

第2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
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。	第2回資料5に一部記載していましたが別途一覧表にまとめます。
2	(全般)	—	MOX燃料の装荷時期が遅れた場合の影響評価を示すこと。	P 1
3	(全般)	—	移行炉心の特性について示すこと。	P 2
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 3, 4 有害度については論点1のスライドを改訂します。
5	論点1	2	「温度の上昇はわずか1℃」の記載を脆性遷移温度の上昇であることがわかる記載とすること。	P 5, 6
6	論点1	4	「ボロン添加率を設計の最小値とする」の考え方を記載すること。	P 7, 8
7	論点1	4	ウラン燃料, MOX燃料それぞれのプール水温4℃での無限増倍率を示すこと。	P 7, 8
8	論点2	5	MOX燃料使用実績について, 加工工場別, 燃料タイプなどで判りやすく整理すること。	検討中
9	論点2	7	MOX燃料破損実績についての電力見解を示すこと。	P 9, 10
10	論点2	7	「異物混入」について冷却材中の異物によるものであることがわかる記載とすること。	P 10, 11
11	論点3	7	燃料棒タイプが4つあるが燃料製造で間違いなく集合体の所定の場所に配置されることについて製造フローを用いて説明すること。また, 製造時の表面汚染(α 核種)の管理についても説明すること。	P 12

12	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。	中部, 四国, 九州の3社においては国の立ち入り実績がないことを確認しました。
13	論点3	8	MOX 燃料の照射試験実績があれば示すこと。	P13, 14
14	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15の中で説明してほしい。	拝承
15	論点4	12	輸送容器の設計においてMOX新燃料で想定している線量の範囲を示すこと。	P15, 16, 17
16	論点5	15	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。	検討中
17	論点6	17	使用済 MOX 燃料の貯蔵場所を明確にすること	P18, 19
18	論点6	17	貯蔵容量に十分な余裕がある記載において, 前提を記載すること。(最新号機でプール容量に余裕がある等)	P18, 19
19	論点8	23	プルスポットの通常時の影響について示すこと。	P20
20	論点8	23	NSRR や SPERT の実験内容を詳しく記載すること。	P21, 22
21	資料-6	11	第2-1表中の出力分布の BASALA での検証試験でのボイドについて別途説明すること。	検討中
22	資料-6	11	第2-1表中の反応度での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。	検討中
23	資料-6	11	第2-1表中の燃焼計算の備考欄を分かりやすい記載とすること。	検討中
24	資料-6	11	第2-1表中の反応度のドブプラ係数についてはデータ取得の今後の展望について説明すること。	検討中

MOX燃料の装荷時期の遅れによる影響

MOX燃料の製造後、装荷時期が想定より遅れた場合、 ^{241}Pu が半減期約14年で ^{241}Am に壊変し、Pu組成が時間とともに変化するため、核特性が若干変化する。

装荷時期が5年遅れた場合、MOX燃料1体当たりにおいて、 $2.2\% \Delta k$ 程度の反応度低下は見られるが、ウラン燃料側の体数調整等によりサイクルを通じて運転可能な反応度は確保できる。

また、MOX燃料228体を装荷した炉心に対して、5年の装荷時期の遅れによるPu組成変化の反応度係数に対する影響評価を以下に示す。

1. 減速材ボイド係数* (冷却材中の泡の増減による影響度合を示す)

装荷遅れに伴い中性子吸収効果の大きい ^{241}Am が増加するため、僅かに負側に変化する。(絶対値で0.5%以下)

2. ドップラ係数* (燃料の温度による影響度合を示す)

燃料の温度が上昇した場合に中性子吸収効果の大きい ^{238}U と ^{240}Pu の量は、装荷遅れにより変化しないため、ほとんど変化しない。(絶対値で0.1%以下)

なお、安全評価に当たっては、このような装荷遅れの影響などを考慮した上で、MOX燃料228体を装荷した炉心の減速材ボイド係数を1.02倍、ドップラ係数を0.99倍した値を入力とし、評価を実施している。

※ : 核分裂生成物の崩壊に伴って発生する中性子の割合を考慮している。

移行炉心を含めた炉心特性について

以下①～③の炉心における三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる炉心特性の解析例（最大価値制御棒1本引き抜き時の実効増倍率（停止余裕），最大線出力密度，最小限界出力比）を第1表に示す。

これより，いずれの場合においても，設計目標または制限値を満足して運転可能であることがわかる。

- ① 9×9燃料及びMOX燃料76体を装荷した炉心（移行第1炉心）
- ② 9×9燃料及びMOX燃料152体を装荷した炉心（移行第2炉心）
- ③ 9×9燃料及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心（平衡炉心）

第1表 サイクル期間中の炉心特性解析例

	停止余裕	最大線出力密度		最小限界出力比	
	【設計目標】 0.99 未満	【通常運転時の熱的制限値】 44.0 [kW/m] 以下		【通常運転時の熱的制限値】 9×9燃料：1.26 以上 MOX燃料：1.27 以上	
	—	9×9燃料	MOX燃料	9×9燃料	MOX燃料
①	0.972	39.4	39.8	1.44	1.58
②	0.972	36.5	40.0	1.41	1.49
③	0.975	36.0	39.7	1.46	1.53

※：ここでは代表として9×9燃料を9×9燃料（A型）とした場合の解析例を示す。

①について

- ・ プルトニウムはアルファ線を出すため、体内に取り込まれた場合、長い潜伏期間を経て発ガンの可能性がある。

ただし、MOX燃料では、プルトニウムとウランを混ぜ合わせた粉末をセラミック状に焼き固めたもの（ペレット）が金属製の管（燃料被覆管）の中に密封されていることから、プルトニウムそのものが外に出てくる心配はない。

[参考] 燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）を挿入し、両端を密封した構造（以下、「ウラン燃料棒」という）、又はMOX焼結ペレットを挿入し、両端を密封した構造（以下、「MOX燃料棒」という。）としている。（原子炉設置変更許可申請書 P.14）

- ・ MOX新燃料の放射能は、ウラン新燃料に比べて、 α 崩壊で1000倍程度高くなり、使用済MOX燃料の放射能は、使用済ウラン燃料に比べて α 崩壊で10倍程度高くなる（別紙1-1）。

②について

- ・ MOX燃料とウラン燃料を比較すると、その特性には多少差があるが、その差の程度やそれが及ぼす影響の程度は、今までのデータや知見より把握されている。MOX燃料の原子炉内への装荷率が燃料全体の3分の1程度までの使用範囲であれば、ウラン燃料だけを使用した場合と基本的に同じ安全設計・評価が可能である。

[参考] 原子炉設置変更許可申請書に記載しているMOX燃料の装荷体数（最大228体）は、重量比で約3分の1である。（原子炉設置変更許可申請書 P.11）

- ・ MOX燃料を装荷すると炉心平均の高速中性子（エネルギーが高い中性子）が5%程度増加するが、炉内構造物等に有意な影響を与えることはない。

i) 原子炉圧力容器

炉心付近の原子炉圧力容器は、高速中性子の照射を受けることにより、温度が低下したときに硬く脆くなる傾向（脆化）がある。この脆化の程度を把握するために、4セットの試験片を炉心領域に装荷し、計画的に試験を行い（発電所運転中に計4回：運転初期（第2回定期検査時取出済）、運転中2回、運転末期）、脆化の影響が出ない温度を算出している（JEAC4201）。

仮に高速中性子照射量が20%増加した場合を仮定して、照射による脆化の影響が出ない温度を計算すると、わずかに1℃程度上昇するのみであり、MOX燃料装荷による脆化に対する影響は少ない。

ii) 燃料被覆管及びチャンネルボックス

燃料被覆管及びチャンネルボックスの材料は、高速中性子の照射を受けることにより脆化していく傾向にあるが、照射量がある一定以上になると、その傾向は飽和する。この場合でも構造強度に関する国の基準が維持されることが確認されている。

iii) 制御棒

女川3号機で使用している、ボロンカーバイド型制御棒は、中性子照射による構造材の脆化によってその機能が維持できなくなる事例はこれまでにない。

なお、同型の制御棒は、ホウ素（ボロン）が熱中性子をよく吸収する性質を利用しており、熱中性子を吸収することによりボロンが減少していく。そのため、制御棒の劣化は熱中性子照射量に依存し、高速中性子照射量増加による影響はない。

iv) 炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、ジェットポンプ等

高速中性子の照射により応力腐食割れを起こした場合に備えて、これら炉内構造物については、従来より国の技術基準に従い、点検・管理、および必要に応じ修理を行うことにより健全性を確保することとしている。

ウラン燃料とMOX燃料の放射能の比較

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1000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	0.1	0.1
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

論点1. プルトニウムの特性(その3-1)

【検討課題】②プルトニウムが含まれているMOX燃料は、従来のウラン燃料とは特性が変わり、原子力発電所の運転に悪影響を与えるのではないかと。

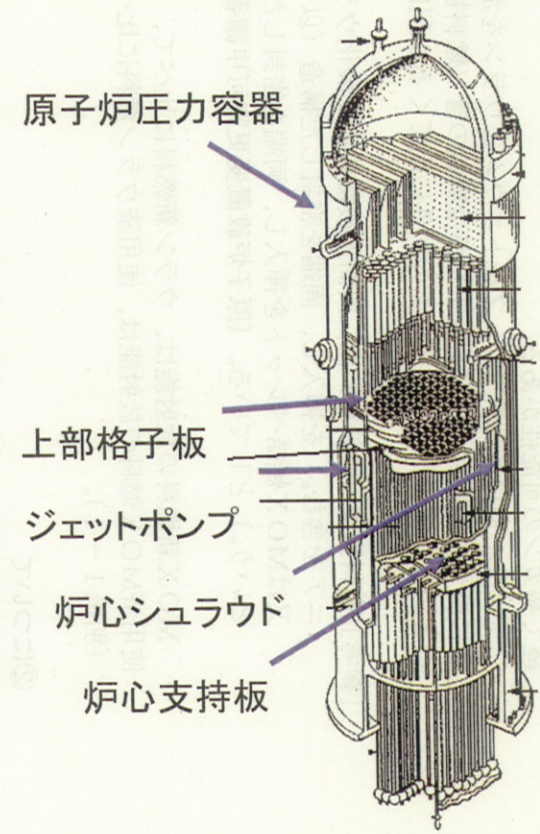
【電力の見解】MOX燃料を装荷するとエネルギーの高い中性子束が炉心平均で5%程度増加するが、炉内構造物等に影響を与えない。他の影響については表1参照。

原子炉圧力容器

- ・脆化(※)の程度を把握するために試験片を炉心付近に装荷し、計画的に試験を実施している。
- ・原子炉圧力容器は、試験の結果から脆化(※)の影響の出ない容器温度等を算出し、その温度以上で使用する。
- ・なお、高速中性子照射量を保守的に20%増加した場合を仮定しても、温度の上昇はわずか1℃程度。

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、ジェットポンプ等

- ・国の技術基準に従い、点検・管理、および必要に応じ修理を行うことにより健全性を確保する



(※)硬く、脆くなること。温度が低いときにその影響が顕著になる。

①について

- ・ プルトニウムはアルファ線を出すため、体内に取り込まれた場合、長い潜伏期間を経て発ガンの可能性がある。
ただし、MOX燃料では、プルトニウムとウランを混ぜ合わせた粉末をセラミック状に焼き固めたもの（ペレット）が金属製の管（燃料被覆管）の中に密封されていることから、プルトニウムそのものが外に出てくる心配はない。

[参考] 燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）を挿入し、両端を密封した構造（以下、「ウラン燃料棒」という）、又はMOX焼結ペレットを挿入し、両端を密封した構造（以下、「MOX燃料棒」という。）としている。（原子炉設置変更許可申請書 P.14）

- ・ MOX新燃料の放射能は、ウラン新燃料に比べて、 α 崩壊で1000倍程度高くなり、使用済MOX燃料の放射能は、使用済ウラン燃料に比べて α 崩壊で10倍程度高くなる（別紙1-1）。

②について

- ・ MOX燃料とウラン燃料を比較すると、その特性には多少差があるが、その差の程度やそれが及ぼす影響の程度は、今までのデータや知見より把握されている。MOX燃料の原子炉内への装荷率が燃料全体の3分の1程度までの使用範囲であれば、ウラン燃料だけを使用した場合と基本的に同じ安全設計・評価が可能である。

[参考] 原子炉設置変更許可申請書に記載しているMOX燃料の装荷体数（最大228体）は、重量比で約3分の1である。（原子炉設置変更許可申請書 P.11）

- ・ MOX燃料を装荷すると炉心平均の高速中性子（エネルギーが高い中性子）が5%程度増加するが、炉内構造物等に有意な影響を与えることはない。

i) 原子炉压力容器

炉心付近の原子炉压力容器は、高速中性子の照射を受けることにより、温度が低下したときに硬く脆くなる傾向（脆化）がある。この脆化の程度を把握するために、4セットの試験片を炉心領域に装荷し、計画的に試験を行っている（発電所運転中に計4回：運転初期（第2回定期検査時取出済）、運転中2回、運転末期）。

試験の結果から脆化の影響の出ない温度を算出（JEAC4201）し、その結果に基づき容器及び原子炉冷却材温度の制限値を定め、その温度以上で管理している。

仮に高速中性子照射量を保守的に20%増加した場合を仮定して、照射による脆化の影響が出ない温度を算出しても、わずかに1℃程度上昇するのみであり、MOX燃料装荷による脆化に対する影響は少ない。

ii) 燃料被覆管及びチャンネルボックス

燃料被覆管及びチャンネルボックスの材料は、高速中性子の照射を受けることにより脆化していく傾向にあるが、照射量がある一定以上になると、その傾向は飽和する。この場合でも構造強度に関する国の基準が維持されることが確認されている。

iii) 制御棒

女川3号機で使用している、ボロンカーバイド型制御棒は、中性子照射による構造材の脆化によってその機能が維持できなくなる事例はこれまでにない。

なお、同型の制御棒は、ホウ素（ボロン）が熱中性子をよく吸収する性質を利用しており、熱中性子を吸収することによりボロンが減少していく。そのため、制御棒の劣化は熱中性子照射量に依存し、高速中性子照射量増加による影響はない。

iv) 炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、ジェットポンプ等

高速中性子の照射により応力腐食割れを起こした場合に備えて、これら炉内構造物については、従来より国の技術基準に従い、点検・管理、および必要に応じ

論点1. プルトニウムの特長(その4)

【補 足】貯蔵時の臨界可能性について

【電力の見解】最も厳しい状態を想定しても、貯蔵燃料の臨界を防止することが出来る。

使用済燃料プールについて、臨界になりやすい条件を想定して評価している

・プール水温度

4°C(中性子の減速効果が最も高い温度)を想定する。

・ボロン(中性子吸収材)添加率

貯蔵ラックのボロン添加率は設計の最小値とし、安全側の評価とするため(臨界になりやすいように)ボロンによる中性子吸収量を少なく想定する。

・貯蔵ラックの製造公差

板材肉厚は設計の最小値とし、ラックによる中性子吸収量を少なく想定する。

格子間隔, ラック内幅を設計の最小値とし燃料集合体間の距離を短く想定する。

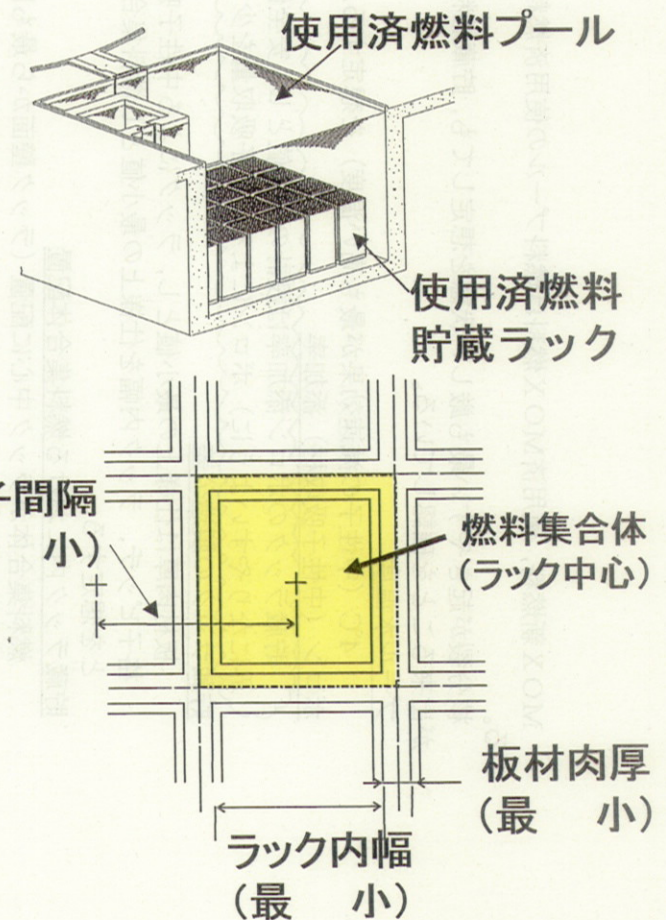
・貯蔵ラック内における燃料集合体配置

燃料集合体をラック中心に配置した(ラック壁面から最も離れた)状態とし、ラックによる中性子吸収量を少なく想定する。

・燃料集合体の無限増倍率

ウラン燃料の評価と同様、実際に使用する燃料の無限増倍率に対し、5%程度大きくなるように余裕をもって想定する。

(MOX燃料:1.23, ウラン(9×9, 高燃焼度8×8)燃料:1.30)



- MOX新燃料, 使用済MOX燃料は燃料プールの使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される。
核分裂が起きやすい最も厳しい状態を想定しても, 貯蔵燃料の臨界を防止することが出来ることを確認している。

プール水温度

4℃ (中性子の減速効果が最も高い温度) を想定する。

ボロン (中性子吸収材) 添加率

貯蔵ラックのボロン添加率は設計の最小値とし, 安全側の評価とするため (臨界になりやすいように) ボロンによる中性子吸収量を少なく想定する。

貯蔵ラックの製造公差

板材肉厚は仕様上の最小値とし, ラックによる中性子吸収量を少なく想定する。
格子ピッチ, ラック内幅を仕様上の最小値とし燃料集合体間の距離が小さいことを想定する。

貯蔵ラック内における燃料集合体配置

燃料集合体がラック中心に配置 (ラック壁面から最も離れた位置) された状態を想定する。

燃料集合体の無限増倍率

ウラン燃料の評価と同様, 実際に使用する燃料の無限増倍率に対し, 5%程度大きくなるように余裕をもって想定する。

(MOX燃料1.23, ウラン (9×9, 高燃焼度 8×8) 燃料1.30)

○国の見解 (発電用軽水炉型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について 4. 結論)

- 現在までに得られている知見を基に, 軽水炉において取替燃料の一部として使用が予想されるMOX燃料及びそれを装荷した炉心について検討を行った結果, 検討範囲としたMOX燃料の特性, 挙動は, ウラン燃料と大きな差はなく, また, 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, 従来の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し支えないものと判断する。

ことはない。(別紙1参照)

③について

- 国内で製造され、国内で使用された MOX 燃料に破損は発生していない。また海外での MOX 燃料の破損も、その破損原因は、ウラン燃料と同様、燃料製造や異物等に起因するものであり、MOX 燃料に起因する特異な破損は報告されていないことから、現在の MOX 燃料設計及び製造で問題ないと考える。(別紙2参照)

○国の見解

(1/3 MOX 報告書)

(1) 燃料及び装荷炉心の一般的な特徴

MOX燃料の軽水炉における核的特性及びその物性、照射挙動は、①ウラン燃料に比べ差があるものの、これらは把握されており、これまでに得られている経験、データ等からは、安全に係わる特段の問題は生じていない

(2) 燃料の使用実績並びに照射後試験結果について

以上のように、①③MOX燃料の使用についてはこれまで相当の実績があり、また、安全上の課題も特には見当たらないことから、今後、軽水炉において取替燃料の一部としてMOX燃料を使用する上で基本的な技術は確立されているものと判断する。

(3) 熱・機械設計について

プルトニウムを含有するペレットの主要な物性はこれまでの研究等により把握されており、また、①MOXペレットの照射に伴うふるまいについても、その製造方法の相違までも含めて照射後試験等により詳細なデータが採取されている。今回検討を行った燃料設計手法にはMOX燃料の物性や照射挙動のウラン燃料からの変化が適切に考慮されている。

(4) 核設計について

代表的な炉心における設計例の検討の結果から、②MOX燃料集合体の装荷率が1/3程度であれば、ウラン燃料炉心と同等の特性を有する炉心設計は可能と考えられる。

論点2. MOX燃料の使用実績(その3)

【検討課題】③過去にMOX燃料が破損した例があるが、問題はないか。

【電力の見解】MOX燃料に起因する特異な破損(燃料被覆管の変形等)は報告されていないことから、現在のMOX燃料設計及び製造で問題ないと考える。

MOX燃料の破損実績

【国内】

国内で製造、使用されたMOX燃料に破損は発生していない。

【海外】

燃料製造に起因する破損や原子炉冷却材中の異物に起因する破損が発生しているがいずれもMOX燃料に特異なものではない。

燃料製造に起因する破損

- ・過度なクラッドによる局所腐食
- ・端栓溶接不良
- ・被覆管水素化
- ・水質に起因する局所腐食

原子炉冷却材中の異物に起因する破損

- ・フレットイング

破損原因対策済み、近年これらの原因による破損事例の報告なし

MOX燃料の破損実績について

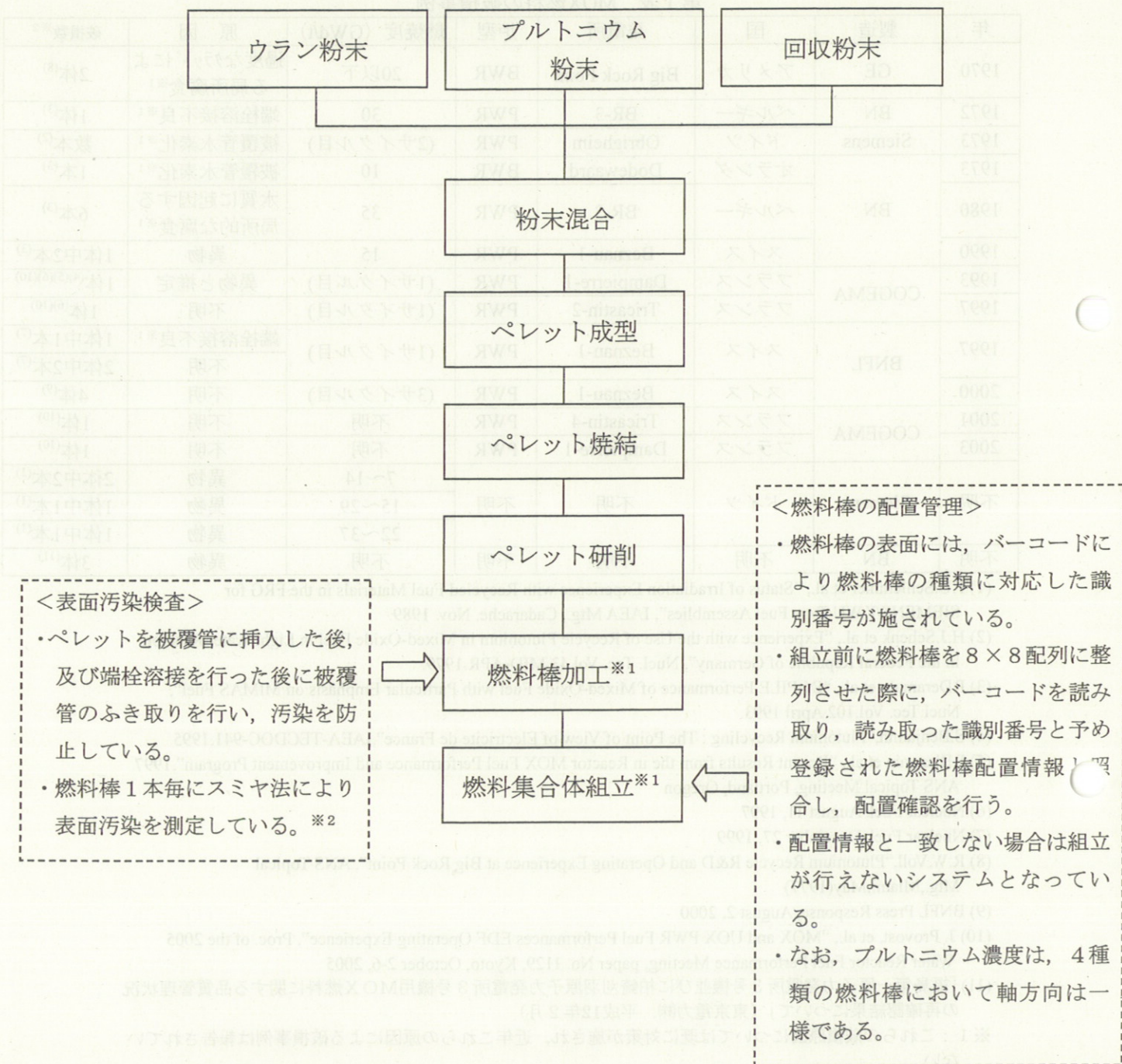
MOX燃料の破損事例を第1表に示す。国内で製造され、国内で使用されたMOX燃料に破損は発生しておらず、また海外でのMOX燃料の破損も、その破損原因はウラン燃料と同様、燃料製造や原子炉冷却材中の異物等に起因するものであり、MOX燃料での特異な破損（燃料被覆管の変形等）は報告されていない。

第1表 MOX燃料の破損事例

年	製造	国	発電所	炉型	燃焼度 (GWd/t)	原因	破損数 ^{*2}
1970	GE	アメリカ	Big Rock Point	BWR	20以下	過度なクラッド ¹ による局所腐食 ^{*1}	2体 ⁽⁸⁾
1972	BN	ベルギー	BR-3	PWR	30	端栓溶接不良 ^{*1}	1体 ⁽³⁾
1973	Siemens	ドイツ	Obrigheim	PWR	(2サイクル目)	被覆管水素化 ^{*1}	数本 ⁽²⁾
1973		オランダ	Dodewaard	BWR	10	被覆管水素化 ^{*1}	1本 ⁽³⁾
1980	BN	ベルギー	BR-3	PWR	35	水質に起因する局所的な腐食 ^{*1}	6本 ⁽³⁾
1990		スイス	Beznau-1	PWR	15	異物	1体中2本 ⁽³⁾
1993	COGEMA	フランス	Dampierre-1	PWR	(1サイクル目)	異物と推定	1体 ⁽⁴⁾⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽¹⁰⁾
1997		フランス	Tricastin-2	PWR	(1サイクル目)	不明	1体 ⁽⁶⁾⁽¹⁰⁾
1997	BNFL	スイス	Beznau-1	PWR	(1サイクル目)	端栓溶接不良 ^{*1}	1体中1本 ⁽⁷⁾
						不明	2体中2本 ⁽⁷⁾
2000		スイス	Beznau-1	PWR	(3サイクル目)	不明	4体 ⁽⁹⁾
2001	COGEMA	フランス	Tricastin-4	PWR	不明	不明	1体 ⁽¹⁰⁾
2003		フランス	Dampierre-1	PWR	不明	不明	1体 ⁽¹⁰⁾
不明	Siemens	ドイツ	不明	不明	7~14	異物	2体中2本 ⁽¹⁾
					15~29	異物	1体中1本 ⁽¹⁾
					22~37	異物	1体中1本 ⁽¹⁾
不明	BN	不明	不明	不明	不明	異物	3体 ⁽¹¹⁾

- (1) F.U.Schlemmer et al., "Status of Irradiation Experience with Recycled Fuel Materials in the FRG for SIEMENS/KWU Type Fuel Assemblies", IAEA Mtg., Cadarache. Nov. 1989.
- (2) H.J.Schenk et al., "Experience with the Use of Recycle Plutonium in Mixed-Oxide Fuel in Light Water Reactors in the Federal Republic of Germany", Nucl. Tec. Vol.43 MID-APR.1979.
- (3) P.Deramaix et al., "IN-PILE Performance of Mixed-Oxide Fuel with Particular Emphasis on MIMAS Fuel", Nucl.Tec. Vol.102 April 1993.
- (4) S.Benjamin, "Plutonium Recycling : The Point of View of Electricite de France", IAEA-TECDOC-941, 1995
- (5) P.Blanpain et al., "Recent Results from the in Reactor MOX Fuel Performance and Improvement Program", 1997 ANS Topical Meeting, Portland, Oregon
- (6) Nuclear Fuel, August 11, 1997
- (7) Nuclear Fuel, December 27, 1999
- (8) R.W.Voll, "Plutonium Recycle R&D and Operating Experience at Big Rock Point", ANS Topical Mtg., Miami, May(1977)
- (9) BNFL Press Response, August 2, 2000
- (10) J. Provost, et al., "MOX and UOX PWR Fuel Performances EDF Operating Experience", Proc. of the 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, paper No. 1129, Kyoto, October 2-6, 2005
- (11) 「福島第一原子力発電所3号機並びに柏崎刈羽原子力発電所3号機用MOX燃料に関する品質管理状況の再確認結果について」(東京電力㈱, 平成12年2月)
- ※1 : これらの破損原因については既に対策が施され、近年これらの原因による破損事例は報告されていない
- ※2 : 体数のみ記載 : 破損燃料棒を含む燃料集合体数のみ分かるもの (破損燃料棒本数は不明)
 本数のみ記載 : 破損燃料棒の数のみ分かるもの (破損燃料棒を含む燃料集合体数は不明)
 体数, 本数が記載 : 破損燃料棒の本数, 体数が分かるもの

MOX 燃料の製造工程 (海外工場の例)
 (燃料棒の配置管理と表面汚染検査について)



※1 ウランが装填された燃料棒及び必要な部材の全ては日本で製造し、海外工場へ持ち込む。
 ※2 発電所受入時においても、スミヤ法により表面汚染を測定する予定である。

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、MOX燃料の照射試験データを取得しMOX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、照射後試験の項目は以下の通りである。

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号に装荷するMOX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。

(1) 非破壊試験

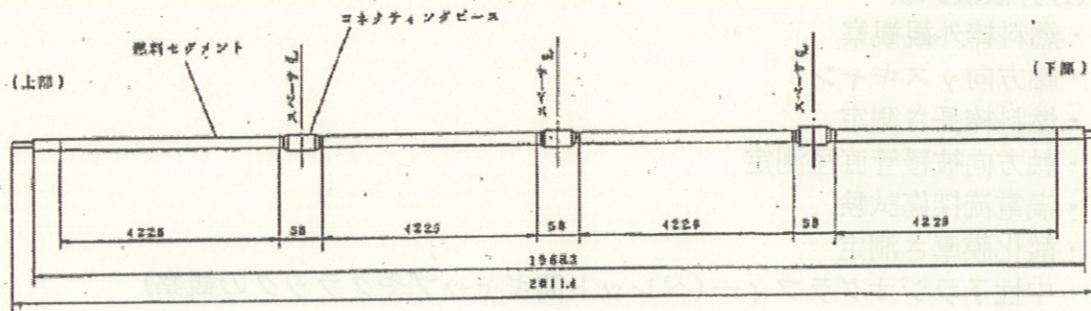
- ・燃料棒外観観察
- ・軸方向γスキャン
- ・燃料棒長さ測定
- ・軸方向被覆管直径測定
- ・渦電流探傷試験
- ・酸化膜厚さ測定
- ・中性子ラジオグラフィ(ペレット間ギャップやクラックの観察)

(2) 破壊試験

- ・パンクチャ試験, ガス分析(FPガス放出率, ヘリウム放出量の測定)
- ・ α オートルラジオグラフィ(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)
- ・ペレット密度測定※
- ・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)

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%
Puf 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	



第1図 照射試験用燃料棒

論点4. 輸送時の安全対策(その1-1)

p0

【検討課題】MOX燃料は新燃料でもウランより放射線が強いが、安全に輸送することができるのか。

【電力の見解】専用の輸送容器、輸送船を用いることにより、安全に輸送できる。

・MOX新燃料は、プルトニウムを含むため、ウラン新燃料に比べ高線量となる。

- ①²⁴¹Pu(半減期約14.3年)から生成される²⁴¹Amから発生するガンマ線の影響
- ②²³⁸Puと、²⁴⁰Puから発生する中性子線の影響

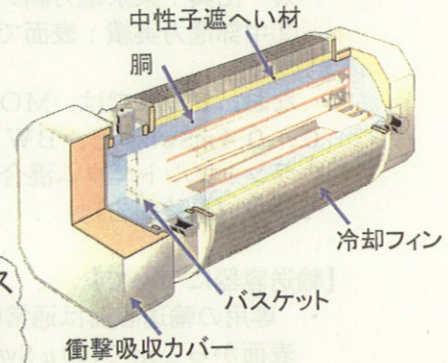
	線量当量率(mSv/h)	
	燃料表面	燃料表面から1m
ウラン燃料	0.04	0.002
MOX燃料	2.7	0.1

・輸送容器は、落下、火災、水没を考慮した法令に定める試験でも健全性が確保されるものを使用する。また、輸送前には輸送容器の線量当量率および表面温度を測定する。

輸送時の法令要求(輸送容器収納時)			先行実績例
線量当量率	表面	2mSv/h以下	≦30μSv/h
	表面から1m	100μSv/h以下	≦6μSv/h
表面温度	85℃以下		≦47.6℃

・BWR用MOX新燃料は、発熱量が低く、被覆管も厚いため発熱による影響は無い。

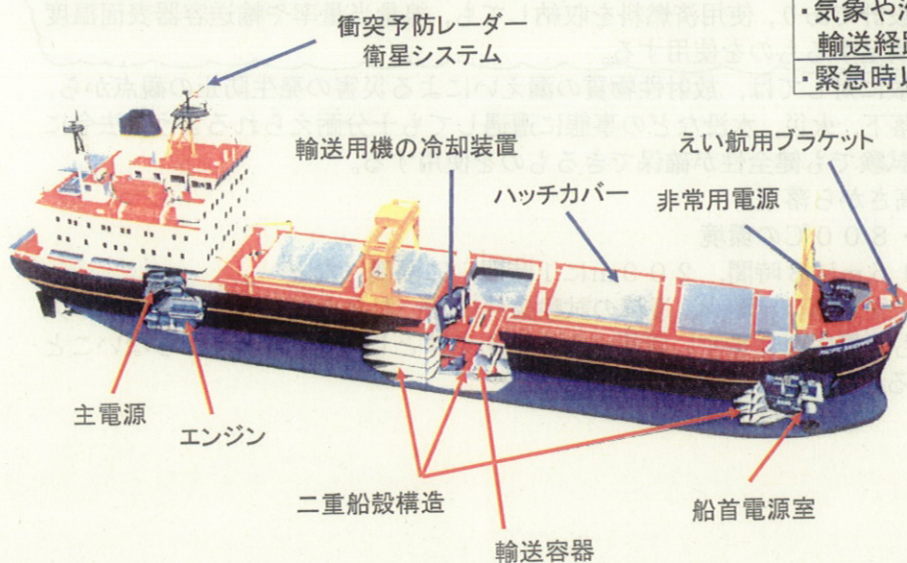
・MOX新燃料の輸送容器は、1990年代に日本からフランスに運んだ使用済燃料の輸送容器と同じ設計であり、使用済燃料を収納しても法令要求を満足するものを使用する。



論点4. 輸送時の安全対策(その1-2)

p1

・MOX新燃料は専用の輸送船により、海上輸送により直接発電所の専用港に運搬される。



①輸送時の対策
・専用船の使用
・武装護衛船による護衛
・気象や沿岸地域の状況を考慮した輸送経路の選定
・緊急時以外は無寄航

②専用船の設計
・二重船殻構造および耐衝突構造
・固縛設備
・非常用電源設備や航海設備
・機関室消火設備
・放射線管理設備
・船倉冷却設備
・非常用漲水装置
・放射線モニタ

線量当量率の評価条件

- ウラン燃料：9×9燃料
 - MOX燃料：
 - Pu組成：低組成（Pu_f割合62%）
 - 再処理後の期間：2年経過
- 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

- 先行電力におけるMOX燃料の線量当量率の実績は以下のとおり。

①東京電力実績

	線量当量率 (mSv/h)	
	燃料表面	燃料表面から1m
MOX燃料	1.01 [*]	約0.1 [*]

※ 出典：東京電力(株)プルサーマルPA資料

②中部電力実績：表面で1mSv/h程度

なお、PWRでは、MOX燃料集合体の表面線量率は約1.1mSv/h（ウラン燃料は約0.04mSv/h）と、BWRと比べて高くなる例がある。（北海道「泊発電所3号機のウラン・プルトニウム混合酸化燃料の使用計画（プルサーマル計画）に係る安全性について（最終報告）」）

【輸送容器について】

- 専用の輸送容器は通常輸送時には、法令に定める線量当量率基準、表面で2mSv/h、表面から1mで100μSv/hを超えない設計となっており、表面温度についても、同様に法令基準85℃を超えない設計となっている。
- 実際のMOX新燃料輸送時の輸送容器の線量当量率と表面温度は以下のとおり。

先行電力の実績例（海上輸送開始前）		
線量当量率	表面	≤30μSv/h
	表面から1m	≤6μSv/h
表面温度		≤47.6℃

先行電力の実績例（発電所受入時最大）		
線量当量率	表面	0.0547mSv/h
	表面から1m	0.0079mSv/h

出典：愛媛県HP（収納MOX新燃料は四国電力用）

（BWR電力では、輸送時の輸送容器の線量当量率を公表していない。）

- MOX新燃料の輸送容器は、1990年代に日本からフランスに運んだ使用済燃料の輸送容器と同じ設計であり、使用済燃料を収納しても、線量当量率や輸送容器表面温度が法令要求を満足するものを使用する。
- 輸送時の事故に対しては、放射性物質の漏えいによる災害の発生防止の観点から、輸送容器は、落下、火災、水没などの事態に遭遇しても十分耐えられるよう、法令に定める以下の試験でも健全性が確保できるものを使用する。
 - 9mの高さから落下
 - 30分・800℃の環境
 - 水中（15mに8時間、200mに1時間）に浸漬 など
- 輸送容器を上記の落下、耐火、浸漬の試験条件においたときに、容器内部に水が入り、燃料が最も臨界になりやすい状態にある時を条件としても、臨界にならないことを確認している。

【輸送船について】

- ・ 輸送船は以下の構造や設備を有している。
 - 二重船殻構造および耐衝突構造
 - 固縛設備（輸送物の移動や転倒防止措置）
 - 非常用電源設備，航海設備，機関室消火設備（国際航海基準に準じる）
 - 放射線管理設備（放射性輸送物のため）
 - 船倉冷却設備（輸送物の表面温度を許容温度以下に保つため）
 - 非常用漲水装置（火災時に船倉内に水を漲水するため）
 - 放射線モニタ（貨物区域の線量当量率を監視するため）

PWRのMOX新燃料は，発熱による影響を考慮し，輸送中の加速度を制限しているが，BWRのMOX新燃料は1体あたりの発熱量がPWRの約10分の1であり，輸送容器の収納体数の差（BWR：21体以下，PWR：8体以下）を考慮しても熱源としては大きく下回ること，及び燃料被覆管が厚いことから，輸送中の加速度制限は設けていない。

- ※ PWRの出典は，北海道「泊発電所3号機のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用計画（プルサーマル計画）に係る安全性について（最終報告）」
- ※ BWRの発熱量の出典は，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）

○国の見解（安全審査結果）

- ・ 燃料集合体の機械設計においては，以下に示す事項を満足することが要求される。
 - ③ 燃料集合体は，輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。
- ・ MOX新燃料は，輸送及び取扱い中に受ける通常の荷重並びに輸送中の高温状態に耐えるように設計される。（安全審査書P.8）

これらのことから，本原子炉施設の燃料集合体の機会設計は要求事項を満足しており，妥当なものとして判断した。（安全審査書P.8）

論点6. 使用済MOX燃料の処分(その2)

p1

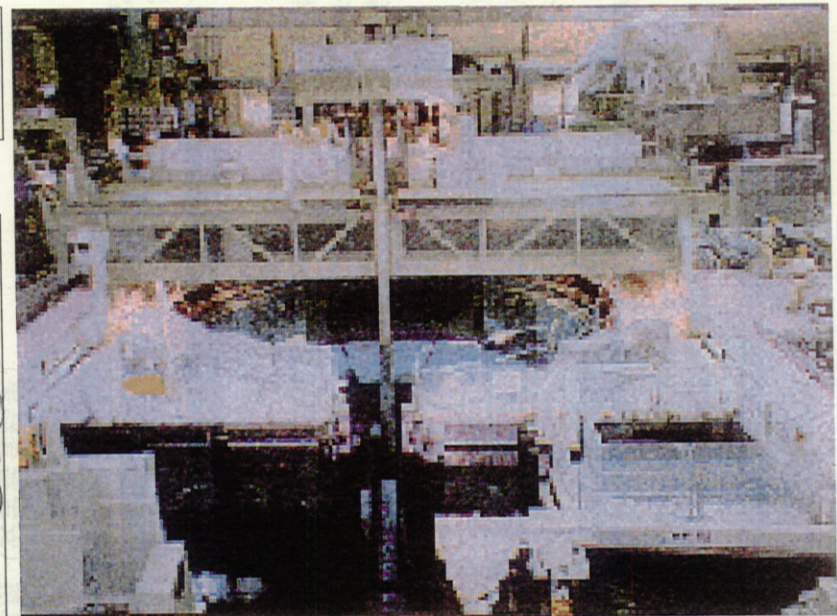
【検討課題】②使用済MOX燃料は、女川原子力発電所のどこに保管され、安全対策は万全か。

【電力の見解】女川3号機の使用済燃料貯蔵プールの容量は十分な余裕を有している。
使用済MOX燃料は、女川3号機の使用済燃料プール内のラックに貯蔵が可能である。

- 1回の定期検査ごとに最大76体(=228体/3回)程度の使用済MOX燃料が発生



- 女川3号機の使用済燃料プールは、運開後7年であり、現在でも十分な余裕を有している。
- 仮に女川3号機の使用済燃料プールが空であれば、定期検査約30回分(2256体/76体)貯蔵可能
- なお、東北電力の核分裂性プルトニウムの利用計画が年間0.2トンであることを考えると、実際の発生量は76体より少なくなる
- 使用済燃料プールの冷却能力については、論点12参照



論点6 使用済MOX燃料の処分

○検討課題

- ① 使用済MOX燃料の処分方法が決定されるまでの間は、女川原子力発電所に長期保管されるのではないか。
- ② 使用済MOX燃料は、女川原子力発電所のどこに保管され、安全対策は万全か。
- ③ 使用済MOX燃料を再処理すると、低・中レベル放射性廃棄物が発生するので、放射性廃棄物の全体量は増大するのではないか。
- ④ MOX燃料は1回燃やすと質が劣る。再処理できなくなる可能性があるのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 使用済MOX燃料は発電所内の使用済燃料貯蔵プールで貯蔵せざるを得ないと思うが、それによって貯蔵量が管理容量を超える事態は発生しないか。
- ・ 使用済MOX燃料の処分費用は、使用済ウラン燃料の4倍にもなる。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

①について

- ・ 使用済MOX燃料の処理の方策は、六ヶ所再処理工場の運転実績、高速増殖炉及び再処理技術に関する研究開発の進捗状況、核不拡散を巡る国際的な動向等を踏まえて2010年頃から検討を開始することとしている（原子力政策大綱P38）。
この検討では、使用済MOX燃料等を再処理する「第二再処理工場」について、具体的な設計等を決めていくことになる。従って原子力発電所に永久的にMOX燃料が貯蔵されることはない。

②について

- ・ 使用済MOX燃料は、これまでと同様に、女川3号機の使用済燃料貯蔵プール内のラックに貯蔵が可能である。（詳細は論点12を参照）
- ・ 女川3号機の使用済燃料プールは、運開後7年であり、現在でも十分な余裕を有している。
- ・ MOX燃料を最大228体装荷し続けると仮定した場合、1回の定期検査ごとに、そ約1/3を交換することから76体（=228体/3回）程度の使用済MOX燃料が発生する。女川3号機の使用済燃料貯蔵プールの管理容量は2256体であり、仮に使用済燃料プール空であれば、使用済MOX燃料が定期検査約30回分（2256体/76体）貯蔵可能となる。
- ・ なお、東北電力の核分裂性プルトニウムの利用計画が年間0.2トンであることを考えると、1回の定期検査で発生する使用済MOX燃料は、76体より少なくなることが考えられる。

③について

- ・ 使用済MOX燃料を再処理して分離された高レベル廃液はガラス固化され、使用済ウラン燃料と同様に処分することができる
- ・ 原子力委員会第9回新計画策定会議（平成16年10月）において、放射性廃棄物の全体量は体積にして同程度～6%増加するとの試算があるが、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度、体積及び処分場の面積を低減できるため、全量再処理が我が国の基本路線となっている。
- ・ 使用済MOX燃料の発生量は、使用済燃料の全発生量の1/10程度（プルスーマル実施基数約1/3×炉内装荷率1/3以下）だから、放射性廃棄物全体に与える影響はわずかである

プルトニウムスポット部の温度上昇に関する解析結果について

BWRの8×8タイプMOX燃料を対象として、プルトニウムスポット径400 μm 、プルトニウムスポットのPuO₂含有率は100wt%を解析条件として評価した結果、プルトニウムスポットと、それ以外の領域の温度差は最大約□℃であり、顕著な温度上昇には至らないことが確認されている。

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。

論点8-3 プルトニウムスポット

○検討課題

プルトニウムとウランを混合してMOX燃料を作るときに、プルトニウムの固まり（プルトニウムスポット）ができる場合があるといわれているが、燃焼の際に燃料棒の健全性が損なわれるのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ プルトニウムスポットができることは確かであり、燃料の健全性にどのような影響を与えるかは、必ずしも十分に解明されていない。
- ・ フランスのMIMAS法は、イギリスのSBR法に比べプルトニウムスポットができやすいとされている。
- ・ プルトニウムスポットは、MOX燃料中のプルトニウム含有率が大きいほど数も大きさも増す。それだけFPガスの放出率が増加すると考えられている。
- ・ プルトニウムスポットからガス状の核分裂生成物の放出率が多くなり、MOX燃料とウラン燃料の焼きむらも生じるので燃料破壊が起こりやすくなる。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ プルトニウムスポットがあると、その部分では他の部分より核分裂数が多くなり、局部的な発熱量やFPガスの放出率が高くなることが考えられる。
- ・ しかしながら、以下の通り、MOXペレット中に生じるプルトニウムスポットは十分小さく、燃料健全性に与える影響は無視し得るものである。
- ・ プルトニウムスポットの影響についての実験、解析結果を以下に示す。

【燃料破損への影響】

国内（NSRR）および海外（米 SPERT 実験）の試験用原子炉を用いた実験が行われている。

NSRR では、MOXペレットに直径 400 μm 、1100 μm の 100wt%PuO₂ を、米 SPERT では、ウランペレットに直径 550 μm の 100wt%PuO₂ を埋め込み、プルトニウムスポットが存在した場合を模擬して反応度投入試験を行った。その結果、いずれも燃料破損への影響はないことが確認された。

【ペレット温度の上昇】

400 μm のプルトニウムを仮定した解析では、プルトニウムスポットとそれ以外の領域の温度差は数十度程度と小さい。

【FPガス放出率の増加】

MIMAS法で製造されたMOX燃料について、FPガス放出率を測定した結果、ウラン燃料との差異はみられなかった（図8-4、8-5参照）。

【燃料棒内圧の上昇】

上記のようにFPガス放出率に差異がないため、内圧の上昇にも影響はない。これらの実験、解析結果より、直径 400 μm 程度のプルトニウムスポットが存在しても、ウラン燃料と比べて顕著な影響はないことを確認している。

- ・ MOXペレットの製造にあたっては、燃料健全性に影響を与えない範囲として、プルトニウムスポットの直径で400 μm 以下となるよう仕様を定めて製造管理を行なう。
- ・ なお、現在、加工事業者で採用している製造方法（MIMAS法、SBR法）では、実際のプルトニウムスポットの大きさは最大でも等価直径200 μm 以下であることが報告されている（図8-6、8-7(1)(2)参照）。

：変更箇所

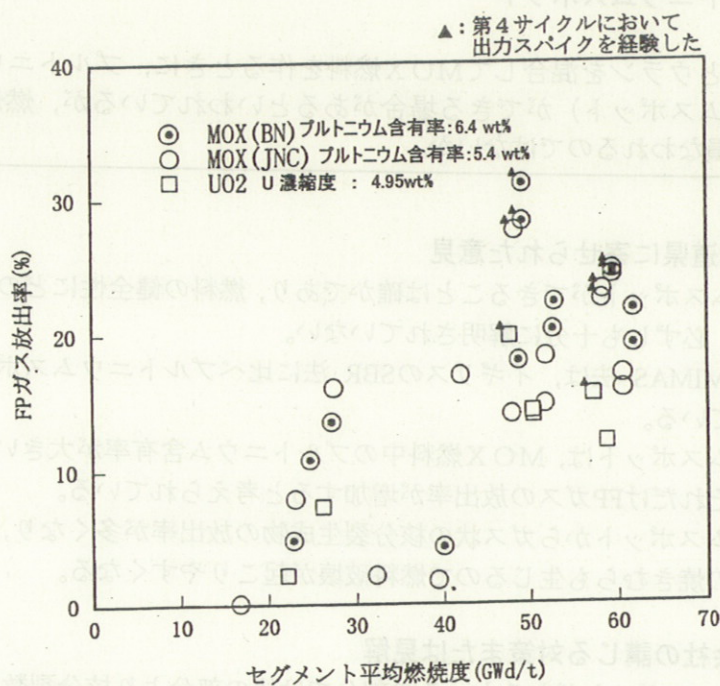


図 8-4 FP ガス放出率の測定結果

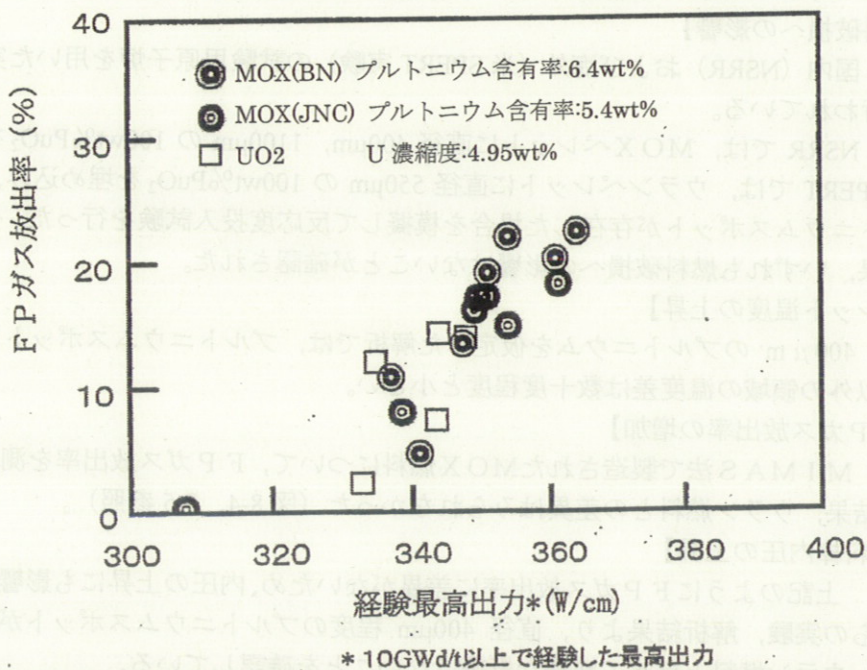


図 8-4 のデータを、取り出しまでに経験した最高出力で整理したもの。
(第 4 サイクルにおいて出力スパイク*を経験したデータを除く)

図 8-5 FP ガス放出率と経験最高出力

※: 第 4 サイクル照射中に制御棒操作によって操作前と比べて局所的に一部出力上昇 (約 10%以上) があつたもの。