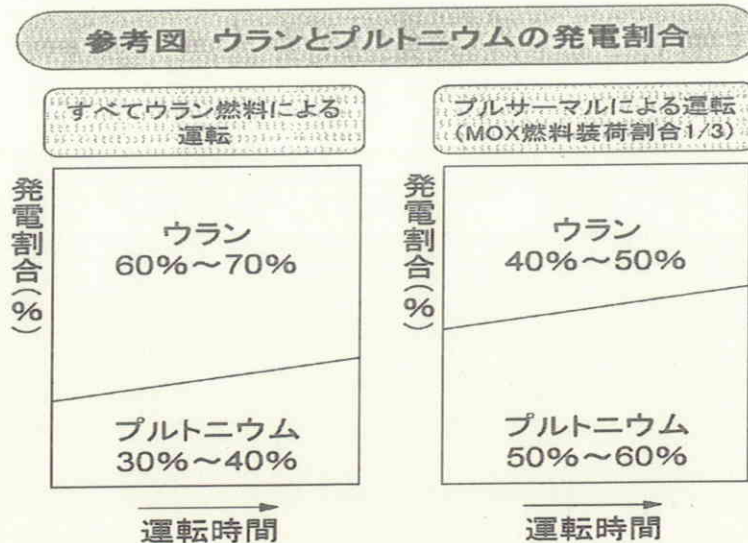
核分裂生成核種	核分裂収率 (%)	
	U-235	Pu-239
I-131 (よう素)	2.84	3.74
Xe-138 (希ガス)	6.28	4.89

表4 炉内核分裂生成物の蓄積量の比*

	よう素 (I-131 等価量)	希ガス (0.5MeV)
ウラン燃料炉心 (ORIGEN) ⁽¹⁾	1.03	0.80
MOX燃料1/4装荷炉心 ⁽¹⁾ (ORIGEN)	1.04	0.70
MOX燃料1/3装荷炉心 ⁽²⁾ (ORIGEN-2)	1.04	0.65

* U-235核分裂収率のみを用いた場合の核分裂生成物蓄積量を1とする。

- (1) 「MOX燃料装荷炉心の被ばく評価における核分裂収率の取扱いについて」
(平成6年10月28日原子炉安全基準専門部会 MOX燃料検討小委員会)
- (2) 女川3号機1/3MOX燃料装荷炉心における核分裂生成物蓄積量



○国の見解（安全審査結果）

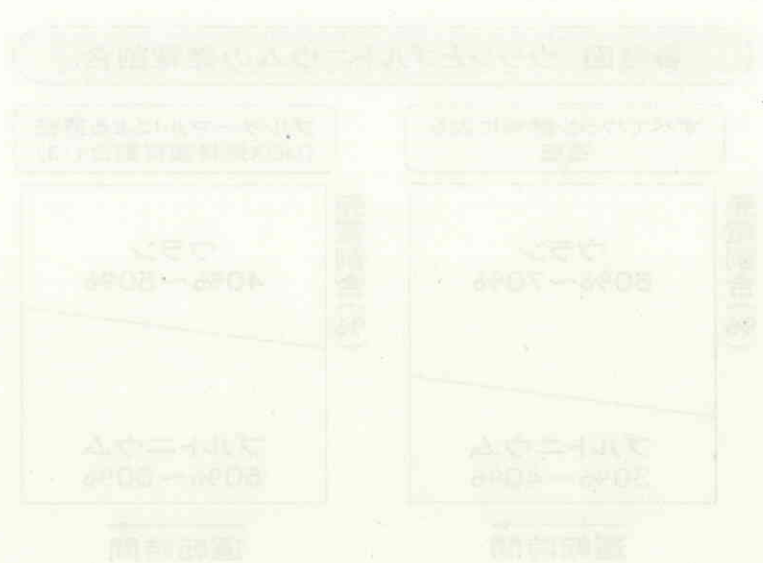
- 以下のとおり、安全審査の要求事項を満足していることを確認している。

（安全審査書P17より）

解析結果については、周辺監視区域外における1号炉、2号炉及び3号炉に起因する実効線量の最大値は年間約13 μ Svであり、法令に定める周辺監視区域境界外の線量限度(実効線量で年間1mSv)を十分下回るとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値(実効線量で年間50 μ Sv)を下回ることから、一般公衆の受ける線量が合理的に達成できる限り低減される設計であるものと判断した。

表1-1 周辺監視区域外の実効線量		線量目標値
位置	線量	
1号炉	13 μ Sv	50 μ Sv
2号炉	13 μ Sv	50 μ Sv
3号炉	13 μ Sv	50 μ Sv

位置	線量	線量目標値
1号炉	13 μ Sv	50 μ Sv
2号炉	13 μ Sv	50 μ Sv
3号炉	13 μ Sv	50 μ Sv



論点13. 平常時の周辺への影響

【検討課題】MOX燃料を使用することにより、通常の運転時において周辺住民の被ばく量が増えるのではないか。

【電力の見解】通常運転時の被ばく量は増えることはない。

- ・ 被ばく量に対する影響は、希ガスが支配的である。
- ・ プルトニウムの核分裂が増えると1核分裂あたりに発生する希ガスの割合が減り、被ばく量が低くなるため、この効果は考慮していない(安全側)。(μSv/y)

被ばく経路	ICRP1990年 勧告取込前		ICRP1990年 勧告取込後		判断 基準
	高燃焼度 8×8 炉心 9×9 炉心	高燃焼度 8×8 炉心 9×9 炉心	1/3MOX 炉心		
希ガスによる実効線量	約1.1 (1.0.5)	約1.1 (1.0.5)	約1.1 (1.0.5)		50
液体廃棄物(よう素を除く)による実効線量	約1 (1.00)	約0.9 (0.87)	約0.9 (0.87)		
よう素による実効線量	① 約0.8 (0.78)	② 約1.7 (1.64)	約1.7 (1.64)		
評価結果の合計	約1.3 (1.2.4)	約1.3 (1.3.0)	約1.3 (1.3.0)		

【参考】 よう素摂取時の実効線量約2倍(①約0.8⇒②約1.7 μSv/y)の理由
 :ICRP1990年勧告で原爆被ばく者の疫学データに基づき実効線量換算係数が見直されたことによるもの。

論点 1 4 事故時の周辺への影響

○検討課題

- ①MOX燃料を使用すると事故が発生した際、住民の被ばく量が増えるのではないか。
- ②プルトニウムが環境中に放出されるのではないか。
- ③炉心溶融等の過酷事故対策が必要ではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・高温による蒸発ではなく、爆発などで機械的に燃料が破損し、放射性物質が環境中に放出されることはないのか。
- ・フランスの研究炉「P h e b u s 炉」の炉心溶解実験において、溶解が始まる温度が600℃であることが発見されたという情報がある。

○ 東北電力株式会社の講じる対策または見解

①について

(I) 事故時の線量評価を行った結果、表1のとおり線量が最大となるのは主蒸気管破断の 9.0×10^{-2} mSv であり、判断基準5 mSv に対して十分低い線量である。この値は表2の通り、ICRP1990年勧告取込前と比較して3倍程度となっているが、これは、よう素の実効線量換算係数が見直されたためである。また、MOX燃料の燃料ペレットからの核分裂生成物の放出率は、ウラン燃料に比べ若干大きくなるが、安全評価に用いる放出率は安全側に大きく設定していることからウランの核分裂のみ考慮している（詳細は(III)参照）。

(II) 女川3号における主蒸気管破断時の線量評価結果は、第2表のとおり島根2号及び浜岡4号と比較すると、女川3号がわずかに高い結果となっている。事故時の線量は、原子炉冷却材中の放射性物質の濃度（以下「冷却材濃度」という。）と環境中に放出された後の気象等の影響により決まるが、前者の冷却材濃度が高いことにより、女川の線量は大きくなっている。

なお、冷却材濃度は、原子炉冷却材浄化系流量及び主蒸気流量等の設計値により決まるもので、この冷却材濃度が、女川3号炉がわずかに高いのは、冷却材浄化系流量が他の2プラントより少ないこと、また、浜岡4号より出力が低く主蒸気流量が少ないことに起因する。

(III) 女川3号の炉水の放射性物質の濃度は低いことから、作業時の被ばく量も世界的にみて低くなっている。ただし、事故時の線量評価では、安全側に余裕をみて、実際の約10万倍の冷却材濃度を仮定している。

よう素-131の濃度	
実際の冷却材濃度	: 約 2.0×10^{-2} Bq/g
事故時線量評価の仮定	: 約 1.8×10^3 Bq/g

表1 事故時の実効線量評価結果（ICRP1990年勧告取込後）

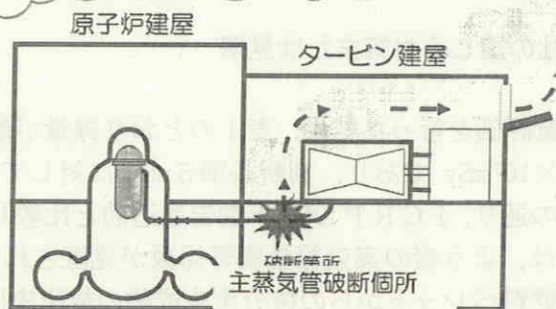
	放射性気体廃棄物 処理施設の破損	主蒸気管 破断	燃料集合体 の落下	原子炉冷却材 喪失	制御棒落下
実効線量	約 0.011	約 0.09	約 0.034	約 5.5×10^{-5}	約 8.8×10^{-3}

(mSv)

表2 主蒸気管破断におけるICRP1990年勧告取込前後の線量評価結果

	ICRP1990年勧告取込前				ICRP1990年勧告取込後				判断基準
	高燃焼度8×8 9×9炉心 (女川3号)	9×9炉心		9×9炉心	MOX炉心				
		島根 2号	浜岡 4号	女川 3号	女川 3号	島根 2号	浜岡 4号		
主蒸気管破断	約0.031	約0.069	約0.027	約0.09	約0.09	約0.072	約0.074	5	

[参考]主蒸気管破断事故時のMOX燃料採用前の評価結果とMOX燃料採用後にICRP1990年勧告取り込み前の指針を適用して評価した結果は上記のとおり変わらない。



主蒸気管破断概要図

(IV) MOX燃料とウラン燃料それぞれについて、燃料ペレットからの核分裂生成物の放出率を求めた結果は表3のとおり、MOX燃料が若干大きくなっている。(表3参照)

このため、MOX燃料を考慮したほうが線量評価上は厳しい結果となるが、安全評価に用いる放出率は、希ガス10%、よう素5%であり、MOX燃料とウラン燃料の放出率の差は、安全評価で用いる安全側に設定された放出率に十分包絡される。

こうした理由により、原子力安全委員会の「1/3MOX報告書」において、事故時における線量評価は従来と同様、U-235の核分裂収率を用いた評価として支障はないとされている。

表3 放射性FPガス放出率評価結果(MOX燃料検討小委員会)

	解析結果例(%)		安全評価に用いられている値(%)
	MOX燃料	ウラン燃料	
希ガス	0.58	0.40	10
よう素	0.73	0.50	5

②について

プルトニウムの放出の可能性については、プルトニウムは沸点が高く(酸化プルトニウムの沸点3227℃)、燃料の温度が上がっても燃料の外へはほとんど放出されない。仮に格納容器内に粒子状物質が放出されたとしても、

① BWRでは、格納容器スプレイ系により、格納容器内の放射性物質は除去される(除去効率は50%以上)。

論点14. 事故時の周辺への影響 (その1)

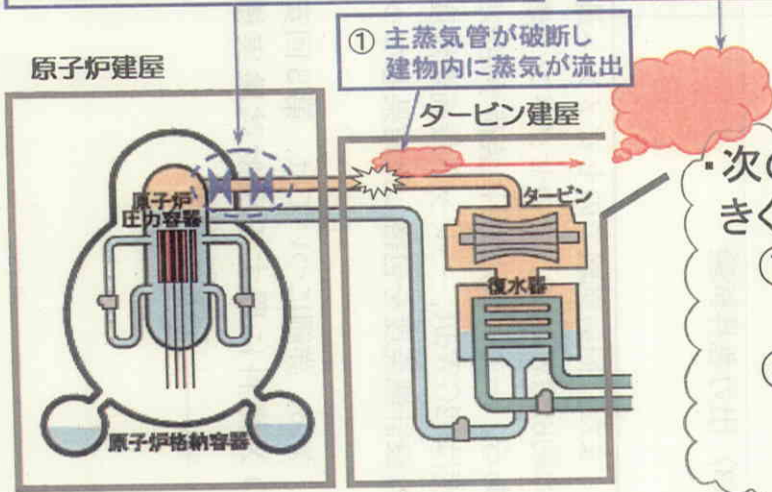
【検討課題】①MOX燃料を使用すると事故が発生した際、住民の被ばく量が増えるのではないか

【電力の見解】事故時の被ばく量はウラン燃料の場合と変わらない。

	ICRP1990年勧告 取込前			ICRP1990年勧告 取込後				判断基準 (mSv)
	高燃焼度8×8, 9×9炉心 女川3号	9×9炉心		9×9炉心	1/3MOX炉心			
		島根2号	浜岡4号	女川3号	女川3号	島根2号	浜岡4号	
主蒸気管破断	約0.031	約0.069	約0.027	約0.090	約0.090	約0.072	約0.074	5 ※1

59

- ② 主蒸気隔離弁が閉止し、破断口からの蒸気の流出を防止する
- ③ 環境中に放射性物質が放出



・9×9炉心と1/3MOX炉心では、燃料の出力及び燃料内の冷却材の流量が同じで、事故時の水や蒸気の流出量に差は無いため被ばく量は変わらない。

・次の2つの理由により、冷却材濃度が高いため、女川の線量は大きくなっている。

- ① 冷却材浄化系流量が他の2プラントより少ないため放射性物質が取り除かれる割合が低い
- ② 浜岡4号より出力が低く主蒸気流量が少ないため、放射性物質が冷却材から主蒸気に移行する割合が小さく、冷却材濃度が高い

・事故時の線量評価では、実際の約10万倍の冷却材濃度を仮定している。

※1 : 5mSvを判断の目安として安全設計の妥当性を確認している。

【第3回-No. 14】

ドーデバルトの試験について、論点に関わるもので良いので関係する試験結果を説明すること。(セグメント燃料での燃焼度と女川採用MOXの燃焼度の関係についても)

(回答)

ドーデバルト炉(オランダ)における照射試験結果において、MOX燃料の安全性検討に関する主なデータとして以下の結果が得られている。

試験項目		試験データの評価
(1) 主な非破壊試験		
・燃料棒長さ測定		MOXペレットを用いても燃料棒の照射成長は、ウラン燃料と同等。
・酸化膜厚さ測定		MOX燃料棒の燃料被覆管酸化膜厚さの測定結果は、ウラン燃料棒の測定結果と同等。
(2) 主な破壊試験		
・ガス分析	FPガス放出率	プルトニウム含有率の不均一性を改善した製造方法を採用したMOX燃料のFPガス放出率の測定結果は、ウラン燃料と大きな差異は見られない。
	ヘリウム放出量の測定	ウラン燃料同様にMOX燃料もFPガス放出率が増加するとHeガス放出量が増加する傾向が見られる。
・ペレット密度測定		MOXペレットの燃焼に伴う密度変化は、ウランペレットの密度変化と同等である。
(3) 出力急昇試験		MOXペレットを用いてもウラン燃料と同様に燃料健全性が失われることがないことが出力急昇試験により確認された。

また、照射試験でのセグメント最高燃焼度(セグメント燃料棒最高燃焼度)は約62GWd/tで、このセグメント燃料棒のペレット最高燃焼度は約63GWd/tである。一方、女川3号に装荷予定のMOX燃料の設計燃焼度は、燃料棒最高燃焼度は52GWd/t、ペレット最高燃焼度は58GWd/tであり、照射試験の到達燃焼度は設計燃焼度を包絡した結果となっている。

なお、詳細については、第3回安全性検討会 資料-3 No. 13 「MOX燃料に関する照射試験実績について」を添付のとおり改訂致します。

_____ : 改訂箇所

MOX燃料に関する照射試験実績について

女川3号機で採用するタイプのMOX燃料の照射挙動を評価するため実施された照射試験は次の通りである。

●ドーデバルト炉(オランダ)における照射試験、照射後試験及び出力急昇試験について

照射試験は、オランダのドーデバルト炉をベース照射炉として、燃料の照射試験データを取得し燃料の特性を把握することを目的とした照射試験であり、ドーデバルト炉でベース照射したセグメント燃料棒をベルギーのBR2炉で出力急昇試験を実施した他、照射後試験をドーデバルト炉サイト、ベルギー及びスイスの研究所で実施している。概要を第1表に示す。また、主な照射後試験の項目および試験のデータで女川3号機で採用するMOX燃料の安全性検討の論点8「燃料健全性への影響」に関するデータの評価を以下に示す。

なお、照射試験は、MOX燃料の特性を把握することを目的として実施したもので、女川3号機に装荷する燃料棒の基本仕様(被覆管仕様、ペレット仕様、ヘリウム封入圧)とほぼ同じ仕様である。

試験項目		試験データの評価
(1) 主な非破壊試験		
・燃料棒長さ測定(第2図参照)		・第2図のとおりMOXペレットを用いても燃料棒の照射成長は、ウラン燃料と同等である。
・酸化膜厚さ測定(第3図参照)		・第3図のとおりMOX燃料棒の燃料被覆管酸化膜厚さの測定結果は、第3図参考のウラン燃料棒の測定結果と同等である。
上記のほか燃料棒外観観察、軸方向γスキャン軸方向被覆管直径測定、渦電流探傷試験、中性子ラジオグラフィーを実施		
(2) 主な破壊試験		
・ガス分析	FPガス放出率(第4図参照)	・第4図のとおりプルトニウム含有率の不均一性を改善した製造方法を採用したMOX燃料のFPガス放出率の測定結果は、ウラン燃料と大きな差異は見られない。
	ヘリウム放出量の測定(第5図参照)	・第5図および第5図参考のとおりウラン燃料同様にMOX燃料もFPガス放出率が増加するとHeガス放出量が増加する傾向が見られる。

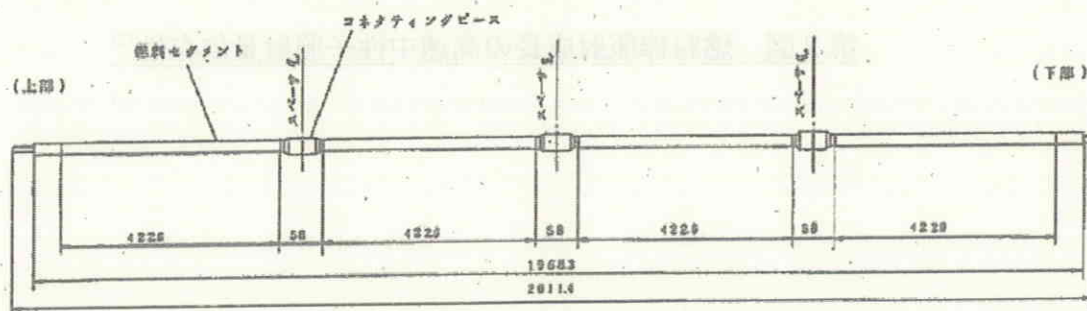
<p>・ペレット密度測定(第6図参照)</p>	<p>・第6図のとおりMOXペレットの燃焼に伴う密度変化は、ウランペレットの密度変化(第6図参考)の値と同等である。</p>
<p>上記のほかαオートラジオグラフィ(プルトニウムスポットの観察)、ペレット平均燃焼度測定、被覆管及びペレットの金相観察、被覆管内面 SEM(Scanning Electron Microscope)観察(被覆管内表面の観察)、EPMA(Electron Probe Micro Analysis)測定(U, Pu 等元素分布の測定)、SIMS(Secondary Ion Mass Spectrometry)測定(燃焼度指標のNd-148 分布の測定)を実施</p>	
<p>(3) 出力急昇試験(第7図参照)</p>	<p>・第7図のとおりMOXペレットを用いてもウラン燃料と同様に燃料健全性が失われることがないことが出力急昇試験により確認された。</p>

試験の概要	試験結果
<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>	<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>
<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>	<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>
<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>	<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>
<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>	<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>
<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>	<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>
<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>	<p>MOX燃料の燃焼試験結果の概要</p>

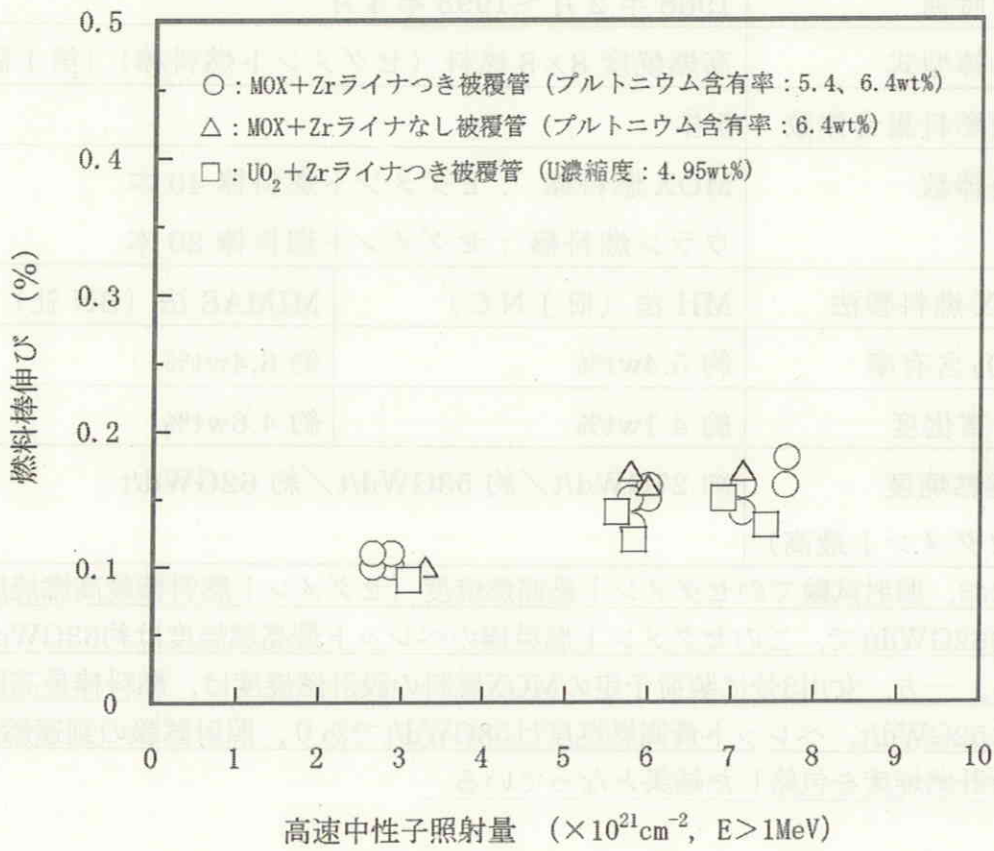
第1表 照射試験の概要

ベース照射炉	ドーデバルト炉 (BWR 商用炉, オランダ)	
出力急昇試験炉	BR2 炉 (試験炉, ベルギー)	
照射時期	1988年2月～1993年4月	
燃料棒型式	高燃焼度 8×8 燃料 (セグメント燃料棒) (第1図)	
試験燃料集合体数	5 体	
燃料棒数	MOX 燃料棒 : セグメント燃料棒 40 本 ウラン燃料棒 : セグメント燃料棒 20 本	
MOX 燃料製法	MH 法 (旧 JNC)	MIMAS 法 (BN 社)
PuO ₂ 含有率	約 5.4wt%	約 6.4wt%
Pu _f 富化度	約 4.1wt%	約 4.6wt%
到達燃焼度 (セグメント最高)	約 27GWd/t / 約 53GWd/t / 約 62GWd/t	

なお、照射試験でのセグメント最高燃焼度 (セグメント燃料棒最高燃焼度) は約62GWd/tで、このセグメント燃料棒のペレット最高燃焼度は約63GWd/tである。一方、女川3号に装荷予定のMOX燃料の設計燃焼度は、燃料棒最高燃焼度は52GWd/t、ペレット最高燃焼度は58GWd/tであり、照射試験の到達燃焼度は設計燃焼度を包絡した結果となっている。

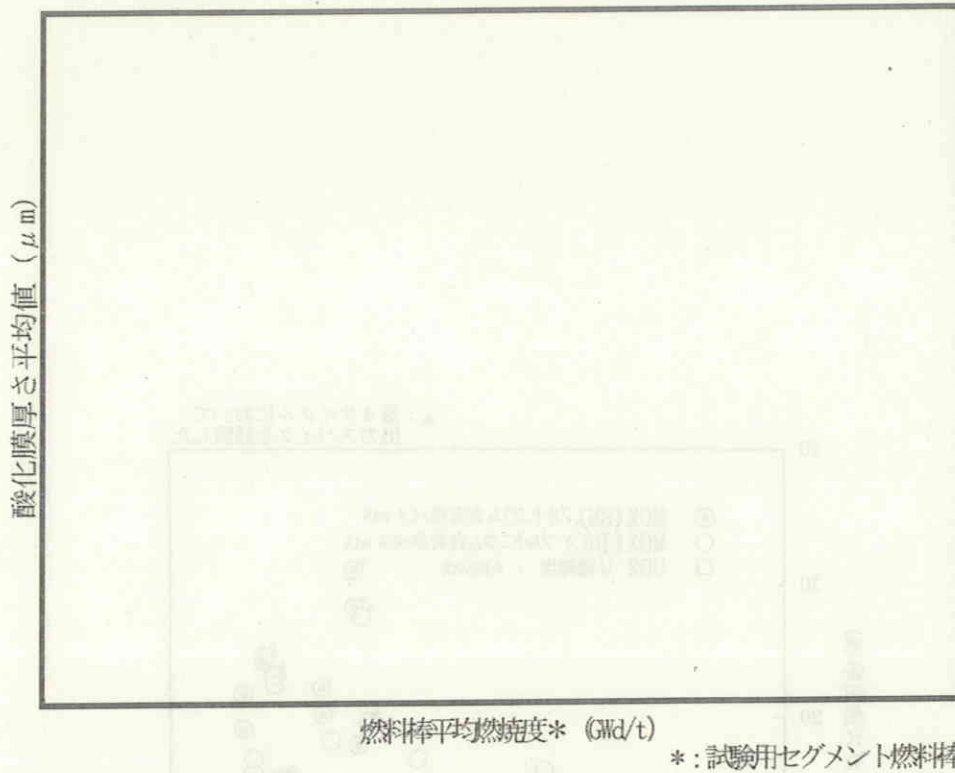


第1図 照射試験用燃料棒

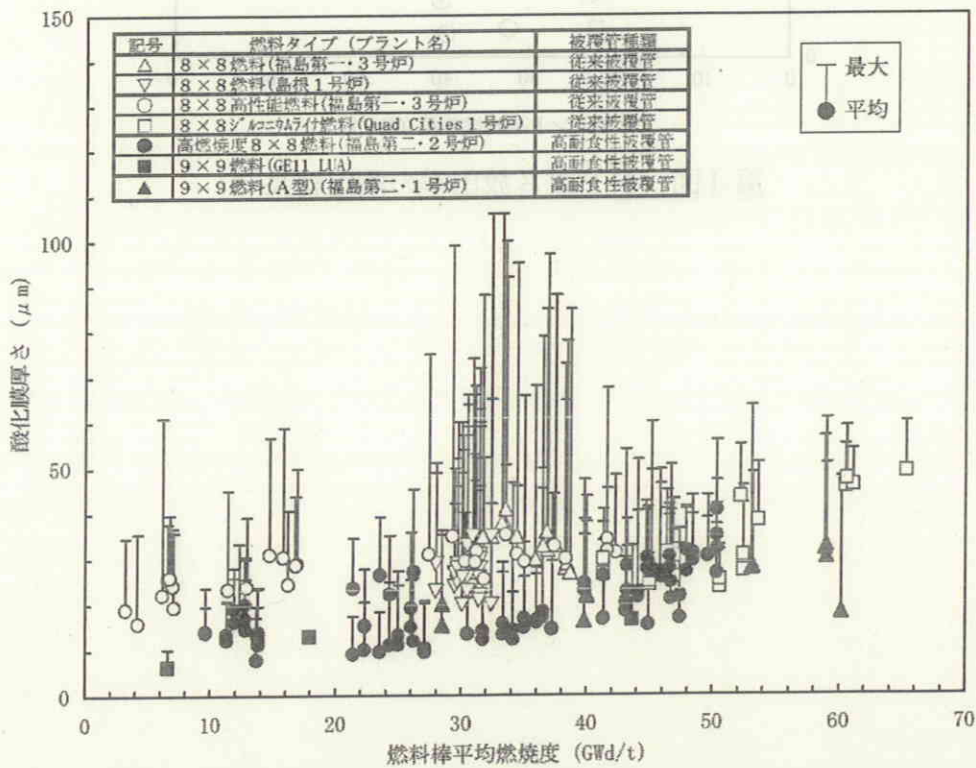


第2図 燃料棒照射成長の高速中性子照射量依存性⁽²⁾



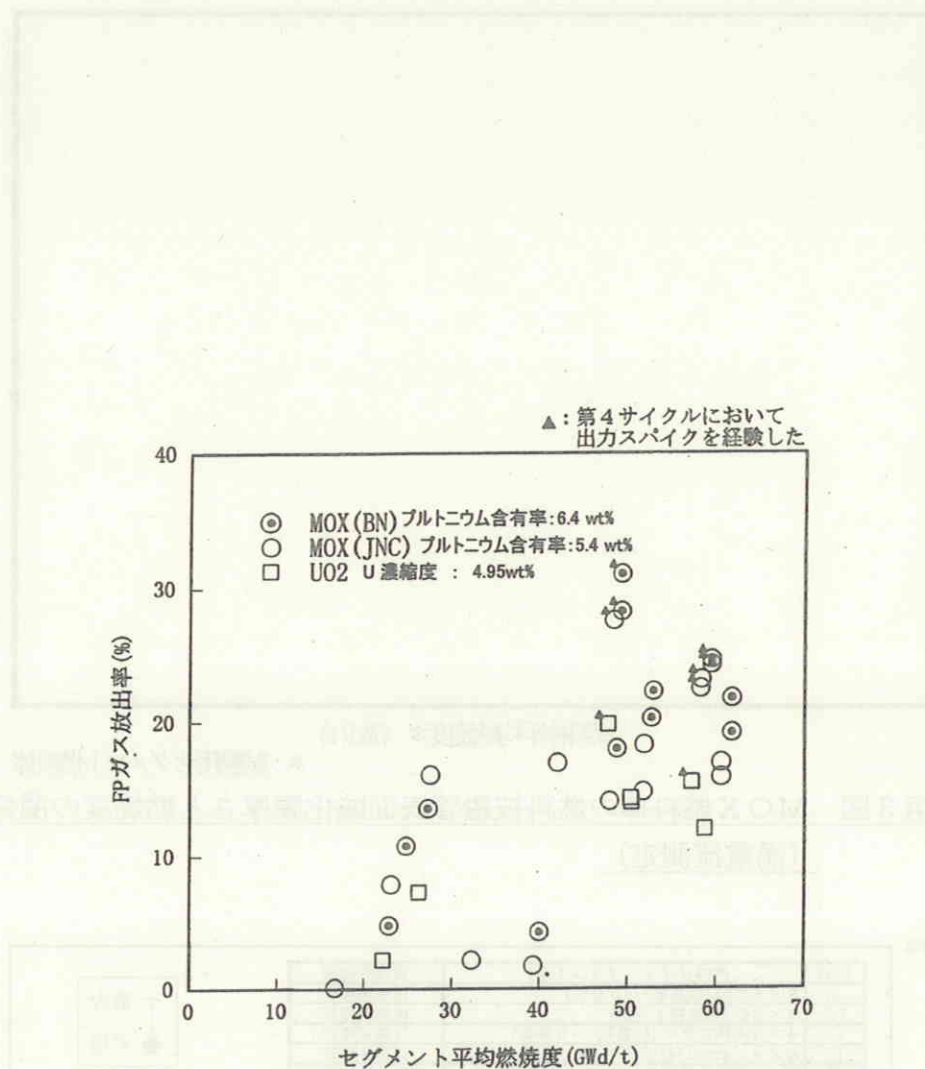


第3図 MOX燃料棒の燃料被覆管表面酸化膜厚さと燃焼度の関係
(渦電流測定)

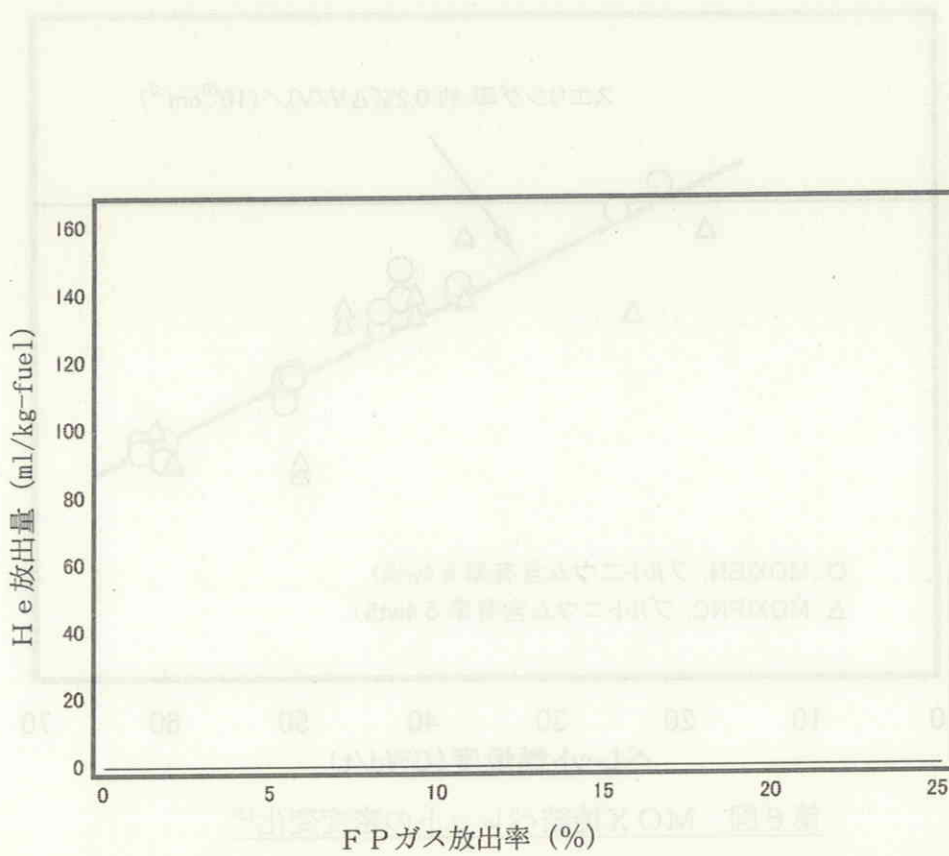


第3図参考 ウラン燃料棒の燃料被覆管表面酸化膜厚さと燃焼度の関係⁽³⁾⁽⁴⁾⁽⁵⁾
(渦電流測定)

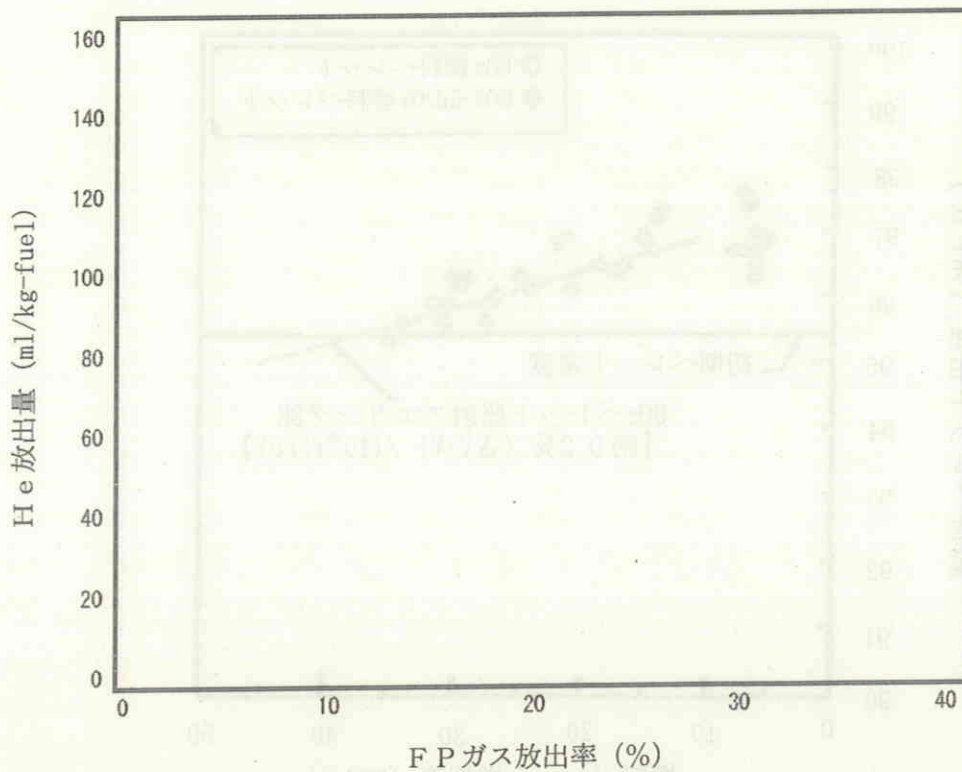
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません



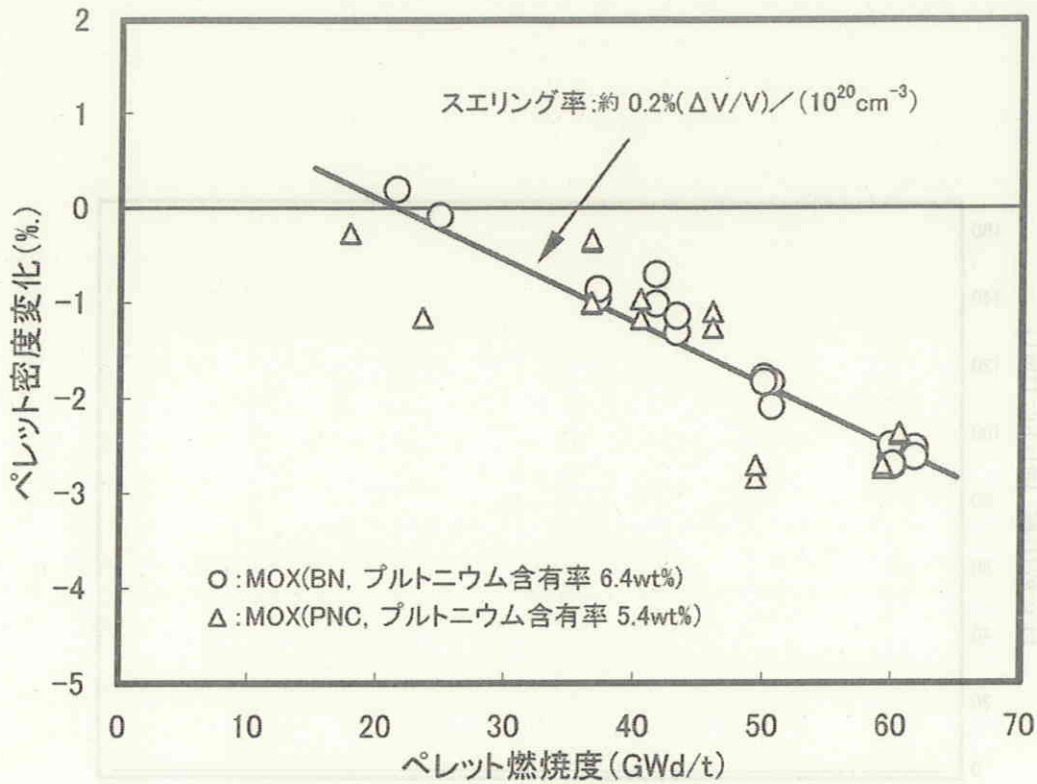
第4図 FPガス放出率の測定結果⁽¹⁾



第5図 Heガス放出量とFPガス放出率の関係
(MOX燃料)



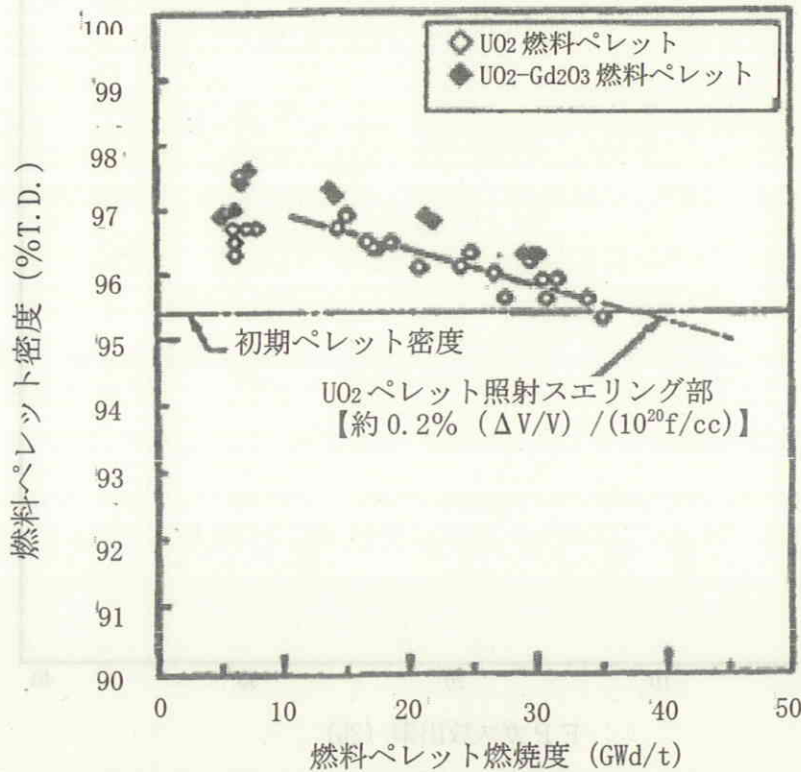
第5図参考 Heガス放出量とFPガス放出率の関係
(ウラン燃料)



第6図 MOX焼結ペレットの密度変化⁽²⁾

UO₂ 燃料ペレット (U濃縮度: 1.45~3.01wt%)

UO₂-Gd₂O₃ 燃料ペレット (U濃縮度: 3.01wt%) Gd₂O₃濃度: 2wt%



T. D. : Theoretical Density

第6図参考 二酸化ウラン焼結ペレットの密度変化⁽⁶⁾

高燃焼度MOX燃料照射試験	ウラン燃料照射試験
○ : MOX+Zrライナつき被覆管*1	□ : UO ₂ +Zrライナつき被覆管
□ : UO ₂ +Zrライナつき被覆管*2	◇ : UO ₂ +Zrライナつき被覆管
△ : MOX+Zrライナなし被覆管*3	△ : UO ₂ +Zrライナなし被覆管

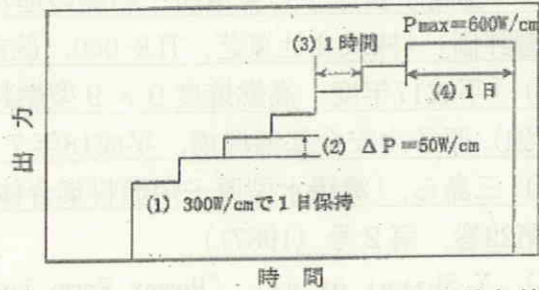
*1 プルトニウム含有率：5.4、6.4wt%

*2 U濃縮度：4.95wt%

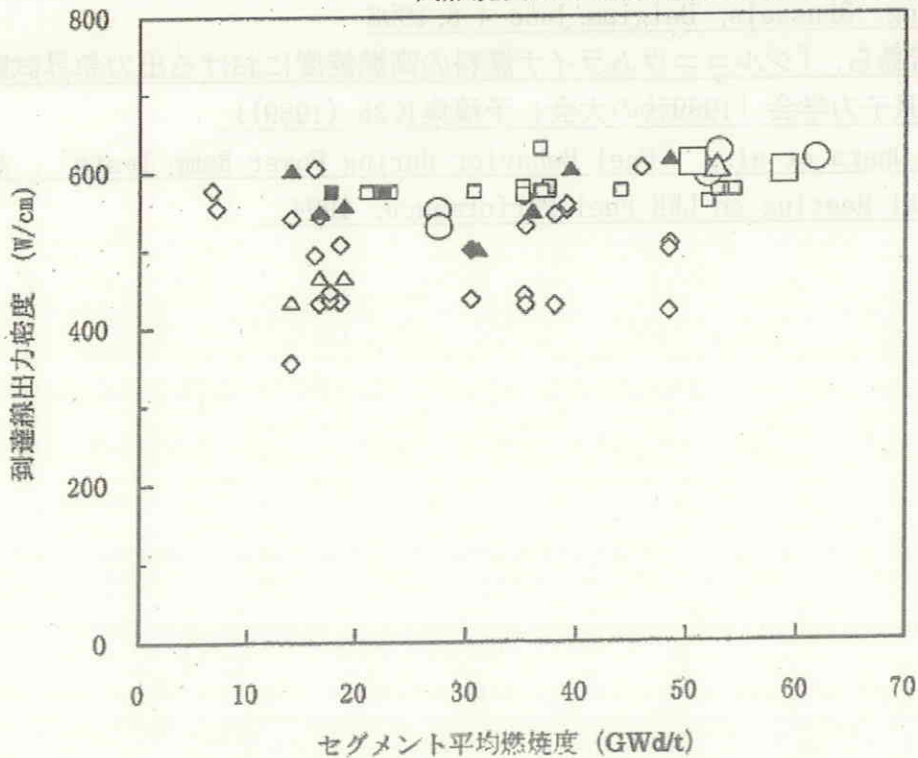
*3 プルトニウム含有率：6.4wt%

(白抜き：非破損、黒ぬり：破損)

- (1) プレコンディショニングのため、出力300W/cmで1日保持
- (2) 1~2分で50W/cmの出力上昇
- (3) 炉水の放射能により燃料破損の有無を調べるため、1時間出力保持
- (4) 600W/cmで1日間出力保持



高燃焼度MOX燃料照射試験の出力上昇条件



第7図 出力急昇試験結果^{(7) (8) (9)}

参考文献

- (1) 「沸騰水型原子力発電所 MOX燃料について」
(株式会社東芝, TLR-066, 訂1, 平成11年2月)
- (2) 「沸騰水型原子力発電所 フルMOX-ABWRのMOX燃料について」
(株式会社日立製作所, HLR-069, 平成11年8月)
- (3) 「平成13年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (BWR高燃焼度燃料 総合評価編)」 ((財) 原子力発電技術機構, 平成14年3月)
- (4) 「沸騰水型原子力発電所 燃焼の進んだ燃料に対する反応度投入事象の影響評価」 (株式会社東芝, TLR-060, 改訂3, 平成11年2月)
- (5) 「平成17年度 高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書」
(独) 原子力安全基盤機構, 平成18年7月
- (6) 三島ら, 「沸騰水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験」 (日本原子力学誌, 第29巻, 第2号 (1987))
- (7) Y. Shirai et al., "Power Ramp Tests of BWR-MOX Fuels", ENS Topical Meeting, Brussels, Belgium, June 4-6, 1996
- (8) 若島ら, 「ジルコニウムライナ燃料の高燃焼度における出力急昇試験」 (日本原子力学会「1989秋の大会」予稿集K35 (1989))
- (9) H. Ohara et al., "Fuel Behavior during Power Ramp Tests", ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, 1994.

【第3回-No. 15】

MOX燃料の採用により影響が増えるもの、変わらないもの、安全基準に余裕があるなど、どう対処したのかわかりやすい説明でまとめること。

(回答)

MOX燃料の採用に伴う影響については、MOX燃料の特性を考慮した評価を行い、その結果に応じて必要なものには設計、製造段階や作業時の対策を実施することで、ウラン燃料と同等に扱えることや判断基準を満たすことを確認した。

例えば、MOX燃料は、FPガスやHeガスの放出率が高くなる傾向があるが、燃料棒内のガス溜め部分（プレナム）の体積を増加させることで、燃料棒内圧の上昇をウラン燃料と同等に抑えることができる。また、プルトニウムはウランよりも中性子を吸収しやすいため、制御棒の効きがわずかに低下するが、MOX燃料とウラン燃料の配置の工夫などにより、MOX燃料を使用しても原子炉の停止能力は判断基準を満足し、安全に原子炉を制御、停止できることを確認している。

その他MOX燃料の採用に伴う影響について、それぞれに対する内容、対策および見解を第1表に示す（第1表では、MOX燃料の採用による影響を、3つに区分けして整理した）。

第1表より、MOX燃料の採用による影響の多くは、設計および製造段階や作業時の対策等をとることで影響を十分低減でき、また、影響を考慮しても、判断基準に対して十分余裕があり安全上問題ないことを確認している。

第1表 MOX燃料の採用による影響についての内容、対策および見解 (1/4)

MOX燃料の採用による影響	内容	対策	見解	区分け※	
物性	1. MOX燃料ペレットの融点が低下する。	<ul style="list-style-type: none"> MOXペレットはPuO₂含有率が高くなるほど、融点は低下する。 最近の融点測定では、燃料の使用に伴う融点の変化は小さいことが確認されているが、保守的に約1年(10000MW d/t)あたり32℃低下すると仮定して比較。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料集合体中のMOXペレットは、PuO₂含有率が最大の10wt%で評価。 →ペレット中心最高温度(寿命中期) 約1660℃ 寿命中期の融点 約2650℃ MOX燃料集合体中のウランペレットは、熱的に最も厳しい、Gd₂O₃を2.0wt%含むもので評価。 →ペレット中心最高温度(寿命中期) 約1800℃ 寿命中期の融点 約2700℃ ペレット中心温度は融点に対して十分な余裕があることを確認。 	<ul style="list-style-type: none"> いずれの場合も、融点の低下、ペレット中心温度の上昇を考慮しても、十分な余裕があることを確認。 MOX燃料集合体でみると、これまでも実績のあるGd₂O₃入りウランペレットとMOXペレットの融点とペレット中心温度の差は同程度である。 	B
	2. 熱伝導度が低下し、MOX燃料ペレット中心温度が上昇する。	<ul style="list-style-type: none"> MOXペレットはPuO₂含有率が高くなるほど、熱伝導度は低下し、ペレット中心温度も上昇する。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料では、内圧の上昇を抑えるためにガス溜め部分(プレナム)の体積を増加。 PuO₂含有率は最大の10wt%で評価。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取出し時でも内圧は外圧を超えず、ウラン燃料の場合と同等であることを確認している。 	B
	3. FPガスやHeガスの放出率が高くなり、燃料棒内圧が上昇する。	<ul style="list-style-type: none"> PuO₂含有率が高くなるほど、熱伝導度は低下し、ペレット中心温度が高くなるため、FPガス放出率が高くなると考えられる。また、MOX燃料はプルトニウム等のα崩壊によるHeガスの生成量および放出量が多くなる。 	<ul style="list-style-type: none"> MOXペレット製造時、プルトニウムスポットの大きさを直径400μm以下に管理する。 現在採用されている製法では、ペレットに生じるプルトニウムスポットは最大でも直径200μm程度であることが確認されている。 	<ul style="list-style-type: none"> MOXペレットに生じるプルトニウムスポットは十分に小さく、影響は無視できる。 	B
	4. UO ₂ 粉末とPuO ₂ 粉末の不均一さ(プルトニウムスポット)が生じる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> プルトニウムスポットがあると、その部分で、局所的な発熱量やFPガスの放出率が高くなることが考えられる。 実験等から、プルトニウムスポットの直径が400μm以下であれば、影響はないことが確認されている。 	<ul style="list-style-type: none"> 成型加工から5年経過した場合を考慮しても、Amの増加による熱伝導度の低下は小さく、無視できることを確認。 成型加工から5年経過した場合を考慮しても、内圧の上昇は小さく、健全性に問題はないことを確認。 	<ul style="list-style-type: none"> Amの増加による熱伝導度の低下や内圧の上昇は十分小さく、健全性に問題はない。 	A
	5. 長期間保管されたMOX燃料は組成が変わり、燃料の健全性に影響がでる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> ²⁴¹Puのβ崩壊により²⁴¹Amが生成し、熱伝導度が悪化する。 α崩壊によりHeガスが生成し、内圧が上昇する。 			

※A: MOX燃料を採用しても、有意な影響はないもの。

B: MOX燃料採用に併せ、設計および製造段階や作業時の対策等をとることで、影響を十分低減できるもの。

C: MOX燃料採用に伴う影響を考慮しても、判断基準に対して十分余裕があり、安全上問題ないもの。

第1表 MOX燃料の採用による影響についての内容、対策および見解 (2/4)

MOX燃料の採用による影響	内容	対策	見解	区分け*	
核的性質	6. プルトニウムはウランよりも中性子を吸収しやすいため、制御棒の効きが悪くなる。	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料に含まれるプルトニウムは、ウランよりエネルギーが小さい中性子(熱中性子)を吸収しやすく、このため制御棒付近では中性子の数が減少し、MOX炉心では制御棒の効きが若干低下する。 MOX燃料に含まれるプルトニウムは、ウランより熱中性子を吸収しやすく、ほう酸水注入系作動時のホウ素の効きが低下する。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料とウラン燃料の配置などの工夫により、MOX燃料を使用しても確実に原子炉を制御・停止することができる。 ほう酸水注入系は、現状の設計で対応可能であることを確認している。 運転サイクルの具体的な燃料配置を定める段階においても、ホウ素の効きが十分であることを確認していく。 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒が原子炉を停止する能力にはもともと十分な余裕がある。 原子炉の緊急停止(スクラム)能力は十分確保されている。 ほう酸水注入系はMOX燃料を採用しても、原子炉を余裕を持って臨界未満にする能力を有している。 	B
	7. 反応度係数の絶対値が増大し、過渡事象時に急激な反応度変化を起こす可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> 炉心安定性(炉心全体の出力の振動)、領域安定性(炉心全体ではあまり出力変動はないが、炉心の左右半面で逆方向の振動)、プラント安定性(原子炉の出力を一定にするために設けた制御装置の働きも考慮した炉心出力などの振動)は、悪くなる傾向にある。 過渡事象が発生した場合、限界出力比の低下量は大きくなる。 	<ul style="list-style-type: none"> 運転サイクルの具体的な燃料配置を定める段階において、十分な安定性を有することを確認する。また、この運転状態以外でたとえ出力振動が生じたとしても、出力振動を中性子束モニタで監視でき、制御棒等で抑えることができる設計とする。 自動流量制御範囲を制限することで、通常運転時の炉心安定性をウラン炉心と同程度にできる。 過渡事象の解析結果を考慮した通常運転時の熱的制限値を設定する。 	<ul style="list-style-type: none"> 十分余裕を持った制御が可能であることを解析にて確認している。(判断基準を満足していることを確認している。) 運転サイクルの具体的な燃料配置を定める段階において、通常運転時の熱的制限値を満足させた運転が可能であることを確認する。また、運転中も通常運転時の熱的制限値を満足していることを確認する。 	B
	8. 出力ピーキングが大きくなり、出力分布に偏りが発生する。	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料に含まれるプルトニウムは、ウランに比べて中性子を吸収しやすい特性があることからMOX燃料集合体の中は、ウラン燃料集合体に比べて中性子が少ない状態になっている。 MOX燃料集合体とウラン燃料集合体が隣り合わせになると、ウラン燃料近傍からMOX燃料に中性子が流れ込み、MOX燃料集合体の外周部の燃料棒出力が高くなりやすい。 	<ul style="list-style-type: none"> プルトニウム含有率を変えた燃料棒を使用する。(4種類程度) 燃料外周部の燃料はプルトニウム含有率を小さくし出力分布に偏りが出ないようにする。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料の燃料棒の出力分布はウラン燃料とほぼ同等にできる。 	B

※A: MOX燃料を採用しても、有意な影響はないもの。

B: MOX燃料採用に併せ、設計および製造段階や作業時の対策等をとることで、影響を十分低減できるもの。

C: MOX燃料採用に伴う影響を考慮しても、判断基準に対して十分余裕があり、安全上問題ないもの。

第1表 MOX燃料の採用による影響についての内容、対策および見解 (3/4)

MOX燃料の採用による影響	内 容	対 策	見 解	区分け※	
核的性質	9. 核分裂収率が異なるため、よう素、トリチウム、アクチニドの生成が増加する。	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料を装荷した場合、プルトニウムの核分裂が増えるため、炉内におけるよう素等の蓄積量は若干増加し、希ガスの蓄積量は7割程度まで減少するという傾向がある。 事故時の核分裂生成物の放出率はMOX燃料がウラン燃料より若干大きい 	<ul style="list-style-type: none"> 平常時の線量評価においては希ガスが支配的であるが、希ガスの蓄積量の減少については保守的にこれを考慮しない。 安全評価に用いる放出率は、希ガス10%、よう素5%であり、MOX燃料とウラン燃料の放出率の差は、安全評価に用いる放出率をもつ、そもそもの保守性に十分包絡される。 	<ul style="list-style-type: none"> 平常時の被ばく量は増えることは無い。 事故時における被ばく量の評価結果は、ウラン燃料の場合と変わらない。 	A
	10. 使用済燃料の崩壊熱が増加するため、貯蔵管理、廃棄物管理に影響がある。	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料は、ウラン燃料と同じ燃焼期間であれば、ウラン燃料よりも崩壊熱が高くなる。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料は、ウラン燃料に比べて原子炉での燃焼期間が短いため、使用済燃料プールに貯蔵するときの崩壊熱はウラン燃料と同等である。 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール内の使用済燃料の発熱量が最も大きくなる場合でも、判断基準を満たすことを確認している。 	C
	11. 遅発中性子割合が減少するため、反応度投入事象時に出力が上昇しやすくなる。	<ul style="list-style-type: none"> ^{239}Puの遅発中性子割合は^{235}Uの遅発中性子割合の1/3程度である。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料は^{239}Puのみで構成されているわけではなく、また、全燃料560体のうち228体MOX燃料を装荷した場合でも残りはウラン燃料であるため、炉心として平均化された実効遅発中性子割合の減少はウラン燃料のみの炉心の1割程度にとどまる。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX炉心では落下制御棒の周りにウラン燃料より反応度の低いMOX燃料が多く装荷される。このため、落下制御棒周り以外の周辺領域の出力が相対的に高くなり、制御棒が落下した際により広い範囲の燃料棒のエンタルピーが破損しきい値を超えやすくなる。(破損燃料棒割合は、ウラン炉心約3.1%、MOX炉心約4.0%) しかしながら、被ばく量が最も大きい事象である「主蒸気管破断」に比べて一桁低い。(0.090に対し0.0088mSv) 	C

※A：MOX燃料を採用しても、有意な影響はないもの。

B：MOX燃料採用に併せ、設計および製造段階や作業時の対策等をとることで、影響を十分低減できるもの。

C：MOX燃料採用に伴う影響を考慮しても、判断基準に対して十分余裕があり、安全上問題ないもの。

第1表 MOX燃料の採用による影響についての内容、対策および見解（4/4）

MOX燃料の採用による影響	内容	対策	見解	区分け※	
核的性質	1 2. 新燃料の放射能が大きくなるため、輸送、作業時に被ばく量が増加する。	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料の線量当量率はウラン燃料に比べ、表面で約70倍、表面から1m離れたところでの影響は約50倍となる解析例がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、放射線業務従事者の被ばくを、合理的かつできる限り低減する設計とする。 MOX新燃料の取扱いに当っては遠隔操作による燃料との距離の確保や燃料近辺での作業時間の短縮、必要に応じた遮へい体の設置等の被ばく低減対策を講じる。 	<ul style="list-style-type: none"> 作業に合わせた被ばく低減対策を取る事で、ウラン新燃料と同様に取り扱う事ができる。 	B
	1 3. 発ガン性のある、α線を放出する。	<ul style="list-style-type: none"> MOX新燃料のα線の放射能は、ウラン新燃料の約10000倍である 	<ul style="list-style-type: none"> アルファ線は紙1枚で遮へいされ、燃料被覆管を透過しない。 	<ul style="list-style-type: none"> 特に影響はない。 	A
	1 4. 高速中性子割合が増加するため、炉内構造物等の劣化が考えられる。	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料を装荷すると炉心平均の高速中性子が5%程度増加する。 圧力容器や炉内構造物は高速中性子の照射によって脆化する可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 圧力容器への高速中性子の照射による影響がほとんどないことを確認。 その他炉内構造物についても、影響は少ないことを確認。また、従来より国の基準に従い点検・管理、および必要に応じ修理を行っており、健全性を確保することができる。 	<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料の使用により炉内の高速中性子が増加しても、炉内構造物に有意な影響を与えることはない。 	A

※A：MOX燃料を採用しても、有意な影響はないもの。

B：MOX燃料採用に併せ、設計および製造段階や作業時の対策等をとることで、影響を十分低減できるもの。

C：MOX燃料採用に伴う影響を考慮しても、判断基準に対して十分余裕があり、安全上問題ないもの。

