

論点1. プルトニウムの特性 (その1)

表1 ウラン燃料と比較したMOX燃料の安全上の影響

項目		安全上の影響	論点	区分
物性	融点が下がる	燃料ペレットの融点の低下	8-1	燃料の健全性
	熱伝導度が下がる	燃料ペレット中心温度の上昇	8-1	
	核分裂ガス放出率が高くなる	燃料棒内圧の上昇	8-2	
	ウラン・プルトニウムの不均一性	プルトニウムスポットの発生	8-3	
核的性質	断面積が大きくなる(核分裂, 吸収)	制御棒の効が悪くなる	10	原子炉の制御性
	反応度係数の絶対値が増大	過渡事象時の急激な反応度変化	9-2	
	出力ピーキングが大きくなる	出力分布の偏りが発生	9-1	
	核分裂収率が異なるアクチニドの生成	よう素, トリチウム, アクチニドの生成増加	13, 14	公衆影響
	崩壊熱が増加する	貯蔵管理, 廃棄物管理へ影響	12	MOX燃料の取扱い
	遅発中性子割合が減少する	反応度投入時に出力が上昇しやすくなる	9-2	原子炉の制御性
	放射能が大きくなる	輸送, 作業時の被ばく量の増加	4, 11	MOX燃料の取扱い
	アルファ線を放出する	発がん性がある	1	プルトニウムの特性
	高速中性子割合が増加	炉内構造物等の劣化	1	

論点1. プルトニウムの特性(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。

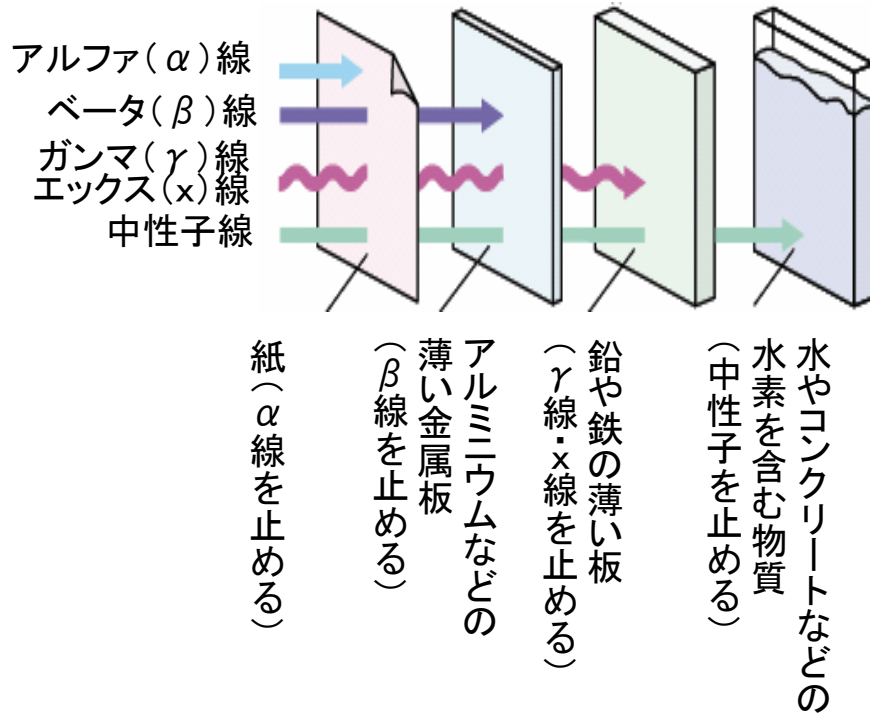
【電力の見解】MOX燃料のアルファ線の放射能はウラン燃料よりも強いが、アルファ線、もしくはプルトニウムそのものが外に出てくる心配はない。

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

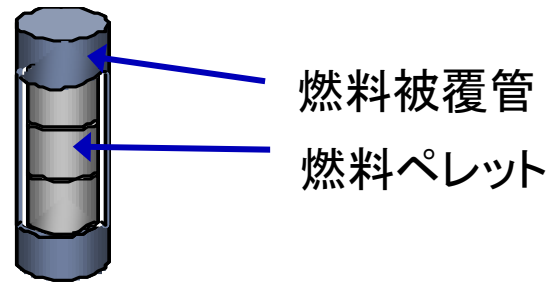
論点1. プルトニウム特性(その2-2)

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



プルトニウムは、燃料から外に出ることはない

- ・燃料ペレットとして焼き固められている
- ・ペレットは燃料被覆管に密封されている



事故時の公衆への影響については論点14参照

論点1. プルトニウムの特⺋性(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⺋性が変わり、原子力発電所の運⺋に悪影響を与えるのではないか。

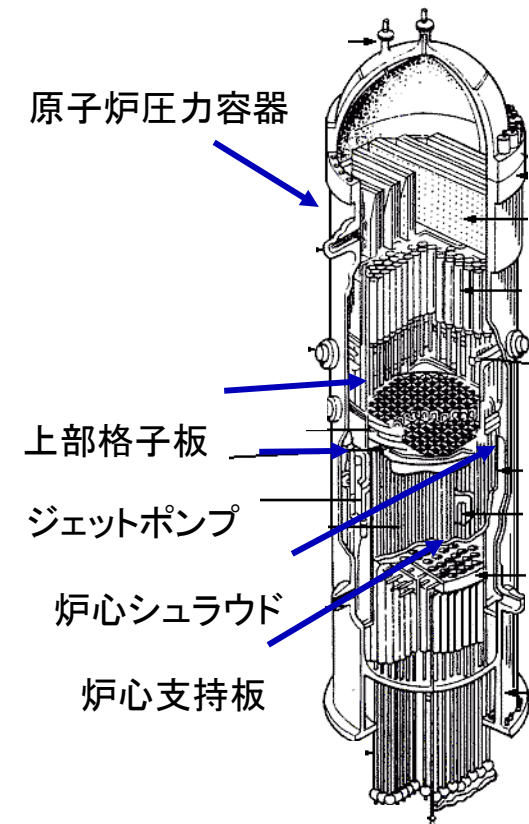
【電力の見解】MOX燃料を装荷するとエネルギーの高い中性子束が炉心平均で5%程度増加するが、炉内構造物等に影響を与えない。他の影響については表1参照。

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°C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。

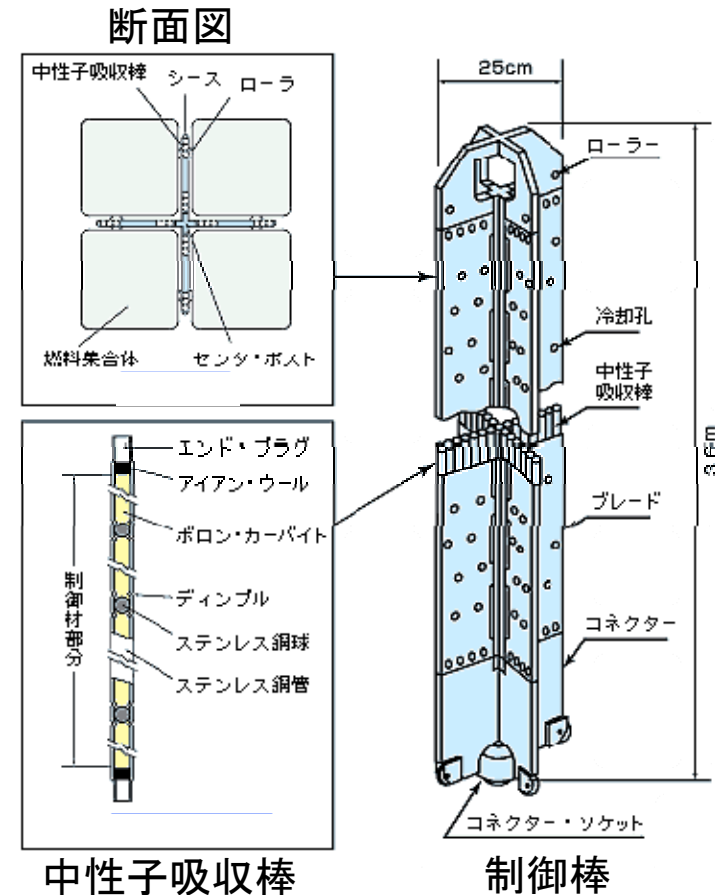
論点1. プルトニウムの特性(その3-2)

燃料被覆管及びチャンネルボックス

- ・MOX燃料の被覆管およびチャンネルボックスは良好な実績のある高燃焼度8×8燃料と同一である。
- ・高速中性子照射による脆化は燃料寿命の初期で飽和するため影響はない。

制御棒(ボロンカーバイド型)

- ・これまで、女川3号機と同型のボロンカーバイド型の制御棒に、中性子照射脆化によるトラブル事例は無い。
- ・ボロン(ホウ素)が熱中性子を吸収することにより制御棒の性能は低下するが、高速中性子は吸収しないため性能に影響しない。



(株)日立製作所HPより引用
<http://www.hitachi-hgne.co.jp/nuclear/product/abwr/reactor/controlrod/index.html>

論点2. MOX燃料の使用実績(その1)

【検討課題】①女川原子力発電所と同じ形式の原子炉(軽水炉)でのMOX燃料の使用実績や実証試験が少ないのではないか。

【電力の見解】ウラン燃料との特性の差異とその影響の程度は、把握されている。
40年前から、軽水炉でのMOX燃料の使用実績がある。

【世界での使用実績】

・右グラフ参照

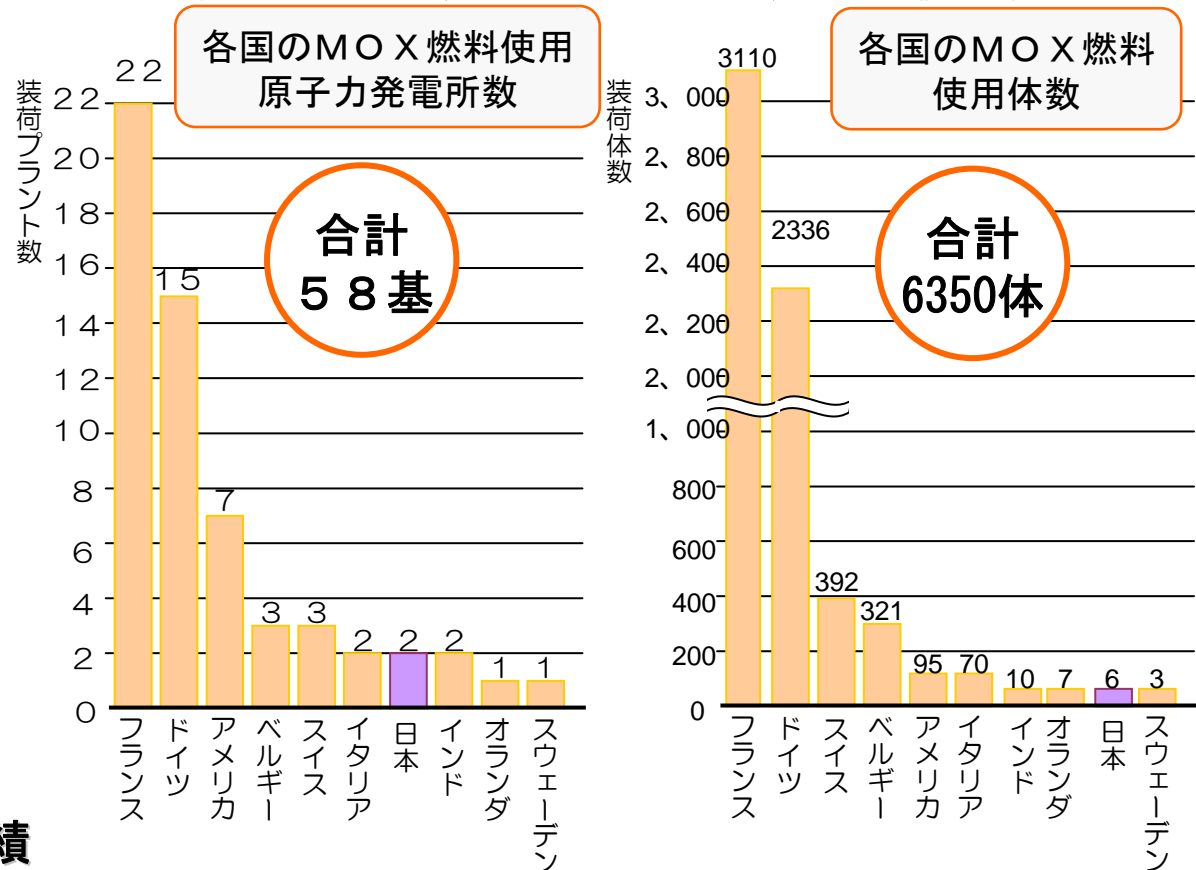
【国内での使用実績】

- ・実証試験で6体の使用実績
 - 敦賀1号機(BWR):2体
 - 美浜1号機(PWR):4体
- ・「ふげん」によるMOX燃料使用実績:772体
(炉型は異なる)

【世界のBWRでの使用実績】

ドイツ等, 7カ国
計1199体(14基)

各国の軽水炉におけるMOX燃料の使用実績



データは2008年12月時点での実績

論点2. MOX燃料の使用実績(その2)

【検討課題】②女川原子力発電所で使用されるMOX燃料のプルトニウム含有率, 装荷割合はこれまでの実績と比べて高くないのか。

【電力の見解】女川原子力発電所で申請しているPu含有率, 装荷率が高すぎるということはない。

女川3号機での計画と海外の実績との比較は以下の通り。

沸騰水型原子炉(BWR)で使用されるMOX燃料の海外(※1)との比較

	女川3号	海外(実績)
平均プルトニウム含有率 (燃料集合体平均)	約4.3%(※2)	約5.4%
核分裂性プルトニウム富化度 (燃料集合体平均)	約2.9% : 概算値	約3.6%
装荷率	228体 / 560体 (約30 / 約95t) (重量比で約1 / 3)	300体 / 784体 (重量比で約1 / 3)

※1 グンドレミンゲンB, C炉(ドイツ)

※2 標準的な組成のプルトニウム(核分裂性プルトニウム67%の場合)

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

論点3. 海外におけるMOX燃料の製造(その1-1)

【検討課題】①過去に海外で製造したMOX燃料の検査データの改ざん事例があったが、MOX燃料加工事業者の品質保証をどのように確認していくのか。
②製造過程の監査はどのように実施するのか。

【電力の見解】製造工程毎の監査や立会検査等により、製造状況・品質管理状況を確認する。
監査には第三者機関を参加させ、助言・支援を受ける。

- 契約前，製造開始前，製造期間中，製造終了後の各段階において，監査や立会検査を行う。
- 製造期間中は社員をMOX燃料加工工場に駐在させる。
- 第三者機関は，仏国および英国で実績のある監査・調査機関とする。
- 国は必要に応じて，MOX燃料加工工場に立ち入り，電力の品質保証活動の調査を行う。

論点3. 海外におけるMOX燃料の製造(その1-2)

項目	加工前	ペレット工程	燃料棒工程	集合体工程	加工後	役割
調達前監査	▼調達前監査 ▼契約※					・電力が元請会社を独自に確認 ・電力が製造会社を独自に確認
システム監査		▼システム監査				・電力が元請会社を独自に確認 ・電力が製造会社を独自に確認 第三者機関も参加
輸入燃料体検査申請		▼輸入燃料体検査申請			補正申請 ▼	電力が国に申請
プロセス監査 最終確認監査		プロセス監査			▼最終確認監査	電力が主体的に元請会社も参加し製造会社を確認 第三者機関も参加
MOX燃料製造		▼製造開始			▼製造終了	
駐在検査及び製造状況等の確認		↑				電力の燃料検査員が駐在元請会社と一緒に確認
発電所受入検査					▼輸送 ▼	発電所で検査実施(国の立会)

※契約で付帯事項として品質要求事項が合意される

論点3. 海外におけるMOX燃料の製造(その2-1)

【補 足】③プルトニウム含有率の不均一性, プルトニウムスポットの有無等の品質を, どの様に評価するのか。

【電力の見解】プルトニウムスポットの直径が400 μ m以下となるよう製造管理を行い, ペレットの製造段階において, プルトニウムの均一性の検査を行う。

- ・ プルトニウムの不均一性が燃料の健全性に影響を与えない範囲で管理する。
- ・ 具体的には, プルトニウムスポットの直径で400 μ m以下となるよう仕様を定め製造管理を行う。(詳細は論点8参照)
- ・ なお, 燃料製造の各工程における検査は表3-1のとおり。

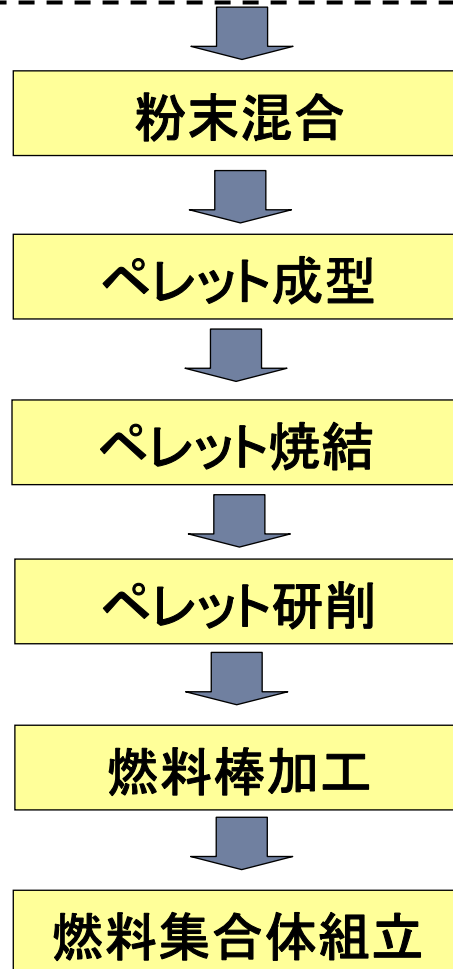
論点3. 海外におけるMOX燃料の製造(その2-2)

表3-1. MOX燃料製造工程における検査内容

項目	検査内容
ペレット	プルトニウムの均一性, UO ₂ 粉末又はMOX粉末の特性, ペレットの密度, 化学成分, 表面仕上げ等の検査を行う。
被覆管	寸法検査, 超音波探傷試験等を行い, 更に破壊検査として, 化学成分, 引張試験, 破裂試験等を行う。
端栓溶接	X線写真検査又は超音波検査による確認を行う。
燃料棒	ヘリウム漏えい試験を行い, 被覆管及び端栓溶接部からのヘリウムの漏れがないことを確認する。 燃料棒1本毎に表面汚染検査を行う。
燃料集合体	燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査と目視検査を行う。

論点3. 海外におけるMOX燃料の製造(その2-3)

燃料棒配置管理と表面汚染検査について



＜表面汚染検査＞

- ・ペレットを被覆管に挿入した後と端栓溶接を行った後に被覆管のふき取りを行い、汚染を防止している。
- ・燃料棒1本毎にスミヤ法により表面汚染を測定している。

＜燃料棒の配置管理＞

- ・燃料棒の表面には、バーコードにより燃料棒の種類に対応した識別番号が施されている。
- ・組立前に燃料棒を8×8配列に整列させた際に、バーコードを読み取り、読み取った識別番号と予め登録された燃料棒配置情報と照合し、配置確認を行っている。
- ・配置情報と一致しない場合は組立が行えないシステムとなっている。

論点4. 輸送時の安全対策(その1-1)

【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

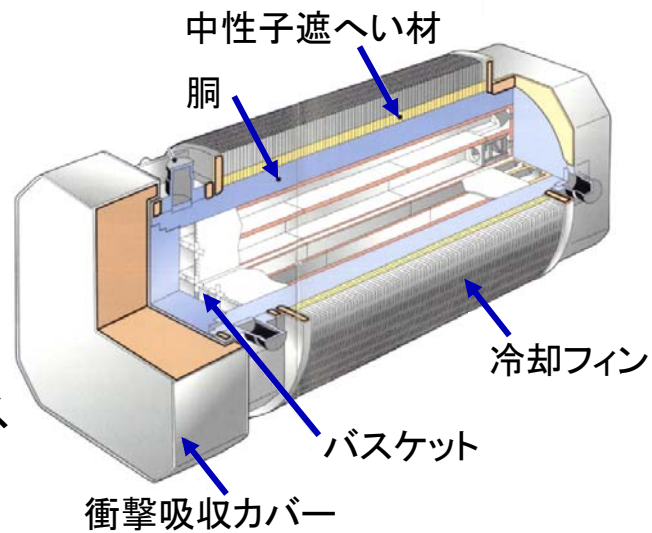
	線量当量率 (mSv/h)	
	燃料表面	燃料表面から1m
ウラン燃料	0.04	0.002
MOX燃料	2.7	0.1

・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	≦30 μSv/h
	表面から1m	100 μSv/h以下	≦6 μSv/h
表面温度		85℃以下	≦47.6℃

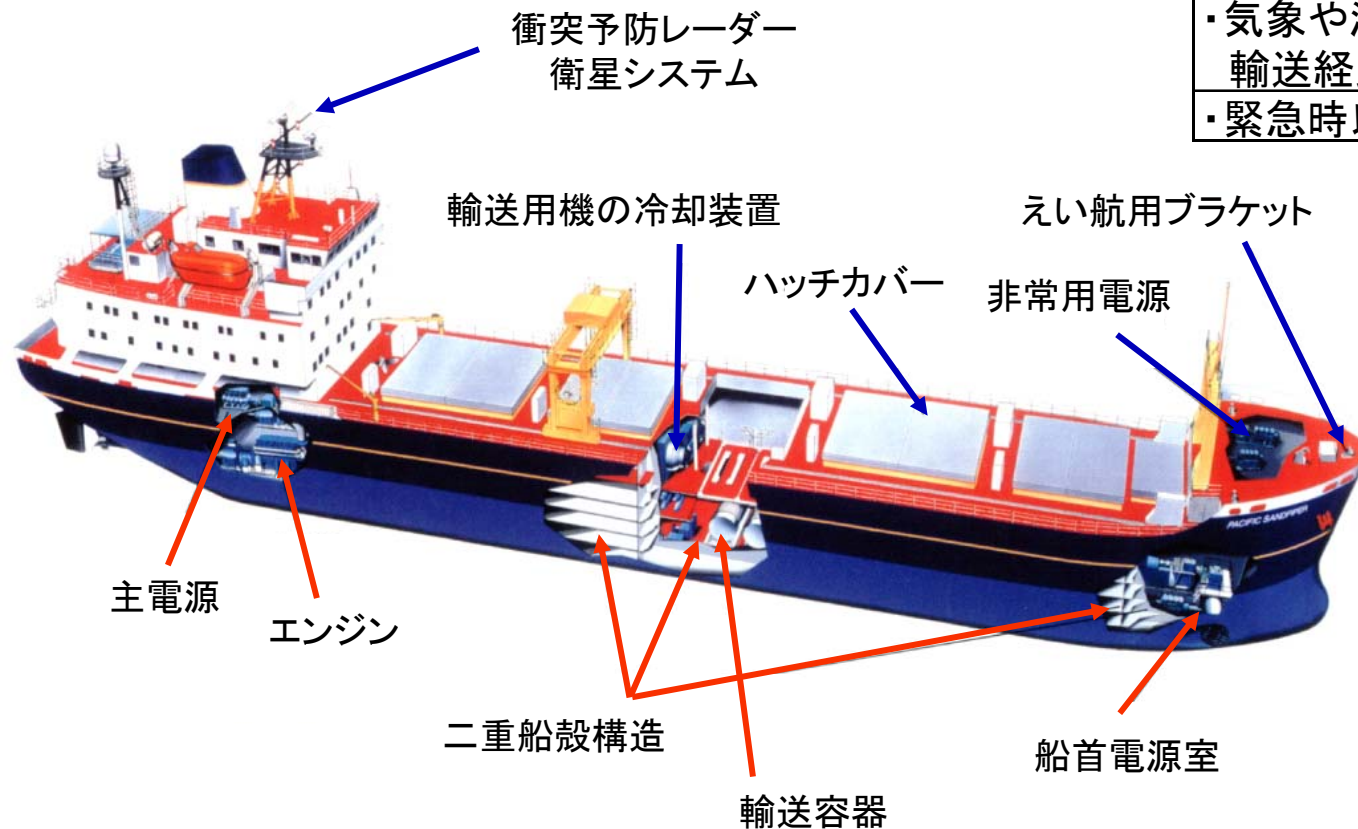
・BWR用MOX新燃料は、発熱量が低く、被覆管も厚いため発熱による影響は無い。

・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)

- ・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

論点5. 使用済MOX燃料の再処理(その1)

【検討課題】①使用済MOX燃料は、どう処理していくのか。

【電力の見解】使用済MOX燃料の処理の方策は、原子力委員会で2010年頃から検討を開始。この検討では、使用済MOX燃料を再処理する「第二再処理工場」について具体的な設計等を決めていく。

使用済MOX燃料の処理の方策については、原子力政策大綱(原子力政策の基本方針)に「2010年頃から検討を開始する」と示されている

原子力政策大綱(平成17年10月閣議決定)抜粋

- プルサーマルに伴って発生する軽水炉使用済MOX燃料の処理の方策は、(中略) 2010年頃から検討を開始する。この検討は(中略)その処理のための施設の操業が六ヶ所再処理工場の操業終了に十分に間に合う時期までに結論を得ることとする。

2010年頃からの検討に向けた議論が原子力委員会でも進んでいる

- 軽水炉使用済燃料は、六ヶ所再処理工場に引き続き2047年から処理が必要
- 「第二再処理工場」では、FBR使用済燃料、軽水炉使用済燃料(MOX含む)を再処理する
等が報告されている

原子力核燃料サイクル分野の今後の展開について
(平成21年7月28日 第28回原子力委員会資料)

論点5. 使用済MOX燃料の再処理(その2)

【検討課題】②使用済MOX燃料は使用済ウラン燃料よりも硝酸に溶けにくいなどの課題が指摘されており、再処理することができないのではないか。

【電力の見解】使用済MOX燃料の再処理は可能であり、実績もある。

使用済MOX燃料の再処理は国内外で実績がある

JAEAでは、東海再処理工場で軽水炉使用済MOX燃料を処理する際にも、大きな設備変更を伴うことなく再処理が可能と結論づけている

考慮すべき事項

- 燃料溶解性
UとPuを均一に混合する燃料製造方法の改良が行われており、**硝酸溶解性は良好**
- 臨界安全性
- 中性子遮へい
- プルトニウム量増加
- …等

いずれも対応可能

国	施設	処理対象	処理実績
仏国	AT1	FBR	約1t
	APM	FBR LWR	約21.1t
	UP2-400	FBR LWR	約19.6t
	UP2-800	LWR	約58.4t
英国	ドンレイ・サイト	FBR	約24.5t
ドイツ	WAK	LWR	約0.2t
	MILLI	LWR	約0.3t
日本	東海再処理工場	ふげん	約29t
	高レベル放射性物質研究施設	FBR	約0.01t

論点6. 使用済MOX燃料の処分(その1)

【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。

【電力の見解】使用済MOX燃料の処理の方策は、原子力委員会で2010年頃から検討が開始されることとなっている。

- 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、原子力委員会で2010年頃から検討が開始されることとなっている。
- この検討は、その処理のための施設の操業が六ヶ所再処理工場の操業終了に十分に間に合う時期までに結論を得ることとされている。
- 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。

論点6. 使用済MOX燃料の処分(その2)

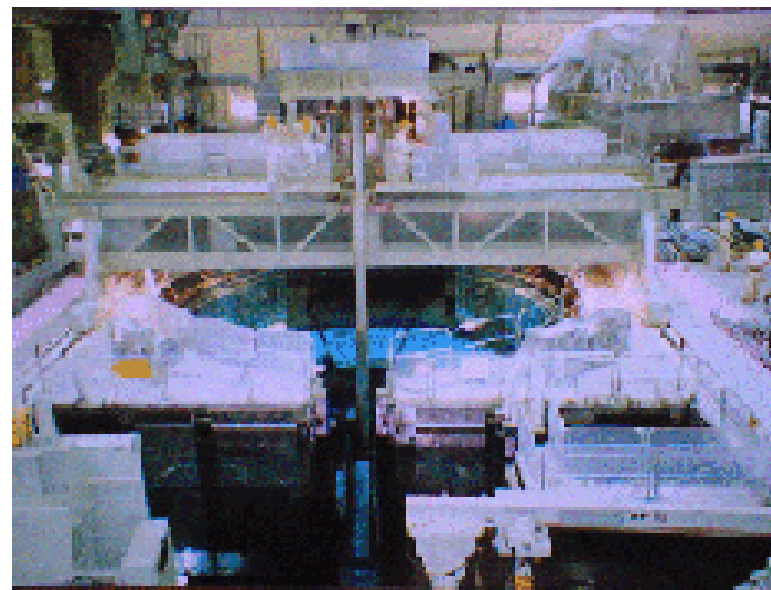
【検討課題】②使用済MOX燃料は、女川原子力発電所のどこに保管され、安全対策は万全か。

【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の管理容量は2256体。現在貯蔵している使用済ウラン燃料は524体。十分な余裕を有している。
- 使用済ウラン燃料のプールからの搬出を前提とすると、定期検査約30回分(2256体/76体)貯蔵可能
- なお、プルトニウムの大間発電所への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。
- 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(その3-1)

【検討課題】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。

【電力の見解】放射性廃棄物の全体量が増えたとしても、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。

- 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し、使用済ウラン燃料と同様に処分することができる
- 使用済燃料を全量再処理した場合、全量直接処分した場合に比べ、高レベル放射性廃棄物は体積にして3～4割に低減でき、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(表6-1参照)。
- 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※であり、放射性廃棄物全体に与える影響はわずかである
(※ プルサーマル実施基数約1/3 × 炉内装荷率1/3以下)
- 放射性廃棄物の全体量が増えたとしても、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ので、環境適合性の確保の点からも、「使用済燃料の全量再処理」が我が国の基本路線となっている(原子力政策大綱)。

論点6. 使用済MOX燃料の処分(その3-2)

表6-1. 放射性廃棄物の種類と発生量(体積)

年間発生量(58GWe) ^{※1}		全量再処理	全量直接処分
ガラス固化体		約 1,400m ³	————
使用済ウラン燃料		————	約 3,800m ³ ^{※2} 約 5,200m ³ ^{※3}
低レベル廃棄物 (TRU 廃棄物)	L0	約 510m ³	————
	L1	約 800m ³	————
	L2	約 2,300m ³	————
低レベル廃棄物 (発電所廃棄物)	L1	約 590m ³	約 590m ³
	L2	約 7,400m ³	約 7,400m ³
	L3	約 6,300m ³	約 6,300m ³
低レベル廃棄物 (ウラン廃棄物)	L1	約 420m ³	約 460m ³
	L2	約 220m ³	約 230m ³

L0: 地層処分
 L1: 余裕深度処分
 L2: 浅地中処分(コンクリートピット)
 L3: 浅地中処分(素掘り)

※1) 廃止措置時の放射性廃棄物を含む
 ※2) 1キャニスタ当りの使用済燃料4体のケース
 ※3) 1キャニスタ当りの使用済燃料2体のケース
 ※4) 炉寿命60年, サイクル施設寿命40年

出典: 原子力委員会第9回新計画策定会議資料第8号より抜粋

論点6. 使用済MOX燃料の処分(その4)

【検討課題】④使用済みMOX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。

【電力の見解】使用済MOX燃料の再処理は可能であり、FBR用に貯蔵することとしている。

- 使用済MOX燃料の再処理は可能である。(詳細は論点5参照)
- 使用済MOX燃料から回収されるプルトニウムは、燃えにくいプルトニウムが多く含まれているが、FBRの燃料として使用可能である。
- 原子力立国計画では、使用済MOX燃料はFBR用に貯蔵することとするが、FBRの導入が遅れた場合、必要に応じて再処理して、回収プルトニウムを再度MOX燃料として利用するとされている。

論点8. 燃料健全性への影響(その1)

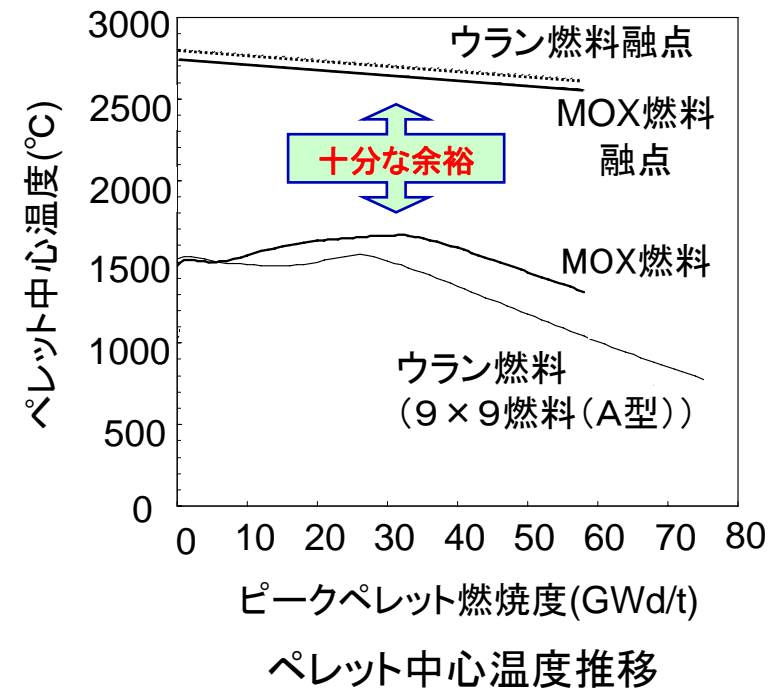
【検討課題】(8-1)MOX燃料は、ウラン燃料よりペレットの融点が低下し、熱伝導率も小さくなり、燃料中心温度が上昇する傾向にある。燃料の健全性を保つことはできるのか。

【電力の見解】融点に対して十分な余裕があるため、健全性は保たれる。

MOX燃料は、ウラン燃料よりも融点が下がり9×9燃料よりもペレット温度が上昇するが、常に1000℃程度の余裕がある。

ペレット最高温度

	MOX燃料 (PuO ₂ 含有率10wt%)	ウラン燃料 (9×9燃料A型)
使用開始時	約1470℃	約1520℃
(中間)	約1660℃	約1550℃
取出し時	約1320℃	約780℃
【参考】 中間時の融点	約2650℃程度	約2700℃程度



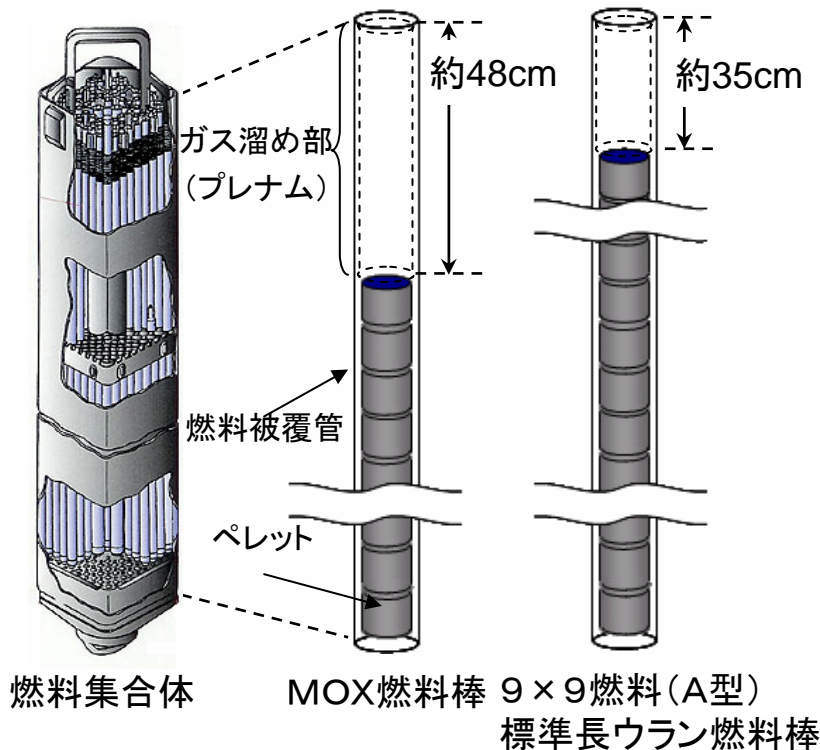
論点8. 燃料健全性への影響(その2)

【検討課題】(8-2)MOX燃料はウラン燃料より、ペレットからの核分裂生成ガスの放出率が高く、燃料棒の内圧が上昇することで、燃料棒の健全性が損なわれるのではないかと。また、反応度急昇事故時の試験が行われていないのではないかと。

【電力の見解】燃料棒の内圧は外圧(=原子炉圧力 約7MPa)を超えないため、内圧の上昇による燃料の健全性への影響はない。

・MOX燃料では内圧の上昇を抑えるため、ガス溜め部の体積を増加。

・燃料棒内圧は、取出し時でも9×9燃料の内圧(約5.6MPa)と同程度。



燃料棒内圧

	MOX燃料棒 (PuO ₂ 含有率10wt%)	ウラン燃料棒 (9×9燃料A型)
使用開始時	約1.3MPa	約2.7MPa
(中間)	約3.6MPa	約4.1MPa
取出し時	約5.7MPa	約5.6MPa

・燃料被覆管に働く力が最大となるのは、内圧と外圧の差が最大となる燃料使用開始時。

論点8. 燃料健全性への影響(その3-1)

【検討課題】(8-3)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。

【電力の見解】MOX燃料製造時、プルトニウムスポットは、燃料健全性への影響が出ない大きさ(直径400 μ m以下)に管理する。

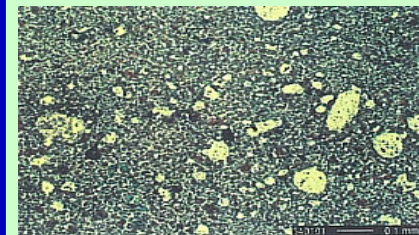
NSRR(日本)やSPERT(米国)の実験
(直径400~1100 μ mのプルトニウムスポットを埋め込んだ燃料で反応度投入試験)

いづれの大きさのプルトニウムスポットが存在しても、ウラン燃料の場合と比べて燃料棒が破損しやすくなることはないことが確認されている。

上記以外の実験、解析による、プルトニウムスポットの影響の検証

想定される影響	実験・解析による検証結果
ペレット温度の上昇	400 μ mのプルトニウムスポットを仮定した解析ではプルトニウムスポット部の温度の上昇は数十度程度で、影響は小さい。
FPガス放出率の増加	MIMAS法で製造されたMOX燃料のFPガス放出率を測定した結果、ウラン燃料と差異は見られなかった。
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。

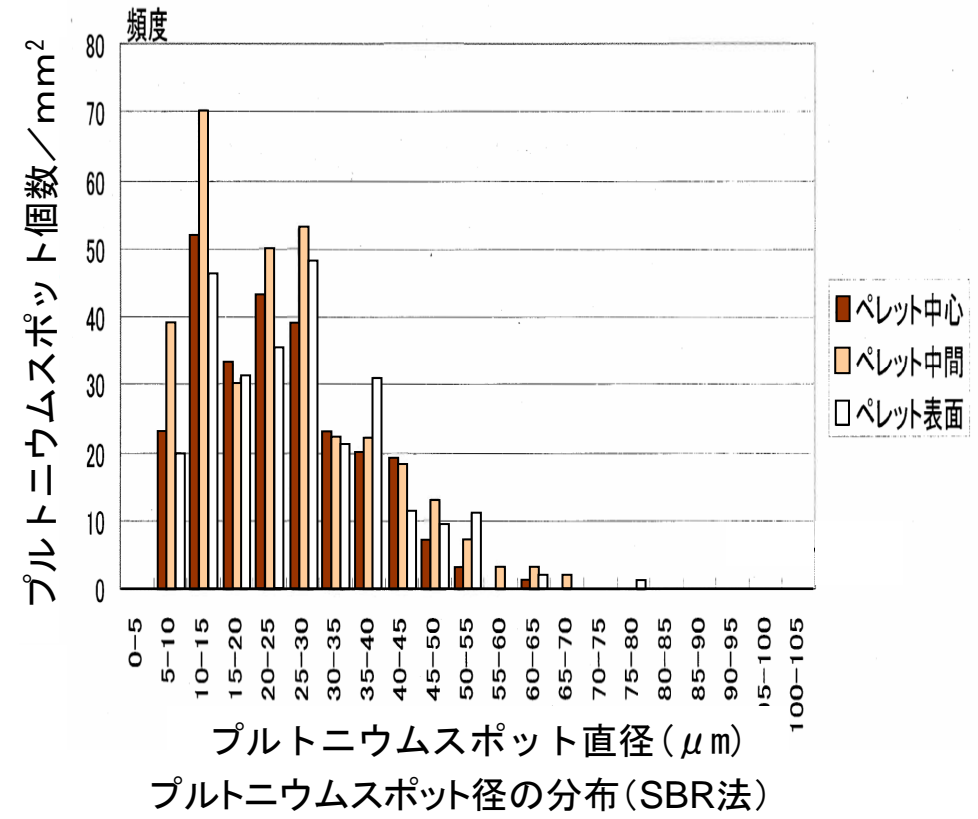
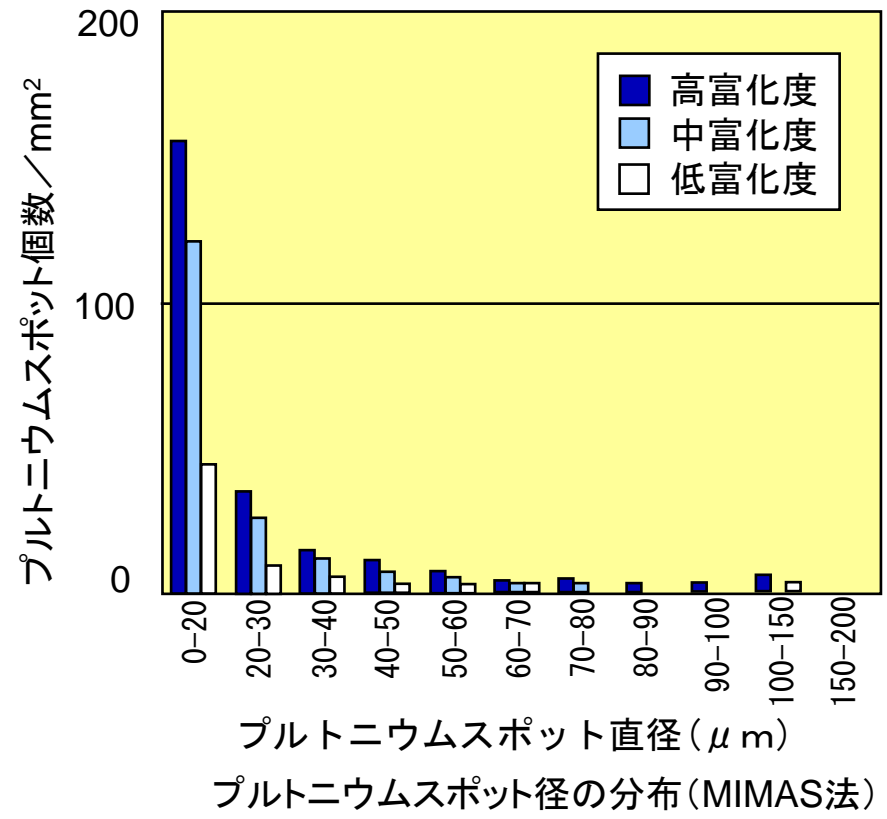
プルトニウムスポット
(写真の白っぽい部分)



100 μ m

論点8. 燃料健全性への影響(その3-2)

現在, 加工事業者で採用している製造方法(MIMAS法, SBR法)では, 実際に生じるプルトニウムスポットの大きさは最大でも直径200 μ m程度。



論点9 原子炉の制御性への影響(その1)

【検討課題】(9-1)MOX燃料はプルトニウムが中性子を吸収するために燃料集合体内の中性子が少なくなる。中性子が多く存在するウラン燃料を隣に配置すると、その部分のMOX燃料が反応しやすくなり、MOX燃料集合体外周部の燃料棒出力が高くなりやすいが、燃料の健全性や原子炉の制御に影響を与えないか。

【電力の見解】MOX燃料の燃料棒の出力分布はウラン燃料と同等にできる。

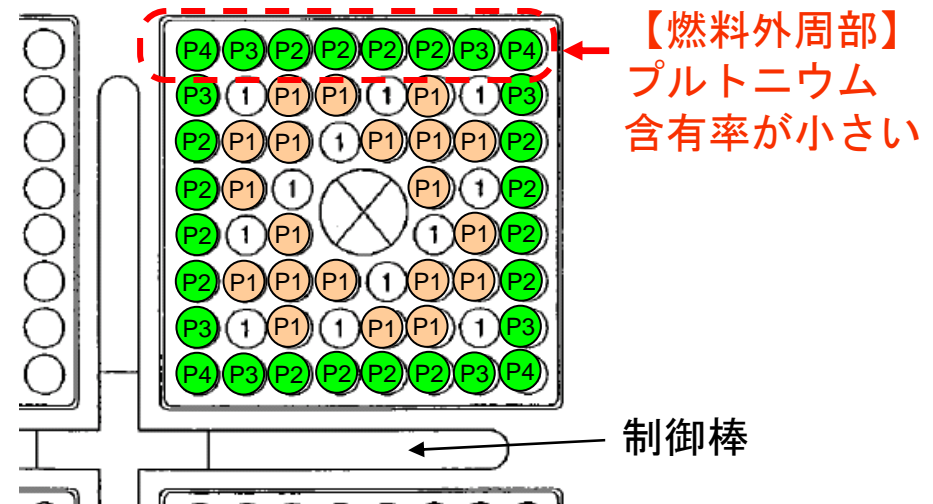
MOX燃料集合体の燃料棒の出力分布のばらつき※は以下の方法によりウラン燃料と同等にすることができる。

- プルトニウム含有率を変える(4段階)
- 燃料外周部の燃料棒はプルトニウム含有率を小さくし燃えにくい配置にする

・出力運転時の制御棒の異常な引き抜き解析において、表面熱流束の最大値はMOX炉心、ウラン炉心、島根2号MOX炉心、浜岡4号MOX炉心のいずれにおいても定格値の約121%である。

※ { 9×9燃料に対してはほぼ同等から1割程度小さい。
高燃焼度8×8燃料に対してはほぼ同等。

MOX燃料集合体内の燃料棒配置(例)



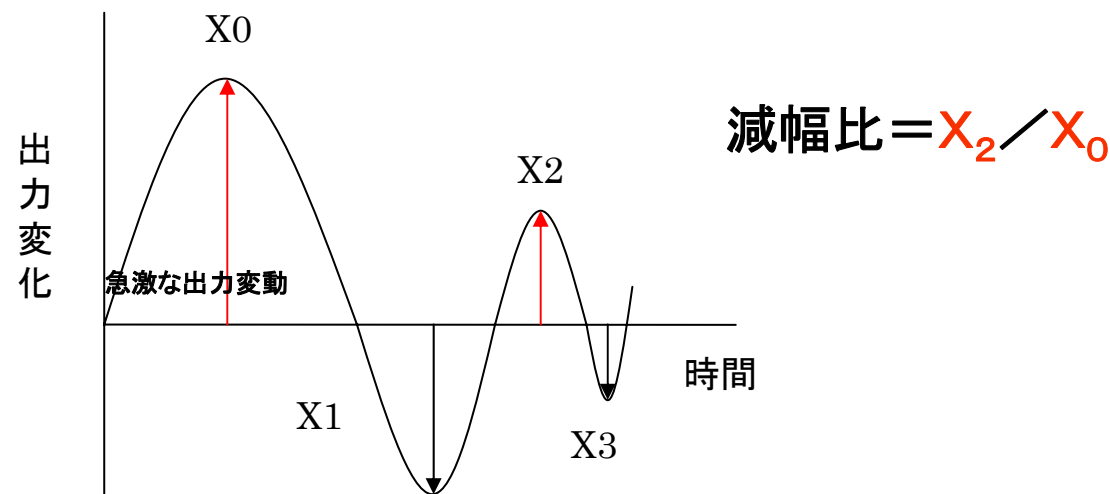
- ① ウラン燃料
- ⊗ ウォータロッド
- P1 最高プルトニウム含有率MOX燃料
- P1~P4 この順でプルトニウム含有率が小さくなる

論点9 原子炉の制御性への影響(その2)

【検討課題】(9-2)プルトニウムはウランより熱中性子を吸収しやすいため、MOX燃料を採用すると熱中性子の割合が減少することから、原子炉の制御が不安定になったり、制御が不能になることはないのか。

【電力の見解】原子炉は、出力振動に対し十分な減衰特性を有しているため制御が不能になることはない。

表9-1に示すとおり、炉心安定性※1減幅比は判断基準を満足しているため、出力振動が起きても出力は元に戻る。



※1: 炉心全体の出力の振動

論点9 原子炉の制御性への影響(その2)

表9-1 炉心安定性減幅比解析結果

解析点	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	判断基準
最大出力運転時	<u>0.08</u>	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	<u>0.19</u>	0.21	0.14	0.23	0.18	
安定性が最も悪化 する運転状態※1	<u>0.75</u>	0.60	0.67	0.74	0.72	限界基準 減幅比 < 1.0

原子炉の自己制御性※2が働くことにより、出力は元に戻ろうとする。

先行他社との結果の差は、最低ポンプ速度時の炉心流量および最大出力の値が異なること等による。(出力が大きく炉心流量が小さいほど減幅比は大きくなる。)

※1: 最低ポンプ速度最大出力運転時

※2: 自己制御性: BWRでは、原子炉の出力が変化しても、「燃料の温度」や「冷却材の泡(ボイド)」の量が変わることで、出力変化を抑え、元に戻ろうとする作用(フィードバック作用)が働く。

●燃料温度効果(ドップラ効果): 燃料温度が上がると、燃料中のウラン238, プルトニウム240など核分裂しにくい核種(主としてウラン238)がより中性子を吸収するようになる。

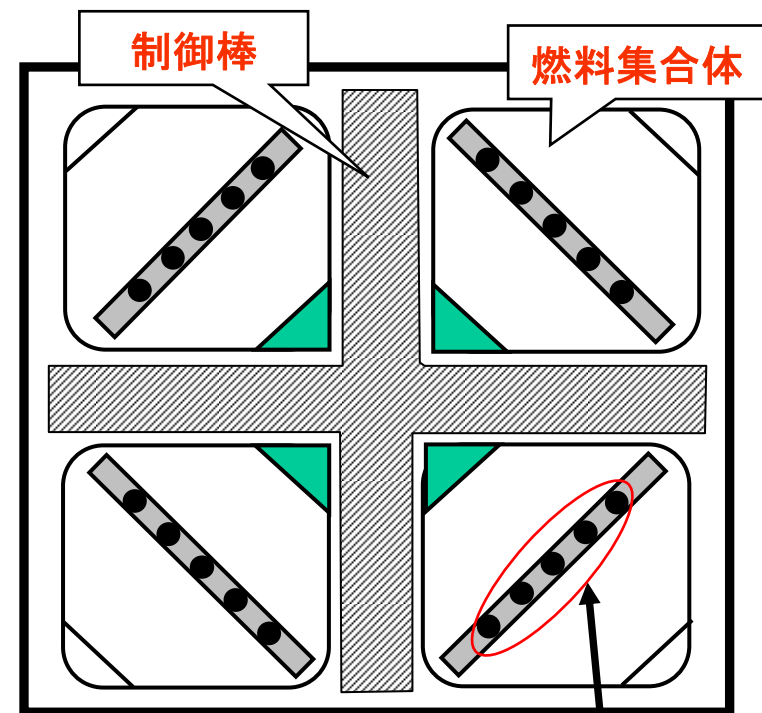
●冷却材の泡の効果: 冷却材中の泡が増えると、エネルギーの小さい中性子(熱中性子)の数が減り、ウラン235, プルトニウム239の核分裂が減少する。

論点9 原子炉の制御性への影響(その3)

【検討課題】(9-3)MOX燃料を導入すると燃料の種類が増え、炉心への燃料装荷時に間違いを誘発しやすく、また、制御棒引き抜けなどの操作ミスが事故につながる危険性も大きくなるのではないか。

【電力の見解】燃料取替作業は以下の手順により行い、装荷位置を繰り返し、かつ複数の人間が確認することにより、配置ミスを起こさないようにしている。

- ① 燃料集合体の番号(刻印番号)と装荷位置(560ヶ所)を記載した手順書を準備。
↓
- ② 燃料装荷手順を燃料交換用の計算機に入力。
↓
- ③ 燃料装荷時に燃料番号を手順書、計算機で確認し、燃料交換機にて1体ずつ装荷を実施。
↓
- ④ 全数の装荷が終了した後、集合体の位置に間違いはないか水中カメラにより刻印番号をチェック。炉内の確認は定期事業者検査として行われる。



なお、たとえ配置ミスをしたとしても、運転中も中性子検出器により燃料の出力を監視しているため、異常を検知できる

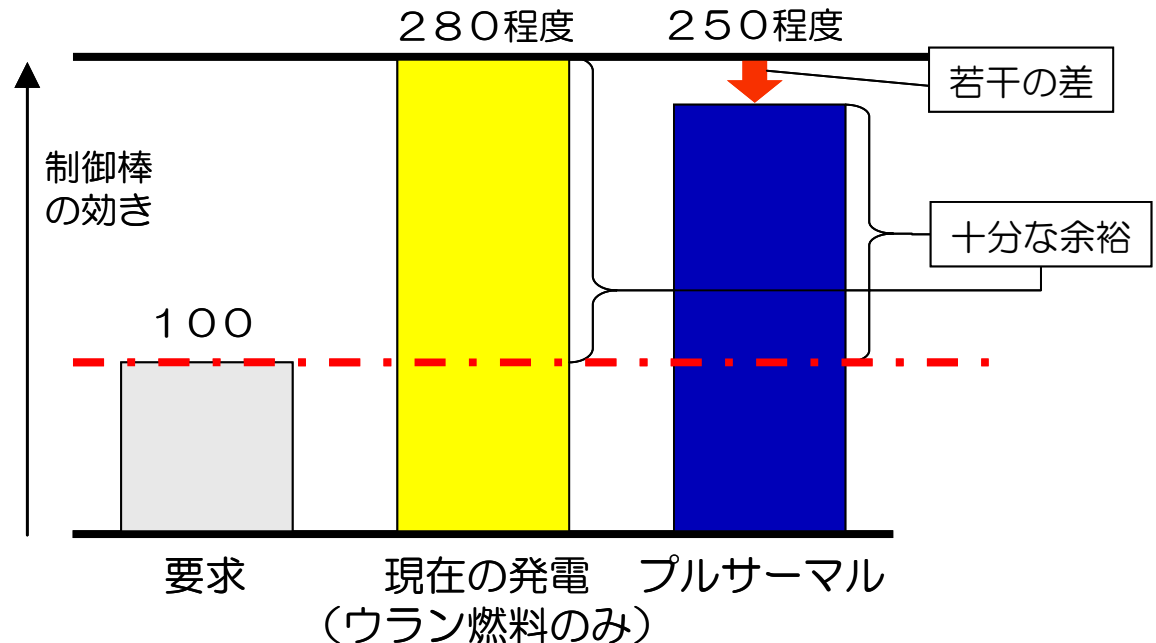
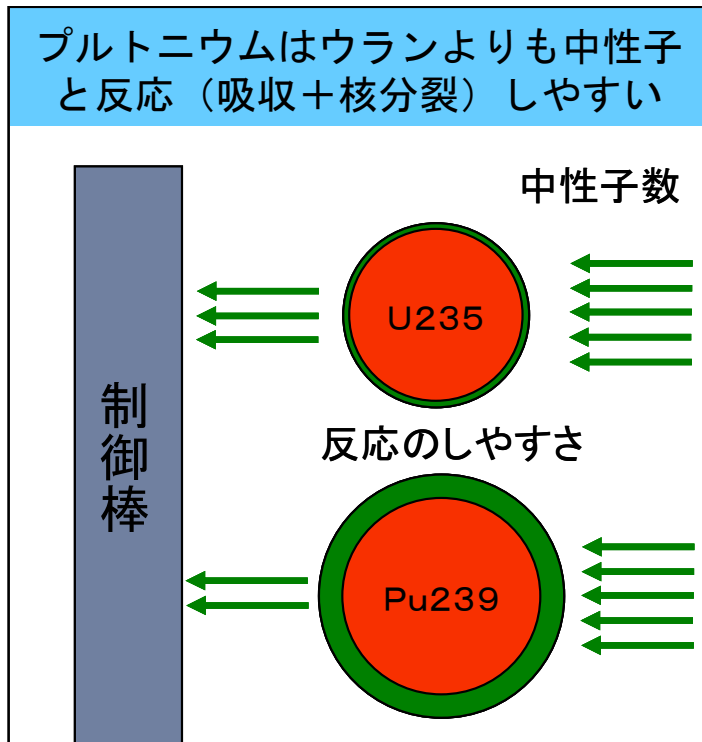
刻印番号

論点10. 緊急時の原子炉停止能力(その1-1)

【検討課題】プルトニウムはウランより熱中性子を吸収しやすいため、MOX燃料を採用すると制御棒への熱中性子の吸収割合が減少し、制御棒の効きが悪くなる傾向があるが、原子炉の安全は確保されているのか。

【電力の見解】MOX燃料を採用しても、これまでと同様原子炉の安全は確保できる。

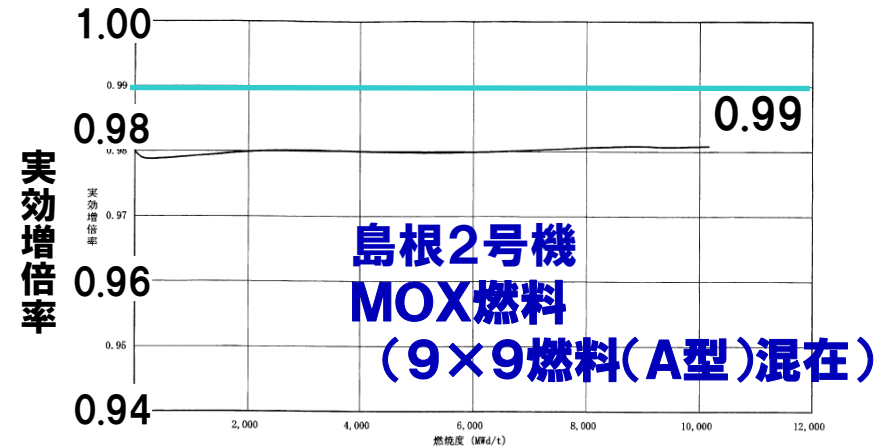
プルトニウムはウランに比べて熱中性子を吸収しやすいことから、制御棒が吸収できる熱中性子の割合が減少するが、**原子炉を停止するために必要な能力にはもともと十分な余裕がある。**



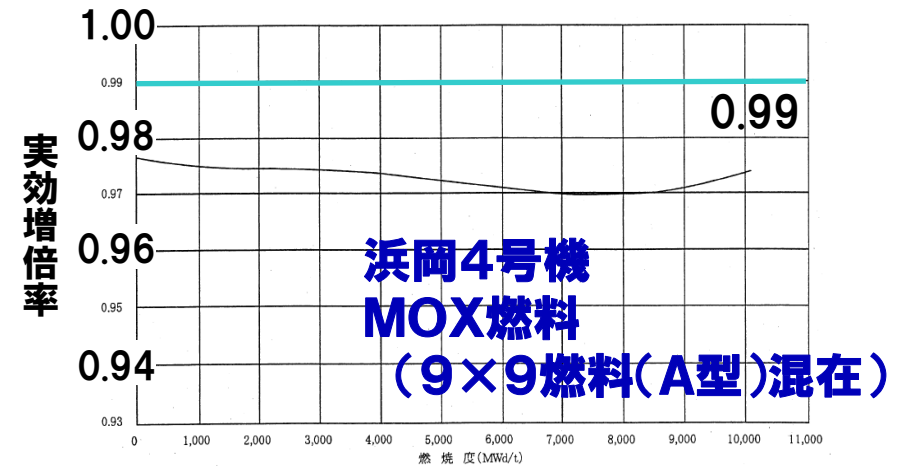
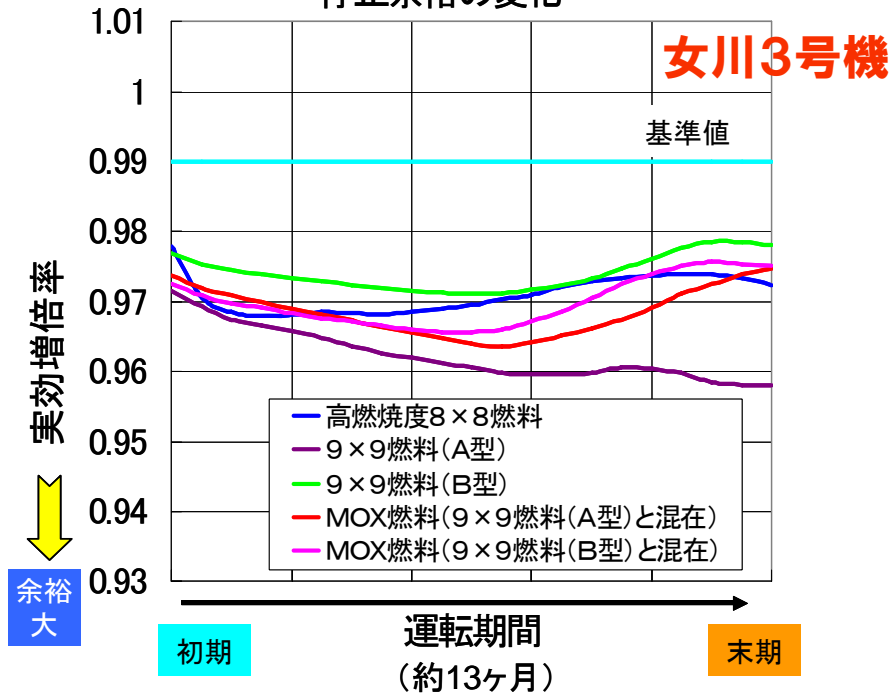
論点10. 緊急時の原子炉停止能力(その1-2)

原子炉停止余裕の解析結果の比較

燃料型式		実効増倍率	判断基準
ウラン燃料	高燃焼度8×8燃料	0.974	0.99 以下
	9×9燃料(A型)	0.972	
	9×9燃料(B型)	0.979	
MOX燃料 (9×9燃料(A型)混在)		0.975	
MOX燃料 (9×9燃料(B型)混在)		0.975	



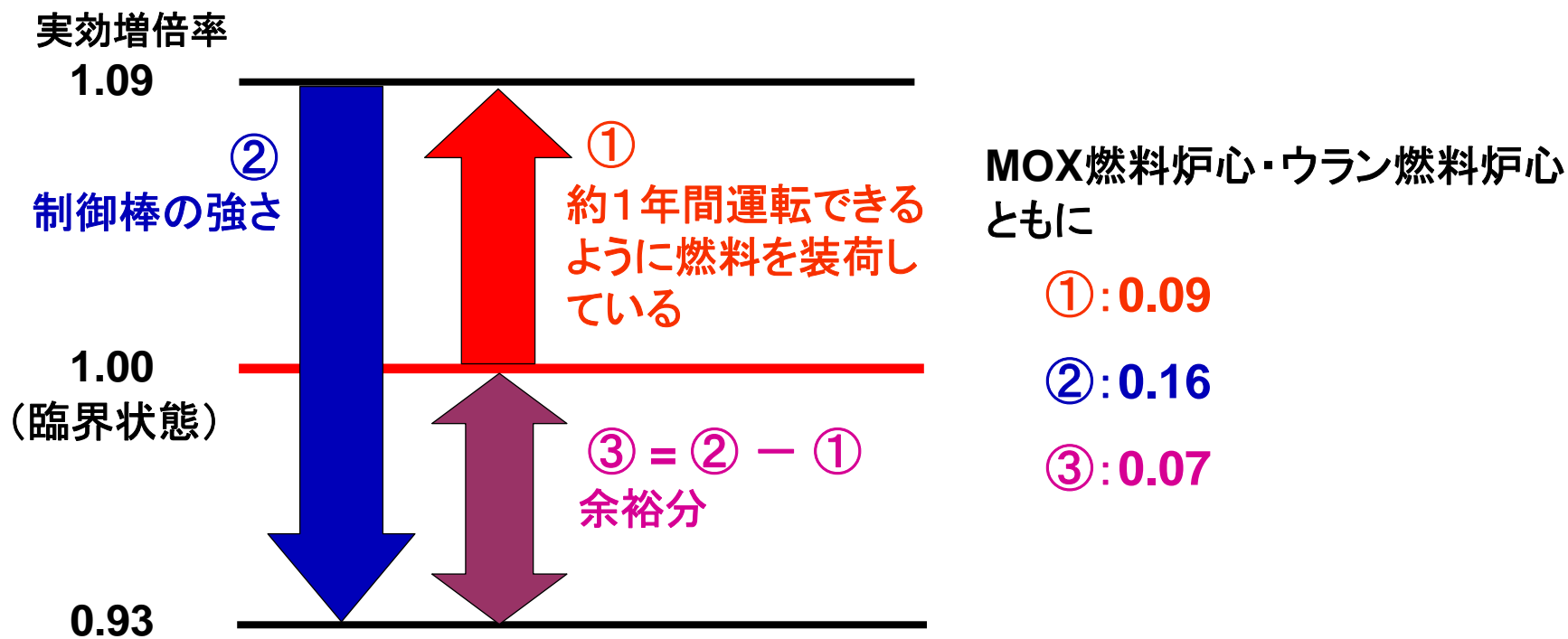
停止余裕の変化



論点10. 緊急時の原子炉停止能力(その1-3)

原子炉は運転期間を通じて定格出力を維持できるよう、①約1年間運転できるように燃料を装荷しているが、②制御棒も多めに用意している。したがって、MOX燃料炉心においてもウラン燃料炉心と同様、③原子炉を余裕をもって停止することができる。

制御棒による原子炉停止能力



制御棒の能力は1本あたり0.01以下となるよう管理している

制御棒は、原子炉を停止するにあたり十分な本数(137本)を確保しており、また、1本1本が独立して駆動する設計となっている。

さらに、制御棒が挿入できない場合、「ほう酸水注入系」(中性子を吸収する「ほう素」を含む液体)によって原子炉を停止できる設計としている。

- ほう酸水注入系は、MOX燃料を採用してもウラン燃料炉心と同様、原子炉を余裕をもって臨界未満にできる能力を有している。
- 必要なとき確実にほう酸水を原子炉へ注入できるよう、ほう酸水注入ポンプおよびほう酸水注入弁の動作確認を定期的に行っている。
(ほう酸水注入ポンプ:1ヶ月に1回, ほう酸水注入弁:3ヶ月に1回)

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

論点10. 緊急時の原子炉停止能力(その1-6)

【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。

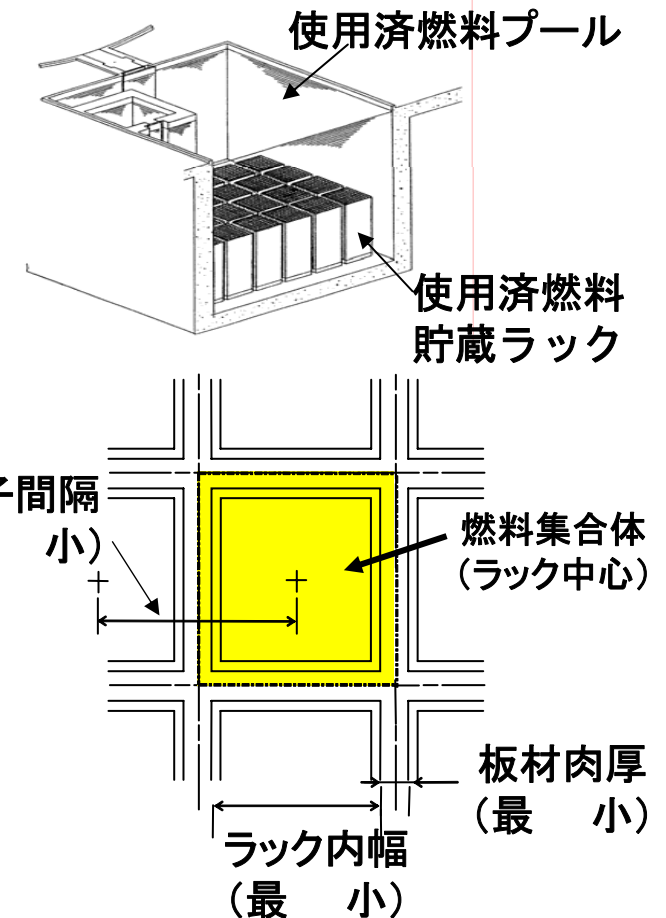
格子間隔, ラック内幅を設計の最小値とし燃料集合体間の距離を短く想定する。

・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

無限増倍率が実際に使用される燃料より、さらに5%程度大きいと想定する。ウラン燃料(9×9, 高燃焼度8×8)の無限増倍率1.30, MOX燃料の無限増倍率は1.23と想定。

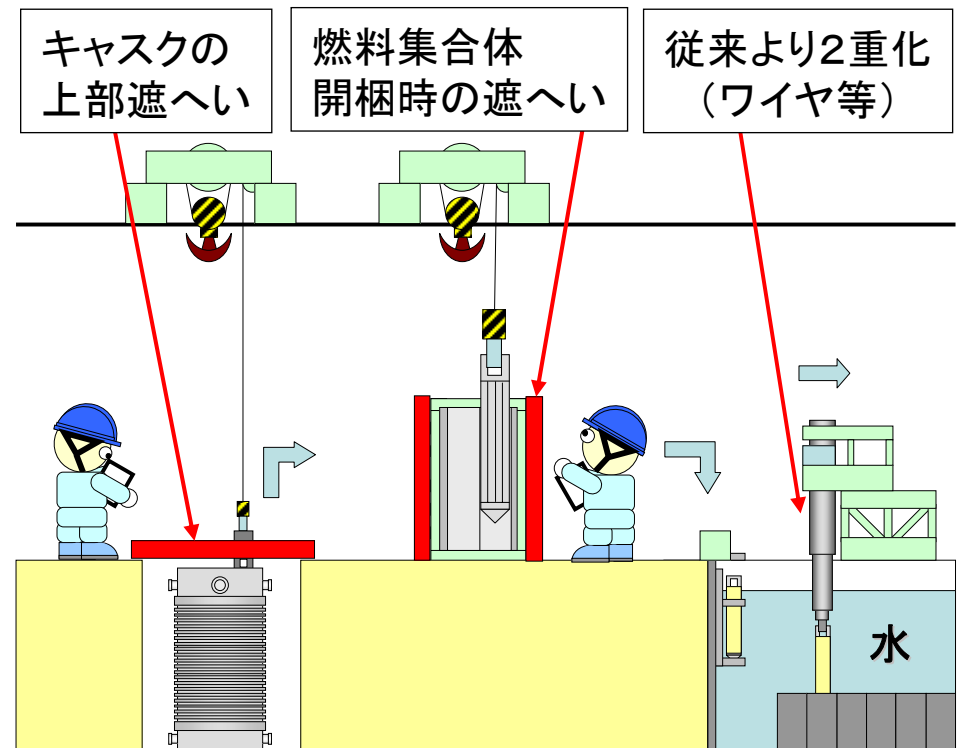


論点11. 作業時の被ばく(その1)

【検討課題】(11-1)MOX燃料は新燃料でもウラン燃料より放射線が強く、輸送や検査時等における燃料取扱時に作業員の被ばくが大きくなるのではないかと。また、燃料取扱中に燃料落下事故が発生した際、ウラン燃料と比較して影響が大きくなるのではないかと。

【電力の見解】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扱う事ができる。
MOX燃料が落下した場合の影響はウラン燃料と同等である。

- MOX新燃料は、ウラン新燃料に比べ高線量(先行実績例:表面で1mSv/h程度)でありMOX新燃料の取扱い時は被ばく低減対策として、
 - ①遠隔操作による燃料との距離の確保と燃料近辺での作業時間の短縮
 - ②必要に応じた遮へい体の設置を実施する。
- 燃料の取扱装置は、2重化等の設計をしており燃料が落下することはない。
- 万が一MOX燃料が落下した場合の実効線量は従来のウラン燃料と変わらない(詳細は論点14参照)。



論点11. 作業時の被ばく(その2)

【検討課題】(11-2)使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料に比べて放射線が強くなるが、使用済MOX燃料を貯蔵することにより作業エリアの線量が高くなることはないか。

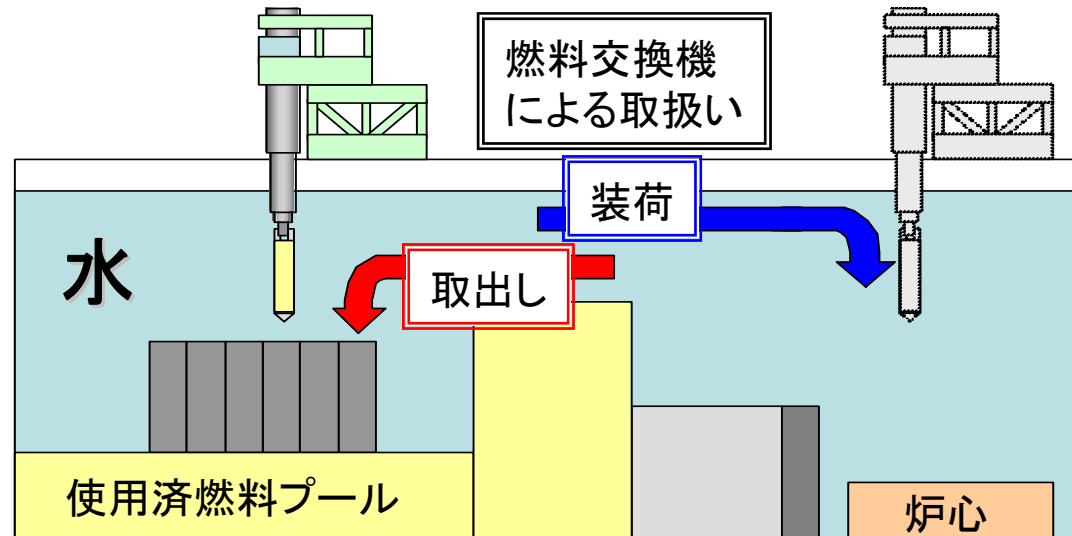
【電力の見解】使用済MOX燃料を貯蔵しても作業エリアの線量が高くなることはない。

- ・使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料と比較して
 - ①ガンマ線強度は低い。
 - ②中性子線強度は高いが、水中で取り扱うため遮へいされる。

燃料の種類	燃料1体当りの線源強度		備考
	ガンマ線 (γ /s/体)	中性子線 (n/s/体)	
ウラン燃料	1.0×10^{17}	0.5×10^9	燃焼度 55GWd/t
MOX燃料	0.9×10^{17}	1.0×10^9	燃焼度 40GWd/t

(注)線源強度は炉停止10日後の値

- ・従って、作業エリアの線量が高くなることはない。

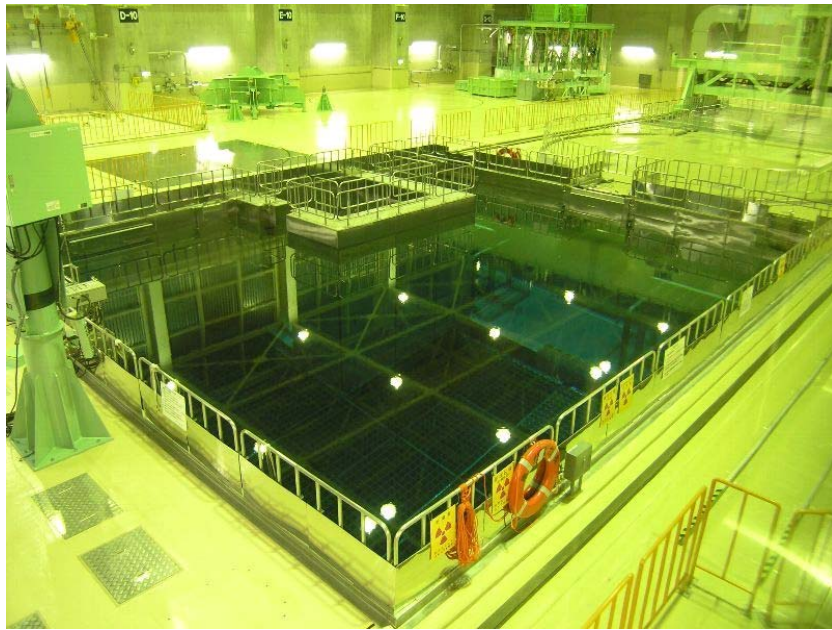


論点12. 貯蔵設備の冷却能力(その1-1)

【検討課題】使用済MOX燃料の発熱量は使用済ウラン燃料に比べて大きいですが、使用済MOX燃料を保管する際、十分に冷却することができるか。

【電力の見解】現在の冷却設備で十分冷却することができる。

- ・使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料と同様に女川3号機の使用済燃料プールに貯蔵する。
- ・MOX燃料は、ウラン燃料に比べて原子炉内での燃焼期間が短いため、使用済MOX燃料と使用済ウラン燃料の崩壊熱は、ほぼ同等である。

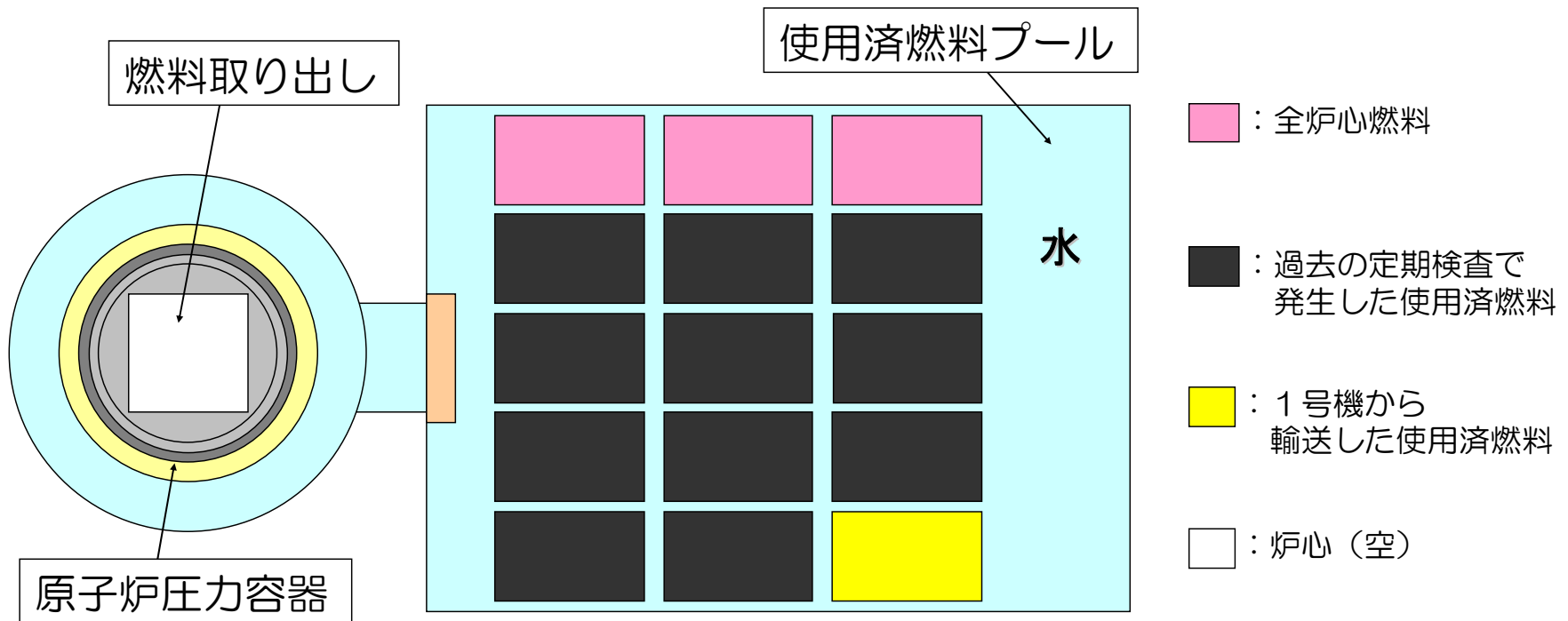


MOX燃料とウラン燃料の崩壊熱

停止後の時間	全発熱量 (kW / 体)	
	MOX燃料 (33GWd/t)	ウラン燃料 (45GWd/t)
取り出し後	9.4	8.5
1年	2.5	1.9
2年	1.2	1.0
10年	0.37	0.30
20年	0.33	0.21

論点12. 貯蔵設備の冷却能力(その1-2)

- ・原子炉内の燃料を全部取り出し、使用済燃料プールが満杯になった状態(最大熱負荷時)でもプール水温をコンクリート健全性のための制限値65°C以下に保つことができる。



原子炉および使用済燃料プールにおける使用済燃料配置概略図(上から見た図)

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)。 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

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 (1.05)	約 1.1 (1.05)	約 1.1 (1.05)		
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 (1.24)	約 1.3 (1.30)	約 1.3 (1.30)		50

【参考】 よう素摂取時の実効線量約2倍(①約0.8⇒②約1.7 $\mu\text{Sv}/\text{y}$)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）

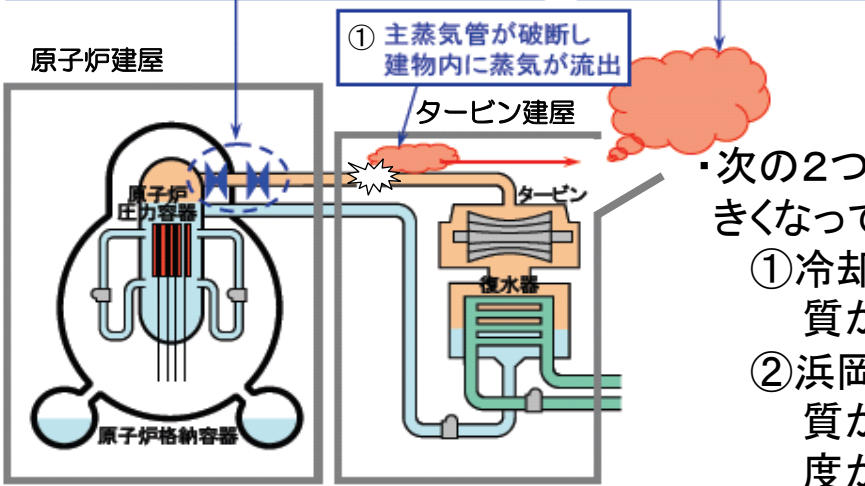
【検討課題】①MOX燃料を使用すると事故が発生した際、住民の被ばく量が増えるのではないか

【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 女川3号	1/3MOX炉心			
		島根2号	浜岡4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

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。

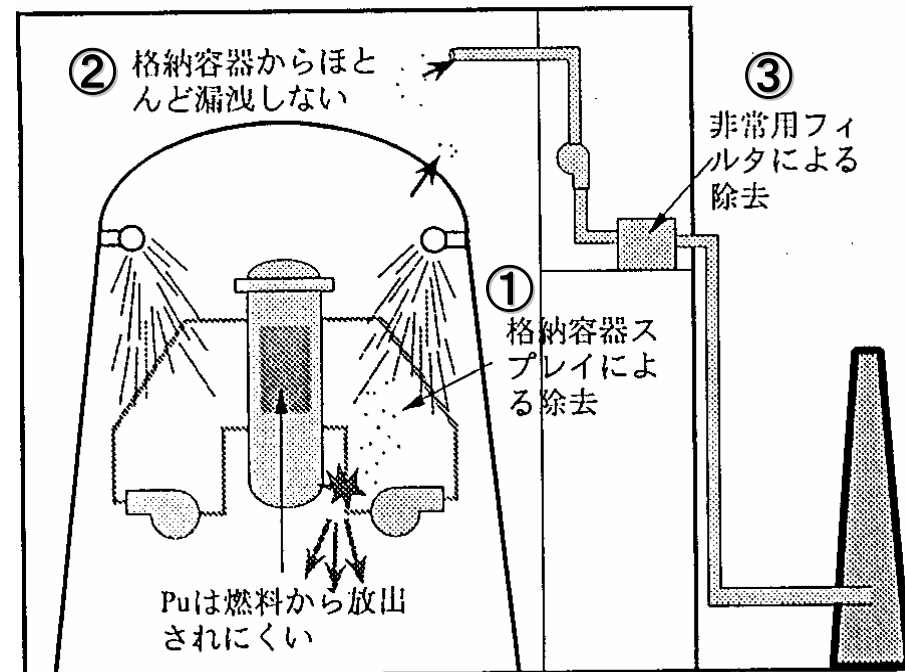
論点14. 事故時の周辺への影響（その2）

p42

【検討課題】 ② プルトニウムが環境中に放出されるのではないか。

【電力の見解】 仮に格納容器内にプルトニウム等の粒子状物質が放出されたとしても、以下の理由により、プルトニウムが周辺環境に放出されることはない。

- ①格納容器スプレイ系 ⇒ 放射性物質の除去(除去効率:50%以上)。
- ②格納容器は高气密性 ⇒ 格納容器外への漏洩率は低い(格納容器体積に対して0.5%/日)。
- ③格納容器から建屋内に漏えいした場合 ⇒ 非常用ガス処理系の高性能エアフィルタにより環境へ放出される粒子状物質を除去(捕集効率は99.9%以上)



(参考) プルトニウムは沸点が高く(酸化プルトニウムの沸点3227°C)、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。

論点14. 事故時の周辺への影響（その3）

【検討課題】③炉心溶融等の過酷事故対策が必要ではないか。

【電力の見解】女川3号機は、アクシデントマネジメント対策を実施しており、確率論的安全評価の結果も、原子力安全委員会の目標を十分下回っているため、追加対策をとる必要はない。

確率論的安全評価結果

	女川3号機の評価	原子力安全委員会の目標
炉心損傷頻度	8.7×10^{-9} / (炉年) (1億年に1回)	1×10^{-4} / (炉年) (1万年に1回)
格納容器破損頻度	4.5×10^{-10} / (炉年) (20億年に1回)	1×10^{-5} / (炉年) (10万年に1回)

女川3号機は目標よりも4桁以上低い

なお、評価上使用している崩壊熱はウラン燃料の崩壊熱である。MOX燃料の燃焼度はウラン燃料よりも低いため、事象発生直後の崩壊熱はより小さく、評価結果は変わらない。