

## 第5回安全性検討会議資料

## 各論点毎の検討結果

## 1 一般的事項

【論点1】	プルトニウムの特性	1-1
【論点2】	MOX燃料の使用実績	2-1
【論点3】	海外におけるMOX燃料の製造	3-1
【論点4】	輸送時の安全対策	4-1
【論点5】	使用済MOX燃料の再処理	5-1
【論点6】	使用済MOX燃料の処分	6-1
【論点7】	地震によるプルサーマルへの影響	7-1

## 2 安全審査事項

【論点8】	燃料健全性への影響	
8-1	ペレット中心温度	8-1
8-2	燃料棒内圧	8-2
8-3	プルトニウムスポット	8-4
【論点9】	原子炉の制御性への影響	
9-1	出力分布の不均一性	9-1
9-2	熱中性子割合の減少	9-3
9-3	作業ミス・操作ミスの可能性	9-5
【論点10】	緊急時の原子炉停止能力	10-1
【論点11】	作業時の被ばく	
11-1	MOX新燃料の取扱い	11-1
11-2	使用済MOX燃料の取扱い	11-3
【論点12】	貯蔵設備の冷却能力	12-1
【論点13】	平常時の周辺への影響	13-1
【論点14】	事故時の周辺への影響	14-1
【論点15】	安全管理体制	
15-1	核物質防護対策, 教育	15-1
15-2	安全管理等への取り組み	15-4

### Ⅲ プルサーマルに係る安全性等について

#### 1 一般的事項

##### 論点1 プルトニウム特性

###### ○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。
- 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。

###### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ MOX燃料の使用は核燃料サイクル全体を通じて、人や環境がプルトニウムに触れるリスクが大きくなることは否定できない。
- ・ 作業員ではなく、一般人の年被ばく限度値をもとに検討すべきではないか。
- ・ プルトニウムの放射能はウランより強いいため、MOX燃料の放射能毒性はウラン燃料より大きい。
- ・ 現行軽水炉は、低濃縮ウランを燃料とする炉として設計されているが、本来の目的と異なるMOX燃料を装荷するという変則的な使い方をする。
- ・ プルトニウムは100分の1gで肺がんを引き起こすといわれている。
- ・ 女川3号機では、その猛毒のプルトニウムが年間400kgも炉心に装荷される。

###### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

プルトニウムの特性により、MOX燃料はウラン燃料に比べ以下のような違いがあるが、これらの違いについては、対応する論点項目にて、記載している。

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)	制御棒の効きが悪くなる	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	

## 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、 $\alpha$ 崩壊で10000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 $\alpha$ 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

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。

**○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。

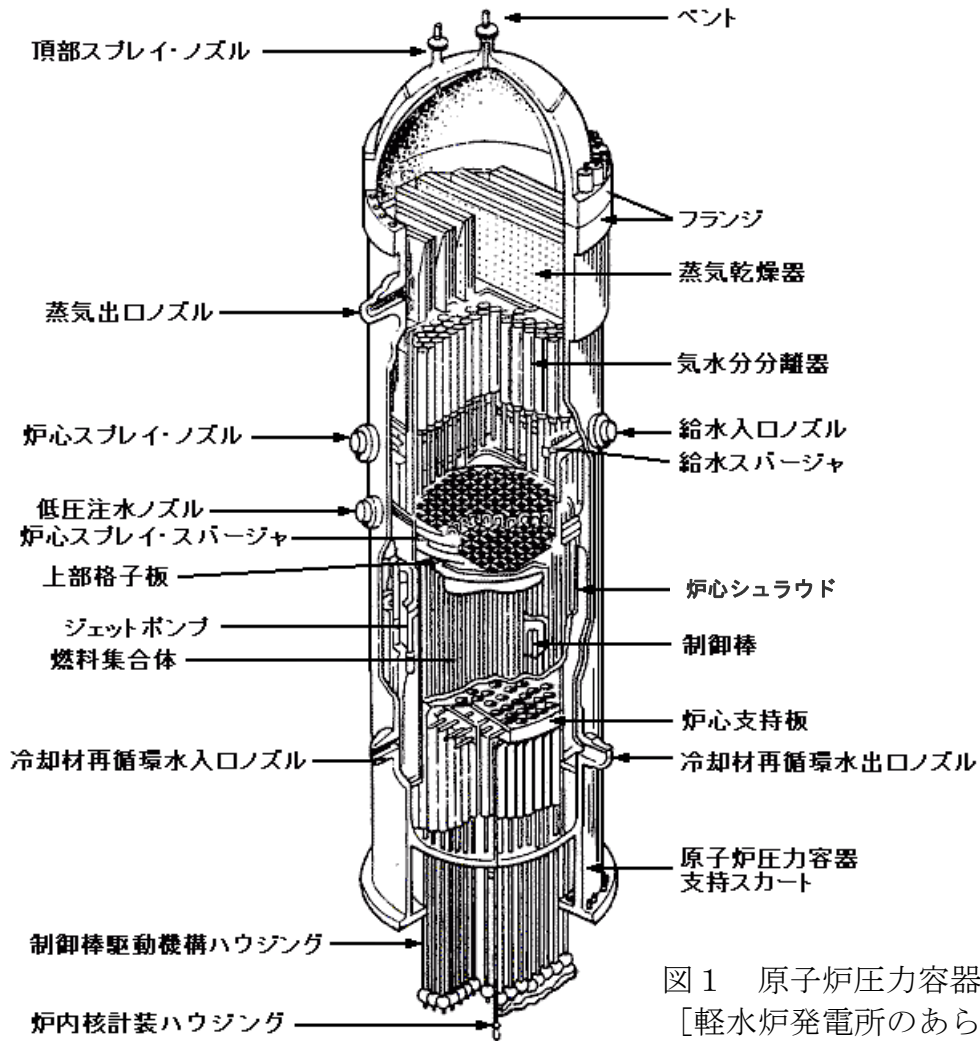


図1 原子炉压力容器概略図  
 [軽水炉発電所のあらし (改訂版)  
 平成4年10月: 原子力安全研究協会]

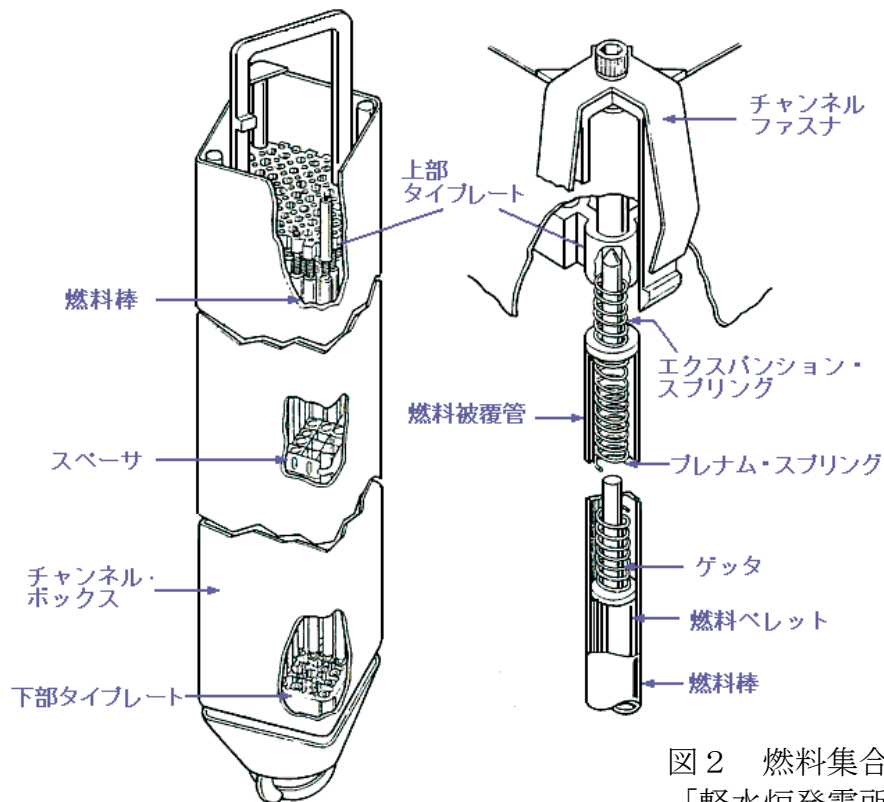


図2 燃料集合体概略図  
 [軽水炉発電所のあらし (改訂版)  
 平成4年10月: 原子力安全研究協会]

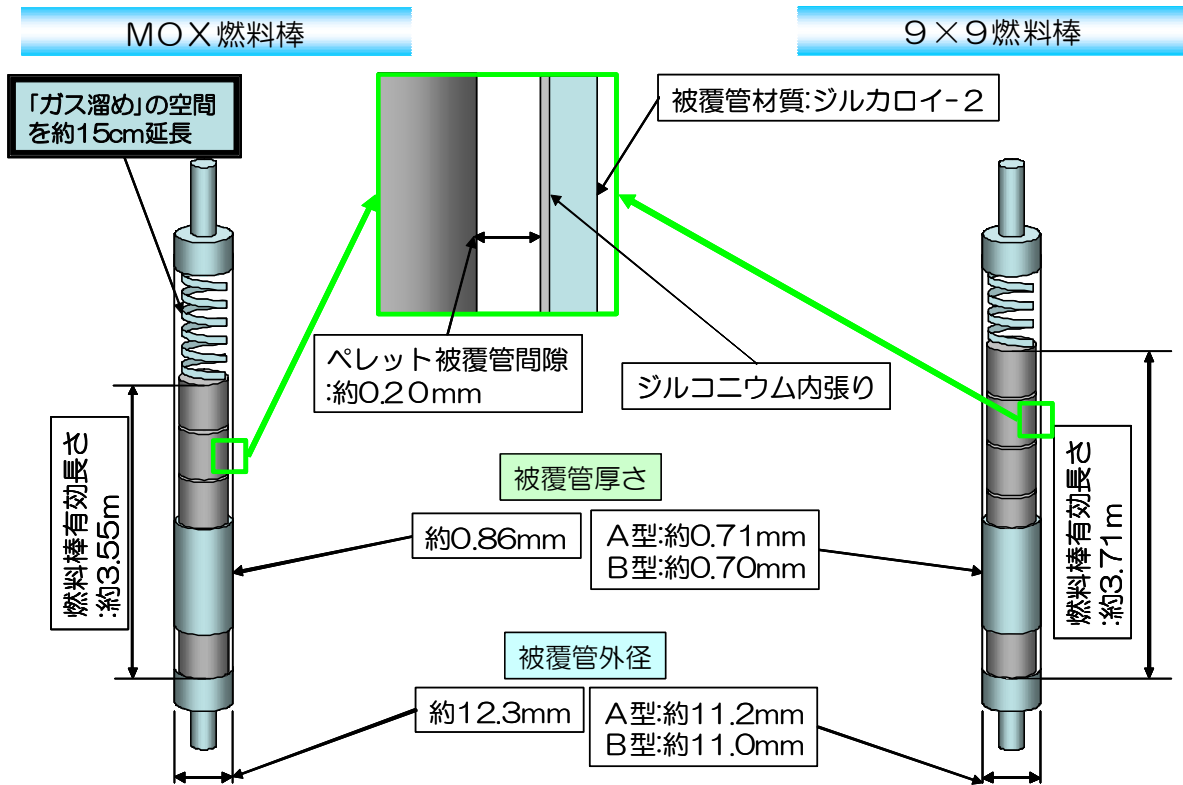


図3 MOX燃料棒とウラン燃料棒の比較

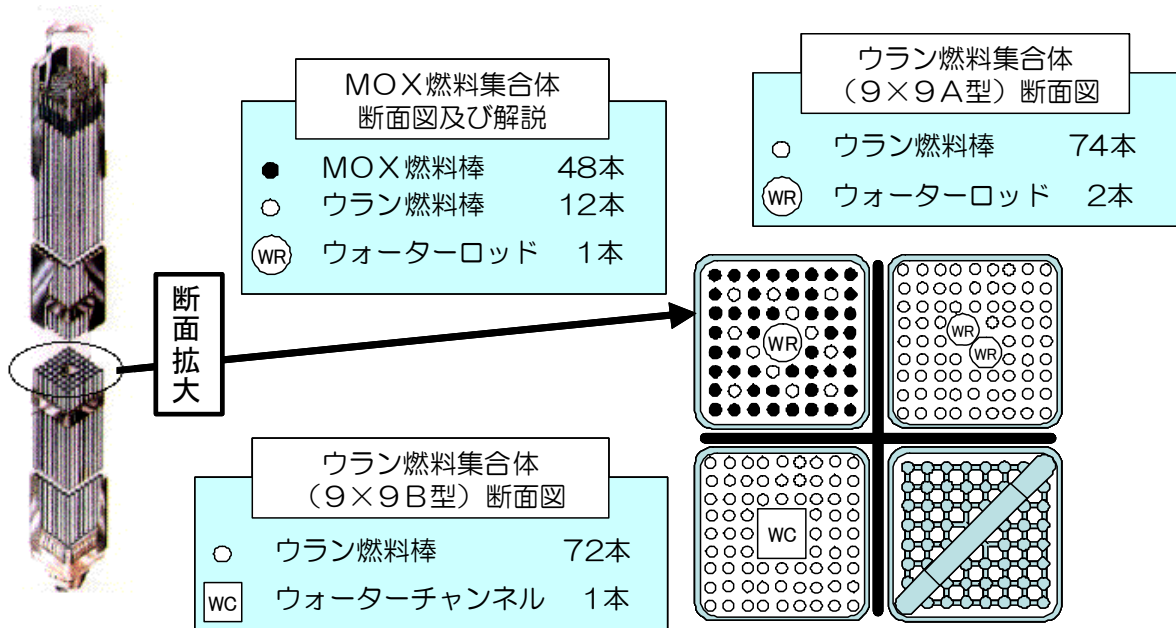


図4 MOX燃料集合体とウラン燃料集合体の比較

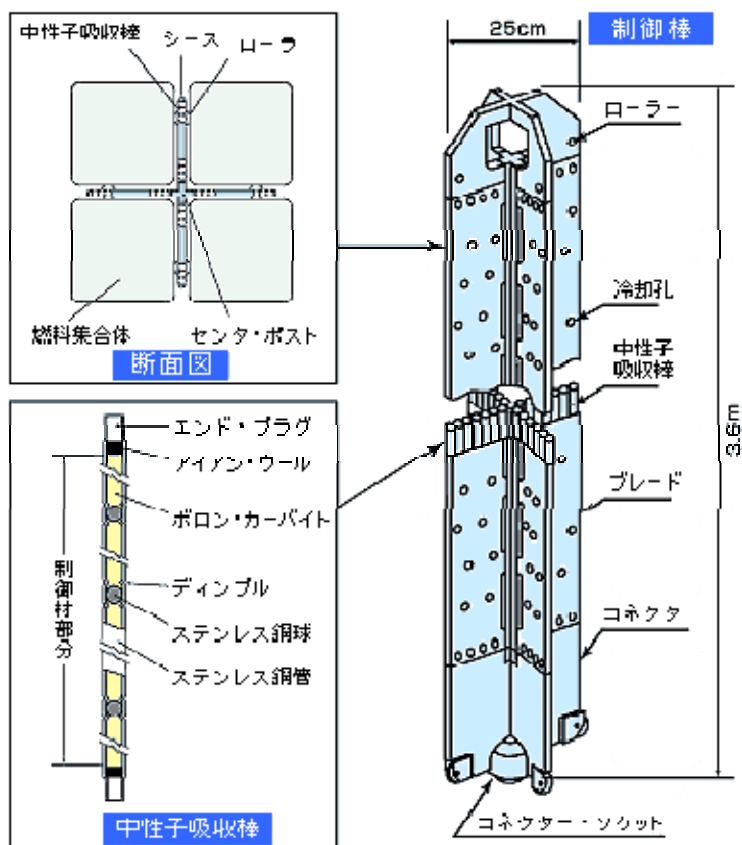


図5 ボロンカーバイド型制御棒概略図

(株)日立製作所HPより引用

<http://www.hitachi-hgnc.co.jp/nuclear/product/abwr/reactor/controlrod/index.html>

## 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， $\alpha$ 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， $\alpha$ 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 ( $\alpha$ 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る」，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



## 論点2 MOX燃料の使用実績

### ○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。
- 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。
- ③ 過去にMOX燃料が破損した例があるが、問題はないか。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 特に異常事態でのMOX燃料がどのように振る舞うかについて使用実績や実証実験が不足していると考える。
- ・ 非常に少数の使用実績しかない。特にBWRは少ない
- ・ 女川3号機において燃料集合体560体のうちMOX燃料集合体を最大228体装荷しているが、世界でこのような実例はあるのか。
- ・ 海外では、過去にMOX燃料の破損事故の実例があるが、問題はないか。
- ・ プルサーマルの実績は、フランスやドイツの実績でしかない。
- ・ MOX燃料の破損事故の実例がある。

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 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。（「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」平成7年6月19日原子力安全委員会了承 以下「1/3MOX 報告」）

#### ①について

- ・ 40年前から、軽水炉でのMOX燃料の使用実績があり、2008年12月末時点では、欧州を中心に（日本を含め）10カ国の原子炉58基で6,350体の使用実績があり、これまで安全に使用されてきており、実績は十分である。

#### 【国内での使用実績】

国内の軽水炉では、日本原子力発電(株)敦賀1号機（BWR）で2体（1986年6月～1990年2月）、関西電力(株)美浜1号機（PWR）で4体（1988年3月～1991年12月）のMOX燃料が実証試験で使用され、試験後も燃料が健全であったことが確認されている。

また、炉型が違うものの、国の原子炉「ふげん」による772体のMOX燃料の使用実績がある。

#### 【BWRでの使用実績】

世界の「BWR」での使用実績（2008年12月末時点）は、7カ国（日本、ドイツ、イタリア、オランダ、スウェーデン、インド、米国）の商業用BWRにおいて、計1199体（14基）の実績がある。

#### ②について

- ・ BWRでプルサーマルを行っているドイツのグンドレミンゲンB、C炉では、Pu含有率は約5.4重量%（燃料集合体平均）の実績がある。  
装荷率についてもグンドレミンゲンB炉で約1/3（300/784体）の実績がある。  
ドイツの実績から、女川原子力発電所で申請しているPu含有率（約2.9～5.8重量%（標準的なもので約4.3重量%））、装荷率（約1/3、228/560体）が高すぎるとい

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。

別紙 1

女川原子力発電所で使用を予定しているMOX燃料の許認可条件と、現在、当社と同じBWRでプルサーマルを行っているドイツのグンドレミンゲンB，C炉（9×9燃料，10×10燃料）での許認可条件および実績を以下のとおり比較する。

	燃料 型式	燃料集合体平均プルト ニウム含有率	燃料集合体平均核分裂性 プルトニウム富化度	装荷率 <sup>※5</sup>
ドイツにおける 2000 年 までの実績 <sup>※1</sup>	9×9 または 10×10	約 5.4wt%	約 3.6wt%	約 1/3 (300/784 体) (2006 年)
ドイツ許認可条件 <sup>※2</sup>	9×9 または 10×10	約 7.8wt% (核分裂性プルトニウム 割合 70wt%として概算 した場合)	5.47wt%	約 1/3 (300/784 体)
東北電力申請書記載内容 (核分裂性プルトニウム 割合約 67wt%の場合)	8×8	約 4.3wt% <sup>※3</sup>	約 2.9wt%：概算 <sup>※4</sup>	約 1/3 (228/560 体) (約 30/約 95t ：概算 <sup>※5</sup> )

※1：IAEA Technical Report Series-415 p47

※2：燃料の型式認定及び解析コードの検証に係る制度の調査と提言（JNES） B.2-33

※3：標準的な組成のプルトニウム（核分裂性プルトニウム 67%）の場合の一例。申請  
値は燃料集合体平均ウラン235濃縮度約3.0wt%相当以下として約2.9～5.8wt%

※4：燃料集合体平均プルトニウム含有率から算定した概算値

※5：重量比

※6：MOXペレット換算とした場合の概算値

## 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 <sup>※2</sup>
1970	GE	アメリカ	Big Rock Point	BWR	20以下	過度なクワットによる局所腐食 <sup>※1</sup>	2体 <sup>(8)</sup>
1972	BN	ベルギー	BR-3	PWR	30	端栓溶接不良 <sup>※1</sup>	1体 <sup>(3)</sup>
1973	Siemens	ドイツ	Obrigheim	PWR	(2サイクル目)	被覆管水素化 <sup>※1</sup>	数本 <sup>(2)</sup>
1973	BN	オランダ	Dodewaard	BWR	10	被覆管水素化 <sup>※1</sup>	1本 <sup>(3)</sup>
1980		ベルギー	BR-3	PWR	35	水質に起因する局所的な腐食 <sup>※1</sup>	6本 <sup>(3)</sup>
1990		スイス	Beznau-1	PWR	15	異物	1体中2本 <sup>(3)</sup>
1993	COGEMA	フランス	Dampierre-1	PWR	(1サイクル目)	異物と推定	1体 <sup>(4)(5)(6)(10)</sup>
1997		フランス	Tricastin-2	PWR	(1サイクル目)	不明	1体 <sup>(6)(10)</sup>
1997	BNFL	スイス	Beznau-1	PWR	(1サイクル目)	端栓溶接不良 <sup>※1</sup>	1体中1本 <sup>(7)</sup>
						不明	2体中2本 <sup>(7)</sup>
2000		スイス	Beznau-1	PWR	(3サイクル目)	不明	4体 <sup>(9)</sup>
2001	COGEMA	フランス	Tricastin-4	PWR	不明	不明	1体 <sup>(10)</sup>
2003		フランス	Dampierre-1	PWR	不明	不明	1体 <sup>(10)</sup>
不明	Siemens	ドイツ	不明	不明	7~14	異物	2体中2本 <sup>(1)</sup>
					15~29	異物	1体中1本 <sup>(1)</sup>
					22~37	異物	1体中1本 <sup>(1)</sup>
不明	BN	不明	不明	不明	不明	異物	3体 <sup>(11)</sup>

- (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

### 論点3 海外におけるMOX燃料の製造

#### ○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象があったが、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。
- 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、どのように評価するのか。

#### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 英国原子燃料会社(BNFL)が製造したペレットで検査データの捏造が組織的に行われたので、今後も繰り返される可能性がないのか。
- ・ 評価を行う第三者機関は、どこが指名するのか。独立性に問題ないのか。
- ・ 燃料がきちんと製造される保証はない。イギリスはとくに信用がおけないのではないか。事故・事件を繰り返している会社と契約を繰り返すのは常識的に考えにくい。
- ・ 海外でMOX燃料を製造する場合、その燃料加工事業者の品質保証をどのような体制・方法で確認する予定か。特に、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、どのように評価するのか。

#### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 海外におけるMOX燃料製造時の品質保証等の確認の流れは別紙3-1のとおり。

##### ①、②について

- ・ 海外からMOX燃料を調達するという特殊性及び過去に先行電力でBNFLによるデータ改竄問題が発生した経緯を踏まえ、製造会社は、以下に示す国の通達事項を満たす契約内容とする。
  - 製造会社が、国際的に認知された品質保証の規定（ISO9001：2000等）に適合した品質マネジメントシステムであること。
  - 電力が、製造会社の社内教育や不正発生の未然防止対策を含めた評価を行い、必要な改善を要求できること。また、電力が適切な頻度で監査が行えること。
  - 製造会社において異常事態が発生した場合に、電力へ連絡する方法及び体制を定めること。また製造会社に対し、元請会社へ連絡する方法及び体制を定めさせること。
  - 電力が、燃料工場において、製造の工程毎に適切な検査を実施できること。
  - 電力が、製造期間を通じて社員を燃料工場に派遣し、製造状況および品質保証活動を確認できること。また、国が必要に応じ、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ことができること。
- ・ 電力が、製造会社の監査を実施する際には、監査の信頼性を高めるため、当該地域において原子力関連業務に精通した監査・調査会社を第三者機関として参加させ、助言・支援を受ける予定である。

##### ③について

- ・ MOX燃料は、ウランとプルトニウムを混合するため、ペレット内にプルトニウムの不均一が生じる可能性があるが、燃料の健全性に影響を与えない範囲（プルトニウムスポットの直径で400 $\mu$ m以下）で製造管理を行うとともに、ペレット製造段階において、プルトニウムの均一性の検査を行なう。

[参考] MOX燃料は、ウランとプルトニウムを混合するため、ペレット内にプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があるが、この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲である。（設置許可申請書8-3-17）

- ・ なお、燃料製造工程における検査は、表3-1のとおりである。
- ・ また、別紙3-2のとおり、表面汚染および燃料棒の誤配置防止に対する処置を行う。

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 <sub>2</sub> 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。

#### ○国の見解

- ・ 国（原子力安全・保安院）は、輸入燃料体検査に関する通達（平成14年7月31日）を発出し、品質保証についての対策等を行い、不正が起こらないような仕組みを構築している（プルサーマルの安全規制について 原子力安全・保安院：添付3-2参照）

#### (安全審査書 P8)

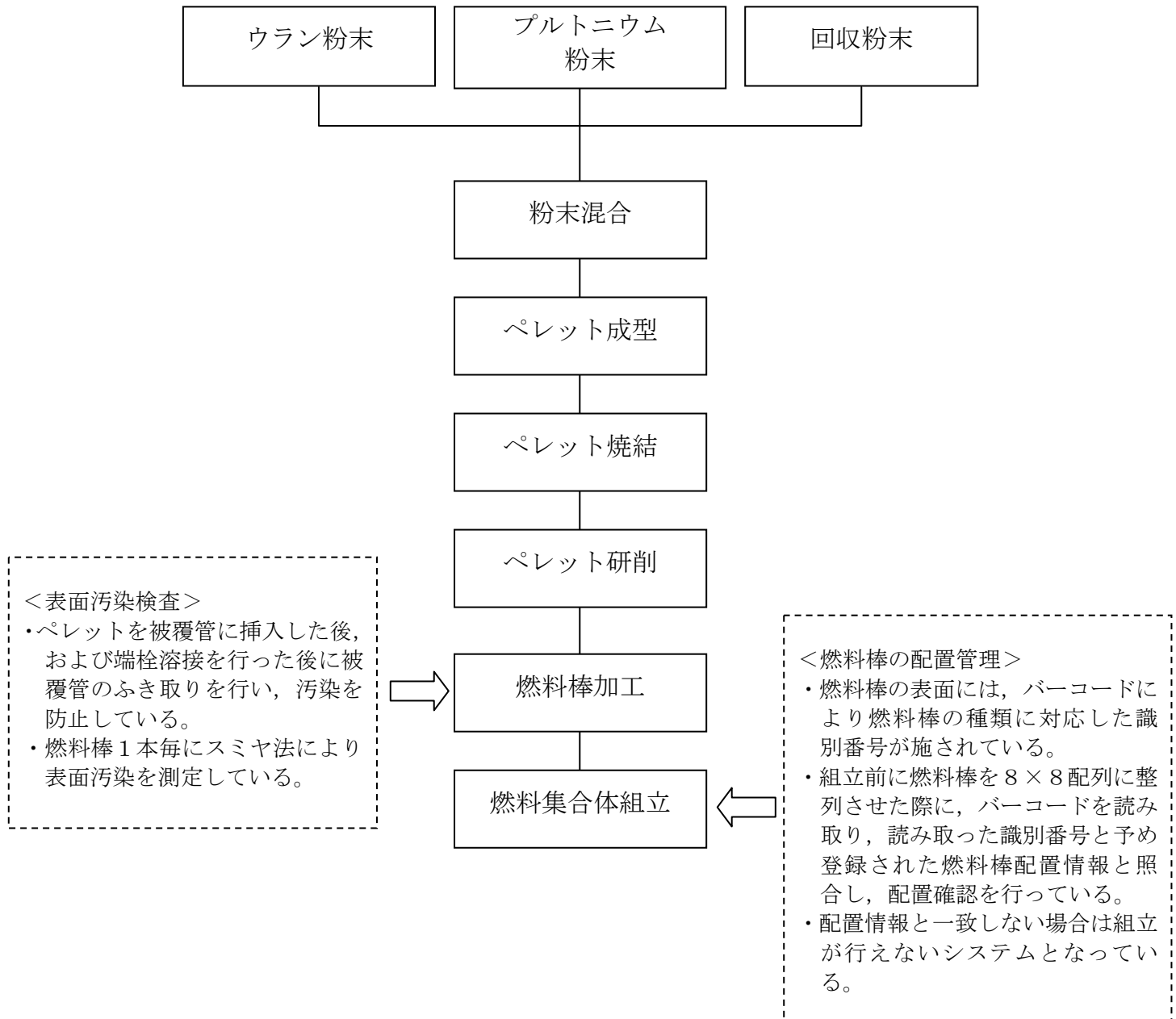
- ・ MOX燃料は、燃料ペレット内にプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があるが、この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲で管理される。

海外におけるMOX燃料製造時の品質保証等の確認の流れ

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※					(a)電力が元請会社を独自に確認 (b)電力が加工事業者を独自に確認
システム監査	▼システム監査					(a)電力が元請会社を独自に確認 (b)電力が加工事業者を独自に確認 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		<div style="border: 1px dashed black; padding: 2px; display: inline-block;">プロセス監査</div>			▼最終確認監査	電力が主体的に元請会社も参加し 加工事業者を確認 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

MOX燃料の製造工程  
(燃料棒の配置管理と表面汚染検査について)



また、発電所受入時においても、スミヤ法により燃料ホルダー内面の表面汚染を測定する予定である。



MOX燃料材に求められる技術基準<sup>※</sup>への適合と検査項目

次の各号に適合すること		検査の項目と方法		
第一号	各元素の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差	著しく大きくないこと	<ul style="list-style-type: none"> <li>・不純物</li> <li>・<sup>235</sup>U濃度</li> <li>・Pu含有率</li> <li>・Pu組成</li> </ul>	記録確認
第二号	酸素の原子数のU及びPuの原子数の合計に対する比率の値	実用上差し支えないこと	<ul style="list-style-type: none"> <li>・化学成分</li> <li>・O/M比</li> </ul>	記録確認
第三号	<sup>235</sup> U, <sup>239</sup> Pu及び <sup>241</sup> Puの含有量の合計のU及びPuの含有量の合計に対する百分率の値の偏差	著しく大きくないこと	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<sup>235</sup>U濃度</li> <li>・Pu含有率</li> <li>・Pu組成</li> </ul>	記録確認
第四号	Puの均一度	実用上差し支えないこと	Pu均一度	記録確認
第五号	ペレット型燃料材			
イ	各部分の寸法の偏差	著しく大きくないこと	<ul style="list-style-type: none"> <li>・寸法</li> </ul>	記録確認
ロ	密度の偏差	著しく大きくないこと	<ul style="list-style-type: none"> <li>・密度</li> </ul>	記録確認
ハ	表面の割れ, きず等	有害なものがないこと	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観</li> <li>割れ, きず等</li> </ul>	記録確認
ニ	表面の油脂, 酸化物等の付着物	有害な付着物がないこと	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観</li> <li>表面の汚れ</li> </ul>	記録確認

※ 発電用核燃料物質に関する技術基準を定める省令

# 海外MOX燃料調達に関する 品質保証活動について

平成 2 1 年 6 月  
東北電力株式会社

## 海外MOX燃料調達に関する品質保証活動について

海外MOX燃料の成型加工は、設計、加工、使用期間を通じた責任の一元化を図るため、設計を担当する国内燃料加工メーカーを元請け会社とし、海外MOX燃料加工事業者を下請企業とする体制で実施することとしている。

海外MOX燃料調達における、当社の品質保証活動の進め方を以下に示す。なお、本資料の記載に係る具体的内容については、必要に応じて社内規定へ具体化し、MOX燃料の調達を確実に実施する。

### 1. 品質マネジメントシステムに係る文書の整備

当社は、JEAC4111-2003に基づく社長をトップマネジメントとする品質マネジメントシステムを構築し、女川原子力発電所の保安活動全般に適用しており、海外MOX燃料調達についてもこの枠組みの中で対応する。

上記マネジメントシステムのもと、当社「女川原子力発電所原子炉施設保安規定」の品質保証計画に基づき、マニュアル、要領等の社内文書を展開し、文書体系を構築している。

海外MOX燃料調達業務は、「原子力品質マネジメントシステム調達管理要領」、「原子力品質マネジメントシステム設計・開発要領」及び「原子力発電所燃料管理要領」等に基づき実施する。

⑳

### 2. 資源の運用管理

海外MOX燃料調達においては、それを実施する要員の力量が重要であるため、教育・訓練計画に基づき、要員を育成し、力量の管理を行うこととしており、実際に海外MOX燃料加工工場において、監査及び検査に従事する力量を有する要員を確保する。

具体的には、教育・訓練の年度計画を策定し、それに基づいて教育・訓練を実施し、海外MOX燃料加工工場における監査及び検査に従事する力量を持つ要員を確保する。なお、要員の具体的な力量は以下のとおりである。

- ・ 海外MOX燃料加工工場における監査員候補者は、「原子力品質マネジメントシステム供給者監査要領」に示されている監査員ないし監査責任者に

必要な力量（監査経験があることや ISO9000 内部監査員研修，または ISO9000 審査員研修を終了したこと）を有すること。

- ・ 海外MOX燃料加工工場における検査員候補者は，検査員に必要な力量（検査に対する知識を持つことや燃料の製造に係る立会検査経験があること）を有すること。

### 3. MOX燃料調達業務における実施内容

#### (1) 契約段階

##### (a) 供給先への品質保証要求事項の明確化

海外からMOX燃料を調達するという特殊性<sup>※1</sup>及び過去に先行電力でBNFLによるデータ改竄問題が発生した経緯を踏まえ，以下に示す輸入燃料体検査に関する通達事項（「電気事業者及び燃料加工事業者の品質保証に関する確認事項について（内規）の制定について（原子力安全・保安院）」，平成14年7月31日）を可能とする契約内容とする。

- ・ ISO9001：2000 等国際的に認知された品質保証の規定に適合した品質マネジメントシステムであること。
- ・ MOX燃料加工事業者の従業員教育やデータのセキュリティ管理等不正発生の未然防止対策を含めた評価を行い，必要な改善を要求すること。また，適切な頻度でMOX燃料加工事業者の監査を行うこと。
- ・ 異常事態が発生した場合に，当社へ連絡する方法及び体制を定めること。またMOX燃料加工事業者に対し，元請会社へ連絡する方法及び体制を定めさせること。
- ・ 加工の工程毎にMOX燃料加工工場において適切な検査を実施すること。
- ・ 製造期間を通じてMOX燃料加工工場に社員を派遣し，MOX燃料加工事業者の製造状況及び品質保証活動を確認すること。また，元請会社及びMOX燃料加工事業者に対しても，規制当局の立入り調査権を認めさせること。

※1 燃料検査の容易性及び輸送時における国際間移動の柔軟性について，ウラン燃料とMOX燃料の間には大きな差があり，これらを特殊性としている。

(b) 供給先の評価・選定

供給先の評価・選定にあたり、元請け会社及びMOX燃料加工事業者の技術的能力、品質マネジメントシステムの構築および供給実績等を確認する。

元請会社については定期的な監査により、また、MOX燃料加工事業者については契約前の監査により品質マネジメントシステム構築状況を確認する予定としている。

(2) 加工準備段階

(a) 品質保証計画の審査・承認

元請会社及びMOX燃料加工事業者から、品質保証計画を提出させ、品質保証要求事項に対応する項目が含まれていることを確認することを予定している。

(b) システム監査

上記品質保証計画が定められたとおりの機能を果たしていることを確認するため、元請会社及びMOX燃料加工事業者に対し、システム監査を実施する。

また、MOX燃料加工事業者の従業員教育やデータのセキュリティ管理等不正発生の未然防止対策についての評価も実施する。MOX燃料加工事業者のシステム監査に際しては、当社の監査能力を補完し、監査の信頼性を高めるため、当該地域において原子力関連業務に精通した監査・調査会社を第三者機関として参加させ、助言・支援を受ける予定である。なお、第三者機関の選定については、仏国及び英国で実績のある監査・調査機関を候補として考えている。

システム監査結果により、是正処置の必要があると判断した場合、加工開始までに是正処置を行わせ、その処置の検証を行う。また、システム監査実施後も必要に応じて定期監査を行い、品質保証活動の実施状況について現場確認を行う。

(c) 輸入燃料体検査申請

加工開始1月前までに輸入燃料体検査申請を行い、規制当局の審査を受ける。この際、製造期間中の試験、検査等の計画を定めた「燃料材、燃料被覆材その他の部品の組成、構造、強度等に関する試験の計画に関する説明書」及び製造期間中に実施する品質管理状況の確認や監査等の計画、異常事態発生時の処置を含む「品質保証の計画に関する説明書」を添付する。

(3) 加工実施段階

(a) 製造期間を通じての当社社員の派遣

MOX燃料加工事業者の製造状況及び品質保証活動について確認するため、製造期間を通じて当社社員をMOX燃料加工工場に派遣し、立会検査及び製造状況の現場確認により製造状況・品質管理状況の確認を行う予定である。

(b) 監査

当社の要求事項を満たす製品が安定して製造されることを確認するため、当社社員をMOX燃料加工工場に派遣し、加工中の工程毎に工程監査を実施する。また、加工の最終段階として最終確認監査を行い、品質管理データ等の確認を行う。

これらの実施にあたっては、システム監査と同様、第三者機関の助言・支援を受ける予定である。

(c) 輸入燃料体検査申請に係る追加書類の提出

日本への輸送開始1月前までに、MOX燃料加工工場における試験、検査結果等を記載した「燃料材、燃料被覆材その他の部品の組成、構造、強度等に関する試験の結果に関する説明書」及び製造期間中に実施した品質管理状況の確認や監査等に基づく品質保証活動の確認結果等を記載した「品質保証の結果に関する説明書」を規制当局へ追加提出する。

(d) 発電所受入

輸送完了後、当社検査員がMOX燃料受取検査を実施し、その後、規制当局による輸入燃料体検査を受検する。

4. 評価及び改善

(1) プロセスの監視

当社は、原子力保安活動の実施部門である原子力部門とは独立した監査組織を設け、実施部門の品質保証活動状況について、JEAC4111-2003に基づく内部監査を定期的に実施している。

MOX燃料調達においても、上記内部監査と日常の業務実施状況を通じた自己アセスメントによりプロセス全般を監視し、品質マネジメントシステムの有効性を評価する。

(2) マネジメントレビュー

社長は、マネジメントレビューを実施し、評価し、品質保証活動の有効性を継続的に改善する。

# MOX燃料の検査について

## 1999年 BNFL社 (英国原子燃料会社) 製MOX燃料における不正問題と対策

### 【概要説明】

関西電力は高浜3,4号機用のMOX燃料の加工を英国BNFL社に依頼したが、その中の何体かを抜取検査した際に、検査データに不審な点が発覚。国は関西電力に対し再調査させたところ、3号機の燃料棒にのみデータの不正があり、これについては燃料棒を作り直すが、4号機については問題なしと、関西電力から国に報告があった。しかしその後、4号機の燃料棒についても新たにデータの不正が発覚し、この事件によりMOX燃料に対する信頼感が大きく崩れてしまった。

### <1999年>

- 9/13 ● 通産省は、関西電力から高浜4号機用MOX燃料の輸入燃料体検査申請を受理
- 9/14 ● BNFL社製MOX燃料のデータ問題が発生。通産省は関西電力に徹底調査を指示
- 11/1 ● 通産省は、関西電力から、不正は3号機のみで4号機用には不正はないとの報告を受理し、輸入燃料体検査の手続きを再開
- 12/16 ● BNFL社の4号機用燃料の新たな不正が発覚。関西電力は輸入燃料体検査申請を取下げるとともに、通産省は同社に詳細な報告を指示

### <2000年>

- 3~6月 ● 電気事業審議会基本政策部会「BNFL社製MOX燃料データ問題検討委員会」開催(6/22報告書取りまとめ)
- 6/14 ● 通産省は関西電力から調査報告書を受理
- 7/14 ● **電気事業法施行規則一部改正**
- 輸入燃料体検査申請書に「品質保証に関する説明書」の添付を義務付け
- 7/14 ● **MOX燃料体に係る輸入燃料体検査の運用の改善(通達)**
- 設置(変更)許可取得後にMOX燃料体の製造を開始
- MOX燃料の製造前に検査申請を行い、品質保証計画の確認を受けると共に、製造後の日本に向けた輸送開始前に品質保証活動結果の確認を受けたくうえで、MOX燃料体そのものの検査を実施
- 当分の間、海外燃料工場の品質保証活動の確認の際、第三者機関を活用

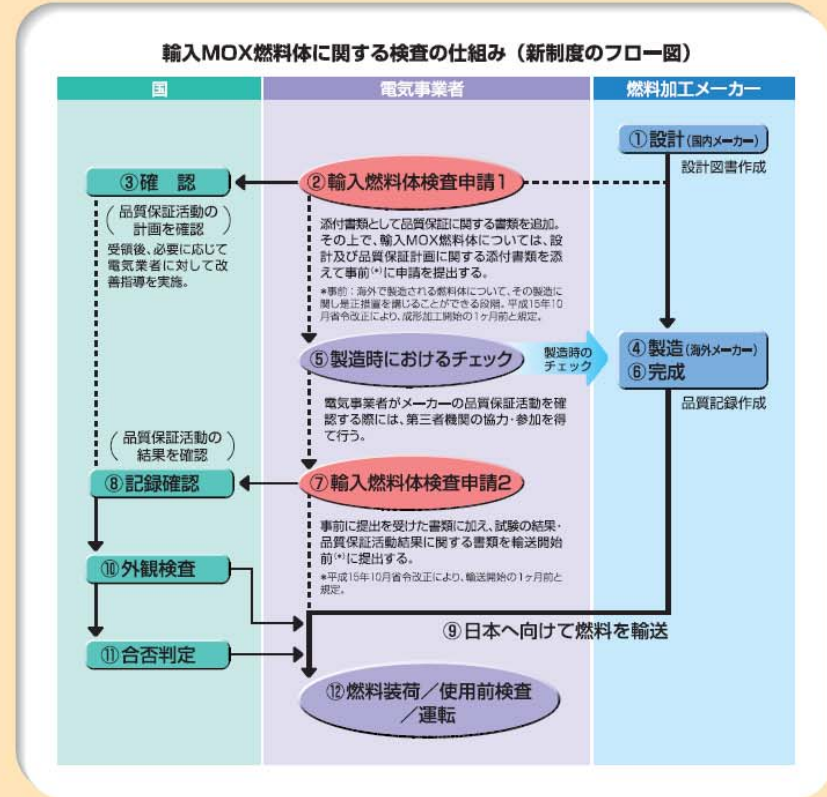
BNFL社不正問題への制度的対応

### 【不正及び問題の原因と対策】

BNFL社の問題点	関西電力の問題点	対策
<b>品質保証体制</b> 品質管理部門の独立性の不足、品質管理教育の不足、作業に対する管理監督の不足等	<b>調達管理</b> 調達先の品質保証活動を適切に監視する仕組み(調達管理)が不十分	発注者(電気事業者)が、受注者(国内メーカー)及び調達先(海外メーカー)の品質保証体制について、それが十分機能しているか定期的にチェックする。

## 現在のMOX燃料体に関する検査の仕組み

BNFL社不正事件の問題点を解消するため、電気事業法施行規則を改正し、国は発注者(電気事業者)が提出する品質保証活動の計画や記録を適切なタイミングで確認することとしました。



現在では新制度の仕組みに則って適切にMOX燃料の検査を行っています。

「プルサーマルの安全規制について」(抜粋)(原子力安全・保安院)



## 論点4 輸送時の安全対策

### ○検討課題

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

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 輸送時の安全については、一応の対策が施されているが、核燃料が原子力施設から出て一般社会と接触する局面があるので、社会に対する災害のリスクが増大することは否定できない。
- ・ 「危険物船舶輸送及び貯蔵規則」では、核分裂性輸送物が「告示で定める場合に臨界に達しないこと」を求めている。輸送物の未臨界性についても検討すべき。
- ・ 輸送容器や船舶の安全対策のみならず、核物質防護の問題が重要であり、どのような警備体制のもとに輸送が実施されるか十分検討すべき。
- ・ 核拡散の危険性の増加と核防護対策の重大化
- ・ MOX燃料の輸送、また、貯蔵することは核テロリズム等、増える脅威、その対策はどのようにするのか。
- ・ 猛毒の核兵器材料が国中で大量消費・大量移送されることになる。十分な安全対策は可能か。
- ・ MOX燃料に含まれるプルトニウムは、ウランと比較し放射線が強い
- ・ 輸送経路での交通事故等による大量の放射能漏れの危険性もある。
- ・ 万が一容器が壊れた場合は、どのような被害があるのか。
- ・ 燃料の製造から、輸送、保管、装荷作業などの各過程で、労働者や一般公衆への被曝の危険性を増大させる。
- ・ 核兵器材料のプルトニウムを大量に含んだMOX燃料を、公道で輸送したりすること自体、核拡散上問題の多い行為である。

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

#### 【MOX新燃料輸送の安全性について】

- ・ MOX新燃料は、ウラン新燃料に比べ線量や発熱量が高いが、放射線の遮へいおよび冷却能力を備えた専用の輸送容器（図4-1）に収納して輸送するため、安全に取り扱うことができる。
- ・ 輸送方法は専用船（図4-2）による計画的な海上輸送により、直接発電所の港へ運び込むため、安全に輸送することができる。

#### 【放射線について】

- ・ MOX新燃料では、主として下記の核種により放射線が発生する。
  - $^{241}\text{Am}$  ( $^{241}\text{Pu}$  のベータ崩壊（半減期約 14.3 年）により生成）の崩壊に伴うガンマ線の放出
  - $^{238}\text{Pu}$  の核反応（ $(\alpha, n)$  反応）、 $^{240}\text{Pu}$ （自発核分裂）による中性子の放出
- ・ そのため、ウラン燃料と比べて、下表のとおりMOX燃料表面で約 70 倍、表面から 1m離れたところでの影響は約 50 倍となる評価がある。

	線量当量率 (mSv/h)	
	燃料表面	燃料表面から 1 m
ウラン燃料	0. 0 4	0. 0 0 2
MOX燃料	2. 7	0. 1

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<sub>f</sub>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1 m
MOX燃料	1.01 <sup>※</sup>	約0.1 <sup>※</sup>

※ 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1 m S v / h 程度

なお、PWRでは、MOX燃料集合体の表面線量率は約1.1 mSv/h（ウラン燃料は約0.04 mSv/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）」）

【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2 mSv/h、表面から1 mで100 μSv/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	≤30 μSv/h
	表面から1 m	≤6 μSv/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1 m	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。
  - 9 mの高さから落下
  - 30分・800℃の環境
  - 水中（1.5 mに8時間、200 m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。

#### 【輸送時の安全対策について】

- ・ 海上輸送は以下の対策により、安全に実施されている。
- 専用船を使用すること。
- 武装護衛船による護衛を実施する。
- 気象や沿岸地域の状況を考慮した輸送経路を選定する。
- 緊急時以外は無寄航航海。

#### 【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械設計は要求事項を満足しており、妥当なものと判断した。（安全審査書P.8）

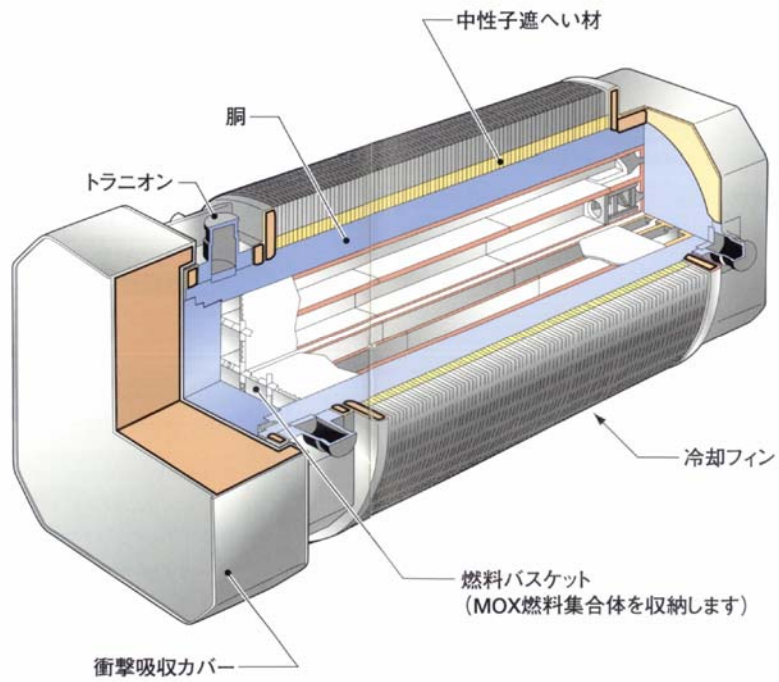


図4-1 輸送容器概要図

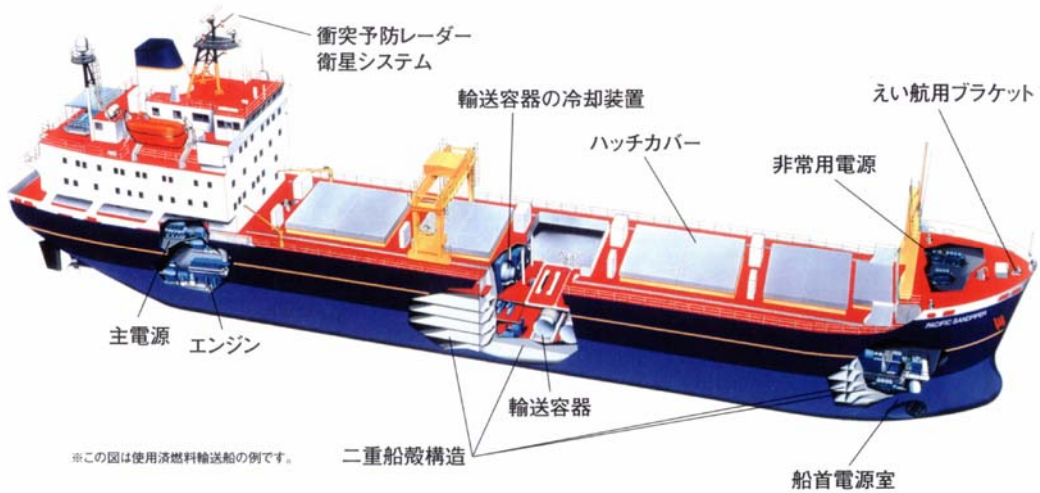


図4-2 輸送船概要図

出典「MOX燃料を安全に輸送します」(電気事業連合会)

## 論点5 使用済MOX燃料の再処理

### ○検討課題

- ① 使用済MOX燃料は、どう処理していくのか。
- 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と。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 使用済MOX燃料の再利用計画がない現状では、六ヶ所再処理工場等への搬出はできないのではないかと。
- ・ 使用済MOX燃料の再処理の場合、再処理工場で扱う溶液中のプルトニウムの濃度も大変高くなることから臨界管理が難しい。
- ・ プルトニウム量が多いためアルファ線による有機溶媒の損傷が大きくなりレッドオイル<sup>※1</sup>の生成量も増える。
- ・ 使用済み燃料中の核分裂生成物の組成が異なるため、不溶性残渣の原因となる白金族が増え、ノズルなどの詰まりの原因となる。
- ・ 使用済MOX燃料の再処理実績としてあげられているものは、プルトニウム富化度も燃焼度も低いふげんの使用済燃料の再処理実績であり、その処理量も六ヶ所再処理工場の数日分にしか過ぎず、十分な実績を積んだとは言いがたい。

※1 核燃料の再処理の際、抽出溶媒であるTBP（リン酸トリブチル）は、硝酸や核燃料の硝酸塩と混合した状態で加熱されると、赤色を呈した物質が生成される場合がある。この物質を一般にレッドオイルという。レッドオイルの生成は発熱反応で、反応が始まると温度が上昇し、反応が加速されて爆発の原因になる可能性があるため、TBPを取り除くための洗浄や、加熱源の蒸気温度を制限するなどの安全対策が取られている。安全評価では、この反応加速の温度を135℃としている。（「原子力防災基礎用語集」原子力安全技術センター より）

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

#### ①について

- ・ 原子力政策大綱（平成17年10月閣議決定）では、使用済MOX燃料の処理の方策は2010年頃から検討を開始することとしている。  
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。

[参考] 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、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。（原子力政策大綱P.38）

#### ②について

- ・ 日本原子力研究開発機構では、既存の東海再処理施設であっても、設備の部分的な付加を必要とはするものの大きな設備変更を伴うことなく、使用済MOX燃料の再処理が可能との見解をまとめている（表5-1参照）。  
この検討は、新型転換炉（ATR）「ふげん」のMOX燃料の再処理実績を踏まえたものである。
- ・ 使用済MOX燃料の再処理は、国内の「ふげん」燃料だけでなく、フランス、イギリス、ドイツにおいて150tを超える実績があり（表5-2参照）、フランスにおいては、

最高燃焼度65,000MWd/tの燃料を対象としている。

#### ○国の見解

原子力委員会において、2010年頃から開始する第2再処理工場に係る検討も念頭に、将来の核燃料サイクルについて主として技術的、産業的観点から検討が進められている。この中では、第2再処理工場の一例として、六ヶ所再処理工場に引き続き2047年から処理開始することが示されている。（「核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】」：添付5-1参照）

表 5-1 使用済 MOX 燃料を東海再処理施設で処理する場合に配慮する点と対応策

配慮項目	対策案
燃料溶解性	MOX 燃料の溶解性を確保するために、ウランとプルトニウム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	可溶性中性子吸収材の利用により臨界安全性を確保可能。
中性子遮へい	大部分はコンクリートであり、中性子遮へい上問題ない。一部の鉄・鉛遮へい部には遮へいの補強により対応可能
プルトニウム量増加	小型試験装置 (OTL) を用いた試験により、現行のプロセスでも溶媒抽出器のプルトニウム濃度が高くなり過ぎることはないことを確認済。
不溶解残渣発生量増加	プルサーマル燃料では核分裂性生成物中の不溶解残渣の成分となる白金族元素の含有量が大いだが、不溶解残渣をろ過する既存のフィルタの洗浄や交換の頻度増加させることで対応可能。
$\alpha$ 放射性物質質量増加	プルサーマル燃料ではプルトニウム含有量そのものが高くなることに加え、単位重量当たりの $\alpha$ 崩壊割合が高くなるため、プルトニウムを溶媒に抽出する際、 $\alpha$ 線による溶媒劣化が進むことが懸念されるが、溶媒洗浄用試薬流量の増加などにより対応可能。
プルトニウム発熱量増加	プルサーマル燃料ではプルトニウム含有量そのものが高くなることに加え、単位重量当たりの発熱量が高くなるため、分離精製後のプルトニウム溶液の保管中の温度上昇を防ぐ必要があり、溶液中のプルトニウム濃度を制限することで対応可能。

【出典】

(1) 使用済プルサーマル燃料の再処理 (月刊「エネルギー」 2005 年 6 月号)

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 <sup>※1</sup>	—	—
	APM	FBR LWR	約 21.1 <sup>※1</sup>	34 (LWR)	
	UP2-400	FBR LWR	約 19.6 <sup>※1</sup>	33-41 (LWR)	
	UP2-800	LWR	約 58.4 <sup>※2</sup>	65 以下	(注 1)
英国	ドーンレイ・サイト	FBR	約 24.5 <sup>※1</sup>	—	—
ドイツ	WAK	LWR	約 0.2 <sup>※1</sup>	—	—
	MILLI	LWR	約 0.3 <sup>※1</sup>		
日本	東海再処理工場	ATR (ふげん)	約 29 <sup>※2</sup>	20 以下	(注 2)
	高レベル放射性物質 研究施設	FBR	約 0.01 <sup>※1</sup>	—	—

(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



核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】  
(平成 21 年 7 月 28 日 第 28 回原子力委員会資料第 1 - 1 号)  
関連箇所の要約

- 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 1200tHM/年程度の処理が必要と試算。また、FBR 使用済燃料は、FBR 導入開始後 5～10 年に 100～200tHM/年程度、その 10～20 年後に 100～200tHM/年程度増加し、最大規模として 500～800tHM/年程度の処理が必要と試算。
- 「第二再処理工場」は、FBR 使用済燃料、軽水炉使用済燃料（MOX 含む）を再処理する施設。
- 「第二再処理工場」では、軽水炉と FBR 使用済燃料を別々の設備で処理する場合も同一の設備で処理する場合もあり得、FBR 使用済燃料の再処理製品を軽水炉にリサイクルする可能性もあるので、各種の可能性について検討を行う必要がある。
- 「第二再処理工場」で採用すべき再処理プロセスの選定を行うためには、各々について再処理プロセスを仮定して得失を評価することが必要である。また、再処理のみの合理性ではなく、軽水炉及び FBR の 2 つの核燃料サイクル全体の経済合理性、不確かな未来や環境変化への柔軟性等、総合的かつ定量的な評価を行うべきである。
- 「軽水炉から FBR への移行期」には、核燃料サイクルの重心が徐々に軽水炉から FBR に移行すること、両者はさらに長期にわたり共存する可能性もあること等を勘案する必要がある。
- 次世代の再処理技術開発にあたっては、成果の評価や進捗度管理、効率性評価等が客観的に行われ、一元的で再処理技術開発全体を鳥瞰したマネジメントが不可欠である。

以 上

## 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

- ・ 原子力政策大綱（平成17年10月閣議決定）では、使用済MOX燃料の処理の方策は2010年頃から検討を開始することとしている。

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。

[参考] 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、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。（原子力政策大綱P.38）

#### 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の管理容量は2256体である。女川3号機は運開後7年しか経っておらず、現在貯蔵され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。
- ・ 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、その約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。
- ・ 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、プールから搬出することができると考えており、管理容量のすべてに使用済MOX燃料が貯蔵とすることを前提とし、定期検査約30回分（2256体/76体）貯蔵可能となる。
- ・ 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。

#### 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。

- ・ 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）。
- ・ しかし、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。

[参考] 環境適合性

再処理する場合は、ウランやプルトニウムを回収して利用することにより、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、廃棄物の最小化という循環型社会の目標により適合する。（原子力政策大綱P.36）

- ・ 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（プルサーマル実施基数約1／3×炉内装荷率1／3以下）であり、放射性廃棄物全体に与える影響はわずかである

④について

- ・ 使用済MOX燃料の再処理は可能である（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を多く含むが、FBRの燃料として使用可能である。
- ・ FBRの導入が遅れた場合、原子力立国計画（平成18年8月、資源エネルギー調査会原子力部会）では、「必要に応じて再処理して回収プルトニウムを再度プルサーマル燃料として利用する」とされている。

[参考]（FBR 導入が遅れた場合）商業ベースでの FBR 導入までは、軽水炉使用済燃料を再処理して回収したプルトニウムをプルサーマルで再利用し、プルサーマル使用済燃料は FBR 用に貯蔵することとするが、必要に応じて再処理して回収プルトニウムを再度プルサーマル燃料として利用する。（原子力立国計画 P.70）

○国の見解

①について

- ・ 原子力委員会において、2010年頃から開始する第2再処理工場に係る検討も念頭に、将来の核燃料サイクルについて主として技術的、産業的観点から検討が進められている。この中では、第2再処理工場の一例として、六ヶ所再処理工場に引き続き2047年から処理開始することが示されている。（「核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】」：論点5の添付5－1参照）

③について

- ・ 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）。
- ・ しかし、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。

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 <sup>3</sup>	——
使用済ウラン燃料		——	約 3,800m <sup>3</sup> ※2 約 5,200m <sup>3</sup> ※3
低レベル廃棄物 （TRU 廃棄物）	L0	約 510m <sup>3</sup>	——
	L1	約 800m <sup>3</sup>	——
	L2	約 2,300m <sup>3</sup>	——
低レベル廃棄物 （発電所廃棄物）	L1	約 590m <sup>3</sup>	約 590m <sup>3</sup>
	L2	約 7,400m <sup>3</sup>	約 7,400m <sup>3</sup>
	L3	約 6,300m <sup>3</sup>	約 6,300m <sup>3</sup>
低レベル廃棄物 （ウラン廃棄物）	L1	約 420m <sup>3</sup>	約 460m <sup>3</sup>
	L2	約 220m <sup>3</sup>	約 230m <sup>3</sup>

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7 地震によるプルサーマルへの影響

### ○検討課題

- ①新しい耐震指針により、どのようにして耐震安全性を確認（バックチェック）しているのか。
- ②地震の想定が小さいのではないか
- ③中越沖地震における知見はどのように活かしたのか。
- ④実際に地震により被災した場合、どのくらい被害を想定していて、また、防災体制はどうなっているのか。
- ⑤プルサーマルを実施すると、地震の際に危険性が増すのではないか。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・耐震安全性が評価されていないのに、MOX燃料を使うプルサーマルの事前協議の申し入れを行ったのは問題ではないか。
- ・新たに策定した基準値震動  $S_s$  に対してプルサーマルを実施した場合、原子炉特性等に影響はないのか。原子炉の緊急停止を確実に行うことが可能か。
- ・女川原子力発電所の設計用基準地震が 580 ガルと設定されているが、小さすぎるのではないか。
- ・「耐震補強工事」が完了していないなら、プルサーマル計画を中止・撤回するのが妥当ではないか。

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

#### ① について

- ・国（原子力安全・保安院）より、「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について」（以下「バックチェックルール」という。）が策定されるとともに、各電力会社等に対して、稼働中及び建設中の発電用原子炉施設等について、改訂された耐震指針に照らした耐震安全性評価（以下「耐震バックチェック」という。）の実施とそのための実施計画の作成が指示されている。これらに基づいて耐震バックチェックを実施している。
- ・耐震バックチェックは、国からの指示に基づき以下の基本的な考え方に基づき実施している。
  - 1) 新耐震指針の要求（※）を踏まえ、既設発電用原子炉施設等の耐震安全性評価及び確認に当たっては、基準地震動  $S_s$  に対する耐震設計上重要な施設の安全機能

の保持の観点から行うこととする。

2) 基準地震動  $S_s$  に対する安全機能の保持の評価及び確認を行う施設は、新耐震指針によるSクラスの施設とする。

なお、Sクラスの施設に波及的破損を生じさせるおそれのあるBクラス及びCクラスの施設については、基準地震動  $S_s$  によるSクラスの施設への波及的影響の評価及び確認を行うこととする。

3) 基準地震動  $S_s$  は、新耐震指針に則り「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を考慮して策定することとする。

4) 施設に作用する地震力の算定、発生応力の算定、安全機能の評価及び確認等に用いる地震応答解析手法、解析モデル、許容値等については、従来の評価実績、最新の知見及び規格・基準等を考慮することとする。

※「新耐震指針の要求」:

新耐震指針では、「耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれることがない」よう求めている。

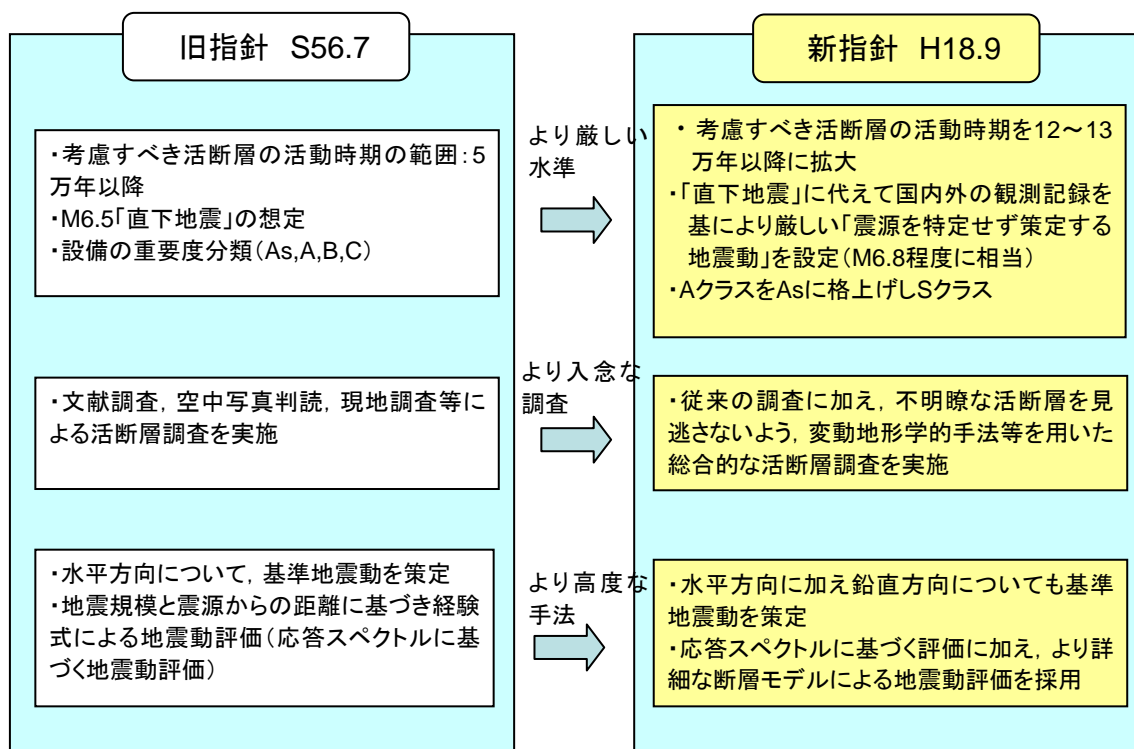


図1 新耐震設計審査指針のポイント

表1 新耐震指針の主な改訂内容

項目	旧指針	新指針
設備の重要度分類	A <sub>s</sub> , A, B, Cの4分類	S, B, Cの3分類 (AをA <sub>s</sub> に格上げし, 統合)
活断層の評価	過去5万年前以降に活動した活断層	過去12～13万年前以降に活動した活断層
地震動の評価	応答スペクトルによる経験的評価	応答スペクトルによる経験的評価 + 断層モデルによる詳細評価
直下地震の考慮	一律にマグニチュード6.5の直下地震を想定	敷地毎に震源を特定できない地震動の揺れを定義
基準地震動	設計用最強地震による基準地震動S <sub>1</sub> 設計用限界地震による基準地震動S <sub>2</sub>	基準地震動S <sub>s</sub> に1本化 (設計に際して基準地震動S <sub>s</sub> を係数倍した弾性設計用地震動S <sub>d</sub> を設定)

- ・平成18年9月 原子力安全委員会にて決定
- ・最新の地震学・地震工学などの知見を反映し, 高度化

② について

- ・基準地震動S<sub>s</sub>は, 地震観測記録や地質調査結果を踏まえて, 中越沖地震から得られた知見など, 最新の知見を反映して策定している。

女川では, 地質調査結果を踏まえて活断層をより安全側に評価し, 2005年の地震観測記録等により得られた知見も反映している。検討用地震としては, プレート間地震ではM8.2, プレート内地震および内陸地殻内地震ではM7.1の地震を選定し, 応答スペクトルによる手法や断層モデルを用いた手法により不確かさも考慮して評価しており, 評価すべき地震動として妥当なものとしている。

表2 地震の分類と考慮する地震

様式	プレート間地震	海洋プレート内地震	内陸地殻内地震
特 徴	過去の被害状況から、敷地に影響を及ぼすプレート間地震は、宮城県沖地震のうち陸側の震源域が活動する地震	日本海溝付近で発生する「沈み込む海洋プレート内地震」による影響は小さい。「沈み込んだ海洋プレート内地震」による被害が知られている。	太平洋側海域、仙台湾側海域等に活断層が分布
考慮する地震	宮城県沖地震のうち、陸側と海側の震源域が連動する <b>連動型想定宮城県沖地震 (Mw8.2) を考慮</b>	東北地方で発生した「沈み込んだ海洋プレート内地震」の最大規模である <b>2003年宮城県沖の地震 (M7.1) を敷地下方に考慮</b>	地震規模と敷地との距離の関係から、 <b>F-6断層～F-9断層による地震 (M7.1) を考慮</b>

表3 策定された基準地震動 Ss (単位: cm/s<sup>2</sup>)

基準地震動 S s			水平方向	鉛直方向
敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	応答スペクトルに基づく手法	S s - D	580	387
	断層モデルを用いた手法	S s - F	445	209
震源を特定せず策定する地震動		S s - B	450	273



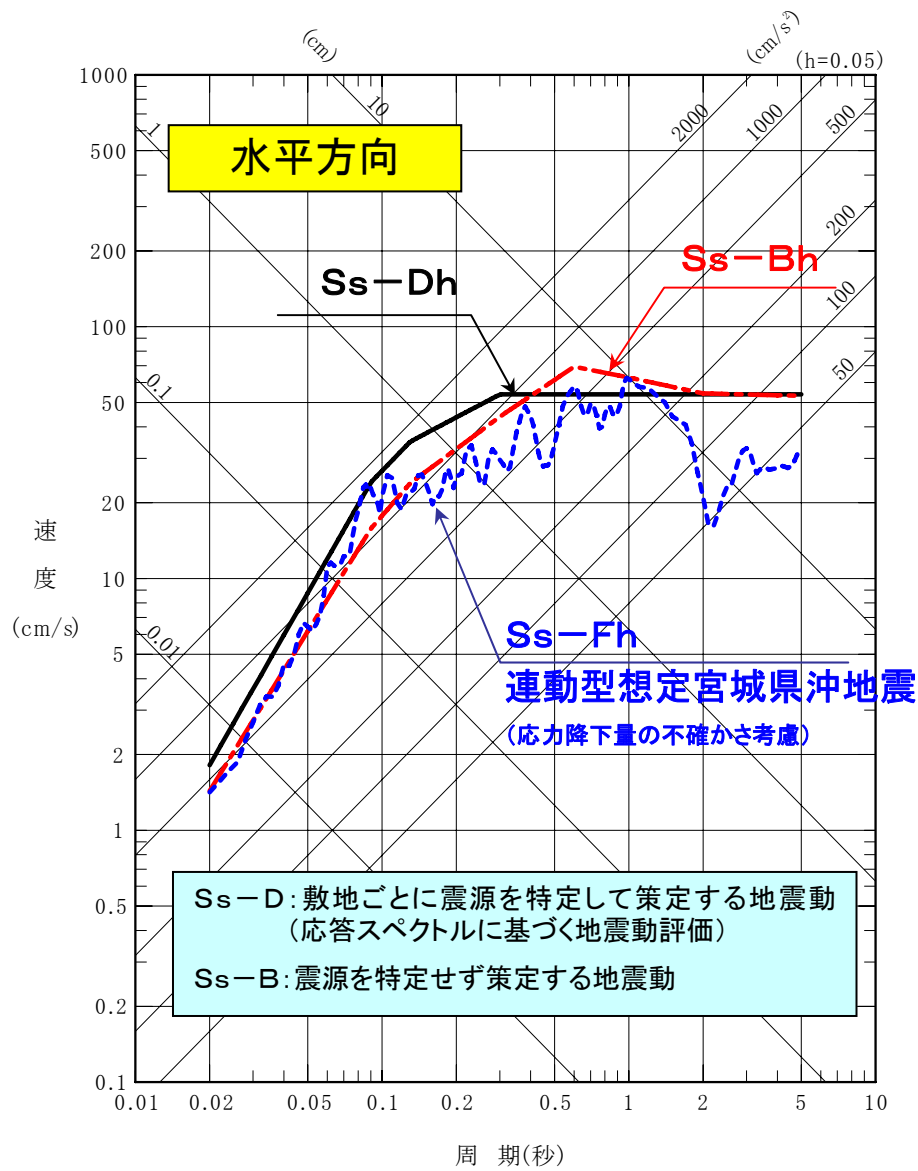


図2 基準地震動 Ss の応答スペクトル

③ について

中越沖地震を踏まえた耐震バックチェックに反映すべき事項については、国からの指示に基づき適宜中間報告書やバックチェック審議資料に反映してきている。

具体的には、基準地震動  $S_s$  の策定においては、断層モデルによる検討における応力降下量の 1.5 倍の考慮や地盤の地下構造特性の影響の考慮などである。

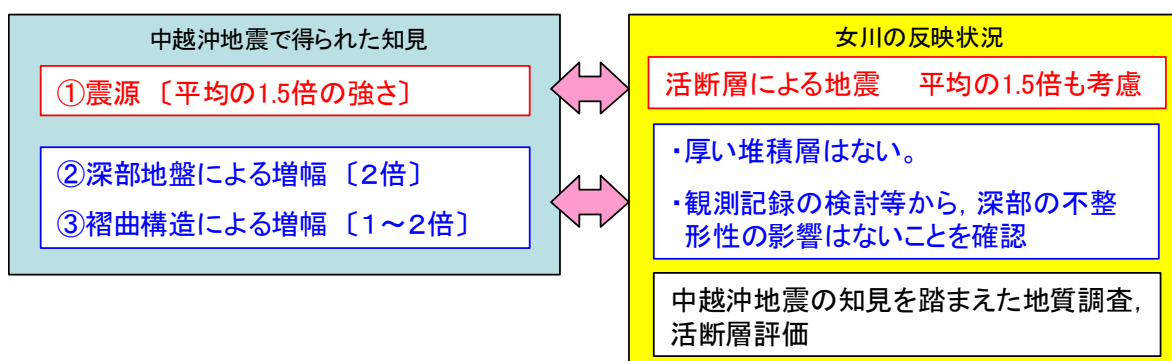


図3 中越沖地震で得られた知見との対応

④ について

原子力発電所の設備は、安全上の重要度に応じ、設備の耐震クラスを分類し、クラス毎に考慮する地震力に対して機能を維持できるように設計することが基本である。

ただし、地震時に耐震クラスの下位の設備が損傷したとしても、耐震クラスが上位の設備に影響がないことが求められており、設備の配置や隔離壁の設置などを考慮するほか、場合によっては上位クラス並みの強度を確保している。

また、消防法に基づく防火設計も実施している。

新潟県中越沖地震の発生を踏まえて、以下の対応を実施しており、災害時の対応に万全を期すこととしている。

- 自衛消防体制および事故報告体制の強化
  - ・初期消火体制の強化（要員増加，消防車の追加配置，大型消火器の増設）
  - ・放射性物質の漏えい等の事実確認体制を強化
  - ・災害時連絡手段の確保（女川は従来より確保済み）
- 事務所（緊急対策室を含む）の耐震性向上
  - ・増設する事務本館を免震化（実施中）
  - ・既設事務所の耐震補強（実施中）
- 屋外施設の基礎強度の確認
  - ・変圧器，タンクなど

なお、女川原子力発電所では、2005年宮城県沖の地震を踏まえ、最も古い1号機について、経年化の影響評価を行っており、耐震安全上問題のないことを確認している。

⑤ について

以下のことから、プルサーマルを実施しても、耐震安全性に影響はないものと評価している。

- ・MOX燃料の採用にあたっては、原子炉施設の構造や設備など耐震性に 関わる変更を伴うものではない。
- ・MOX燃料集合体はウラン燃料集合体と基本的な構造が同じであり、耐震安全性に影響を与えるものではない。
- ・新指針による基準地震動  $S_s$  に対して、女川3号機の主要施設の耐震安全性に問題のないことを確認している。

燃料集合体については、地震時の変位により、制御棒の挿入性に問題のないこと（規定時間内に挿入できること）を確認している。

○ 国の見解

① ～③について

原子力安全・保安院は、「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について」（バックチェックルール）を策定するとともに、各電力会社等に対して、稼働中及び建設中の発電用原子炉施設等について、改訂された耐震指針に照らした耐震安全性評価（耐震バックチェック）の実施とそのための実施計画の作成を求め、これらに基づいて耐震バックチェックの審議を実施している。

また、原子力安全・保安院は、中越沖地震を踏まえた耐震安全性評価を実施するため各電力に対して以下の通り指示し、この指示内容を踏まえた審議を実施している。

- (1) 平成19年7月16日 新潟県中越沖地震発生。原子力安全・保安院は本地震を踏まえ、各電力会社等に対して耐震バックチェック実施計画の見直しを求めた。
- (2) 平成19年12月27日 原子力安全・保安院は「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震バックチェックに反映すべき事項の中間とりまとめについて」をとりまとめ、各電力会社等に対して、耐震バックチェックに反映するよう求めた。
- (3) 平成20年9月4日 原子力安全・保安院は「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」をとりまとめ、各電力会社等に対して、耐震バックチェックに反映するよう求めた。

これらを踏まえた審議により原子力安全・保安院は、建物及び施設の評価に関して8月10日の第39回構造WGにて東北電力の評価結果を妥当と判断し、地質及び地震動の評価に関して11月30日の第38回合同WGにて東北電力の評価結果を妥当と判断している。

原子力安全・保安院は、12月3日に新耐震指針に照らした女川原子力発電所の耐震安全性に係る中間報告が「妥当」であるとの評価結果を東北電力に通知している。

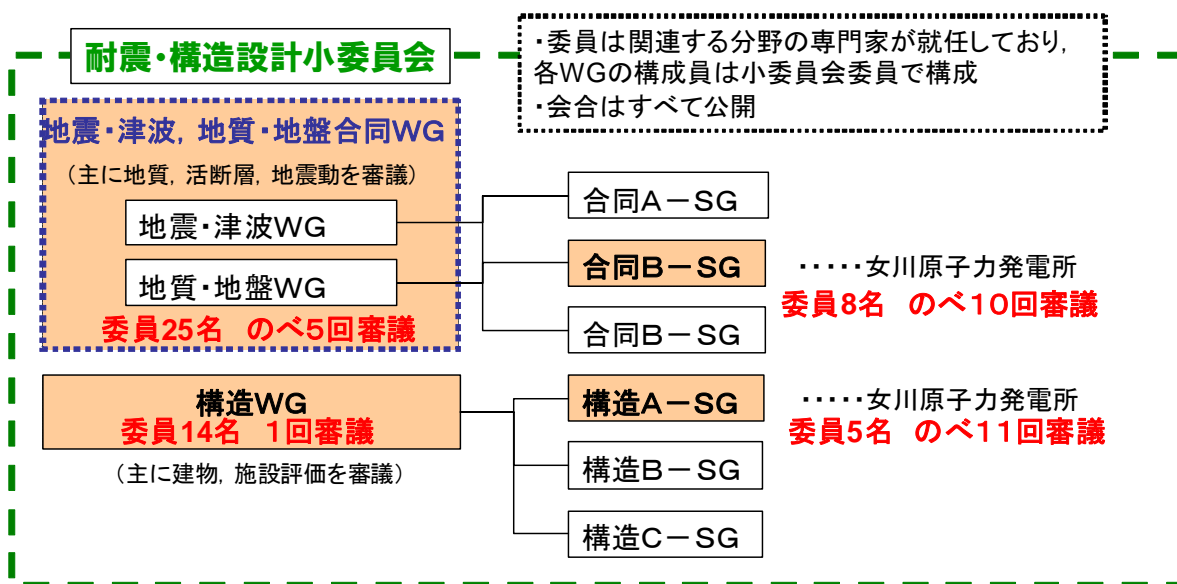


図4 原子力安全・保安院における審議体制

④について

・原子力安全・保安院では、「中越沖地震における原子力施設に関する調査・対策委員会」の元に「中越沖地震における原子力施設に関する自衛消防および情報連絡・提供に関するワーキンググループ」を設置して審議を行い、報告書を取りまとめ、平成20年2月20日に調査・対策委員会です承された。

その後の、事業者の対策実施状況については、「原子力防災小委員会」で確認されている。

⑤について

・MOX燃料の採用にあたっては、原子炉施設の構造や設備など耐震性に関わる変更を伴わないこと、及びMOX燃料集合体は、ウラン燃料集合体と基本的な構造が同一であることから、MOX燃料の採用は原子力発電所の耐震安全性に影響を与えるものではない。

## 2 安全審査事項

### 論点8 燃料健全性への影響

#### 論点8-1 ペレット中心温度

##### ○検討課題

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。

##### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ プルトニウムは、ウランのように簡単に実験が行えず、データが決定的に不足しており、事故時の評価が十分に行われているとは思えない。
- ・ プルトニウム含有率の違いによって、数十度から約100℃ウラン燃料より融点が低くなる。
- ・ MOX燃料は熱伝導度が約5%小さくなる。それだけ熱を伝えにくく、燃料温度が上がりやすくなる。
- ・ 燃料中心温度、燃焼に伴う融点が低下する傾向にあるが、大きな温度差はなく、制限値の温度に対して十分な余裕がある。

##### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ MOXペレットは、二酸化プルトニウム ( $\text{PuO}_2$ ) 含有率が高い程、熱伝導度が低くなって温度が上がりやすくなり、同時に融点は低くなることから、 $\text{PuO}_2$  含有率が上限の10重量% (以下 wt%) であるMOXペレットについて評価を行っている。
- ・  $\text{PuO}_2$  含有率が10wt%のMOXペレットの燃料使用開始時の融点は約2740℃であり、純粋なウランペレット (2805℃) の場合に比べ幾分低下する。(設置許可申請書 8-3-19)
- ・ また、最近の融点測定によれば、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する。
- ・ MOX燃料集合体において、燃料使用期間を通じてのMOXペレットの最高温度は約1660℃である。9×9燃料集合体におけるウランペレットの最高温度約1550℃よりは上昇するが、常に融点に対して約1000℃程度余裕があり、燃料の健全性は保たれる。(表8-1, 図8-1 参照) (設置許可申請書 8-3-20)
- ・ 参考として、MOX燃料集合体中のウランペレットの最高温度は約1800℃である。(図8-1 参照)

##### ○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 P7 最終段落より)

MOX燃料は、核分裂生成ガス放出率がウラン燃料に比べ若干高め傾向であることから、燃料棒の伝熱特性の低下及び燃料棒内圧の上昇がウラン燃料に比べ大きくなる特徴がある。MOX燃料では、ウラン燃料で従来より行われている初期ヘリウム加圧、ペレットの高密度焼結に加え、MOX燃料棒のプレナム体積を大きくしている。これにより、燃料中心温度は、燃料寿命を通じて融点に対して低く抑えられ、また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないように設計される。

## 論点 8-2 燃料棒内圧

### ○検討課題

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。

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。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 燃焼度が増えていくに従い、どのように内圧が変化していくのかが不明ではないか。最高燃焼度に達したとき、核分裂生成ガスが何%になるかが不明ではないか。
- ・ 気体状の核分裂生成物（FP ガス、通称「死の灰」のうち気体状のもの）がペレットから漏れやすい。
- ・ ウラン燃料よりFPガスが多く出やすく、燃料棒内の圧力が高くなる。
- ・ 反応度急昇事故時の試験が行われていない。

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

[燃料棒の内圧について]

- ・ MOX燃料はウラン燃料棒に比べて熱伝導度が低くなり、ペレット中心温度が高くなるため（論点 8-1 参照）、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 $\alpha$ 崩壊によるヘリウムガスの生成量および放出量が多くなる。
- ・ このため、燃料棒内に溜まるガスの増加による燃料棒内圧の上昇を抑える目的で、MOX燃料棒ではガス溜め用空間（プレナム）体積を9×9燃料のウラン燃料棒に比べて大きくしている。（プレナム部体積/燃料部体積：MOX燃料棒=0.13、9×9燃料のウラン燃料棒=0.09）（図 8-2 参照）
- ・ PuO<sub>2</sub>含有率が高いほどペレット中心温度が高くなり、FP ガス放出率、He ガス放出率が増加し、内圧が高くなることから、評価は保守的に PuO<sub>2</sub>含有率が上限の10wt%であるMOX燃料棒について行っている。
- ・ 燃料強度上、最厳しくなるのは燃料棒の内圧と外圧の差が最大となるときである。外圧（=原子炉の圧力）は約7MPaであるため、燃料棒の内圧が最も低い燃料使用開始時に内圧と外圧の差が最大となるが、この場合でも、MOX燃料の燃料被覆管に生じる応力は許容応力の約60%程度と十分余裕がある。
- ・ また、MOX燃料集合体において、燃料取出し時の燃料棒内圧は、MOX燃料棒で約5.7MPa[abs]、外圧（約7MPa[abs]）を超えない。この値は9×9燃料集合体のウラン燃料棒内圧約5.6MPa[abs]と比較しても大きな差はない。参考にMOX燃料集合体のウラン燃料棒の取出し時の内圧は約6.0MPa[abs]である。（表 8-2、図 8-3）
- ・ このように、FP ガス放出率やHe ガス放出率の増大を考慮しても、燃料棒内圧は9×9燃料集合体のウラン燃料棒の場合と大きな差はなく、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないため、燃料棒の健全性は保たれる。（設置許可申請書 8-3-20（4））

[反応度投入試験について]

- ・ 反応度投入事象時の影響については、事象の模擬ができる実験として（旧）日本原子力研究所の原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いた実験及び米国のSPERT実験が行われており、熔融・脆化の破損しきい値はウラン燃料と同等であり、破損形態も同じであると報告されている。（表 8-3 参照）

## ○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 P7 最終段落）

MOX燃料は、核分裂生成ガス放出率がウラン燃料に比べ若干高めの傾向であることから、燃料棒の伝熱特性の低下及び燃料棒内圧の上昇がウラン燃料に比べ大きくなる特徴がある。MOX燃料では、ウラン燃料で従来より行われている初期ヘリウム加圧、ペレットの高密度焼結に加え、MOX燃料棒のプレナム体積を大きくしている。これにより、燃料中心温度は、燃料寿命を通じて融点に対して低く抑えられ、また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないように設計される。

### 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し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 $\mu$ m、1100 $\mu$ m の 100wt%PuO<sub>2</sub>を、米 SPERT では、ウランペレットに直径 550 $\mu$ m の 100wt%PuO<sub>2</sub>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 $\mu$ m 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 $\mu$ m 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 $\mu$ m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 $\mu$ m以下であることが報告されている（図8-6、8-7(1)(2)参照）。



## ○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 P8）

MOX燃料は、燃料ペレット内にプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があるが、この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲で管理される。

## 【参考】

### MIMAS法：

最初比較的高い PuO<sub>2</sub> 含有率のMOX粉末をボールミル（円筒形のセル内にMOX粉末と金属製のボールを投入し、セルを回転）で粉碎混合することで均質化処理を行う（1次混合）。さらにUO<sub>2</sub>粉末を混合して攪拌機にて均質化処理を行い（2次混合）ことで所定のPuO<sub>2</sub>含有率に調整する。

### SBR法：

1回の混合で所定のPuO<sub>2</sub>含有率のMOX粉末を得るために、アトリターミル（MOX粉末と金属製のボールを攪拌機により強制的に攪拌）によって粉碎混合を行うことで均質化を行っている。

表 8-1 ペレット最高温度

	MOX ペレット (PuO <sub>2</sub> 含有率 10wt%)	ウランペレット (9×9燃料 (A型))
燃料使用開始時	約 1,470℃	約 1,520℃
(中間)	約 1,660℃	約 1,550℃
燃料取出し時	約 1,320℃	約 780℃
中間時の融点	約 2,650℃	約 2,700℃
ペレット融点の下限	約 2,560℃	約 2,630℃

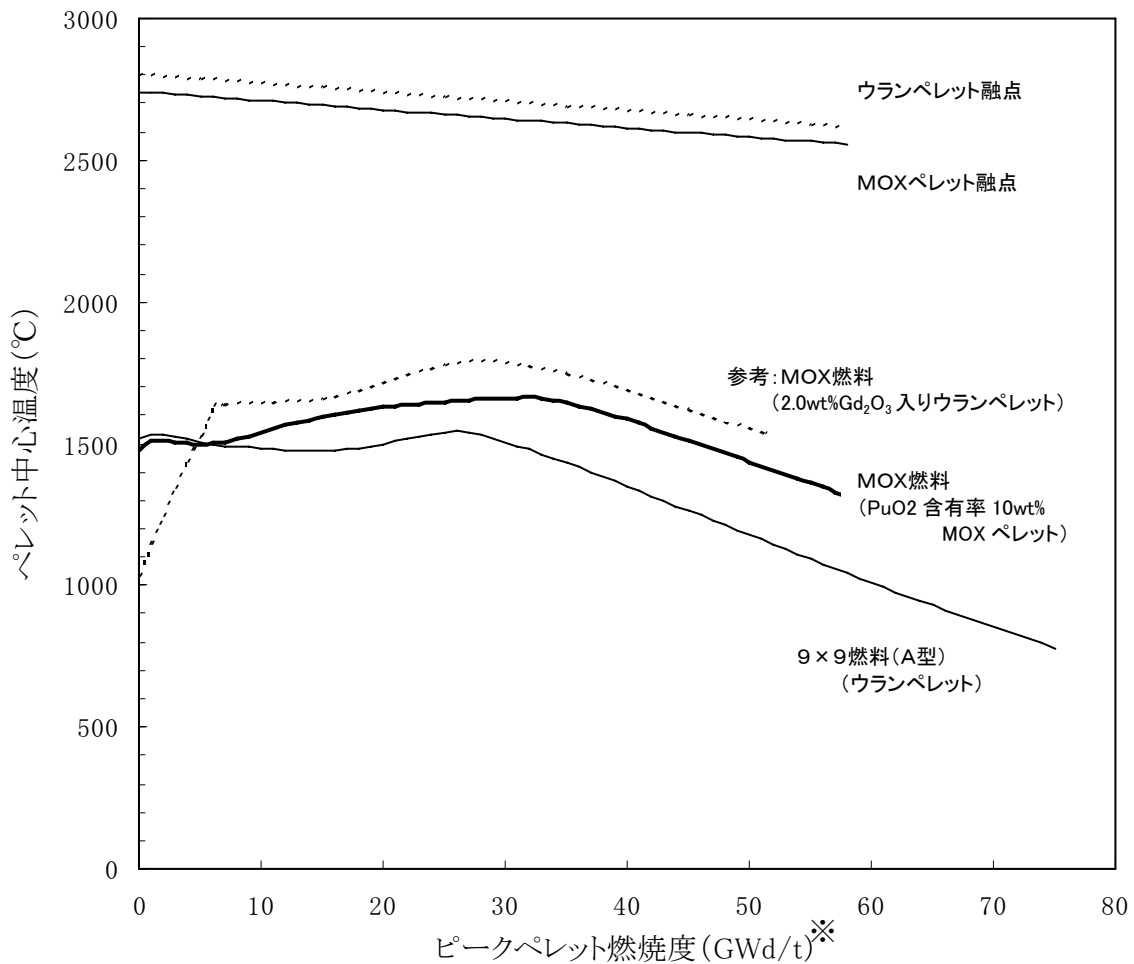
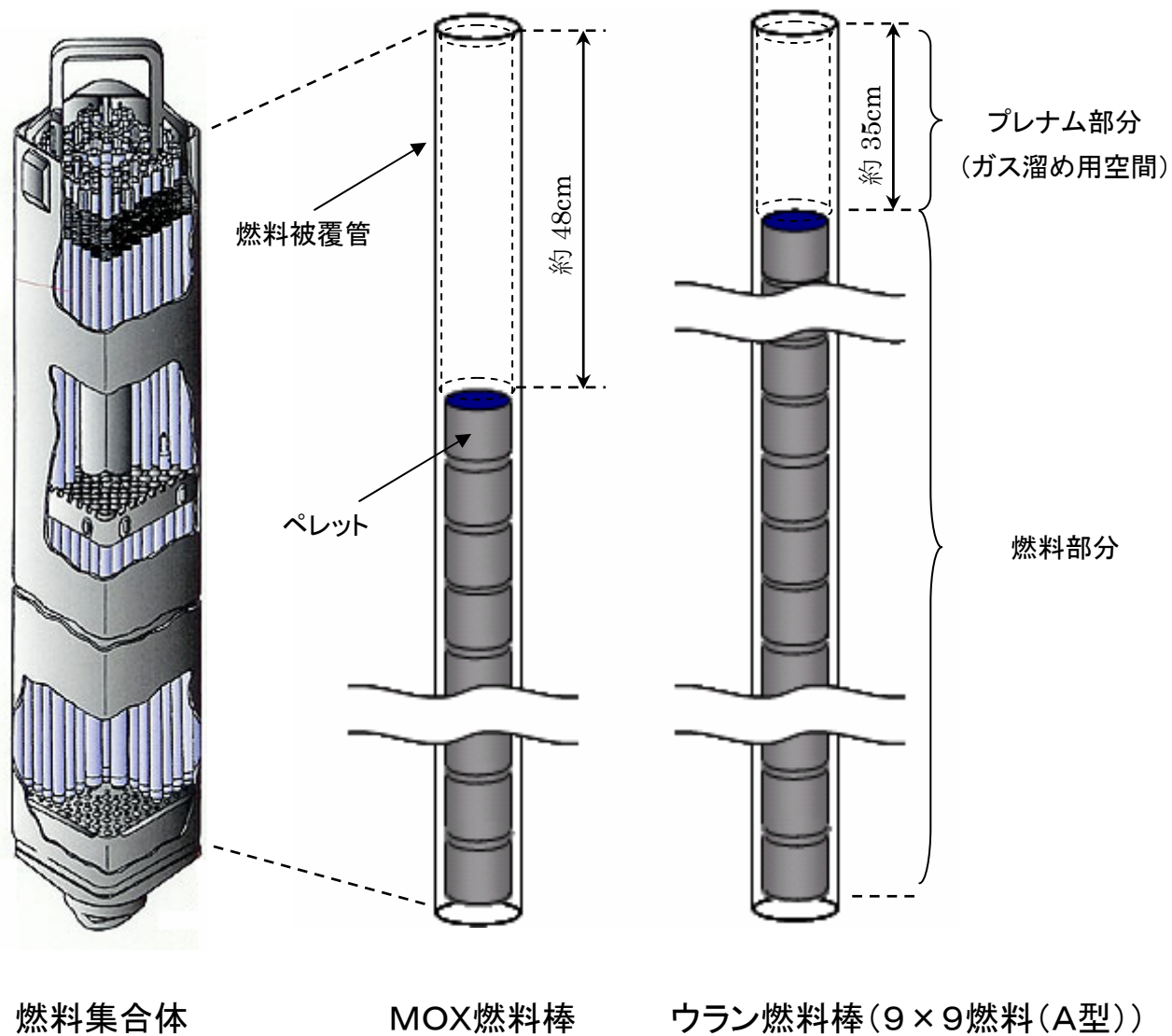


図 8-1 ペレット中心温度推移

※ピークペレット燃焼度：燃料集合体を構成するペレットのうち、最も燃焼の進んだものの燃焼度。



プレナム体積比 = プレナム部分体積 / 燃料部分体積

MOX燃料棒 : 0.13

ウラン燃料棒(9×9燃料(A型)) : 0.09

図8-2 燃料棒のプレナム体積比

表 8 - 2 燃料棒内圧解析結果

	MOX 燃料棒 (PuO <sub>2</sub> 含有率 10wt%)	ウランペレット (9 × 9 燃料 (A型))
燃料使用開始時	約 1.3 MPa[abs]	約 2.7 MPa[abs]
(中 間)	約 3.6 MPa[abs]	約 4.1 MPa[abs]
燃料取出し時	約 5.7 MPa[abs]	約 5.6 MPa[abs]

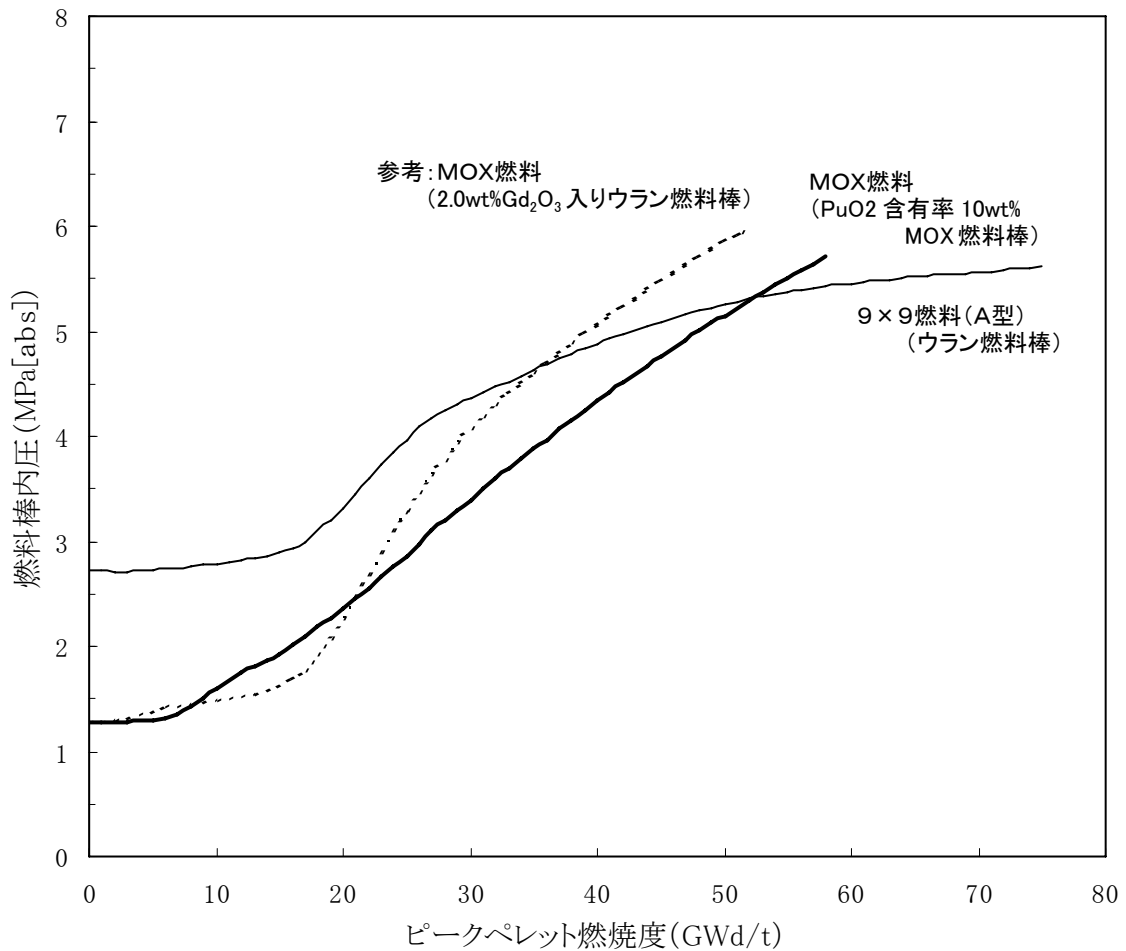
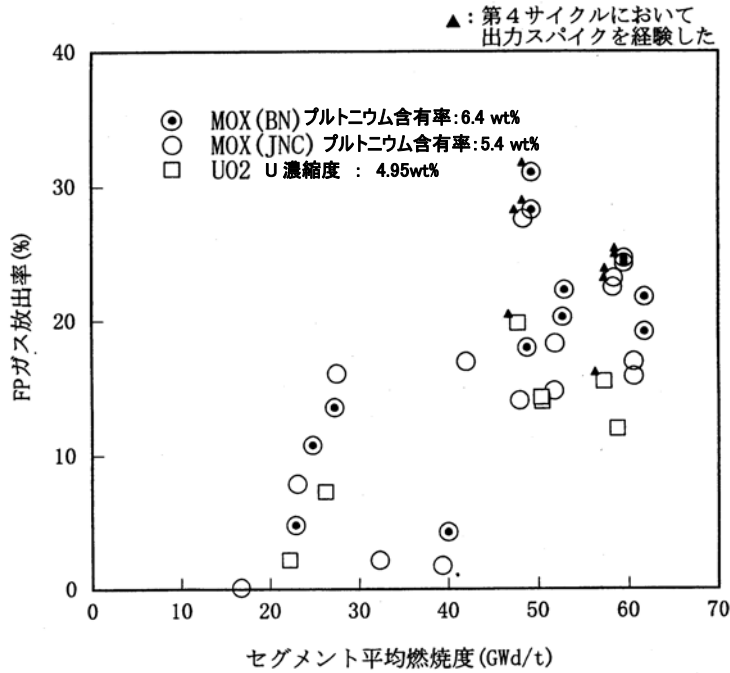


図 8 - 3 燃料棒内圧の燃焼度依存性

表 8-3 MOX 燃料に関する反応度投入試験について (BWR 関連)

試験項目	実施団体	実施期間	試験概要	関連文献
SPERT (アメリカの反応度投入事象模擬試験炉) 実験	・アメリカアイダホ国立工学研究所	1970年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MOX 燃料の溶融・脆化の破損しきい値はウラン燃料と同等</li> <li>・550 <math>\mu</math> m のプルトニウムスポットが存在しても機械的エネルギーの発生は無い</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・W. G. Lussie, "The Response of Mixed Oxide Fuel Rods to Power Bursts", IN-ITR-114, April (1970)</li> <li>・M. D. Freshley, et al., "Behavior of Discrete Plutonium-Dioxide Particles in Mixed-Oxide Fuel During Rapid Power Transients", Nuclear Technology Vol.15 August (1972)</li> </ul>
NSRR (JAERI (現 JAEA) の反応度投入事象模擬試験炉) 実験	・JAERI (現 JAEA)	1985年～ 1999年頃	<ul style="list-style-type: none"> <li>・400 <math>\mu</math> m、1,100 <math>\mu</math> m のブルスポット付きMOX燃料でも溶融・脆化の破損しきい値はウラン燃料と同等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・日本原子力研究所「NSRR 実験プログレスレポート・17」、JAERI-M 89-097 (1989)</li> <li>・T. Abe, et al., "Failure Behavior of Plutonium Uranium Mixed Oxide Fuel Under Reactivity-Initiated Accident Condition", Journal of Nuclear Materials, 188 (1992)</li> </ul>
CABRI (フランスの反応度投入事象模擬試験炉) 実験	・フランス原子力庁	1996年～ 1997年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MOX燃料のPCMI破損しきい値はウラン燃料と同等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・F. Schmitz, et al., "RIA Tests in CABRI with MOX Fuel", proceeding of IAEA International Symposium, Vienna, May 1999, IAEA-SM-358/23</li> </ul>
照射済みATR-MOX燃料のNSRRにおける反応度投入試験	・PNC (現 JAEA)	～1999年頃	<ul style="list-style-type: none"> <li>・5本のATR-MOX燃料(燃焼度約20Gwd/t)のRIA試験を行い全て破損無し。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料安全研究 1999、JAERI-Review 2000-010、日本原子力研究所</li> <li>・燃料安全研究2000、JAERI-Review 2001-013、日本原子力研究所</li> </ul>



MOX(BN):  
ベルゴ・ニュークリア社で  
MIMAS 法により製造された  
もの。

図 8-4 FPガス放出率の測定結果

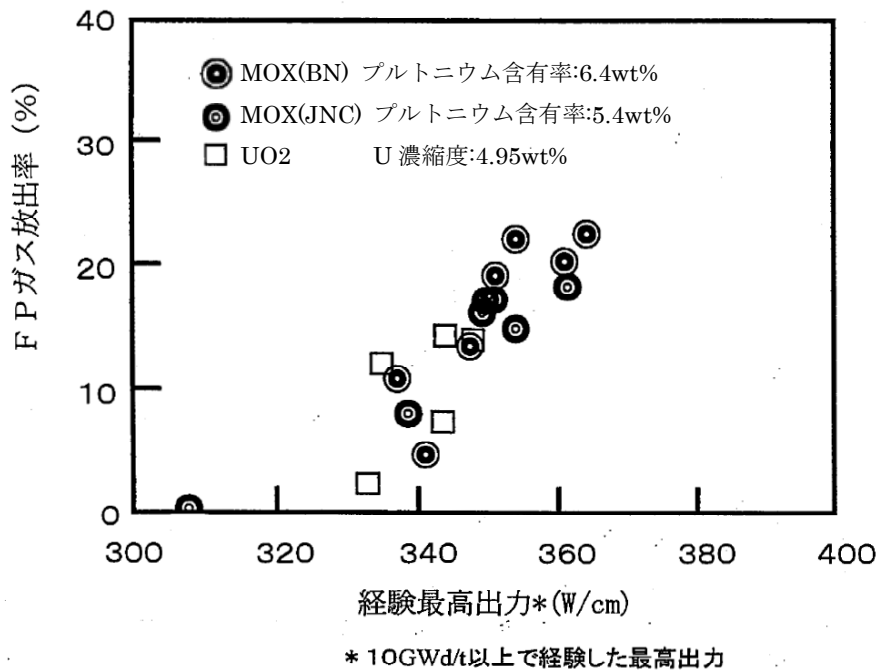
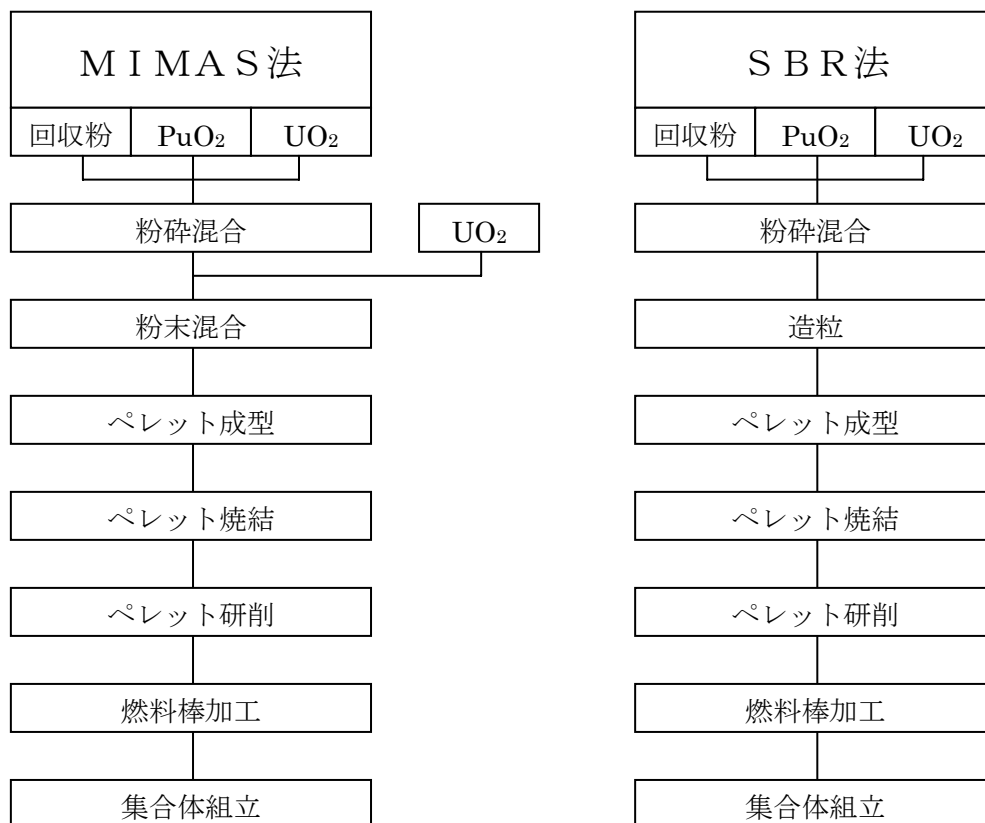


図 8-4 のデータを，取り出しまでに経験した最高出力で整理したもの。  
(第 4 サイクルにおいて出力スパイク\*を経験したデータを除く)

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。



- ・一次混合  
PuO<sub>2</sub> 粉末 20～30%，UO<sub>2</sub> 粉末 80～70%のボールミルによる混合。
- ・二次混合  
ダブルコーン機械混合により最終富化度に調整。
- ・造粒工程無し。
- ・混合を二段階に分けて行うので均質性がよい。

- ・アトリターミルにより PuO<sub>2</sub> 粉末と UO<sub>2</sub> 粉末を混合粉碎し、一回の混合で最終富化度に調整。
- ・造粒工程有り。
- ・アトリターミルによる攪拌混合であるため Pu 粒子は微小化される。

図 8-6 MOX 燃料加工工程

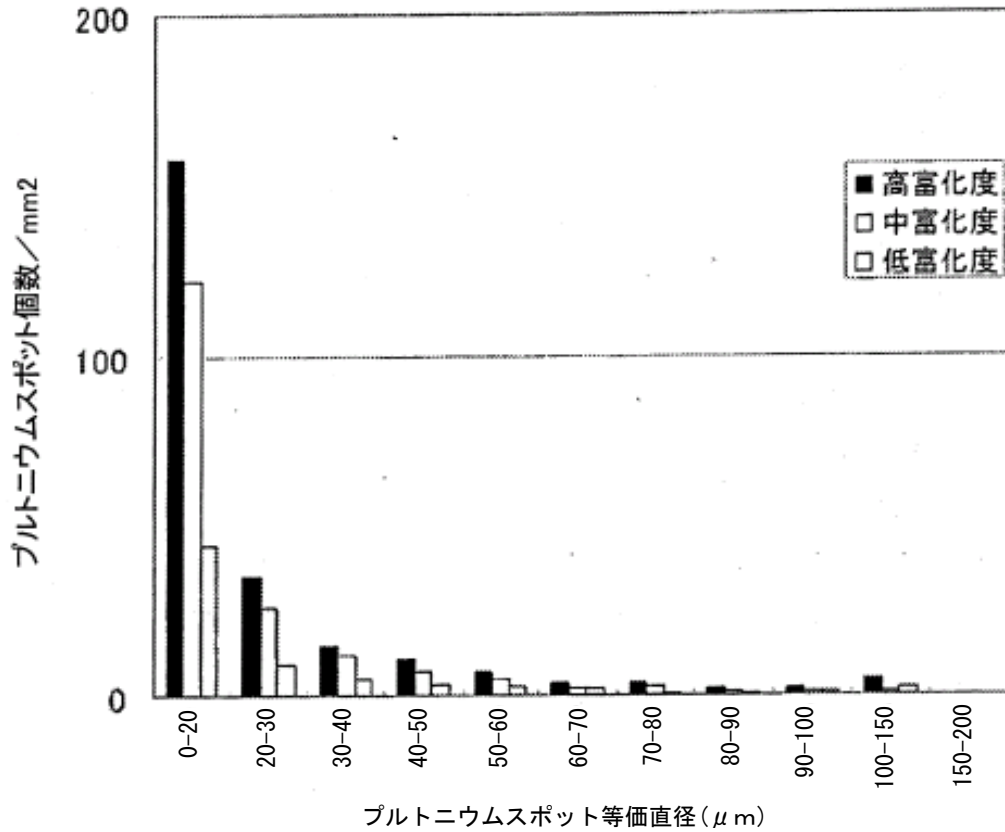


図8-7(1) プルトニウムスポット径の分布 (MELOX社: MIMAS法)

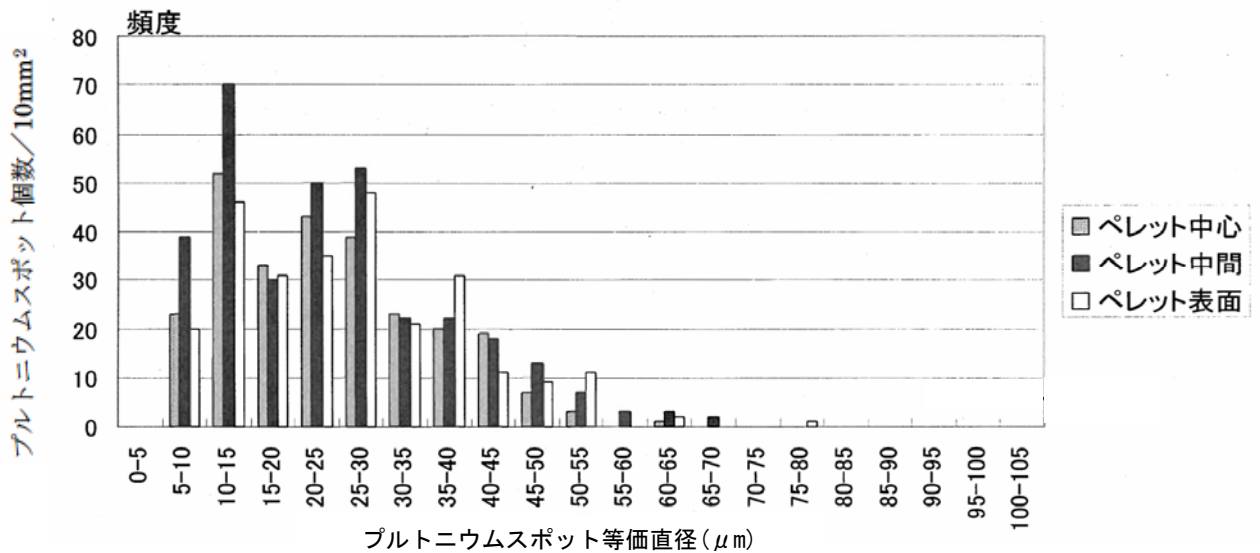


図8-7(2) プルトニウムスポット径の分布 (SL社: SBR法)



## 論点9 原子炉の制御性への影響

### 論点9-1 出力分布の不均一性

#### ○検討課題

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。

#### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ よく燃えるところ（MOX燃料集合体の一番外側の燃料棒）では燃料棒が破損しやすくなる危険性が生じる。
- ・ 上記の対策として、MOX燃料集合体内の外側の燃料棒ほどプルトニウム含有率を小さくして燃えにくくする配置にする。しかし、それにも限界がある。
- ・ MOX燃料とウラン燃料の境界では性質が異なるため焼きむらが生じるので燃料破損が起りやすくなる。また核分裂の制御を難しくする。

#### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 核分裂が起きやすい燃料棒と核分裂が起きにくい燃料棒の差があまり大きくならないように、MOX燃料集合体内に濃度を変えた（4種類程度のプルトニウム含有率、1種類程度のウラン濃縮度）燃料棒を使用する。またウラン燃料棒の軸方向には濃縮度分布をもたせている。（図9-1参照）（設置許可申請書8-3-12）
- ・ 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。
- ・ このような燃料設計とすることで、MOX燃料集合体の燃料棒の出力分布のばらつきはウラン燃料と同等にすることができる。（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。）
- ・ また、燃料棒の出力上昇が厳しくなる過渡事象（「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」）時でも、燃料棒の出力は定格時の約121%まで上昇するにとどまり、燃料被覆管に過度の変形が生じないように設けた制限値（定格時の165%以下であること）には十分余裕がある。

[参考] 「（前略）また、局所の表面熱流束の最大値は定格値の約121%であり、1%塑性歪<sup>※1</sup>を与えるまでには十分余裕がある。（図9-2参照）（設置許可申請書10-2-16）」

## ○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 P19 より）

燃料被覆管の機械的破損については，局所の表面熱流束の最大値が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において定格の約121%となるが，燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪1%<sup>※1</sup>に対応する局所の表面熱流束値165%を下回っている。

- ※1 1%塑性歪＝燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪1%：出力の上昇で燃料ペレットが膨張し，被覆管を内側から押すことで被覆管の円周が伸びる。この様な変形で被覆管が破損しないように，円周の伸び量を変形前の1%以内になるように出力上昇を制限している。

## 論点 9-2 熱中性子割合の減少

### ○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。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ プルトニウム燃料の場合、遅発臨界の幅はウランの 1/3 の程度であり、即発臨界になりやすい。

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ プルトニウムはウランに比べて、エネルギーの小さい中性子（熱中性子）を吸収しやすいため、平均熱中性子束はMOX燃料を採用した方が小さくなる。（表9-1参照）（設置許可申請書8-3-79）
- ・ 安定した核分裂に重要な遅発中性子割合<sup>\*1</sup>をみると、 $^{239}\text{Pu}$ は $^{235}\text{U}$ の1/3程度であるが、MOX燃料は $^{239}\text{Pu}$ 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。（表9-2、表9-3参照）（設置許可申請書8-3-79）
- ・ MOX燃料が装荷された炉心では、冷却水の沸騰で生じた泡の増減による出力の変動割合（減速材ボイド係数）がウラン燃料を装荷した炉心よりも大きくなるので、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。（表9-4、図9-3、図9-4参照）
- ・ しかしながら、原子炉は、出力振動に対し十分な安定性を有しているため制御が不能になることはない。さらに各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、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。（表9-4、図9-3、図9-4参照）（設置許可申請書8-3-121）
- ・ また、原子炉は、運転中の圧力設定値の変更、制御棒の操作、あるいは再循環流量の変化等、平常運転中に予想される外乱に対して、安定に応答し、燃料の許容設計限界を超える状態に至ることなく十分満足な制御が可能であることを解析で確かめている。（図9-3、図9-4参照）（設置許可申請書8-3-122）

- ・ キセノン安定性（中性子を吸収する性質のあるキセノンの発生量が、核分裂の増減に応じて時間遅れを持って増減することにより生じる出力の振動）については、沸騰水型原子炉では、定格出力時の出力反応度係数は、キセノンの空間振動を十分に抑制することができる範囲内にある。（図9-5参照）（設置許可申請書8-3-134）

※1 遅発中性子割合：核分裂で発生する中性子には、核分裂と同時に発生する中性子（即発中性子）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中性子（遅発中性子）がある。全中性子数に対する遅発中性子数の割合を「遅発中性子割合」といい、これが大きいほうが中性子の増減がゆっくりになる。

#### ○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 P13 より）

いずれの安定性についても解析結果は、限界基準を満足し、さらに、炉心安定性については、運転上の設計基準を満足しており、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないような減衰特性を有するとしている。

### 論点 9-3 作業ミス・操作ミスの可能性

#### ○検討課題

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、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。

#### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 燃焼度の異なる燃料が増え、燃料入れ替えの作業ミスの可能性が高くなる。その場合、制御棒引き抜けなどの事故が重なった場合、解析する必要はないのか。
- ・ 何らかの原因で制御棒が抜けるなどして反応度が加わった場合の安全性について検討すべきである。
- ・ 燃料の組成構造が非常に複雑になるから製造ミスも発生しやすくなり、その結果新たな事故のきっかけを増やすことになりかねない。
- ・ MOX炉心では配置が複雑になるため、装荷時に間違いを誘発しやすく、事故につながる危険性も大きくなる。

#### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ これまでも燃料取替作業は以下の手順により行い、繰り返し、かつ複数の人間が原子炉内で燃料を置く場所を確認している。
  - ① 燃料装荷を行う前には燃料集合体の番号（刻印番号）と装荷位置を記載した手順書を準備する。
  - ② 燃料装荷を行う前に燃料装荷手順を燃料交換用の計算機に入力する。
  - ③ 燃料装荷時に作業員は燃料番号を手順書、計算機で確認し、燃料交換機にて1体ずつ装荷を実施する。また、確認は複数の作業員が行う。
  - ④ 全数の装荷が終了した後、集合体の位置に間違いがないか水中カメラにより刻印番号のチェックを行う。チェックは複数人で行い、また炉内の確認は定期事業者検査として行われる。（図9-6参照）
- ・ 制御棒の引き抜けなどの操作ミスに対しては、仮に炉心内で最も核分裂反応をしやすい部分の制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、他の制御棒の挿入により炉心を未臨界にできることから安全性が確保される。

[参考] 実際の設計では、設計上の余裕を見込んで、最大反応度値を持つ制御棒1本が完全に引き抜かれた状態でも、炉心の実効増倍率の計算値は、常に0.99未満となるように設計する。（図9-7参照）（設置許可申請書8-3-66）

- ・ 仮に制御棒が落下する事故でも、燃料ペレットは溶融には至らず、また、原子炉圧力容器の健全性が損なわれないことを確認している。

[参考] 燃料エンタルピーの最大値は約698kJ/kgであり、制限値963 kJ/kg (230cal/g) から燃焼の進行等に伴うペレット融点低下の影響を考慮した値837 kJ/kgを超えていない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の1.2倍の圧力を十分に下回る。(図9-8参照) (設置許可申請書10-3-40)

#### ○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 P19 より)

9×9燃料(A型)又は9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心においては、全制御棒を全挿入した状態から最大反応度値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心の実効増倍率が常に0.99未満となるように設計するとしている。すなわち、最大反応度値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心を臨界未満にできるとしている。

##### (安全審査書 P25 より)

燃料エンタルピーの最大値は「制御棒落下」において、9×9燃料(A型)で約693kJ/kgであり、9×9燃料(B型)で約698kJ/kg、MOX燃料で約651kJ/kgであり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行並びにガドリニア又はプルトニウム添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピーを差し引いた値である837 kJ/kgを下回っている。

**表 9-1 平均熱中性子束の比較**

9 × 9 燃料 (A型) 及びMOX燃料	9 × 9 燃料 (A型)
約 $3.1 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	約 $3.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

**表 9-2 核種毎の遅発中性子割合の比較※**

$^{239}\text{Pu}$	$^{235}\text{U}$
0.0022	0.0067

※：沸騰水型原子力発電所 混合酸化物燃料装荷炉心の設計解析手法について，TLR-058改訂1，株式会社東芝，平成11年2月より

**表 9-3 炉心としての実効遅発中性子割合の比較**

9 × 9 燃料及びMOX燃料平衡炉心	9 × 9 燃料平衡炉心
約0.0053 (サイクル初期)	約0.0060 (サイクル初期)
約0.0049 (サイクル末期)	約0.0053 (サイクル末期)

表 9-4 核熱水力安定性解析結果

	解析点 <sup>※1</sup>	女川3号 1/3 MOX 炉心 <sup>※2</sup>	9×9 炉心 <sup>※3</sup>	高燃焼度 8×8 炉心	島根2号 1/3 MOX 炉心 <sup>※2</sup>	浜岡4号 1/3 MOX 炉心 <sup>※2</sup>	判断基準
炉心安定性減幅比 <sup>※5</sup>	最大出力 運転時	0.08	0.06	0.01 未滿	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 <sup>※4</sup>	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
減幅比 <sup>※5</sup> 領域安定性	安定性が最 も悪化する 運転状態 <sup>※4</sup>	0.55	0.39	—	0.64	0.50	限界基準 減幅比 <1.0

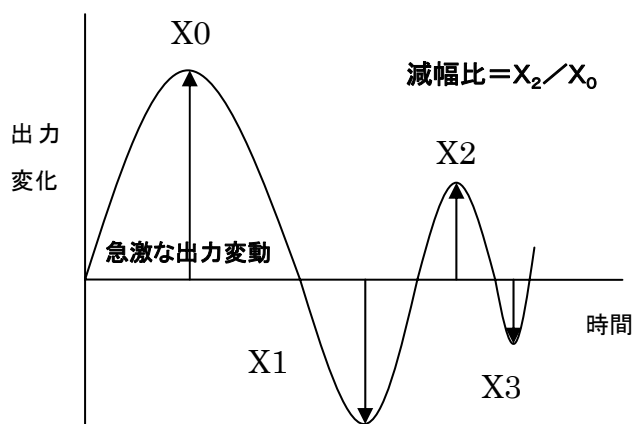
※1：女川3号の解析点を運転特性図とあわせて図9-9に示す。

※2：9×9（A型）+MOX炉心

※3：9×9（A型）炉心

※4：最低ポンプ速度最大出力運転時

※5：減幅比のイメージを下図に示す。



原子炉の自己制御性<sup>※6</sup>が働くことにより、出力は元に戻ろうとする。

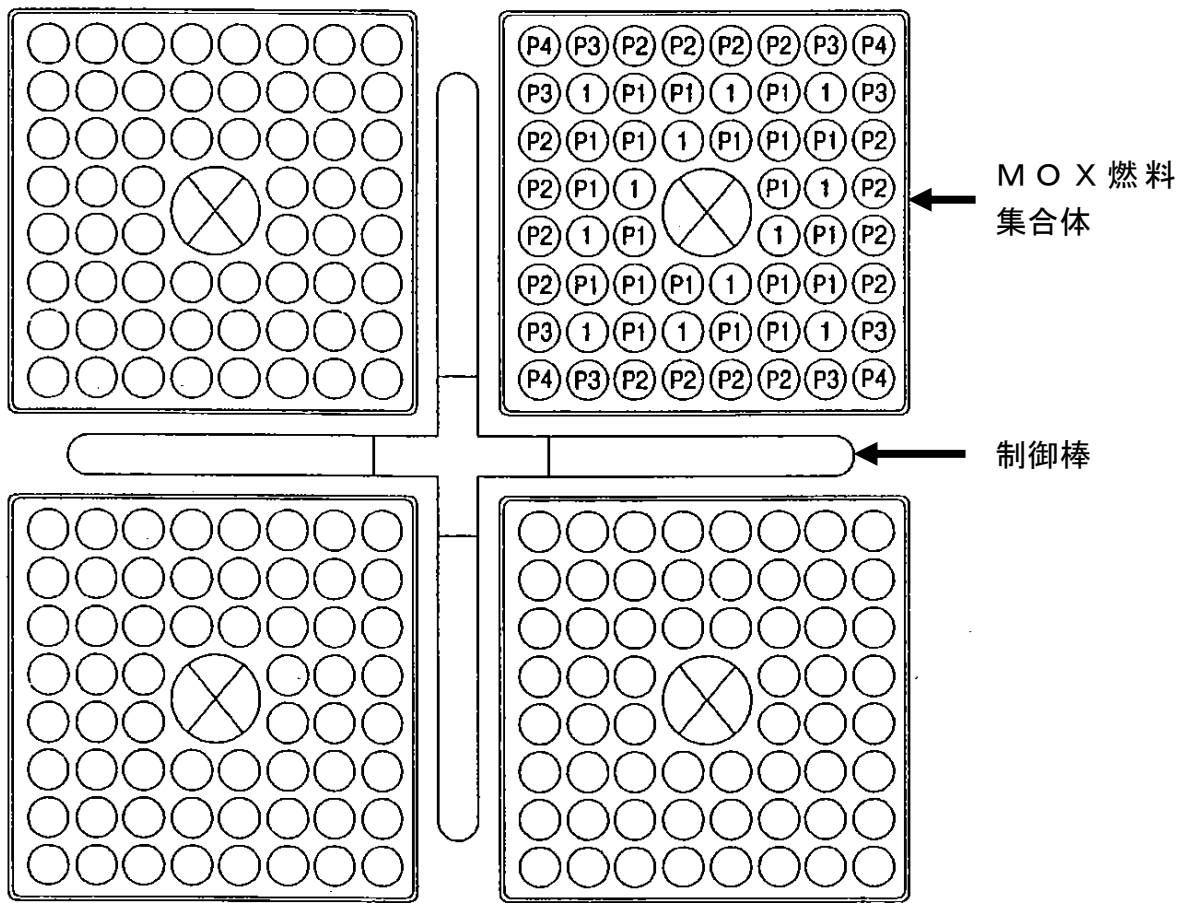
図 減幅比のイメージ

※6：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。





- ① UO<sub>2</sub>燃料
- ⊗ ウォータロッド
- Ⓟ<sub>1</sub> 最高プルトニウム含有率MOX燃料
- Ⓟ<sub>1</sub> ~ Ⓟ<sub>4</sub> はこの順でプルトニウム含有率が小さくなることを示す。

図9-1 燃料集合体内の燃料棒配置図(例)(MOX燃料)

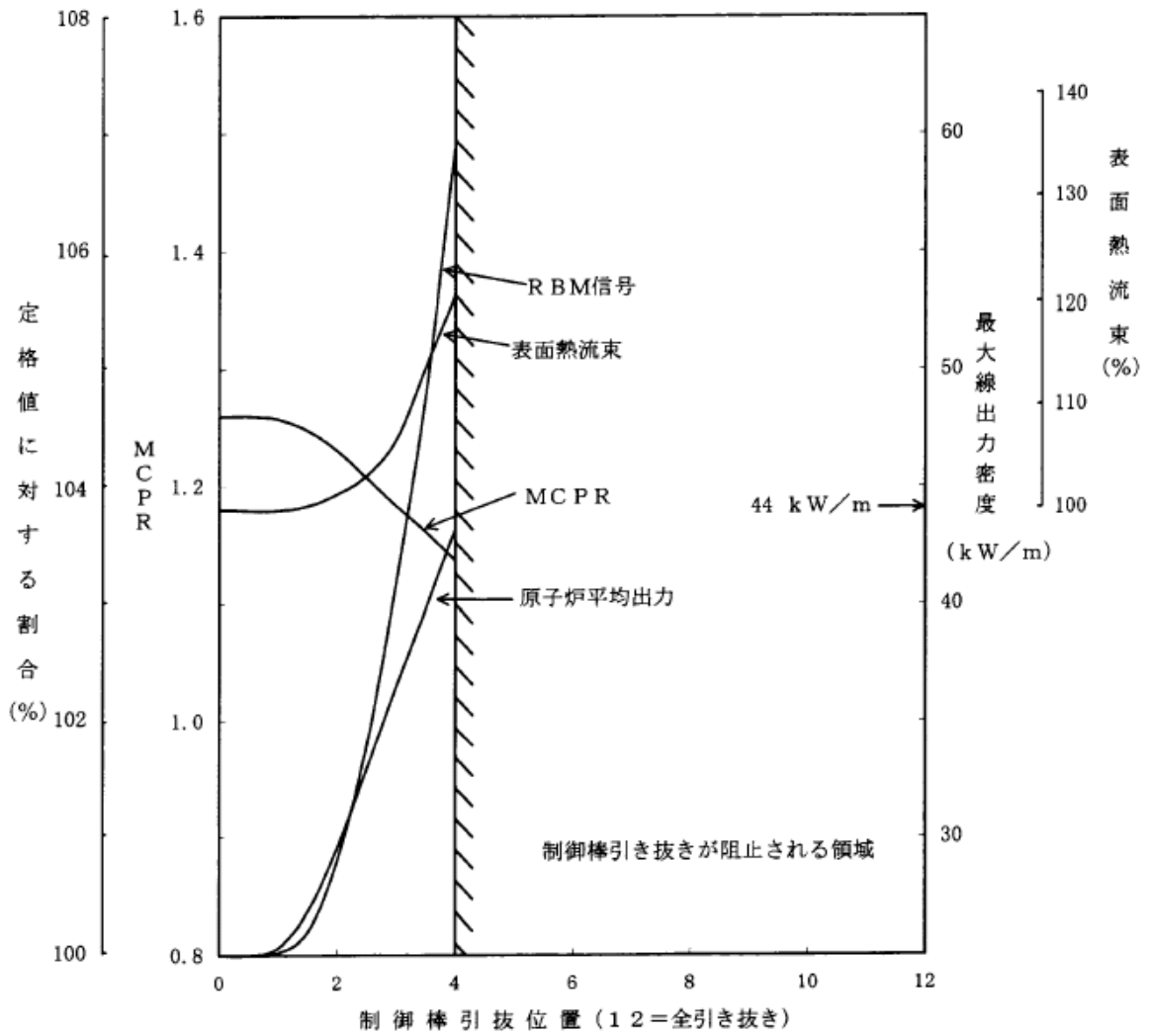


図9-2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き時の過渡変化  
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心)

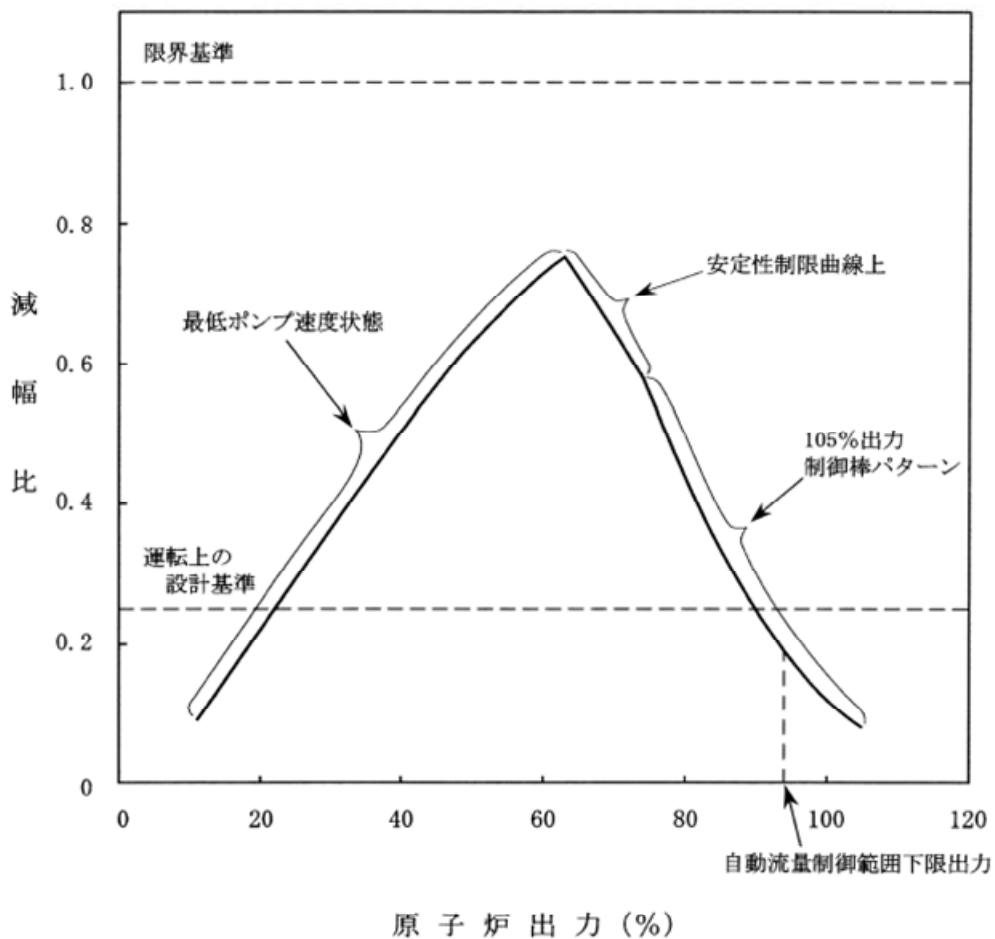


図9-3 炉心安定性と出力  
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した炉心)

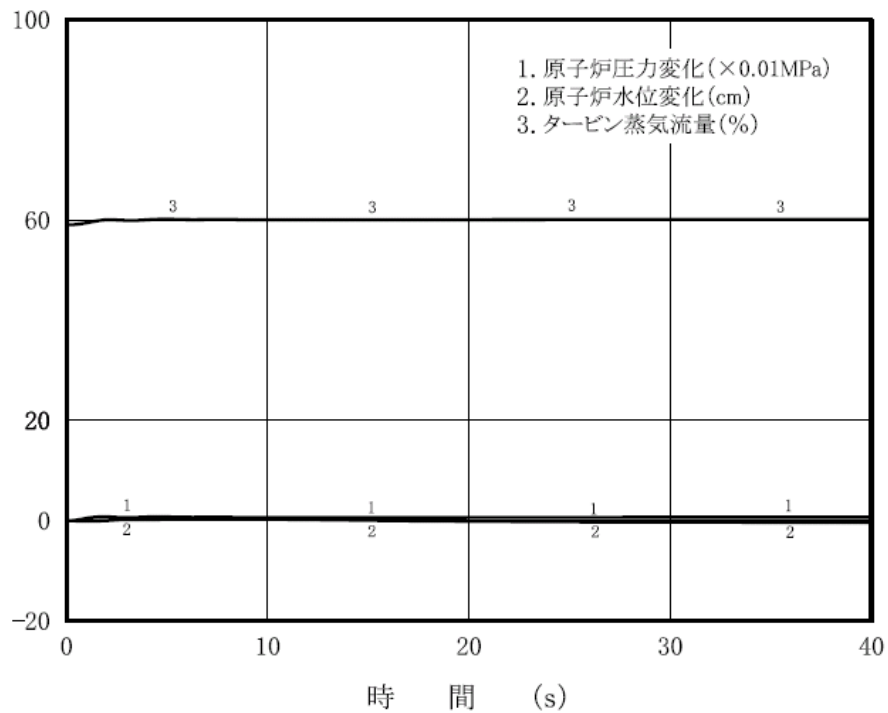
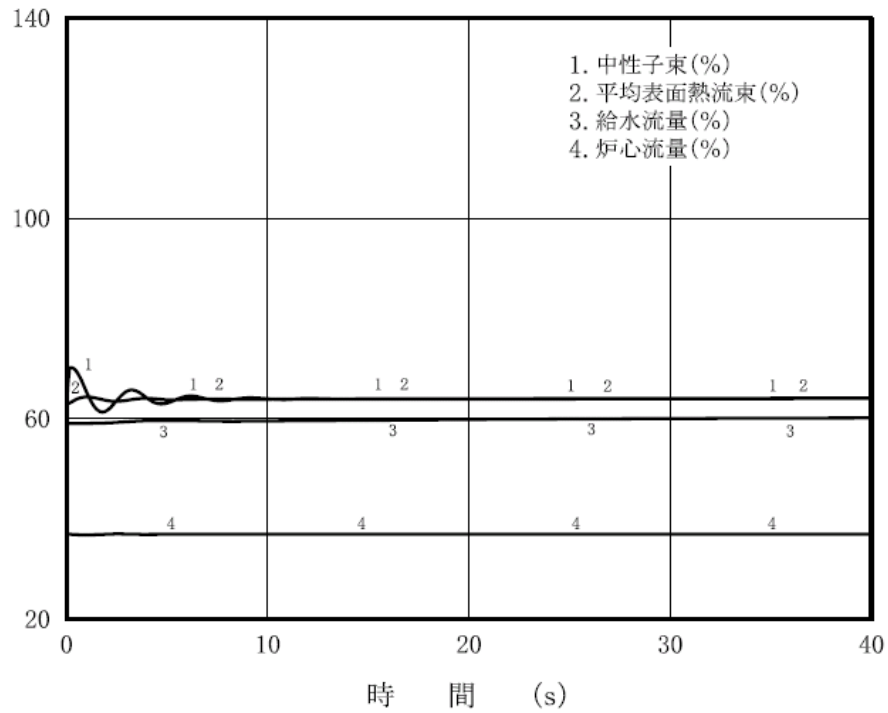


図9-4(1) 制御棒引き抜き10セント相当  
 (最低ポンプ速度最大出力運転時)  
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心)

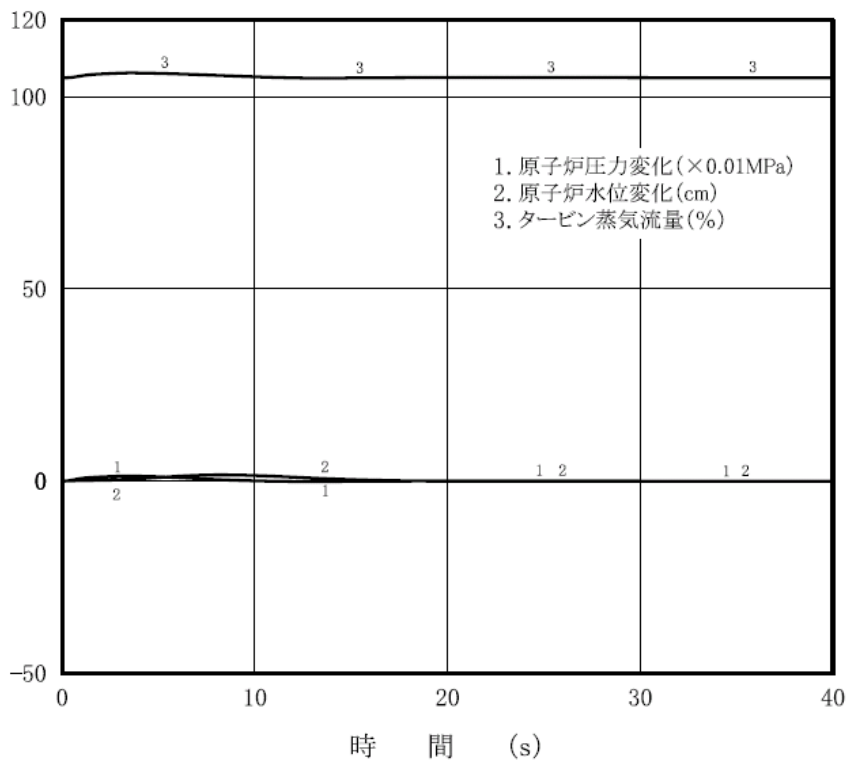
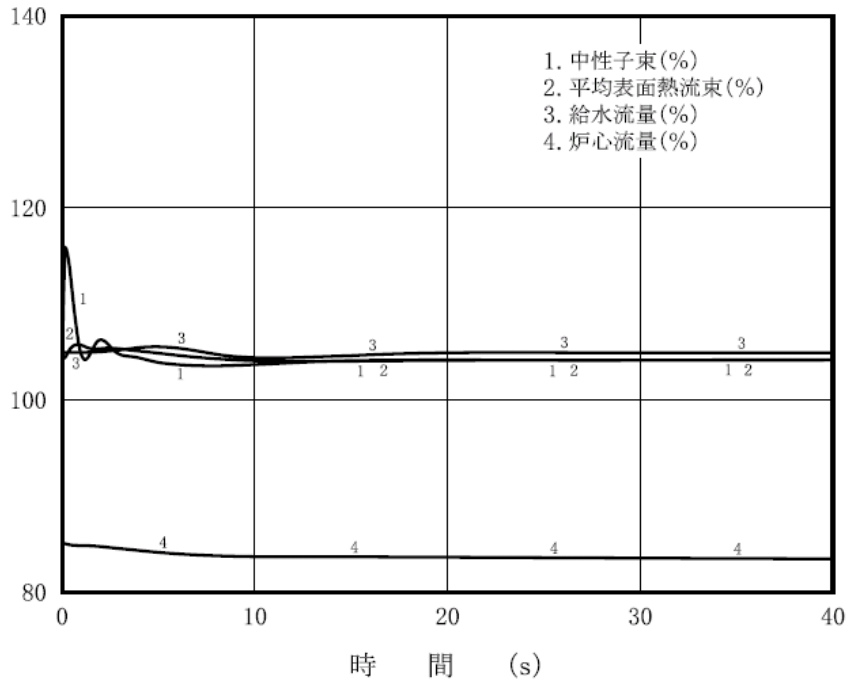


図9-4(2) 制御棒引き抜き10セント相当  
(最大出力運転時)  
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心)

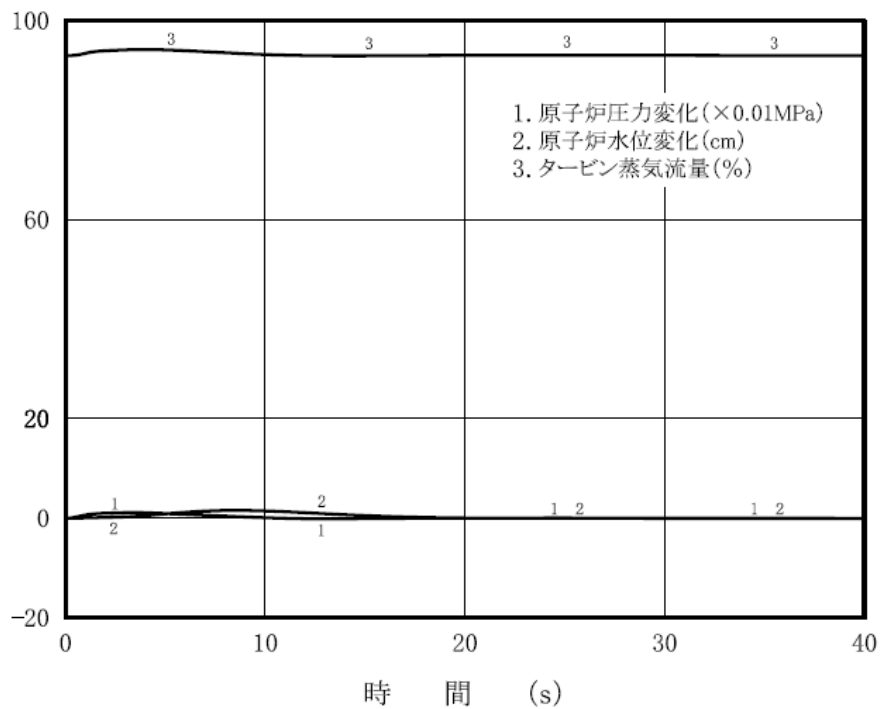
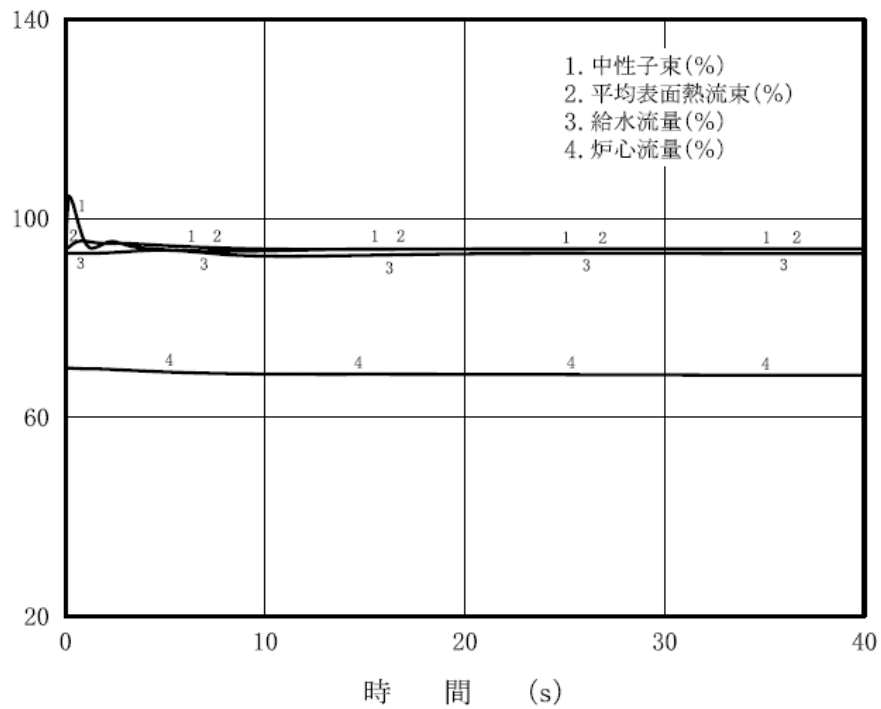


図9-4(3) 制御棒引き抜き10セント相当  
 (自動流量制御下限出力運転時)  
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心)

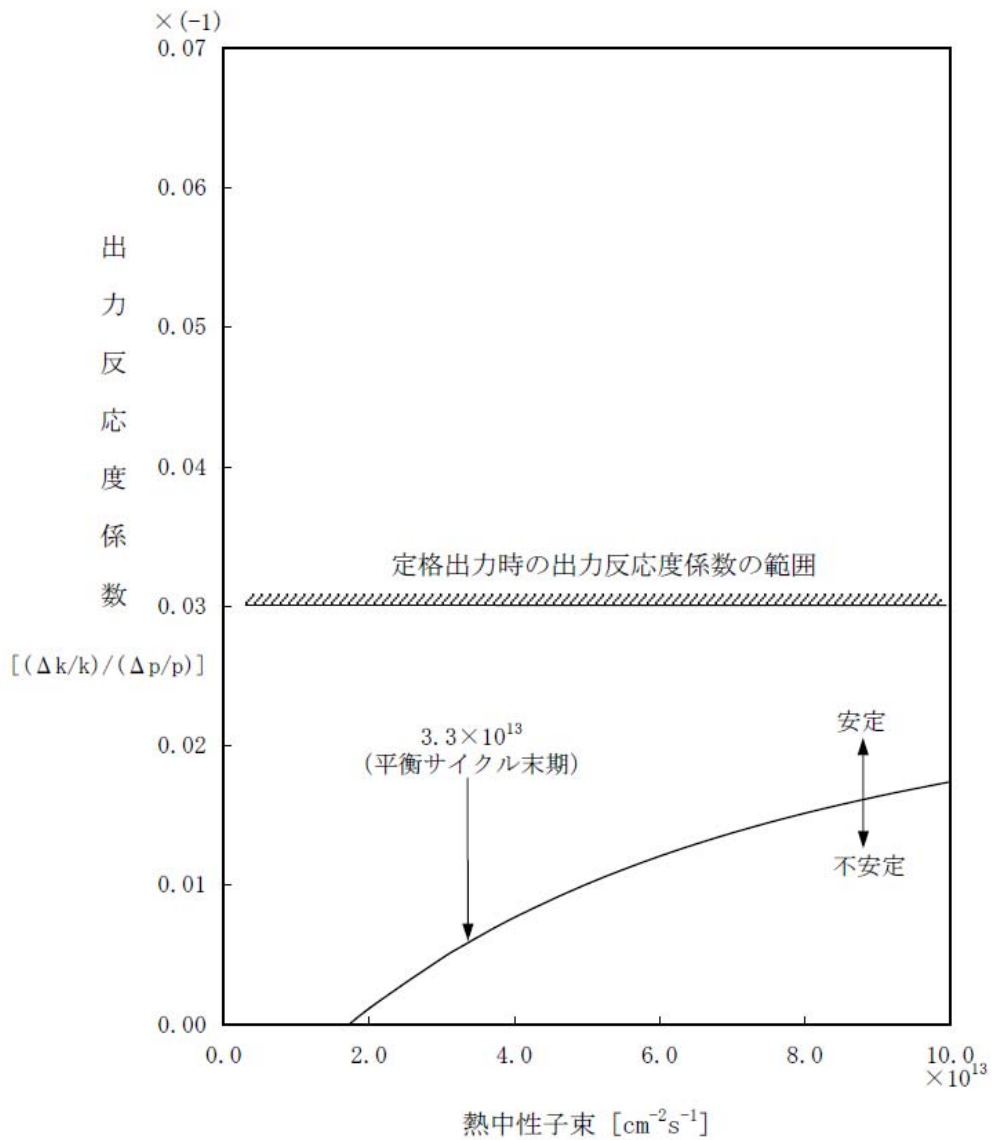


図9-5 軸方向キセノン空間振動の安定性  
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した炉心)

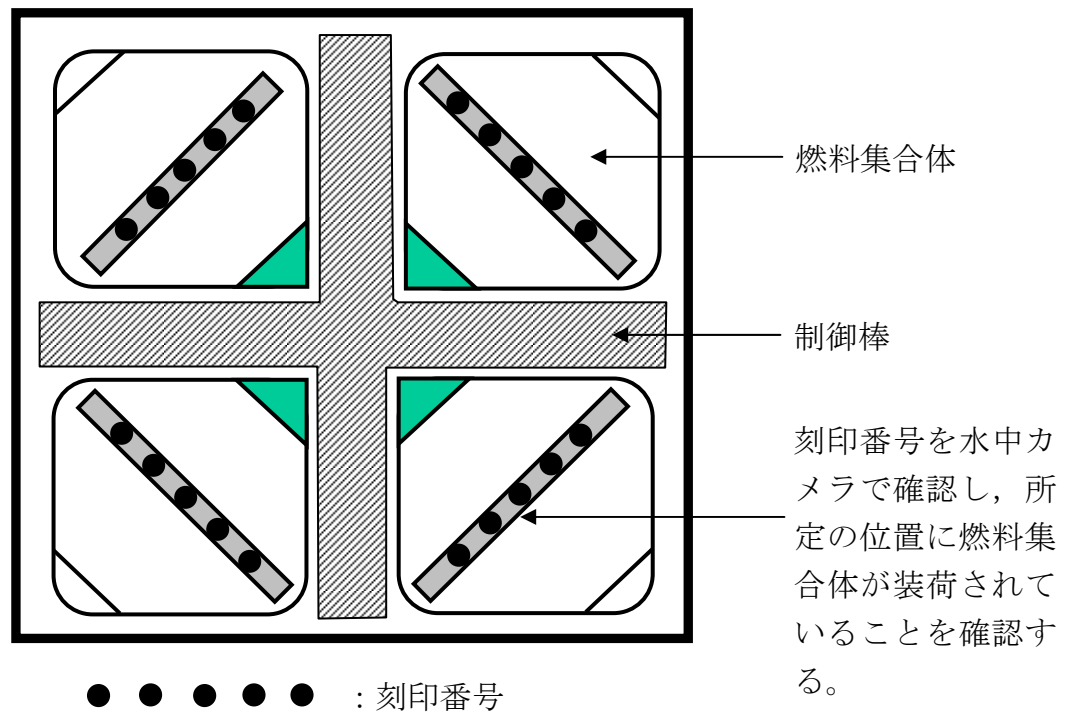


図9-6 刻印番号  
 (炉内に装荷された燃料集合体を上部から見たもの (イメージ))



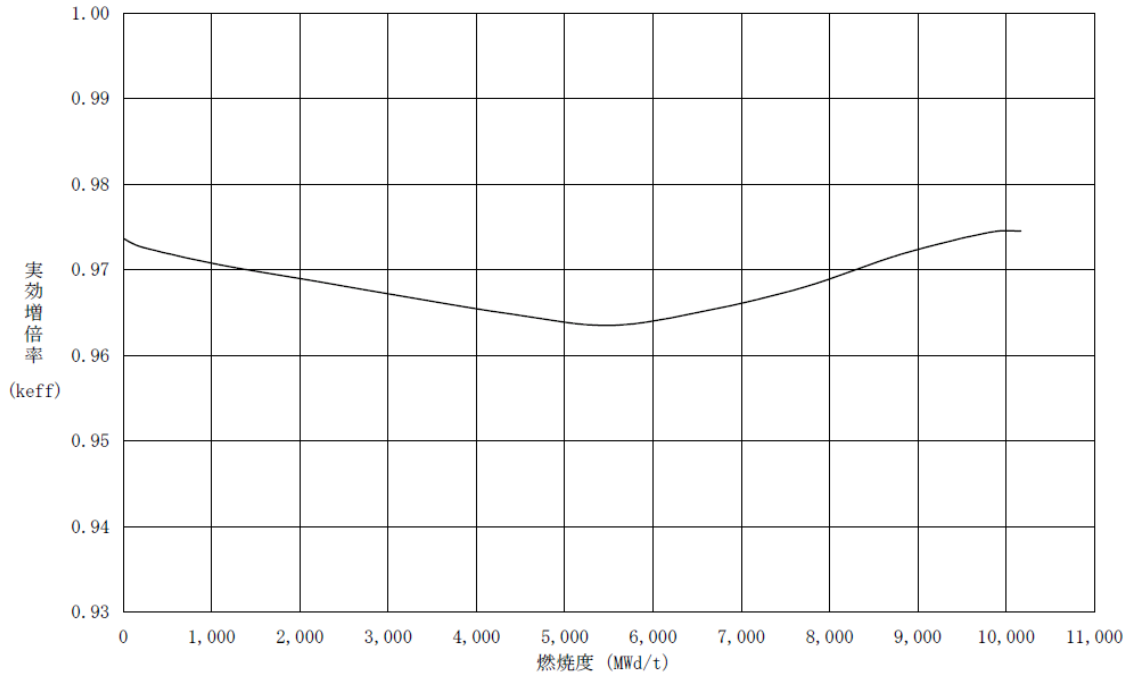


図9-7 最大価値制御棒1本引き抜き時の実効増倍率の燃焼度依存性  
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心(減速材温度20℃)

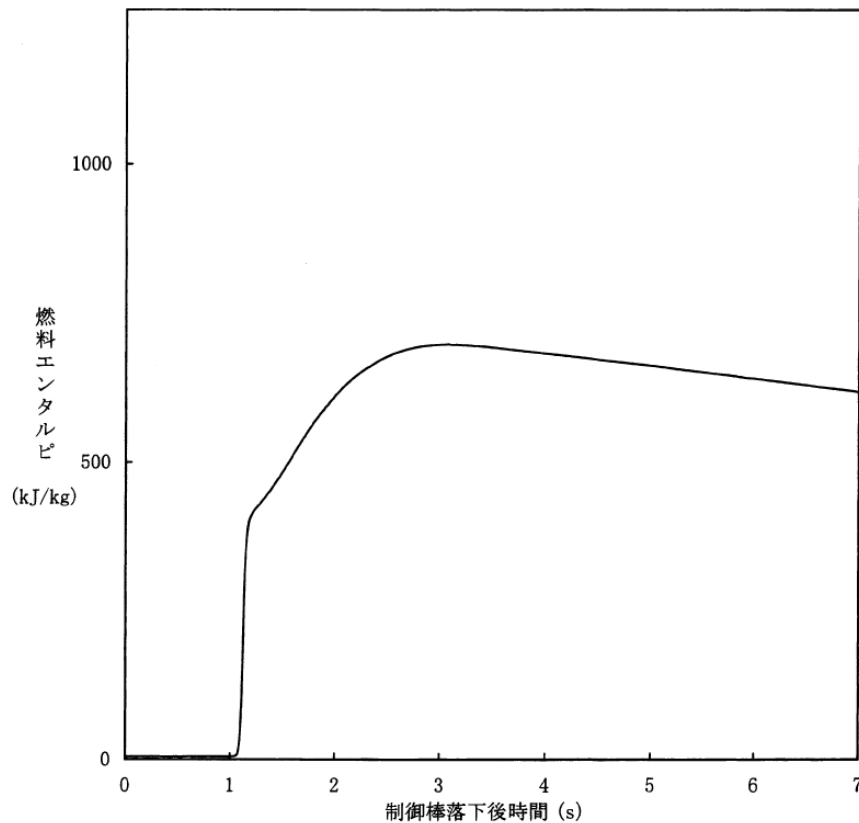


図9-8 制御棒落下時の燃料エンタルピーの時間変化  
(サイクル初期, 低温時, 9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心, 9×9燃料(B型))

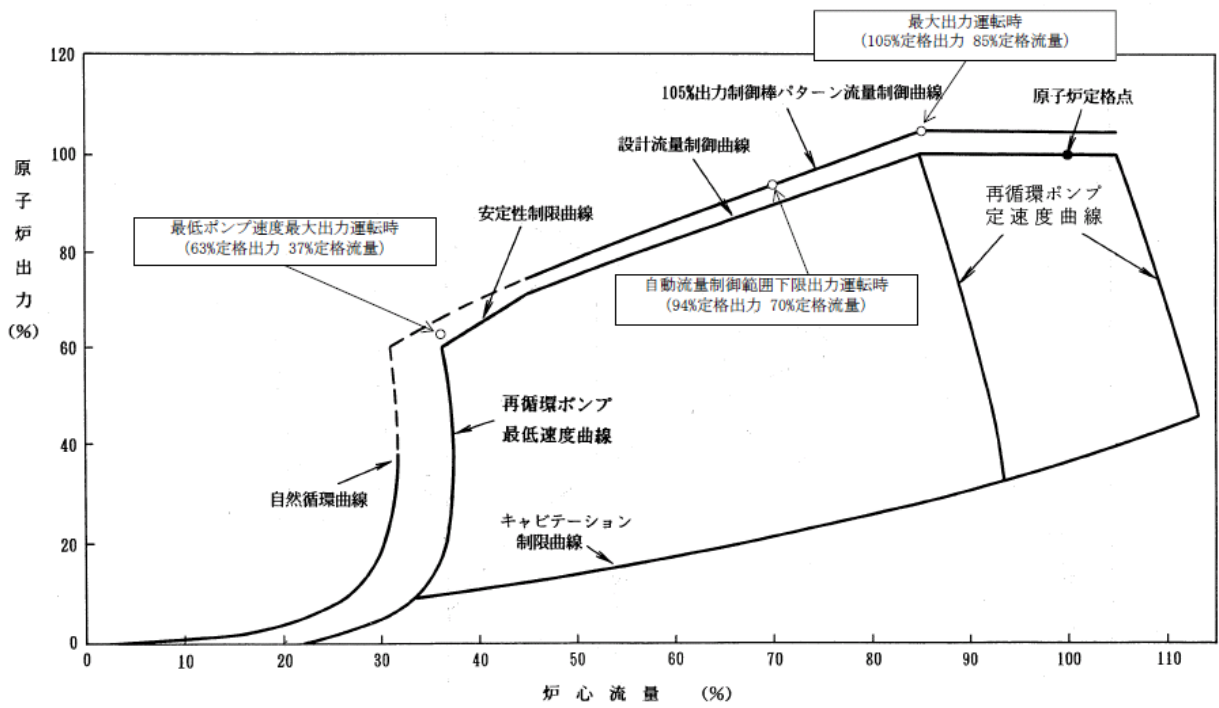
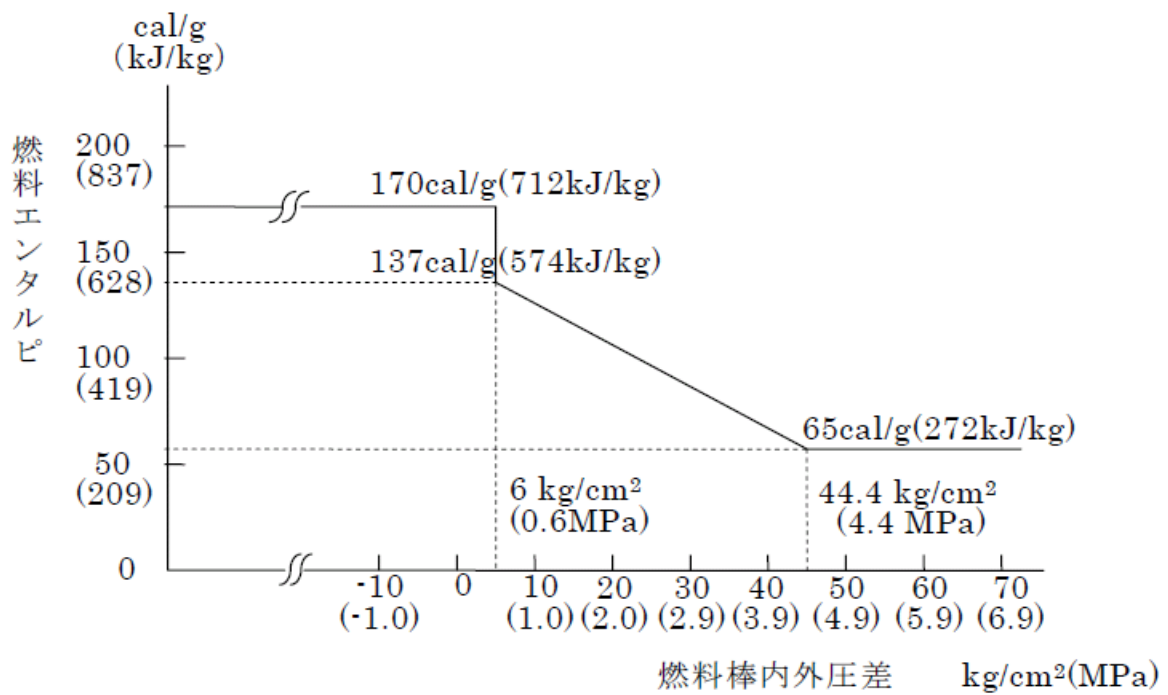


図9-9 安定性解析点

表1 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（参考 図参照）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	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



「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・UO<sub>2</sub> 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。

参考図 反応度投入事象における燃料の許容設計限界

表2 事故時における解析結果（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			島根2号	浜岡4号	
		1/3MOX炉心	9×9炉心	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心	1/3MOX炉心	
炉心	燃料被覆管 最高温度 (°C)	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°C以下
損傷	燃料被覆管 化学量論的 酸化量 (%)	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

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（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 <sup>※1</sup>	9×9炉心 <sup>※2</sup>	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>
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 kJ/kg	約 96 kJ/kg	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 <sup>※3</sup>	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

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（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 <sup>※1</sup>	9×9炉心 <sup>※2</sup>	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>
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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※4</sup>	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 <sup>※3</sup>	約75%	【約77%】	【約77%】	約75%	【約78%】
	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 <sup>※4</sup>	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

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（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 <sup>※1</sup>	9×9炉心 <sup>※2</sup>	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>
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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※4</sup>	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 <sup>※3</sup>	約117%	【約121%】	【約121%】	約116%	【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 <sup>※4</sup>	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



表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（4/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	9×9炉心 <sup>※2</sup>	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>
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 <sup>※3</sup>	約87%	【約92%】	【約91%】	約71%	【約89%】
	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 <sup>※4</sup>	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 <sup>※3</sup>	約104%	100% (初期値)	100% (初期値)	約117%	【約115%】
	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	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

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（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 <sup>※1</sup>	9×9炉心 <sup>※2</sup>	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>
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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※4</sup>	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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※4</sup>	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

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（6/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	9×9炉心 <sup>※2</sup>	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>	1/3MOX炉心 <sup>※1</sup>
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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※4</sup>	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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※4</sup>	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

## 論点 10 緊急時の原子炉停止能力

### ○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。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ ほう酸水注入装置が作動しなかった場合の、事故の経過の解明を行うべきではないか。
- ・ 原子炉の制御装置や停止装置（制御棒とホウ酸）の効きが低下する。
- ・ 対策として、制御棒の位置をなるべくMOX燃料集体から離れた場所に配置することになっているが、それには限界がある。

### ○ 東北電力株式会社の講じる対策または見解 （制御棒の停止能力について）

- ・ 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ものの、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（要求される能力を100とすると、ウラン炉心で280程度、MOX炉心で250程度）。
- ・ 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。（表10-1、図10-1参照）

[参考] 「9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル並びに9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの解析によると、最大反応度価値を持つ制御棒1本が完全に引き抜かれた状態でも実効増倍率は0.99未満となっている。（設置許可申請書8-3-66）」

- ・ 原子炉は運転期間を通じて定格出力を維持できるよう、約1年間運転できるように燃料を装荷しているが、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、原子炉を余裕をもって停止することができる。

[参考] 「9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル並びに9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの解析例においては、制御棒の反応度制御能力の余裕が最小になる時の過剰増倍率は約0.09Δkであり、その場合の反応度制御能力は約0.16Δkである。（設置許可申請書8-3-65）」

- ・ 制御棒は、原子炉を停止するにあたり十分な本数を確保しており、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。ほう酸水注入系の系統概要図を図10-2に示す。なお、ほう酸水注入系は、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（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）に実施している。
- ・ なお、評価手法を従来的一点近似による解析から、より詳細な三次元解析に変更しているが、この評価方法の採用によっても、現状の設計（ほう酸水濃度：750ppm）で対応可能であることを確認している。

[参考] 「ほう酸水注入系は、～中略～ 毎分0.001 Δ k以上の負の反応度を与え、原子炉を臨界未満にする能力を持っている。9×9燃料およびMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの解析例によれば、ほう酸水注入系の反応度は毎分0.002 Δ kであり約30分間で臨界未満に必要な負の反応度を添加する能力を有している。（設置許可申請書8-3-53）」

- ・ 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。

スクラム能力が確保されていることの確認として、スクラム曲線<sup>\*1</sup>が用いられており、原子炉のスクラム曲線を設計用スクラム曲線<sup>\*2</sup>と比較したとき、同じ制御棒の原子炉内への挿入割合に対してより多くの反応度（スクラム反応度<sup>\*3</sup>）が投入されていれば、その炉心のスクラム能力は確保されていることとなる。

- ・ なお、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。

- i) 原子炉圧力
- ii) 原子炉水位
- iii) ドライウエル圧力
- iv) 中性子束
- v) 原子炉周期（ペリオド）
- vi) 中性子検出器計数率
- vii) スクラム排出容器水位
- viii) 主蒸気管放射能
- ix) 主蒸気隔離弁開度
- x) 主蒸気止め弁開度
- xi) 蒸気加減弁開度
- xii) 地震加速度

[参考] 「9×9燃料（A型）平衡サイクル又は9×9燃料（B型）平衡サイクルの炉心にMOX燃料76体を装荷したサイクル、さらにMOX燃料76体を装荷したサイクル、及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの各サイクル末期のスクラム曲線の解析値は、設計スクラム曲線に比べ十分安全側となっている（図10-3、10-4参照）。（設置許可申請書8-3-68）」

#### （補足：燃料プールの未臨界性について）

- ・ 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が、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（図10-5参照）。

##### 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

無限増倍率が、実際に使用する燃料よりさらに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1.23と想定)

- ※1：制御棒の原子炉内への挿入割合とこれによって原子炉へ投入される反応度の関係を表したものの。
- ※2：実際の原子炉におけるスクラム曲線を包絡するよう厳しく設定したスクラム曲線を設計用スクラム曲線という。原子炉の異常な過渡変化および事故時の評価には、この設計用スクラム曲線を用いて評価を行い、安全性を確認している。
- ※3：原子炉がスクラムした際、原子炉に投入される反応度

### ○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 P9 中段より)

9×9燃料(A型)又は9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心においては、全制御棒を全挿入した状態から最大反応度値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心の実効増倍率が常に0.99未満となるように設計している。すなわち、最大反応度値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心を臨界未満にできるとしている。

#### (安全審査書 P14 中段より)

MOX燃料を装荷したサイクル以降、ほう酸水の反応度値が低下することを考慮しても、0.001 Δk/min以上の負の反応度を与え、原子炉を定格出力運転状態から0.015 Δk以上の余裕を持って炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるとしている。

#### (安全審査書 P9 下段より)

運転時の異常な過渡変化の解析に用いる設計用スクラム反応度曲線については、MOX燃料76体を装荷したサイクルからMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルに至るまでの各サイクル燃焼によるスクラム反応度曲線の劣化が考慮されている。

表10-1 女川3号機の停止余裕

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	

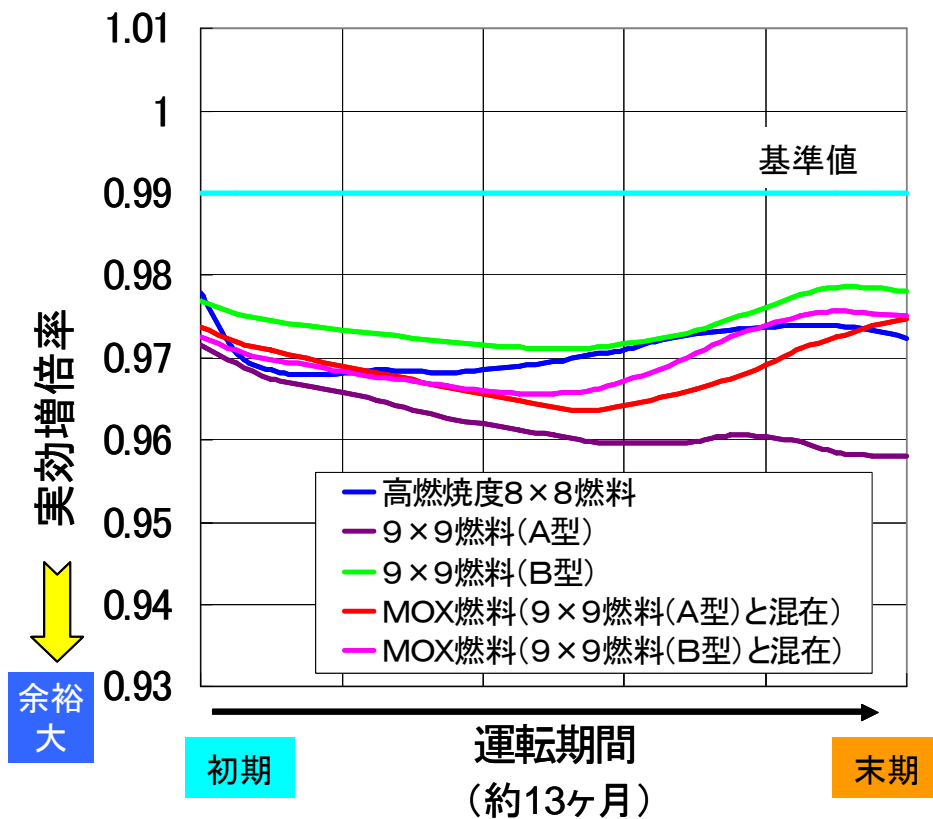


図10-1 (1) 女川3号機 停止余裕の推移

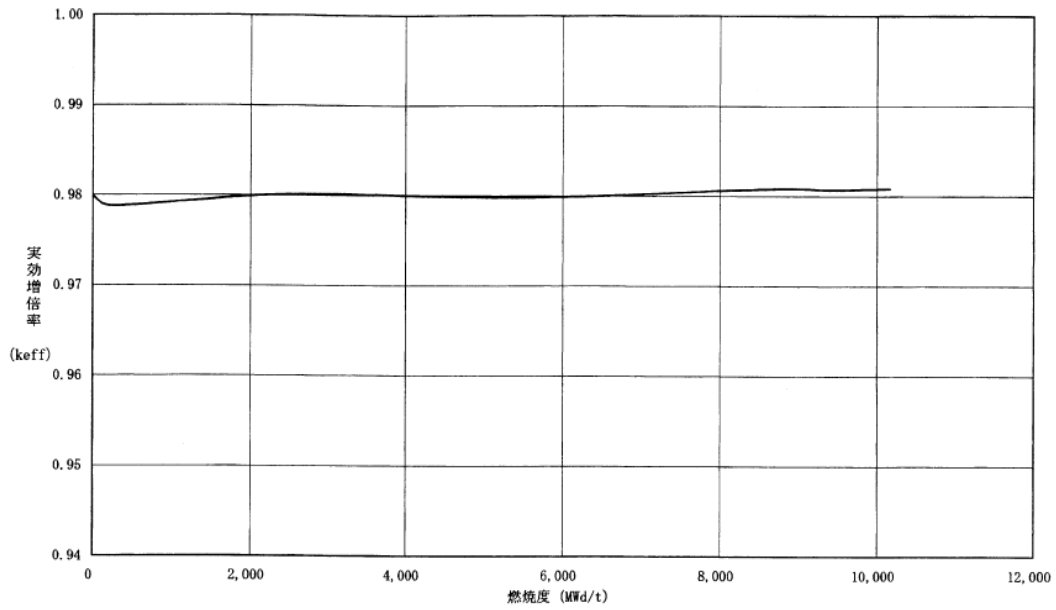


図10-1(2) 島根2号機 停止余裕の推移  
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した平衡炉心)

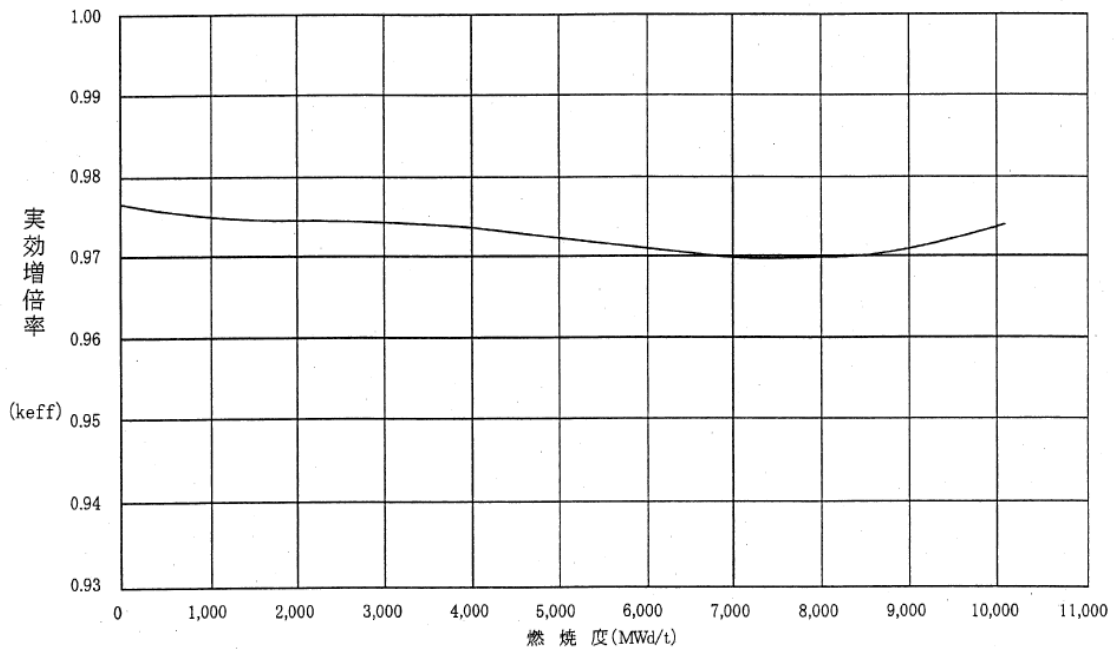


図10-1(3) 浜岡4号機 停止余裕の推移  
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した平衡炉心)





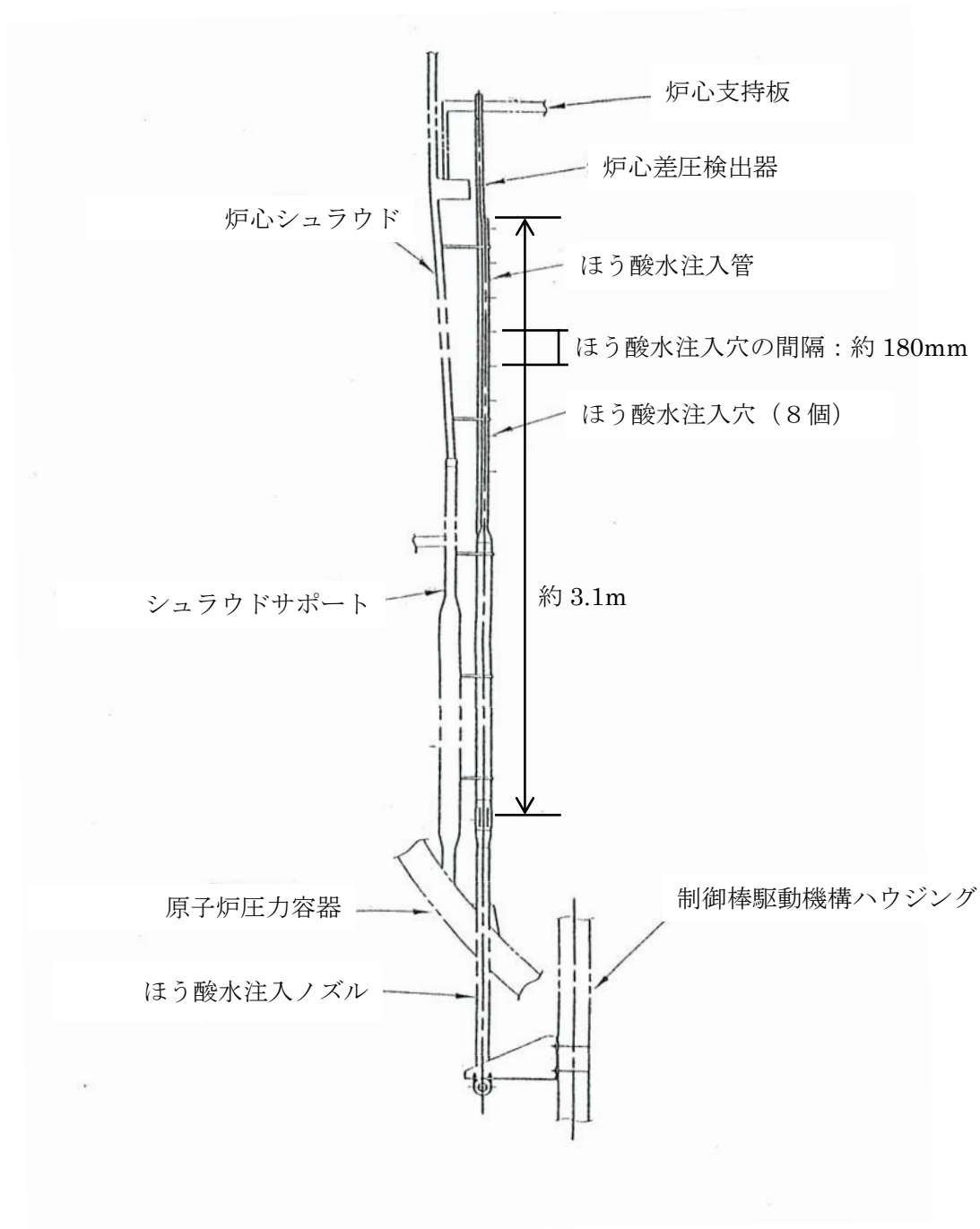


図 10-2 (2) ほう酸水注入系注入口概要図

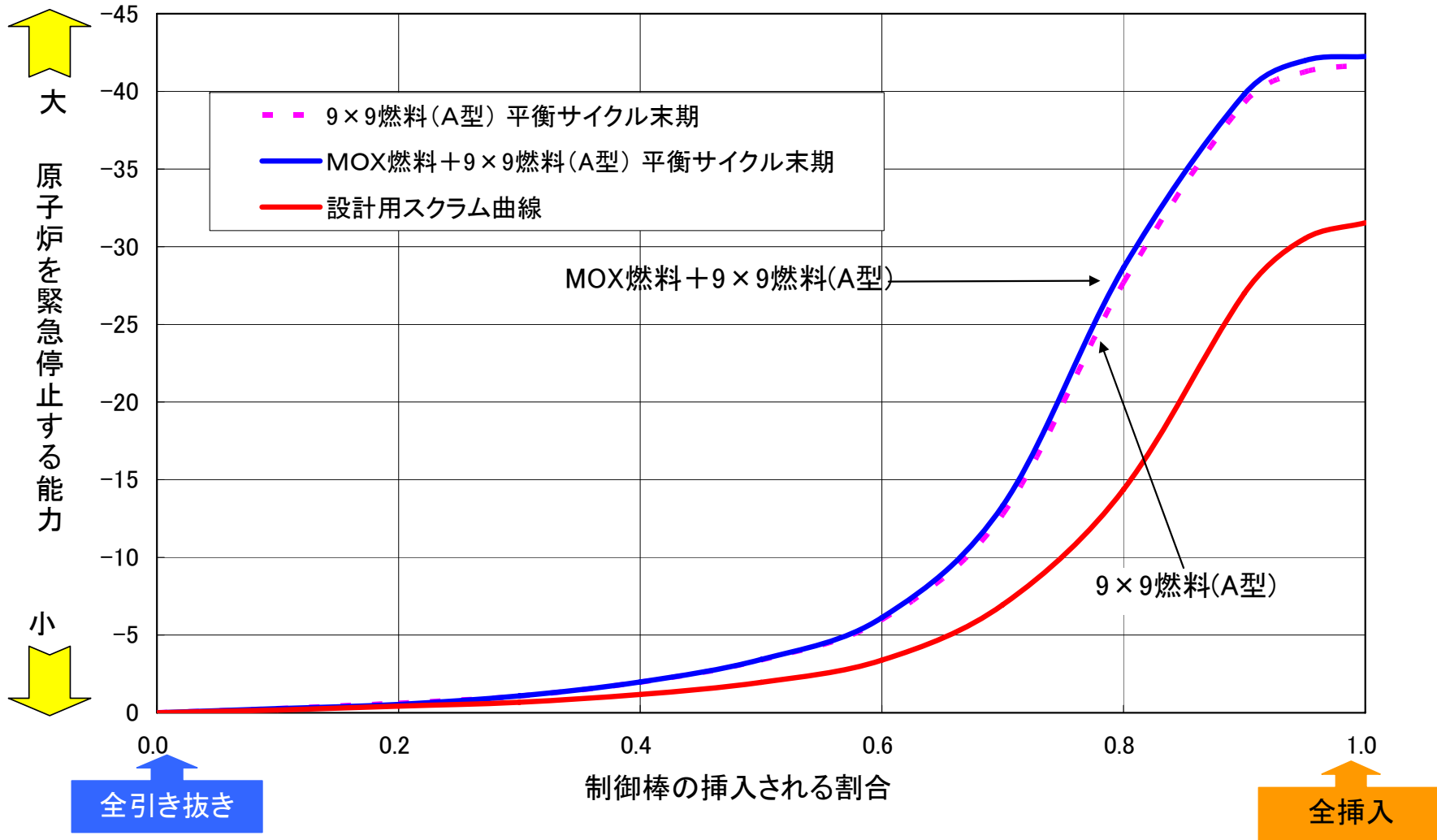


図10-3 スクラム反応度曲線

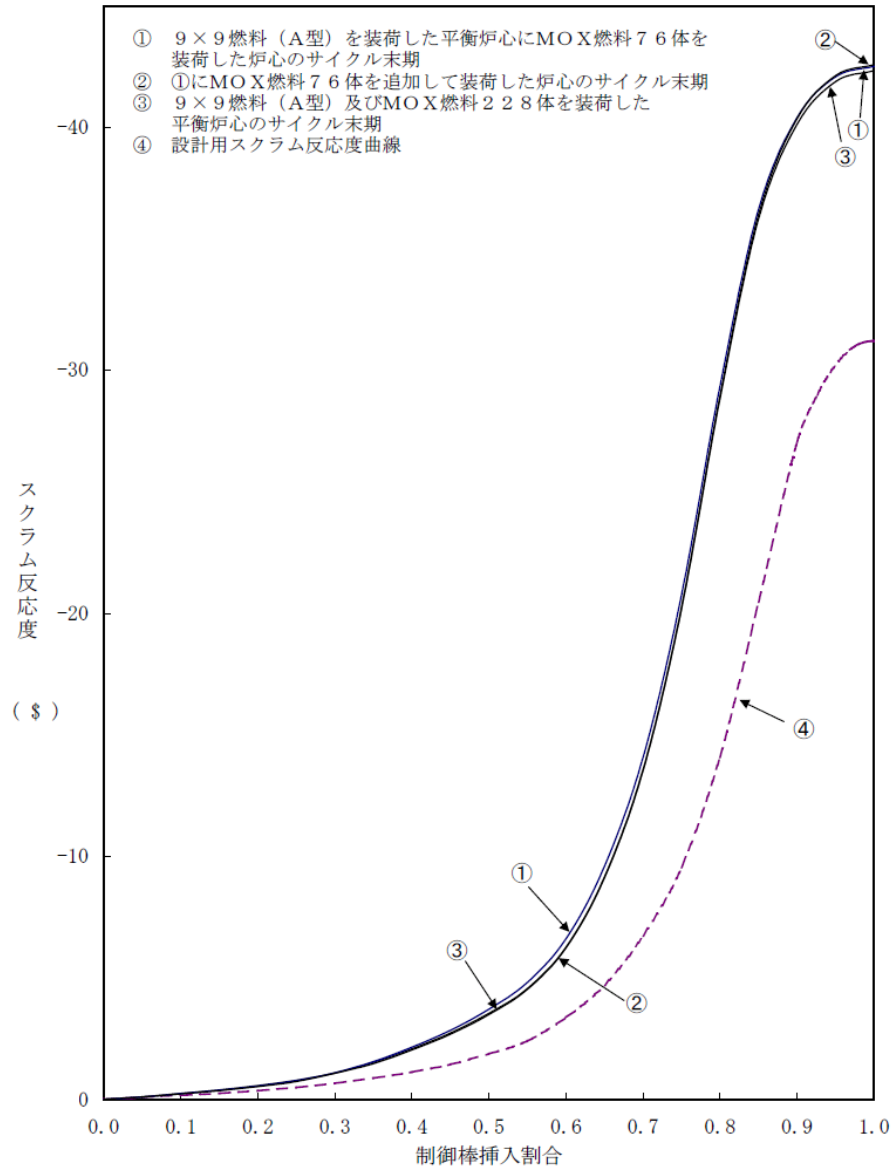


図10-4 (1) 女川3号機 スクラム反応度曲線  
 (9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

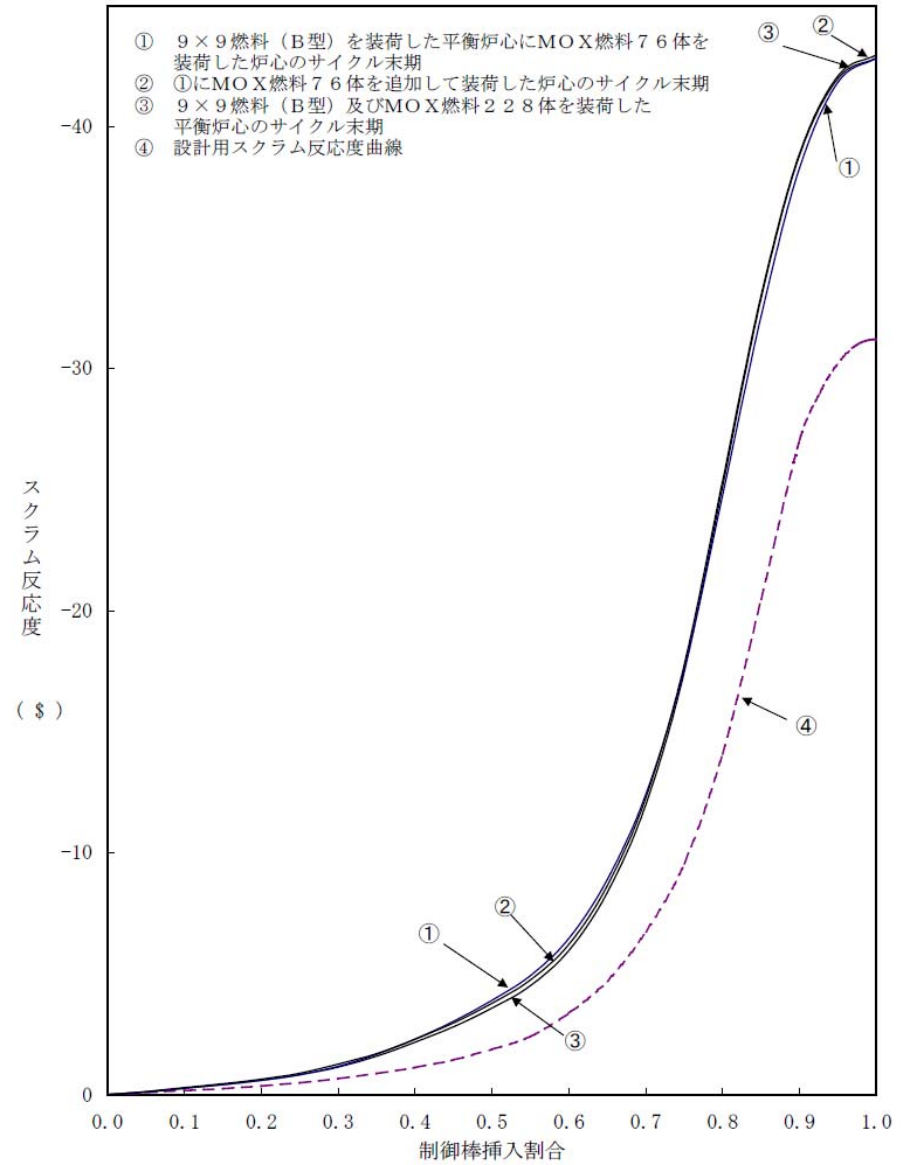


図10-4 (2) 女川3号機 スクラム反応度曲線  
 (9×9燃料 (B型) 及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

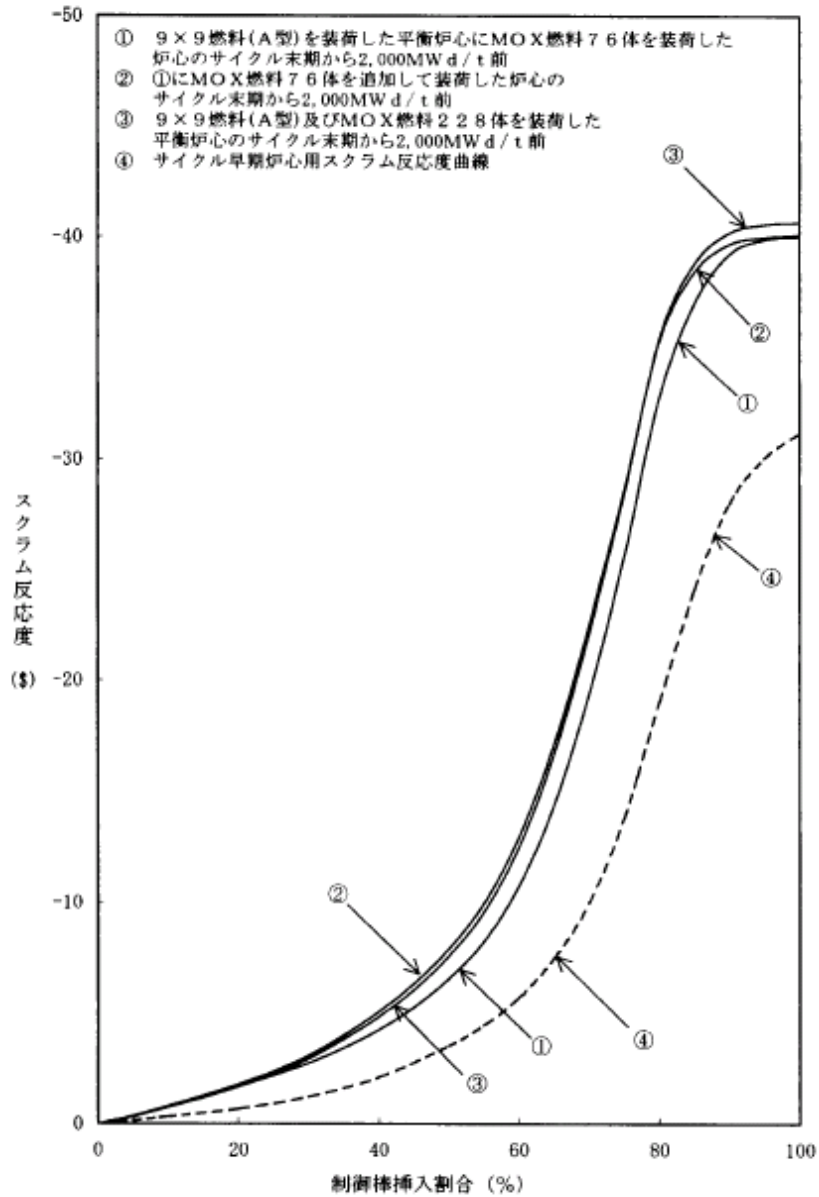


図10-4(3) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル早期炉心用)  
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

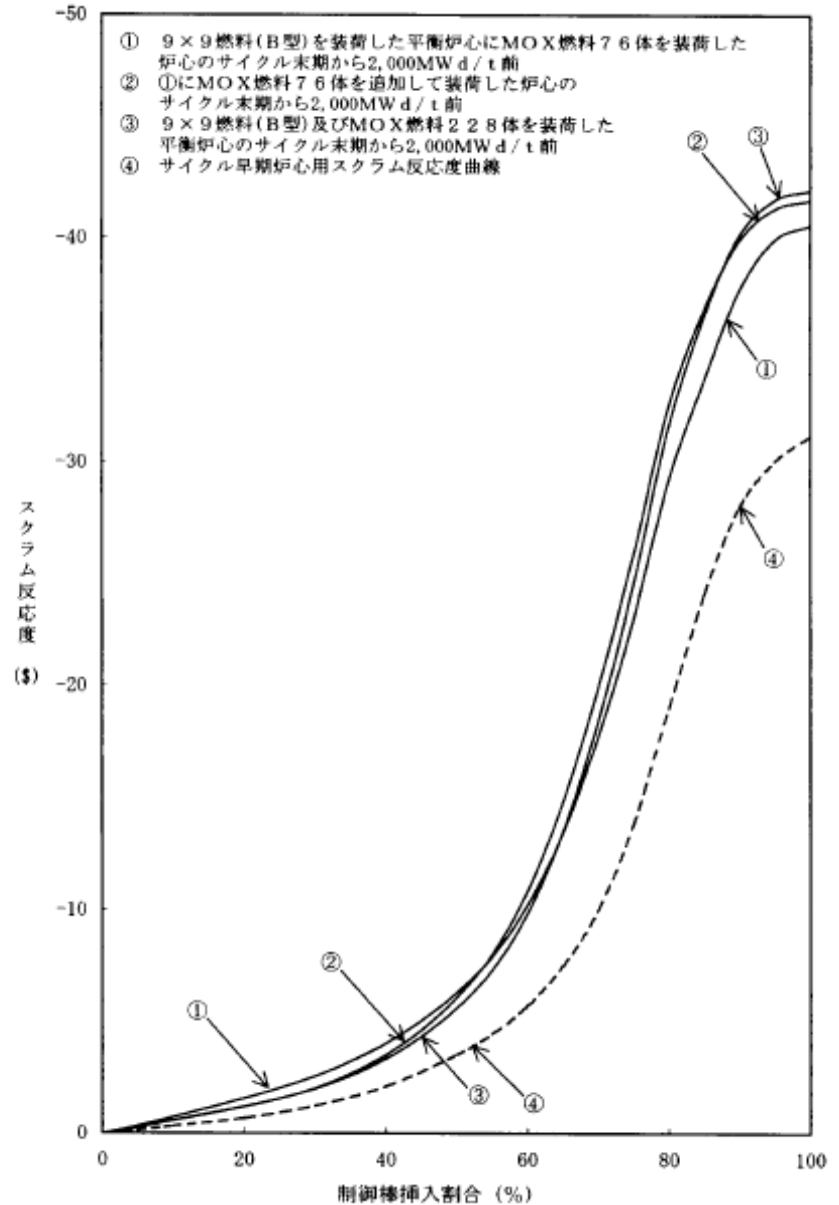


図10-4(4) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル早期炉心用)  
 (9×9燃料(B型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

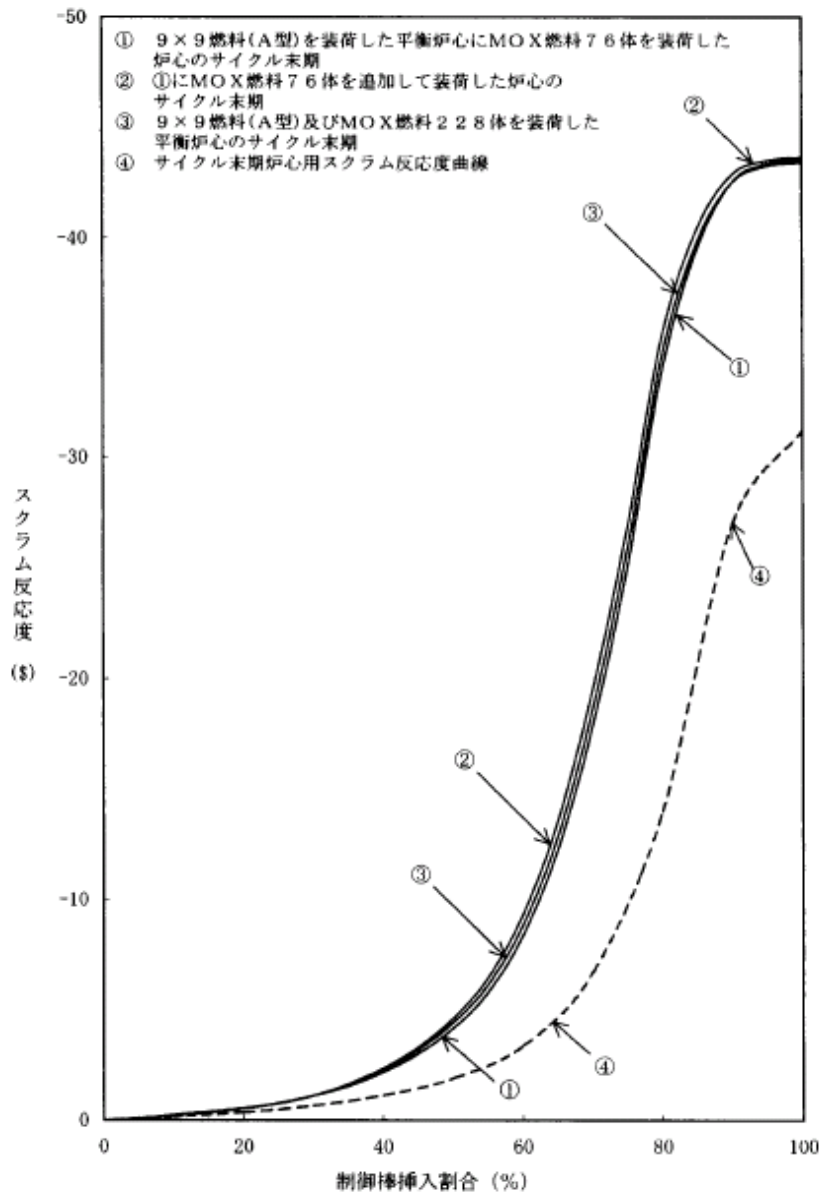


図10-4(5) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル末期炉心用)  
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

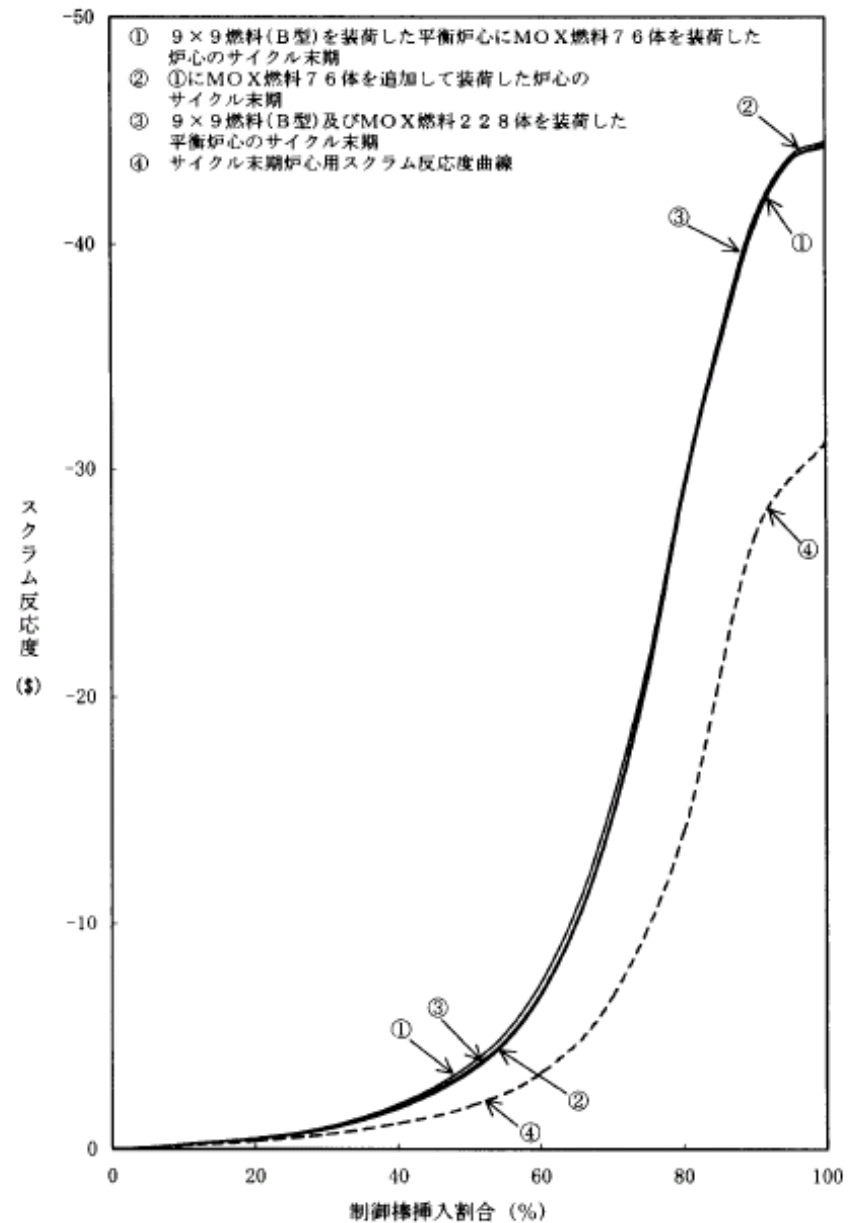


図10-4(6) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル末期炉心用)  
 (9×9燃料(B型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

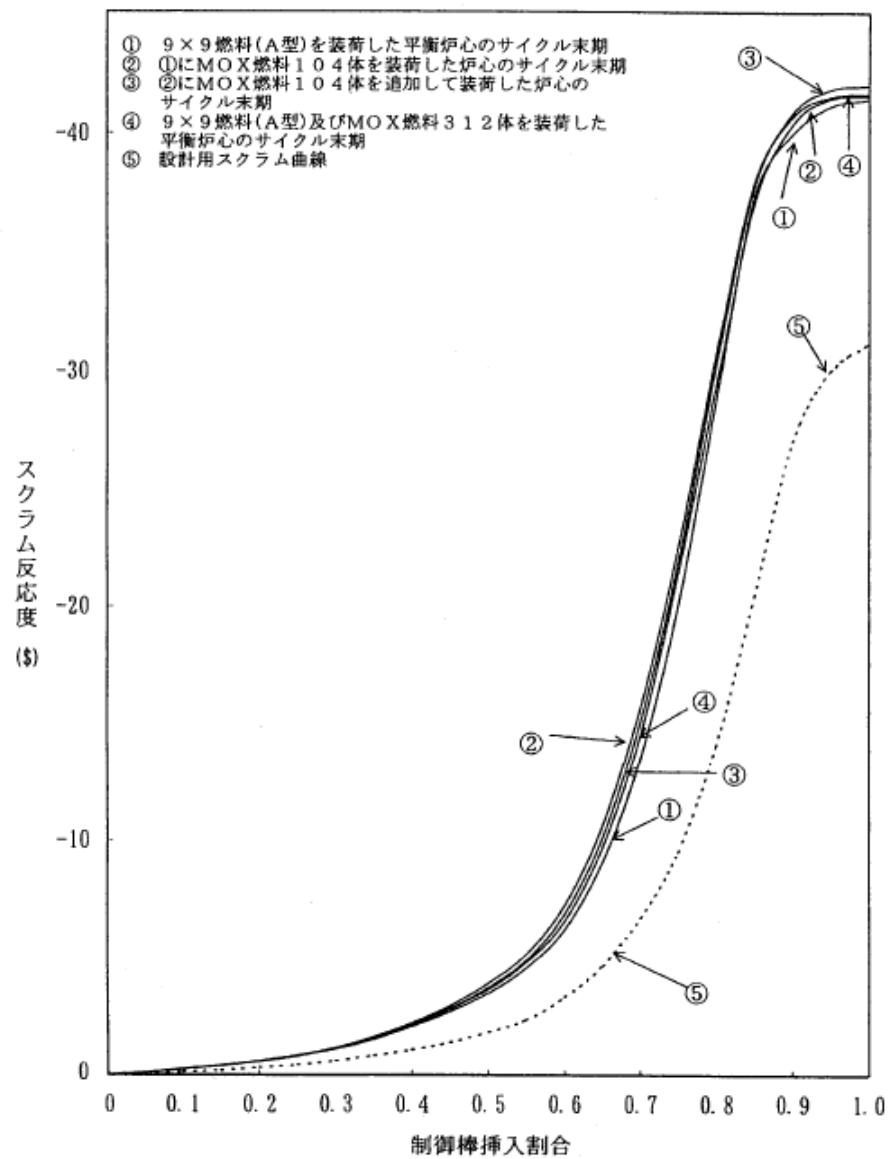


図10-4(7) 浜岡4号機 スクラム反応度曲線(サイクル末期炉心用)  
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

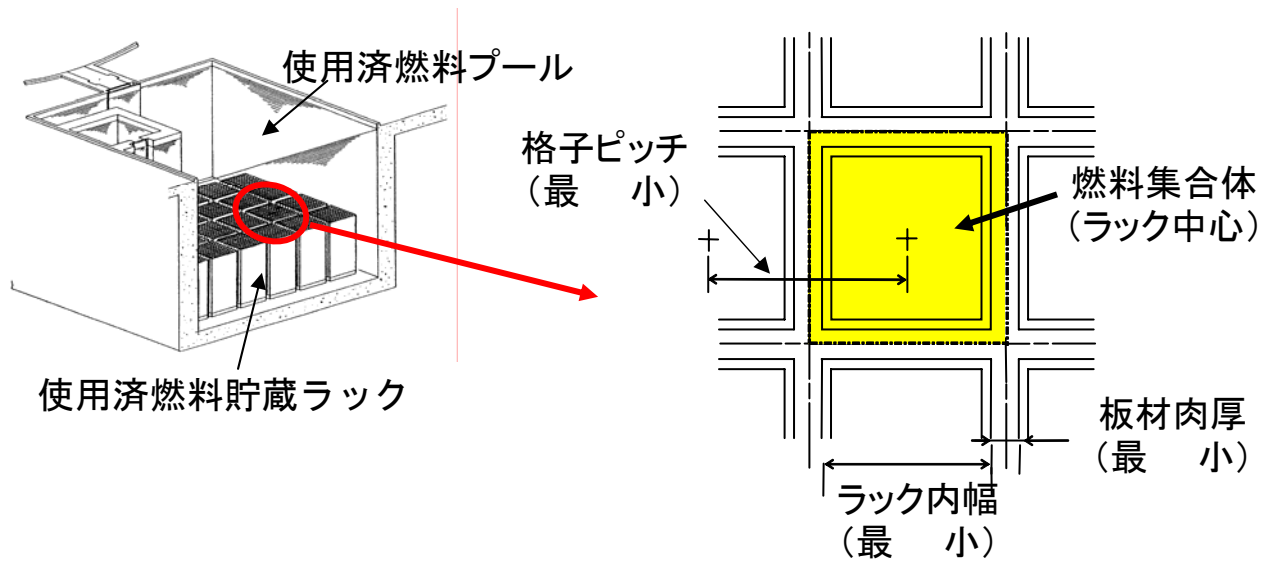


図10-5 使用済み燃料プール・使用済み燃料ラック外略図



## 論点 1 1 作業時の被ばく

### 論点 1 1 - 1 MOX新燃料の取扱い

#### ○検討課題

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。

#### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 燃料表面の線量率はウラン燃料の300倍近くあり、扱いにくい。さらに、再処理から時間を経たプルトニウムを使用した場合、プルトニウム241のベータ崩壊によるアメリシウム241の割合が増え強いガンマ線を出し、作業時の被ばく量を増大させる。
- ・ 表面線量率のデータはどのような「古さ」のプルトニウムを使ったのか、明らかにすべき。
- ・ 計画被ばく線量は最大でどのくらいになると推定しているか、被ばく線量を示すべき。
- ・ 作業員の被曝線量が増える。
- ・ MOX燃料がウラン燃料より放射線が高く、人体に内部被ばくをもたらすおそれがある。作業員の健康を守るための対策はどうか。
- ・ MOX燃料に含まれるプルトニウムは、ウランと比較し放射線が強い。
- ・ 燃料の製造から、輸送、保管、装荷作業などの各過程で、労働者や一般公衆への被曝の危険性を増大させる。

#### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

##### 【放射線について】

- ・ 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。(燃料条件は論点 4 参照)

	線量当量率 (mSv/h)	
	燃料表面	燃料表面から 1 m
ウラン燃料	0. 0 4	0. 0 0 2
MOX燃料	2. 7	0. 1

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

- ・ この解析例をもとに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。なお、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。(図 11-1)
- ・ 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 1 m
MOX燃料	1. 0 1 <sup>*</sup>	約 0. 1 <sup>*</sup>

<sup>\*</sup> 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 1 m S v / h 程度

- ・ MOX新燃料は、<sup>235</sup>U、<sup>238</sup>Uに比べて半減期の短いアルファ崩壊核種(<sup>238</sup>Pu、<sup>240</sup>Pu、<sup>241</sup>Am)を多く含んでいるため、アルファ線を多く放出するが、アルファ線は透過

力が弱く、燃料被覆管（燃料が密封収納されている管）により遮へいされるため、作業時の被ばくには影響しない。

【燃料の取扱いについて】

- ・ 燃料交換機の燃料つかみ具は2重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設けており、動力源が喪失した場合にも、燃料集合体が外れない設計となっている。
- ・ 原子炉建屋クレーンは減速機やブレーキの二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設けている。
- ・ 取扱中に新燃料を落下させ、燃料が破損するような事故が起きたと仮定しても、燃料は陶器状に焼き固められており、核燃料物質が飛散するようなことはない。
- ・ また、燃料破損に伴う影響評価も実施しており、評価結果はウラン燃料（9×9燃料）と変わらず判断基準を満足しており、影響はない。

燃料集合体の落下時の実効線量 (mSv)		判断基準
希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量	約 $3.4 \times 10^{-2}$	—
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $4.6 \times 10^{-5}$	—
合 計	約 $3.4 \times 10^{-2}$	5

出典：女川原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書

○国の見解（安全審査結果）

- ・ MOX燃料集合体を、3号機の使用済燃料プールにおいて取扱い及び貯蔵する際には、以下の事項を満足することが要求される。
  - ③ 燃料の取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
  - ④ 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。
- ・ この中で、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするように、燃料との距離の確保、必要に応じた遮へい体の設置等の被ばく低減手法を組み合わせる（安全審査書P.16）ことと、MOX燃料集合体の取扱設備は、ワイヤの二重化等により燃料集合体の移送操作中の落下を防止する（安全審査書P.15）ことについて、燃料の貯蔵設備及び取扱設備の設計は要求事項を満足しており、妥当なものと判断されている。

## 論点 11-2 使用済MOX燃料の取扱い

### ○検討課題

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。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 作業者の被ばく線量（推定値）を使用済ウラン燃料と比較して示すべき。
- ・ 使用済MOX燃料は防護が難しいガンマ線や中性子線が多くなるといわれている。そのため、作業者の被ばくが増えることが心配される。

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料に比べ中性子の線源強度が高くなるが、使用済燃料の放射線は中性子線よりもガンマ線の寄与が大きい。一方、ガンマ線は、使用済ウラン燃料のほうがわずかに高い線源強度となっている。したがって、使用済燃料の遮へい計算はウラン燃料で代表できる。

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

(注) 線源強度は炉停止後10日の計算値

線源強度の燃料条件

ウラン燃料：9×9燃料（燃焼度 55GWd/t（最高燃焼度））

MOX燃料：

Pu組成：高組成（Pu<sub>f</sub>割合75%）

再処理後の期間：2年経過

燃焼度：40GWd/t（最高燃焼度）

線源強度は、燃焼度は最高燃焼度を使用し、保守的に評価している。

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MOX燃料は使用済ウラン燃料と同様に、使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される（図11-2）。中性子、ガンマ線はプール水、底部および壁面のコンクリートにより遮へいされる。プール水は放射線の遮へいに必要な水深を確保しており、コンクリートも放射線の遮へいに十分な厚さを有していることから、作業エリアを含め、周辺の線量が高くなることはない。

### ○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P16より）

使用済MOX燃料の貯蔵設備及び取扱設備の放射線防護上の措置については、従来と同様、遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で取扱い、使用済燃料プールで保管するとしている。

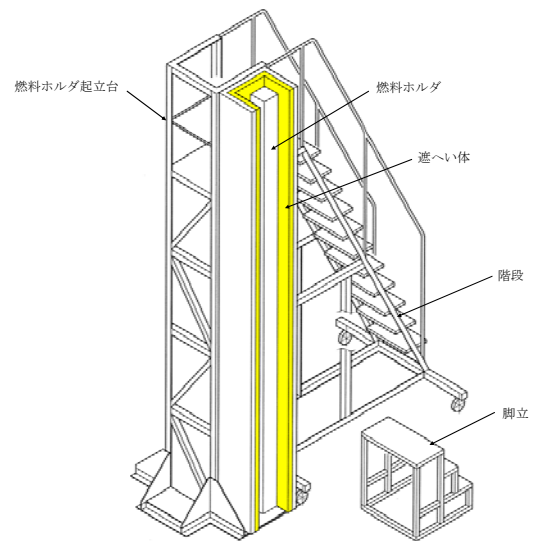
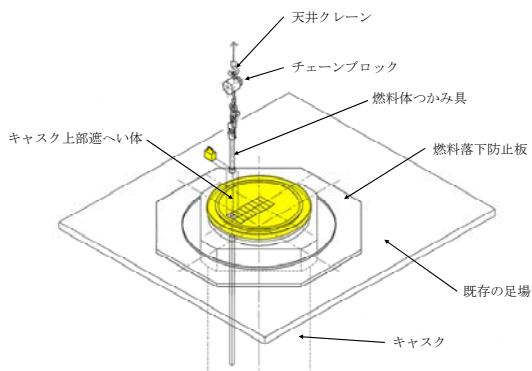
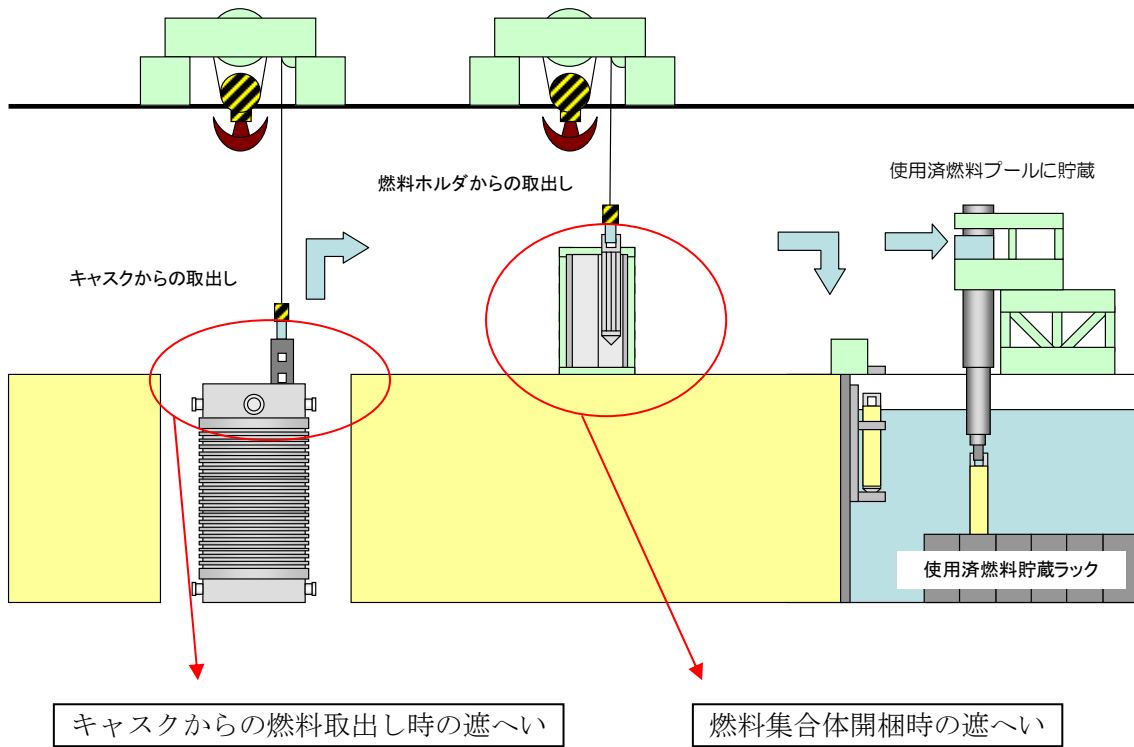


図 11-1 MOX 新燃料取扱い時の被ばく低減対策

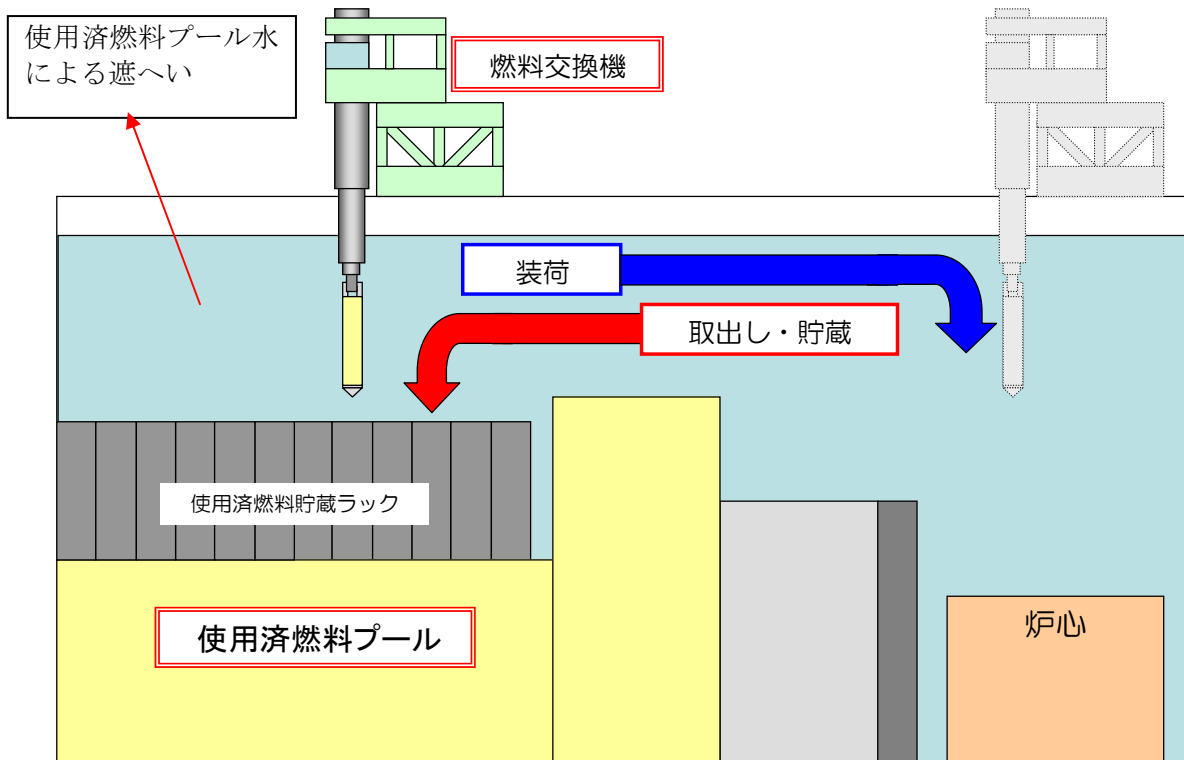


図 11-2 使用済MOX燃料取い時の被ばく低減対策

## 論点 1 2 貯蔵設備の冷却能力

### ○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。

### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 安全な温度まで下がるのに要する時間は、使用済ウラン燃料(30～50年)の10倍(500年)といわれている。

箇所

### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 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が、東北電力が採用する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(図12-1)内に貯蔵するときの崩壊熱はウラン燃料と同等である。(図12-2)ことから、現在の冷却設備で十分冷却することができる。
- ・ 崩壊熱の評価においては、女川3号における燃料取替えと女川1号からの燃料移動により、最も使用済燃料プールの発熱量が大きくなる組合せにより評価している。

- ・ 評価用燃料の条件は以下のとおり

ウラン燃料：9×9燃料(燃焼度4.5 GWd/t(取出平均燃焼度))

MOX燃料：

Pu組成：標準組成(Pu割合67%)

再処理後の期間：2年経過

燃焼度：3.3 GWd/t(取出平均燃焼度)

炉心では、初期組成の異なるさまざまなMOX燃料が燃焼し、それらが使用済燃料となることから、崩壊熱評価に当たっては、代表的な燃料として、標準燃料を使用している。

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崩壊熱評価では、定期的な燃料取替によって発生する使用済燃料の崩壊熱の合計により評価するため、燃焼度は取出燃料の目標値である平均燃焼度を使用している。

- ・ MOX燃料の崩壊熱は、燃料の初期組成、再処理から燃料装荷までの期間およびアクチノイド核種の評価精度により変化するため、崩壊熱の感度を確認している。
- ・ 使用済燃料プールが、(原子炉内の燃料を除いて)満杯となった状態(通常最大熱負荷時)において、プール水温が52℃を超えないように設計されている。(図12-3)

さらに、原子炉内の全ての燃料を一時的に使用済燃料プールに取り出し、使用済燃料プールを満杯とした状態(最大熱負荷時)においてもプール水温が65℃以下になるように設計されている。(図12-4)

## ○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 P15 より）

3号機の使用済燃料プールの除熱能力については、MOX燃料の貯蔵を考慮しても、原子炉ウェルと使用済燃料プールを仕切るプールゲートを閉じた時点で炉心から取り出した燃料1回分取替量から発生する崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替で取り出した3号機のMOX燃料を含めた使用済燃料及び1号機から42ヶ月以上冷却後運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷時を既設の燃料プール冷却浄化系の熱交換器で除去し、プール水温が52℃を超えないようにすることができるとしている。さらに、燃料サイクル末期における全炉心の崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替で取り出した3号機の使用済燃料及び1号機から42ヶ月以上冷却後運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する最大熱負荷についても、既設の残留熱除去系を併用して除去し、プール水温を65℃以下に保つことができるとしている。

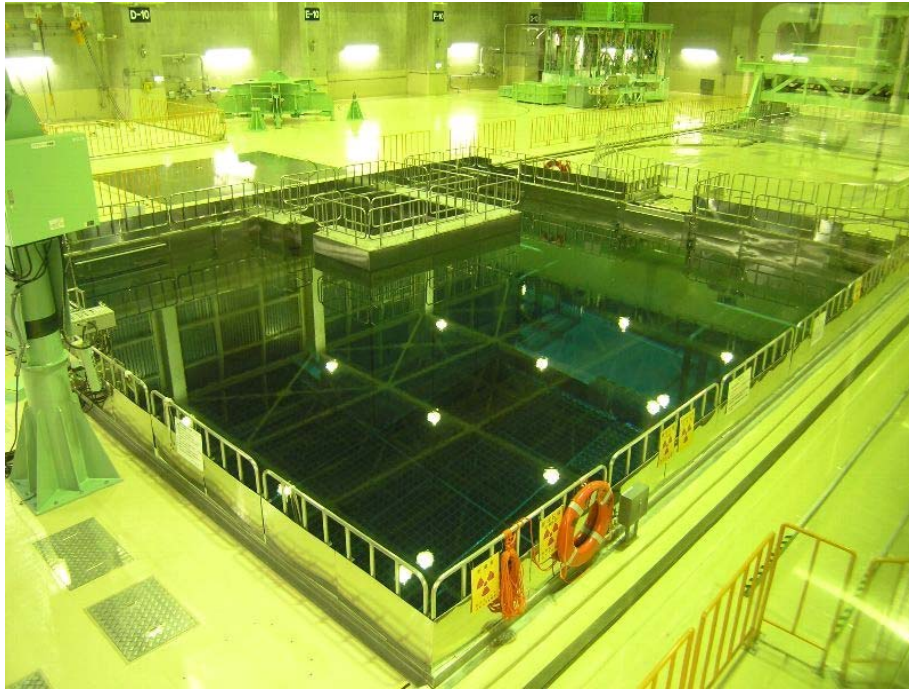


図 12-1 使用済燃料プール（女川 3 号機）

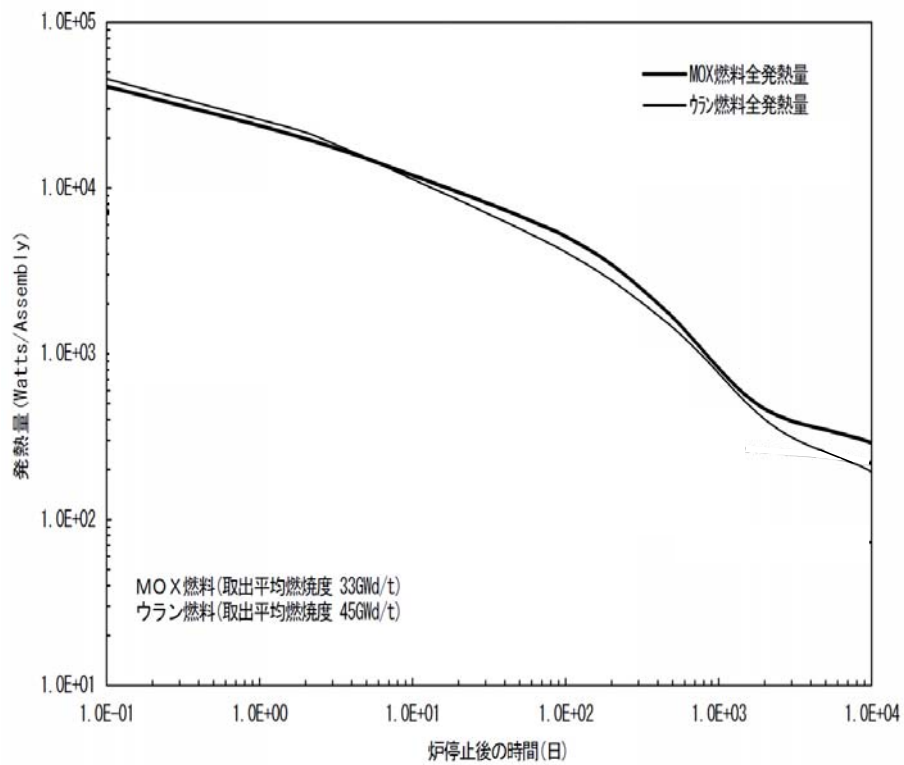
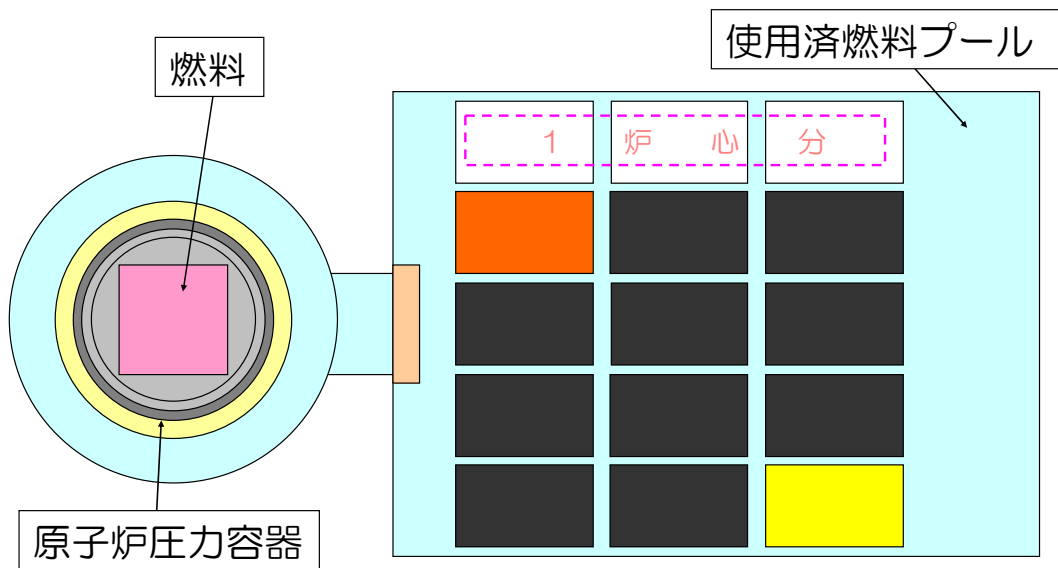


図 12-2 MOX燃料及びウラン燃料の崩壊熱解析例





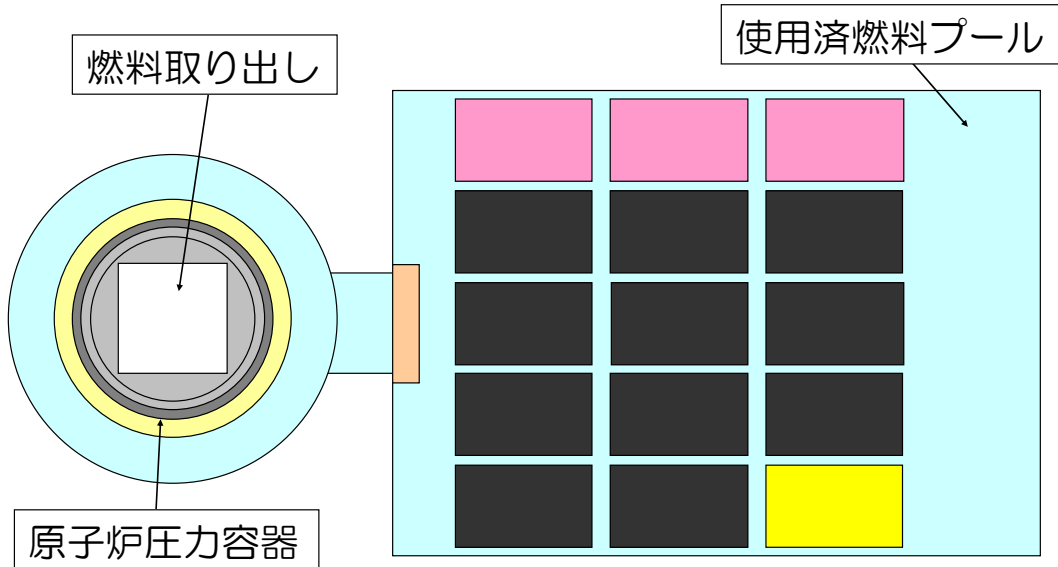
- : 炉心燃料

■ : 今回の定期検査で発生した使用済燃料

■ : 過去の定期検査で発生した使用済燃料
- : 1号機から輸送した使用済燃料

□ : 空き

図 12-3 通常最大熱負荷時の使用済燃料プールの状態



- : 全炉心燃料

■ : 過去の定期検査で発生した使用済燃料
- : 1号機から輸送した使用済燃料

□ : 炉心 (空)

図 12-4 最大熱負荷時の使用済燃料プールの状態

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 $0.8\mu\text{Sv/y}$ ⇒約 $1.7\mu\text{Sv/y}$ )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。

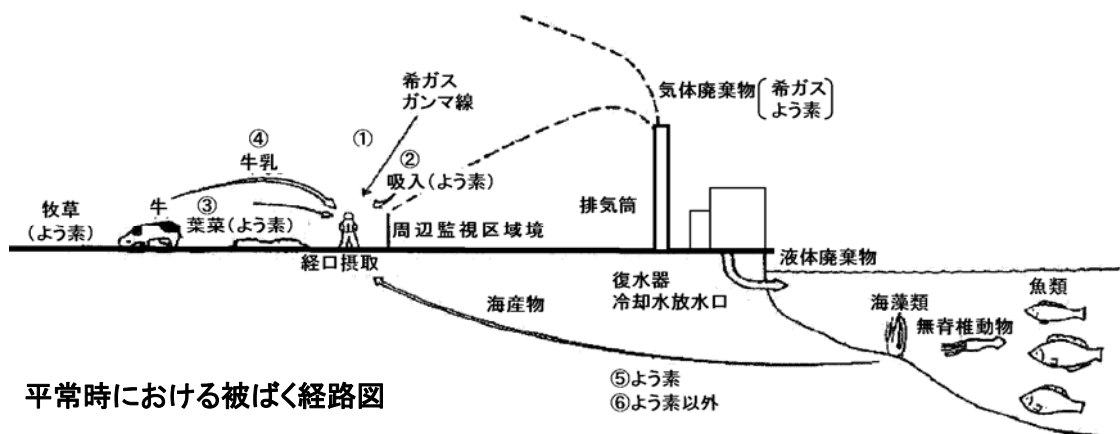
なお、ICRPの1990年勧告取り入れに伴う実効線量換算係数の主な変更は表2のとおりとなっている。

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 ( $\mu\text{Sv/y}$ : 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 ( $\mu$ Sv/Bq)	Cr-51	$3.6 \times 10^{-5}$	$3.8 \times 10^{-5}$
	Mn-54	$7.3 \times 10^{-4}$	$7.1 \times 10^{-4}$
	Fe-59	$1.8 \times 10^{-3}$	$1.8 \times 10^{-3}$
	Co-58	$9.4 \times 10^{-4}$	$7.4 \times 10^{-4}$
	Co-60	$7.0 \times 10^{-3}$	$3.4 \times 10^{-3}$
	Sr-89	$2.3 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-3}$
	Sr-90	$3.6 \times 10^{-2}$	$2.8 \times 10^{-2}$
	Cs-134	$2.0 \times 10^{-2}$	$1.9 \times 10^{-2}$
	Cs-137	$1.4 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-2}$
	H-3	$1.7 \times 10^{-5}$	$1.8 \times 10^{-5}$
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 ( $\mu$ Sv/Bq)	成人 I-131	※ $5.3 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-2}$
	I-133	※ $9.8 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-3}$
	幼児 I-131	※ $2.3 \times 10^{-2}$	$6.9 \times 10^{-2}$
	I-133	※ $4.3 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-2}$
	乳児 I-131	※ $4.3 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-1}$
	I-133	※ $9.1 \times 10^{-3}$	$3.5 \times 10^{-2}$
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 ( $\mu$ Sv/Bq)	成人 I-131	※ $8.7 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-2}$
	I-133	※ $1.7 \times 10^{-3}$	$3.1 \times 10^{-3}$
	幼児 I-131	※ $3.7 \times 10^{-2}$	$7.5 \times 10^{-2}$
	I-133	※ $7.8 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-2}$
	乳児 I-131	※ $7.4 \times 10^{-2}$	$1.4 \times 10^{-1}$
	I-133	※ $1.5 \times 10^{-2}$	$3.8 \times 10^{-2}$
呼吸率 ( $\text{cm}^3/\text{d}$ )	成人	$2.3 \times 10^7$	$2.22 \times 10^7$
	幼児	$8 \times 10^6$	$8.72 \times 10^6$
	乳児	$4 \times 10^6$	$2.86 \times 10^6$

※：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

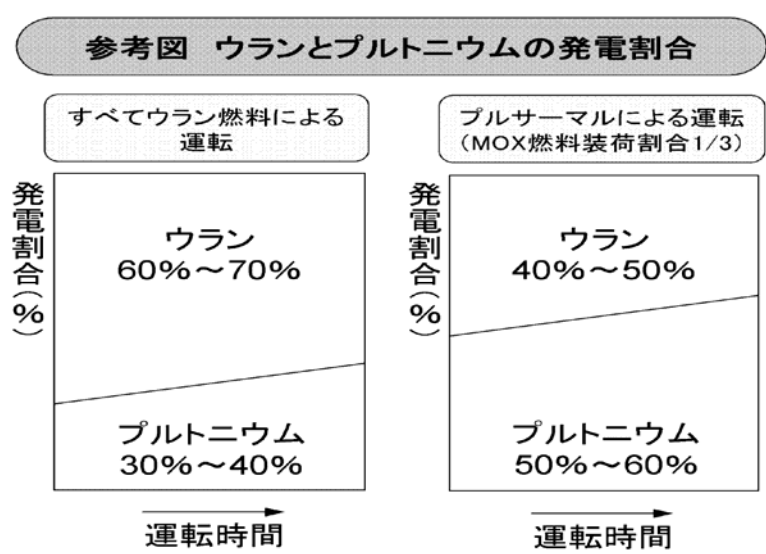
核分裂生成核種	核分裂収率 (%)	
	U-235	Pu-239
I-131 (よう素)	2.84	3.74
Xe-138 (希ガス)	6.28	4.89

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) <sup>(1)</sup>	1.03	0.80
MOX燃料1/4装荷炉心 <sup>(1)</sup> (ORIGEN)	1.04	0.70
MOX燃料1/3装荷炉心 <sup>(2)</sup> (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  $1.3 \mu\text{Sv}$  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  $1 \text{mSv}$ ）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  $50 \mu\text{Sv}$ ）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。

## 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な。
- ②プルトニウムが環境中に放出されるのではないかな。
- ③炉心溶融等の過酷事故対策が必要ではないかな。

### ○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かな。
- ・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 $9.0 \times 10^{-2}$ mSvであり、判断基準5mSv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 $2.0 \times 10^{-2}$ Bq/g
	事故時線量評価の仮定	: 約 $1.8 \times 10^3$ Bq/g
)		

表1 事故時の実効線量評価結果 (ICRP1990年勧告取込後)

(mSv)

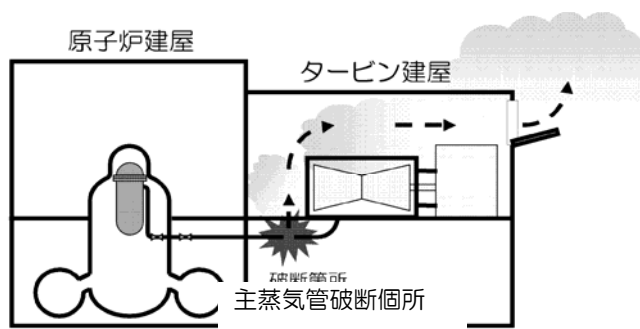
	放射性気体廃棄物 処理施設の破損	主蒸気管 破断	燃料集合体 の落下	原子炉冷却材 喪失	制御棒落下
実効線量	約 0.011	約 0.09	約 0.034	約 $5.5 \times 10^{-5}$	約 $8.8 \times 10^{-3}$

表2 主蒸気管破断における ICRP 1990 年勧告取込前後の線量評価結果

(mSv)

	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ICRP 1990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「1/3 MOX 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°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。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)。

- ② 格納容器は気密性が高いため格納容器外への漏洩率（格納容器体積に対して 0.5%/日）は設計上も低く抑えられている。
- ③ 格納容器から建屋内に漏えいした場合でも、非常用ガス処理系では、粒子状物質を除去するための高性能エアフィルタ（HEPAフィルタ；捕集効率は99.9%以上）が装備されており、環境へ放出される量は極めて少なくなる。
- このように設備対策が施されていることもあり、ウラン燃料と比べて被害の範囲が拡大するということはない。（図14-1参照）

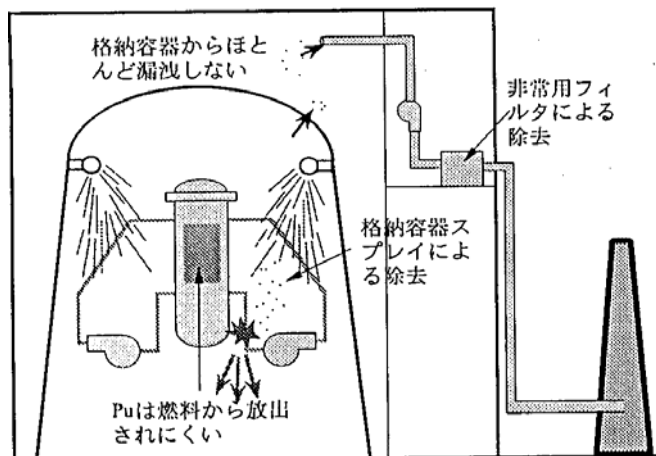


図14-1

③について

- ・ 女川3号機では、現状でも十分低くなっている原子炉施設のリスクを、念のためにさらに低くするための対策であるアクシデントマネジメントを自主的に整備済みであり、確率論的安全評価の結果（発生頻度）は、原子力安全委員会の目標を十分下回っており、そのリスクは十分に低いものとなっている。
- ・ 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。

表4 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	原子力安全委員会安全目標専門部会報告「発電用軽水型原子炉施設の性能目標についてー安全目標案に対応する性能目標についてー」（平成18年3月）では、原子力施設の事故に起因する周辺の住民の死亡リスクを100万分の1程度以下に抑制するための具体的目標として、炉心損傷頻度を1万年に1回以下、格納容器破損頻度を10万年に1回以下としている。
炉心損傷頻度	$8.7 \times 10^{-9}$ / (炉年) (1億年に1回)	$1 \times 10^{-4}$ / (炉年) (1万年に1回)	
格納容器破損頻度	$4.5 \times 10^{-10}$ / (炉年) (20億年に1回)	$1 \times 10^{-5}$ / (炉年) (10万年に1回)	



(フランスの研究炉「P h e b u s 炉」報道の件)

- ・ フランスの実験(600度で炉心溶融)は報道の誤訳と判明した。
- ・ 健全なMOX燃料の融点が従来の値と比べて若干下がる(約70℃)という事実に変更はない。

以上のことから、「P h e b u s 炉」報道の件は、安全上問題ないと考えられる。

## ○ 国の見解(安全審査結果)

### ①について

- ・ 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P26, 27)

「1/3MOX報告書」において「安全評価指針」に示された事象をそのまま用いることができるとしている。事故として取り上げられる事象については「安全評価指針」に基づき、解析の結果が厳しくなる事象が選定されており、事象の選定並びに解析の条件及び手法は妥当であり、判断基準を満足していることから、本原子炉施設の工学的安全施設等に関する設計は妥当なものと判断した。

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 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $3.5 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	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 $\leq 5$ mSv ; 「安全評価審査指針」より)
主蒸気管破断	約 $9.0 \times 10^{-2}$	約 $3.1 \times 10^{-2}$	約 $3.1 \times 10^{-2}$	約 $7.2 \times 10^{-2}$	約 $7.4 \times 10^{-2}$	
燃料集合体の落下	約 $3.4 \times 10^{-2}$	約 $3.4 \times 10^{-2}$	約 $3.3 \times 10^{-2}$	約 $7.0 \times 10^{-2}$	約 $3.7 \times 10^{-2}$	
原子炉冷却材喪失	約 $5.5 \times 10^{-5}$	約 $5.5 \times 10^{-5}$	約 $5.5 \times 10^{-5}$	約 $8.1 \times 10^{-5}$	約 $6.9 \times 10^{-5}$	
制御棒落下	約 $8.8 \times 10^{-3}$	約 $3.8 \times 10^{-3}$	約 $3.4 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $8.8 \times 10^{-3}$	

## 論点 15 安全管理体制

### 論点 15-1 核物質防護対策, 教育

#### ○検討課題

MOX燃料を導入することに伴いテロ等に備えた核物質防護対策や、社員教育等を行っているか。

#### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 核物質のテロによる奪取、盗難、紛失などについて、一層の管理強化が必要。

#### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 女川原子力発電所では、原子炉等規制法に基づき、国の認可を受けた「女川原子力発電所核物質防護規定」を定めており、防護区域の設定、監視装置の設置、治安機関との連絡体制の整備等の対策を実施している。
- ・ とりわけ、米国における 2001 年 9 月 11 日の同時多発テロの発生以降、テロを巡る情勢は国際的に緊迫しており、我が国においても原子力施設に関しては、銃器を所持した警察官が常時配備される等、核物質防護のための強化策が講じられている。
- ・ また、このような国際情勢に的確に対応し、我が国の原子力施設の防護水準を国際的に遜色のないレベルにまで引き上げるため、IAEA（国際原子力機構）の最新のガイドラインの防護要件を取り入れた原子炉等規制法の改正が行われている（下記参照）。
- ・ この改正により、原子力事業者が講じた防護措置について、原子力安全・保安院が検査する「核物質防護検査制度」や核物質防護に係る機密情報に関与する者に守秘義務を課すなどの措置が導入されるなど、一層の核物質防護対策の強化が図られている。
- ・ このように、女川原子力発電所ではこれまで十分な核物質防護対策が講じられているため、MOX燃料の使用にあたっては、現状の防護措置で対応可能であると考えている。

#### <核物質防護に係る制度改正の内容>

- ①設計基礎脅威（DBT：Design Basis Threat）の策定
- ②核物質防護検査制度の創設
- ③核物質防護に係る秘密保持義務の制定

- ・ 東北電力では、社員や協力会社作業員を含めた全ての作業員に対して、保安規定に基づいた保安教育の実施が義務付けられている。
- ・ 運転員については、社外の運転教育専門機関である（株）BWR運転訓練センターにおいて訓練を実施する。また、女川原子力発電所の中央制御盤と同等のシュミレータを用いて事故や故障・トラブル等の対応訓練などを繰り返し行っている。
- ・ 保修員については、女川原子力発電所敷地内の原子力技術訓練センターにおいて、ポンプやモーター、制御装置など発電所と同様の機器を用い、協力会社作業員を含め、知識・技能の向上を目的とした教育訓練を実施している。
- ・ 原子燃料の業務に従事する技術系社員については、これまでメーカーから講師を招いてMOX燃料採用に関する安全解析を主体とした教育を行うなど、社内外でMOX燃料に関する知識・技術等の習得を目的とした教育が行われている。
- ・ 今後は、MOX燃料の導入に合わせ、MOX燃料に関する知識・技術等の習得を目的とした教育の拡充に努める方針としており、監査責任者、監査者及び検査員に対す

るMOX燃料の設計、製造並びに立会検査に関する派遣教育等を行う予定としている。  
(別紙15-1参照)

- ・ さらに、発電所員全員についても、MOX燃料の一般的な知識の習得を目的とした教育を実施する予定である。なお、この教育は、保安教育として継続的に実施していくこととしている。

#### ○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（技術的能力）P.6)

原子力発電所では、物的障壁を持つ防護された区域を設け、入退域管理の徹底を図るとともに、不法な立ち入りを監視するための設備を設置している。万一異常が確認された場合には、警察や関係する行政機関へ確実に通報し、緊密な連携が取れるような体制を作っているところである。平成17年の原子炉等規制法の改正により事業者の防護措置のレベルは強化され、更に事業者の核物質防護対策について国が直接検査する制度も導入されたところであり、これらの取り組みの着実な実施に努めていくこととしている。

申請者は、技術系社員に対して社内及び社外の研修等を実施し、また、保安規定に基づき教育を実施するとしている。本変更に係る業務に従事する技術系社員に対しては、必要な教育・訓練を実施するとしている。

## 東北電力で今後実施予定の教育

教育件名	目的・ねらい	受講対象者	実施頻度	カリキュラム
【派遣教育】 MOX燃料設計 教育	燃料製造メーカーからMOX燃料の設計、加工及び品質保証に関する知識を習得させる。	監査責任者、監査者及び検査員	システム監査前及び加工開始前	1. MOX燃料の設計 2. MOX燃料の加工 3. MOX燃料の品質保証
【派遣教育】 MOX燃料製造 教育	(独)日本原子力研究開発機構に出向き、MOX燃料の製造並びに特徴の関する知識を習得させる。			1. MOX燃料の製造 2. MOX燃料の特徴
【派遣教育】 燃料立会検査 教育	国内の燃料メーカーにおける立会検査への同行により検査に必要な知識を習得させる。			1. 燃料検査の方法 2. 燃料検査時の留意点
【派遣教育】 炉心管理技術 教育	炉心管理に必要となる技術的知識を習得させる。	発電所燃料担当技術者 本店原子力部 燃料担当技術者	1回/年	1. MOX燃料装荷炉心の特性 2. MOX燃料装荷炉心の設計方法 3. MOX燃料装荷後の運転管理方法
MOX燃料教育 (専門)	MOX燃料の検査に対する知識を習得させる。	燃料取り扱いに従事する技術者(運転員含む)	MOX燃料 受け入れ前	1. MOX燃料の主要仕様、構成部品に関する事項 2. MOX燃料の特徴に関する事項 3. 新燃料検査手順に関する事項 4. 被ばく低減対策に関する事項 5. 燃料輸送から受け入れまでの工程に関する事項
MOX燃料教育 (一般)	MOX燃料の特徴に関する知識を習得させる。	発電所員全員	MOX燃料受け入れ前に1回(以降は、保安教育(反復教育)にて継続的に実施)	1. MOX燃料の主要仕様、構成部品に関する事項 2. MOX燃料の特徴に関する事項
保安教育(その他反復教育 集合教育)	原子炉施設の保安維持に必要な保安規定等に関する教育を実施する。	発電所員全員	1回/3年	1. MOX燃料の主要仕様、構成部品に関する事項 2. MOX燃料の特徴に関する事項

## 論点 15 安全管理体制

### 論点 15-2 安全管理等への取り組み

#### ○検討課題

- ①東北電力では安全確保に向けてどのように取り組んでいるのか。
- ②過去のトラブル等において、どのような対策をとってきたのか。また、その結果はどうであったか。
- ③安全確保に向けて、組織内で連携を十分に図っているか。
- ④東北電力では、一連のトラブルを風化しないように、今後どのような取り組みを行っていくのか。

#### ○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 品質保証体制・安全管理が一向に改善されていない。プルサーマル導入の事前協議の申入れをいったん撤回すべきではないか。
- ・ プルサーマル計画には賛成だが、安全性の確保がより重要になると思う。
- ・ 女川原子力発電所における相次ぐトラブルや、特にヒューマンエラーが繰り返されることについて不信感を持っている。

#### ○東北電力株式会社の講じる対策または見解

当社は、安全管理のための取り組みとして、主に「社長をトップとするトップマネジメントの強化」、「不適合管理システムの充実によるトラブルの再発防止」、「ヒューマンエラー防止への取り組み」により、トラブルの発生防止に努めている。

以下、検討課題に沿って具体的活動の内容を説明する。

##### ① について

- ・ 当社の原子力発電所は、社長をトップとする安全管理体制のもとで、実施部門の管理責任者として火力原子力本部長、内部監査部門の管理責任者として原子力考査室長をおいて運営されており、安全管理上重要な事項は「原子力安全推進会議」に付議し、社長他経営層の幅広い意見を踏まえて決定している。(図-15-2-1)
- ・ 原子力安全に関する品質方針を社長が定め、その中で「安全最優先の徹底」というトップの強い意思を明確化している。
- ・ 組織の隅々まで安全文化を浸透・定着させるために経営層と発電所所員・協力会社社員との対話活動を実施している。
- ・ 最新の知見や他社の良好事例などを踏まえ、炉心管理業務、被ばく低減対策、災害時対応など、自主的な安全管理活動の改善に努めてきている。
- ・ 安全確保のためには技術力の維持・向上が必要であり、技術研修として、他社への派遣による定検作業等の研修、OBの活用による保修担当課員への技術指導等を実施している。

##### ② について

- ・ 品質マネジメントシステムにおける不適合管理によって、トラブル発生防止のための様々な活動を行っている。具体的活動は以下のとおり。
- ・ 不適合事象が発生した場合は、各発電所における不適合事象検討会において、不適合処置方針を決定し、すみやかに不適合処置を実施する。さらに、不適合の原因を究明し、是正処置、予防処置について検討のうえ実施する。この不適合管理活動により、類似事象の発生を防止している。(図-15-2-2)
- ・ 不適合管理活動においては、東通原子力発電所で発生した不適合情報、他社プラントで発生した不適合事象の知見等も取り入れ、予防処置が必要な事象については、

検討のうえ実施している。

- ・特にヒューマンエラーに起因する事象の発生を防止するために、ヒューマンエラーに起因して発生した事象のうち、重要なものについてはその背後要因を分析して是正・予防処置を実施する外、安全に重大な影響を及ぼすおそれがある事象については、根本原因分析を実施して、組織的な要因も含めて分析し、必要な是正・予防処置を行い、再発の防止に努めている。(図-15-2-3)
- ・女川2号機で平成18年に発生した制御棒と燃料支持金具の入れ違いを例に再発防止対策を説明する。この事象は、定検作業により、6体の制御棒と燃料支持金具が取り外し手順の誤りと制御棒シリアル番号の未確認などの原因により、本来取付けられている場所と異なる場所に取付けられていたものである。まず、当該事象について、燃料支持金具の入れ違いによる影響を評価し、最小限界出力比、最大線出力密度、停止余裕に関して、サイクルを通して問題ないことを確認した。また、対策として、当社作業担当課による各工程での立会い確認の実施、取付け後の制御棒シリアル番号と燃料支持金具グループ番号の確認、炉内作業の重要性に関する教育の実施等により再発を防止している。
- ・過去に発生したトラブル事象(実用炉規則19条の17に定める報告対象事象)の原因と対策は表-15-2-1に示すとおり、それぞれ対策を確実に実施している。
- ・また、表15-2-2に女川原子力発電所における至近の不具合事象と再発防止対策を示す。

### ③ について

- ・安全確保のため、経営レベルにおいては「原子力安全推進会議」、本店においては「原子炉施設保安委員会」「原子力品質保証会議」、発電所レベルにおいては、「原子炉施設保安運営委員会」「発電所品質保証会議」を設け、原子炉施設の保安に関する事項、不適管理状況等について、各発電所の内部、本店と発電所の連携をとりながら審議を行っている。(図-15-2-4)
- ・発電所内においては、定検時の工程調整会議等で、各課間、協力企業との連携を確実にとりながら作業を進めている。
- ・特に、協力企業とは車座対話等をとおして現場の第一線の作業員の意見も吸い上げるとともに、協力企業のミーティングにも出席して意見交換を行い、連携を深めている。
- ・以上のように、社長をトップマネジメントとした安全管理体制において、社長をはじめとした経営層から、協力企業社員も含め、現場の第一線まで、安全最優先の意識を徹底し、発電所の運営にあたっている。
- ・さらに、コミュニケーションの充実を図るため、「組織的な共通要因」に対する対策であるコミュニケーション能力向上のための教育・訓練を実施していく。

### ④ について

- ・トラブル発生を防止するうえで重要となるヒューマンエラー防止については、設備自体にフェイルセーフ、インターロックといったシステムが備わっている。
- ・加えて、ヒューマンエラー防止のため、様々な取り組みを行っている。
- ・例えば、トラブル事象の風化防止のための取り組みとしては、発電所において、過去の不具合事象をハンドブック、カレンダーとして「見える化」することにより、原因と対策の周知徹底を図っている。
- ・また、ヒューマンエラー防止のための啓発活動として、ヒューマンエラー防止推進責任者の配置、各定検における重点施策の実施、ヒューマンファクター教育等を実施し、ヒューマンエラー防止のために取り組んでいる。
- ・以上の取り組みにより、女川1号機第18回定検安全管理審査において「A評定」

を受ける等着実に効果が上がってきているところである。

- ・ しかしながら、平成20～21年度は、耐震裕度向上工事などの大規模な工事を実施してきたことから、各号機の定検が重複する状況が継続していたこともあり、不適合事象が発生していた。
- ・ これら一連の事象を踏まえ、組織的な共通要因について分析し、組織のマネジメントやコミュニケーションといったところに、さらに改善すべき項目が挙げられ、これに対する対策方針を策定した。(表-15-2-3)
- ・ 今後、外部有識者の意見・助言をいただきながら対策の浸透・定着を図っていく。

## ○ 国の見解（安全審査結果）

### (1) 設計及び運転等のための組織について

- ・ 設計業務については、定められた業務所掌に基づき、原子力部と女川原子力発電所において実施している。
- ・ 運転等の業務については、保安規定で組織を明確にし、発電管理課、技術課、放射線管理課、保修管理課、電気保修課、機械保修課において実施し、原子炉施設の保安に関する事項を審議するため本店に保安委員会、発電所に保安運営委員会を設置している。
- ・ これらのことから、設計及び運転等を的確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が構築されていると認められる。

### (2) 設計及び運転等に係る技術者の確保について

- ・ 原子炉主任技術者、第一種ボイラー・タービン主任技術者、第一種放射線取扱主任者、第一種電気主任技術者の有資格者、および運転責任者基準適合者等の技術者が在籍しており、また、今後も教育、訓練により必要な有資格者を確保していく。
- ・ これらのことから、設計及び運転等を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていると認められる。

### (3) 設計及び運転等の経験について

- ・ 東北電力は原子力発電所の建設及び改造における設計の経験と約25年に及ぶ運転及び保守の経験を有する。
- ・ 女川原子力発電所で採用するウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について、現在使用している燃料の設計経験を活用でき、汎用性の高い核設計手法を用いていることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しても適用できる。
- ・ これらのことから、当該設備変更に係る同等又は類似の施設の設計及び運転等の経験が十分に具備されていると認められる。

### (4) 設計及び運転等に係る品質保証活動について

- ・ 東北電力は保安規定において品質保証計画を定め、社長をトップマネジメントとし、本店及び発電所の各室部所並びに実施部門と独立した内部監査部門である原子力考査室において、品質保証体制を構築している。
- ・ 社長は、品質方針を設定し、火力原子力本部長の補佐を受け、原子力安全の重要性を組織内に周知している。実施部門の各組織の長は品質保証活動の計画、実施、評価および改善を行い、業務計画や規程類に基づき、各課長等が責任を持って実施している。
- ・ 内部監査部門の原子力考査室長は内部監査を実施し社長に報告するとし、社長はマネジメントレビューにおいて、品質保証活動に関する改善の決定及び処置を行う。
- ・ 品質マネジメント活動の継続的な改善等について審議を行うため、本店に原子力安全推進会議、女川原子力発電所に女川原子力発電所品質保証会議を設置している。
- ・ これらのことから、設計及び運転等を的確に遂行するために必要な品質保証活動を



行う体制が適切に構築されていると認められる。

(5) 技術者に対する教育・訓練について

- ・ 技術系社員に対して社内及び社外の研修等を実施し、また、保安規定に基づき教育を実施している。
- ・ 本変更に係る技術系社員に対しては必要な教育・訓練を実施している。
- ・ これらのことから、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていると認められる。

(6) 有資格者の選任・配置について

- ・ 原子炉主任技術者を専任の職務として社長が選任し、原子炉の運転に関し保安の監督を誠実にを行い、かつ保安のための職務が適切に遂行できる配置としている。
- ・ 運転責任者については、発電課長の職位の者として選任している。
- ・ これらのことから、原子炉の運転に際して必要となる有資格者等について、その職務が適切に遂行できるよう配置されていると認められる。

以上(1)～(6)のことから、東北電力は本申請に係る原子炉施設を設置変更するために必要な技術的能力及びその変更に係る原子炉施設の運転を的確に遂行するに足る技術的能力があるものと判断した。

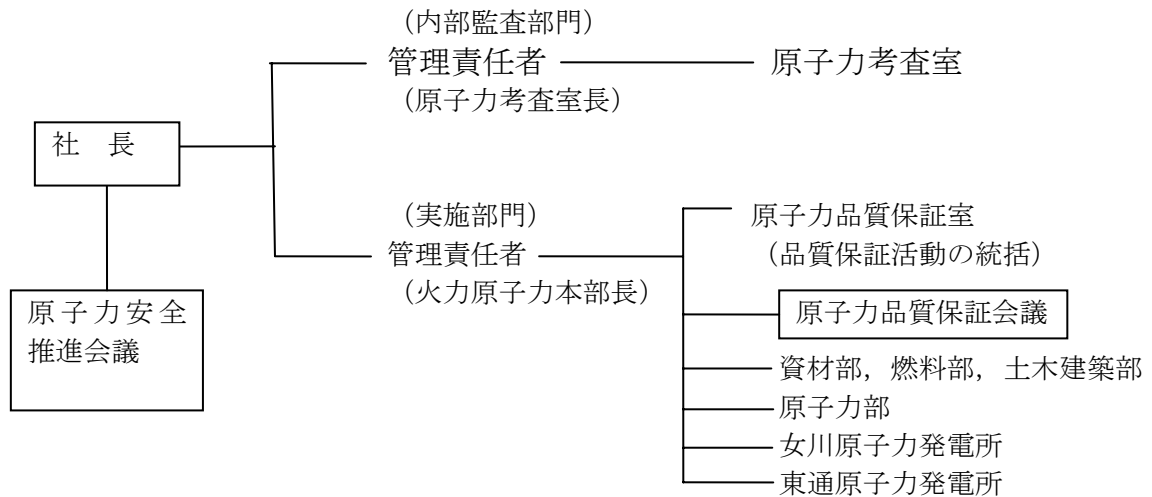


図-15-2-1 安全管理体制図

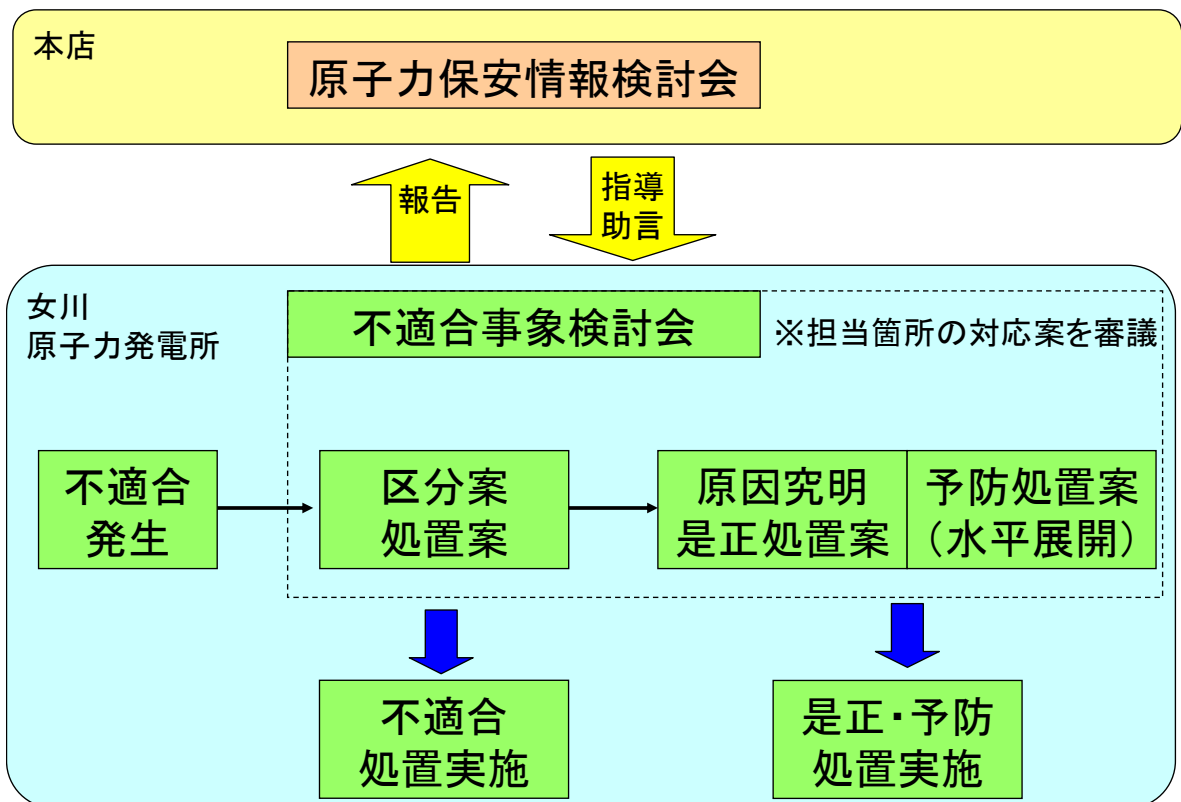


図-15-2-2 不適合管理の体制

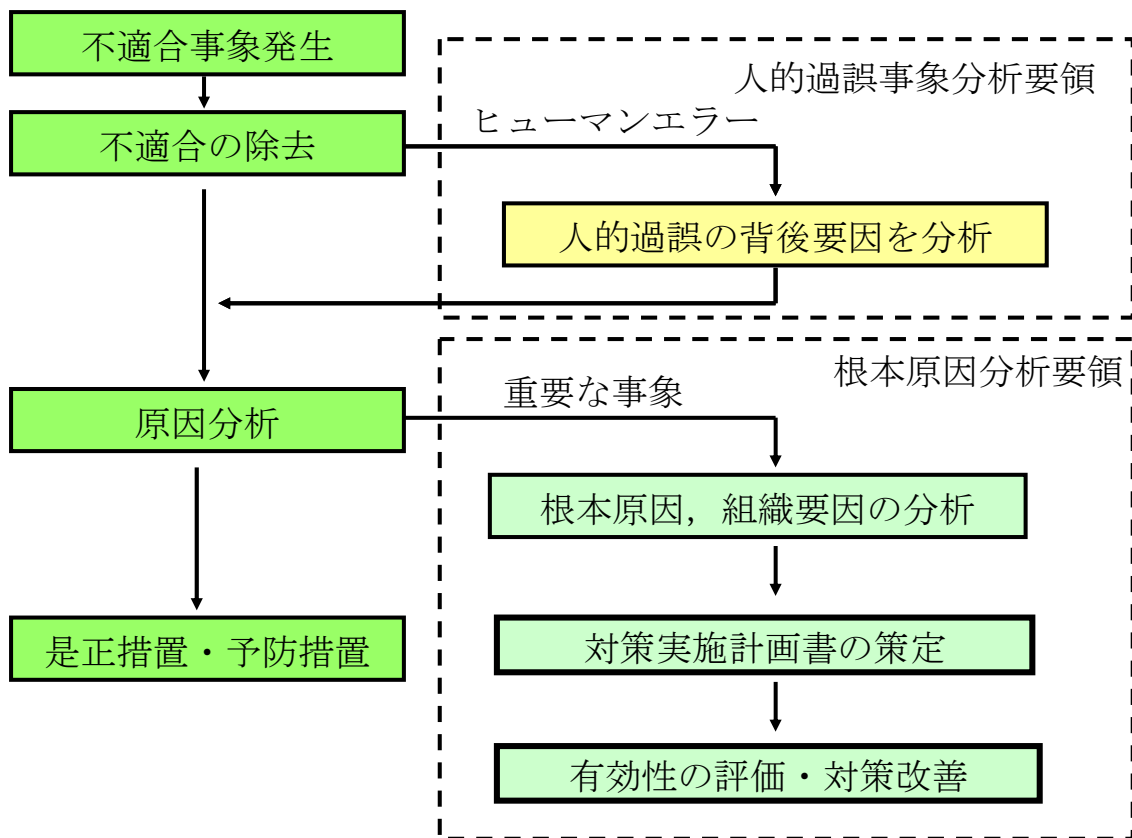
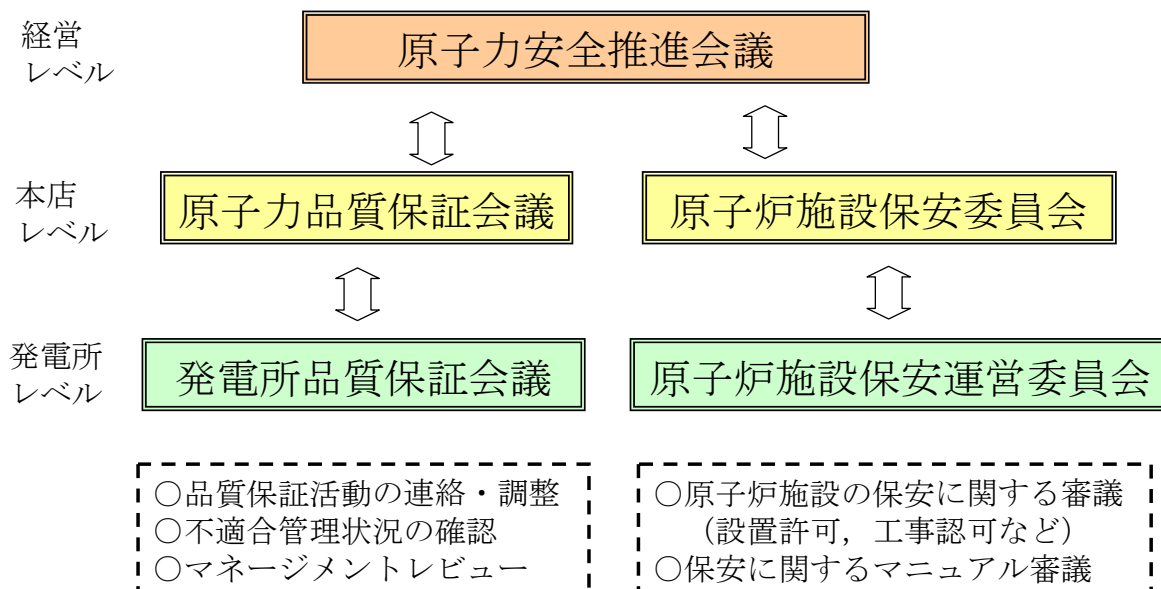


図-15-2-3 不適合管理の充実

表-15-2-1 至近に発生したトラブル事象

発生日	号機	事象の概要	主な原因	主な対策
H21. 5. 28	3号機	定検中における制御棒1本の過挿入	異物の弁シート部へのかみ込み	弁の超音波洗浄実施
H21. 3. 23	1号機	出力上昇過程での制御棒1本全挿入	運転中の制御棒駆動水圧系の空気抜き作業実施	運転中の空気抜き作業禁止
H19. 11. 10	3号機	気体廃棄物処理系における水素濃度上昇	水素／酸素濃度比にしきい値が存在	起動時の空気による掃気量増加 流量低下警報追加
H19. 5. 22	1号機	高圧注水系試験用第一調整弁不具合	運転時の振動による弁棒折損	弁の運用開度変更 弁の内部構造変更
H18. 8. 3	2号機	トーラス室における水漏れ	バウンダリ管理不十分	バウンダリ管理の責任者の明確化
H17. 2. 25	1号機	格納容器への窒素補給量増加	高圧注水系タービン排気ライン逆止弁からの流出	弁の構造変更 通常運転中の格納容器気密性の確認方法確立

- 経営トップから担当部署まで，安全管理活動にかかる情報共有と重要事項の審議のため，各会議体を設置



図－15－2－4 組織内連携の仕組み

表－15－2－3 組織的な共通要因等に関する予防処置方針

【組織的な共通要因】

組織的な共通要因	予防処置方針	対応期日
① 現場管理が適切に機能するために必要な仕組みの整備が不十分	発電所において現場管理が適切に実施できるように，組織のマネジメント力を向上させ，課単位のみならず，実作業を担当するチーム単位における能力の向上を目的として，管理職の管理スパン見直しの検討を加速する。	平成21年12月 (会社としての対応方針策定)
② 内部コミュニケーションが不十分	業務の実施にあたって，その業務に内在するリスクや影響について，まずは自らに問いかけ，その上で，必要なコミュニケーションを上下間および組織横断的にとれるようになることを目指し，以下のような教育を実施する。 a. 実事例を基にした，操作による影響等をイメージする訓練 b. 業務を遂行するための関係者が，その業務目的を達成するために必要なコミュニケーション能力向上教育	平成21年10月以降継続実施

【安全文化・組織風土】

該当する項目	安全文化醸成活動方針	対応期日
①常に問いかける姿勢 ②良好なコミュニケーション	安全文化醸成活動の活動計画を見直し，適切に対応していく。	平成21年10月

【その他，分析により抽出された課題】

共通要因	予防処置方針	対応期日
①「原子力安全に関する品質方針」に対する品質目標への展開，評価が不十分	改善に繋がるより具体的な品質目標および評価指標に見直すとともに，年度末に有効性の評価を実施する。	平成22年3月

表15-2-2 女川原子力発電所における過去の不具合事象

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
1	平成16年3月5日	1号機	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)室のダスト放射線モニタ指示値上昇について	前定期検査時の当該ポンプ分解点検後の組み立て作業において、フランジ部のボルトを取り付けた際、締付力が管理範囲の下限値に近かったことから、その後の運転中の温度等の影響により締付力が低下し、微量の蒸気が漏えいしたものと推定	当該ガスケットを新品に交換するとともに、作業に当たっては、締付力を管理範囲の中間値とするよう手順の見直しを行った。	実施済み
2	平成16年6月21日	3号機	異物の確認・回収について	建設時における異物混入	機器の購入時や作業時における異物混入防止対策の改善や、異物混入防止教育の実施および協力会社への周知徹底	実施済み
3	平成16年7月23日	1号機	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)の停止について	フランジ部の目視点検を行ったところ、4箇所のフランジで、わずかに漏えいした痕らしきものが認められた。この内3箇所については締付けトルク管理値より低い値であることが確認された。	当該4箇所のフランジは締付けトルク管理値の上限近傍の値で締付けるよう管理することとした。	実施済み
4	平成16年8月2日	3号機	主蒸気逃がし安全弁の追加点検について	主蒸気逃がし安全弁の開閉試験において、試験結果には問題はなかったものの、機器保護の観点から取付けることとしていた試験用仮設器具を取付けずに試験を実施していた。	当該開閉試験について、試験要領書に試験用仮設器具が取り付けられていることを確認する項目を追加する等の対策を講じたほか、他の要領書についても、その手順に問題がないことを確認した。	要領書に記載済み。
5	平成16年8月6日	構内	女川原子力発電所構内における火災について(配電線火災)	当該電柱は高圧配電線から柱上変圧器へと引き込む電線(引き下げ線)に防護管が取り付けられていたため、雨水等により、防護管に付着した塩分やほこりが碍子に流れ落ちやすい環境にあったため、碍子表面に付着した塩分やほこりにより碍子の絶縁抵抗が低下し、微弱な電流が漏れ出したことから電線の被覆表面に電流が通り、出火に至ったものと推定	構内配電線の引き下げ線には、原則として防護管を使用しないこととし、工事等でやむを得ず防護管を使用する場合は、工事完了後、速やかに撤去する。	構内配電線の高圧引き下げ線について、防護管が使用されていないことを確認した。また、工事等でやむを得ず防護管を取り付ける場合は、工事完了後速やかに撤去するよう徹底している。
6	平成16年9月29日	1号機 2号機	高圧給水加熱器ベント管の減肉事象について	ベント管に巻き込まれた凝縮水による浸食(エロージョン)	毎定期検査時に肉厚測定を行うなど、適切な減肉管理を行う。 また、本情報を他電力に対して提供し、情報の共有化を図る。	実施済み
7	平成16年10月25日	1号機	給水系第1隔離弁付属部品に係る調査について	給水系第1隔離弁(B)の点検において、弁本体を支える弁軸の両端に取り付けられている2個のワッシャーリング(外径66.0mm、内径36.5mm、銅合金製)のうち、片方のワッシャーリングが紛失	給水第1隔離弁については、ワッシャーリングが無い弁への構造変更を実施済みである。	実施済み
8	平成17年1月11日	1号機	燃料プールゲートのパッキンの一部接着不十分な箇所の補修について	燃料プール側ゲートのパッキンの一部に接着不十分な箇所があったため、発電再開に向けた最終的な点検において、燃料プールゲート間の漏えい検出ラインに微量の水の流れ(約100ミリリットル/分)が確認された。	補修を行い漏えいがないことを確認	実施済み

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
9	平成17年2月25日	1号機	原子炉格納容器への窒素補給量の増加に伴う原子炉手動停止について	<p>・高圧注水系タービン排気ライン逆止弁(V-25)からの窒素流出した。</p> <p>・格納容器の窒素補給量が増加した場合の調査開始基準や保安規定第43条の「運転上の制限」の逸脱判断に対する基準が明確でなかったため、格納容器の窒素補給量が通常よりも増加していることを認識したものの、原子炉手動停止の判断までに時間を要した。</p>	<p>・当該弁については、弁の構造を変更し、アームと弁体ロッドが経年劣化により干渉しないようにした。</p> <p>類似弁についてはアームと弁体ロッドの隙間等の状況変化等を確認するための管理内容を工事要領書に記載するとした。</p>	実施済み
					<p>・類似弁への水平展開として、原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁についてもアームと弁体ロッドの隙間等の状況変化等を確認するための管理内容を工事要領書に記載するとした。</p>	実施済み
					<p>・通常運転中における格納容器気密性の確認方法の確立</p>	実施済み(「格納容器の気密性確認チェックシート(運転中)」にて対応)
10	平成17年3月30日	1号機	原子炉建屋内における水漏れについて	<p>・運転員が弁番号と作業札を十分確認しなかったことから、操作すべき弁(V-21B)の付近にある別の弁(V-53B)を誤って開操作した。</p> <p>・第16回定期検査時の系統確認作業の際に十分な確認が行われず本来閉じられている下流側の弁(V-513)が開いたままの状態であったため、水漏れが発生した。</p>	<p>・弁の開閉を行う際は、操作する弁番号と作業札との照合を確実に実施することを再度周知・徹底する。</p>	実施済み
					<p>・定期検査など原子炉停止中に運転する原子炉系の機器の水抜き弁などについては、点検終了後、弁を閉操作する際に、通常の作業札とは別の札を取り付け、誤操作防止および操作忘れ防止の注意喚起を図る。</p>	実施済み
					<p>・複数の系統で共用されている弁については、開閉状態の確認洩れが生じないよう、系ごとにチェック欄を設けるなど、チェックシート様式を見直すとともに、開閉状態の確認を確実にを行うよう再度周知・徹底する。</p>	実施済み
					<p>・一次冷却材の漏えいに至るような弁及び非常用炉心冷却系等の弁については、従来から行っている弁状態の確認に加え、更に、原子炉起動前にも弁の開閉状態について確認を行う。</p>	実施済み(「系統チェックの実施方法に関する手引き」に記載し実施している。)
					<p>・今回の事例について検討会を行うとともに、上記の対策が確実に実施されるよう運転員の教育に反映する。</p>	実施済み
11	平成17年7月2日	3号機	気体廃棄物処理系放射線モニタ指示値の上昇について	燃料棒の一部から原子炉冷却材中への放射性物質の微量な漏えい	<p>・漏えいの可能性がある燃料集合体付近の制御棒5本を全挿入し、その近傍の出力を抑制した上で、放射線モニタ等の監視を行いながら、慎重にプラントの出力を上昇させた。</p>	実施済み
					<p>・漏えいの可能性のある燃料集合体を次回の定期検査において調査。</p>	実施済み
12	平成18年3月3日	2号機	原子炉再循環ポンプ(A)軸封部の点検について	シール摺動面に微細な異物が混入したため、第一段軸封部のシートリングのシール面に微小な傷	当該軸封部については新品に取り替えるとともに、従来から実施している異物混入防止対策を引き続き実施する。	実施済み
13	平成18年2月10日	(東通1)	(株)東芝原子炉給水流量計に係る不正なデータ補正について	東芝の試験担当者が当該実流量試験データを不正に補正し、東芝が自ら設定した計器精度の範囲内に収まるようにした。	当社は、東芝が実施する再発防止策について、計画段階からその内容を確認し、実施状況を品質監査により確認する。	実施済み(供給者監査にて継続して実施)
				東芝の品質マネジメントシステムが十分に機能していなかった。	調達要求事項の明確化	原子力品質マネジメントシステム調達管理要領に、「原子力安全の重視およびコンプライアンスの徹底」などの調達要求事項を反映し、改正を行った。(平成18年7月28日改正)
				当社の製品調達時におけるメーカー等、製品供給者に対する要求事項が明確ではなかった。	供給者に対する品質監査の充実	継続して実施
				当社の供給者に対する品質監査が踏み込んだものとなっていなかった。	当社と供給者とのコミュニケーションの充実	継続して実施

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況	
14	平成18年5月11日	2号機	高圧第2給水加熱器(B)ベント配管の配管減肉事象	エロージョンにより減肉が進展し、配管に穴が発生。	「機器・配管肉厚管理要領書」の配管減肉管理フローを見直す。	実施済み(「機器・配管肉厚管理要領書」に反映)	
					女川2号機の高圧第2給水加熱器(B)のベント配管の第1エルボ部1箇所および今回減肉が確認された4箇所について同材質の新品に交換した。	実施済み	
					今後の減肉監視対象箇所全ての測定については、「余寿命が残り5年と評価される時期」または「前回の測定から5年が経過する時期」の何れかの早い時期までに点検を実施し、データの蓄積を行う。	継続して実施	
					減肉監視対象箇所については、代表性を排除し検査対象箇所として選定する。また、健全性確認対象箇所については、プラントの高経年化対策の一環として、減肉の発生しやすさや発生した場合の影響の度合いを考慮し、計画的に全箇所点検する。	継続して実施	
15	平成18年7月7日	—	原子力発電所の品質保証体制の総点検について	(1)トップマネジメントのコミットメントに対する重要性の認識不足	①経営方針における安全最優先の明確化と決意の表明	実施済み(継続して実施)	
					②「原子力安全に関する品質方針」の抜本的改正	実施済み(継続して実施)	
					③最高経営層と現場の直接対話活動の強化	実施済み(継続して実施)	
					④内部監査組織の強化(原子力考査室の設置)	内部監査機能の充実	
					⑤原子力品質保証室の新設	実施済み	
					⑥原子力安全推進会議議長の変更	実施済み	
					⑦外部監査機関による監査	実施済み	
					(2)事故・トラブル事象など、事象の重要性に対する危機意識の低下	⑧原子力安全・保安院指示文書受領時の対応方法の明確化	実施済み
						⑨当社プラントに関する情報伝達ルールの明確化	実施済み
						⑩他社プラントに関する情報伝達ルールの明確化	実施済み
					(3)調達業務に対する厳格な管理意識の低下	⑪調達管理に対する意識改革および調達管理要領の	実施済み
						⑫経営資源(特に人的資源)適正配分に関する評価・検証	継続して実施
					(4)環境変化(新規プラントの運開、検査制度への対応など)に対応するための適切な体制構築と資源投入不足	⑬原子力安全推進会議の充実	実施済み
						⑭各種教育などのさらなる充実による人材育成	継続して実施
						⑮現行業務プロセスのレビューおよび改善	実施済み
						⑯不適合情報検討会の設置	実施済み
						⑰「原子力の安全と信頼に関する顧問会議」の継続的な開催	実施済み
(5)慣行優先の業務運営							

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
16	平成18年8月3日	2号機	原子炉建屋地下3階トラス室における漏えいについて	関係課の管理職はバウンダリ弁変更の情報や、タグの取り付け、バウンダリ変更手続き等を速やかに行わなかったことを把握しておらず、担当者も管理職へ報告・連絡・相談していないほか、関係課間での調整が行われないなど、指示・報告とコミュニケーションについて問題があった。  担当者がタグの取り付け、バウンダリ変更手続き等を速やかに行わないなど、バウンダリ管理およびタグ管理の基本事項に関する理解が不十分であり、担当者への教育等について問題があった。  バウンダリ管理およびタグ管理に関する要領書の記載が不明確である等に問題があった。	①管理職はグループミーティング現場作業の節目毎に担当者へ作業指示と作業状況確認。	継続して実施
					②定期検査の日例工程調整会議に各課管理職も出席。	「定期検査等業務要領書」に明記
					③電気保守課および機械保守課は、系統別ミーティングを新たに設置し、情報共有を図る。	「保守作業依頼票および保守作業票の運用要領書」に明記
					④バウンダリ管理およびタグ管理の強化。	継続して実施
					⑤技術系各課員に対し入所時および毎定検前に、実例を示しながら教育を実施。	継続して実施
					⑥発電所員に対して、不適合処理に関する教育を、入所時および年一回程度で実施する。	継続して実施
					⑦バウンダリ調整は、発電課長が責任者であることを明確にする。また、バウンダリ変更の際の、手続きを明確にする。	「保守作業依頼票および保守作業票の運用要領書」に明記
					⑧バウンダリ内の弁であっても、試験操作にあたっては、具体的な機器名称を発電管理課に連絡するよう、電気保守課員および機械保守課員に再周知。	「保守作業依頼票および保守作業票の運用要領書」に明記
17	平成18年7月13日	2号機	制御棒および燃料支持金具の入れ違いについて	取外しの際、手順を誤っていたことに気付かず、また、制御棒の取付け時に制御棒のシリアル番号を確認する手順でないため、誤った位置に配置された	①作業担当課による制御棒等の取外し・取付け作業の立会い確認の実施。	実施済み
					②各ステップを記した手順の作成と、二人による移動作業の確認。	実施済み
					③制御棒シリアル番号と燃料支持金具グループ番号の確認、記録。	実施済み
					④制御棒等の炉内配置の誤りによる炉心性能への影響についての教育の実施。	炉内作業に携わる作業員に、作業前に炉心安全教育を実施している。
					⑤重要な作業要領の検討は、発電所として審議。	実施済み
18	平成18年7月11日	3号機	配管識別表示の誤りについて (関連) 2号機の配管識別表示の誤りについて 1号機および共用設備の配管識別表示の誤りについて	配管識別表示に対する重要性についての認識が不足していたこと これまでの実績から元請会社に依存しすぎていたこと	①配管識別表示の確認ができないものについては再確認を行う。	実施済み
					②新たに配管識別表示を伴う工事を発注する際には、配管識別表示に係る施行記録を提出するとともに当社の記録確認を実施する旨工事仕様書等に明記する。	実施済み
					③具体的な調達事項の記録内容(供給者が行うべき業務範囲、検証に関する事項など)を明示するため、留意事項として調達に関する標準仕様書に明記し、制定する。	実施済み



No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
19	平成18年11月30日	-	発電設備に係る点検調査について	①企業倫理・法令遵守の意識が低く、法令に関する知識も不足していた。	①企業倫理・法令遵守の徹底について、社長がメッセージを発信する。	実施済み
				②設備保安等への影響がないため、行政に対する説明を省くなど、事象に対する重大さの意識が低かった。	②技術部門間、事務・技術部門の人事交流を推進する。	継続して実施
				③業務を適正に実施するための教育が不十分だった。	③「企業行動指針」(法令遵守、企業風土関係)において、不適切事象の防止に係る項目を追加。	周知徹底を実施
				④社内外とのコミュニケーションによる情報収集・共有が不十分だった。	④外部機関によるピアレビュー、事業所間ピアレビューを実施するとともに、部門間の情報共有を充実する。	実施済み(改善事項等に関し計画的に検討改善に取り組んでいる)
				⑤業務上の疑問点や不適切事例を言い出せない風潮・風土であった。	⑤社外専門家の活用など、技術者に対する企業倫理・法令遵守教育を充実する。	継続して実施
				⑥不適切事例を見つけて防止するためのチェック体制が不十分だった。	⑥各層での対話を充実する。	継続して実施
				⑦慣行優先の意識や部門常識に捉われ、環境変化に柔軟に対応できなかった。	⑦技術関係現場の法令遵守に関する問題・課題を吸上げる仕組みを充実する。	実施済み
				⑧業務上の手続き等に係る明確なルールが整備されていなかった。	⑧社外とのコミュニケーションを充実する。	継続して実施
					⑨技術関係現場の法令遵守に関する問題・課題を改善する仕組みを充実する。	実施済み
					⑩法令遵守に関する内部監査を強化する。	継続して実施
			⑪法令解釈・手続き等の明確化を含め、業務マニュアル等を充実する。	実施済み		
20	平成18年12月7日	1号機	復水器出入口海水温度データの不適切な取り扱いについて	温度差制限について環境部門からの強い要請があり、運転員の負担軽減を考慮し、逆洗時を除けば復水器出入口海水温度差は7℃以下におさまり、復水器の健全性は確認できることから、復水器性能上の記録としては、逆洗時での一時的データは排除しても良いと考え、プログラムを変更した。	企業倫理行動指針をもう一度徹底するとともに、平成18年11月30日に原子力安全・保安院から発出された指示文書に基づき、実施しているプラント諸データの確認調査結果を踏まえ、発電設備総点検の中で対策を実施。	(発電設備総点検にて実施)
21	平成18年12月8日	2号機	高圧第1給水加熱器(B)逃し弁の補修について	弁体と弁座のシート部に浸食および漏えい痕が確認されたことから、前回分解点検以降、弁体と弁座の間にゴミ等がかみ込んだことによりシート部に傷がつき、これによりシート部からの漏えいが発生したものと推定	①弁体および弁棒を新品に交換するとともに、弁座は手入れ後、再使用し、弁機能の健全性を確認。	実施済み
				組込みにあたっては、従来から実施している異物混入防止対策について徹底するよう指示	②組込みにあたっては、従来から実施している異物混入防止対策について徹底するよう指示し、組込みを行う。	実施済み
					③起動前の点検において、逃し弁二次側配管の点検口より漏えいの有無の確認を行う。	実施済み
22	平成18年12月14日	2号機	原子炉再循環ポンプ(A)軸封部の取り替え等について	バランススリーブとXリングの接触部の周方向の追従性に差が生じ、当たりが不均一になったことにより第2段シール室へのリークが発生し、圧力上昇を引き起こした	①PLRポンプ(A)メカニカルシールのシートリング、回転リングおよびXリングを新品と交換。	実施済み
					②バランススリーブについては予備品と交換する。	実施済み
23	平成18年12月20日	2号機	局部出力領域モニタの誤接続について	・コネクタ側と検出器側のケーブルには、誤接続を防ぐため、色別の識別バンドが取り付けられているが、確認しづらい状況にあり、見間違えた。	①検出器およびケーブルの識別色状態を記載するよう作業要領書を定める。	実施済み。
				・作業者は、チェックシートを作業現場に持ち込まず、作業終了後にまとめてチェックしていた。	②当社立会いのもとで、作業員が二人で作業を実施。	実施済み
				・炉心担当課は、炉心監視上制御棒操作時にLPRM指示値の挙動の確認は不要であると考え、確認する手順としていなかった。	③ケーブル配線接続状況について写真で記録し、当社において記録確認を行い、誤接続がないことを再確認。	実施済み
				・炉心担当課は、校正前LPRM指示値とTIP指示値との比較チェックを行う手順とはしていなかった。	④ケーブル側識別バンドの取り付け位置がコネクタから離れていたために、識別バンドが識別しにくいものは、次回定期検査以降、LPRM取替に合わせて計画的に識別し易いものに変更。	実施済み
					⑤チェックシートにケーブルの識別色状態を記載させるとともに、作業ステップ毎に確実に作業が行われたことを確認できる様式に見直す。作業に際しては、同チェックシートを現場で使用する。	実施済み
					⑥炉心担当課は、プラント起動時のTIP走査時には、LPRM指示値とTIP指示値との差異を確認する。また、起動操作終了後に制御棒操作時のLPRM指示値の挙動について評価を行い、その結果を所内へ報告。	実施済み (「個-女-技-18(原燃) 起動時のLPRM結線確認について」に基づき実施している。)

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
24	平成19年2月16日	—	女川原子力発電所における使用済燃料搬出データの一部誤りについて	使用済燃料の放射エネルギーおよび発熱量を計算するための解析プログラムへのデータの入力において、原子炉に装荷する新燃料に含まれるウラン235とウラン238の重量値を逆に取り込むよう誤って入力プログラムを作成したため	①輸送データ作成に関するマニュアルおよびチェックシートを品質マネジメントシステム文書として制定し、確実なデータ作成およびダブルチェックを行う。	実施済み (「原7-3-技2(女川) 使用済燃料の運搬手順書」に基づき、実施している。)
					②プログラムの検証を確実に実施する対策を実施。	実施済み (「原7-3 原子力発電所燃料管理要領」に基づき、実施している。)
25	平成19年2月4日	3号機	復水器細管の点検結果について	タービン排気蒸気流によるドロップレットエロージョンによる浸食	①サイドレイン側で保護棒間の隙間に選択的に浸食が発生、また管束上部の保護棒から外れた箇所に浸食が発生していることから、24本/管束(合計96本)を抜管し、保護棒(SUS304製中実棒)を追加する。	実施済み
					②A系管束下部細管の浸食については、浸食している細管を抜管し、保護棒を追加する。	実施済み
26	平成19年3月12日	1号機	平成10年6月の停止操作中の原子炉自動停止の未報告について	(発電設備総点検)	発電設備総点検の中で対策を実施	発電設備総点検に合わせて対策を実施
27	平成19年4月10日	3号機	気体廃棄物処理系における放射性物質濃度の上昇について	燃料棒の一部から原子炉冷却材中への放射性物質の微量な漏えい	①漏えいが確認された燃料集合体は、今後使用済燃料として扱い、再使用しないこととする。	実施済み
					②異物の影響による漏えいの可能性を低減するため、今回の定期検査中に原子炉圧力容器内の清掃を実施する。	実施済み
					③異物除去フィルタ付き燃料集合体の導入。	実施済み(平成20年からデブリフィルタ付燃料集合体を購入)
28	平成19年5月22日	1号機	<b>高圧注水系第一試験用調整弁の不具合に伴う原子炉手動停止について</b>	当該弁の弁体を動かすための弁棒が折損していた。	①当該弁棒、弁体および当該並行ピンを新品に取替え	実施済み
					②定期点検時における当該弁の運用開度を40%程度に変更。また、定期試験時に当該弁の振動測定を実施。運転手順書にその旨を明記。	実施済み
					③流体振動抑制のための弁内部構造変更。	実施済み
					④選定した類似弁については、キャビテーション係数、実運用開度等の詳細評価をし、必要に応じ運用開度の見直し等を行い、当該弁と同様に運転手順書に明記	実施済み
29	平成19年10月11日	2号機	高圧第2給水加熱器(B)ベント配管の点検調査結果について	液滴衝撃エロージョンによる高圧第2給水加熱器(B)ベント配管当該エルボ部の減肉	①ベントホールを閉止。	実施済み
					②ベント配管オリフィスを移設。	実施済み
30	平成19年11月10日	3号機	<b>気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に伴う原子炉停止について</b>	酸素/水素濃度比には急激に再結合反応が起こりにくくなるしきい値が存在する、という知見がなかったため、再結合反応を考慮した流量設定ではなく、気体廃棄物処理系の最低流量を考慮した運転手順書としていた。	①原子炉起動時における所内用圧縮空気系掃気量の増加。	実施済み(現在、計装用圧縮空気を使用)
					②排ガス流量低下時の警報追加。	実施済み
31	平成20年4月10日	3号機	配管の構造強度評価結果の一部誤りについて	昭和55年当時、プログラム改造段階において、「SAP」出力値であるモーメントの符号反転処理を行わなかった。	①計算機プログラムの作成・検証は、「インターフェイス仕様の整合性チェックシート」を運用する。	実施済み
				プログラム改良後の検証段階において、「SAP」出力値であるモーメントに対する符号の反転処理が抜けていることを抽出できなかった。	②プログラム間での入出力データを比較照合すること、あるいは複数のプログラムにまたがる計算処理結果を手計算結果と比較すること等の具体的な要領を社内規格に定め実施する。	実施済み
				当社は、当該工事計画認可申請書作成当時、使用する計算機プログラムが十分な使用実績があることをもって、プログラムが適正であると判断したため、本不適合を発見できなかった。	③デザインレビュー会議で計算機プログラムの影響評価・検討を実施。	継続して実施
				告示等の応力評価の考え方や計算式が変更された時の計算機プログラムに対する影響評価・検討が不十分だった。	④計算機プログラムに対する調達要求の強化として以下の事項を調達要求事項として購入仕様書等に明記し、予めメーカーに伝達する。 ・使用する計算機プログラムについては事前に検証を行ったものであり、検証方法および検証結果の記録を提出できるものに限ること。 ・当社は設計検証の一部としてその記録を確認する。	実施済み
プログラム検証において、サブプログラムのインターフェイスの整合性確認方法・結果に対する検討が不十分	⑤当該メーカーの対策が、品質マネジメントシステムに反映され、実施されていることを監査等で確認。	実施済み				

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
32	平成20年7月6日	2号機	保安規定に定める運転上の制限を満足しない事象について(制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット(10-35)ラプチュアディスクの作動事象)	第4回定期検査時の分解点検において、微細な異物が付着した状態で当該ラプチュアディスクが組立てられたことにより、ディスクの剛性が低下し破裂に至ったものと推定。	今後は現場で組立てるのではなく新品のラプチュアディスクで取り替えを行う。	実施済み(2号第10回定検より開始)
33	平成20年7月23日	1号機	原子炉再循環系配管の点検状況について	原子炉再循環系配管等の溶接継手部の1箇所に応力腐食割れ	ひびが確認された配管については、今回の第18回定期検査において取替えおよび応力腐食割れ対策を実施	実施済み
34	平成20年10月3日	構内	女川原子力発電所構内屋外電動機等点検建屋における火災について	引火を引起こす可能性のある通電状態の電工ドラムを、シンナーを使用する作業エリア近傍に置いたまま、シンナーを使用した作業を行ったことによるもの。今回のような有機溶剤取扱いエリアにおける電工ドラム等の取扱い上の注意点は明確にされていない。	①開放された容器に入れた液体の有機溶剤、危険物を取扱う場合には、発熱または火花の発生するおそれのある電工ドラム等の設備は整理し、周辺(上下左右最低5m)にないことを確認する。	実施済み(「工事要領書・工事報告書作成要領書」に反映)
					②有機溶剤、危険物を取扱う作業にあたっては周辺で火気作業を行っていないことを確認する。なお、作業中には電工ドラム等の電源プラグの引抜き、差込みを行わない。	実施済み(「工事要領書・工事報告書作成要領書」に反映)
					③上記対策について、QMS文書「工事要領書・工事報告書作成要領書」の工事管理項目に反映し、関係者に周知を行う。	実施済み
35	平成20年11月13日	1号機	原子炉建屋地下1階残留熱除去系ポンプ(A)室非常用空調機における火災発生について	空調機上部のボルト穴を塞ぐための溶接作業を実施した際に、溶接時の溶融金属がボルト穴からフィルタに落下した。フィルタ表面に油が付着していたことからこの油に引火し火災に至った。  被災者は、防燃服を着用しないまま溶接作業を行っており定められた基本ルールを遵守していなかった。このため、燃焼したフィルタの火が被災者の作業服に燃え移った。	①難燃物については可燃物として取扱うことを明確化し、火気作業エリア内(半径5m内)の可燃物、難燃物を撤去する。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)
					②撤去できない場合には確実に不燃シートで養生することや火気作業実施時に防燃服を確実に着用する等の基本ルールを統一し徹底。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)
					③元請会社および施工会社は、現在計画している火気作業を管理する発電管理および同作業に従事する全ての作業員を対象とした防火教育の実施を徹底するとともに、理解度確認試験の実施を義務化する。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)
					④火気作業における注意事項を記載した火災KY(危険予知)ドリルを作成・配布し、火気作業実施前に作業員全員でKY活動を実施するよう徹底。	実施済み
					⑤火気作業を有する元請会社は防火管理安全責任者を配置し、火気作業エリアパトロールを実施する。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)
					⑥防火管理安全責任者は火気作業監視員を指導するとともに、必要に応じて火気作業の中断、改善等の命令を出せる権限を付与する。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)
					⑦元請会社は火気作業監視員に対し、専門教育を実施し、終了証を発行し、現場に掲示をすることにより、火気作業監視員の防火意識の向上を図る。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)
					⑧施行会社は火気作業計画段階において養生等の計画を作成し、火気作業開始前までに養生状態等について元請会社の立会による確認を受け、承認を得ないと火気作業が実施できないようにする。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)
					⑨防火に係る専門の知識を有する指導員を新たに配置し、防火管理の指導・徹底にあたる。	実施済み
					⑩女川原子力発電所で過去に発生した火災事例を含む国内の火災事例を収集し、事例集を作成する。作成した事例集は防火教育等に活用するとともに構内作業員全員に配布する。	実施済み(「火気使用作業管理要領書」として事例集を取りまとめた)

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
36	平成20年11月27日	1号機	原子炉建屋 原子炉格納容器内における火災について	<p>(1)前回の火災発生時に策定した再発防止対策の不徹底</p> <p>a. 原子炉格納容器内火気作業における可燃物(難燃物含む)、不燃物の識別が不十分であった。(アルミテープ、被覆番線の使用)</p> <p>b. 前回の火災発生時に策定した再発防止対策の周知徹底が不十分であった。</p> <p>(2)作業に対する意識、知識、技術上の問題</p> <p>a. 前回の火災発生時に策定した再発防止対策が第一線の作業員に十分浸透していなかった。</p> <p>b. 施工会社は、養生状態が作業ステップ毎に変化するという認識が不十分であった。また、作業状況に応じて慎重に養生を確認し、養生の確実性を確認する緊張感と配慮が不足していた。</p> <p>c. 原子力発電所の作業により火災が発生すれば社会的に大きな不安を与えるという意識が不十分であった。</p> <p>(3)施工管理上の問題</p> <p>a. 塗装仕様の異なるサポート斜め材の取り付け</p> <p>b. 火気養生実施計画書と実際の火気作業内容の相違</p>	<p>①火気作業区域に存在する可能性がある物質(作業服、テープ、被覆番線などの養生材、その他の持込品)について、可燃物(難燃物含む)、不燃物の識別を確実にを行うための総点検を実施する。</p> <p>②使用するアルミテープ等は、より火気作業に適したものを選定する。</p> <p>③火気作業時におけるパトロール、溶断作業を実施する場合の承認プロセス、溶断作業開始前における養生立会いについて改善・強化をはかる。</p> <p>④火気作業の重要度に応じ、火気養生資機材および養生方法を設定し、また、当社および元請会社における火気養生実施計画書の承認、立会い区分を明確にする。具体的には、火気養生実施計画書の承認は、溶断作業等重要度の高い火気作業は、当社が承認する。</p> <p>⑤溶断作業等重要度の高い火気作業の養生は、作業開始前に当社も立会いを行う。</p> <p>⑥火気養生実施計画書の作成は、火気作業の班長も火気養生計画書の内容を確認するとともに、火気の種類、養生方法等については自ら記載する。また、基本的な火気養生方法の具体例を明確にする。</p> <p>⑦当社直接の火気作業時のパトロールを強化する。</p> <p>⑧原子炉格納容器内の火気作業については、当社も作業現場の監視・指導を実施していく。</p> <p>⑨火気作業に従事する作業班長との対話を計画的に実施し、原子力安全の重要性と社会的影響の周知、火気作業安全確保に係る課題(悩み、困難、良好事例)を把握し、必要な対策を講じる。</p> <p>⑩作業班長クラスを対象に、溶断作業も含めた実技教育を実施することにより作業班長の技術力向上を図る。</p> <p>⑪女川原子力発電所で過去に発生した火災事例を含む国内の火災事例について、計画を前倒しし、事例集を作成した。今後、防火教育等に活用するとともに構内作業員全員に配布する。</p> <p>⑫「女川原子力発電所構内防火管理会議(仮称)」を設置し、当社と元請会社が一体となって火気作業場所等の防火パトロール業務を実施していくとともに、再発防止対策の実施状況をフォローする。</p> <p>⑬火気作業実施にあたっては、「いち作業・いち班長」とし、管理の徹底を図る。</p> <p>⑭火災の再発防止対策の策定にあたって、専門家による指導・評価を受ける。</p>	<p>実施済み(総点検を実施し、不燃・可燃物を分類した。)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」に明記)また、パトロール等で実施状況を確認</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」として事例集を取りまとめた)</p> <p>実施済み</p> <p>実施済み(「火気使用作業管理要領書」を新規制定)</p> <p>実施済み</p>

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
37	平成21年2月4日	-	低レベル放射性廃棄物輸送容器上蓋固定ボルトの締め付け不足について	a. 作業状態を記録・確認するしくみの問題 当該業務の委託仕様書および手引きに上蓋固定ボルトを締め付けるよう記載していたが、締め付けた記録の作成までは明記していなかった。また、当社社員はボルトの締め付けについて、作業員との事前打ち合わせ、現場立会い等で確認行為を実施しておらず、確実なフォローがなされていなかった。	①新たに輸送容器の上蓋固定ボルト締め付けについて記録を作成する。実際に作業を実施する作業員の他、作業責任者も上蓋固定ボルトの締め付け状態の確認を行い、その結果を記録する。また、当社社員も記録により確認する。	実施済み
					②輸送容器の上蓋固定ボルト締め付け以外のLLW輸送に係る一連の作業についても記録する様式を定めて当該作業の委託仕様書および手引きに反映する。また、当社社員も記録により確認する。	実施済み
				b. 作業手順の問題 作業手順では連続した作業の流れとなっておらず、今回のような上蓋固定ボルト締め付け忘れが発生する可能性があることがわかった。 ろ布交換作業については、輸送容器上蓋取り付け、実入り輸送容器の線量当量率測定場所への移動、上蓋固定ボルト締め付け等のいずれのタイミングで実施すべきか明確にはしていなかった。	③上蓋取り付け直後に同じ場所で上蓋固定ボルトの締め付けを行い、一連の作業として実施するよう作業手順を変更する。	実施済み
				c. 作業管理上の問題 各輸送容器について、だれが上蓋固定ボルトの締め付けを行うか等の個々の役割分担を予め決めることなく作業が行われてきた。このため、作業員間の進捗状況に関するコミュニケーションが適切に行われない場合、作業の抜けが発生する可能性があった。	④輸送容器毎に、上蓋固定ボルト締め付け、線量当量率測定、標識マスキングシール剥がしを行う作業員を予め定めるとともに、それぞれの作業が確実に実施されたことを作業員と作業責任者が確認し、チェックする。 また、当社社員も記録により確認し確実なフォローを行う。作業の進捗状況の表示記録を現場に掲示する。	実施済み
					⑤作業開始前、作業責任者は、作業の手順、輸送容器ごとの作業分担を明確に指示する。	実施済み
					⑥作業現場に表示記録を掲示等することにより、作業の抜け防止を図る。	実施済み
				d. 作業時のコミュニケーションの問題 当該作業に対する作業員から作業責任者への報告、作業責任者から作業員への確認も十分に行われなかった。	⑦作業員の交代等の際には、必ず作業員は作業責任者に連絡し、作業責任者は作業の進捗状況を確認をし、作業分担を指示して交代等するなどコミュニケーションを十分行うことを徹底する。	実施済み
				a. LLW輸送容器仕立て作業の重要性の認識不十分 社員および作業員ともにLLW輸送容器仕立て作業におけるボルト締め付け等の技術基準上の要求の重要性や輸送物不具合時のリスクに対する認識が十分ではなかった。	⑧今回の事象や想定されるリスク等の事例を取り入れるとともに、LLW輸送容器に対する要求事項と当該輸送容器を取り扱う作業の重要性について、教育内容の充実を図る。	実施済み
				b. 元請会社に依存した調達管理 当社が明確な指示を出さなくとも元請会社がボルト締め付け作業等を手引きに従って実施するものと考えていた。即ち、元請会社に依存した作業管理となっていた。	⑨当該業務に従事する社員には、放射性物質の輸送に関する社外教育を計画的に受講させ、さらなる業務の信頼性・技術能力の向上を図る。	実施済み
					⑩作業の検証の充実を図るため、当該作業の委託仕様書および手引きに要求事項として確実な検証を明記	実施済み
				c. 慣行に依存する作業管理 慣行に依存する作業管理であったことから当社社員と作業員との間でボルト締め付け作業等の重要性や不具合時のリスク等についてのコミュニケーションが不足することとなった。また、作業責任者、作業員間も定型的で単純な作業の繰り返しと考えていたため、確認・報告などのコミュニケーションが不足していた。	⑪元請会社の作業実績結果を確実に確認することにより元請会社の作業管理を適切に行う。	実施済み
					⑫元請会社に対し、LLW輸送容器に対する要求事項と当該輸送容器を取り扱う作業の重要性についての教育を行い、当該業務の重要性を十分認識した上で作業が行われるよう管理・指導する。	実施済み
					⑬LLW搬出作業に係わる作業員と当社社員による対話（車座対話）を実施し、LLW搬出作業の重要性を認識させるとともに、当社社員と作業員のコミュニケーションの充実を図り、作業員から改善提案等の意見を吸い上げ、今後も作業員と当社社員による対話の実施をする。	実施済み

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
38	平成21年2月19日	1号機	誤信号による非常用炉心冷却系(炉心スプレイ系)の作動について	(a)不明確な作業手順と作業体制 i. 操作対象弁の不明確 ii. 安全処置と工事作業の区分の不明確 (b)不十分な安全処置検討 (c)「原子炉水位低(L-1)」C信号発信時に作業中断しなかったこと (d)業務プロセスに係る不十分な情報伝達 (e)業務の輻輳	①現場銘板の付いていない弁(例 計装弁)については、作業手順書に現場の作業対象箇所の図を記載し、対象弁に手順書上の弁番号を設定する。 ②現場銘板の付いていない弁については、作業手順書に弁の開閉順序を記載する。 ③現場銘板の付いていない弁に手順書で設定した弁番号の札を取り付ける。 ④弁番号の札の取り付けおよび弁の開閉作業等については、弁操作をする者と確認をする者がチェックリストに基づきダブルチェックを行う。 ⑤非常用炉心冷却系および重要度の特に高い原子炉保護系の動作に影響を与える計画外作業の場合には、作業体制および作業手順を原子炉施設保安運営委員会に付議し、必ず個別の保修作業票を発行する。 ⑥非常用炉心冷却系および原子炉保護系の動作に影響を与える計画外に作業については、電氣的系統隔離を含めて適切な安全処置の要否を確実に検討する。検討にあたっては、対応体制、作業手順、プラントへの影響を総合的に評価し、その結果を原子炉施設保安運営委員会に付議して、発電所全体で確認するとともにリスク情報を共有する。 ⑦非常用炉心冷却系および原子炉保護系の動作に影響を与える計画外に作業については作業計画段階において、想定される事象の検討を行う。 ⑧想定外の警報や機器の起動・停止、パラメータ変動事象等が発生した場合には、一旦、立ち止まり(作業中断)、速やかに作業継続の可否を検討する体制を構築することを作業手順書に定める。	実施済み 実施済み 実施済み 実施済み 実施済み 実施済み 実施済み 実施済み

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
39	平成21年3月23日	1号機	発電機出力上昇過程における制御棒1本の全挿入事象について	a. 原子炉運転中の制御棒駆動水圧系の空気抜き作業の実施	①原子炉運転中(起動時含む)における制御棒駆動水圧系(待機側の機器は除く)の空気抜き作業は実施しないこととし、V-90、91等の空気抜き弁設置場所には運転中操作禁止表示を掲示する。	実施済み(掲示、運転手順書に反映)
				b. 不十分な情報・リスク認識に基づく承認	②初めて行う作業や計画外で行う作業に対しては、個別に作業手順書を作成、承認する。担当課は所内関係者に作業内容の説明を行い、管理職および原子炉主任技術者は確認を行う。	実施済み
				c. 適用範囲が不明確な作業手順	③初めて行う作業や計画外で行う作業に対して新たな作業手順書を作成、もしくは、既存の作業手順書の一部を抜粋・変更して個別の作業手順書として使用する場合には、作業手順書には、作業を行なうことができる原子炉運転状態(原子炉圧力、原子炉冷却材温度等)を明確に記載し、手順書作成時には、「3Hチェック印」(初めて変更、久しぶりに対する該当チェックと理由)を押印し、管理職および必要に応じて原子炉主任技術者は担当者と確認・対話を行う。以上について、「工事要領書・工事報告書作成要領書」等、関係する要領書に明記。	実施済み
				d. 「起動時健全性評価会」検討内容の不備	④起動時に発生した不適合事象については、確実な検討を行うために、「不適合事象検討会」において処置方針または処置内容を検討し、その検討結果について、出力上昇への影響等の観点から処置の要否を「起動時健全性評価会」において審議する。	実施済み
40	平成21年4月2日	1号機	「誤信号による非常用炉心冷却系(炉心スプレイ系)の作動」、「残留熱除去系(B)系統圧力の上昇」および「原子炉起動中の操作していない制御棒の挿入」事象に関する根本原因分析の実施および再発防止対策の策定について  (関連) ・誤信号による非常用炉心冷却系(炉心スプレイ系)の作動事象(平成21年2月19日) ・残留熱除去系(B)系統圧力の上昇事象(平成21年3月15日) ・原子炉起動中の操作していない制御棒の挿入事象(平成21年3月23日)	(1)(共通根本原因1)計画外作業に対する計画・承認プロセス不十分	①計画外作業の計画立案プロセスおよび承認プロセスを明確にするために現行要領書を見直すことなどにより、計画外作業においても計画・承認を確実に行うようにする。	実施済み(「 <u>保守作業依頼票</u> および <u>保守作業票の運用要領書</u> 」,「 <u>保守業務実施要領書</u> 」を改正)
				(2)(共通根本原因2)当直のバリア機能に関するプロセス不十分	②当直のバリア機能に関するプロセスを明確にするために現行要領書を見直すことなどにより、プラント監視および管理の強化・充実を図る。	実施済み
				(3)(共通根本原因3)保守作業票の管理プロセス不十分	③計画外作業発生時における保守作業実施にあたり、個別の保守作業票を発行するなどの管理プロセスを明確にするために現行要領書を見直すことなどにより、保守作業担当課による検討を十分行うようにするとともに、当直による作業内容の確認が十分できるようにする。	実施済み(「 <u>保守作業依頼票</u> および <u>保守作業票の運用要領書</u> 」,「 <u>保守業務実施要領書</u> 」を改正)
				(4)(共通根本原因4)コミュニケーション不十分	④原因が不明な場合の保守作業依頼票の記載内容(プロセス)について、プロセスを明確にする。	実施済み(「 <u>保守作業依頼票</u> および <u>保守作業票の運用要領書</u> 」を改正)
					⑤起動時健全性評価会以外の品質マネジメントシステムに係る会議体について、運営プロセスの確認を行い、必要な改善を行う。	実施済(会議体の位置づけ、付議事項(審議決定事項・報告事項)およびその審議決定プロセスが明確化されているかについて、QMS文書のレビューを行い妥当性を確認)
41	平成21年4月6日	1号機	給水加熱器ドレンポンプ(B)軸封部の状況について	摺動面の当たりの不均一などより封水(シール水)の一部がしみ出していることが原因と考えられる。	定格熱出力到達以降においても監視強化を継続し、当該ポンプ軸封部からの漏えい量が日平均で毎時2リットルを超過したことが確認された場合は、計画的に当該ポンプの軸封部の交換を実施する。	実施済み(監視強化を実施し、毎時2リットルを超過しないが中間停止時に軸封部の交換を実施)
42	平成21年4月15日	1号機	保安規定に定める運転上の制限を満足しない事象について(高圧注水系駆動蒸気配管閉止フランジ部からの微少な漏えい)	ガスケットの経年劣化によりシール性能が低下し、漏えいに至ったものと推定	(1)当該フランジ部について、ガスケットを新品に交換した。	実施済み
					(2)当該フランジ部および類似箇所については、今後、計画的に開放点検を行う。	実施済み(2号第10回定検より開始)

No.	発生日	号機	件名	原因	対策	対策の実施状況
43	平成21年5月28日	3号機	定期検査中における制御棒1本の過挿入事象について	当該HCUの方向制御弁(123弁)に異物が混入し、シート面に噛み込んだことにより発生したものと推定	①当該HCUの方向制御弁(123弁)を新品に交換するとともに、当該マニホールド部のフラッシングおよびマニホールドフィルタ(P1~P4)の超音波洗浄を実施する。	実施済み
					③異物混入防止対策を徹底するとともに、新品マニホールドフィルタ(P1)についても、他のマニホールドフィルタ(P2、P3、P4)と同様に、組み込み前に現地で超音波洗浄を実施することとし、その旨を工事要領書に明記。	実施済み(工事要領書に反映済み)
44	平成21年6月11日	1号機	女川原子力発電所1号機の原子炉停止について	ゴムパッキン製造時における融合不良により割れが発生し、発電機と励磁機の接合部に使用しているゴムパッキンが外れており、このため、接合部の内部に封入されていた油が飛散	①カップリング復旧作業は、工場検査・現地確認を実施し、問題ないことを確認したのち新品のパッキンに取り替える。	実施済み
					②メーカーによるゴムパッキンの工場出荷検査において、溝部を押し広げて割れの発生がないことを確認する検査を追加するとともに、ファイバースコープによる画像記録を残す。	工場出荷時、対策のとおり作業を実施した。
					③ゴムパッキンの現場受入れおよび交換にあたっては、ゴムパッキンの割れの有無等について拡大鏡を用い詳細に確認することを工事要領書に明記する。	実施済み(工事要領書に反映済み)
45	平成21年7月15日	1号機	「非常用炉心冷却系(高圧注水系)の機能喪失における保安規定違反」事象に関する根本原因分析の実施および再発防止対策の策定について	・「原子炉水位高」ランプが、球切れにより消灯していた。	・「原子炉水位高」信号を示すランプをLEDに変更 ・安全系について、類似事象を検討し、LEDタイプに変更	女川1号19回定検時にランプをLED化に変更する。 安全系について類似箇所がないことを確認済み。
				・「原子炉水位高」信号を確認する方法が、ランプの視認以外になかった。	・ランプが球切れしていても、信号の状態を確認できるように警報表示等の設備を追加 ・安全系について、類似事象を検討し、信号の状態を確認できるように警報表示等の設備を追加する。	女川1号19回定検・女川2号11回定検・女川3号6回定検時に警報追加作業を実施する。 安全系について類似箇所がないことを確認済み。
				・手順書には、解除ボタンを押すことが明記されていなかった。	・手順書に、ランプ状態を確認した後、解除ボタンを押すことを明記 ・手順書に、原子炉水位上昇/低下操作の手順を明記	実施済み(運転手順書改正済み)
				・ランプの球切れに気付かず、信号は解除されているという誤った認識をした。	・状況の変化に応じた盤面監視を行うプロセスを明確化	実施済み
				・プラント起動時に高圧注水系手動起動試験を実施しなかった。	・プラント起動時に論理回路に係わる機能確認を行うプロセスを追加	実施済み(手引き改正済み)
				・手順書の記載が不明確であった。	・要領書に、システムの起動条件が成立していることを確認するプロセスを追加	暫定対応(運転指示書にて対応)
46	平成21年7月23日	3号機	低圧第2給水加熱器(A)水位調節弁点検に伴う原子炉停止について	・ポジションの動作緩慢により、当該弁の制御が正常に行われなかった。	・当該ポジションを新品に取替 ・当該弁の動作確認	実施済み
					・今回の定期検査で交換したポジション24台についても、弁の動作確認を実施	実施済み
47	平成21年7月27日	3号機	補助ボイラー(A)の運転時間の超過について	・法令要求等の管理プロセスが不十分	・法令要求等を遵守するための業務プロセスの明確化 ・管理項目、管理手順の確立	管理プロセスの改善策を検討中
				・業務移管プロセスが不十分	・相互関係、具体的な業務移管内容、重要なポイント、責任範囲等の明確化 ・確実な引き継ぎ ・権限者へ報告するプロセスを構築	継続検討中(「業務分担表」等に留意点を明記)
				・ボイラー・タービン主任技術者の職務等が不明確	・保安監督を確実に実行できるようプロセスを明確化	主任技術者が電気工作物の工事、維持および運用に関する保安の監督を確実に実行するため、職務内容、確認記録を明確に文書化することについて、現在、既存文書との整合性確認も含め、詳細内容をMM(モーニング・ミーティング)における管理職の確認事項明確化、グループ内の報・連・相活性化等のため、特に人数の多い組織(保修3課)のMMの進め方を見直し試運用中である。
				・内部コミュニケーションが不十分	・管理すべき重要な情報の明確化 ・管理職より実施状況を確認する仕組みを構築	