

設計及び工事計画認可申請書

(高浜発電所第3号機の変更の工事)

関原発第 1 号

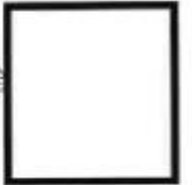
2020年4月 1 日

原子力規制委員会 殿

大阪市北区中之島3丁目6番

関西電力株式会社

取締役社長 森本



核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の9第1項の規定により別紙のとおり設計及び工事の計画の認可を受けたいので申請します。

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません。

高浜発電所第3号機

設計及び工事計画認可申請書

本文及び添付書類

関西電力株式会社

目 次

	頁
I. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	T3-I-1
II. 工事計画	T3-II-1
III. 工事工程表	T3-III-1
IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム	T3-IV-1
V. 変更の理由	T3-V-1
VI. 添付書類	T3-VI-i

I. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名	称	関西電力株式会社
住	所	大阪市北区中之島3丁目6番16号
代表者の氏名	取締役社長	森本 孝

II. 工事計画

発電用原子炉施設

1 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 高浜発電所

所在地 福井県大飯郡高浜町田ノ浦

2 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出力 3,392,000 kW

第1号機 826,000 kW

第2号機 826,000 kW

第3号機 870,000 kW (今回申請分)

第4号機 870,000 kW

周波数 60 Hz

【申請範囲】（変更の工事に該当するものに限る）

原子炉本体

- 3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料
- 8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - (2) 適用基準及び適用規格
- 9 原子炉本体に係る工事の方法

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

- 6 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
- 7 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る工事の方法

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）

- 1 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
- 1 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法

蒸気タービン

- 3 蒸気タービンの基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
- 4 蒸気タービンに係る工事の方法

計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものを除く。）

- 1 0 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
- 1 1 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置

- 4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る工事の方法

放射性廃棄物の廃棄施設

- 5 放射性廃棄物の廃棄施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
- 6 放射性廃棄物の廃棄施設に係る工事の方法

放射線管理施設

- 4 放射線管理施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
- 5 放射線管理施設に係る工事の方法

原子炉格納施設

- 4 原子炉格納施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
- 5 原子炉格納施設に係る工事の方法

その他発電用原子炉の附属施設

- 1 非常用電源設備
 - 4 非常用電源設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 5 非常用電源設備に係る工事の方法
- 2 常用電源設備
 - 4 常用電源設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 5 常用電源設備に係る工事の方法
- 3 補助ボイラー
 - 1 5 補助ボイラーの基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 1 6 補助ボイラーに係る工事の方法
- 4 火災防護設備
 - 3 火災防護設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針

- 4 火災防護設備に係る工事の方法

- 5 浸水防護施設
 - 3 浸水防護施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 4 浸水防護施設に係る工事の方法

- 6 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）
 - 2 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 3 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）に係る工事の方法

- 7 非常用取水設備
 - 2 非常用取水設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 3 非常用取水設備に係る工事の方法

- 8 敷地内土木構造物
 - 2 敷地内土木構造物の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 3 敷地内土木構造物に係る工事の方法

- 9 緊急時対策所
 - 2 緊急時対策所の基本設計方針、適用基準及び適用規格
 - (1) 基本設計方針
 - 3 緊急時対策所に係る工事の方法

原子炉本体

加圧水型発電用原子炉施設に係るものについては、次の事項

3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料

(1 / 5)

		変更前	変更後		
名称		—	17行17列B型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）		
種類		—	17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体		
主要寸法	燃料集合体	全長（下部ノズル下面より上部ノズル上部プレート上面までの長さ）	mm	—	4,035.5 (注2,3)
		断面寸法 （最大の断面寸法）	mm	—	214.3×214.3 (注2,3)
		燃料要素ピッチ	mm	12.6 (注4)	変更なし
		上部ノズル下面と燃料要素上端の間隔	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)
		燃料集合体直角度	mm	—	<input type="text"/> 以下 (注2)
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	全長（端栓とも）	mm	—	3,852.0 (注2,3)
		上部端栓頭部長さ	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)
		下部端栓頭部長さ	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)
		有効長さ	mm	3,648 (注4)	変更なし
		燃料材（ペレット）直径	mm	8.05 (注4)	8.050 (注2,3)
		燃料材（ペレット）長さ	mm	—	11.5 (注2,3)
		燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3,4)	変更なし
		燃料被覆材内径	mm	—	8.22 (注2,3)
		燃料被覆材肉厚	mm	0.64 (注3,4)	変更なし
		上部プレナム長さ	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)
		下部プレナム長さ	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)
		上部プレナムコイルばね 外径	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)
		下部プレナムコイルばね 外径	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)

				変更前	変更後		
主要寸法	取替燃料	支持格子	外寸	mm	—	<input type="text"/> × <input type="text"/> (注3,5)	
			高さ	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)	
		(上部ノズル) 上部支持板	外寸法	mm	—	<input type="text"/> × <input type="text"/> (注3,5)	
			高さ (下面からパッド上端まで) (上部ノズル)	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)	
		(下部ノズル) 下部支持板	外寸法	mm	—	<input type="text"/> × <input type="text"/> (注3,5)	
			高さ	mm	—	<input type="text"/> (注2,3)	
	シンプル	制御棒案内	外径 (太径部/細径部)	mm	—	太径部 : 12.24 (注2,3) 細径部 : 10.90 (注2,3)	
			肉厚 (太径部/細径部)	mm	—	太径部 : 0.41 (注2,3) 細径部 : 0.41 (注2,3)	
		シンプル	炉内計装用案内	外径	mm	—	12.24 (注2,3)
			肉厚	mm	—	0.41 (注2,3)	
	材料	取替燃料	ウラン・プルトニウム 混合酸化燃料材	プルトニウム含有率 (注6)	wt%	(注1,7) 集合体平均 : 4.1wt%濃縮ウラン相当 以下 (約11以下) ペレット最大 : 13以下	変更なし
				核分裂性プルトニウム 富化度 (注6)	wt%	(注1) ペレット最大 : 8以下	変更なし
ウラン235濃度				wt%	約0.2~約0.4 (注4)	変更なし	

				変更前	変更後				
材料	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化燃料材	高プルトニウム	核分裂物質質量	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				(相対値) プルトニウム含有率	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				核分裂性 プルトニウム富化度	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				ウラン 235 濃度	wt%	—	0.20 (注2, 3, 9)		
			中プルトニウム	核分裂物質質量	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				(相対値) プルトニウム含有率	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				核分裂性 プルトニウム富化度	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				ウラン 235 濃度	wt%	—	0.20 (注2, 3, 9)		
			低プルトニウム	核分裂物質質量	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				(相対値) プルトニウム含有率	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				核分裂性 プルトニウム富化度	wt%	—	<input type="text"/> (注2, 3, 8)		
				ウラン 235 濃度	wt%	—	0.20 (注2, 3, 9)		
			密度(理論密度比)				%	95 (注4)	95.0 (注2, 3)
			酸素対ウラン・プルトニウム比				—	—	2.00 (注2, 3)
			組成	ウラン・プルトニウム		wt%	—	<input type="text"/> 以上 (注2)	
				炭素		wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)	
				ふっ素		wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)	
				水素		wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)	
				窒素		wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)	
			燃料被覆材			—	ジルカロイ-4 (注4)	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (JIS H4751 ZrTN 804D 質別SR) (注2)	

		変更前	変更後		
材料	取替燃料	燃料被覆材端栓	-	-	Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ASTM B351 Grade R60804, JIS H4751 ZrTN 804D 相当) (注2)
		支持格子	-	-	析出硬化型ニッケル基合金 (AMS 5596) (注10)
		上部支持板 (上部ノズル)	-	-	ステンレス鋼鋳鋼 (注2)
		上部ノズル押さえばね	-	-	析出硬化型ニッケル基合金 (AMS 5596) (注10)
		クランプスクリュー	-	-	ニッケル・クロム・鉄合金 (注2)
		下部支持板 (下部ノズル (異物フィルター付))	-	-	ステンレス鋼鋳鋼 (注2)
		リベット	-	-	ステンレス鋼 (JIS (注2))
		制御棒案内シンブル	-	-	Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ASTM B353 Grade R60804) (注2)
		上部プレナムコイルばね	-	-	ステンレス鋼 (JIS (注2))
		下部プレナムコイルばね	-	-	析出硬化型ニッケル基合金 (AMS (注10))
		押さえ板 (下部プレナムコイルばね用部品)	-	-	ステンレス鋼 (JIS (注2))

		変更前	変更後
材 料	取 替 燃 料	連結棒(下部プレナムコイルばね用部品)	ステンレス鋼 (JIS <input type="text"/>) <input type="text"/> (注2)
		炉内計装用案内シンプル	Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ASTM B353 Grade R60804) (注2)
		制御棒案内シンプル用下部端栓及びカラー	Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ASTM B351 Grade R60804) (注2)
		上部リングナット・シンプルスクリュー・ロッキングカップ	ステンレス鋼 (JIS <input type="text"/>) <input type="text"/> (注2)
		スリーブ	ステンレス鋼 (JIS <input type="text"/>) <input type="text"/> 及び <input type="text"/> <input type="text"/> (注2)

(注1) 記載の適正化を行う。記載内容は、既工事計画認可申請書（平成 22. 07. 23 原第 260 号，平成 22 年 10 月 4 日認可）による。

(注2) 記載内容は輸入燃料体検査申請書（2020年1月31日関原発第483号、第485号申請）による。

(注3) 公称値

(注4) 記載の適正化を行う。記載内容は、既工事計画認可申請書（平成22. 07. 23原第260号，平成22年10月4日認可）添付書類「資料1 熱出力計算書」による。

(注5) 記載内容は輸入燃料体検査申請書（2020年1月31日関原発第483号、第485号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では支持格子を「214×214」、上部支持板を「213×213」、下部支持板を「214×214」としている。

(注6) プルトニウム含有率 = $\frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100 \text{ wt}\%$

核分裂性プルトニウム富化度 = $\frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100 \text{ wt}\%$

ただし、全Puには²⁴¹Puから壊変して生じる²⁴¹Amを含む。

(注7) 代表組成における約4.1wt%濃縮ウラン相当の燃料体平均プルトニウム含有率は約9.04wt%であり、公称値は工事の都度プルトニウム同位体組成およびウラン235濃度に基づき制限値を満たすよう設定する。

- (注8) 記載内容は、代表組成における4.1wt%濃縮ウラン相当の場合の値であり、公称値は工事の都度プルトニウム同位体組成およびウラン235濃度に基づき制限値を満たすよう設定する。
- (注9) 記載内容は、代表組成における4.1wt%濃縮ウラン相当のプルトニウム富化度を算出するに当たって設定した値であり、公称値は制限値を満たすよう工事の都度燃料体製造者からの通知に基づき設定する。
- (注10) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（2020年1月31日関原発第483号、第485号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では「耐食耐熱ニッケル基合金」としている。

原子炉本体

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

本工事における「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の適用条文に係る範囲に限る。

なお、第2章における2項、3項及び4項については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号及び平成28年1月21日付け原規規発第1601211号にて認可された工事計画による。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5. 5 安全弁等、5. 6 逆止め弁、5. 7 内燃機関の設計条件、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に定められた燃料体検査に合格していること（輸入した燃料体以外にあつては、燃料体の設計の認可を受けていることを含む。）を確認するため、調達</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p>

変更前	変更後
<p data-bbox="248 256 761 288">管理について保安規定に定め管理する。</p> <p data-bbox="248 363 1137 719">燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力、温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量及び水質の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件において、耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに耐食性、水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。</p> <p data-bbox="248 794 1137 879">燃料体は下部炉心板の上に配列され、その荷重を下部炉心支持板及び炉心そうにより原子炉容器のフランジで支持する設計とする。</p> <p data-bbox="248 954 1137 1150">燃料体は、設置（変更）許可を受けた、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p data-bbox="248 1225 1137 1310">炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重及び地震力に加え、熱応力の荷重に耐える設計とする。</p>	<p data-bbox="1151 363 2040 719">燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力、温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量及び水質の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件において、耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに耐食性、水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。</p> <p data-bbox="1151 794 2040 879">燃料体は下部炉心板の上に配列され、その荷重を下部炉心支持板及び炉心そうにより原子炉容器のフランジで支持する設計とする。</p> <p data-bbox="1151 954 2040 1150">燃料体は、設置（変更）許可を受けた、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p data-bbox="1151 1225 2040 1310">炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重及び地震力に加え、熱応力の荷重に耐える設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p>	<p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p>
<p>燃料体（燃料要素以外の燃料体の構成要素）、減速材、反射材及び炉心支持構造物（原子炉容器内で炉心付近に位置する燃料体以外の構成要素）は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p>	<p>燃料体（燃料要素以外の燃料体の構成要素）、減速材、反射材及び炉心支持構造物（原子炉容器内で炉心付近に位置する燃料体以外の構成要素）は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p>
<p>炉心の過剰増倍率の低下に応じて燃料取替を行い、燃料取替時の炉心設計については、設置（変更）許可を受けた炉心の安全性確認項目が安全解析使用値から逸脱しないことを確認するため、保安規定に取替炉心の安全性評価を実施することを定め管理する。</p>	<p>炉心の過剰増倍率の低下に応じて燃料取替を行い、燃料取替時の炉心設計については、設置（変更）許可を受けた炉心の安全性確認項目が安全解析使用値から逸脱しないことを確認するため、保安規定に取替炉心の安全性評価を実施することを定め管理する。</p> <p>1. 1 燃料体（17行17列A型燃料集合体（国産）（ウラン燃料）、17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）、17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）、17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）は除く）</p>

変更前	変更後
	<p>二酸化ウラン燃料材は、次のいずれにも適合する設計とする。</p> <p>(1) 以下に掲げる元素を含有する場合における当該元素の含有量のウランの含有量に対する百分率の値は、それぞれ以下に掲げる値であること。</p> <p>炭素 0.010 以下</p> <p>ふっ素 0.0015 以下</p> <p>水素 0.0002 以下</p> <p>窒素 0.0075 以下</p> <p>(2) ウラン 235 の含有量のウラン含有量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>(3) ペレット型燃料材にあつては、ペレットが次に適合する設計とする。</p> <p>a. 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>b. 密度の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>c. 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</p> <p>d. 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p> <p>(4) ガドリニウムを添加していないものにあつては、次に適合する設計とする。</p> <p>a. ウランの含有量の全重量に対する百分率の値は、87.7 以上であること。</p>

変更前	変更後
	<p>b. 酸素の原子数のウランの原子数に対する比率の値は、1.99以上2.02以下であること。</p> <p>(5) ガドリニウムを添加したものにあつては、次に適合する設計とする。</p> <p>a. ウランの含有量の全重量に対する百分率の値は、実用上差し支えがないものであること。</p> <p>b. 酸素の原子数のウランの原子数に対する比率の値は、実用上差し支えがないものであること。</p> <p>c. ガドリニウムの含有量の全重量に対する百分率の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>d. ガドリニウムの均一度は、実用上差し支えがないものであること。</p> <p>ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材は、次のいずれにも適合する設計とする。</p> <p>(1) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>(2) 酸素の原子数のウラン及びプルトニウムの原子数の合計に対する比率の値は、実用上差し支えがないものであること。</p> <p>(3) ウラン 235、プルトニウム 239 及びプルトニウム 241 の含有量の合計のウラン及びプルトニウムの含有量の合計に対する</p>

変更前	変更後
	<p>百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>(4) プルトニウムの均一度は、実用上差し支えがないものであること。</p> <p>(5) ペレット型燃料材にあつては、ペレットが次に適合する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none">a. 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。b. 密度の偏差は、著しく大きくないこと。c. 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。d. 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。 <p>ジルコニウム合金燃料被覆材は、次のいずれにも適合する設計とする。</p> <p>(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>(2) 被覆材の軸は、著しく湾曲していないこと。</p> <p>(3) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値は、日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「4 品質」の表 2 及び表 3 に規定する値であること。</p> <p>(4) 日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書 C 水素化物方位試験方法」又はこれと同等の方法によって水素化物方位試験を行ったとき、水素化物方向性係数が 0.45 を超えないこと。</p>

変更前	変更後
	<p>(5) 日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書 D 超音波探傷試験方法」又はこれと同等の方法によって超音波探傷試験を行ったとき、対比試験片の人工傷からの欠陥信号と同等以上の欠陥信号がないこと。</p> <p>(6) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</p> <p>(7) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p> <p>(8) 表面の粗さの程度は、実用上差し支えがないものであること。</p> <p>(9) 日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書 B 腐食試験方法」又はこれと同等の方法によって腐食試験を行ったとき、表面に著しい白色又は褐色の酸化物が付着せず、かつ、腐食質量増加が 3 日間で 22mg/dm² 以下又は 14 日間で 38mg/dm² 以下であること。</p> <p>(10) 応力除去焼きなましを行ったものにあつては、日本産業規格 Z2241(2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが必要な値であること。</p> <p>ジルコニウム合金端栓は、次のいずれにも適合する設計とする。</p> <p>(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>(2) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値は、日本産業</p>

変更前	変更後
	<p>規格 H4751 (2016) 「ジルコニウム合金管」の「4 品質」の表 2 及び表 3 に規定する値であること。ただし、表 3 に掲げるニオブおよびカルシウムを除く。</p> <p>(3) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</p> <p>(4) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p> <p>(5) 日本産業規格 H4751 (2016) 「ジルコニウム合金管」の「附属書 B 腐食試験方法」又はこれと同等の方法によって腐食試験を行ったとき、表面に著しい白色又は褐色の酸化物が付着せず、かつ、腐食質量増加が 3 日間で 22mg/dm² 以下又は 14 日間で 38mg/dm² 以下であること。</p> <p>(6) 再結晶焼きなましを行ったジルコニウム合金端栓は、日本産業規格 Z2241 (2011) 「金属材料引張試験方法」、ASTM International 規格 ASTM B 351 「Standard Specification for Hot-Rolled and Cold-Finished Zirconium and Zirconium Alloy Bars, Rod, and Wire for Nuclear Application」又はこれと同等の方法によって以下に掲げるいずれかの試験温度において引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが同欄に掲げる試験温度の区分に応じ、それぞれ以下に掲げる値であるものであること。</p> <p>a. 試験温度 室温</p>

変更前	変更後
	<p>引張強さ：415N/mm²以上 耐力：240 N/mm²以上 伸び：14%以上</p> <p>b. 試験温度 316℃ 引張強さ：215N/mm²以上 耐力：105N/mm²以上 伸び：24%以上</p> <p>燃料材、燃料被覆材及び端栓以外の燃料体の部品は、次の各号のいずれにも適合する設計とする。</p> <p>(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。 (2) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。 (3) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。 (4) 支持格子、上部支持板、下部支持板、制御棒案内シングルにあつては、次に適合する設計とする。</p> <p>a. 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。 b. 日本産業規格 Z2241 (2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが必要な値であること。</p>

変更前	変更後
	<p>燃料要素は、次のいずれにも適合する設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none">(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。(2) 燃料要素の軸は、著しく湾曲していないこと。(3) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。(4) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。(5) 日本産業規格 Z4504 (2008)「放射線表面汚染の測定方法—β線放出核種（最大エネルギー0.15MeV以上）及びα線放出核種」における間接測定法又はこれと同等の方法によって測定したとき、表面に付着している核燃料物質の量が 0.00004Bq/mm²を超えないこと。(6) ヘリウム漏えい試験を行ったとき、漏えい量が 1億分の304MPa・mm³/sを超えないこと。(7) 溶接部にブローホール、アンダーカット等で有害なものがないこと。(8) 部品の欠如がないこと。 <p>燃料要素の集合体である燃料体は、次の各号のいずれにも適合する設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none">(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。(2) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。

変更前	変更後
<p>5. 主要対象設備</p> <p>原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>(3) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p> <p>(4) 部品の欠如がないこと。</p> <p>5. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

表1 原子炉本体の主要設備リスト (注1)

		変更前					変更後				
設備区分	機器区分	名称	設計基準対象施設 (注2)		重大事故等対処設備 (注2)		名称	設計基準対象施設 (注2)		重大事故等対処設備 (注2)	
			耐震重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
燃料体	燃料体	17行17列B型 燃料集合体(ウ ラン・プルトニ ウム混合酸化 物燃料)	S	—	—	—	変更なし	—	—	—	—

(注1) 「表1 原子炉本体の主要設備リスト」のうち、本設計及び工事計画の申請対象設備に限る。なお、申請対象設備を除く設備については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号及び平成28年1月21日付け原規規発第1601211号にて認可された工事計画による。

(注2) 表1に用いる略語の定義は「付表1」による。

付表 1 略語の定義(1/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	耐震重要度分類	S	耐震重要度分類における S クラス（津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。））、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）
		S*	S クラスの施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備 なお、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）を保持するものとする。
		B	耐震重要度分類における B クラス（B-1、B-2 及び B-3 を除く。）
		B-1	B クラスの設備のうち、共振のおそれがあるため、弾性設計用地震動 Sd に 2 分の 1 を乗じたものによる地震力に対して耐震性を保持できる設計とするもの
		B-2	B クラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの
		B-3	B クラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して使用済燃料ピットの冷却、給水機能を保持できる設計とするもの
		C	耐震重要度分類における C クラス（C-1、C-2 及び C-3 を除く。）
		C-1	C クラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの
		C-2	C クラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、地震時の溢水の伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの
		C-3	C クラスの設備のうち、屋外重要土木構造物であるため、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できる設計とするもの
		—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの

付表 1 略語の定義(2/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	機器クラス	クラス 1	技術基準規則第二条第二項第三十二号に規定する「クラス 1 容器」、「クラス 1 管」、「クラス 1 ポンプ」、「クラス 1 弁」又はこれらを支持する構造物
		クラス 2	技術基準規則第二条第二項第三十三号に規定する「クラス 2 容器」、「クラス 2 管」、「クラス 2 ポンプ」、「クラス 2 弁」又はこれらを支持する構造物
		クラス 3	技術基準規則第二条第二項第三十四号に規定する「クラス 3 容器」又は「クラス 3 管」
		クラス 4	技術基準規則第二条第二項第三十五号に規定する「クラス 4 管」
		格納容器 ^(注1)	技術基準規則第二条第二項第二十八号に規定する「原子炉格納容器」
		炉心支持構造物	原子炉容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの
		Non	上記以外の容器、管、ポンプ、弁又は支持構造物
		—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの又は上記以外のもの

付表 1 略語の定義(3/3)

		略語	定義
重大事故等 対処設備	設備分類	常設/防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設重大事故防止設備」
		常設耐震/防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設/緩和	技術基準規則第四十九条第一項第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」
		常設/その他	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備
		可搬/防止	重大事故防止設備のうち可搬型のもの
		可搬/緩和	重大事故緩和設備のうち可搬型のもの
		可搬/その他	可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備以外の可搬型重大事故等対処設備
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの
	重大事故等 機器クラス	SA クラス 2	技術基準規則第二条第二項第三十八号に規定する「重大事故等クラス 2 容器」、「重大事故等クラス 2 管」、「重大事故等クラス 2 ポンプ」、「重大事故等クラス 2 弁」又はこれらを支持する構造物
		SA クラス 3	技術基準規則第二条第二項第三十九号に規定する「重大事故等クラス 3 容器」、「重大事故等クラス 3 管」、「重大事故等クラス 3 ポンプ」又は「重大事故等クラス 3 弁」
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの又は、使用条件を踏まえ、十分な強度を有していることを確認できる一般産業品規格を準用するもの
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの又は上記以外のもの

(注 1) 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版含む。)) <第 I 編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)における「クラス MC」である。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉本体に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）・ 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）	<p>第2章 個別項目</p> <p>原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）・ 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）・ 原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和63年5月12日）」・ 原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用い

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2004)・原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)・原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007 (2013 年追補版))・原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007 (2010 年追補版))・原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007)・原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程 (JEAC4602-2004)	<p>られる混合酸化物燃料について (平成 7 年 6 月 19 日) 」</p> <ul style="list-style-type: none">・原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について (昭和 51 年 2 月 16 日) 」・原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2004)・原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)・原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007 (2013 年追補版))・原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007 (2010 年追補版))・原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007)・原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程 (JEAC4602-2004)

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S 012-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 	<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S 012-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針
<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S 017-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 	<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S 017-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針
<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S NC1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S NC1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格

なお、火災防護設備の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」及び浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号及び平成31年4月26日付け原規規発第19042617号にて認可された工事計画による。

9 原子炉本体に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置（変更）許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準」という。）の要求事項に適合するための設計（基本設計方針及び要目表）に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <p>1. 工事の手順</p> <p>1.1 工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図1に示す。</p> <p>1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図2に示す。</p> <p>1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>燃料体に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図3に示す。</p> <p>2. 使用前事業者検査の方法</p> <p>構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他発電用原子炉施設が設計及び工事の計画に従って施設されたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。</p> <p>また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとするを要領書等で定め実施する。</p> <p>2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表1に示す検査を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前			変更後
表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）※1			
検査項目	検査方法		判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査) ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。
	外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。
	組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査)	組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおり組立て、据付けされていること。
	状態確認検査	評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること。
	耐圧検査※2	技術基準の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを確認する。耐圧検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
	漏えい検査※2	耐圧検査終了後、技術基準の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を確認する。なお、漏えい検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	著しい漏えいのないこと。
	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	地盤の地質状況が、原子炉格納施設の基盤として十分な強度を有することを確認する。	設工認のとおりであること。
建物・構築物の構造を確認する検査	主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設工認のとおりであること。	
※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。 ※2：耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合は、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。			
2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附			
			変更なし

変更前	変更後
<p>属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格（JSME S NB1-2007）又は（JSME S NB1-2012/2013）」（以下「溶接規格」という。）第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表2-1、表2-2に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。 ・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。 <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表2-1、表2-2に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成12年6月30日以前に電気事業法（昭和39年法律第170号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。 ・平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 ・平成25年7月8日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 ・前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物埋設施設、特定廃棄物 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後																						
<p>管理施設をいう。</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5 に示されている溶接士が溶接を行う場合。 ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5 の有効期間内に溶接を行う場合。 <p style="text-align: center;">表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">検査項目</th> <th style="text-align: center;">検査方法及び判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶接施工法の内容確認</td> <td>計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>材料確認</td> <td>試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>開先確認</td> <td>試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>溶接作業中確認</td> <td>溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>外観確認</td> <td>試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>溶接後熱処理確認</td> <td>溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>浸透探傷試験確認</td> <td>技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。</td> </tr> <tr> <td>機械試験確認</td> <td>溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。</td> </tr> <tr> <td>断面検査確認</td> <td>管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。</td> </tr> <tr> <td>(判定) ※1</td> <td>以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：() は検査項目ではない。</p>	検査項目	検査方法及び判定基準	溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。	材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。	外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。	溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。	浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。	機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。	断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	(判定) ※1	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。	<p>変更なし</p>
検査項目	検査方法及び判定基準																						
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。																						
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。																						
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。																						
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。																						
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。																						
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。																						
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。																						
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。																						
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。																						
(判定) ※1	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。																						

変更前		変更後
表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）		
検査項目	検査方法及び判定基準	
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。	
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。	
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。	
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。	
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	
（判定）※1	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。	
<p>※1：（ ）は検査項目ではない。</p> <p>(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項</p> <p>発電用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について、表 3-1 に示す検査を行う。</p> <p>また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービード溶接を適用することができ、この場合、テンパービード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については、表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。</p> <p>① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <p>② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法 ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法 		
		変更なし

変更前		変更後
表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項		
検査項目	検査方法及び判定基準	変 更 な し
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。	
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。	
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。	
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合するものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。	
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。	
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。	
耐圧検査※ ¹	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認) 溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。	
(適合確認) ※ ²	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。	
<p>※1：耐圧検査の方法について、表 3-1 によらない場合は、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。</p> <p>※2：() は検査項目ではない。</p>		

変更前					変更後
表 3-2 溶接施工した構造物に対して確認する事項（テンパービード溶接を適用する場合）					
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接
材料検査	1. 中性子照射 10^{19} nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	2. 溶接材料の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用
開先検査	1. 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。	適用	適用	適用	適用
	2. 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。	適用	適用	適用	適用
	3. 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用
	4. 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であること。	適用	—	適用	—
	5. 個々の溶接部の面積は650cm ² 以下であることを確認する。	適用	—	適用	—
	6. 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	適用	—	—
	7. 適用する溶接施工法に、溶接開先部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	—	適用	—
溶接作業検査	自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。				
	1. 自動ティグ溶接は、溶加材を通電加熱しない方法であることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。				
	①各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	②2層目端部の溶接は、1層目溶接端の母材熱影響部（1層目溶接による粗粒化域）が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接端と2層目溶接端の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。	適用	—	適用	—
	③予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	④当該施工法にパス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	⑤当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
⑥余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。	適用	—	適用	—	
⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ビードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。	適用	—	適用	—	
非破壊検査	溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。				
	1. 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	—	—	—
	2. 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。				
	①溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で48時間以上経過した後に実施していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用
	③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	—	適用	適用	—
	④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	—	—	—
	⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	—	—	—	適用
3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用	

変更なし

変更前		変更後		
<p>2.1.3 燃料体に係る検査</p> <p>燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表4に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。</p> <p>(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時</p> <p>(2) 燃料要素の加工が完了した時</p> <p>(3) 加工が完了した時</p> <p>また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。</p>				
表4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）※1				
検査項目	検査方法	判定基準		
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査※2	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。		
	寸法検査		使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 圧力検査 六 漏えい検査(この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。)	外観検査		主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	
	表面汚染密度検査		有害な欠陥等がないことを確認する。	
	溶接部の非破壊検査		表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	
	漏えい検査		溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
	(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査(この表の(2)五に掲げる検査が行われる場合を除く。) 四 質量検査		圧力検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。
			質量検査	初期圧力が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。
			燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
<p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>※2：MOX燃料における実際の製造段階で確定するプルトニウム含有率の燃料体平均、プルトニウム含有率及び核分裂プルトニウム富化度のペレット最大並びにウラン235濃度の設計値と許容範囲は使用前事業者検査要領書に記載し、要目表に記載した条件に合致していることを確認する。</p>				

変更なし

変更前	変更後						
<p>2.2 機能又は性能に係る検査</p> <p>機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。</p> <p>ただし、表1の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表5、表6又は表7の表中に示す検査を表1の表中に示す検査に替えて実施する。</p> <p>また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。</p> <p>構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。</p> <p>2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査</p> <p>発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表5に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表5 燃料体を挿入できる段階の検査^{※1}</p> <table border="1" data-bbox="209 1093 1353 1467"> <thead> <tr> <th data-bbox="209 1093 517 1137">検査項目</th> <th data-bbox="517 1093 1082 1137">検査方法</th> <th data-bbox="1082 1093 1353 1137">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="209 1137 517 1467">発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査</td> <td data-bbox="517 1137 1082 1467">発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。</td> <td data-bbox="1082 1137 1353 1467">原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査</p> <p>発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表6に示す検査を実施する。</p>	検査項目	検査方法	判定基準	発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	<p>変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。					

変更前		変更後												
表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査 ^{※1}														
検査項目	検査方法	判定基準												
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。												
<p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.2.3 工事完了時の検査</p> <p>全ての工事が完了したとき、表7に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 7 工事完了時の検査^{※1}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">検査項目</th> <th style="text-align: center;">検査方法</th> <th style="text-align: center;">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査</td> <td>工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。</td> <td>当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.3 基本設計方針検査</p> <p>基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表8に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 8 基本設計方針検査</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">検査項目</th> <th style="text-align: center;">検査方法</th> <th style="text-align: center;">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本設計方針検査</td> <td>基本設計方針のうち表1、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。</td> <td>「基本設計方針」のとおりであること。</td> </tr> </tbody> </table>			検査項目	検査方法	判定基準	発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	検査項目	検査方法	判定基準	基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。
検査項目	検査方法	判定基準												
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。												
検査項目	検査方法	判定基準												
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。												
		変更なし												

変更前	変更後						
<p>2.4 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <p>実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」のとおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカ等の記録の信頼性を確保するため、表 9 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 9 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <table border="1" data-bbox="209 674 1350 1050"> <thead> <tr> <th data-bbox="209 674 517 723">検査項目</th> <th data-bbox="517 674 1083 723">検査方法</th> <th data-bbox="1083 674 1350 723">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="209 723 517 1050">品質マネジメントシステムに係る検査</td> <td data-bbox="517 723 1083 1050">工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。</td> <td data-bbox="1083 723 1350 1050">設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事管理が行われていること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 工事上の留意事項</p> <p>3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工事に資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、維持する。</p>	検査項目	検査方法	判定基準	品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事管理が行われていること。	<p>変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事管理が行われていること。					

変更前	変更後
<p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺管理区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。</p> <p>h. 修理の方法は、基本的に「図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、蒸気発生器、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け若しくは同等の方法により適切な処置を実施する。</p> <p>i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。</p> <p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項</p> <p>燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. 加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を維持する。</p> <p>e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>

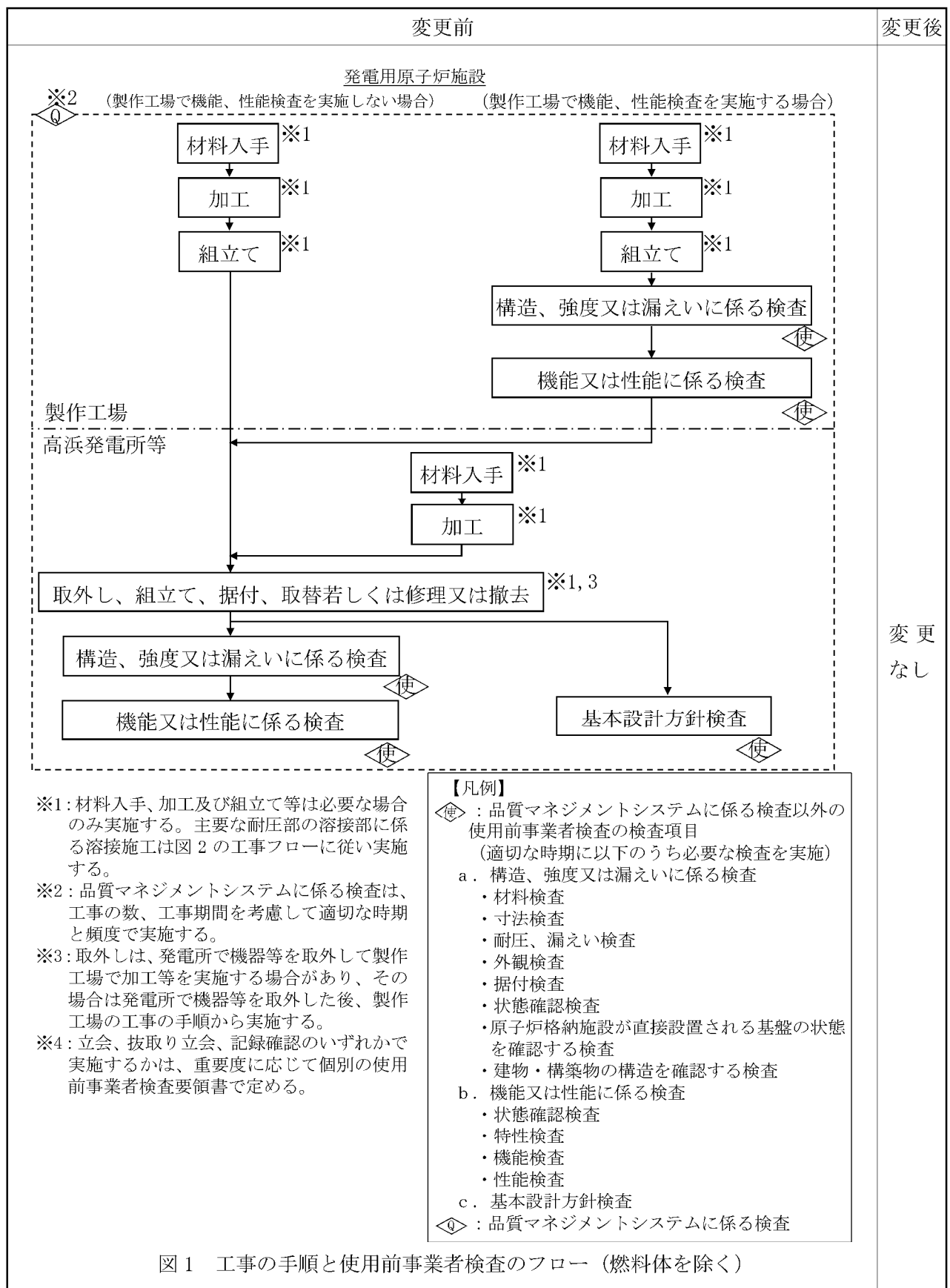


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く)

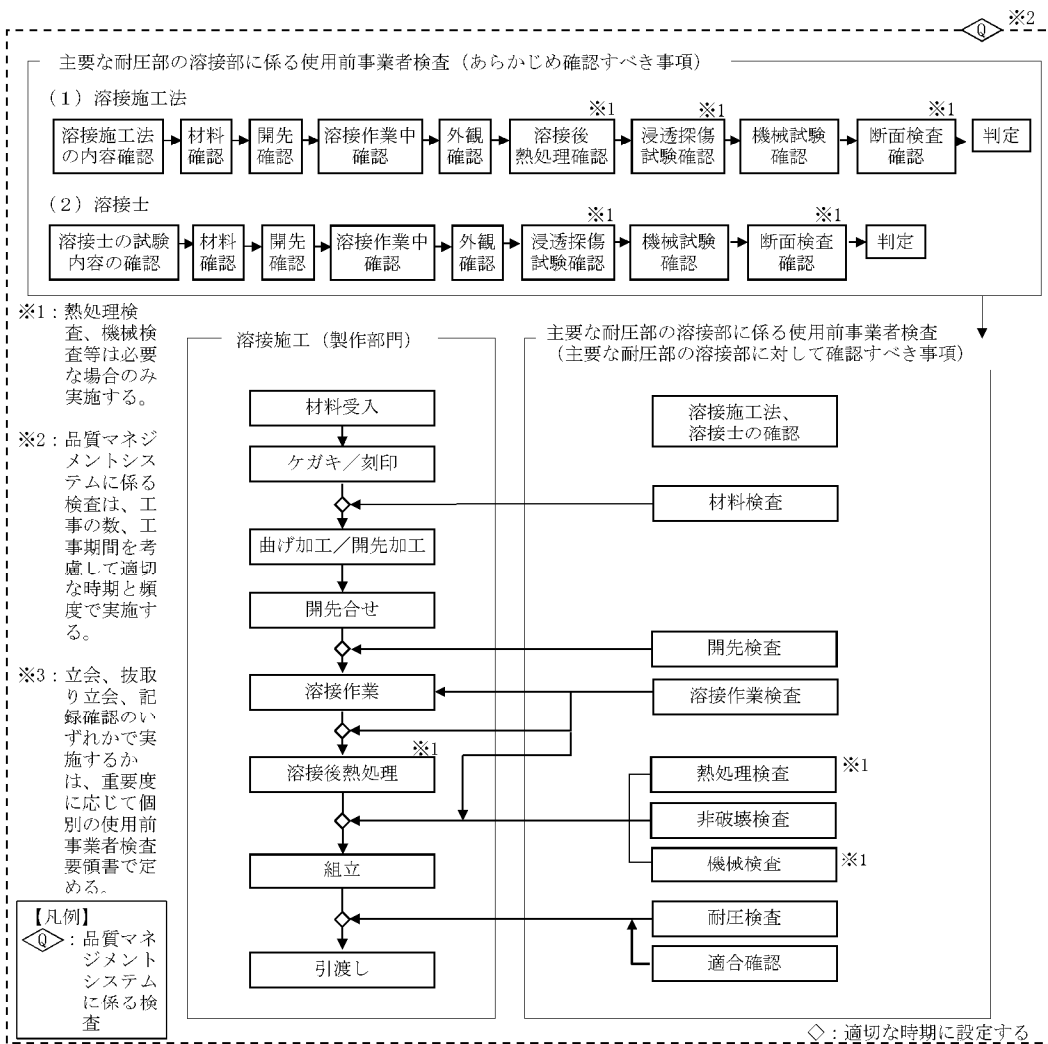
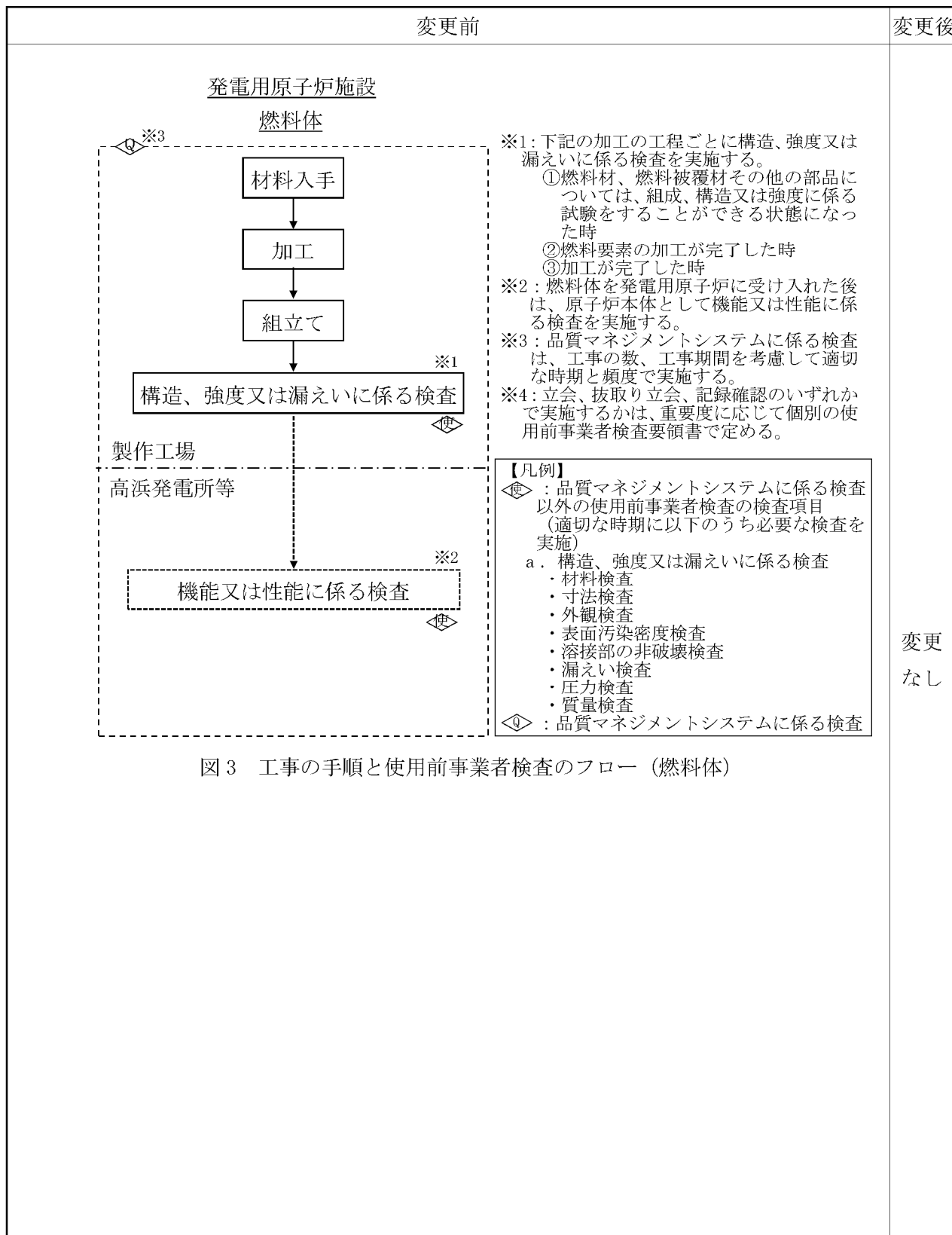


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

変更なし



核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

6 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5.5 安全弁等、5.8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

7 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

原子炉冷却系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（蒸気タービンに係るものを除く。）にあつては、次の事項

1 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>これらの試験及び検査については、<u>使用前事業者検査及び定期事業者検査</u>（注1）の法定検査及び「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</u>」に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</p> <p>重大事故等対処設備は機能・性能の確認において、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとはしない設計とする。</p> <p>また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>運転中における安全保護系に準じる設備である、ATWS緩和設備においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、検査実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。</p> <p>代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>5. 2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。</p> <p>ただし、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造であって、5. 2. 1及び5. 2. 2によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう JSME 設計・建設規格を参考に同等以上の性能を有することを確認する。また、重大事故等クラス3機器であって、完成品は、5. 2. 1及び5. 2. 2によらず、消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し、使用環境及び使用条件に対して、要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部であって、5. 2. 3によらない場合は、母材と同等の方法、同じ試験圧力での耐圧試験にて、当該機器のうち主要な耐圧部の溶接部が、<u>使用前事業者検査</u>^(注2)により確認する性能と同等以上の性能を有することを確認する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「設備リスト」による。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>5. 2. 3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について</p> <p>クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管、原子炉格納容器、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、<u>使用前事業者検査</u>^(注2)により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">・不連続で特異な形状でない設計とする。・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。・適切な強度を有する設計とする。・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。	<p>変更なし</p>

(注1) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査」と記載

(注2) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「溶接事業者検査」と記載

1.2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

蒸気タービンに係るものにあつては、次の事項

3 蒸気タービンの基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>蒸気タービンの共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5. 7 内燃機関の設計条件、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他（6. 4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 蒸気タービン</p> <p>1. 2 蒸気タービンの附属設備</p> <p>ポンプを除く蒸気タービンの附属設備に属する容器及び管の耐圧部分に使用する材料は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものを使用する。</p> <p>また、蒸気タービンの附属設備のうち、主要な耐圧部の溶接部については、次の通りとし、<u>使用前事業者検査</u>^(注1)により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <p>(1) 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>(2) 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>(3) 適切な強度を有するものであること。</p> <p>(4) 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したのにより溶接したものであること。</p> <p>なお、主要な耐圧部の溶接部とは、蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器のうち水用の容器又は管であって、最高使用温度 100℃未満のものについては、最高使用圧力 1,960kPa、それ以外の容器については、最高使用圧力 98kPa、水用の管以外の管については、最高使用圧力 980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）以上の圧力が加えられる部分について溶接を必要とするものをいう。また、蒸気タービンに係る外径 150mm 以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするものをいう。</p> <p>蒸気タービンの附属設備のうち、主蒸気、給復水系統の機器の仕様は、運転中に想定される最大の圧力・温度、必要な容量等を考慮した設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプは、外部電源喪失等により、通常の給水系統が使用不能の場合でも、1次系の余熱を除去するに十分な冷却水を供給できる設計とする。</p> <p>なお、タービン動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が空冷式非常用発電装</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>置から開始されるまでの間を含む発電用原子炉停止時に原子炉容器において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することができる設備としても使用する。</p> <p>タービンバイパス設備は、必要に応じて、空気作動式のタービンバイパス弁（容量 約 250t/h/個、個数 15）を介して2次冷却設備の蒸気を復水器に放出し、1次冷却設備中に蓄積されている熱を除去できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

（注1）記載の適正化を行う。既工事計画書には「溶接事業者検査」と記載

4 蒸気タービンに係る工事の方法

変更前	変更後
蒸気タービンに係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

計測制御系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものを除く。）にあつては、次の事項

10 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5.7 内燃機関の設計条件、5.8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

1.1 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものにあつては、次の事項

4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る工事の方法

変更前	変更後
発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

放射性廃棄物の廃棄施設

5 放射性廃棄物の廃棄施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5.7 内燃機関の設計条件、5.8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

6 放射性廃棄物の廃棄施設に係る工事の方法

変更前	変更後
放射性廃棄物の廃棄施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

放射線管理施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

4 放射線管理施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>放射線管理施設の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5.7 内燃機関の設計条件、5.8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

5 放射線管理施設に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>放射線管理施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

原子炉格納施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

4 原子炉格納施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5. 7 内燃機関の設計条件、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

5 原子炉格納施設に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>原子炉格納施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

その他発電用原子炉の附属施設

1 非常用電源設備

4 非常用電源設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5.6 逆止め弁を除く。）、6. その他（6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

5 非常用電源設備に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>非常用電源設備に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

2 常用電源設備

4 常用電源設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象（2. 2 津波による損傷の防止を除く。）、3. 火災、5. 設備に対する要求（5. 2 材料及び構造等、5. 3 使用中の亀裂等による破壊の防止、5. 4 耐圧試験等、5. 5 安全弁等、5. 6 逆止め弁、5. 7 内燃機関の設計条件を除く。）、6. その他（6. 4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

5 常用電源設備に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>常用電源設備に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

3 補助ボイラー

1.5 補助ボイラーの基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>補助ボイラー^(注1)の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象(2.2 津波による損傷の防止を除く。)、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求(5.2 材料及び構造等、5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止、5.4 耐圧試験等、5.6 逆止め弁、5.7 内燃機関の設計条件、5.8 電気設備の設計条件を除く。)、6. その他(6.3 安全避難通路等、6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補助ボイラー</p> <p>1.2 補助ボイラーの設計条件</p> <p>補助ボイラーは、ボイラー本体、重油燃焼装置、通風装置、給水設備、自動燃焼制御装置等で構成し、補助ボイラーより発生した蒸気は、蒸気母管を経て、各機器に供給する設計とする。各機器で使用された蒸気のドレンは原則回収し、補助ボイラーの給水として再使用する。</p> <p>補助ボイラーは、長期連続運転が可能で、また、負荷変動に耐える設計とし、補助ボイラーの健全性及び能力を確認するため、必要な箇所の保守点検(試験及び検査を含む。)ができるよう設計する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラー及びその附属設備の耐圧部分に使用する材料は、安全な化学的成分、機械的強度を有するとともに、耐圧部分の構造は、最高使用圧力及び最高使用温度において、発生する応力に対して安全な設計とする。</p> <p>補助ボイラーのうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、<u>使用前事業者検査</u> ^(注2) により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">(1) 不連続で特異な形状でない設計とする。(2) 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶け込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。(3) 適切な強度を有する設計とする。(4) 適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。 <p>補助ボイラーの蒸気ドラムには、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、最大蒸発量と同等容量以上の安全弁を設置し、設備の損傷を防止するために、ドラム内水位、ドラム内圧力等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>補助ボイラーの給水装置は、ボイラーの最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる設計とし、給水の入口及び蒸気の出口については、流路を速やかに遮断できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>補助ボイラーには、ボイラー水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、ボイラー水を抜くことが出来る設計とする。</p> <p>補助ボイラーから排出されるばい煙については、良質燃料（A重油）を使用することにより、硫黄酸化物排出量、窒素酸化物濃度及びばいじん濃度を低減する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

(注1) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ボイラー」と記載

(注2) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「溶接事業者検査」と記載

1.6 補助ボイラーに係る工事の方法

変更前	変更後
<p>補助ボイラーに係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

4 火災防護設備

3 火災防護設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然事象（2. 2 津波による損傷の防止を除く。）、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他（6. 4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

4 火災防護設備に係る工事の方法

変更前	変更後
火災防護設備に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

5 浸水防護施設

3 浸水防護施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>浸水防護施設の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象（2. 2 津波による損傷の防止を除く。）、3. 火災、5. 設備に対する要求（5. 3 使用中の亀裂等による破壊の防止、5. 4 耐圧試験等、5. 5 安全弁等、5. 6 逆止め弁、5. 7 内燃機関の設計条件、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他（6. 4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

4 浸水防護施設に係る工事の方法

変更前	変更後
浸水防護施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

6 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）

2 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>補機駆動用燃料設備の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、5. 設備に対する要求（5. 3 使用中の亀裂等による破壊の防止、5. 5 安全弁等、5. 6 逆止め弁、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他（6. 3 安全避難通路等、6. 4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

3 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

7 非常用取水設備

2 非常用取水設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用取水設備の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5. 2 材料及び構造等、5. 3 使用中の亀裂等による破壊の防止、5. 4 耐圧試験等、5. 5 安全弁等、5. 6 逆止め弁、5. 7 内燃機関の設計条件、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他（6. 3 安全避難通路等、6. 4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

3 非常用取水設備に係る工事の方法

変更前	変更後
非常用取水設備に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

8 敷地内土木構造物

2 敷地内土木構造物の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>敷地内土木構造物の共通項目である「1. 地盤等（1. 1 地盤を除く。）、2. 自然現象（2. 2 津波による損傷の防止、2. 3 外部からの衝撃による損傷の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

3 敷地内土木構造物に係る工事の方法

変更前	変更後
敷地内土木構造物に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

9 緊急時対策所

2 緊急時対策所の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>緊急時対策所の共通項目のうち「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、5. 設備に対する要求（5. 2 材料及び構造等、5. 3 使用中の亀裂等による破壊の防止、5. 4 耐圧試験等、5. 5 安全弁等、5. 6 逆止め弁、5. 7 内燃機関の設計条件、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他（6. 4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

3 緊急時対策所に係る工事の方法

変更前	変更後
緊急時対策所に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

Ⅲ. 工事工程表

今回の工事の工程は次のとおりである。

項目		年		2020年						2021年		
		月		4月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	
原子炉本体	工事期間											
	検査及び使用前確認可能時期	燃料体に係る検査をすることができるようになった時										
		品質マネジメントシステムに係る検査をすることができるようになった時										

※燃料体については、以下の加工の工程ごとに検査を実施する。

- ① 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時
- ② 燃料要素の集合体である燃料体については、燃料要素の加工が完了した時
- ③ 加工が完了した時

IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「高浜発電所原子炉施設保安規定」(以下「保安規定」という。)の品質マネジメントシステム計画(以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。)に定めている。

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」(以下「設工認品質管理計画」という。)は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。

2. 適用範囲・定義

2.1 適用範囲

設工認品質管理計画は、高浜発電所3号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。

2.2 定義

設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。

(1) 実用炉規則

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)をいう。

(2) 技術基準規則

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)をいう。

(3) 実用炉規則別表第二対象設備

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。

(4) 適合性確認対象設備

設計及び工事の計画(以下「設工認」という。)に基づき、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備をいう。

3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム

計画に基づき以下のとおり実施する。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。

設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）

重要度※	グレードの区分
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス
上記以外の設備に係る工事	Cクラス

※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。

発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						その他
	クラス1		クラス2		クラス3		
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
R1	A		B				
R2							
R3			C				

R1：その故障により発電停止となる設備

R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く）

R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）

重要度	グレードの区分
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

設工認における設計、工事及び検査の流れを第 3.2-1 図に示すとともに、設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第 3.2-1 表に示す。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第 3.2-1 表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。

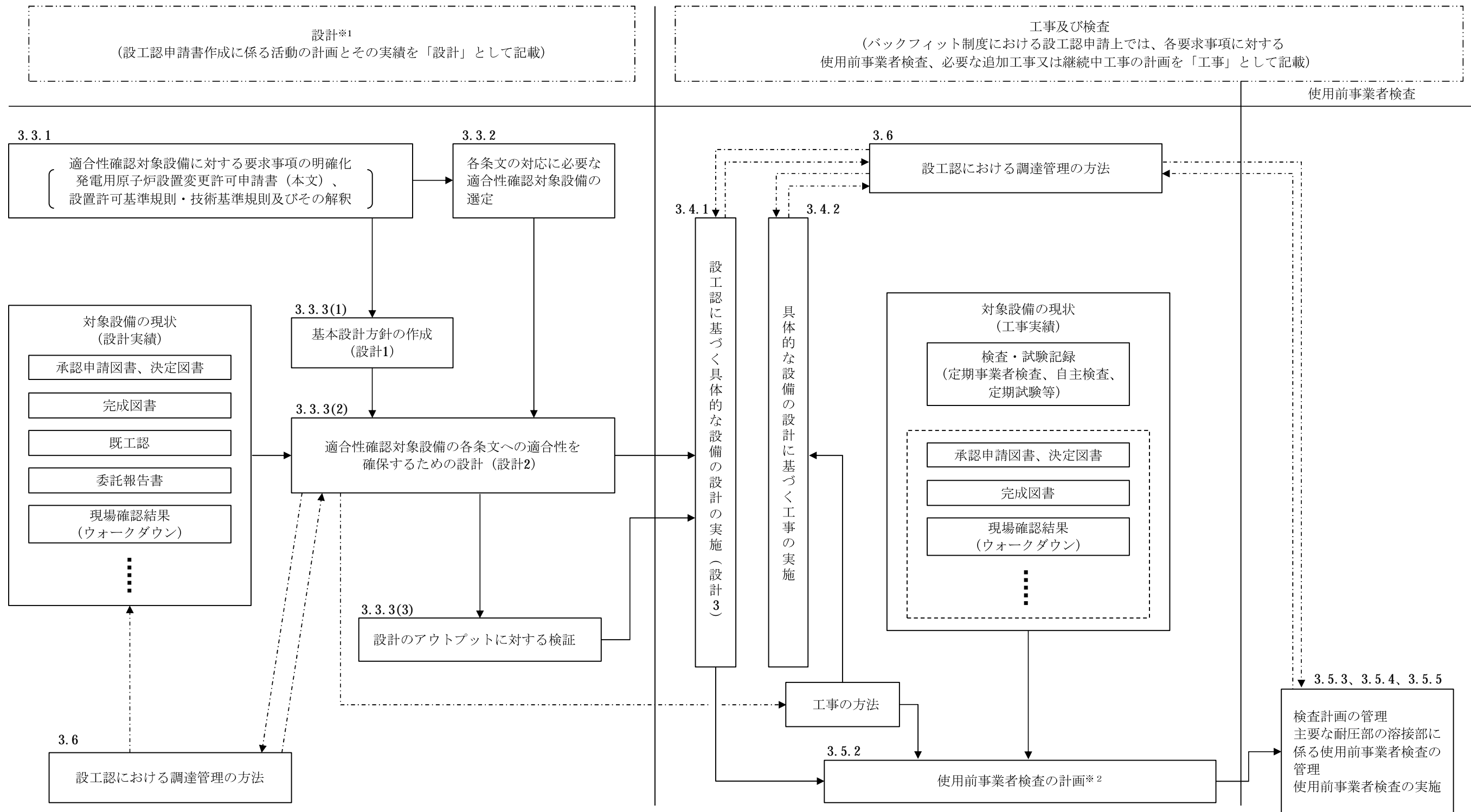
なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第 3.2-1 表における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計 1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	— 適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理

※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。



※1：バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成（設計1）し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計（設計2）を行う業務をいう。
 また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。

※2：条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法（代替確認の考え方を含む。）の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。

——— : 設工認の範囲
 - - - - - : 必要に応じ実施する業務の流れ

第 3.2-1 図 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ

3.3 設計に係る品質管理の方法

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）に対する技術基準規則への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、設計1及び設計2の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。

また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用し

て実施する。

3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかにより、設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計3）を実施する。

- ・自社で設計する場合
- ・「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合
- ・「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合
- ・「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合

3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。

①実設備の仕様の適合性確認

②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、①を第3.5-1表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。

②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事実施箇所が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認を QA 検査に追加する。

また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。

使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第 3.5-1 表に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。

3.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ検査計画を作成する。

使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実

施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。

(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。

実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(4) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設計 要求	設置 要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査
		機能 要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査
			系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査
	評価 要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	

3.6 設工認における調達管理の方法

設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。

(1) 調達文書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）

調達を主管する箇所の長は、一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

調達を主管する箇所の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 計量器の管理

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。

V. 変更の理由

2020年4月の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の改正及び関連規則等が改正され、令和2年4月1日付けで施行されたことに伴い、発電用原子炉施設の基本設計方針の変更等について申請を行う。

VI. 添付書類

1. 添付資料
2. 添付図面

1. 添 付 資 料

目 次

- 資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
- 資料 2 燃料体の強度に関する説明書
 - 別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要
- 資料 3 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐腐食性その他の性能に関する説明書
- 資料 4 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

目 次

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 1 - 1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	T3-添1-1-1
2. 基本方針	T3-添1-1-1
3. 記載の基本事項	T3-添1-1-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	
ロ、発電用原子炉施設の一般構造	
(3) その他の主要な構造	T3-添1-1-ロ-1
(i) a. 設計基準対象施設	
(j) 炉心等	
b. 重大事故等対処施設	
(c) 重大事故対処設備	
ハ、原子炉本体の構造及び設備	
(2) 燃料体	T3-添1-1-ハ-1
(i) 燃料材の種類	
(ii) 燃料被覆材の種類	
(iii) 燃料要素の構造	
(iv) 燃料集合体の構造	

1. 概要

本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文（五号）」と設計及び工事の計画のうち「基本設計方針」及び「機器等の仕様に関する記載事項（以下「要目表」という。）」について示す。

また、設置許可申請書「添付書類八」のうち「本文（五号）」に係る設備設計を記載している箇所についても整合性を示す。

なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 記載の基本事項

説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「添付書類八」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。

上記の変更に関連する記載については、実線のアンダーラインで明示する。表記等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が設置許可申請書と整合していることを明示する。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ．発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本的方針の基に安全設計を行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設</p> <p>(j) 炉心等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし、①輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。</u></p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.12 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.15 発電用原子炉設置変更許可申請（平成30年2月5日申請分）に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.15.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合</p> <p>第十五条 炉心等</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>第6項第1号について</p> <p><u>燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>【原子炉本体】 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p> <p><u>①燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>燃料体は、設置（変更）許可を受けた、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</u></p>	<p>設置変更許可申請書（本文）第五号口項において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり満足している。</p> <p>①工事の計画では、燃料体の仕様（輸送中又は取扱中の負荷を含む）に耐える設計であること含むが、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	<p>本申請の対象は、取替燃料であり、その他設備は認可済みの工事計画に記載。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>b. 重大事故等対処施設（原子炉制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a. 設計基準対象施設に記載）</p> <p>(c) 重大事故等対処設備</p> <p>(c-4) 操作性及び試験・検査性</p> <p>(c-4-2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針</p> <p>1.1.7.4 操作性及び試験・検査性</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>【原子炉冷却系統施設】</p> <p>(基本設計方針)「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>2020年4月の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の改正の施行により、設置変更許可申請書（本文）の「使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査」は、使用前事業者検査及び定期事業者検査となるため、設計及び工事の計画の「使用前事業者検査及び定期事業者検査」は整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																								
<p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(i) 燃料材の種類</p> <p>a. ウラン燃料集合体 二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む） ウラン235濃縮度 初装荷燃料 第1領域 約2.1wt% 第2領域 約2.6wt% 第3領域 約3.1wt% 取替燃料 約4.1wt%以下 ただし、第4～第6領域燃料は濃縮度約3.6wt% ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%以下、ガドリニア濃度約6wt% ペレットの初期密度 理論密度の約95%</p> <p>b. <u>①ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体</u></p>	<p>3. 原子炉及び炉心</p> <p>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(1) 燃料ペレット</p> <p>材 料</p> <p>a. ウラン燃料 二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン ウラン235濃縮度 初装荷燃料 第1領域 約2.1wt% 第2領域 約2.6wt% 第3領域 約3.1wt% 取替燃料 第4～第6領域 約3.6wt% 第7領域以降 約4.1wt%以下 ガドリニア入り燃料については約2.6wt%以下 ガドリニア濃度は約6wt%</p> <p>b. <u>①ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料</u></p>	<p>【原子炉本体】 （要目表） 原子炉本体 加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項</p> <p>3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料 (1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1297 415 2359 1801"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td>-</td> <td>17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">種類</td> <td>-</td> <td><u>①17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="14">主要寸法</td> <td rowspan="6">燃料集合体</td> <td>全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>4,035.5 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>断面寸法（最大の断面寸法）</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>214.3×214.3 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素ピッチ</td> <td>mm</td> <td>12.6 (注4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部支持板下面と燃料要素上端の間隔</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体直角度</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/>以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>全長（端栓とも）</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>3,852.0 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">取替燃料</td> <td rowspan="8">ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素</td> <td>上部端栓頭部長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部端栓頭部長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm</td> <td>3,648 (注4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）直径</td> <td>mm</td> <td>8.05 (注4)</td> <td>8.050 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>11.5 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>9.50 (注3,4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>8.22 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>0.64 (注3,4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナムコイルばね 外径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムコイルばね 外径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> </tbody> </table>			変更前	変更後	名称		-	17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)	種類		-	<u>①17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体</u>	主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）	mm	-	4,035.5 (注2,3)	断面寸法（最大の断面寸法）	mm	-	214.3×214.3 (注2,3)	燃料要素ピッチ	mm	12.6 (注4)	変更なし	上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	-	<input type="checkbox"/> (注3)	燃料集合体直角度	mm	-	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)	全長（端栓とも）	mm	-	3,852.0 (注2,3)	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	上部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	下部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	有効長さ	mm	3,648 (注4)	変更なし	燃料材（ペレット）直径	mm	8.05 (注4)	8.050 (注2,3)	燃料材（ペレット）長さ	mm	-	11.5 (注2,3)	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3,4)	変更なし	燃料被覆材内径	mm	-	8.22 (注2,3)	燃料被覆材肉厚	mm	0.64 (注3,4)	変更なし	上部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	下部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	上部プレナムコイルばね 外径	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	下部プレナムコイルばね 外径	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	<p>設置変更許可申請書（本文）第五号ハ項において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>①設置変更許可申請書（本文）の「燃料集合体」と設計及び工事の計画の「燃料体」は同義であり、整合している。</p>	<p>本申請の対象は、取替燃料であり、その他設備は認可済みの工事計画に記載。</p>
		変更前	変更後																																																																																									
名称		-	17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)																																																																																									
種類		-	<u>①17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体</u>																																																																																									
主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）	mm	-	4,035.5 (注2,3)																																																																																							
		断面寸法（最大の断面寸法）	mm	-	214.3×214.3 (注2,3)																																																																																							
		燃料要素ピッチ	mm	12.6 (注4)	変更なし																																																																																							
		上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	-	<input type="checkbox"/> (注3)																																																																																							
		燃料集合体直角度	mm	-	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)																																																																																							
		全長（端栓とも）	mm	-	3,852.0 (注2,3)																																																																																							
	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	上部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																						
			下部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																						
			有効長さ	mm	3,648 (注4)	変更なし																																																																																						
			燃料材（ペレット）直径	mm	8.05 (注4)	8.050 (注2,3)																																																																																						
			燃料材（ペレット）長さ	mm	-	11.5 (注2,3)																																																																																						
			燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3,4)	変更なし																																																																																						
			燃料被覆材内径	mm	-	8.22 (注2,3)																																																																																						
			燃料被覆材肉厚	mm	0.64 (注3,4)	変更なし																																																																																						
上部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																									
下部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																									
上部プレナムコイルばね 外径	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																									
下部プレナムコイルばね 外径	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																									

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																							
<p>②ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット</p> <p>③プルトニウム富化度</p> <p>取替燃料</p> <p>集合体平均</p> <p>約 4.1wt%濃縮ウラン相当^(*)以下 (約 11wt%以下)</p> <p>ペレット最大</p> <p>13wt%以下 8wt%以下(核分裂性プルトニウム富化度)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>③プルトニウム富化度 = $\frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$</p> <p>核分裂性 プルトニウム富化度 = $\frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$</p> <p>ただし、全Puには²⁴¹Puから嬗変して生じる²⁴¹Amを含む</p> </div>	<p>②ウラン・プルトニウム混合酸化物</p> <p>③プルトニウム富化度</p> <p>取替燃料 集合体平均</p> <p>約 4.1wt%濃縮ウラン相当[*]以下 (約 11wt%以下)</p> <p>ペレット最大 13wt%以下 8wt%以下 (核分裂性 プルトニウム富化度)</p>	<p style="text-align: right;">(2/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="3"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">主要寸法</td> <td rowspan="6" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取替燃料</td> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">支持格子</td> <td>外寸</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ × □^(注5)</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□^(注2,3)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">(上部ノズル)</td> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">上部支持板</td> <td>外寸法</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ × □^(注3,5)</td> </tr> <tr> <td>高さ (下面からパッド上端まで)</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□^(注2,3)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">(下部ノズル)</td> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">下部支持板</td> <td>外寸法</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ × □^(注3,5)</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□^(注2,3)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">シンプル</td> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">制御棒案内</td> <td>外径 (太径部/細径部)</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>太径部: 12.24^(注2,3) 細径部: 10.90^(注2,3)</td> </tr> <tr> <td>肉厚 (太径部/細径部)</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>太径部: 0.41^(注2,3) 細径部: 0.41^(注2,3)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">シンプル</td> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">炉内計装用案内</td> <td>外径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>12.24^(注2,3)</td> </tr> <tr> <td>肉厚</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>0.41^(注2,3)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">材料</td> <td rowspan="3" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取替燃料</td> <td rowspan="3" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">②ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材</td> <td>③プルトニウム含有率^(注6)</td> <td>wt%</td> <td>^(注1,7) 集合体平均: 4.1wt%濃縮ウラン相当 以下 (約 11以下) ペレット最大: 13以下</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>核分裂性プルトニウム富化度^(注6)</td> <td>wt%</td> <td>^(注1) ペレット最大: 8以下</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>ウラン235濃度^(注6)</td> <td>wt%</td> <td>約0.2~約0.4^(注4)</td> <td>変更なし</td> </tr> </tbody> </table>				変更前	変更後	主要寸法	取替燃料	支持格子	外寸	mm	-	□ × □ ^(注5)	高さ	mm	-	□ ^(注2,3)	(上部ノズル)	上部支持板	外寸法	mm	-	□ × □ ^(注3,5)	高さ (下面からパッド上端まで)	mm	-	□ ^(注2,3)	(下部ノズル)	下部支持板	外寸法	mm	-	□ × □ ^(注3,5)	高さ	mm	-	□ ^(注2,3)	シンプル	制御棒案内	外径 (太径部/細径部)	mm	-	太径部: 12.24 ^(注2,3) 細径部: 10.90 ^(注2,3)	肉厚 (太径部/細径部)	mm	-	太径部: 0.41 ^(注2,3) 細径部: 0.41 ^(注2,3)	シンプル	炉内計装用案内	外径	mm	-	12.24 ^(注2,3)	肉厚	mm	-	0.41 ^(注2,3)	材料	取替燃料	②ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材	③プルトニウム含有率 ^(注6)	wt%	^(注1,7) 集合体平均: 4.1wt%濃縮ウラン相当 以下 (約 11以下) ペレット最大: 13以下	変更なし	核分裂性プルトニウム富化度 ^(注6)	wt%	^(注1) ペレット最大: 8以下	変更なし	ウラン235濃度 ^(注6)	wt%	約0.2~約0.4 ^(注4)	変更なし	<p>②設置変更許可申請書 (本文) の「焼結ペレット」と設計及び工事の計画の「燃料材」は同義であり、整合している。</p> <p>③設置変更許可申請書 (本文) の「プルトニウム富化度」と設計及び工事の計画の「プルトニウム含有率」は同義であり、整合している。</p>	
			変更前	変更後																																																																							
主要寸法	取替燃料	支持格子	外寸	mm	-	□ × □ ^(注5)																																																																					
			高さ	mm	-	□ ^(注2,3)																																																																					
		(上部ノズル)	上部支持板	外寸法	mm	-	□ × □ ^(注3,5)																																																																				
				高さ (下面からパッド上端まで)	mm	-	□ ^(注2,3)																																																																				
		(下部ノズル)	下部支持板	外寸法	mm	-	□ × □ ^(注3,5)																																																																				
				高さ	mm	-	□ ^(注2,3)																																																																				
	シンプル	制御棒案内	外径 (太径部/細径部)	mm	-	太径部: 12.24 ^(注2,3) 細径部: 10.90 ^(注2,3)																																																																					
			肉厚 (太径部/細径部)	mm	-	太径部: 0.41 ^(注2,3) 細径部: 0.41 ^(注2,3)																																																																					
	シンプル	炉内計装用案内	外径	mm	-	12.24 ^(注2,3)																																																																					
			肉厚	mm	-	0.41 ^(注2,3)																																																																					
	材料	取替燃料	②ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材	③プルトニウム含有率 ^(注6)	wt%	^(注1,7) 集合体平均: 4.1wt%濃縮ウラン相当 以下 (約 11以下) ペレット最大: 13以下	変更なし																																																																				
				核分裂性プルトニウム富化度 ^(注6)	wt%	^(注1) ペレット最大: 8以下	変更なし																																																																				
ウラン235濃度 ^(注6)				wt%	約0.2~約0.4 ^(注4)	変更なし																																																																					

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																																		
<p>④プルトニウム組成比 <u>原子炉級</u> <u>ウラン235濃度</u> 約0.2～約0.4wt% <u>ペレットの初期密度</u> 理論密度の約95%</p> <p>(*)④プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約9wt%となる。</p>	<p>④プルトニウム組成比 <u>原子炉級</u> 核分裂性プルトニウム割合 約55～約82wt% <u>ウラン235濃度</u> 約0.2～約0.4wt%</p> <p>(*)④プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。 原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約9wt%となる。 <u>初期密度</u> 約95%理論密度</p>	<p style="text-align: right;">(3/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">材料</td> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取替燃料</td> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ウラン・プルトニウム混合酸化燃料材</td> <td rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">高プルトニウム</td> <td>核分裂物質量</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率 (注6)</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>ウラン235濃度</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td>0.20 (注2,3,9)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">中プルトニウム</td> <td>核分裂物質量</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率 (注6)</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>ウラン235濃度</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td>0.20 (注2,3,9)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">低プルトニウム</td> <td>核分裂物質量</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率 (注6)</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>ウラン235濃度</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td>0.20 (注2,3,9)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>密度(理論密度比)</td> <td>%</td> <td>95 (注4)</td> <td>95.0 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>酸素対ウラン・プルトニウム比</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>2.00 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">組成</td> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">(注10)</td> <td>ウラン・プルトニウム</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/>以上 (注2)</td> </tr> <tr> <td>炭素</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/>以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/>以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>水素</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/>以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>wt%</td> <td>—</td> <td><input type="checkbox"/>以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>燃料被覆材</td> <td>—</td> <td>ジルカロイ-4 (注4)</td> <td>Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (JIS H4751 ZrTN 804D 質別SR) (注2)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 記載の適正化を行う。記載内容は、既工事計画認可申請書（平成22.07.23原第260号、平成22年10月4日認可）による。</p> <p>(注2) 記載内容は輸入燃料体検査申請書（2020年1月31日関原発第483号、第485号申請）による。</p> <p>(注3) 公称値</p>			変更前	変更後	材料	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化燃料材	高プルトニウム	核分裂物質量	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	プルトニウム含有率 (注6)	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	ウラン235濃度	wt%	—	0.20 (注2,3,9)	中プルトニウム	核分裂物質量	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	プルトニウム含有率 (注6)	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	ウラン235濃度	wt%	—	0.20 (注2,3,9)	低プルトニウム	核分裂物質量	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	プルトニウム含有率 (注6)	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)	ウラン235濃度	wt%	—	0.20 (注2,3,9)			密度(理論密度比)	%	95 (注4)	95.0 (注2,3)			酸素対ウラン・プルトニウム比	—	—	2.00 (注2,3)	組成	(注10)	ウラン・プルトニウム	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以上 (注2)	炭素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)	ふっ素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)	水素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)	窒素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)			燃料被覆材	—	ジルカロイ-4 (注4)	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (JIS H4751 ZrTN 804D 質別SR) (注2)	<p>④設置変更許可申請書（本文）では4.1wt%濃縮ウラン相当となる組成に関する補足説明を記載している。</p> <p>設計及び工事の計画では、代表組成を記載した上で、さらに、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針として、ことから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	<p>基本設計方針に係る該当箇所は次ページに示す。</p>
		変更前	変更後																																																																																																			
材料	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化燃料材	高プルトニウム	核分裂物質量	wt%	—					<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																											
				プルトニウム含有率 (注6)	wt%	—					<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																											
				核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)	wt%	—				<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																												
				ウラン235濃度	wt%	—				0.20 (注2,3,9)																																																																																												
			中プルトニウム	核分裂物質量	wt%	—				<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																												
				プルトニウム含有率 (注6)	wt%	—				<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																												
				核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)	wt%	—				<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																												
				ウラン235濃度	wt%	—				0.20 (注2,3,9)																																																																																												
			低プルトニウム	核分裂物質量	wt%	—				<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																												
				プルトニウム含有率 (注6)	wt%	—				<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																												
				核分裂性 プルトニウム富化度 (注6)	wt%	—	<input type="checkbox"/> (注2,3,8)																																																																																															
				ウラン235濃度	wt%	—	0.20 (注2,3,9)																																																																																															
		密度(理論密度比)	%	95 (注4)	95.0 (注2,3)																																																																																																	
		酸素対ウラン・プルトニウム比	—	—	2.00 (注2,3)																																																																																																	
組成	(注10)	ウラン・プルトニウム	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以上 (注2)																																																																																																	
		炭素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)																																																																																																	
		ふっ素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)																																																																																																	
		水素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)																																																																																																	
		窒素	wt%	—	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)																																																																																																	
		燃料被覆材	—	ジルカロイ-4 (注4)	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (JIS H4751 ZrTN 804D 質別SR) (注2)																																																																																																	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
		<p>(注4) 記載の適正化を行う。記載内容は、既工事計画認可申請書（平成22.07.23原第260号，平成22年10月4日認可）添付書類「資料1 熱出力計算書」による。</p> <p>(注5) 記載内容は輸入燃料体検査申請書（2020年1月31日関原発第483号、第485号申請）による。 なお、輸入燃料体検査申請書では支持格子を「214×214」、上部支持板を「213×213」、下部支持板を「214×214」としている。</p> <p>(注6) ③プルトニウム含有率 = $\frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100 \text{ wt}\%$</p> <p>核分裂性プルトニウム富化度 = $\frac{^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100 \text{ wt}\%$</p> <p>ただし、全Puには²⁴¹Puから壊変して生じる²⁴¹Amを含む。</p> <p>(注7) ④代表組成における約4.1wt%濃縮ウラン相当の燃料体平均プルトニウム含有率は約9.04wt%であり、公称値は工事の都度プルトニウム同位体組成およびウラン235濃度に基づき制限値を満たすよう設定する。</p> <p>(注8) ④記載内容は、代表組成における4.1wt%濃縮ウラン相当の場合の値であり、公称値は工事の都度プルトニウム同位体組成およびウラン235濃度に基づき制限値を満たすよう設定する。</p> <p>(注9) ④記載内容は、代表組成における4.1wt%濃縮ウラン相当のプルトニウム富化度を算出するに当たって設定した値であり、公称値は制限値を満たすよう工事の都度燃料体製造者からの通知に基づき設定する。</p> <p>(注10) プルトニウム質量には²⁴¹Puから壊変して生じる²⁴¹Amを含む。</p> <p>(注11) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（2020年1月31日関原発第483号、第485号申請）による。 なお、輸入燃料体検査申請書では「耐食耐熱ニッケル基合金」としている。</p> <p>【原子炉本体】 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p> <p>④燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>		<p>「③」の整合性は前々ページに示す。</p> <p>「④」の整合性は前ページに示す。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																							
(ii) 燃料被覆材の種類 <u>ジルカロイ-4</u>	第3.2.1表 燃料の設計値 (2) 被覆管 材 料 <u>ジルカロイ-4</u>	【原子炉本体】 (要目表) (3/5) <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">材料</td> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取替燃料</td> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ウラン・プルトニウム混合酸化燃料材</td> <td style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">高プルトニウム</td> <td>核分裂物質量 wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率 (注6) wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>核分裂性</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム富化度 (注6) wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>ウラン 235 濃度 wt%</td> <td>—</td> <td>0.20 (注2,3,9)</td> </tr> <tr> <td style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">中プルトニウム</td> <td>核分裂物質量 wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率 (注6) wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>核分裂性</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム富化度 (注6) wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>ウラン 235 濃度 wt%</td> <td>—</td> <td>0.20 (注2,3,9)</td> </tr> <tr> <td style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">低プルトニウム</td> <td>核分裂物質量 wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率 (注6) wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>核分裂性</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム富化度 (注6) wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> (注2,3,8)</td> </tr> <tr> <td>ウラン 235 濃度 wt%</td> <td>—</td> <td>0.20 (注2,3,9)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>密度(理論密度比) %</td> <td>95 (注4)</td> <td>95.0 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>酸素対ウラン・プルトニウム比</td> <td>—</td> <td>2.00 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">組成</td> <td>ウラン・プルトニウム wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> 以上 (注2)</td> </tr> <tr> <td>炭素 wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素 wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>水素 wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>窒素 wt%</td> <td>—</td> <td><input type="text"/> 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>燃料被覆材</td> <td>—</td> <td><u>ジルカロイ-4</u> (注4) Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (JIS H4751 ZrTN 804D 質別SR) (注2)</td> </tr> </tbody> </table>			変更前	変更後	材料	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化燃料材	高プルトニウム	核分裂物質量 wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	プルトニウム含有率 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	核分裂性	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	プルトニウム富化度 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	ウラン 235 濃度 wt%	—	0.20 (注2,3,9)	中プルトニウム	核分裂物質量 wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	プルトニウム含有率 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	核分裂性	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	プルトニウム富化度 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	ウラン 235 濃度 wt%	—	0.20 (注2,3,9)	低プルトニウム	核分裂物質量 wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	プルトニウム含有率 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	核分裂性	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	プルトニウム富化度 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)	ウラン 235 濃度 wt%	—	0.20 (注2,3,9)			密度(理論密度比) %	95 (注4)	95.0 (注2,3)			酸素対ウラン・プルトニウム比	—	2.00 (注2,3)	組成		ウラン・プルトニウム wt%	—	<input type="text"/> 以上 (注2)	炭素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)	ふっ素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)	水素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)	窒素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)			燃料被覆材	—	<u>ジルカロイ-4</u> (注4) Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (JIS H4751 ZrTN 804D 質別SR) (注2)		
		変更前	変更後																																																																																								
材料	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化燃料材	高プルトニウム	核分裂物質量 wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																					
			プルトニウム含有率 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																						
			核分裂性	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																						
			プルトニウム富化度 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																						
			ウラン 235 濃度 wt%	—	0.20 (注2,3,9)																																																																																						
			中プルトニウム	核分裂物質量 wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																					
			プルトニウム含有率 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																						
			核分裂性	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																						
			プルトニウム富化度 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																						
			ウラン 235 濃度 wt%	—	0.20 (注2,3,9)																																																																																						
			低プルトニウム	核分裂物質量 wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																					
			プルトニウム含有率 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																						
核分裂性	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																									
プルトニウム富化度 (注6) wt%	—	<input type="text"/> (注2,3,8)																																																																																									
ウラン 235 濃度 wt%	—	0.20 (注2,3,9)																																																																																									
		密度(理論密度比) %	95 (注4)	95.0 (注2,3)																																																																																							
		酸素対ウラン・プルトニウム比	—	2.00 (注2,3)																																																																																							
組成		ウラン・プルトニウム wt%	—	<input type="text"/> 以上 (注2)																																																																																							
		炭素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)																																																																																							
		ふっ素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)																																																																																							
		水素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)																																																																																							
		窒素 wt%	—	<input type="text"/> 以下 (注2)																																																																																							
		燃料被覆材	—	<u>ジルカロイ-4</u> (注4) Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (JIS H4751 ZrTN 804D 質別SR) (注2)																																																																																							

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																											
<p>(iii) 燃料要素の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>⑤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）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。</p> <p>b. 主要寸法</p> <p>⑥ 燃料棒外径 約9.5mm</p> <p>⑥ 被覆管厚さ 約0.6mm</p> <p>⑥ 燃料棒有効長さ 約3.7m</p>	<p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>3.2.1.5 主要設備</p> <p>(1) 燃料棒</p> <p>⑤燃料棒は、第3.2.1図に示すように、二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットのいずれかをジルカロイ-4被覆管に挿入し、輸送時、取扱い時等のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイ-4端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。</p> <p>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(2) 被覆管</p> <p>⑥ 外径 約9.50mm</p> <p>⑥ 厚さ 約0.57mm又は約0.64mm</p> <p>第3.1.1表 原子炉及び炉心の設備仕様</p> <p>⑥ 炉心有効高さ 約3.66m</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <p style="text-align: right;">(1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1297 279 2323 1671"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td>-</td> <td>17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">種類</td> <td>-</td> <td>17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="14" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">主要寸法</td> <td rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">燃料集合体</td> <td>全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>4,035.5 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>断面寸法（最大の断面寸法）</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>214.3×214.3 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素ピッチ</td> <td>mm</td> <td>12.6 (注4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部支持板下面と燃料要素上端の間隔</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ (注2)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">燃料集合体直角度</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取替燃料</td> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素</td> <td>全長（端栓とも）</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>3,852.0 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>上部端栓頭部長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部端栓頭部長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>⑥ 有効長さ</td> <td>mm</td> <td>⑥ 3,648 (注4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）直径</td> <td>mm</td> <td>8.05 (注4)</td> <td>8.050 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>11.5 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>⑥ 燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>⑥ 9.50 (注3,4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>8.22 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>⑥ 燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>⑥ 0.64 (注3,4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>□ (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナムコイルばね</td> <td rowspan="2">mm</td> <td rowspan="2">-</td> <td rowspan="2">□ (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>外径</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムコイルばね</td> <td rowspan="2">mm</td> <td rowspan="2">-</td> <td rowspan="2">□ (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>外径</td> </tr> </tbody> </table> <p>【原子炉本体】</p> <p>(基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑤燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p>			変更前	変更後	名称		-	17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)	種類		-	17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体	主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）	mm	-	4,035.5 (注2,3)	断面寸法（最大の断面寸法）	mm	-	214.3×214.3 (注2,3)	燃料要素ピッチ	mm	12.6 (注4)	変更なし	上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	-	□ (注2)	燃料集合体直角度		mm	-	□以下 (注2)	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	全長（端栓とも）	mm	-	3,852.0 (注2,3)	上部端栓頭部長さ	mm	-	□ (注2,3)	下部端栓頭部長さ	mm	-	□ (注2,3)	⑥ 有効長さ	mm	⑥ 3,648 (注4)	変更なし	燃料材（ペレット）直径	mm	8.05 (注4)	8.050 (注2,3)	燃料材（ペレット）長さ	mm	-	11.5 (注2,3)	⑥ 燃料被覆材外径	mm	⑥ 9.50 (注3,4)	変更なし	燃料被覆材内径	mm	-	8.22 (注2,3)	⑥ 燃料被覆材肉厚	mm	⑥ 0.64 (注3,4)	変更なし	上部プレナム長さ	mm	-	□ (注2,3)	下部プレナム長さ	mm	-	□ (注2,3)	上部プレナムコイルばね	mm	-	□ (注2,3)	外径	下部プレナムコイルばね	mm	-	□ (注2,3)	外径	<p>⑤設計及び工事の計画では、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>⑥設計及び工事の計画では、詳細設計に基づく数値を記載しており、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	
		変更前	変更後																																																																																												
名称		-	17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)																																																																																												
種類		-	17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体																																																																																												
主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）	mm	-	4,035.5 (注2,3)																																																																																										
		断面寸法（最大の断面寸法）	mm	-	214.3×214.3 (注2,3)																																																																																										
		燃料要素ピッチ	mm	12.6 (注4)	変更なし																																																																																										
		上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	-	□ (注2)																																																																																										
	燃料集合体直角度		mm	-	□以下 (注2)																																																																																										
	取替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	全長（端栓とも）	mm	-	3,852.0 (注2,3)																																																																																									
			上部端栓頭部長さ	mm	-	□ (注2,3)																																																																																									
			下部端栓頭部長さ	mm	-	□ (注2,3)																																																																																									
			⑥ 有効長さ	mm	⑥ 3,648 (注4)	変更なし																																																																																									
			燃料材（ペレット）直径	mm	8.05 (注4)	8.050 (注2,3)																																																																																									
			燃料材（ペレット）長さ	mm	-	11.5 (注2,3)																																																																																									
			⑥ 燃料被覆材外径	mm	⑥ 9.50 (注3,4)	変更なし																																																																																									
			燃料被覆材内径	mm	-	8.22 (注2,3)																																																																																									
			⑥ 燃料被覆材肉厚	mm	⑥ 0.64 (注3,4)	変更なし																																																																																									
上部プレナム長さ			mm	-	□ (注2,3)																																																																																										
下部プレナム長さ	mm	-	□ (注2,3)																																																																																												
上部プレナムコイルばね	mm	-	□ (注2,3)																																																																																												
外径																																																																																															
下部プレナムコイルばね	mm	-	□ (注2,3)																																																																																												
外径																																																																																															

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>⑦燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シンプルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。</p> <p>⑧燃料集合体は、原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。</p> <p>また、⑧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とする。</p>	<p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>3.2.1.1 概要</p> <p>⑦燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットのいずれかをジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル、支持格子、上部ノズル及び下部ノズル等で構成される。燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンプル、残り1本が炉内計装用案内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源等の挿入に使用する。</p> <p>3.2.1.2 設計方針</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体には、ウラン燃料集合体とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体があり、ウラン燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。</p> <p>⑧燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより確保する。</p> <p>また燃料集合体は他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。</p> <p>このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。</p> <p>a. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素がASME Sec. IIIの規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持されるよう設計する。</p> <p>b. ⑧輸送及び取扱い時に、ウラン燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で6Gと設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されるよう設計する。</p>	<p>【原子炉本体】 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑦⑧燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p> <p><中略></p> <p>⑧燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力、温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量及び水質の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件において、耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに耐食性、水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。</p> <p><中略></p> <p>⑧燃料体は、設置（変更）許可を受けた、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</p>	<p>⑦設計及び工事の計画では、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>⑧工事の計画では、燃料体の仕様（輸送中又は取扱中の荷重を含む）に耐える設計であること含むが、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																					
<p>b. 主要寸法</p> <p>⑨燃料集合体における燃料棒の配列 17×17</p> <p>⑨燃料棒ピッチ 約13mm</p> <p>⑩燃料集合体当たりの燃料棒本数 264</p> <p>⑩燃料集合体当たりの制御棒案内シンプル本数 24</p> <p>⑩燃料集合体当たりの炉内計装用案内シンプル本数 1</p>	<p>⑧また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については、ウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用し、ウラン燃料集合体と同様、常温において6Gの荷重に対して燃料集合体としての機能が保持されるように設計する。ただし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下することから、輸送及び取扱い時の荷重を4Gと制限し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されることを確認する。</p> <p>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p>⑨燃料棒配列 17×17</p> <p>⑩集合体当たり燃料棒数 264</p> <p>⑨燃料棒ピッチ 約12.6mm</p> <p>⑩集合体当たり制御棒案内シンプル数 24</p> <p>⑩集合体当たり炉内計装用案内シンプル数 1</p>	<p>【原子炉本体】 (要目表)</p> <p style="text-align: right;">(1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1299 247 2359 1623"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>名称</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>⑨17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="16">主要寸法</td> <td rowspan="4">燃料集合体</td> <td>全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）</td> <td>mm</td> <td>4,035.5 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>断面寸法 (最大の断面寸法)</td> <td>mm</td> <td>214.3×214.3 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>⑨燃料要素ピッチ</td> <td>mm</td> <td>⑨12.6 (注4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部支持板下面と燃料要素上端の間隔</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2)</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体直角度</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/>以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素</td> <td>全長（端栓とも）</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>3,852.0 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>上部端栓頭部長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部端栓頭部長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm</td> <td>3,648 (注4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）直径</td> <td>mm</td> <td>8.05 (注4)</td> <td>8.050 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>11.5 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>9.50 (注3,4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td>8.22 (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>0.64 (注3,4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナムコイルばね 外径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムコイルばね 外径</td> <td>mm</td> <td>-</td> <td><input type="checkbox"/> (注2,3)</td> </tr> </tbody> </table> <p>【原子炉本体】 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑩燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p>			変更前	変更後	名称	-	-	⑨17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)	種類	-	-	17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体	主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）	mm	4,035.5 (注2,3)	断面寸法 (最大の断面寸法)	mm	214.3×214.3 (注2,3)	⑨燃料要素ピッチ	mm	⑨12.6 (注4)	変更なし	上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2)	燃料集合体直角度	mm	-	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	全長（端栓とも）	mm	-	3,852.0 (注2,3)	上部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	下部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	有効長さ	mm	3,648 (注4)	変更なし	燃料材（ペレット）直径	mm	8.05 (注4)	8.050 (注2,3)	燃料材（ペレット）長さ	mm	-	11.5 (注2,3)	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3,4)	変更なし	燃料被覆材内径	mm	-	8.22 (注2,3)	燃料被覆材肉厚	mm	0.64 (注3,4)	変更なし	上部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	下部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	上部プレナムコイルばね 外径	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	下部プレナムコイルばね 外径	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)	<p>⑨設計及び工事の計画では、標記の違い、または、詳細設計に基づく数値を記載しており、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>⑩設計及び工事の計画では、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	<p>「⑧」の整合性は前ページに示す。</p>
		変更前	変更後																																																																																						
名称	-	-	⑨17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)																																																																																						
種類	-	-	17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体																																																																																						
主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下面より上部支持板上部プレート上面までの長さ）	mm	4,035.5 (注2,3)																																																																																					
		断面寸法 (最大の断面寸法)	mm	214.3×214.3 (注2,3)																																																																																					
		⑨燃料要素ピッチ	mm	⑨12.6 (注4)	変更なし																																																																																				
		上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2)																																																																																				
	燃料集合体直角度	mm	-	<input type="checkbox"/> 以下 (注2)																																																																																					
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	全長（端栓とも）	mm	-	3,852.0 (注2,3)																																																																																				
		上部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																				
		下部端栓頭部長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																				
		有効長さ	mm	3,648 (注4)	変更なし																																																																																				
		燃料材（ペレット）直径	mm	8.05 (注4)	8.050 (注2,3)																																																																																				
		燃料材（ペレット）長さ	mm	-	11.5 (注2,3)																																																																																				
		燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3,4)	変更なし																																																																																				
		燃料被覆材内径	mm	-	8.22 (注2,3)																																																																																				
		燃料被覆材肉厚	mm	0.64 (注3,4)	変更なし																																																																																				
		上部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																				
		下部プレナム長さ	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																				
上部プレナムコイルばね 外径		mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																					
下部プレナムコイルばね 外径	mm	-	<input type="checkbox"/> (注2,3)																																																																																						

資料 1 - 2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	T3-添1-2-1
2. 基本方針	T3-添1-2-1
3. 記載の基本事項	T3-添1-2-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な 体制の整備に関する事項	T3-添1-2-2

1. 概要

本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文（十一号）」と設計及び工事の計画のうち「IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について示す。

なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 記載の基本事項

(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。

(2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。</p> <p>A. 1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉</p> <p>1. 目的 <u>発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</u></p> <p>2. 適用範囲 <u>品質管理に関する事項は、高浜発電所の保安活動に適用する。</u></p> <p>3. 定義 <u>品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。</u> (1) 原子炉施設 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。 (2) 原子力部門 当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各組織（組織の最小単位）の総称をいう。</p>	<p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム <u>当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「高浜発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</u> <u>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</u></p> <p>2. 適用範囲・定義 2.1 適用範囲 <u>設工認品質管理計画は、高浜発電所3号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。</u></p> <p>2.2 定義 <u>設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</u> (1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。 (2) 技術基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。 (3) 実用炉規則別表第二対象設備 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。 (4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備をいう。</p>	<p>設置許可申請書（本文（十一号））において、設計及び工事の計画の内容は以下のとおり満足している。</p> <p>設計及び工事の計画では、高浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画を定めていることから整合している。（以下、設置変更許可申請書（本文十一号）に対応した設計及び工事の計画での説明がない箇所については、保安規定品質マネジメントシステム計画にて対応していることを以て整合している。）</p> <p>設計及び工事の計画の適用範囲は、設置変更許可申請書（本文十一号）の適用範囲に示す高浜発電所の保安活動に包含されていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画の用語の定義に従っていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																													
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 原子力部門は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p>	<p>3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用 設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）</p> <table border="1" data-bbox="1092 533 2015 865"> <thead> <tr> <th>重要度*</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事</td> <td>Aクラス 又は Bクラス</td> </tr> <tr> <td>上記以外の設備に係る工事</td> <td>Cクラス</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1092 961 2015 1167"> <thead> <tr> <th rowspan="2">発電への影響度区分</th> <th colspan="6">安全上の機能別重要度区分</th> <th rowspan="2">その他</th> </tr> <tr> <th colspan="2">クラス1</th> <th colspan="2">クラス2</th> <th colspan="2">クラス3</th> </tr> <tr> <td></td> <td>PS-1</td> <td>MS-1</td> <td>PS-2</td> <td>MS-2</td> <td>PS-3</td> <td>MS-3</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R1</td> <td colspan="2" rowspan="3">A</td> <td colspan="4" rowspan="2">B</td> <td rowspan="3">C</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R2</td> </tr> <tr> <td>R3</td> </tr> </tbody> </table> <p>R1：その故障により発電停止となる設備 R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く） R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）</p> <table border="1" data-bbox="1092 1331 2015 1537"> <thead> <tr> <th>重要度</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）</td> <td>SA常設</td> </tr> <tr> <td>○重大事故等対処設備（可搬設備）</td> <td>SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.6.2 供給者の選定 調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p>	重要度*	グレードの区分	次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス	上記以外の設備に係る工事	Cクラス	発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						その他	クラス1		クラス2		クラス3			PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3		R1	A		B				C		R2	R3	重要度	グレードの区分	○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設	○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い品質管理を行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のグレード分けを行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達のグレード分けを行うことから整合している。</p>	
重要度*	グレードの区分																																															
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス																																															
上記以外の設備に係る工事	Cクラス																																															
発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						その他																																									
	クラス1		クラス2		クラス3																																											
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3																																										
R1	A		B				C																																									
R2																																																
R3																																																
重要度	グレードの区分																																															
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設																																															
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）																																															

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(4) 原子力部門は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを原子力部門に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を文書で明確にする。</p> <p>b. プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。</p> <p>c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な原子力部門の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。</p> <p>g. プロセス及び原子力部門の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。</p> <p>(5) 原子力部門は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(6) 原子力部門は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>原子力部門は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために、原子力部門が必要と決定した文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>原子力部門は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるように、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改</p>	<p>3.7.1 文書及び記録の管理</p> <p>(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録 設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。</p> <p>(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理 設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い文書管理を行うことから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する原子力部門内における各組織の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 原子力部門の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にする</u>とともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、<u>保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</u></p> <p>(2) 原子力部門は、<u>(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。</u></p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。</p> <p>(4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。</p> <p>(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。</p> <p>(8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。</p> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視</p> <p>社長は、原子力部門の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>(1) 原子力部門の目的及び状況に対して適切なものであること。</p> <p>(2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>(3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p>	<p>工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、原子力部門内における各組織において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。</p> <p>(2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。</p> <p>(2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c. 資源の利用可能性</p> <p>d. 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は、原子力部門内における各組織及び要員の責任及び権限並びに原子力部門内における各組織相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p>	<p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）</p> <p>設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。</p> <p>設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき高浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。 b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。 c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。 d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。 e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。 <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、原子力部門の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>原子力部門は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 内部監査の結果 (2) 原子力部門の外部の者の意見 (3) プロセスの運用状況 (4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果 (5) 品質目標の達成状況 (6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況 (7) 関係法令の遵守状況 (8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 (9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置 (10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更 (11) 原子力部門内における各組織又は要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性 <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善 b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善 c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源 d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善 e. 関係法令の遵守に関する改善 			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>原子力部門は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。</p> <p>(3) 原子力部門は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果</p> <p>b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）</p> <p>e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 原子力部門は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項 原子力部門は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>a. 原子力部門の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項</p> <p>b. 関係法令</p> <p>c. a. b. に掲げるもののほか、原子力部門が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。</p> <p>a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。</p> <p>b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</p> <p>c. 原子力部門が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 原子力部門は、原子力部門の外部の者からの情報の収集及び原子力部門の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。</p> <p>7.3 設計開発</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c. 設計開発に係る各組織及び要員の責任及び権限</p> <p>d. 設計開発に必要な原子力部門の内部及び外部の資源</p> <p>(3) 原子力部門は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p>	<p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>設工認における設計、工事及び検査の流れを第3.2-1図に示すとともに、設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第3.2-1表に示す。</p> <p>なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。</p> <p>なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。</p> <p>設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第3.2-1表における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき高浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考	
	第3.2-1表 設工認における設計、工事及び検査の各段階			
	各段階	保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要	
	設計	3.3 設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
		3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
		3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
		3.3.3(1) ※ 基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足する基本設計方針の作成
		3.3.3(2) ※ 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施
		3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
		3.3.4 ※ 設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応
	工事及び検査	3.4.1 ※ 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計
		3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施
		3.5.1 使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること
		3.5.2 使用前事業者検査の計画	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定
		3.5.3 検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理
		3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
		3.5.5 使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認
	調達	3.6 設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理
	※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能及び性能に係る要求事項</p> <p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p>	<p>第3.2-1図 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ</p> <p>※1：バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成（設計1）し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計（設計2）を行う業務をいう。また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。</p> <p>※2：条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法（代替確認の考え方を含む。）の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発へのインプットとして、適合性確認対象設備に対する要求事項を明確化していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する各組織の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。</p> <p>(1) 基本設計方針の作成（設計1）</p> <p>「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。</p> <p>(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</p> <p>「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。</p> <p>なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。</p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。</p> <p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>(3) 設計のアウトプットに対する検証</p> <p>設計を主管する箇所の長は、設計1及び設計2の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</p> <p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成</p> <p>検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定し</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発からのアウトプットを作成するために設計を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューには専門家を含めていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューの記録を管理していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の検証を実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																												
<p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 原子力部門は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 原子力部門は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</p>	<p>た確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</p> <p>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施</p> <p>検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1101 499 2006 1157"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>解析書のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.3.4 設計における変更</p> <p>設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。</p> <p>3.6 設工認における調達管理の方法</p> <p>設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の変更管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理を実施していることから整合している。</p>	<p>備考</p>
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																											
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																											
評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																												
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																											

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 原子力部門は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 原子力部門は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 原子力部門は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項 b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項 c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項 d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項 e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項 f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項 g. その他調達物品等に必要な要求事項 <p>(2) 原子力部門は、調達物品等要求事項として、原子力部門が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 原子力部門は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 原子力部門は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p>	<p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>(2) 調達製品の管理 調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</p> <p>(1) 調達文書の作成 調達を主管する箇所の長は、一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価 調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</p> <p>3.6.2 供給者の選定 調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p> <p>(1) 調達文書の作成 調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理における一般汎用品の管理及び原子力規制委員会の職員が供給先の工場等への施設への立ち入りがあることを供給者へ要求していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者の評価を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者を選定していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達仕様書を作成していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p> <p>7.5 個別業務の管理</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>原子力部門は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>(4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) 品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</p>	<p>(2) 調達製品の管理 調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</p> <p>(3) 調達製品の検証 調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。</p> <p>調達を主管する箇所の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。</p> <p>3.6.4 請負会社他品質監査 供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。</p> <p>3.4 工事に係る品質管理の方法 工事を主管する箇所の長は、工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。</p> <p>また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。</p> <p>3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。</p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。</p> <p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。</p> <p>①実設備の仕様の適合性確認</p> <p>②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。</p> <p>これらの項目のうち、①を第3.5-1表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。</p> <p>②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事実施箇所が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認をQA検査に追加する。</p> <p>また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、その他の活動を含む調達製品の検証を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、工事の実施、使用前事業者検査の計画の策定を業務の管理として実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
	<p>3.5.2 使用前事業者検査の計画</p> <p>検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。</p> <p>使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3.5-1表に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。</p> <p>適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。</p> <p>個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。</p> <p>また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</p> <p>3.5.3 検査計画の管理</p> <p>検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ検査計画を作成する。</p> <p>使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。</p> <p>3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。</p> <p>また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</p> <p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成</p> <p>検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</p> <p>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施</p> <p>検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</p>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																												
<p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 原子力部門は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認の方法</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>原子力部門は、原子力部門の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 原子力部門は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、</p>	<p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1101 275 2006 932"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査 特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>解析書のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p>工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。</p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 計量器の管理</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査 特性検査 機能・性能検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。		評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い識別管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い監視測定のための設備の管理を実施していることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査 特性検査 機能・性能検査																											
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。																												
評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																												
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																											

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。</p> <p>b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>c. 所要の調整がなされていること。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</p> <p>e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 原子力部門は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 原子力部門は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 原子力部門は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(7) 原子力部門は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価及び改善</p> <p>(1) 原子力部門は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 原子力部門は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する原子力部門の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う各組織その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 原子力部門は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、内部監査の対象となり得る各組織、個別業務、プロセスその他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 原子力部門は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 原子力部門は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 原子力部門は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。</p> <p>(7) 原子力部門は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(8) 原子力部門は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 原子力部門は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 原子力部門は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と組織を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p> <p>(6) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と必要に応じて組織を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての</p>	<p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p>使用前事業者検査の独立性は、設備の重要度、検査の内容に応じて組織的独立性を確保して実施する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</p> <p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成</p> <p>検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</p> <p>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施</p> <p>検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法</p> <p>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。</p> <p>3.8 不適合管理</p> <p>設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い使用前事業者検査を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い不適合管理を実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 原子力部門は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 原子力部門は、(3)a. の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 原子力部門の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>原子力部門は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 原子力部門は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じたすべての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 原子力部門は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p>			

資料2 燃料体の強度に関する説明書

目 次

	頁
1. はじめに	T3-添 2-1
1.1 燃料集合体の構造	T3-添 2-1
2. 設計条件	T3-添 2-4
2.1 燃焼度	T3-添 2-4
2.2 線出力密度	T3-添 2-4
2.3 原子炉運転条件	T3-添 2-4
3. 燃料棒の強度計算	T3-添 2-5
3.1 燃料棒の設計基準	T3-添 2-5
3.2 燃料棒の強度評価方法	T3-添 2-7
3.2.1 燃料棒設計計算コードの概要	T3-添 2-7
3.2.2 コードに用いるモデル及び計算方法	T3-添 2-10
3.3 強度評価結果	T3-添 2-34
3.3.1 計算条件	T3-添 2-34
3.3.2 計算結果	T3-添 2-38
3.3.3 燃料棒の温度評価結果	T3-添 2-43
3.3.4 燃料棒の内圧評価結果	T3-添 2-45
3.3.5 被覆管の応力評価結果	T3-添 2-47
3.3.6 被覆管の歪評価結果	T3-添 2-54
3.3.7 被覆管の疲労評価結果	T3-添 2-56
3.4 その他の考慮事項	T3-添 2-62
4. 燃料集合体の強度計算	T3-添 2-70
4.1 燃料集合体の設計基準	T3-添 2-70
4.2 燃料集合体強度評価方法	T3-添 2-73
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法	T3-添 2-73
4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法	T3-添 2-76
4.3 強度評価結果	T3-添 2-79
4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果	T3-添 2-79
4.3.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価結果	T3-添 2-83
5. 参考文献	T3-添 2-86

1. はじめに

本書は、17行17列B型燃料集合体(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)(以下、「燃料集合体」と称する。)が原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがないように設計されていることを示す強度計算書である。

なお、炉心は157体の燃料集合体で構成され、原子炉熱出力2,652MWを安全に出せるように設計されている。燃料集合体は所定の燃焼率(以下、「燃焼度」と称する。)を達成できるように設計されている。

1.1 燃料集合体の構造

燃料集合体は、燃料要素(以下、「燃料棒」と称する。)、上部ノズル組立体、下部ノズル、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル及び支持格子から構成されている。

以下に個々の構成要素を説明する。

(1) 燃料棒

燃料棒は核分裂により発生する熱を1次冷却材に伝える機能及び核分裂生成物を燃料棒内に保持する機能を有する。

燃料棒は、燃料被覆管(以下、「被覆管」と称する。)に、ウラン・プルトニウム混合酸化物(以下、「MOX」と称する。)焼結ペレット、ペレットの上部及び下部には、コイルばね(以下、「ペレット押さえばね」と称する。)が入れられ、上端及び下端に燃料被覆材端栓が溶接された構造となっている。更に、燃料棒はペレットと被覆管の相互作用を軽減するために上部端栓に設けられた加圧孔を通してヘリウムが加圧充てんされ、封入溶接された密封構造となっている。

MOX 焼結ペレットは、二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末の混合粉が圧縮成形され、で焼結された円柱形の焼結体であり、両端面中央部に凹部(以下、「ディッシュ」と称する。)を有する。また、両端面周縁部に面取り(以下、「チャンファ」と称する。)を有する。

ディッシュは照射中の軸方向の熱膨張及びスエリングによる膨張を吸収し、チャンファは、端面近傍の微少な欠け発生を低減し、また、膨張時端面の変形を抑える働きをする。

燃料棒の上部及び下部には、燃焼による核分裂生成ガスの放出による燃料棒内圧の上昇を軽減するため、ガス溜めの作用をするプレナム部が設けられている。

ペレット押さえばねは、燃料集合体の輸送時及び取扱時に、ペレットが移動することを防

止している。

また、ペレット直径、ペレットと被覆管の間隙及び被覆管の肉厚は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の健全性が十分維持されるように設定されている。

上部ノズル組立体及び下部ノズルと燃料棒の間隔は、原子炉での使用時、燃料棒の軸方向の伸びを考慮して設定されている。

(2) 上部ノズル組立体及び下部ノズル

上部及び下部ノズルは、炉心内における燃料集合体の位置決めをする機能を有する。更に、上部及び下部ノズルには、燃料集合体内で発生する熱を除去するため、下方より流入する 1 次冷却材を燃料集合体内へ導き、通過させるための孔が設けられ、その流路が確保されている。上部及び下部ノズルには、上部及び下部炉心板に取り付けられた案内ピンとかん合する孔が、上部ノズル及び下部ノズルの対角位置の 2 コーナーに設けられている。

上部ノズル組立体は、通常運転時の燃料集合体の浮き上がりを防止するため、上部炉心板と燃料集合体の間隔の変化に応じ適切なばね力を発生する板状の上部ノズル押さえばねが、上部ノズルに組み込まれてクランプスクリューによって取り付けられている。

また下部ノズルは、ストラクチャーの上面に異物フィルターを配置し、リベットにより結合されている。異物阻止性能向上のため、異物フィルターのすべての流水孔は、燃料棒と最下部支持格子に対応する配置となっている。

上部ノズル組立体は上部リングナットにより制御棒案内シムブルとねじ結合されている。

また下部ノズルはシムブルスクリューにより制御棒案内シムブルと結合されている。

(3) 制御棒案内シムブル

制御棒案内シムブルは、制御棒、バーナブルポイズン棒、中性子源棒等を燃料集合体内へ挿入する際の案内をする機能及びこれらを保持する機能を有する。

制御棒案内シムブルは、下部の内外径を細くすることによって内部に保有する 1 次冷却材の抵抗により、制御棒落下による燃料集合体への衝撃を緩和するようになっている。

(4) 炉内計装用案内シムブル

炉内計装用案内シムブルは、下部ノズル下面から燃料集合体内に挿入される炉内中性

子束検出器を導き、これを保持する機能を有する。

炉内計装用案内シンプルの上端及び下端は、上部ノズル組立体及び下部ノズルに設けられた孔に挿入された構造となっている。

また炉内計装用案内シンプルには、中間部支持格子 7 個の各上下位置にスリーブが拡管で取り付けられており、中間部支持格子が上下方向に過度に動くことを防止する働きをする。

(5) 支持格子

支持格子は、ソフトストップとハードストップによって、燃料棒を保持する。また、燃料棒相互の間隔並びに燃料棒と制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルとの間隔を保ち、核的性能及び熱水力的性能を保つ機能を有する。

支持格子は、薄板が 17 行 17 列の格子状に組み合わせられたもので、溶接された構造となっている。

最上部及び最下部支持格子にはスリーブが抵抗溶接されており、最上部及び最下部支持格子ともスリーブを介し、最上部支持格子は 1 段の拡管により、最下部支持格子はかしめにより、制御棒案内シンプルに固定されている。

一方、中間部支持格子は、制御棒案内シンプルに固定されていないため、制御棒案内シンプルと燃料棒の間に熱膨張差及び照射成長差が生じても、中間部支持格子が燃料棒とともに移動することで、燃料棒の過度の曲がりを低減する働きをする。また、中間部の支持格子 7 個には、1 次冷却材の混合を助け、熱除去効率を高めるために、混合羽根が設けられている。

2. 設計条件

本申請の燃料集合体の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における核・熱水力設計条件は以下のとおりである。

2.1 燃焼度

本申請の燃料集合体、燃料棒及びペレットに対する設計の燃焼度は次のとおりである。

燃料集合体最高	:	45,000	MWd/t
燃料棒最高	:	53,000	MWd/t
ペレット最高	:	62,000	MWd/t

2.2 線出力密度

炉心平均線出力密度は 17.1kW/m である。また、MOX 燃料棒の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は次のとおりである。

通常運転時の 最大線出力密度	:	41.1	kW/m
運転時の異常な 過渡変化時における 最大線出力密度	:	59.1	kW/m

2.3 原子炉運転条件

本申請の燃料集合体を使用する原子炉における 1 次冷却材の運転条件の主なものは次のとおりである。

・原子炉熱出力	:	2,652	MW
・運転圧力	:	15.5	MPa[abs]
・炉心入口温度			
通常運転時	:	283.6	℃
高温停止時	:	286.1	℃
・1 次冷却材全流量	:	45.7×10^6	kg/h

3. 燃料棒の強度計算

3.1 燃料棒の設計基準

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、表 3-1 に示す基準を満足するように燃料棒を設計する。

設計基準を設定するに当たっての基本的な考慮事項と設計基準を同表に示す。

なお、これらの基準は、原子力規制委員会規則「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 5 号)」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)」、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和 63 年 5 月 12 日)」、「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)」及び原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について(昭和 51 年 2 月 16 日)」に記載されている考え方に基づいている。

このほか、燃料棒曲がり評価、トータルギャップ評価、クリープコラプス評価及びフレッティング評価について記載する。

表 3-1 燃料棒設計における基本的考慮事項と設計基準

項目	基本的考慮事項	設計基準
(1) 燃料温度	1) ペレット溶融に伴う過大な膨張を防ぐ。 2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。 3) 核分裂生成ガス(以下、「FP ガス」と称する。)の過度の放出あるいは移動を防ぐ。 4) ペレットと被覆管の有害な化学反応を防ぐ。	燃料中心最高温度は MOX の溶融点未満であること。
(2) 燃料棒内圧	サーマルフィードバック効果 ^(注 1) による燃料温度の過度な上昇を防ぐ。	通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により、ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。
(3) 被覆管応力	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を通じて被覆管の健全性を確保する。	被覆材の耐力 ^(注 2) 以下であること。
(4) 被覆管歪		円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対し 1% 以下であること。
(5) 周期的な被覆管歪 (累積損傷係数)	日間負荷変動を含む種々の設計過渡条件に対して被覆管の健全性を確保する。	ASME Sec. III の概念による設計疲労寿命以下であること。

(注 1) 内圧支配に至った燃料棒では、被覆管は外向きのクリープ変形により外径が増加し、一旦接触したペレットと被覆管のギャップが再度生じる可能性がある。これにより、ギャップ部の熱伝達が低下し燃料温度が増加すると、さらに FP ガスが放出されて内圧が上昇し、その結果さらにギャップが広がる。

(注 2) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

3.2 燃料棒の強度評価方法

強度評価は、3.1 項で述べた燃料設計基準に従って行うが、以下にこれら評価方法及び設計評価コードの概要を述べる。

また図 3-1 に燃料棒強度評価流れ図を示す。

3.2.1 燃料棒設計計算コードの概要

現在の発電用軽水炉においては、二酸化ウラン粉末を焼結したペレット、二酸化ウラン粉末にガドリニア粉末を混合し焼結したペレット、あるいは劣化二酸化ウラン粉末に二酸化プルトニウム粉末を混合し焼結したペレット(以下、「MOX ペレット」と称する。)を、ジルコニウムを主成分とした合金被覆管の中に挿入した燃料棒が用いられている。

この燃料棒の性能評価を、二酸化ウランペレット、ガドリニア混合二酸化ウランペレット及び MOX ペレットの照射挙動、並びにジルカロイ-4 被覆管の照射挙動をモデル化した FPAC コード[1][2](Fuel Performance Analysis Code)を用いて行う。評価に用いる解析コード「FPAC Ver.4」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

FPAC コードは、燃料棒が炉内で示す挙動(核分裂生成物(以下、「FP」と称する。)の生成及び放出、ペレットの割れ、熱膨張、スエリング及び焼きしまり、被覆管の熱膨張、弾性変形、クリープ及び照射成長、ペレットと被覆管の相互作用など)をモデル化して、ペレット中心温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労等を計算することができる。

計算の流れの概要は、図 3-2 に示すブロックダイアグラムで表される。

燃料棒評価

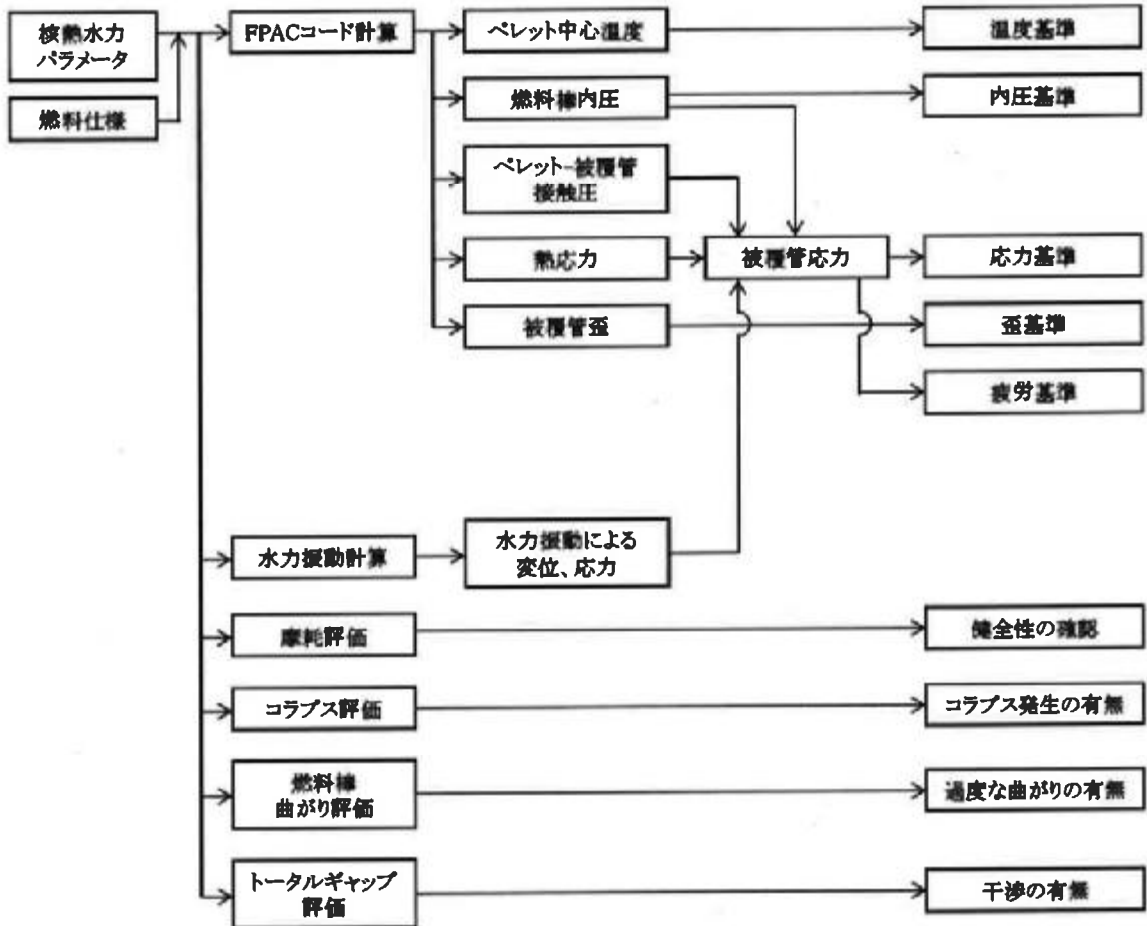


図 3-1 燃料棒強度評価流れ図

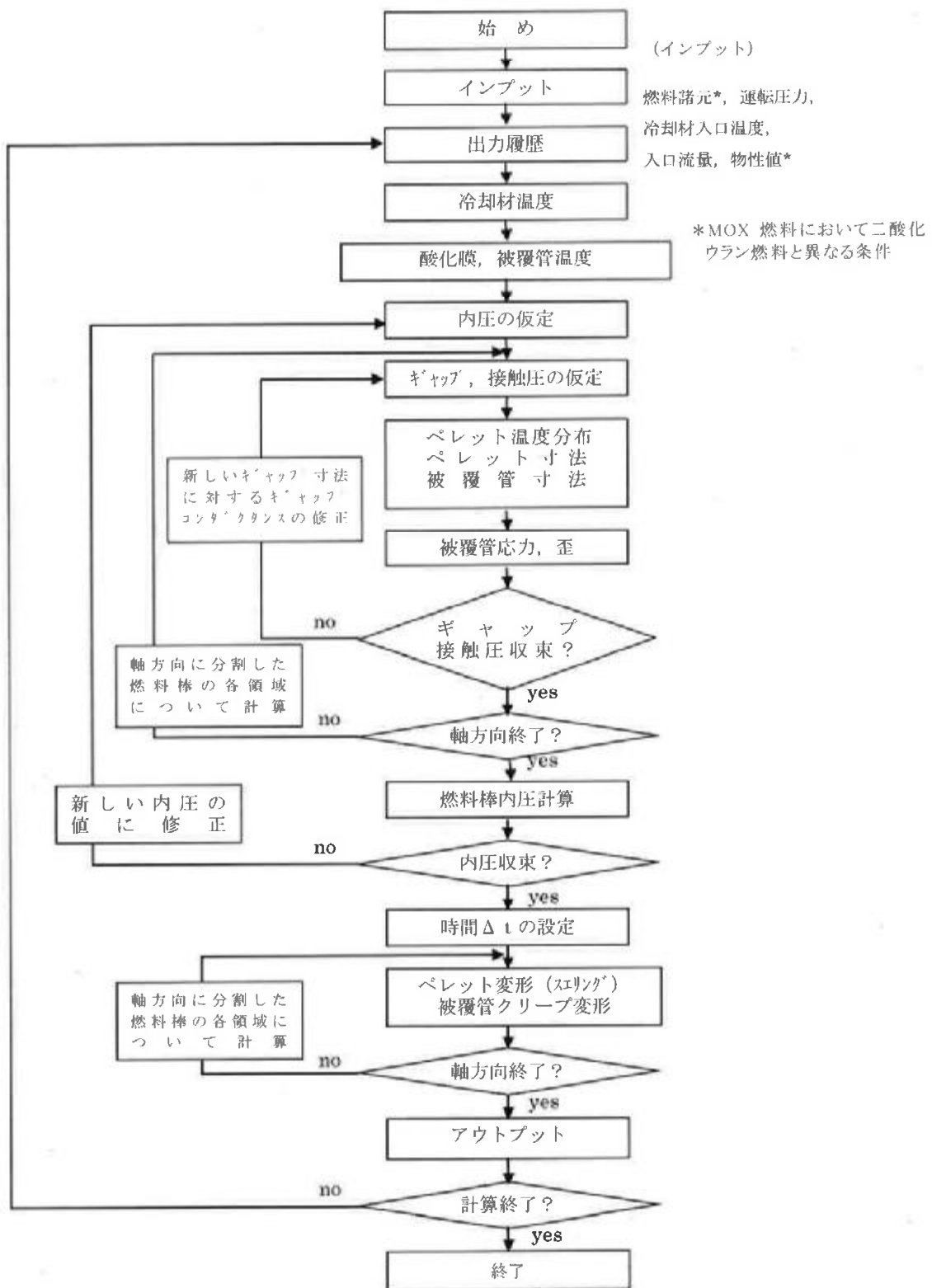


図 3-2 FPAC コードの流れ図

3.2.2 コードに用いるモデル及び計算方法

3.2.2.1 燃料棒の温度

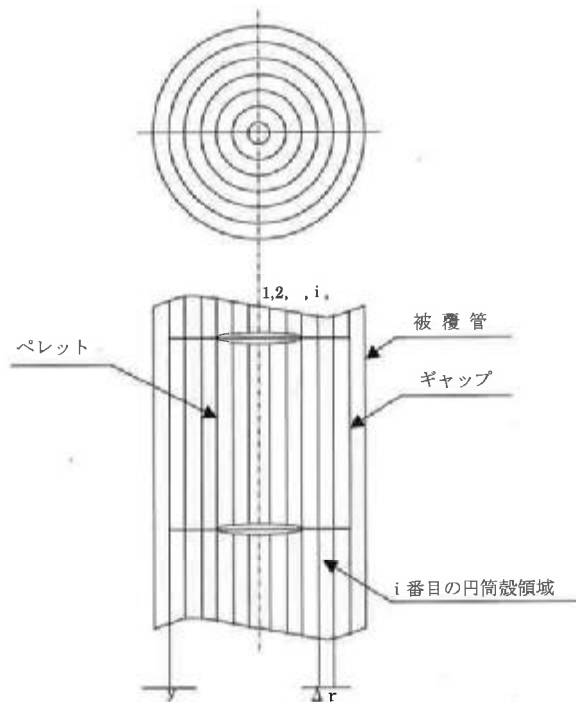
FPAC コードでは、燃料中心温度は定常状態にあるものとして、燃料中心温度に影響を与える因子、即ち、冷却材温度、被覆管と一次冷却材間の熱伝達係数、被覆管熱伝導率、ギャップコンダクタンス、ペレット熱伝導率を考慮した燃料棒全体の熱伝導マトリックスを作成し、温度計算を行う。なお、ペレットタイプにより異なる項目については、その影響を考慮している。

燃料中心温度は次式で計算する。

$$T_{fuel} = T_{cool} + \Delta T_1 + \Delta T_2 + \Delta T_3 + \Delta T_4 \quad \dots\dots\dots (3-1)$$

ここで、

- T_{fuel} : 燃料中心温度
- T_{cool} : 冷却材温度
- ΔT_1 : 被覆管表面温度上昇
- ΔT_2 : 被覆管内外面温度差
- ΔT_3 : 被覆管の内面とペレット表面の温度差(ギャップによる温度上昇)
- ΔT_4 : ペレット内温度上昇



(1) 冷却材温度

次式により冷却材温度を求める。

$$T_{cool}(Z) = T_{in} + \int_0^Z \frac{4q''(Z)}{C_p G D_e} dZ \quad \dots\dots\dots (3-2)$$

ここで、

- Z : 軸方向高さ
- $T_{cool}(Z)$: 軸方向高さ Z における冷却材温度
- T_{in} : 冷却材入口温度
- $q''(Z)$: 軸方向高さ Z における熱流束
- C_p : 冷却材比熱
- G : 冷却材流量
- D_e : 熱水力等価直径

(2) 被覆管表面の温度

冷却材と被覆管表面の温度差 ΔT_1 は、次のように計算する。

$$\Delta T_1 = \frac{q''}{h} \quad \dots\dots\dots (3-3)$$

ここで、

- q'' : 被覆管表面熱流束
- h : 熱伝達係数

未沸騰の領域では、熱伝達係数 h として Dittus-Boelter の式[3]から計算される値を用いる。

$$h = 0.023 \text{Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.4} K / D_e \quad \dots\dots\dots (3-4)$$

ここで、

- D_e : 熱水力等価直径
- K : 流体の熱伝導率
- Re : レイノルズ数
- Pr : プラントル数

沸騰が生じているかを判定するために蒸気表から求めた飽和温度と前式から計算される被覆管表面温度を比較する。局所沸騰が生じている場合には、次に示す

Thom の式[4]を用いて、被覆管表面温度を計算する。

$$\Delta T_1 = T_{clad} - T_{cool} \quad \dots\dots\dots (3-5)$$

$$T_{clad} = T_{sat} + \Delta T_{Thom} \quad \dots\dots\dots (3-6)$$

ここで、

T_{clad} : 被覆管表面温度 (°C)

T_{sat} : 冷却材飽和温度 (°C)

ΔT_{Thom} : Thom の式で計算される温度差 (°C)

$$= \frac{0.072(q''/3.155)^{0.5}}{1.8 \exp(0.1151P)}$$

q'' : 熱流束 (W/m²)

P : 系の圧力 (MPa)

(3) 被覆管内外面の温度差

$$\Delta T_2 = \frac{\bar{q}'' t}{\bar{K}_{cl}} \quad \dots\dots\dots (3-7)$$

ここで、

\bar{q}'' : 被覆管の平均熱流束

\bar{K}_{cl} : 被覆管の平均熱伝導率

t : 被覆管肉厚

さらに、この温度計算には、被覆管表面の酸化膜が時間とともに増加し、熱伝導を低下させる効果についても上式に合わせて考慮する。

(4) 被覆管の内面とペレット表面の温度差(ギャップによる温度上昇)

$$\Delta T_3 = \frac{q''}{h_{gap}} \quad \dots\dots\dots (3-8)$$

ここで、

q'' : ペレット表面での熱流束

h_{gap} : ギャップコンダクタンス

ギャップコンダクタンスは、Ross と Stoute の式[5]をもとにして、内部ガスの熱伝達、

被覆管とペレットの接触による熱伝達、輻射による熱伝達の項の和として次のように表す。

$$h_{gap} = \frac{K_m}{\theta y + G} + h_r + \alpha p \quad \dots\dots\dots (3-9)$$

ここで、

- K_m : 混合ガスの熱伝導率
- y : 径方向ギャップ
- θ : 接触圧に関する定数
- h_r : 輻射による熱伝達係数
- α : 熱伝達圧力係数
- p : ペレットと被覆管の接触圧
- G : 温度飛躍距離

一般に輻射による熱伝達の項 h_r の寄与は小さい。

ガス熱伝導率

熱伝導に寄与するガスとしては、封入ガス(He)、FPガス(Kr, Xe)、ペレット吸着ガス(N₂)を考慮し、混合ガスの熱伝導率は Ubisch のモデル[6]により計算する。

径方向ギャップ

径方向ギャップ y は、被覆管内面からペレット外径を減ずることで求める。ただし、ペレット外径は、並び替え(リロケーション)を考慮した寸法とする。

また、このギャップコンダクタンスの式では、 y は完全にゼロになることはなく、最小値を設けて表面粗さの寄与を考慮し、接触している時と接触していない時とを同一の式で表すことに特徴がある。

図 3-3 にギャップコンダクタンスの実測値と計算値の比較を示す。

(5) ペレット内温度上昇

ペレット内の温度分布は、径方向に分割した円筒殻領域の各々について次式を用いて計算する。各領域の温度差は次式で表される。

$$\Delta T_i = \frac{\bar{q}''_{fuel} \cdot \Delta r}{K_{fuel}} \quad \dots\dots\dots (3-10)$$

ここで、

\bar{q}''_{fuel} : i 領域の平均熱流束

Δr : 円筒殻の厚さ

K_{fuel} : 各領域の平均温度でのペレット熱伝導率

この温度差 ΔT_i を合計してペレット内の温度上昇が求まる。

ペレット熱伝導率及びギャップコンダクタンスはペレット温度の関数としているため、この温度計算は、図 3-2 の計算フローに従い計算する。また、ペレットの温度計算には、ペレット内の出力分布を考慮する。

a. MOX ペレット熱伝導率

95%T.D.の MOX ペレットの熱伝導率は、二酸化ウランペレットの熱伝導率とプルトニウム富化度 f wt%での MOX ペレットの熱伝導率(Washington モデル [7])をプルトニウム富化度により内外挿するモデルとしている。

$$K(fwt\%) = K(\square wt\%) \times \frac{f}{\square} + K(UO_2) \times \left(1.0 - \frac{f}{\square}\right) \quad \dots\dots (3-11)$$

$$K(\square wt\%) = \frac{1.0}{0.042 + 2.71 \times 10^{-4}(T + 273.15)} + 69.0 \times 10^{-12}(T + 273.15)^3 \quad \dots\dots (3-12)$$

$$K(UO_2) = -0.0114 + \frac{100.17}{11.80 + 0.0238T} + 86.40 \times 10^{-12} + 46.08 \times 10^{-10}T^2 + 81.92 \times 10^{-9}T \quad \dots\dots (3-13)$$

ここで、

$K(fwt\%)$: 95%T.D.、Pu 富化度 f wt%のときの MOX ペレットの熱伝導率 (W/m/°C)

$K(\square wt\%)$: 95%T.D.、Pu 富化度 \square wt%のときの MOX ペレットの熱伝導率 (W/m/°C)

$K(UO_2)$: 95%T.D.の二酸化ウランペレットの熱伝導率 (W/m/°C)

T : 温度 (°C)

図 3-4 に MOX ペレット熱伝導率の測定値と設計上の熱伝導率を比較して示す。

なお、これまで述べた熱伝導率の式は密度 95%T.D.ペレットをベースとしており、他の密度のペレットやペレットの焼きしまりによる密度変化の熱伝導率への影響を以下の式で補正する。

$$K_{fuel} = K_{fuel}^{ref} \left(\frac{1-P}{1-P_{ref}} \right)^{\alpha} \dots\dots\dots (3-14)$$

ここで、

K_{fuel} :ペレット熱伝導率

P :気孔の比率

α :定数 1.5

※ ref とは算出の元となるデータの意味。ここでは 95%T.D.ペレットのこと。

b. 径方向出力分布

分割したペレットの各円筒殻領域の発生熱量は、中性子輸送理論に基づく GDLUX コード[8]のパラメータサーベイの計算結果をもとにして、内挿又は外挿による値を使用できるようにしている。このサーベイ計算では、ペレットの径方向の出力分布がプルトニウム富化度、プルトニウム同位体組成、ペレット直径、ペレット密度及び燃焼度による変化として求められている。

簡略計算には、中性子拡散方程式より得られる次の式を用いて計算する。

$$\phi / \phi_0 = I_0(\kappa r) \dots\dots\dots (3-15)$$

ここで、

ϕ / ϕ_0 :位置 r での相対出力

κ :拡散係数の逆数(濃縮度、燃焼度等で変化する。)

$I_0(x)$:0 次の変形ベッセル関数

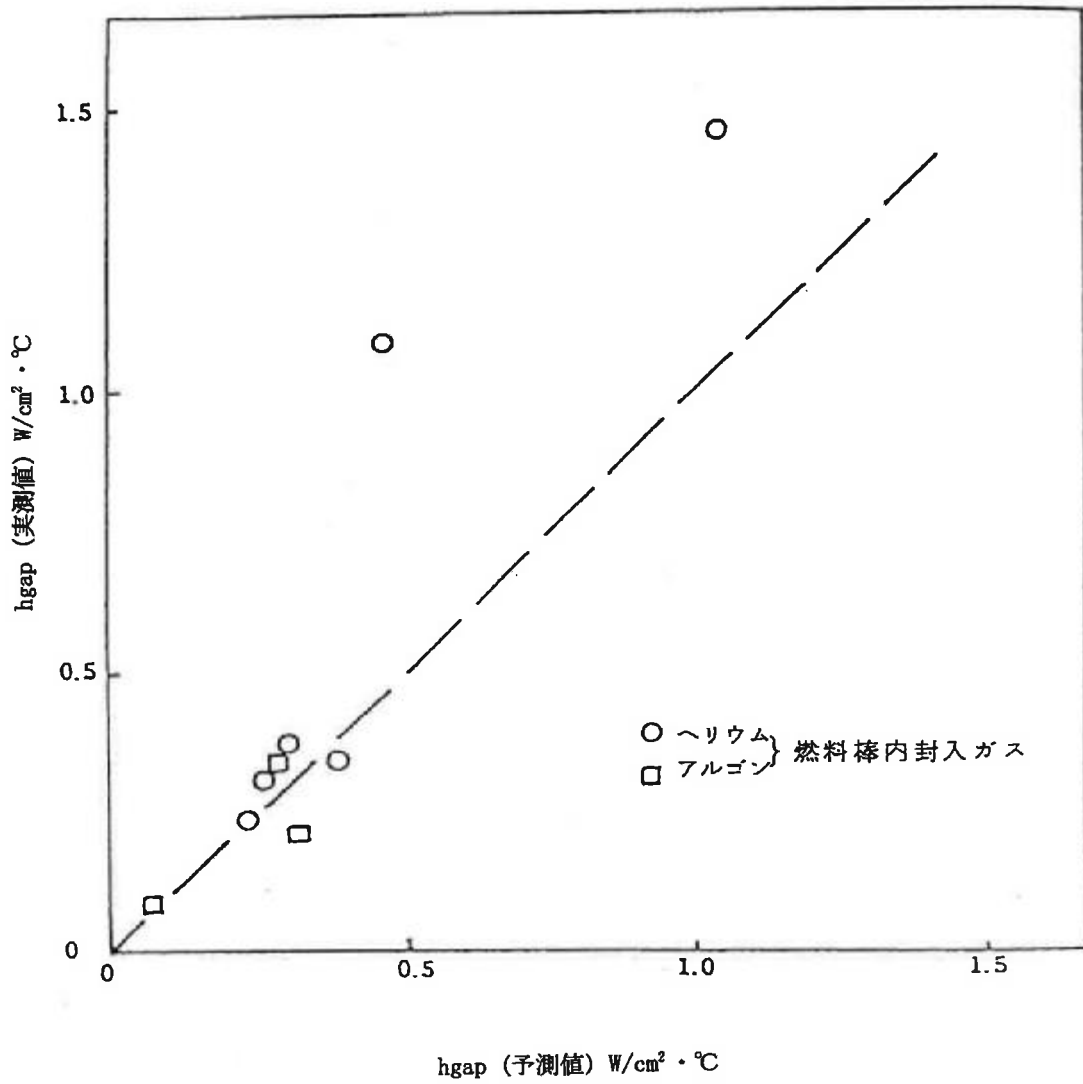


図 3-3 ギャップコンダクタンス式の実測値と計算値との比較

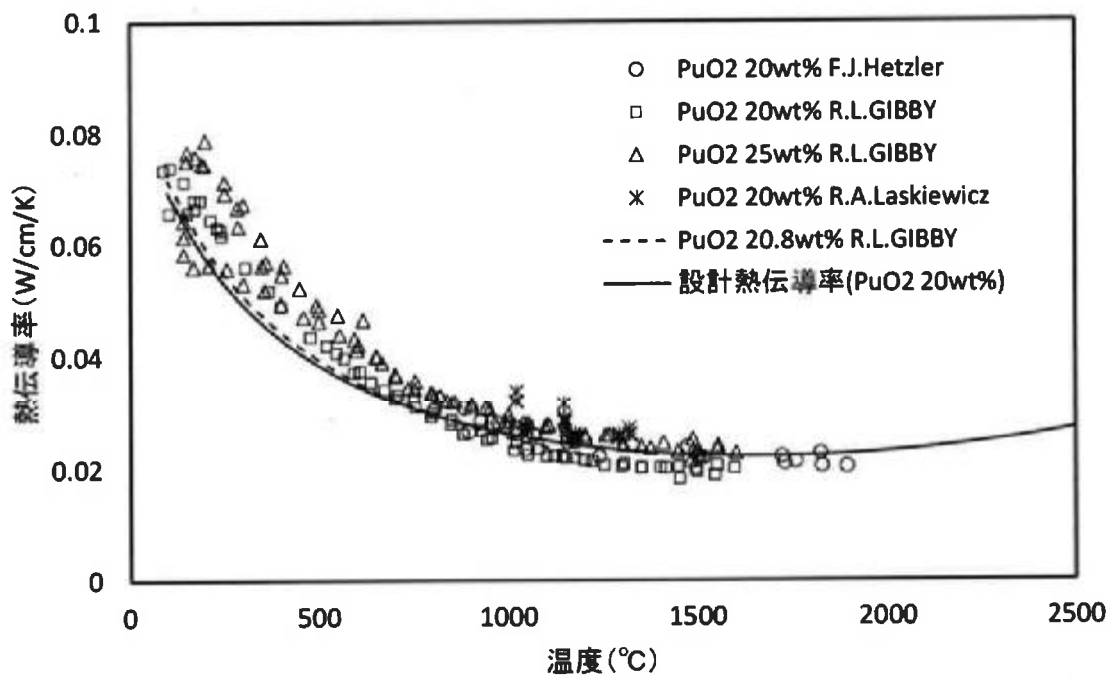
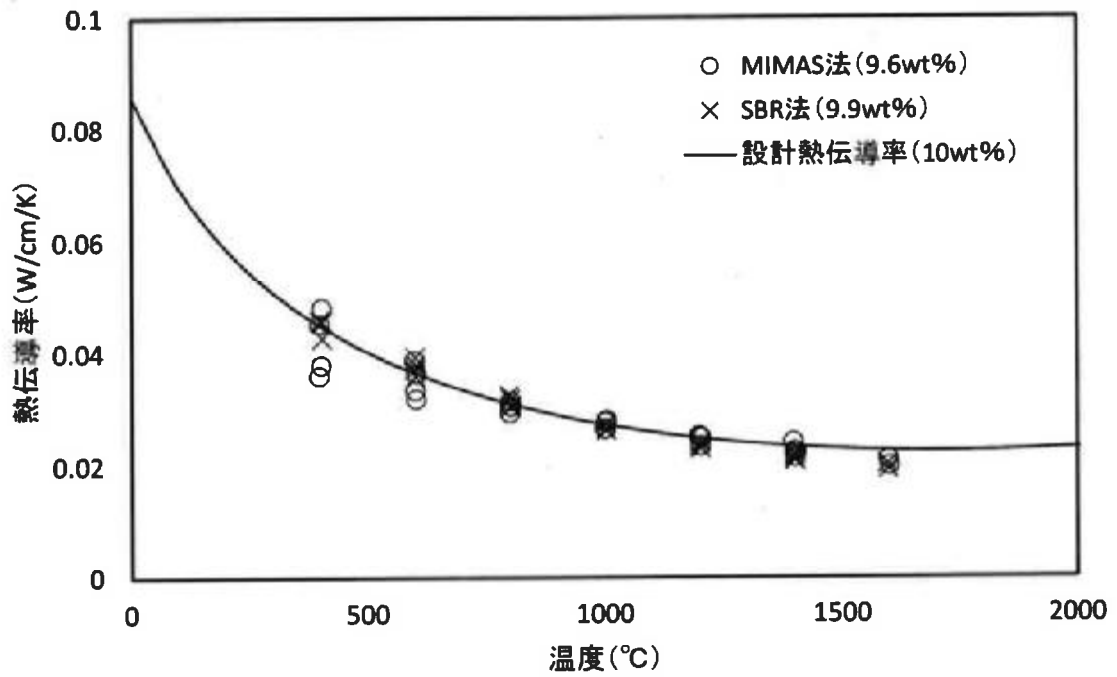


図 3-4 MOX の熱伝導率[9][10][11][12][13]

3.2.2.2 ペレットの寸法変化

ペレットの寸法変化は熱膨張、燃焼によるスエリング及び焼きしまり、ペレットのリロケーションを考慮して計算する。なお、被覆管応力について、ペレットのクリープ変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、ペレットのクリープ変形は考慮していない。

(1) ペレット熱膨張による寸法変化

熱膨張による寸法変化は次式により計算する。

$$L_i = L_{0i} [1 + \alpha(\bar{T}_i - T_{0i})] \dots\dots\dots (3-16)$$

ここで、

- L_{0i} : 室温での寸法
- L_i : 温度 T_i での寸法
- α : 熱膨張係数(温度の関数)
- \bar{T}_i : 領域 i での平均温度
- T_{0i} : 室温
- i : i 番目の円筒殻領域

MOX 燃料の熱膨張係数は MATPRO-V9[14]の二酸化ウランの熱膨張モデルと Rubin による Pu 富化度 25wt%のモデル[15]を用いて、プルトニウム含有率に応じて内挿するモデルを使用する。

(2) ペレットのスエリングによる寸法変化

FP 及びその蓄積によるペレットのスエリングは、多くの照射実験及び観察結果に基づき以下のような項目に分けられる。

a. 非圧縮性スエリング

非圧縮性スエリングとは、ペレットに加わる外部拘束力に依存しないものである。これには主に次の3つが寄与している。

(a) 非蒸発性固体状 FP に起因するもの

高温でも蒸発しない固体状 FP によるものであり、単純に燃焼度に比例してスエリングに寄与する。

(b) 蒸発性 FP に起因するもの

よう素、セシウムなどは高温になると気化してペレットより放出されるので、低温でのみスエリングに寄与する。

(c) 結晶粒界に生成される微小な FP ガスに起因するもの

FP ガスに起因するが、微小なためペレットの外部拘束には依存せず、高温になるとペレットから放出され、スエリングに寄与しなくなる。

b. 圧縮性スエリング

圧縮性スエリングとはペレットに外部拘束力が働くと、スエリングに寄与しなくなるものである。これは主に FP ガスに起因するもので、燃焼度に依存する。また、高温ではペレットから気体が放出されるので、スエリングに寄与しなくなる。

ペレットに外部拘束力が働くとスエリングが小さくなることは、実験で明らかにされている[16]。

以上をまとめると、単位燃焼度あたりのスエリング率は次式で表わされることになる。

$$\Delta V / V = f(T, P, Bu) \dots\dots\dots (3-17)$$

ここで、

$\Delta V / V$:スエリング率

T :温度

P :ペレットに加わる外部拘束力

Bu :燃焼度

資料 3 で述べたように、MOX ペレットのスエリングは、二酸化ウランペレットと同一のモデルとしている。

(3) ペレットの焼きしまり

Marlowe のモデル[17]に基づいた焼きしまりモデルを用いる。

MOX ペレットの照射による密度変化は、二酸化ウランペレットと同じであったことから、MOX ペレットの焼きしまりモデルは二酸化ウランペレットと同じモデルとしている。

(4) ペレットのリロケーション

燃焼が開始されるとペレットが割れ、並びかえ(リロケーション)が起こり、ペレット径が増加する。また、被覆管とペレットが接触した後、ペレットの径が減少する。この効果を、照射後試験データを基にモデル化している。

a. ペレット・被覆管の非接触時

非接触時におけるペレットリロケーション歪(ϵ_{reloc})は次のように表わされる。

$$\epsilon_{reloc} = \frac{(D_{can}^{cold} - D_{pel}^{cold}) \times f(Bu, P)}{D_{pel}^{cold}} \dots\dots\dots (3-18)$$

ここで、

- ϵ_{reloc} : ペレットリロケーション歪
- D_{pel}^{cold} : 製造時ペレット外径
- D_{can}^{cold} : 製造时被覆管内径
- $f(Bu, P)$: 燃焼度と線出力密度によって決まる係数
- P : 線出力密度
- Bu : 燃焼度

上式より、ペレット径は見掛け上 $(1 + \epsilon_{reloc})D_{pel}$ であるとする (D_{pel} : リロケーションがないとした場合の燃焼中のペレット外径)。なお、 $f(Bu, P)$ は燃料棒の照射後金相試験の写真からペレット・被覆管ギャップを測定して求めたギャップ閉塞割合である。

b. ペレット・被覆管の接触時

接触時におけるペレットリロケーション歪(ϵ_{reloc}^{new})は、被覆管クリープダウンのデータをよく説明するよう、接触圧とペレットリロケーション歪の大きさの関数としてモデル化する。

$$\epsilon_{reloc}^{new} = f(P_{contact}, \epsilon_{reloc}) \times \epsilon_{reloc}^{old} \dots\dots\dots (3-19)$$

ここで、

- ϵ_{reloc}^{new} : 現ステップにおけるリロケーション歪
- ϵ_{reloc}^{old} : 前ステップにおけるリロケーション歪
- $f(P_{contact}, \epsilon_{reloc})$: 接触圧とリロケーション歪の関数

上図において、ペレットリロケーション歪が大きければ、 $\varepsilon_{reloc}^{old} - \varepsilon_{reloc}^{new}$ が大きくなり、“ソフトコンタクト”の状態を表し、被覆管に発生する応力は小さい。ペレットリロケーション歪が小さくなると $\varepsilon_{reloc}^{old} - \varepsilon_{reloc}^{new}$ が小さくなり、“ハードコンタクト”の状態を表し、この後のペレットのスエリングで燃料棒の径が増加していく。

3.2.2.3 被覆管の寸法変化

被覆管の寸法変化は、熱膨張、弾性変形、塑性変形、クリープ変形、照射成長を考慮して計算する。

(1) 被覆管の熱膨張による寸法変化

熱膨張による寸法変化は、次式により計算する。

$$R = R_0 [1 + \alpha(\bar{T} - T_0)] \dots\dots\dots(3-20)$$

ここで、

- R_0 : 室温での被覆管半径
- R : 温度 \bar{T} での被覆管半径
- \bar{T} : 被覆管平均温度
- T_0 : 室温
- α : 熱膨張係数(温度の関数)

軸方向の寸法変化も同様な式で計算する。

(2) 被覆管の弾性変形

弾性変形は等方性として、次式により計算する。

$$\begin{bmatrix} \varepsilon_r \\ \varepsilon_\theta \\ \varepsilon_z \end{bmatrix} = \frac{1}{E} \begin{bmatrix} 1 & -\nu & -\nu \\ -\nu & 1 & -\nu \\ -\nu & -\nu & 1 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \sigma_r \\ \sigma_\theta \\ \sigma_z \end{bmatrix} \dots\dots\dots(3-21)$$

ここで、

- ε_r : 半径方向歪
- ε_θ : 円周方向歪
- ε_z : 軸方向歪
- σ_r : 半径方向応力
- σ_θ : 円周方向応力

- σ_z : 軸方向応力
- E : 被覆管のヤング率
- ν : 被覆管のポアソン比

主応力 σ_r 、 σ_θ 、 σ_z は、その主方向が円筒座標の座標軸と一致し(せん断応力はゼロとして計算する)、その方向が変化しないと仮定して計算し、内外圧差による応力及び熱応力を考慮する。

内外圧差による応力は、次式により計算する。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_r &= \frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c)}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \\ \sigma_\theta &= -\frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c)}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \\ \sigma_z &= \frac{P_i r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (3-22)$$

ここで、

- σ_r : 半径方向応力
- σ_θ : 円周方向応力
- σ_z : 軸方向応力
- P_i : 内圧
- P_o : 外圧
- P_c : ペレット-被覆管間の接触圧
- r : 任意の半径方向位置
- r_i : 被覆管内半径
- r_o : 被覆管外半径

ペレットと被覆管の接触時の内外圧差による応力の計算においては、接触によって生じる応力を考慮するとともに、ペレットに並びかえ(リロケーション)による外径の増加分が残っている間は、ペレットは小さな外力で収縮し、大きな接触圧は生じないとモデル化している。

また、被覆管の内外面に温度差がある場合に被覆管に発生する熱応力は次式により計算する。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_r &= \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[-\int_{r_i}^r T(r)rdr + \frac{r^2 - r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r)rdr \right] \\ \sigma_\theta &= \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[-T(r)r^2 + \int_{r_i}^r T(r)rdr + \frac{r^2 + r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r)rdr \right] \\ \sigma_z &= \frac{E\alpha}{1-\nu} \left[-T(r) + \frac{2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r)rdr \right] \end{aligned} \right\} (3-23)$$

$$T(r) = \frac{T_i - T_o}{\log r_i - \log r_o} \log r + \frac{T_o \log r_i - T_i \log r_o}{\log r_i - \log r_o} \quad \dots (3-24)$$

ここで、

- σ_r : 半径方向応力
- σ_θ : 円周方向応力
- σ_z : 軸方向応力
- r : 任意の径方向位置
- r_i : 被覆管内半径
- r_o : 被覆管外半径
- E : 被覆管のヤング率
- α : 被覆管熱膨張係数
- ν : 被覆管のポアソン比
- T_i : 被覆管の内面温度
- T_o : 被覆管の外面温度

(3) 被覆管の塑性変形

被覆管の塑性変形は、加工硬化を考慮した Prandtl-Reuss の式[18]を解くことにより求める。Prandtl-Reuss の式は、“塑性歪の増分の主軸はその時の応力的主軸と一致し、かつ偏差応力に比例する”とするものである。

(4) クリープによる被覆管の変形

被覆管のクリープ変形は、ある短い時間内では応力、温度等が一定として以下の

式を用いて計算する。

被覆管のクリープ式は、熱的に生ずる炉外クリープ速度と炉内での照射によるクリープ速度に分けて表わす。

$$\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_{thermal} + \dot{\epsilon}_{irradiation} \quad \dots\dots\dots (3-25)$$

ここで、

- $\dot{\epsilon}$: 全クリープ速度
- $\dot{\epsilon}_{thermal}$: 熱的に生じる炉外クリープ速度
- $\dot{\epsilon}_{irradiation}$: 照射によるクリープ速度

a. 炉外クリープ

炉外クリープは Ibrahim により提案された式[19]に準じて次のように表わすものとする。

$$\dot{\epsilon}_{thermal} = C_1 \exp\{C_2 \times \sigma_g + C_3 T\} t^{C_4 T + C_5} \quad \dots\dots\dots (3-26)$$

ここで、

- $\dot{\epsilon}_{thermal}$: 炉外クリープ速度(1/h)
- σ_g : 相当応力(N/mm²)
- T : 温度(°C)
- t : 時間(h)
- $C_1 \sim C_5$: 定数

b. 照射クリープ

照射クリープは、炉内クリープの高速中性子束依存性に関する Ross-Ross and Hunt の式[20]に準じて次のように表わすものとする。

$$\dot{\epsilon}_{irradiation} = B \sigma_g \phi^n \quad \dots\dots\dots (3-27)$$

ここで、

- $\dot{\epsilon}_{irradiation}$: 照射クリープ速度(1/h)
- σ_g : 相当応力(N/mm²)
- ϕ : 高速中性子束(n/cm²s、E>1MeV)

B 、 n :定数

モデル式中の定数 $C_1 \sim C_5$ 、 B 、 n は、被覆管タイプ毎の炉外クリープ実験や照射後の燃料棒外径測定結果と良く一致するよう定めており、その妥当性は、後述する燃料棒の外径実測値に対する実証性により確認している。

(5) 照射成長による被覆管の変形

被覆管の軸方向照射成長(燃料棒伸び)は、被覆管タイプ毎の燃料棒伸び測定結果を基に、高速中性子照射量 ϕ_t の関数として次式のようにモデル化している。

$$\varepsilon_{growth} = g\sqrt{\phi_t} \dots\dots\dots(3-28)$$

ここで、

- ε_{growth} :被覆管照射成長
- ϕ_t :高速中性子照射量($E > 1\text{MeV}$)
- g :定数

3.2.2.4 FP ガスの生成と放出

(1) FP ガスの放出モデル

FP ガスの放出は燃焼度と温度に依存する。FP ガスモデル[21]では、次のように FP ガスの生成と放出を考慮している。

- a. 粒内においては、核分裂で生成された希ガス原子が結晶格子中に気泡となって析出する現象と、これと反対の過程として、核分裂片が気泡から FP ガス原子をたたき出し、格子中に溶解させる現象が平衡している。この内、溶解した FP ガス原子は、その濃度勾配を駆動力として粒界に向かって拡散する。

この時、結晶格子中に留まる FP ガスの飽和濃度は温度、燃焼度の関数としてモデル化している。

$$\text{結晶格子中における飽和濃度} = m(Bu, T) \quad \dots\dots\dots (3-29)$$

ここで、

Bu : 燃焼度

T : 温度

- b. 飽和濃度を越えた FP ガスは粒界に集積し、粒界面及び粒界の隅で気泡となる。この気泡は互いに連なり、オープンポロシティやクラックと連結することでペレットから放出される経路が生ずることになる。この経路を通じて放出される FP ガスの放出量は粒界上のガス濃度に比例し、次式により計算する。

$$\frac{df(t)}{dt} = \alpha \cdot K \cdot g(t) \quad \dots\dots\dots (3-30)$$

ここで、

$f(t)$: 時間 t における FP ガス放出量

α : 係数(二酸化ウラン燃料は 1、MOX 燃料は 2.5)

K : 温度、燃焼度、オープンポロシティに依存する関数

$g(t)$: 時間 t における粒界上のガス濃度

$$= \beta t - f(t) - m(Bu, T)$$

βt : 生成ガス量

$$= \frac{N_f y}{nC_L}$$

N_f : 核分裂数

y :核分裂による収率(原子数/核分裂)

n :1分子中の原子数

C_L :Loschmidt 数 2.687×10^{19} 分子/cm³(標準状態)

生成ガスは、Xe と Kr について計算する。これらに対しては $n = 1$ である。

また、関数 K は以下のように表わす。

$$K = K_1 \cdot K_2 \cdot K_3 \quad \dots\dots\dots (3-31)$$

ここで、

K_1 :粒界に沿った気泡の成長や集積で、オープンポロシティにつながる経路の生成を考慮した温度に依存する拡散項

$$K_1 = f_1(T)$$

K_2 :温度、燃焼度の関数として燃焼度増加による FP ガス放出の増加を表わす拡散項

$$K_2 = f_2(Bu, T)$$

K_3 :オープンポロシティが FP ガスの放出経路となることを考慮した拡散項。オープンポロシティは燃焼度により変化するので、初期オープンポロシティの割合と燃焼度の関数としている。

$$K_3 = f_3(P_{op}, Bu)$$

P_{op} :初期オープンポロシティの割合

なお、資料 3 で述べたように、MOX ペレットの FP ガス放出特性は、旧製法の FP ガス放出特性を保守的に考慮し、二酸化ウランペレットのものより大きいモデルとしている。

(2) ヘリウム放出モデル

MOX ペレットでは、超ウラン元素の α 崩壊によりヘリウムが生成、放出される。資料 3 で述べたように、ヘリウムの放出機構は FP ガスと同様、拡散によるものであり、ヘリウムの放出は核分裂生成ガス放出率に依存するモデルとしている。

ヘリウム放出モデルの妥当性は燃料棒内圧実測に対する予測性により確認している。

3.2.2.5 燃料棒内圧

燃料棒の内圧は、燃料棒内部のガスを理想気体と仮定して次式で計算する。

$$P = nR / \sum_i (V_i / T_i) \quad \dots\dots\dots (3-32)$$

ここで、

P : 内圧

n : ガスのモル数

R : ガス定数

V_i : 各空間の体積

T_i : 各空間の温度

i : i 番目の空間

内部ガスとしては、初期封入ガス、FP ガス、ペレットに吸着されたガス等を考慮する。

空間体積としては、プレナム、ペレットと被覆管のギャップ、ディッシュ、チャンファ、クラック、オープンポロシティを考慮する。

3.2.2.6 実証性

FPAC コードにおける評価は、表 3-2 に示す PWR 使用条件の範囲をカバーするデータで、その実証性を確認している。

(1) 燃料中心温度

図 3-5 に燃料中心温度の計算値と実測値との比較の代表例を示すように、燃料寿命を通じて良く一致している。これらより、ペレット熱伝導率モデル、ギャップコンダクタンスモデル等の妥当性を確認している。

(2) FP ガス放出率

図 3-6 に FP ガス放出率の予測性を、図 3-7 に燃料棒内圧の予測性を示すように、いずれも計算値と実測値は良く一致していることから、FP ガス放出、スエリング等に関するモデルの妥当性を確認している。

表 3-2 燃料棒設計計算コードの実証データ(FPACコード)

照射炉	燃料型式	燃料製造者	粉末混合方法(*1)	プルトニウム含有率	燃料棒本数	燃焼度(*2) (GWd/t)	燃料棒平均線出力密度 (kW/m)	実証項目	
								燃料中心温度	FPガス放出率/燃料棒内圧
未照射材	—	BNFL	SBR法	10	—	—	—	—	—
	—	BN	MIMAS法	10	—	—	—	—	—
	—	CEA	MIMAS法 COCA法	3~15	—	—	—	—	—
試験炉	ハルデン炉	BNFL	SBR法	8.9	1	62(R)	—	○	—
	ハルデン炉	PNC	MH法	8	5	31(R)	—	○	○
海外商業炉	BR3炉	BN	旧製法 MIMAS法	11 10	3 6	62(P) 43(P)	—	—	○ ○
	サンローランB1炉 グアブリーヌ4炉	COMMOX COMMOX	MIMAS法 MIMAS法	2.9~5.6 4.7~5.9	15 6	43(R) 52(R)	—	—	○ ○

(*1) SBR: Short Binderless Route MIMAS: Micronized Master Blend Process COCA: Coboyage Cadarache MH: Microwave Heating

(*2) (P): ピークペレット (R): 燃料棒平均

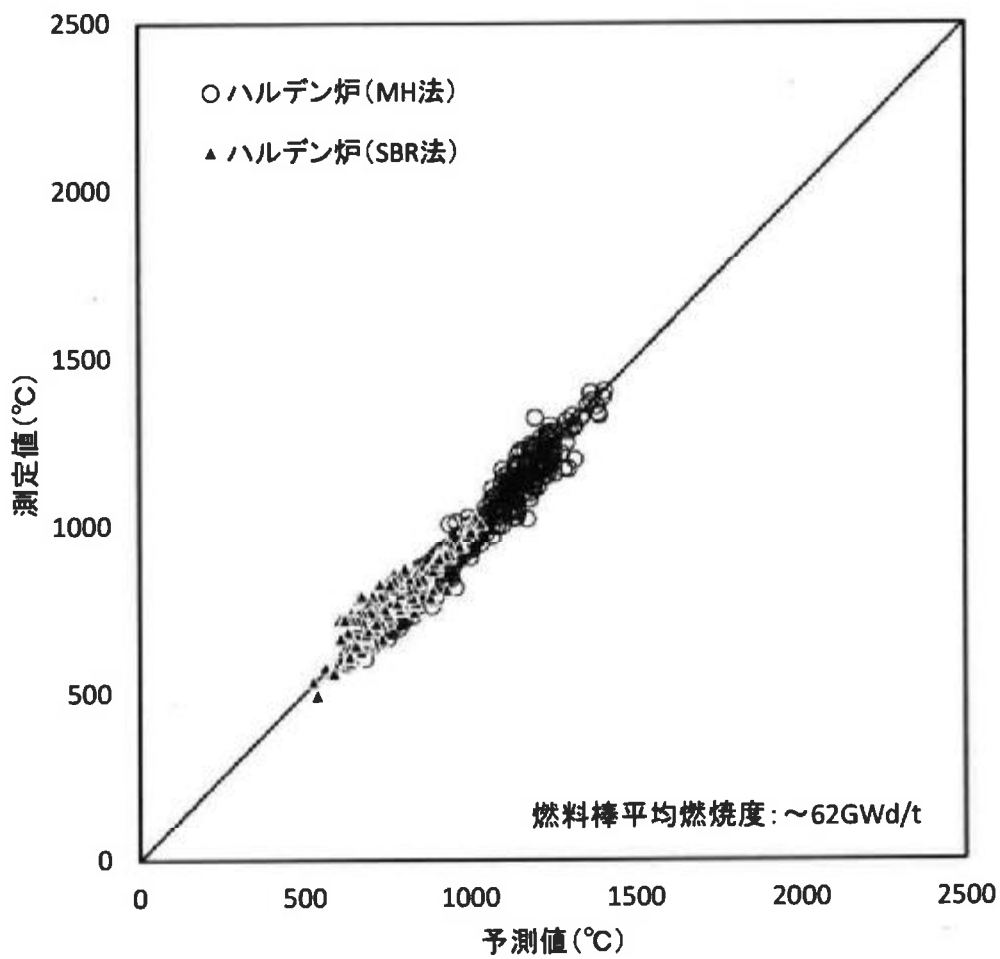


図 3-5 燃料中心温度計算の実測値と予測値の比較(MOX 燃料)

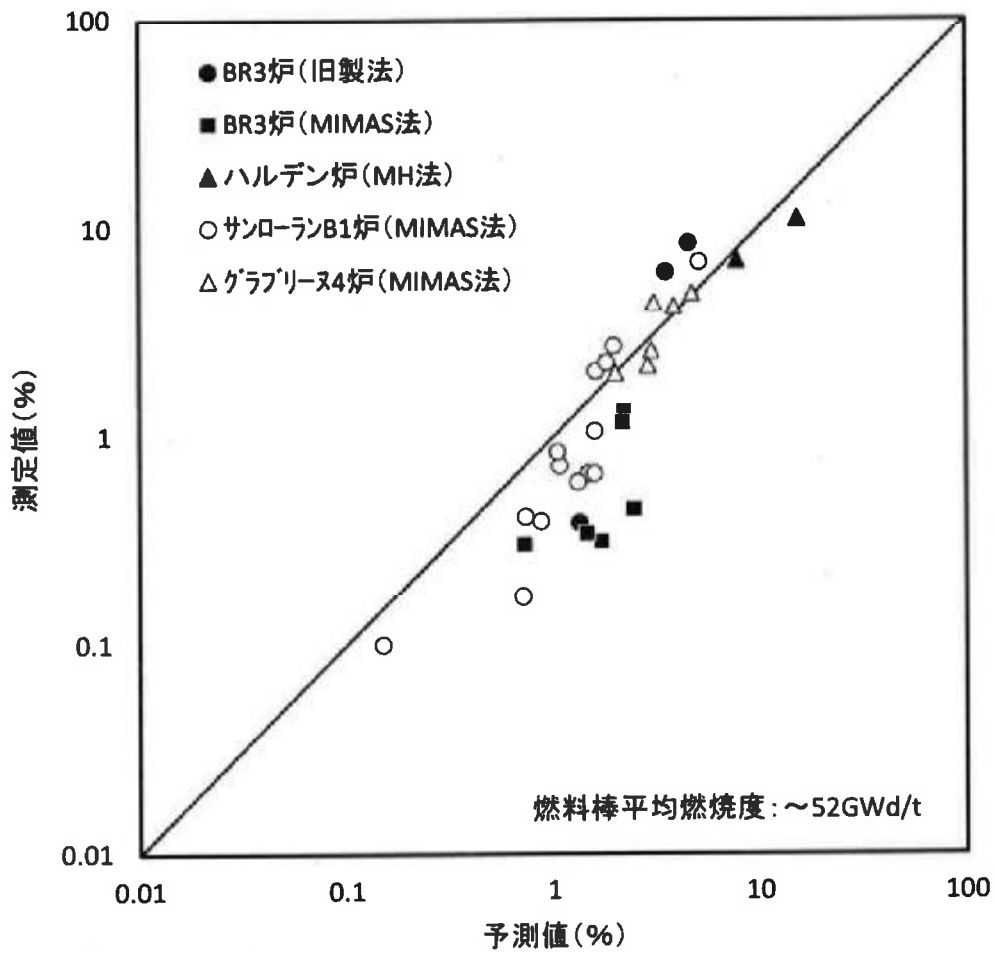


図 3-6 FP ガス放出率の実測値と予測値の比較

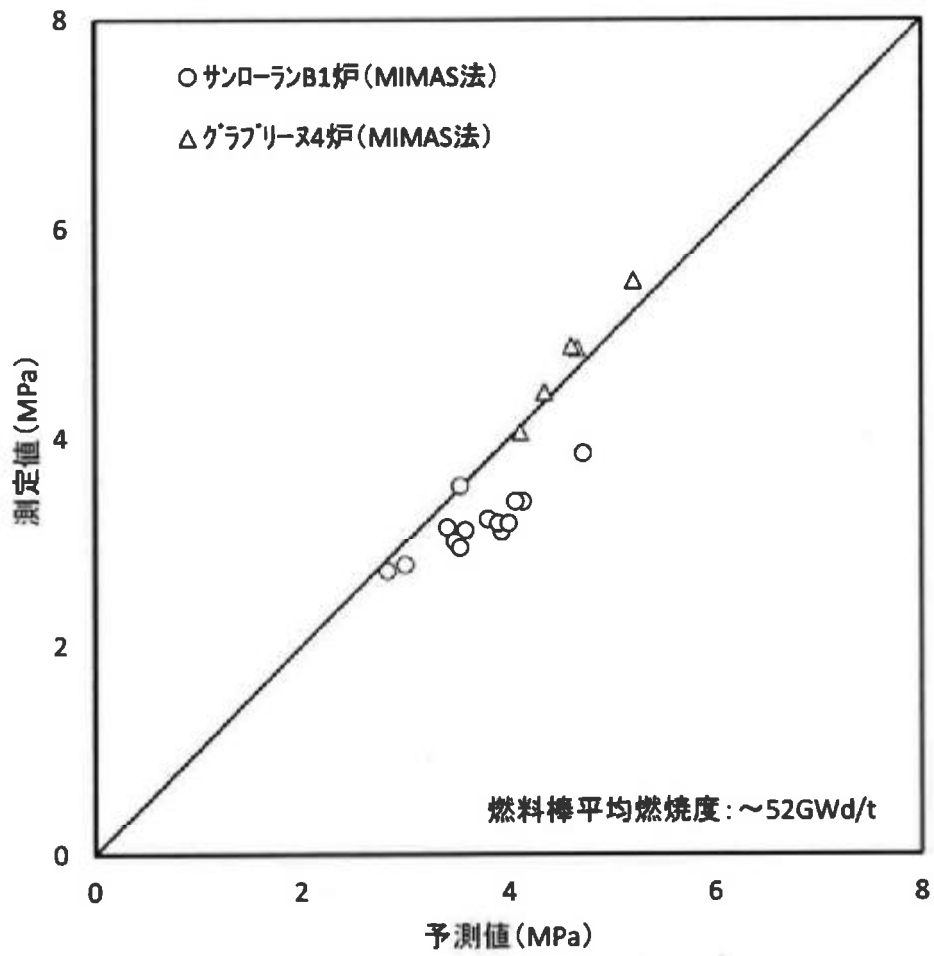


図 3-7 燃料棒内圧の実測値と予測値の比較

3.3 強度評価結果

以下に燃料棒設計計算コードを用いて、取替燃料の性能評価を行った結果を示す。

3.3.1 計算条件

代表的な取替燃料を設計するのに使用した主要なインプットは次のとおりである。

ペレット	プルトニウム含有率	<input type="text"/> wt %
	核分裂性プルトニウム富化度	<input type="text"/> wt %
	直径	8.05mm
	高さ	11.5mm
	形状	ディッシュ、チャンファ付き
	密度	理論密度の 95%
被覆管	材質	ジルカロイ-4
	内径	8.22mm
	肉厚	0.64mm
燃料棒	プレナム長さ	<input type="text"/> mm
	初期加圧量	<input type="text"/> MPa [abs]
	封入ガス	ヘリウム <input type="text"/>
	スタック長さ	3,648mm
冷却材 の条件	運転圧力	15.5 MPa [abs]
	入口温度	284°C
	入口流量	0.29kg/s
	熱水力等価直径	11.78mm
出力分布	平均線出力密度	17.1kW/m

強度計算に用いる出力履歴は、実際の取替炉心における出力履歴の多様性を考慮して設定する。評価対象の燃料棒は、代表的な炉心の最大及び最小燃料棒燃焼度となる燃料棒並びに各サイクルで最大及び最小燃料棒平均線出力密度となる燃料棒を対象とする。出力履歴の多様性を考慮するため、対象燃料棒の燃料棒平均線出力密度を一律に嵩上げしたうえで、最大燃焼度となる燃料棒の燃料棒平均燃焼度が設計燃焼度 (53,000MWd/t) に達するように照射時間を照射期間にわたって一律に延長する。代表的な炉心としては、二酸化ウラン燃料集合体(濃縮度 4.1wt%)及びガドリニア

混合二酸化ウラン燃料集合体が混在した炉心を考慮する。また、軸方向出力分布は、ペレット最高燃焼度が設計燃焼度 (62,000MWd/t) に達するように設定する。

強度計算に用いた出力履歴を図 3-8 に、軸方向出力分布を図 3-9 に示す。

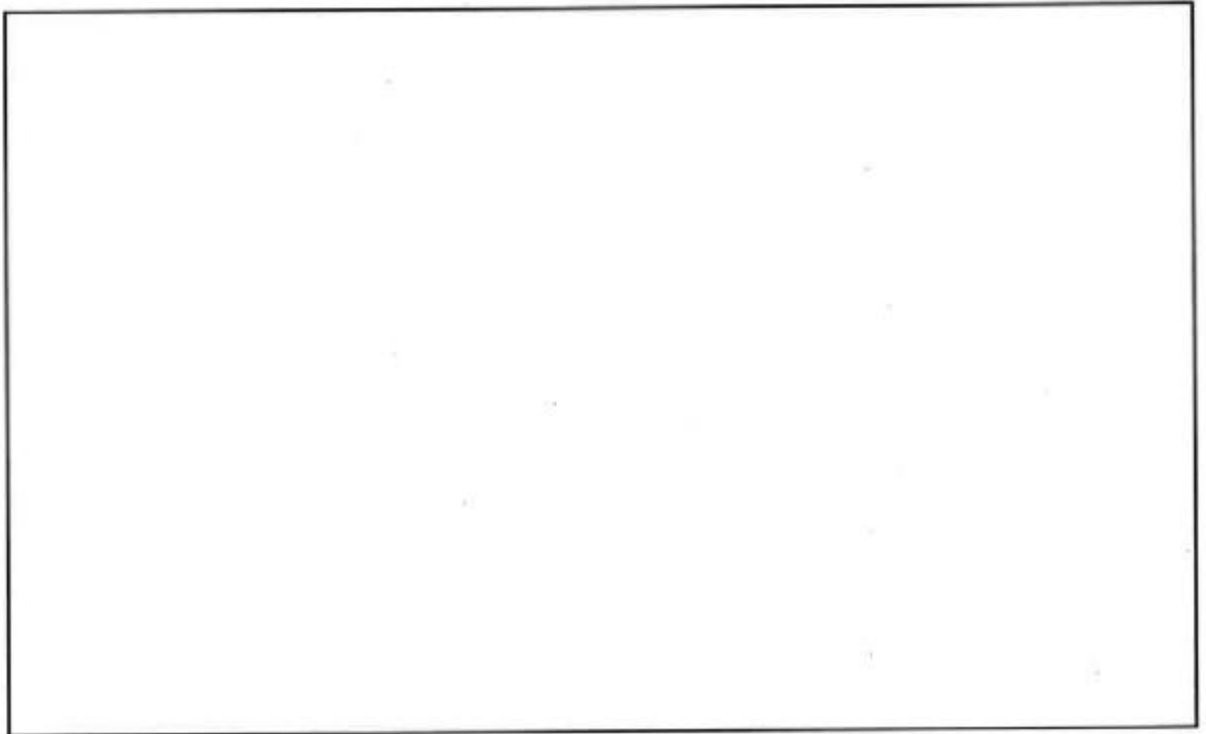
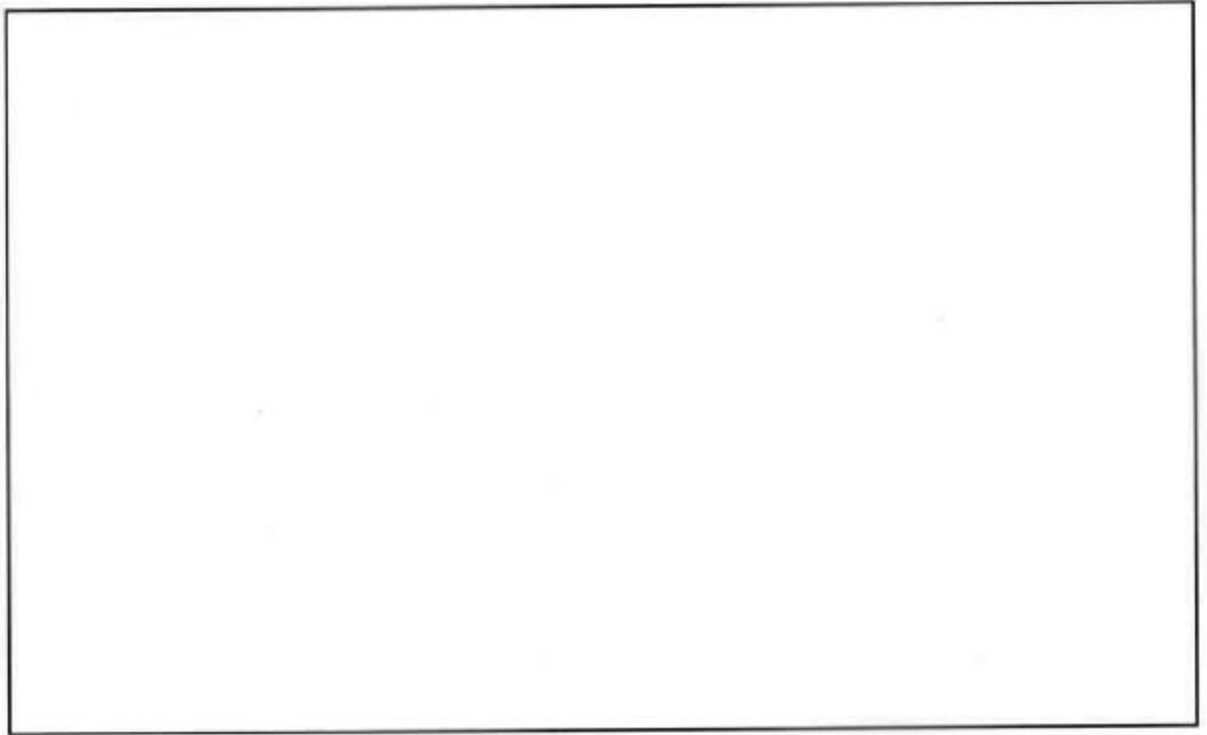


図 3-8 MOX 燃料棒の出力履歴

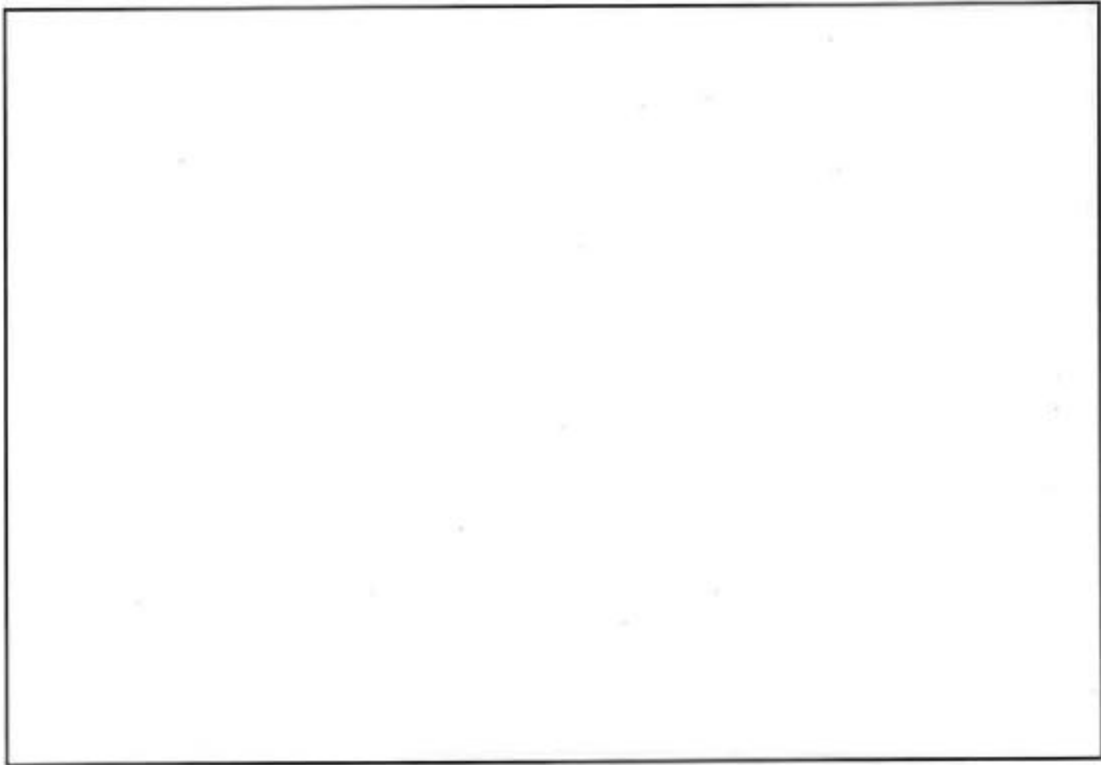


图 3-9 軸方向出力分布

3.3.2 計算結果

各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴(比出力)と内圧履歴をまとめて、図 3-10 及び図 3-11 に示す。

また、被覆管内径とペレット外径の変化について、図 3-12 に示す。

中心温度、内圧、応力及び歪評価における最も厳しい評価時点の計算結果をそれぞれ表 3-3 に示す。

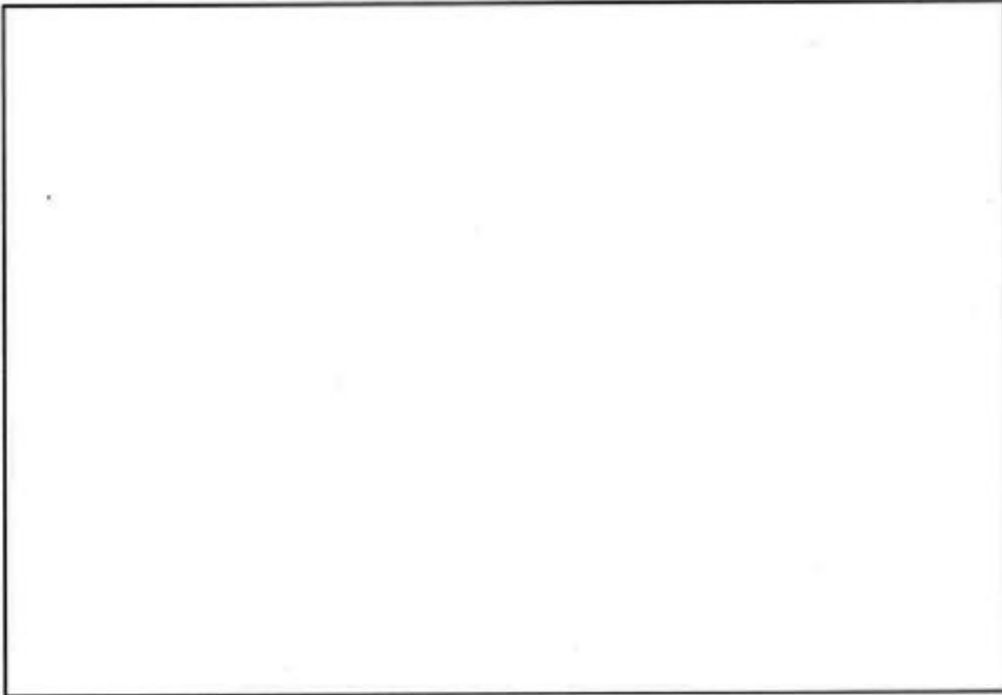


図 3-10 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴(通常運転時)

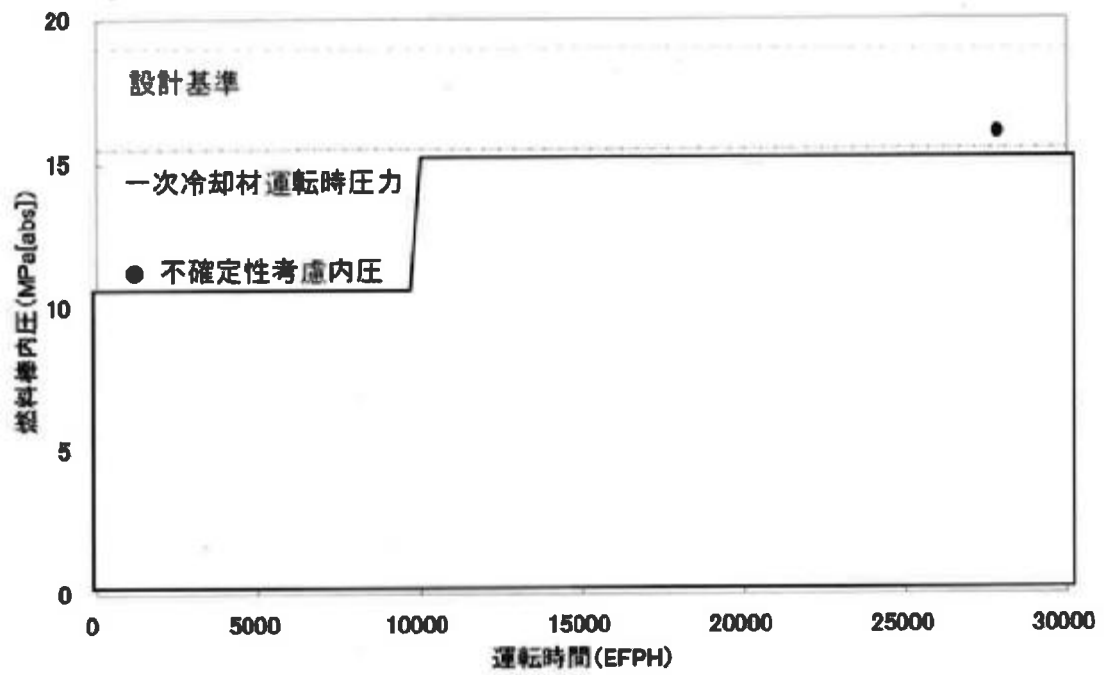


図 3-11 内圧評価上で最も厳しくなる燃料棒の内圧履歴(通常運転時)

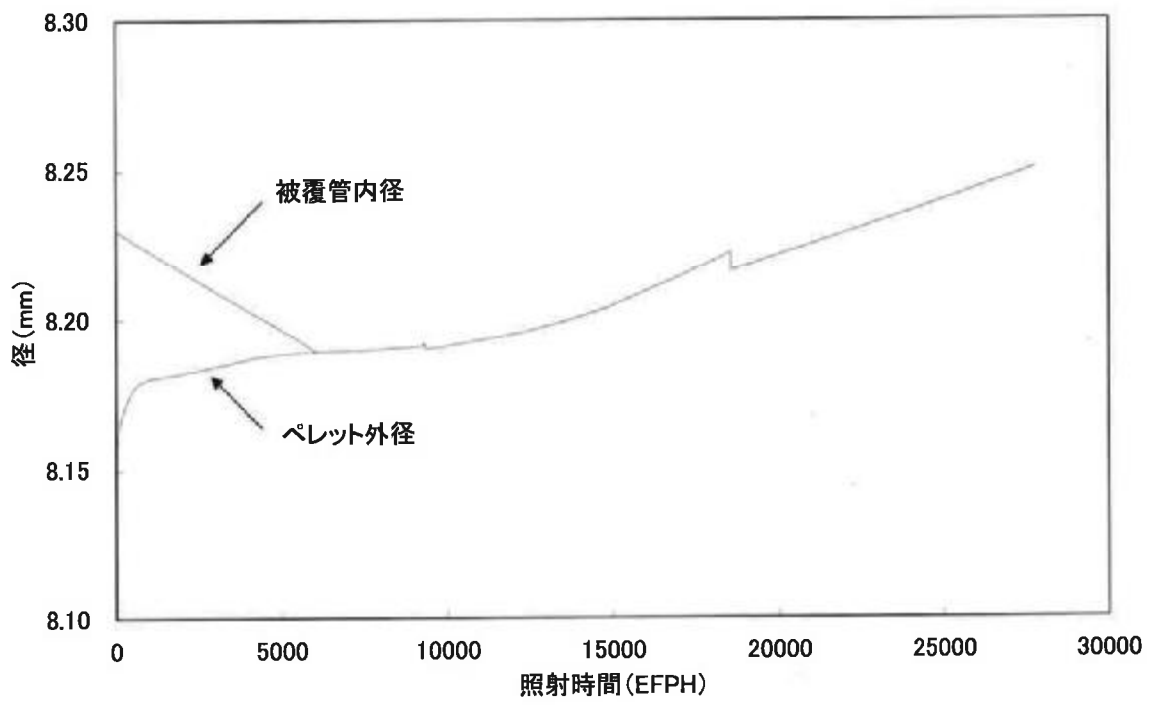


図 3-12 被覆管内径及びペレット外径変化

表 3-3 MOX 燃料棒の計算結果

	中心温度		内圧	応力	歪
	通常運転時	過渡変化時			
局所線出力密度					
被覆管温度	表面				
	内面				
ペレット温度	表面				
	平均				
	中心				
被覆管径	外径				
	内径				
ペレット直径					
被覆管応力					
円周方向(内)	$\sigma_{\theta i}$				
円周方向(外)	$\sigma_{\theta o}$				
接触圧					
直径ギャップ					
ボイド量					
ブレナム体積					
クラック体積					
FP ガス放出率					
蓄積ガス量					
内圧					
歪					
被覆管物性値					
・縦弾性係数					
・ポアソン比					
・熱膨張率					

* 歪の()外は過渡変化時の値であり、()内は通常運転時からの増分を示す。

3.3.3 燃料棒の温度評価結果

ペレットが溶融すると体積が膨張し、被覆管に大きな応力が発生し、また、燃料スタックの寸法不安定性あるいは、FP ガスの過度な放出・移動、さらにはペレットと被覆管の有害な化学反応を引き起こす恐れがある。これらを防ぐため、燃料寿命中の燃料最高温度(中心温度)を燃料の溶融点未満とする。

溶融点は、未照射状態における想定される最大プルトニウム含有率 13wt% の場合約 2,730℃である。以降燃焼に伴い 10,000MWd/tあたり 32℃の割合で低下するとする。燃料中心温度の各燃焼度に対する計算上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、並びに計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差に基づく燃料中心温度の不確定性 220℃を考慮する。

燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、中心温度が最高となり、かつ、中心温度と制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期である。この時点の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料中心温度を表 3-4 に示す。同表に示されるように評価上最も厳しい中心温度でも制限値を十分に下回っている。また、燃料中心最高温度の燃焼度依存性は図 3-13 に示すように、燃料寿命全般を通して制限値を下回っていることが分かる。

表 3-4 燃料中心温度評価結果

種類	条件	燃焼度 (MWd/t)	燃料中心温度 (℃)	判定	設計基準 (℃)
MOX 燃料棒	通常運転時 (41.1kW/m)	0	約 1,770	<	2,510
	過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,220		

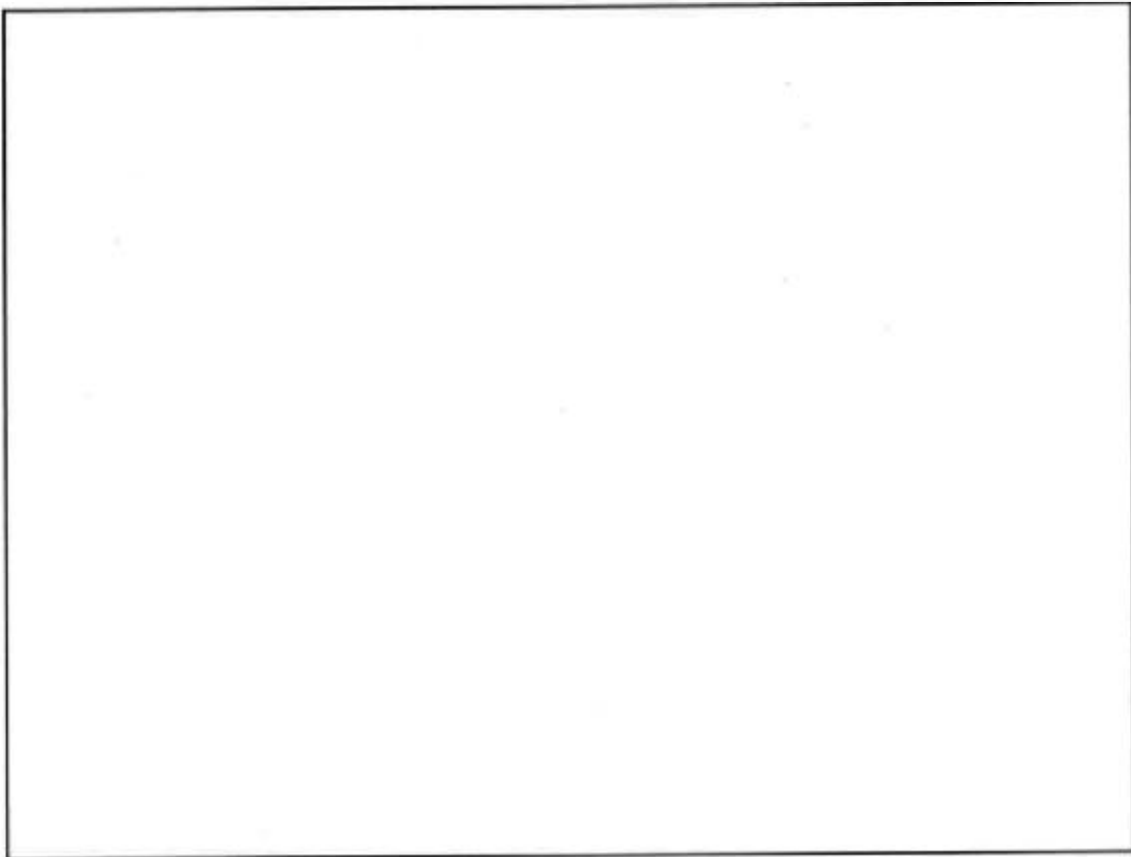


図 3-13 運転時の異常な過渡変化時における MOX 燃料中心最高温度の燃焼度依存性

3.3.4 燃料棒の内圧評価結果

燃料棒の内圧評価は、各燃料棒の内圧評価結果を、実炉心において想定される照射条件を基に計算した、ギャップが増加しない限界内圧と比較することで行う。

(1) ギャップ増加限界内圧

ペレットと被覆管のギャップが増加しない限界内圧は、FPAC コードを用いてギャップ変化を計算することにより求める。すなわち、仮想的に初期ヘリウム圧力、FP ガス放出率及び燃料棒出力を順次高くすることにより、内圧を高くした場合の計算を行い、このときペレットと被覆管のギャップ変化を求める。そして、ギャップが最小となる、あるいは一旦閉じたギャップが開き始めるギャップを求めることにより、この時点での内圧を限界内圧とする。

MOX 燃料の限界内圧が二酸化ウラン燃料の限界内圧を上回ることから、保守的に二酸化ウラン燃料の限界内圧を MOX 燃料へも適用する。なお、この限界内圧は、安全側に限界内圧が低くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確定性及び評価モデルの不確定性を考慮した値である。

$$\text{限界内圧} = 19.0 \text{ MPa[abs]}$$

この値を判断基準として評価を行う。

(2) 内圧評価

製造時の燃料棒は、ヘリウムが加圧封入されているが、燃焼による FP ガスの放出等によって、燃料棒内圧は徐々に上昇する。

最大内圧を示す燃料棒内圧に、燃料棒内圧が高くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確定性及び評価モデルの不確定性を考慮した結果を表 3-5 に示す。同表より、種々の不確定因子を考慮しても燃料棒の内圧は設計基準を満足している。

また、その燃料寿命中の変化は図 3-11 に示したとおりである。

表 3-5 燃料棒内圧評価結果(通常運転時)

(単位:MPa[abs])

種類	時期	内圧*1			設計基準	設計比*2
		最確値	不確定性	合計		
MOX 燃料棒				16.1	≤19.0	0.85

*1 最確値と不確定性を足し合わせ、小数点以下第 1 位に切り上げたものを合計としている。

*2 設計基準値に対する評価値の比である。

3.3.5 被覆管の応力評価結果

(1) 応力評価方法

応力評価では以下の要素を考慮する。

- a. 内外圧差による応力(ペレット-被覆管接触圧も含む)
- b. 熱応力
- c. 水力振動による応力

以下に各項目の計算結果について示す。

a. 内外圧差による応力

(a) 高温停止時及び通常運転時

燃料寿命初期はペレットと被覆管が接触していないため外圧の方が大きく被覆管は圧縮応力を受ける。

燃焼が進むと、ペレットのスエリング、被覆管のクリープ変形のためにペレットと被覆管が接触するようになる。このため被覆管には引張応力が働くようになるが、クリープとスエリングがほぼつり合うためこの応力は小さなものである。

(b) 過渡変化時

ペレットと被覆管が接触していない燃料寿命初期は過渡変化が発生しても燃料棒の内圧増加による応力の変化があるのみで、その量はわずかである。

一方ペレットと被覆管が接触している燃料寿命末期においては、過渡変化時には内圧の増加のみならず、ペレットの熱膨張による応力が加わることになる。この変化は速いため被覆管のクリープによる応力緩和が生じず、応力は大きなものとなる。

b. 熱応力

熱応力は被覆管の内外面の温度差により発生する。過渡変化時には被覆管温度が増加するため、若干通常運転時よりは大きくなる。

c. 水力振動による応力

水力振動は、冷却材の軸方向流れにより発生する。水力振動による応力は、振動による最大振幅を燃料棒の中心部に与えたとき発生する応力として求める。

燃料棒は各支持格子で支持されているが、支持格子ではさまれた代表的な1スパンについて評価する。燃料棒の両端を単純支持と仮定すると、中立軸から $d/2$ の位置の被覆管断面に生ずる応力は次式で与えられる。

$$\sigma_z = \pm \frac{M \cdot d}{2I} = \pm \frac{24d \cdot E \cdot \delta}{5L^2} \dots\dots\dots (3-33)$$

ここで、

M : 最大曲げモーメント、 $\frac{W \cdot L^2}{8}$ N・mm

W : 等分布荷重、 $\frac{384E \cdot I \cdot \delta}{5L^4}$ N/mm

d : 任意の直径

I : 断面2次モーメント、 $\frac{\pi}{64}(d_o^4 - d_i^4)$ mm⁴

d_o : 被覆管外径、9.50 mm

d_i : 被覆管内径、8.22 mm

δ : 最大振幅(以下の Paidoussis の式より求めた値)、0.08 mm

L : スパン長さ、 mm

E : ヤング率、 N/mm²

である。

冷却材による振動は、次の Paidoussis の式[22]により計算する。Paidoussis の式は、流体下の棒(管)の振動振幅の測定値を評価した実験式である。

$$\frac{\delta}{D} = \alpha^{-4} \left[\frac{\mu^{1.6} \cdot \varepsilon^{1.8} \cdot Re^{0.25}}{1 + \mu^2} \right] \left(\frac{D_h}{D} \right)^{0.4} \left[\frac{\beta^{\frac{2}{3}}}{1 + 4\beta} \right] \times [5 \times 10^{-4} K] \dots\dots\dots (3-34)$$

ここで、

D : 被覆管外径、9.50 mm

δ : 最大振幅、mm

D_h : 熱水力等価直径、11.78 mm

Re : レイノルズ数、 $\frac{D_h \cdot U}{\nu}$

μ : $\left[\frac{M}{E \cdot I} \right]^{1/2} U \cdot L$

M : 単位長さあたりの流体の質量、 $\frac{\pi D^2 \rho}{4}$ kg/mm

E : ヤング率、 N/mm²

I : 断面 2 次モーメント、 1.76×10^2 mm⁴

U : 燃料棒の軸方向に沿った平均流速、 4.75×10^3 mm/s

L : スパン長さ、 mm

β : $\frac{M}{M + m}$

m : 単位長さあたりの燃料棒質量、 kg/mm

ρ : 流体の密度、 kg/mm³

ν : 動粘性係数、 mm²/s

ε : $\frac{L}{D}$

α^2 : $\left[\frac{(m + M)L^4}{E \cdot I} \right]^{1/2} \cdot \omega$

ω : 燃料棒の固有角振動数、 rad/s

K : 流れの乱れのレベルを表す因子 (実際の流れでは K=5)

である。

上式を計算すると、燃料棒の最大振幅は $\delta =$ mm となる。

以上から、Paidoussis の式で評価された最大振幅を用いて燃料棒に発生する応力を評価すると、

$\sigma_z =$ N/mm² (被覆管内面)

$\sigma_z =$ N/mm² (被覆管外面)

となる。

(2) 応力評価結果

被覆管の応力評価は、体積平均相当応力を被覆管の耐力と比較することで行う。
 体積平均相当応力とは、被覆管にかかる合応力を体積の重み付けて平均したもので、以下に示すとおりである。

まず、被覆管任意半径 r における相当応力 $\sigma_{eff}(r)$ は以下の式で与えられる。

$$\sigma_{eff}(r) = \sqrt{\frac{(\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + (\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_r)^2}{2}} \quad \dots\dots\dots (3-35)$$

これを軸方向単位長さ当たり、半径方向に体積積分(あるいは体積平均)をとり、体積平均相当応力 σ_{eff} を以下の式で求める。

$$\begin{aligned} \sigma_{eff} &= \frac{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 \sigma_{eff}(r) dz \cdot r d\theta \cdot dr}{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 dz \cdot r d\theta \cdot dr} \quad \dots\dots\dots (3-36) \\ &= \frac{2 \int_{r_i}^{r_o} r \cdot \sigma_{eff}(r) dr}{r_o^2 - r_i^2} \end{aligned}$$

ここで、 r 、 θ 、及び z は円筒座標系の変数であり、それぞれ径方向、周方向及び軸方向の座標値を表す。

被覆管の材料であるジルカロイ-4の耐力は、高速中性子照射によって増加するが、比較的短時間の照射で飽和する(資料3の4.1.2(1)項参照)。したがって、燃料寿命初期は未照射の耐力と、またそれ以外の時点では、照射材の耐力と比較する。ここで、未照射材及び照射材の耐力基準値は、それぞれ耐力実績データに基づき、データのばらつきを考慮して導いた値(また、耐力基準値は被覆管温度の関数としている)を用いる。許容基準の求め方を図3-14に示す。

燃料寿命初期においては、被覆管とペレット間のギャップにより、被覆管には主に内外圧差による応力が発生するが、その値は小さい。燃焼が進むと被覆管は径方向内向きにクリープ変形(クリープダウン)し、ペレットはスエリングにより外径が増加し、ペレットと被覆管の接触が生じ被覆管応力が大きくなる。通常運転時におけるこのような被覆管とペレットの径変化を図3-12に示す。

被覆管応力評価では、内外圧差及びペレット-被覆管相互作用による応力、熱応力、水力振動による応力を考慮する。発生応力が厳しくなる運転時の異常な過渡変化時における評価結果を表3-6及び図3-15に示す。これよりMOX燃料棒での被覆管応力はいずれも設計基準を満足している。

表 3-6 被覆管応力評価結果

(単位: N/mm²)

評価条件		過渡変化時					
		MOX 燃料					
項目	応力成分	σ_{θ}	σ_r	σ_z			
	1.内外圧差及び接 触圧による応力	内面					
外面							
2.熱応力	内面						
	外面						
3.水力振動による応 力	内面						
	外面						
4.合計応力(*) 1+2+3	内面						
	外面						
評価時点							
体積平均相当応力(*)							
被覆材耐力							
設計比(*)(**)						0.76	
			0.76				

(*) 上段は水力振動による応力を＋方向に、下段は－方向にとったものである。

(**) 設計基準(被覆材耐力)に対する評価値との比である。

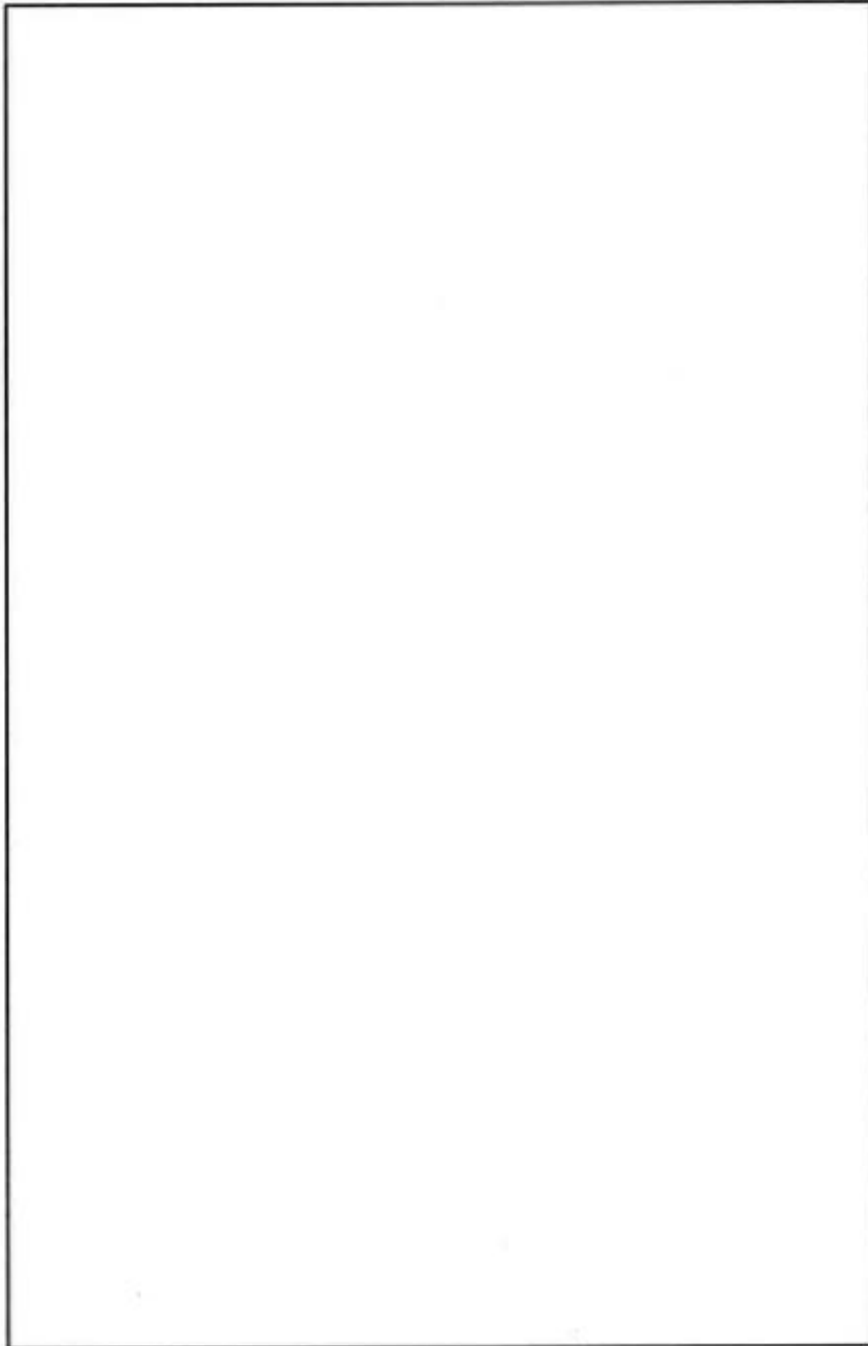


図 3-14 被覆管の応力評価における許容基準

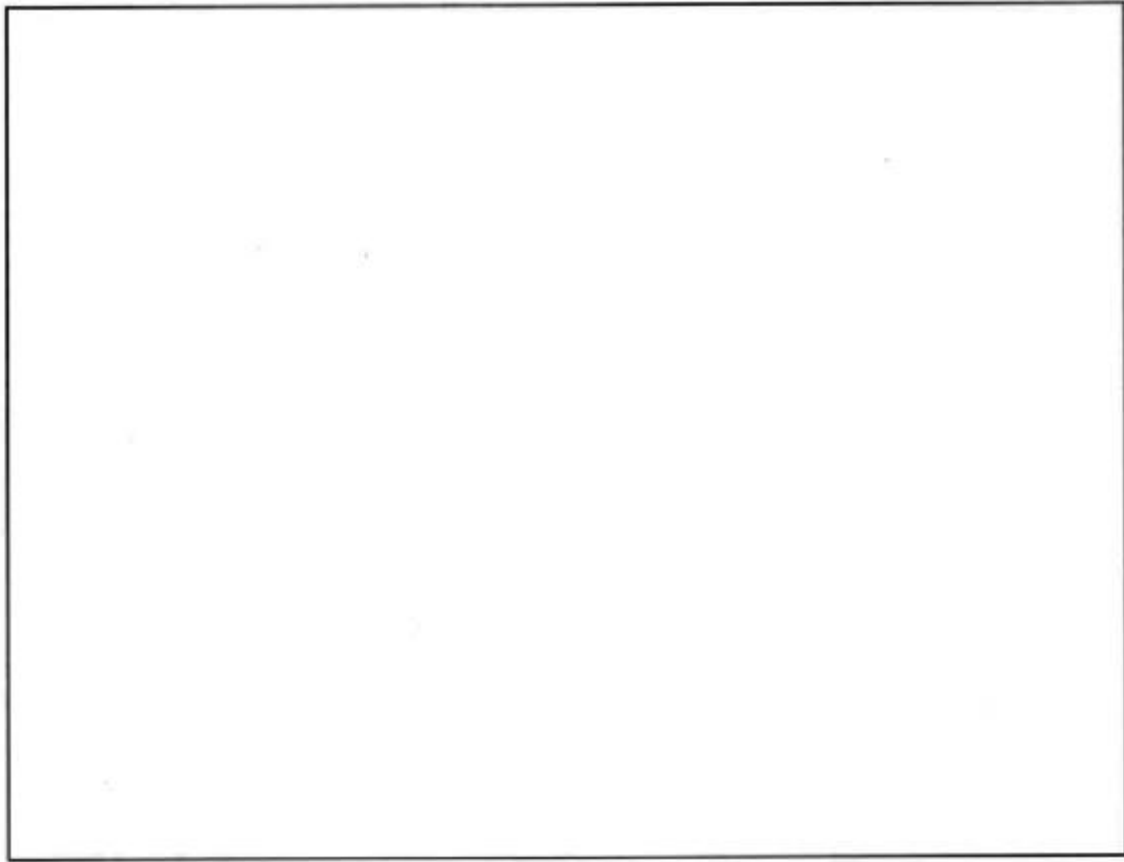


図 3-15 被覆管の応力履歴(過渡変化時)

3.3.6 被覆管の歪評価結果

被覆管の内圧は、燃料寿命初期においては 1 次冷却材運転圧力より低いので、被覆管は運転中、内外圧差による圧縮荷重を受け、ペレットに接触するまでクリープにより徐々に径が減少する。ペレットとの接触は照射の最も進んだ燃料棒の高出力部で生じ、それ以降はペレットのスエリングにより被覆管の径は増加をはじめ、最終的にはスエリングによる膨張速度と接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する(図 3-12 参照)。

通常運転時でのペレットのスエリングによる被覆管歪の増加は接触してから燃料寿命末期までの歪増加率が小さく、このような場合、被覆管は 10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化を生じない。

これに対して、運転時の異常な過渡変化時においては、被覆管にはペレットと被覆管の接触後に引張歪が発生する。このため、応力評価と同様にペレットと被覆管の接触後引張歪は大きくなる。運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張歪の変化量は、表 3-7 及び図 3-16 に示すとおり設計基準 1%以下を満足している。

表 3-7 過渡変化時の引張歪評価結果

(単位:%)

種類	時期	歪	設計基準	設計比 ^(注)
MOX 燃料棒		0.44	≤1	0.44

(注) 設計基準値に対する評価値の比である。

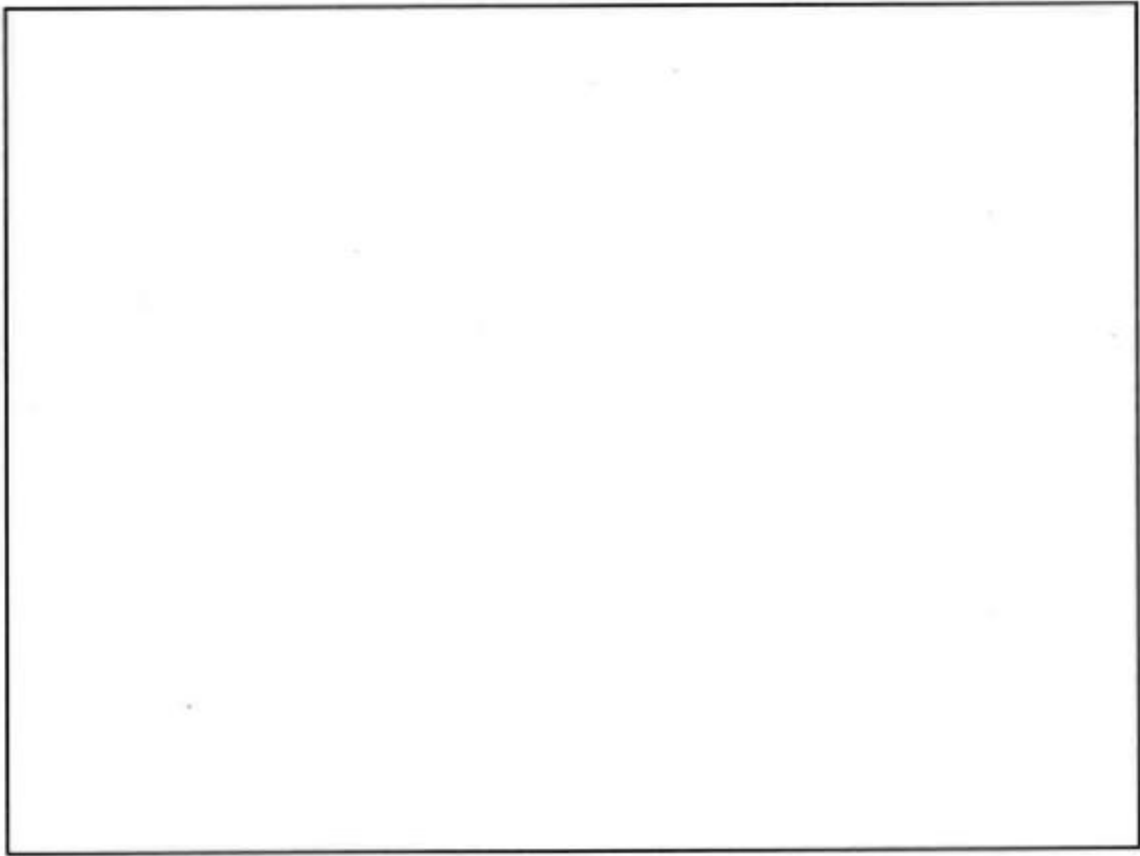


図 3-16 被覆管の歪履歴(過渡変化時)

3.3.7 被覆管の疲労評価結果

燃料棒は原子炉に装荷されてから取り出されるまでの間、出力変動及び圧力変動を受け、これにより繰返し応力が被覆管に加わる。この繰返し応力は、ASME Sec. IIIに準拠した方法により評価し、累積疲労サイクル数と設計疲労寿命との比として表わされる累積疲労損傷係数が1を超えないことを確認する。

(1) 疲労解析条件

疲労解析では、繰返し応力の発生原因となる条件の回数を燃料において14か月3サイクル運転を仮定する。

a. 起動・停止

起動・停止に応じて被覆管の応力は、冷温停止状態から高温零出力時の値に変化する。

起動・停止は燃料寿命当り 起こるとして評価する。応力の変動幅は燃料寿命初期が最も大きいので、燃料寿命中この値が繰返されるものとして評価する。

b. 日間負荷変化サイクル

通常の日間負荷変化に安全側にすべての高温零出力時と高温全出力時との間の出力変動及び10%ステップ状変化と1ループにおける起動停止を安全側に考慮し、1サイクル当り 起こるとして評価する。

c. その他の過渡変化

その他の過渡変化として、高温全出力時からの原子炉トリップ、一次冷却材流量の部分喪失等をまとめて1サイクル当り 起こるとして評価する。

上記 a. から c. の過渡変化事象について、燃焼サイクル毎に繰返し応力の振幅を計算する。応力の振幅の算出には、a. 起動・停止については寿命初期における応力評価値を、b. 日間負荷変化サイクル及び c. その他の過渡変化については各サイクル末期の応力評価値を用いる。なお、このとき、被覆管に発生する応力としては、内外差圧による応力(ペレット-被覆管接触圧も含む)及び熱応力を考慮している。過渡変化毎に応力の主応力成分(σ_r , σ_θ , σ_z)より、それぞれの主応力の差 $|\sigma_r - \sigma_\theta|$ 、 $|\sigma_\theta - \sigma_z|$ 、 $|\sigma_z - \sigma_r|$ を求め、それぞれの主応力差について、最大値と最小値を求め、(最大値-最小値)

／2 より応力振幅 S_{alt} を算出する。その上で、3 つの応力振幅 S_{alt} の中から最大となるものを $MAX S_{alt}$ とし、 $MAX S_{alt}$ に対応する許容繰返し数 N を、設計疲労曲線に基づき算出する。

各過渡変化のサイクル毎に求めた設計許容繰返し数 N_1, N_2, \dots とそれに対応する応力の繰返し数 n_1, n_2, \dots とから累積疲労損傷係数 $\sum n_i/N_i$ を求める。

設計疲労曲線としては、照射したジルカロイ-4 材に関する図 3-17 に示す Langer and O'Donnell のデータを使用する[23]。

この設計疲労曲線は、実測データに対して試料寸法、表面状況及び環境等の影響及びデータのばらつきを十分補償できるように交番応力値(時間の周期的な関数として変化する応力)についてはファクター2、繰返し数についてはファクター20 の安全率をとって作成されたものである。

(2) 疲労解析結果

疲労損傷係数の計算結果を表 3-8 に示す。

各事象に対する損傷係数を合計した結果を表 3-9 に示すが、設計基準 100%を満足している。

表 3-8(1) 被覆管の疲労評価

(単位: N/mm²)

燃焼時点	出力	主応力						主応力差								
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$				
		内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面			
寿命初期	低温停止															
	高温停止															

- S_{max} : 最大応力
- S_{min} : 最小応力
- Salt : 応力変動の片振幅
- N : 許容繰返し回数
- n : 応力繰返し回数
- n/N : 損傷係数

表 3-8(2) 被覆管の疲労評価

(単位: N/mm²)

燃焼時点	出力	主応力												
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_{r-\sigma_\theta}$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$		
		内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面	
サイクル1 末期	高温零出力													
	高温全出力 (負荷追従)													
サイクル2 末期	高温零出力													
	高温全出力 (負荷追従)													
サイクル3 末期	高温零出力													
	高温全出力 (負荷追従)													

表 3-8(3) 被覆管の疲労評価

(単位: N/mm²)

燃焼時点	出力	主応力						主応力差								
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$				
		内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面	内面	外面			
サイクル1 末期	高温零出力															
	過渡変化															
サイクル2 末期	高温零出力															
	過渡変化															
サイクル3 末期	高温零出力															
	過渡変化															
累積損傷係数 %																

表 3-9 被覆管の疲労評価結果

(単位:%)

種類	位置	累積疲労損傷係数	設計基準	設計比 ^(注)
MOX 燃料棒	内面	22.9	≤100	0.23
	外面	10.8		0.11

(注) 設計基準値に対する評価値の比である。

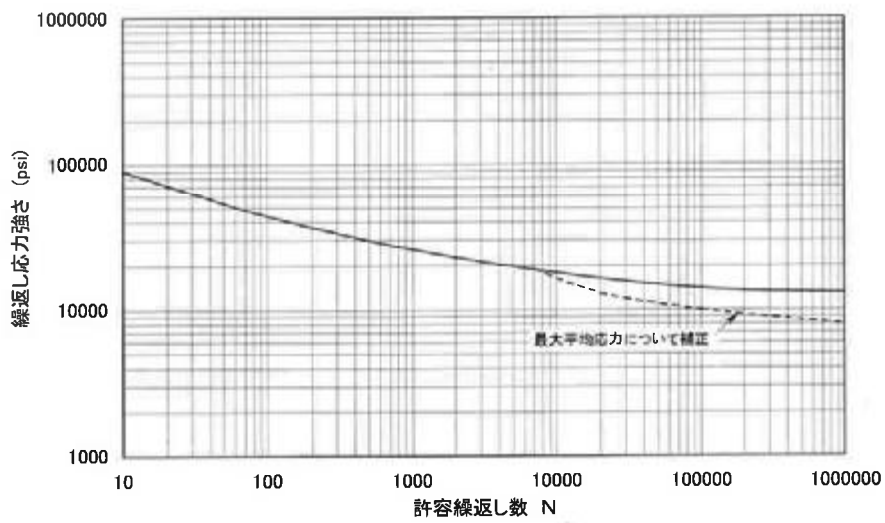


図 3-17 ジルカロイ-4 の設計疲労曲線

3.4 その他の考慮事項

(1) 燃料棒曲がり評価

燃料集合体の制御棒案内シンプルは再結晶焼鈍されており、冷間加工応力除去焼鈍された被覆管に比較して照射成長は小さいため、両者の照射成長差により支持格子の燃料棒拘束力が相互に作用し、基本的には燃料棒には圧縮力、制御棒案内シンプルには逆に引張力が作用する。

上記圧縮力により燃料棒には曲げモーメントが発生するが、燃料棒の曲がり、この曲げモーメントにより燃料棒に発生したクリープ変形が永久変形になったものと初期曲がりを加えたものである。

本燃料集合体の支持格子は、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同一であることから、初期支持格子拘束力は同一である。また、本燃料集合体の被覆管は、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同一であることから、燃料棒の初期曲がり、偏肉及び機械的性質も同等である。

48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体の燃料棒曲がりの実績を図 3-18 に示す。燃料棒曲がり、燃料寿命初期に進行するが、中性子照射に伴う支持格子拘束力の緩和により、燃料寿命末期では飽和傾向にある。

図 3-18 に示すように、本燃料集合体は過度の燃料棒曲がりは発生しない。したがって、燃料棒曲がりの影響は評価不要である。

(2) トータルギャップ評価

a. 燃料集合体の伸び

燃料集合体は、制御棒案内シンプルの照射成長によって伸びる。それとともに、燃料棒と制御棒案内シンプルとの製造方法の違いによる照射成長の差が生じることから、制御棒案内シンプルには燃料棒から支持格子の拘束力に応じた軸方向の引張力が働く。この引張力により、シンプルに発生する照射クリープ伸びが永久変形となることにより更に燃料集合体の伸びが増加する。したがって、燃料集合体の伸びは炉心板と燃料集合体が干渉しないように制限する必要がある。

燃料集合体の伸びについて、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体の実績を図 3-19 に示す。図 3-19 には寸法公差及び評価の不確定性を考慮した場合の設計曲線も併せて示している。

制御棒案内シンプルは、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同一の材料を用い

ていることから、その照射成長は 48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同じである。支持格子は 48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同じであることから、燃料棒伸びが制御棒案内シンプルの伸びへ与える影響も同じである。

設計においては、45,000MWd/t までの燃料集合体伸びを考慮しても、上部及び下部炉心板と燃料集合体との軸方向ギャップが閉塞することのないように、製造時の燃料集合体の全長を設定している。

b. 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隙

燃料棒と上部及び下部ノズルとの間隔の合計(以下、「トータルギャップ」と称する。)は、燃料棒の照射成長による伸びが燃料集合体の伸びよりも大きいため、燃焼とともに減少する。したがって、トータルギャップ減少量は燃料棒とノズルが干渉しないように制限する必要がある。

トータルギャップの減少量について、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体の実績を図 3-20 に示す。なお、図 3-20 に示す制限値は、寸法公差及び評価の不確定性を考慮して設定されたものである。

本燃料集合体の被覆管及び制御棒案内シンプルは、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同一であることから、燃料棒伸び及び燃料集合体伸びは同一と考えられる。

設計においては、53,000MWd/t(燃料集合体で 45,000MWd/t に相当)までの燃料棒伸びを考慮しても燃料棒と上部ノズルとの間隙が閉塞することのないように、製造時の燃料棒と上部ノズルとの軸方向ギャップを設定している。

(3) クリープコラプス評価

燃料棒が非加圧又は低加圧で燃料ペレットに大きな焼きしまりが生じると、ペレットスタックの一部に軸方向のギャップが生じる可能性がある。その位置で 1 次冷却材圧力による被覆管の外圧クリープで扁平化し、座屈して破損に至る現象をクリープコラプスという。

初期の PWR 燃料で発生したクリープコラプスについては、ヘリウム加圧の採用、燃料ペレットの焼きしまり特性の改善により、現在では発生していない。

MOX 燃料のペレット密度の下限値は二酸化ウラン燃料と同じであり、焼きしまり特性は同等と考えられる。

また、MOX 燃料ではウラン燃料よりも初期ヘリウム加圧量を下げているが、被覆管クリープコラプスが発生した初期の PWR 燃料のように非加圧ではなく、今回の MOX 燃料と同程度のヘリウムを加圧した MOX 燃料(ペレット密度製造実績下限:約 93%T.D.、初期ヘリウム加圧量:約 2.0MPa[abs])が海外で健全に照射された実績[24]がある。また、比較的初期ヘリウム加圧量の低いウラン燃料(ペレット密度:95%T.D.、初期ヘリウム加圧量:約 1.9MPa[gage])についても、図 3-21 に示すとおり、特異な外径変化は観察されていない。

以上より、MOX 燃料のクリープコラプスは発生しないと考えられる。

(4) フレッシング摩耗評価

フレッシング摩耗は、接触面の周期的相対振動により起こる損傷であるが、燃料集合体でこの現象が起こる可能性があるのは燃料棒と支持格子の接触部であり、摩耗の程度は、燃料棒と支持格子の材料の組み合わせや、支持格子のばね力に依存する。

718 合金製の支持格子ばねは、中性子の照射により応力緩和するが、燃料棒と支持格子が接触していれば、フレッシング摩耗量を十分小さく保てること、実機条件を模擬した炉外流水試験で分かっている。したがって、燃料寿命中燃料棒と支持格子が接触していれば良い。図 3-22[25][26]に支持格子拘束力緩和のデータを示す。これより、支持格子拘束力は燃焼初期に大きく緩和するものの、その後飽和傾向を示し、高燃焼度での支持格子拘束力緩和率は 1 を超える(非接触となる)ことはないと考えられる。

以上述べたように、燃料集合体に用いている 718 合金製と燃料棒との接触は、燃料寿命末期においても保たれており、フレッシング摩耗は十分小さく燃料棒の健全性が損なわれることはない。

(5) 燃料集合体直角度について

MOX 燃料集合体の検査において燃料集合体直角度の仕様を逸脱した場合、調整後再測定をする必要があるなど、集合体に接近して作業をする必要があるため、作業員の被ばく低減の観点から、設計上許容できる範囲で、MOX 燃料集合体の端面直角度仕様を設定している。

燃料集合体の直角度の設計上の要求は「炉心内の燃料集合体の位置決め穴と上部炉心板の位置決めピンとが正しくかん合すること」であり、上部ノズル位置決め穴(S ホール)の径

は約φ□mmであり、上部炉心板の位置決めピンとのずれが□mmの場合でも図 3-23 に示すように、十分にかん合が可能であり、仕様を緩めた場合においても性能上問題はない。

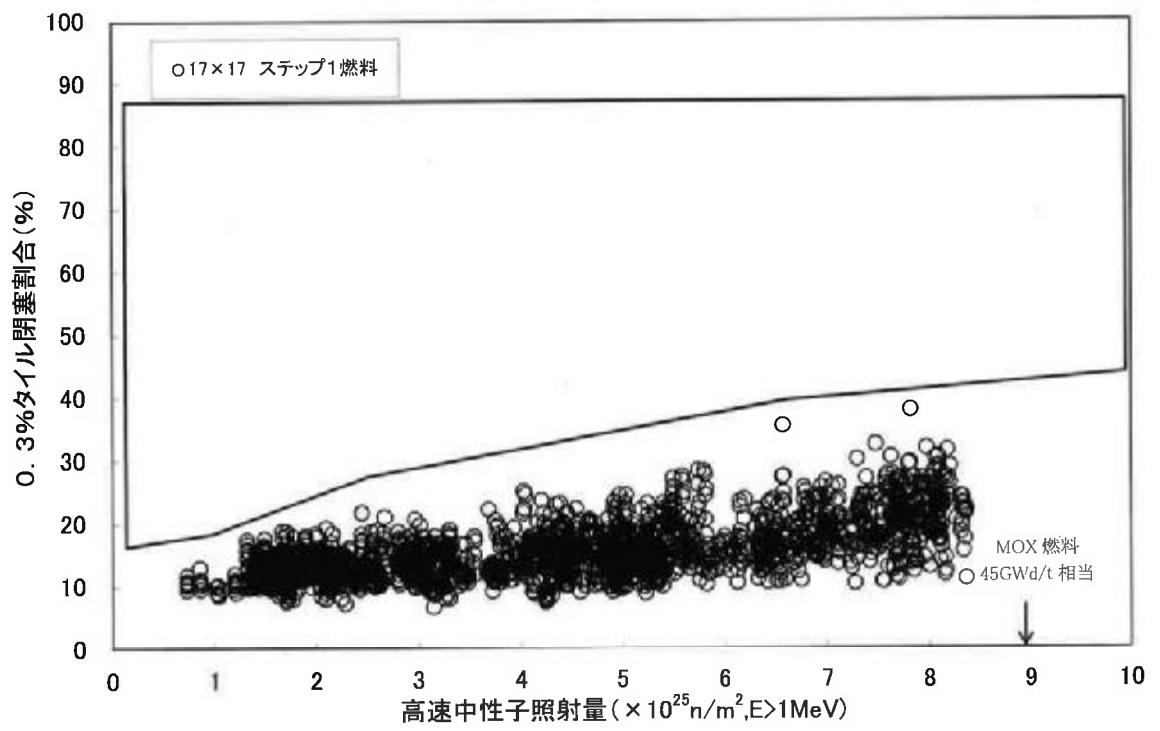


図 3-18 燃料棒間隔の閉塞割合[27]

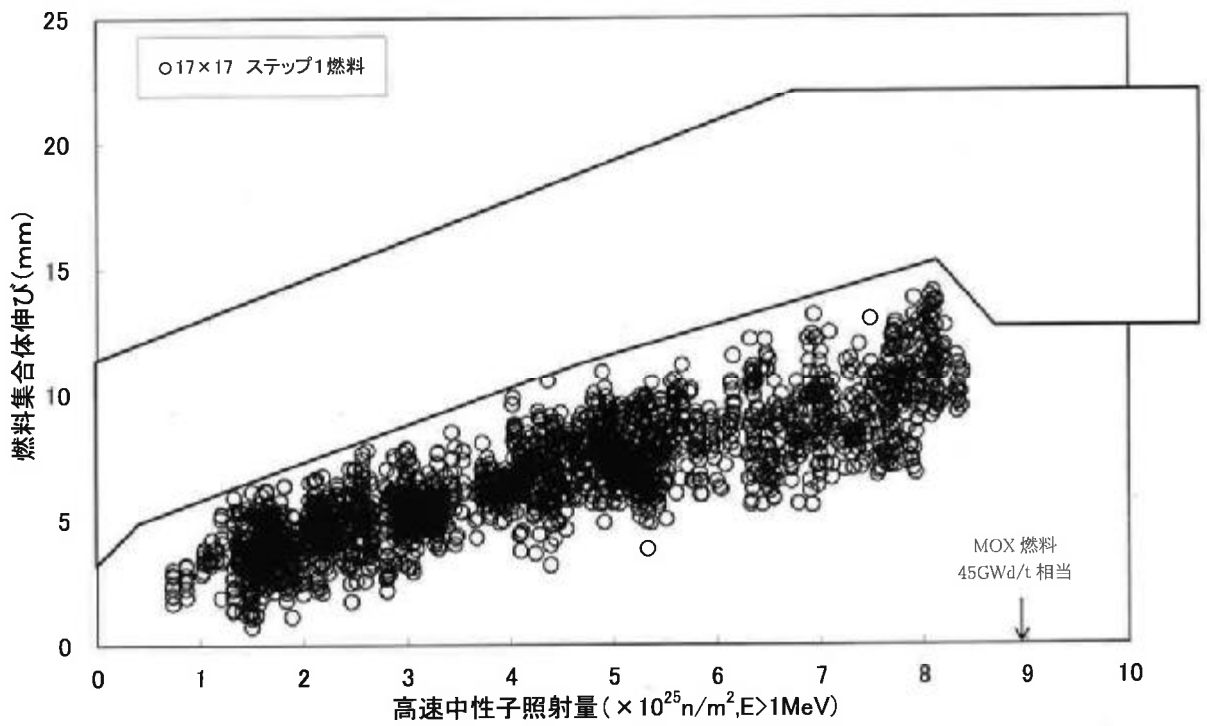


図 3-19 燃料集合体伸び[27]

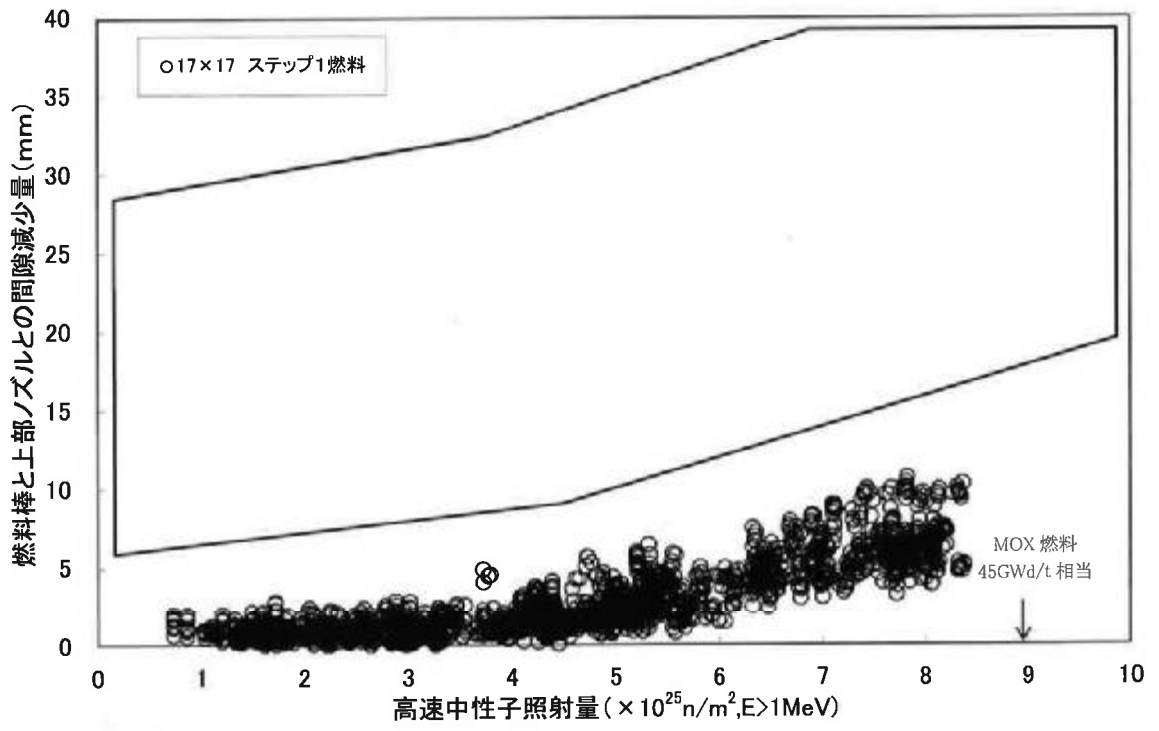


図 3-20 トータルギャップ減少量[27]

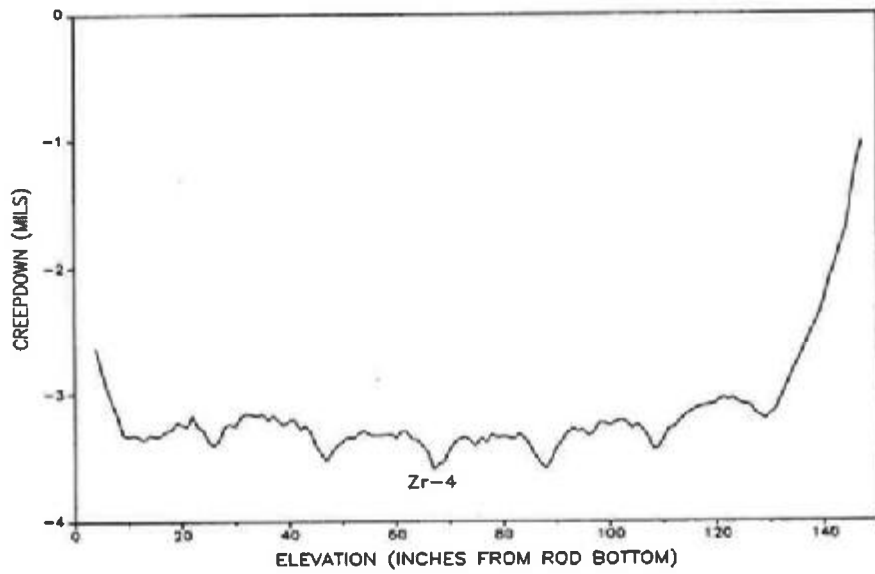


図 3-21 海外燃料の被覆管外変化[28]

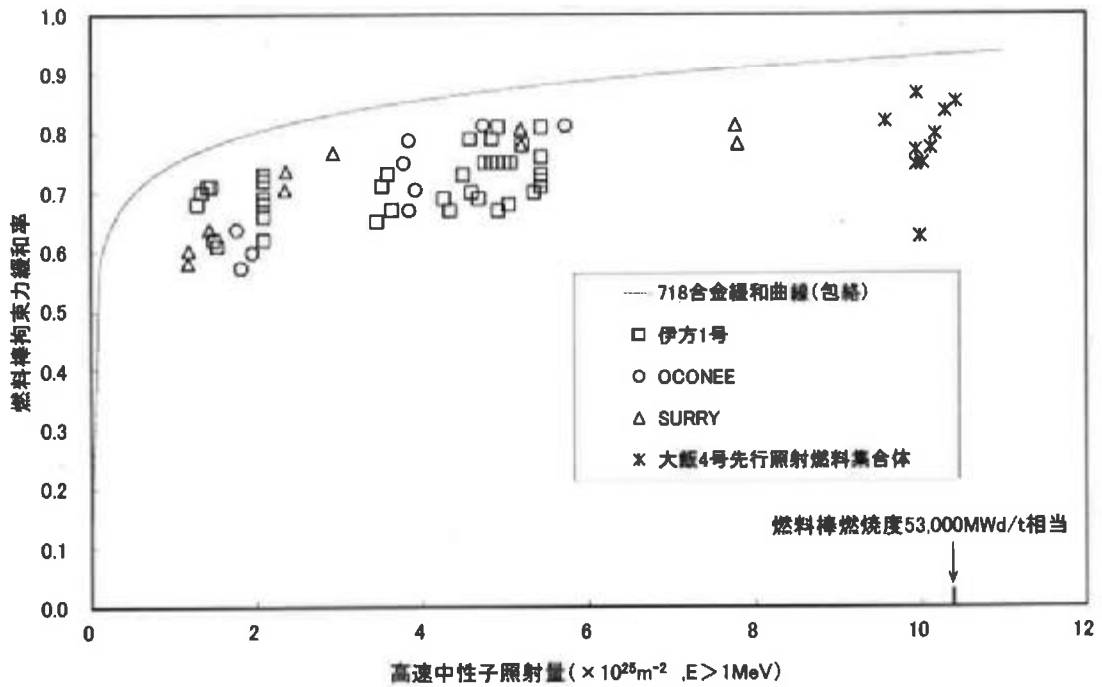


図 3-22 支持格子拘束力の緩和率実測データ[25][26]

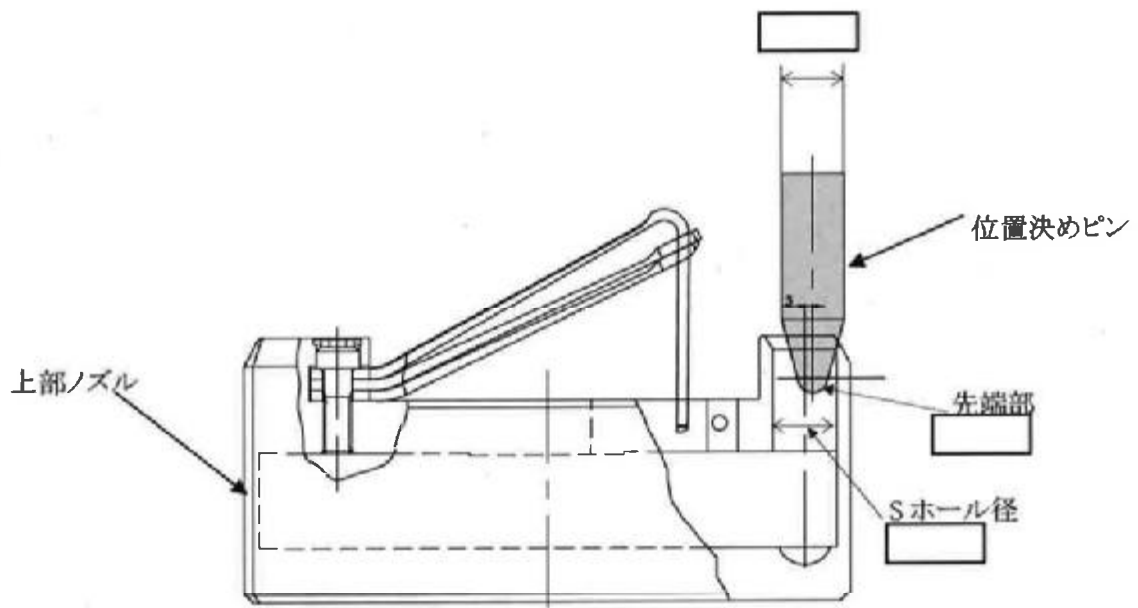


図 3-23 上部ノズル S ホールと位置決めピンのかん合性

4. 燃料集合体の強度計算

4.1 燃料集合体の設計基準

燃料集合体は、輸送時及び取扱い時並びに運転時に次の基準を満たすように設計し、その構成部品の健全性を確保している。

- ・ ウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用しているため、ウラン燃料集合体と同様、燃料輸送及び取扱い時の常温における 6G の設計荷重に対して、著しい変形を生じないこと。
- ・ 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において生じる荷重に対する応力は、原則として ASME Sec. III に基づいて評価されること。

ただし、燃料輸送及び取扱い時強度評価においては、MOX 新燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下することから、燃料輸送及び取扱い時の荷重を 4G と制限し、構成部品がこの荷重に対して、十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できることを確認する。

強度評価の対象となる燃料集合体の構成部品、荷重及び評価基準を表 4-1 及び表 4-2 に示す。

なお、これらの基準は、原子力規制委員会規則「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 5 号)」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)」、原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について(昭和 51 年 2 月 16 日)」及び原子炉安全基準専門部会報告書「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)」に記載されている考え方に基づいている。

表 4-1 輸送及び取扱い時の燃料集合体の評価項目

(軸方向荷重に対する評価、設計荷重=4G)

構成部品	考慮点	材料	応力 ^(注1)	許容値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	上部及び下部ノズルプレートの応力評価を行う。	ステンレス鋼 鋳鋼	$P_L + P_b$	1.5Sm
上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部	荷重分布を考慮し、結合部の強度評価を行う。	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位曲線の弾性限界荷重
支持格子ー制御棒案内シンプル結合部	荷重分布を考慮し、拡管部の強度評価を行う。	ステンレス鋼 ジルカロイ-4 718 合金	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位曲線の弾性限界荷重
制御棒案内シンプル	荷重分布を考慮し、応力評価を行う。	ジルカロイ-4	P_m	Sm

(注1) 応力は以下に示す ASME Sec. III の炉心支持構造物の分類に従った。

P_m : 一次一般膜応力

P_L : 一次局部膜応力

P_b : 一次曲げ応力

Sm : 設計応力強さ (ASME に従う。ただし、ジルカロイ-4 については、0.2%耐力の 2/3 あるいは引張強さの 1/3 のいずれか小さい方)

表 4-2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料集合体の評価項目

構成部品	考慮点	材料	応力 ^(注1)	許容値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	スクラム時の衝撃 力	ステンレス鋼鋳鋼	$P_L + P_b$	1.5Sm
制御棒案内シン ブル	スクラム時の衝撃 力	ジルカロイ-4	P_L	1.5Sm
	運転時荷重		P_m ^(注2)	Sm
上部ノズル押さ えばね	機械設計流量時	718 合金	—	燃料集合体の浮き 上がり防止のための 必要なばね力
	ポンプオーバース ピード時		—	上部ノズル押さえば ねの塑性変形が進 行しないたわみ量

(注1) 応力は以下に示す ASME Sec. III の炉心支持構造物の分類に従った。

P_m : 一次一般膜応力

P_L : 一次局部膜応力

P_b : 一次曲げ応力

Sm : 設計応力強さ (ASME に従う。ただし、ジルカロイ-4 については、0.2%耐力の
2/3 あるいは引張強さの 1/3 のいずれか小さい方)

(注2) ASME Sec. III では二次応力まで考慮している。しかし、燃料集合体では以下の理由により
考慮していない。

- ・ 支持格子と燃料棒がすべることにより、燃料棒と制御棒案内シンブルの熱膨張差、照射
成長差を吸収し、しかも燃料棒拘束力は照射により緩和していくこと。
- ・ 制御棒案内シンブルはジルカロイ-4 材であり、一般原子炉機器で採用されているステ
ンレス鋼に比べクリープしやすく応力緩和すること。

4.2 燃料集合体強度評価方法

4.1 項で述べた設計基準に従って強度評価を行う。以下にこれら評価方法の概要を述べる。また図 4-1 に燃料集合体強度評価流れ図を示す。

燃料集合体の強度評価においては、燃料輸送及び取扱い中に加わる 4G の設計荷重及び通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が著しい変形を生じないための強度を有しており、その機能を保持していることを確認する。

燃料集合体の構成部品であるジルカロイ-4 及びステンレス鋼は高速中性子照射により強度は増加する(資料 3 の 4.2.2 項及び 7.2 項参照)。また、718 合金は高速中性子照射により耐力は増加し、引張強さはわずかに変化する(資料 3 の 5.2 項参照)。これらより燃料集合体の健全性評価は、安全側に未照射材の強度を用いる。

なお、評価に使用するコードは「NASTRAN Ver.70」である。評価に用いる解析コード「NASTRAN Ver.70」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法

燃料輸送時に急停止あるいは急加速により、上部ノズルあるいは下部ノズルを圧縮する方向に荷重が加わるが、荷重の大きさは輸送容器に装備されたショック指示計にて監視し、4G の設計荷重内にあることを確認している。

一方、燃料取扱い時、取扱いクレーンによる荷重はクレーンが燃料集合体を吊り上げたときに上部ノズルに引張荷重が加わり、着底したときに下部ノズルに圧縮荷重が加わるが、荷重の大きさは使用されるクレーンの特性で決まり、3~4G 以下である。

以上を考慮して、設計荷重は 4G を設定し評価している。ただし 4G 以上の荷重があった場合には再評価を行う。

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

上部ノズルは、燃料輸送時及び燃料取扱い時で、上述のように荷重の加わり方が異なるため、それぞれの荷重条件を考慮し、NASTRAN コードを用い、有限要素法にて最大応力を評価する。

一方、下部ノズルには、燃料輸送時及び燃料取扱い時ともに、圧縮荷重が加わるので、そのときの最大応力を NASTRAN コードを用い、有限要素法にて評価する。

(2) 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部強度評価

上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部に加わる荷重を評価する。

(3) 支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

燃料棒と制御棒案内シンプルとの荷重分担を考慮し、支持格子スリーブ拡管部の荷重を NASTRAN コードを用いて評価する。

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

上記と同様に燃料棒と制御棒案内シンプルとの荷重分担を考慮し、制御棒案内シンプルの応力を NASTRAN コードを用いて評価する。

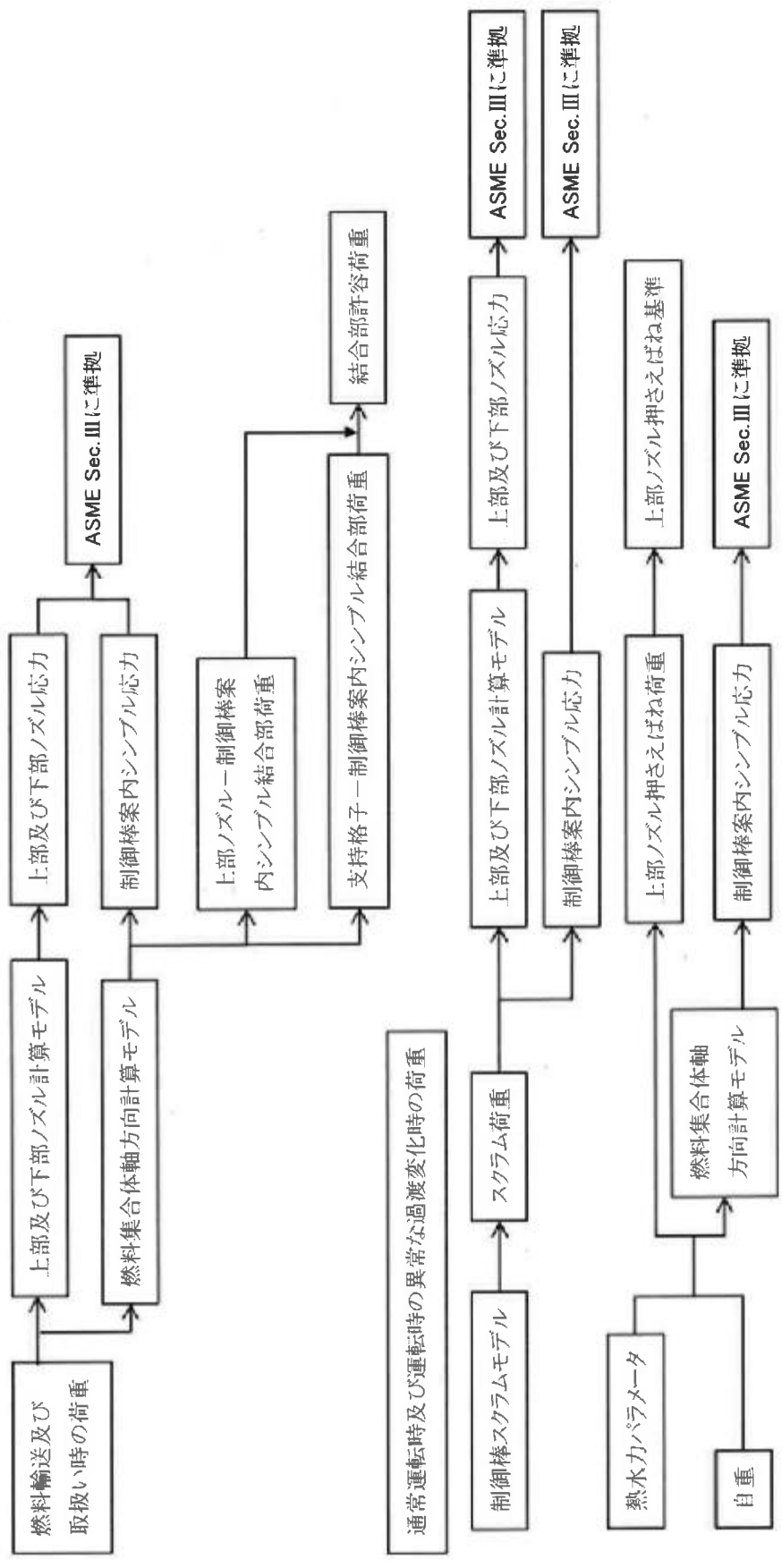


図 4-1 燃料集集体強度評価流れ図

4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における応力評価

通常運転時においては、水力的揚力(L)、浮力(B)、ホールドダウン力(F)、自重(W)を考慮して応力評価を行う。図 4-2 に通常運転時に作用する荷重を示す。また、運転時の異常な過渡変化時においては通常運転時荷重に加えて、スクラムによる荷重を考慮して応力評価を行う。

スクラム時の荷重としては、

① ダッシュポット部^(注 1)に制御棒クラスタ^(注 2)が挿入され、落下速度が急激に減速する際の衝撃力(SF)

② 上部ノズルに制御棒クラスタが着底する際の衝撃力(SC)

が挙げられる。①はダッシュポット部よりも下部に対して、②は上部ノズルよりも下部に対して作用する。また、これら 2 つの荷重は同時に発生しない。

したがって、上部ノズルに対しては②を、ダッシュポット部及び下部ノズルに対しては①又は②の大きい方を考慮して応力評価を NASTRAN コードを用いて行う。図 4-3 に通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重を示す。

また、支持格子のばねには燃料棒の水力振動に伴う横方向荷重が作用するため、燃料棒保持機能に影響しないことを確認する。

なお、燃料寿命中にスクラムが□回と設定しても累積疲労損傷係数は上部ノズルで□%、下部ノズルで□%、制御棒案内シムプルで□%程度であり、疲労に与える影響は小さい。

(2) 上部ノズル押さえばねの機能評価

上部ノズル押さえばねに要求される機能は次のとおりである。

- a. 機械設計流量に対して、燃料集合体の浮き上がりを防止する。
- b. 運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード^(注 3)条件で、上部ノズル押さえばねの塑性変形は進行しない。

(注 1) 制御棒案内シムプルの下部の径を細くすることによって内部に保有する 1 次冷却材の抵抗により、制御棒クラスタ落下による燃料集合体への衝撃を減少させる部分。

(注 2) 1 つの制御棒スパイダ及び 24 本の制御棒から構成された構造物。

(注 3) 運転中の異常な過渡変化として急激な負荷急減が発生した場合、タービン及び発電機の回転数が増加し、それに伴い 1 次冷却材ポンプの回転数が増加することにより、1 次冷却材流量が増加する現象。

通常運転時の燃料集合体の評価は、最も条件が厳しい燃料寿命初期において行い、浮き上がり方向の荷重としては、水力的揚力及び浮力を、それと反対方向の荷重としては、燃料集合体自重及びばね力を考慮する。

運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード条件下では、 の流量に対し、上部ノズル押さえばねの健全性を評価する。

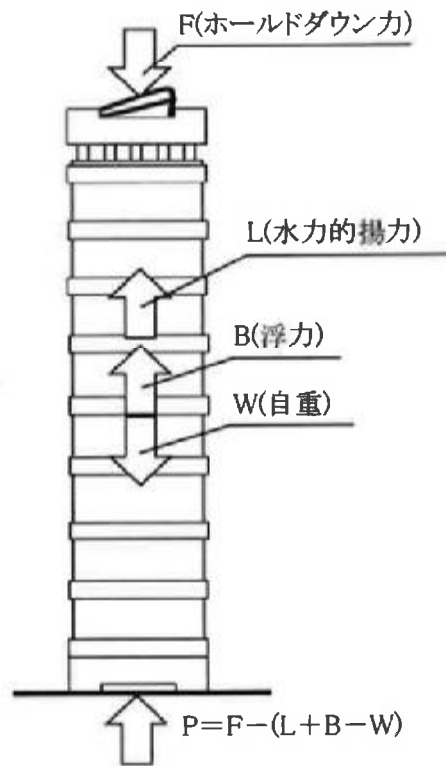
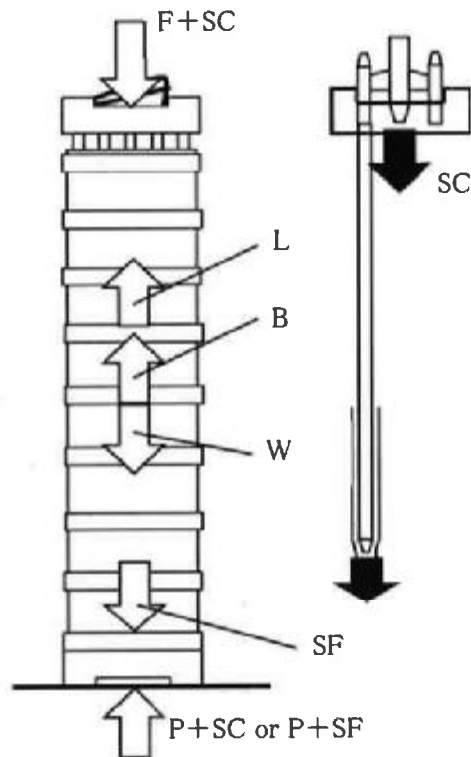


図 4-2 通常運転時荷重



SC: 上部ノズルに制御棒クラスタが着底する際の衝撃力

SF: ダッシュポット部に制御棒クラスタが挿入され、落下速度が急に減少する際の衝撃力

図 4-3 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時荷重

4.3 強度評価結果

4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

表 4-3(1)に上部及び下部ノズルに生じる最大応力と許容応力を示す。上部ノズルの最大応力は上部プレート部で発生し、下部ノズルの最大応力は下部ノズル外周部で発生するが、永久変形は生じない。

(2) 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部強度評価

上部ノズルと制御棒案内シンプルの結合は、ネジ構造により行われているため、制御棒案内シンプルと同じ設計荷重が作用する。

ここで結合部であるネジ部の有効断面積は、制御棒案内シンプルの管断面積より大きいため、ネジ部の発生応力は制御棒案内シンプルに発生する応力より小さくなる。

従って、ノズルー制御棒案内シンプル結合部は、設計荷重に対する強度評価を行う上で制限因子とならず、健全性が損なわれることはない。

(3) 支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

表 4-3(1)に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は最上部支持格子の結合部で発生するが、永久変形は生じない。

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

表 4-3(1)に制御棒案内シンプルに生じる最大応力と許容応力を示す。最大応力は上部ノズルと最上部支持格子間の制御棒案内シンプルで発生するが、永久変形は生じない。

横方向に 4G 荷重が作用した場合、各支持格子部固定の条件で 4G 荷重に対して被覆管に発生する応力は、約 \square N/mm² と耐力(約 310N/mm²)に比べ十分に小さい。また、支持格子のばねに作用する応力は約 \square N/mm² であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する応力は約 \square N/mm² であるので、支持格子のばねに永久変形が生じることはなく、保持機能は確保される。

以上のように、燃料輸送及び取扱い時に負荷される 4G の荷重に対して、燃料集合体としての機能が保持できることが確認できる。

上記(1)～(4)の項目について、常温における6Gの荷重に対する評価結果を表 4-3(2)に示すが、いずれも許容値を満足している。横方向については、各支持格子部固定の条件で6Gの荷重に対して被覆管に発生する応力は、約□N/mm²と耐力(約310N/mm²)に比べ十分小さい。また、支持格子のばねに作用する応力は約□N/mm²であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する応力は約□N/mm²であるので、支持格子のばねに永久変形が生じることはない。

このように、6Gの荷重に対しても燃料集合体としての機能が保持できることを確認している。

表 4-3(1) 燃料輸送及び取扱い時の荷重における評価結果

(N/mm²)

構成部品	最大応力	許容応力	設計比*3
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.53
下部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.62
支持格子－制御棒案内 シンプル結合部	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.45*4
制御棒案内シンプル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.94

*1:最大荷重(N)

*2:許容荷重(N)

*3:許容応力値に対する最大応力値の比である。

*4:許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

表 4-3(2) 常温における6Gの荷重に対する評価結果

(N/mm²)

構成部品	最大応力	許容応力	設計比*3
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.80
下部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.80
支持格子－制御棒案内 シンプル結合部	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.68*4
制御棒案内シンプル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.86

*1:最大荷重(N)

*2:許容荷重(N)

*3:許容応力値に対する最大応力値の比である。

*4:許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

4.3.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価結果

(1) 応力評価

a. 上部ノズル

運転中の荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、上部ノズルに生じる最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

b. 下部ノズル

運転中の荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、下部ノズルに生じる最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

c. 制御棒案内シンプル

運転中の制御棒案内シンプルに発生する最も厳しい荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、ダッシュポット部に生じる最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

また、通常運転時の荷重に対する応力を評価した。最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

なお、二次応力を考慮しても、制御棒案内シンプルに生じる最大応力は許容応力よりも小さいことを確認している。

また、支持格子のばねに作用する燃料棒の水力振動に伴う横方向荷重は約 \square N で、そのときに生じる応力は \square N/mm² であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する応力は約 \square N/mm² であるので、燃料棒保持機能に及ぼす影響はない。

(2) 上部ノズル押さえばねの機能評価

燃料寿命初期の低温起動時及び高温全出力時の評価結果を表 4-5 に示す。それぞれの場合に上部ノズル押さえばねに要求される力に比べ、ばね力はこれよりも大きく、通常運転時における燃料集合体の浮き上がりは防止できる。

また、運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード条件下 (\square) で、燃料集合体が若干浮き上がるものの、その際の上部ノズル押さえばねのたわみ量の増加は、ばねの塑性変形を増加させない範囲内であり、通常運転時に復帰したときには、表 4-5 に示すばね力を維持し、上部ノズル押さえばねの機能は損なわれない。

表 4-4 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の応力評価結果

(N/mm)

	最大応力	許容応力	設計比 ^(注1)
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.30
下部ノズル ^(注2)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.15
制御棒案内シンプル ダッシュポット部 ^(注2)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.48
制御棒案内シンプル ダッシュポット部 ^(注3)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.14

(注1) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注2) 制御棒案内シンプルダッシュポット部に制御棒クラスタが挿入され、落下速度が急激に減速する際の衝撃力。

(注3) 制御棒案内シンプルに対する通常運転時の応力。

表 4-5 上部ノズル押さえばね評価結果

(単位:N)

	上部ノズル押さえばねに要求される力*1	上部ノズル押さえばね力	評価	設計比*2
低温起動時	<input type="text"/>	<input type="text"/>	浮き上がらない。	0.60
高温全出力時	<input type="text"/>	<input type="text"/>	浮き上がらない。	0.49
ポンプオーバー スピード時 (高温)	<input type="text"/>	—	浮き上がるがばねの塑性変形は進行しない。	—

*1:水力的揚力+浮力-自重

*2:「上部ノズル押さえばね力」に対する「上部ノズル押さえばねに要求される力」の比である。

5. 参考文献

- [1] 原子燃料工業, “燃料棒性能解析コード(FPAC)”, NFK-8011 改 4, 1988
- [2] 原子燃料工業, “MOX 燃料の機械設計”, NFK-8100 改 3, 1998
- [3] F.W.Dittus and L.M.K.Boelter, University of California Publications in Engineering,
J.Nucl.Mater.2, 1930
- [4] J.R.Thom, W.M.Walker, T.M.Fallon and G.F.S Reuing, Rroc.Inst.Mech.Engrs, 1965-1966
- [5] A.M.Ross and R.L.Stoute, “Heat Transfer Coefficient between UO₂ and Zircaloy-2”, AECL-
1552, 1962
- [6] H. von Ubisch, S. Hall, R. Srivastav ; “Thermal Conductivities of Mixtures of F.P. Gases
with Helium and with Argon”, A/CONF15/P/143, 1958
- [7] A.B.G.Washington, UKAEA Reactor Group, Risley, TRG-REPORT-2236(D), 1973
- [8] 原子燃料工業, “GDLUX コード”, NFK-8070, 1982
- [9] F.J.Hetzler et al., “The Thermal Conductivity of Uranium-Plutonium Oxides”, GEAP-4879,
1967
- [10] R.L.Gibby, “The Thermal Diffusivity and Thermal Conductivity of Stoichiometric (U_{0.8},
Pu_{0.2})O₂”, BNWL-704, 1968
- [11] R.L.Gibby, “The Effect of Oxygen Stoichiometry on the Thermal Diffusivity and
Conductivity of U_{0.75}Pu_{0.25}O₂ - X”, BNWL-927, 1969
- [12] R.A.Laskiewicz et al., “Thermal Conductivity of Uranium-Plutonium Oxide”, GEAP-13733,
1971
- [13] R.L.Gibby, “The Effect of Plutonium Content of the Thermal Conductivity of (U,Pu)O₂ Solid
Solutions”, J.Nucl.Mater.38, 1971
- [14] P.E.MacDonald and L.B.Thompson, “MATPRO-VERSION 09 A Handbook of Materials
Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior”, TREE-
NUREG-1005, 1976
- [15] B.F.Rubin, “Summary of (U,Pu)O₂ Properties and Fabrication Methods”, GEAP-13582,
1970
- [16] R.E.Skavdahl et al., “International Symposium on Plutonium Fuels Technology Nuclear
Metallurgy”, J.Nucl.Mater.13, 1967
- [17] M.O.Marlowe, “IN-REACTOR DENSIFICATION BEHAVIOR OF UO₂”, NEDO-12440,
1973
- [18] R ヒル著 塑性学 培風館(1954)
- [19] E.F.Ibrahim, “An Equation for Creep of Cold Worked Zircaloy Pressure Tube Material”,

AECL-2528, 1965

- [20] P.A.Ross-Ross, C.E.L.Hunt, "The In-Reactor Creep of Cold-Worked Zircaloy-2 and Zirconium-2.5wt% Niobium Pressure Tubes", J.Nucl.Mater.26, 1968
- [21] W.HERING, "THE KWU FISSION GAS RELEASE MODEL FOR LWR FUEL RODS", J.Nucl.Mater.114, 1983
- [22] M.P.Paidoussis,"An Experimental Study of Vibration of Flexible Cylinders Induced by Nominally Axial Flow,"Nucl. Sci. and Eng.35 127-138(1969)
- [23] W.J.O'Donnell and B.F.Langer, "Fatigue Design Basis for Zircalloy Components", Nucl.Sci.and Eng..20, 1964
- [24] D.Haas, "STATUS OF THE PRIMO MOX FUEL RESEARCH AND DEVELOPMENT PROGRAMME", International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, April, 1991
- [25] W.Arbitr, J.A.Kuszyk, "Surry Unit 2 End of Cycle 5 Onsite Examination of 17×17 Demonstration Fuel Assembly RD-2 After Four Cycles of Exposure", VOL 1, WCAP-10317 (1984)
- [26] P.H.KREYNS et al., "RADIATION-ENHANCED RELAXATION IN ZIRCALOY-4 AND Zr/2.5wt% Nb/0.5wt% Cu ALLOYS", J. Nucl. Mat., 26 (1968) 87-104
- [27] 原子燃料工業、"原燃工製PWRステップ2燃料集合体の開発"、NFK-8114 改 2、2003
- [28] M.G. Balfour et al., "Westinghouse Fuel Operating Experience at High Burnup and with Advanced Fuel Features", International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, April, 1991

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. はじめに	T3-別紙-1
2. 解析コードの概要	T3-別紙-2
2.1 FPAC Ver.4	T3-別紙-2
2.2 MSC NASTRAN Ver.70	T3-別紙-4

1. はじめに

本資料は、資料2「燃料体の強度に関する説明書」において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 FPAC Ver. 4

2.1.1 FPAC Ver.4の概要

対象：燃料集合体

項目 \ コード名	FPAC
開発機関	原子燃料工業株式会社
開発時期	1976年
使用したバージョン	Ver. 4
使用目的	B型MOX燃料棒強度評価
コードの概要	<p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料棒挙動を解析するために作成されたコードである。</p> <p>燃料中心温度、燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪の変化量等の算出が可能である。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p>FPAC Ver.4は、燃料被覆管（B型MOX燃料被覆管）の燃料棒強度評価に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国内外の商業炉・試験炉の照射データ等による結果とFPACコードによる解析結果との比較を行い、FPガス放出率・燃料棒内圧等の燃料挙動が概ね一致することを確認している。詳細は、公開文献「燃料棒性能解析コード（FPAC）」（NFK-8011 改4 昭和63年 原子燃料工業（株））及び公開文献「MOX燃料の機械設計」（NFK-8100 改3 平成10年 原子燃料工業（株））に示されている。 ・「PWR燃料の新燃料設計手法について」（昭和62年）に示さ

	<p>れているとおり、通商産業省原子力発電技術顧問会 高燃焼度化検討会にてFPACコードの妥当性が確認されている。</p> <ul style="list-style-type: none">・本設計及び工事計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。・本設計及び工事計画における構造に対し使用する要素、B型MOX燃料棒強度評価の使用目的に対し、使用用途及び使用方法に関する適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。
--	---

2.2 MSC NASTRAN Ver.70

2.2.1 MSC NASTRAN Ver.70 の概要

対象：燃料集合体

項目	コード名
	MSC NASTRAN
開発機関	MSC Software Corporation
開発時期	1971年（一般商業用リリース）
使用したバージョン	Ver.70
使用目的	3次元有限要素法(ソリッドモデル)又は 2次元有限要素法(はり要素)による B型MOX燃料集合体強度評価
コードの概要	<p>有限要素法を用いたMSC NASTRANは、世界で圧倒的シェアを持つ汎用構造解析プログラムのスタンダードである。その誕生は1965年、現在の米国MSC Software Corporationの前身である米国The MacNeal-Schwendler Corporationの創設者、マクニール博士とシュウェンドラー博士が、当時NASA (The National Aeronautics and Space Administration)で行なわれていた、航空機の機体強度をコンピュータ上で解析することをテーマとした「有限要素法プログラム作成プロジェクト」に参画したことに始まる。そこで作成されたプログラムはNASTRAN (NASA Structural Analysis Program)と命名され、1971年にThe MacNeal-Schwendler CorporationからMSC NASTRANとして一般商業用にリリースされた。</p> <p>以来、数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な分野の構造解析に広く利用されている。また各分野からの高度な技術的要求とコンピュータの発展に対応するために、常にプログラムの改善と機能拡張を続けている。</p>

<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)</p>	<p>MSC NASTRAN Ver. 2012.2.0は、燃料集合体の3次元有限要素法(ソリッドモデル)又は2次元有限要素法(はり要素)による強度評価に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について、3次元有限要素法(ソリッドモデル)又は2次元有限要素法(はり要素)による応力解析を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは、国内外の一般産業分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。 ・ 開発機関が提示するマニュアルにより、本工事計画で使用する2次元有限要素法(はり要素)による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。 ・ 「燃料集合体機械特性試験」としてフルスケールの重量模擬体を用いて横剛性試験、縦剛性試験及び振動試験を行い、燃料集合体の固有振動数及び剛性値を取得した。また、燃料棒及び制御棒案内シングルに貼付したひずみゲージにより各部のひずみを測定した。取得した剛性値、振動数及びひずみの試験結果と解析結果の比較を行うことで適切に模擬できていることを確認している。 ・ 本設計及び工事計画で行う3次元有限要素法(ソリッドモデル)又は2次元有限要素法(はり要素)による燃料集合体強度評価の用途及び適用範囲が、上述の妥当性確認の範囲内にあることを確認している。 ・ 本設計及び工事計画において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。
--	--

資料3 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐腐食性
その他の性能に関する説明書

目 次

	頁
1. はじめに	T3-添 3-1
2. 構成材料の概要	T3-添 3-2
3. ウラン・プルトニウム混合酸化物	T3-添 3-8
3.1 耐熱性	T3-添 3-8
3.2 耐放射線性	T3-添 3-9
3.2.1 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの照射焼きしまり／スエリング	T3-添 3-9
3.2.2 ガス状核分裂生成物の放出挙動	T3-添 3-10
3.3 耐腐食性	T3-添 3-11
3.3.1 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットとジルカロイ-4 被覆管の反応	T3-添 3-11
3.3.2 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと充填ガスとの反応	T3-添 3-12
3.3.3 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと水との反応	T3-添 3-12
3.4 その他の考慮事項	T3-添 3-21
3.4.1 ペレット焼結雰囲気について	T3-添 3-21
3.4.2 ペレット不純物について	T3-添 3-21
4. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)	T3-添 3-23
4.1 ジルカロイ-4 (冷間加工応力除去焼鈍材)	T3-添 3-23
4.1.1 耐熱性	T3-添 3-23
4.1.2 耐放射線性	T3-添 3-23
4.1.3 耐腐食性	T3-添 3-25
4.1.4 その他の性能	T3-添 3-26
4.2 ジルカロイ-4 (再結晶焼鈍材)	T3-添 3-27
4.2.1 耐熱性	T3-添 3-27
4.2.2 耐放射線性	T3-添 3-27
4.2.3 耐腐食性	T3-添 3-28
5. 析出硬化型ニッケル基合金 (718 合金、)	T3-添 3-40
5.1 耐熱性	T3-添 3-40
5.2 耐放射線性	T3-添 3-40
5.3 耐腐食性	T3-添 3-41
6. ニッケル・クロム・鉄合金 ()	T3-添 3-45
6.1 耐熱性	T3-添 3-45
6.2 耐放射線性	T3-添 3-45
6.3 耐腐食性	T3-添 3-45
7. オーステナイト系ステンレス鋼	T3-添 3-46

7.1 耐熱性	T3-添 3-46
7.2 耐放射線性	T3-添 3-46
7.3 耐腐食性	T3-添 3-46
8. 参考文献	T3-添 3-51

1. はじめに

本書は、17 行 17 列 B 型燃料集合体(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)(以下、「燃料集合体」と称する。)の各材料の耐熱性、耐放射線性、耐腐食性及びその他の性能を述べるものである。

2. 構成材料の概要

燃料集合体の材料は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を含むプラントの使用条件の下で、燃料寿命中その健全性が維持されるよう選定している。主な構成部品の材料及び各材料の化学成分を表 2-1 に示す。また、燃料集合体主材料の機械的性質を表 2-2 に示す。

表 2-1 燃料集合体主材料の化学成分

構成部品	材料の種類	主成分 (wt%)		不純物 (ppm)									
		U+Pu+ ²⁴¹ Am	≥ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	Al	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	C	≦ <input type="text"/>		
燃料材	ウラン・プルト ニウム混合酸 化物焼結ペレ ット ^(*1)	O/M (比率)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
				F	≦ <input type="text"/>	Fe	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	Ni	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	N	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>		≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
				Si	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
					≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		ボロン当量は <input type="text"/> ppm を超えてはならない。											

(*1) 以下、「MOX ペレット」と称する。

表 2-1 燃料集合体主材料の化学成分(続き)

構成部品	材料の種類	主成分 (wt%)		不純物 (ppm)					
・燃料被覆管 ^(*2)	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム合金 ^(*3) JIS H4751 ZrTN 804D 質別 SR	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270
		Fe	0.18/0.24	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20
		Cr	0.07/0.13	Cu	≦ 50	H	≦ 25	Hf	≦ 100
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50
		O		N	≦ 80	Nb	≦ 100	Ni	≦ 70
		Zr	残り	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5
				W	≦ 100				
・燃料被覆材 端栓	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム合金 ^(*3) ASTM B351 Grade R60804 (JIS H4751 ZrTN 804D 相当)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270
		Fe	0.18/0.24	W	≦ 100	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20
		Cr	0.07/0.13	Cu	≦ 50	H	≦ 25	Hf	≦ 100
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50
		O		N	≦ 80	Ti	≦ 50	Ni	≦ 70
		Zr	残り	Si	≦ 120	U	≦ 3.5		
・制御棒案内 シンプル ・炉内計装用 案内シンプル	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム合金 ^(*3) ASTM B353 Grade R60804	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50
		Cr	0.07/0.13	H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80
		O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50
		Zr	残り	U	≦ 3.5	W	≦ 100		
・制御棒案内 シンプル用 下部端栓 ・カラー	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム合金 ^(*3) ASTM B351 Grade R60804	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270
		Fe	0.18/0.24	W	≦ 100	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20
		Cr	0.07/0.13	Cu	≦ 50	H	≦ 25	Hf	≦ 100
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50
		O		N	≦ 80	Ti	≦ 50	Ni	≦ 70
		Zr	残り	Si	≦ 120	U	≦ 3.5		

(*2) 以下、「被覆管」と称する。

(*3) 以下、「ジルカロイ-4」と称する。

表 2-1 燃料集合体主材料の化学成分(続き)

構成部品	材料の種類	化学成分 (wt%)					
		Ni		Cr		Mo	
・支持格子 ・上部ノズル 押さえばね	析出硬化型 ニッケル基合金 ^(*4) AMS 5596	Ni	50.00/55.00	Cr	17.00/21.00	Mo	2.80/3.30
		Nb	4.75/5.50	Ti	0.65/1.15	Al	0.20/0.80
		C	≤ 0.08	Mn	≤ 0.35	Si	≤ 0.35
		P	≤ 0.015	S	≤ 0.015	Co	≤ 1.00
		B	≤ 0.006	Cu	≤ 0.30	Ta	≤ 0.05
		Fe	残り				
・下部プレナム コイルばね	析出硬化型 ニッケル基合金 ^(*5) AMS <input type="text"/>	Ni	≥ <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>
		<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>
		<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>				
・クランプスクリュー	ニッケル・クロム・鉄合金 ^(*6) <input type="text"/>	Ni	≥ <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	Fe	<input type="text"/>
		<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>
		<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≤ <input type="text"/>		

(*4) 以下、AMS5596 規格 (相当含む) のものを「718 合金」と称する。

(*5) 以下、AMS 規格 (相当含む) のものを「」と称する。

(*6) 以下、「」と称する。

表 2-1 燃料集合体主材料の化学成分(続き)

構成部品	材料の種類	化学成分 (wt%)					
		Ni		Cr		C	
・上部プレナム コイルばね	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			≦
			≦		≦	C	≦
			≦	Fe	残り		
・上部ノズル ・下部ノズル	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr	18.00/21.00		≦
			≦		≦		≦
			≦	Fe	残り		
・押さえ板	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			≦
			≦		≦	C	≦
			≦	Fe	残り		
・連結棒	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			≦
			≦		≦	C	≦
			≦	Fe	残り		
・スリーブ	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS JIS	Ni		Cr			≦
			≦		≦	C	≦
			≦	Fe	残り		
・リベット	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			≦
			≦		≦	C	≦
			≦	Fe	残り		
・上部リングナット ・シンプルスクリュー ・ロッキングカップ	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			≦
			≦		≦	C	≦
			≦	Fe	残り		

表 2-2 燃料集合体主材料の機械的性質(17×17 型)

構成部品	材料の種類	項目	規定値
・被覆管	ジルカロイ-4	(高温引張試験:385℃) 引張強さ 耐 力 伸 び	IV <input type="text"/> ≥ 310 N/mm ² IV <input type="text"/>
・燃料被覆材端栓(*2)	ジルカロイ-4	(常温引張試験:室温(*1)) 引張強さ 耐 力 伸 び	IV <input type="text"/> IV <input type="text"/> IV <input type="text"/>
		(高温引張試験:316℃) 引張強さ 耐 力 伸 び	IV <input type="text"/> IV <input type="text"/> IV <input type="text"/>
・制御棒案内シンブル	ジルカロイ-4	(常温引張試験:室温(*1)) 引張強さ 耐 力 伸 び	IV <input type="text"/> IV <input type="text"/> IV <input type="text"/>
・支持格子	718 合金	(常温引張試験:室温(*1)) 引張強さ 耐 力 伸 び	IV <input type="text"/> IV <input type="text"/> IV <input type="text"/>
・上部ノズル ・下部ノズル	オーステナイト 系ステンレス鋼	(常温引張試験:室温(*1)) 引張強さ 耐 力 伸 び	IV <input type="text"/> IV <input type="text"/> IV <input type="text"/>

(*1) 室温の定義は適用する引張試験規格で異なる。ASTM E8 を適用する場合には 10℃～38℃、JIS Z2241 を適用する場合には 10℃～35℃である。

(*2) 端栓の引張試験は室温もしくは高温のいずれかで実施する。

3. ウラン・プルトニウム混合酸化物

3.1 耐熱性

二酸化ウランと二酸化プルトニウムはいずれも蛍石 (CaF_2) 型面心立方の結晶構造を持ち、これらの混合酸化物は室温から溶融点まで相変態点が存在せず、両物質の混合比を変えた場合でも両物質は完全に固溶し合い、全率固溶体を形成する。

ウラン・プルトニウム混合酸化物(以下、「MOX」と称する。)の溶融点は二酸化プルトニウムの添加により若干低下するため、この低下を $-5^\circ\text{C}/\text{PuO}_2\text{wt}\%$ [1]として、二酸化ウランの溶融点 $2,800^\circ\text{C}$ からの低下を考慮した溶融点に基づいて設計基準を設定する。この設計に用いる溶融点を Lyon らのデータと共に図 3-1 に示す。

また、大森ら[2]により燃焼率(以下、「燃焼度」と称する。)約 $110,000\text{MWd/t}$ までの MOX の溶融点が測定されている。MOX の溶融点の燃焼に伴う低下は、燃焼度 $0\sim 50,000\text{MWd/t}$ までは一定であるが、それ以上の燃焼度では、約 $6^\circ\text{C}/10,000\text{MWd/t}$ であると報告されている(図 3-2)。これより、溶融点の燃焼に伴う低下として、保守的に二酸化ウラン燃料の設計評価で用いている $32^\circ\text{C}/10,000\text{MWd/t}$ を用いる。

以上より、MOX の溶融点は想定される最大プルトニウム含有率 $13\text{wt}\%$ の未照射 MOX で約 $2,730^\circ\text{C}$ 、燃焼に伴う溶融点の低下は $10,000\text{MWd/t}$ 当たり 32°C とし、燃焼度 $62,000\text{MWd/t}$ では約 $2,530^\circ\text{C}$ となる。燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では $2,510^\circ\text{C}$ 、燃焼に伴う溶融点の低下を $10,000\text{MWd/t}$ 当たり 32°C とし、燃焼度 $62,000\text{MWd/t}$ では $2,310^\circ\text{C}$ となる。なお、MOX は、この溶融点まで、金相学的に安定な単一相として存在する。

燃料要素(以下、「燃料棒」と称する。)の設計及び炉心の熱水力設計に当たっては、燃料中心最高温度が、MOX の溶融点未満になるようにする。

なお、プルトニウム均一性については、プルトニウムスポットが存在した場合の燃料健全性への影響を確認するために、プルトニウムスポット径 $400\mu\text{m}$ あるいは $1,100\mu\text{m}$ のスポット(いずれもプルトニウム濃度 100%)を有する試験燃料をパルス照射した実験が NSRR(Nuclear Safety Research Reactor)で行われ、MOX 燃料の破損に及ぼすプルトニウムスポットの影響はないことが報告されている[3]。

また、MOX ペレットのクリープ速度は、プルトニウム含有率とともに増加するとされており、プルトニウム含有率 $5\text{wt}\%$ の増加に伴いクリープ速度は約 20% 増加する[4]。ペレットのクリープ速度が大きいとペレット-被覆管接触時にペレットが塑性変形し易くなるので、被覆管応力が緩和される方向となる。ペレット熱膨張による被覆管の応力は、周方向が最大となり、MOX ペレットの塑性変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、燃料棒の設計に当たっては、安全側に塑

性変形を考慮しないとした上で、被覆管応力等が設計基準を満足するようにする。

3.2 耐放射線性

MOX ペレット中の ^{235}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu は原子炉運転時に熱中性子を吸収し、核分裂する。

MOX ペレットには照射により焼結時の気孔が一部消滅することによって焼きしまり現象が発生し、その体積が収縮する。また、一回の核分裂により、約 0.3 個のガス状核分裂生成物(以下、「FP」と称する。)と約 1.7 個の固体状の FP が生じ、これらが MOX ペレット中に蓄積することによって体積増大すなわちスエリングが発生する。その結果、原子炉運転中 MOX ペレットには焼きしまりによる体積減少とスエリングによる体積増大が重畳し、その体積(すなわち寸法)が変化する。

また、ガス状の FP のほとんどがペレット中に捕獲されているが、その一部がペレット外へ放出される。これらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料 2 の 3.2.2.4 に示す)設計評価に反映している。

さらに、高燃焼度域まで照射されたペレット外周部には高気孔率組織(リム組織)が形成されるが、本申請の燃焼度域ではリム組織は顕著でないと考えられるため、核分裂生成ガス(以下、「FP ガス」と称する。)放出の評価では、リム組織からの FP ガス放出をモデルとしては考慮していない。

本申請では、プルトニウム均一性を向上すべく、オラノサイクル社(旧アレバエヌシー社、旧コジェマ社)のカダラッシュ工場及びベルゴニュークリア社のデッセル工場で実績のある粉末混合方法(MIMAS 法*)により製造し、以下のペレットを使用する。

なお、本製法により製造された MOX ペレットにおけるプルトニウムスポット径については、その大半は数十 μm 程度であり、最大で 200 μm 程度の結果が報告されている[5]。

3.2.1 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの照射焼きしまり/スエリング

ペレットの炉内焼きしまりは、製造時気孔の収縮及び消滅、あるいは粒界への拡散・消滅によると解釈される。MOX ペレットでも二酸化ウラン焼結ペレット(以下、「二酸化ウランペレット」と称する。)と同様な現象による焼きしまりが考えられ、ウラン原子とプルトニウム原子の拡散の差異の影響が考えられる。しかし、低いプルトニウム含有率ではペレットの焼きしまり現象はウラン原子の拡散が支配的となり、その挙動は二酸化ウランペレットと同等と考えられる。すなわち、MOX ペレットではその母材となるウラン粉末の特性により微細組織形成が大きく支配され、その挙動はウラン粉末によるペレ

* MIMAS(Micronized Master Blending) : 二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末を混合するにあたり、2 段階にて混合を行う方法であり、1 段階目はボールミルを使用して二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末を粉碎混合し、2 段階目にて、1 次混合粉末に、さらに二酸化ウラン粉末を加えてスクリー方式により均一化混合を行う。

ットと同等になると考えられる[6]。

スエリングは、FP の蓄積によりペレットが体積膨張する現象であり、ペレット中に生成した固体 FP がマトリックス内で析出したり、固溶したりすることによる固体 FP スエリングと、FP ガスが粒内気泡や粒界気泡として析出することによる FP ガススエリングとがある。

MOX 及び二酸化ウランペレットの照射による密度変化を図 3-3(1)に示す。図 3-3(1)で焼きしまり挙動が飽和していると考えられる燃焼後半では、両者のスエリング挙動(密度変化の右下がりの傾き)は同等であり、図 3-3(2)に示す MIMAS 法 MOX ペレットの照射データでも同様であることが確認できる。さらに図 3-3(3)では、SBR 法 MOX ペレットのスエリング率として、0.85 % vol./ (10,000MWd/t)を得ているが、二酸化ウランペレットのスエリング率は、約 0.5～1 % vol./ (10,000MWd/t)とされており[6]、SBR 法 MOX ペレットも二酸化ウランペレットと同等である。

これより、設計では MOX ペレットの焼きしまり/スエリングについて、二酸化ウランペレットと同じとする。

なお、図 3-3(1)及び図 3-3(2)に示したペレット照射に伴う密度変化データから、焼きしまりによる密度上昇は比較的低燃焼度域で完了し、焼きしまりに対して安定している。これらの知見から、本申請の燃料集合体に使用する MOX ペレットも、製造時の密度を高密度にすることにより照射中の寸法安定性を得るため、ペレット密度が 95%T.D. (理論密度)のものを使用している。

3.2.2 ガス状核分裂生成物の放出挙動

FP ガスの放出挙動は、反跳(リコイル)・たたき出し(ノックアウト)*による放出及び高温で顕著となる拡散による放出に分けられる。

ウラン及びプルトニウムの核分裂の結果、FP ガス(Xe、Kr 等)が燃料ペレット中に生成される。そのほとんどがペレット中に捕獲されているが、一部がペレット外に放出される。

図 3-4(1)に MOX ペレットの FP ガス放出率データを示す。FP ガス放出率は、MOX ペレットの製造法に依存すると考えられる。照射試験データにおいても、プルトニウム均一性の良くない旧製法と、MOX 粉末混合法の改良により、よりプルトニウム均一化を図った製法を比較すると、後者では FP ガス放出率が低下することが示されている[7]。

また、図 3-4(2)に示すように、MOX ペレットについて、燃料棒燃焼度で約 60,000MWd/t までのデータが得られており、FP ガス放出率はウランペレットと同等であることが示されている。なお、40,000MWd/t 付近で高い FP ガス放出率のデータが得られているが、これは燃焼の後半で出力が

* リコイル(反跳)放出は、ペレットの表面近くで生成した FP ガスが反跳エネルギーによって直接ペレットから燃料棒内に放出されることをいう。また、ノックアウト(はじき出し)放出は、ペレット表面近くにある FP ガスが、核分裂片による衝突等により放出されることをいう。

高かったことが主要因であることがわかっており、ウランでも同様の傾向が確認されている[8]。

今回の MOX 燃料設計では、MOX ペレットの FP ガス放出率は、旧製法の照射試験データを包絡するように、二酸化ウランペレットのモデルの 2.5 倍としている。このモデルの実証データには、初期密度が低い(約 92%T.D.)MOX ペレットの FP ガス放出率データも含まれており、今回使用する MOX 燃料に対しても適用できるものである。

また、MOX ペレットでは、超ウラン元素の α 崩壊により生成するヘリウムにより二酸化ウランペレットよりヘリウム生成量及び放出量は大きくなる。図 3-5 にヘリウム放出率と FP ガス放出率を比較して示すが、ヘリウム放出率は FP ガスの放出率に比べて 2 倍程度大きいと報告されている。また、ベルゴニュークリア社による FP ガス放出率とヘリウム放出率の関係を図 3-6 に示すが、ヘリウム放出率には大きなばらつきがあるものの、FP ガス放出率との間には相関が見られる。

ヘリウム放出率が FP ガス放出率より大きい主な原因は、ヘリウム拡散速度が、FP ガスの Xe、Kr よりも大きいためである。このため強度計算においては、ヘリウムの放出は FP ガス放出率に依存するモデルとしている。

燃料棒の設計に当たっては、上記の耐放射線性に関する事項を考慮した上で、強度評価を行う各項目がすべて設計基準を満足するようにする。

3.3 耐腐食性

燃料棒内に組み込まれた MOX ペレットは、充填ガス(ヘリウム)、被覆管(ジルカロイ-4)、上部プレナムコイルばね(ステンレス鋼)及び押さえ板(ステンレス鋼)と接触しており、被覆管に破損が生じた場合には、1次冷却材と接触する可能性がある。

二酸化ウランとステンレス鋼との反応は安定であり[9]、PWR 燃料の照射後試験において反応は認められていない[10]ことから、二酸化ウランペレットと上部プレナムコイルばね及び押さえ板とは安定に共存する。MOX ペレットにおいては、ステンレス鋼被覆管を用いている高速炉燃料における国内外の照射実績より、その内面腐食量は小さいことが知られており[11]、MOX ペレットと上部プレナムコイルばね及び押さえ板とは安定に共存すると考えられる。

3.3.1 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットとジルカロイ-4 被覆管の反応

ジルカロイと二酸化プルトニウムが接触した場合、照射により過剰になった二酸化プルトニウム中の酸素がジルカロイ中に拡散し、被覆管内面酸化膜(ZrO_2)が形成される。さらに、両者が強く接触するようになるとジルコニウム酸化層へのプルトニウムの拡散により、ジルコニウム酸化層は $(Zr,Pu)O_2$ 固溶体となり、これがボンディング層を形成して、強固なペレット-被覆管の固着の原因

となる[6]。これらは、被覆管の腐食及び PCI*へ影響を及ぼす可能性が考えられる。

しかしながら、二酸化ウランペレットとジルコニウムを密着させ 510℃で約 500 日以上保持した場合においても反応は生じないことが報告されており[12]、通常運転中においてペレットと被覆管及び燃料被覆材端栓の接触面の温度が長期間にわたって 500℃を超えないことから、反応は小さいと考えられる。

ここで、海外商業炉で照射された約 60,000MWd/t までのジルカロイ-4 被覆管の二酸化ウラン燃料棒では被覆管内面酸化及びボンディングが認められるが、その反応層は高々 10~20 μm と小さく、被覆管応力への影響は小さい。また、二酸化ウラン燃料棒が急激な出力上昇を受けた場合、約 30,000~40,000MWd/t において PCI 破損が認められる出力レベルでも、約 60,000MWd/t 程度の上記燃料棒は PCI 破損していないことから、この程度の反応層であれば PCI への影響はない[13]。

二酸化ウラン燃料について、燃料棒平均燃焼度約 69,000MWd/t まで照射されたジルカロイ-4 被覆管と二酸化ウランペレットとは過大なボンディングは観察されていない。図 3-7 に、MOX 燃料の被覆管内面酸化膜厚さの測定結果例を示すが、MOX 燃料の内面酸化膜厚さは二酸化ウラン燃料と同程度となっている[14]。他にも MOX 燃料の内面腐食挙動は二酸化ウラン燃料と同等とする報告がある[15][16]。

以上から想定する燃焼度の範囲において、ジルカロイ-4 被覆管の内面酸化は燃料棒の健全性を確保する上で影響は小さいと考えられる。そのため、MOX ペレットとジルカロイ-4 被覆管の反応は設計評価で考慮しない。

3.3.2 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと充填ガスとの反応

燃料集合体に組み込まれている燃料棒のプレナム部には、ヘリウムが所定の圧力に加圧封入されている。ヘリウムは不活性ガスであり、MOX ペレットと反応することはない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。

3.3.3 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと水との反応

炉内使用時に被覆管に貫通欠陥が生じたり、破損を生じたりした場合には、1 次冷却材が燃料棒内に浸入し、MOX ペレットとの反応の可能性が考えられる。

* 燃料棒の出力を上昇させると、ペレットと被覆管の熱膨張差によってペレットが被覆管を押し広げるような機械的相互作用 (PCMI: Pellet-Clad Mechanical Interaction) が生じる。また、燃料棒内に腐食性 FP ガスであるヨウ素等が放出され、被覆管に応力腐食割れが発生する場合がある。このような相互作用をペレット-被覆管相互作用 (PCI: Pellet-Clad Interaction) という。

二酸化ウランは、酸素対ウラン比が 1.75 から 2.3～2.4 の広い範囲で結晶構造(蛍石型結晶構造)に変化がなく、その格子定数測定データから酸素対ウラン比の増加に伴い体積がわずかに減少することが知られている[17]。

約 340℃の高温水中での二酸化ウランペレットの挙動については、環境水中の溶存酸素量に依存することが明らかにされており、0.01ppm 程度の低酸素量領域では腐食は認められないことが知られている[18]。さらに、同様な高温水中での約 1 年間の浸漬試験において、その質量増加は約 0.03%であることが報告されており[6]、この量は酸素対ウラン比に換算して約 0.005 程度の増加であり、小さい。したがって酸素対ウラン比がこの程度の変化であれば、ペレットの結晶構造が変化することはなく、体積増加は極めて小さい。

MOX 燃料と水との反応を考えた場合には、MOX の標準生成自由エネルギーを二酸化ウランと比較すると、MOX がより高い酸素ポテンシャル環境下においてその化学量論性を保持することが知られていることより、同じ環境下では二酸化ウランと比較し、より酸化反応が少ないと考えられる。

実際に燃料が使用される 1 次冷却材中の溶存酸素量は 5ppb 以下に管理されており、1 次冷却材中において MOX ペレットと反応しないと考えられる。

MOX ペレットと 1 次冷却材との化学反応における放射線による影響として、1 次冷却材の放射線分解により発生する酸素が MOX ペレットとの反応を促進させる可能性が考えられるが、PWR では 1 次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制しているため、照射による反応促進への影響はない。

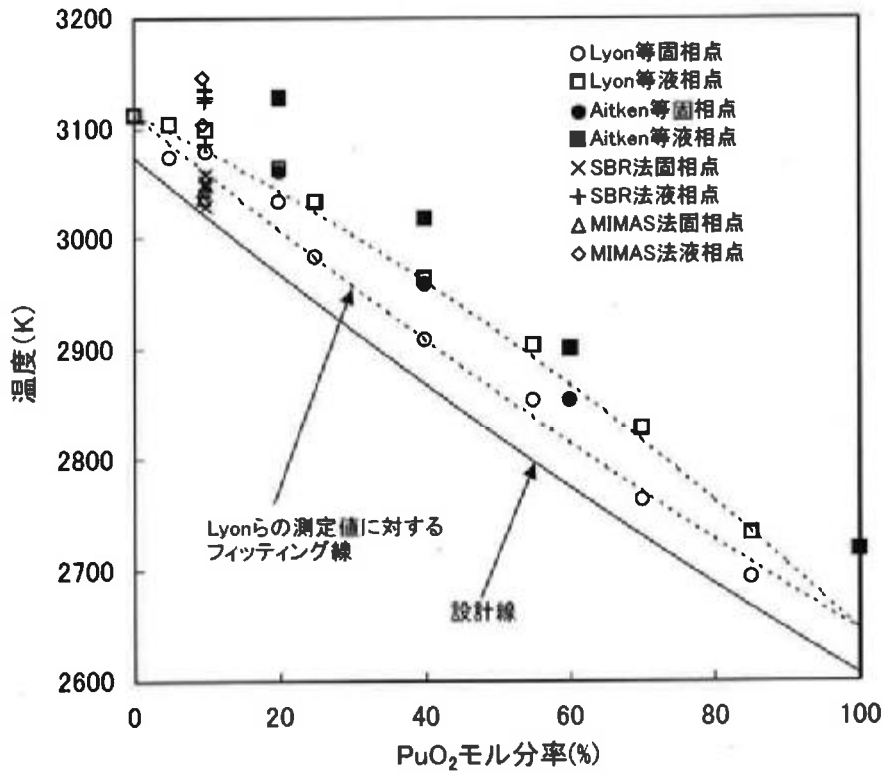


図 3-1 二酸化ウラン-二酸化プルトニウムの溶融点[19]

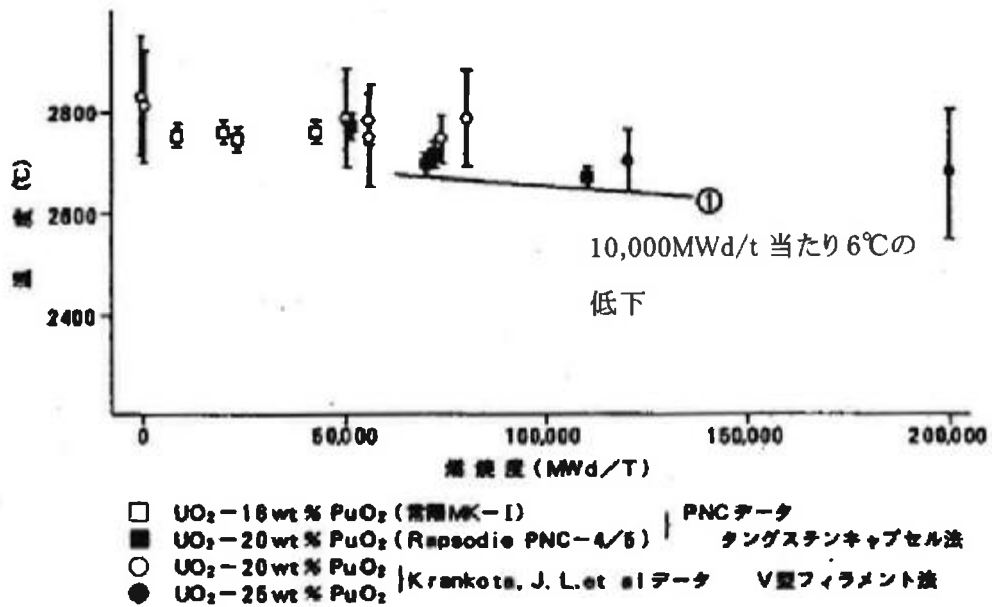
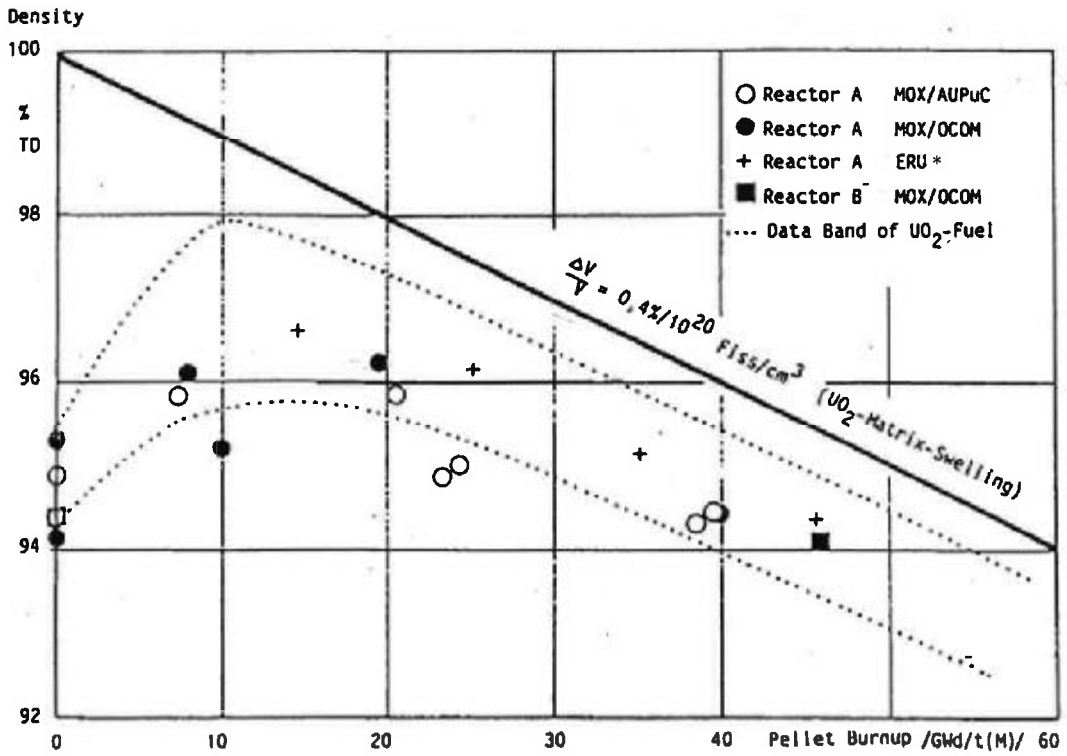


図 3-2 照射されたMOXの溶融点[2]



* :ERU(Enriched Reprocessed Uranium)

図 3-3 (1)AUPUC 法及び OCOM 法による MOX ペレットと ERU(二酸化ウラン)ペレットの焼きしまり/スエリング[20]

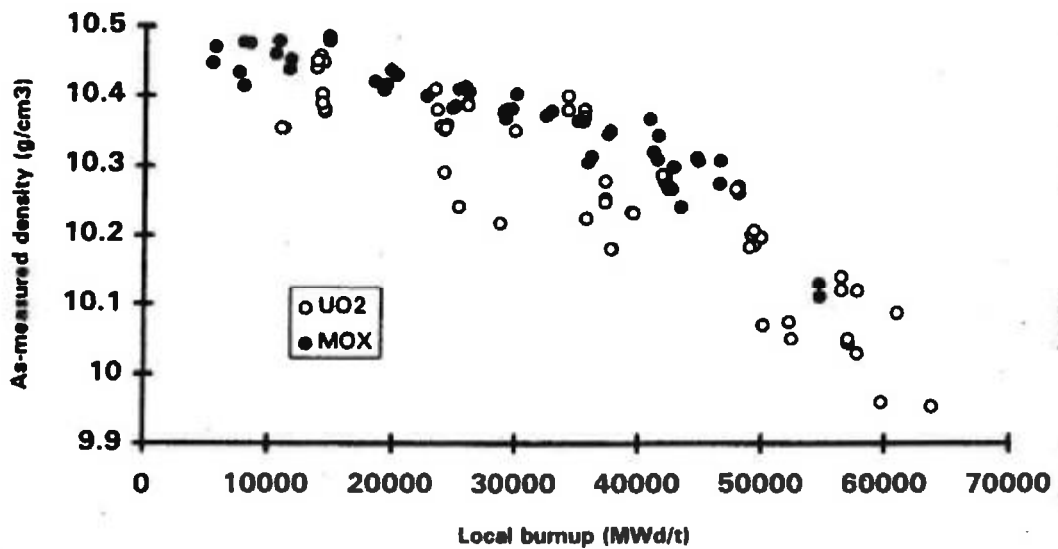


図 3-3 (2)MOX 及び二酸化ウランペレットの密度変化[21]

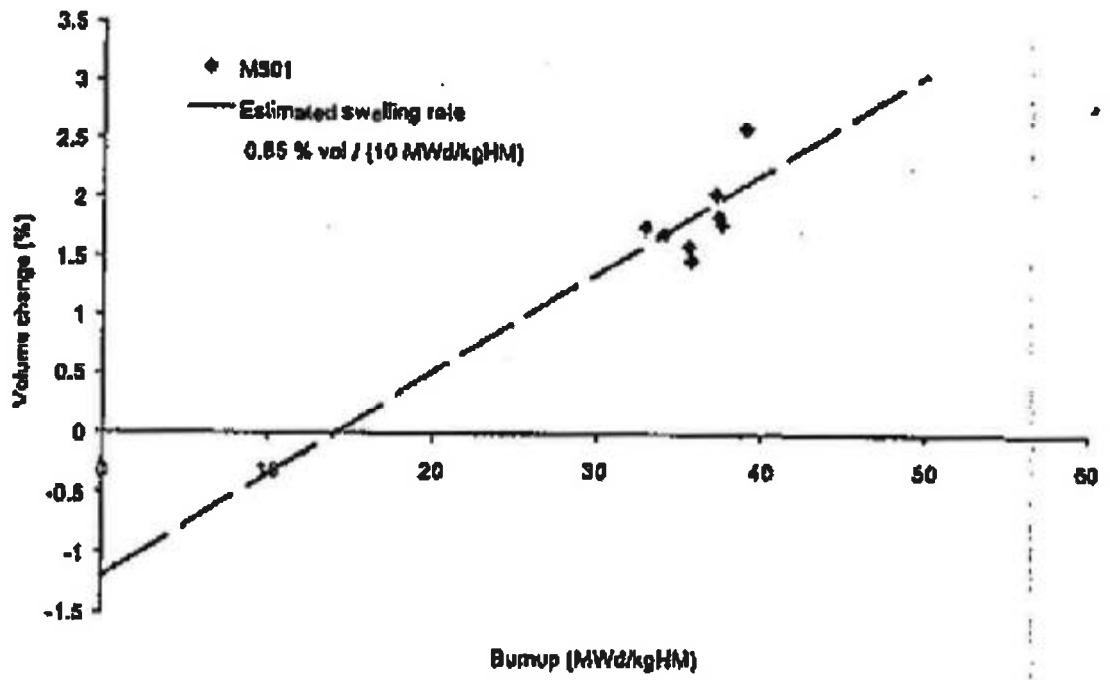


図 3-3 (3)SBR 法 MOX ペレットの照射による体積変化[22]

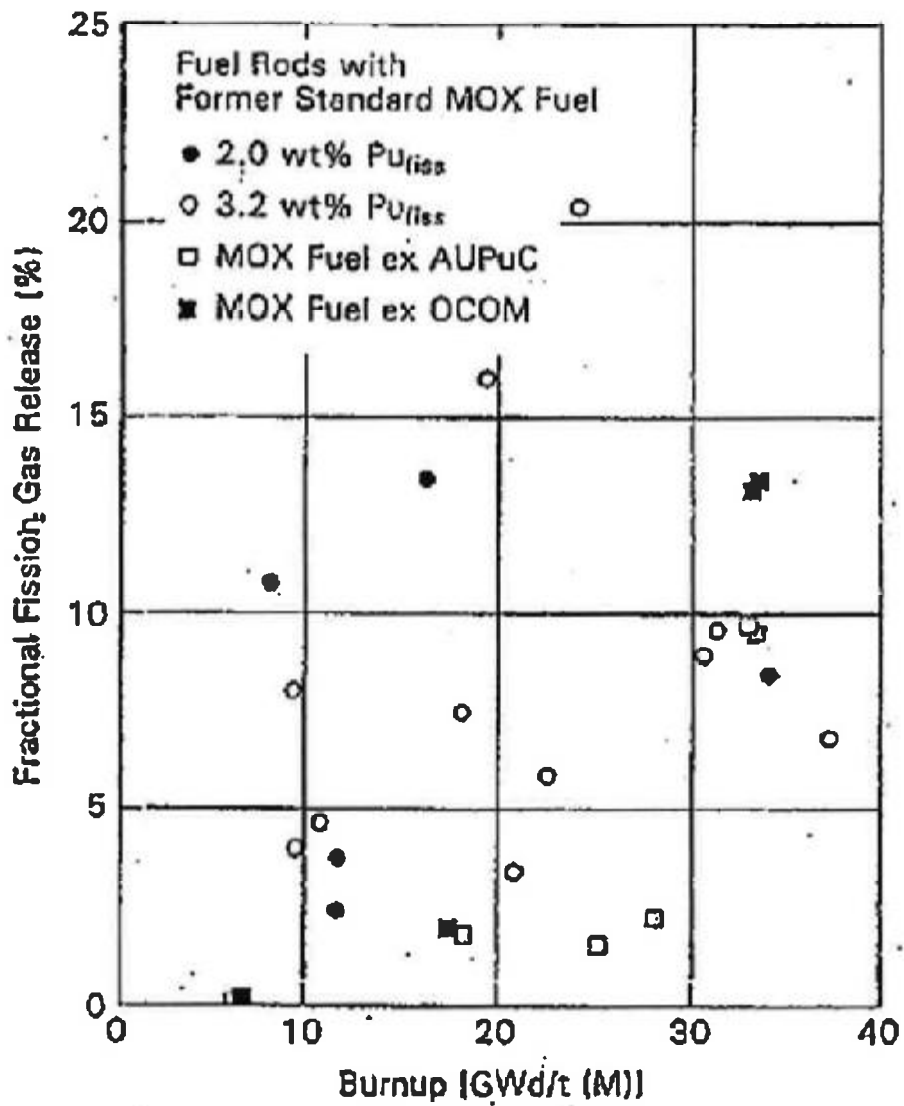


Fig. 8. Fractional fission gas release of MOX fuel rods irradiated in KWO.

図 3-4 (1)Pu 均一性の異なる MOX ペレットの FP ガス放出率[7]

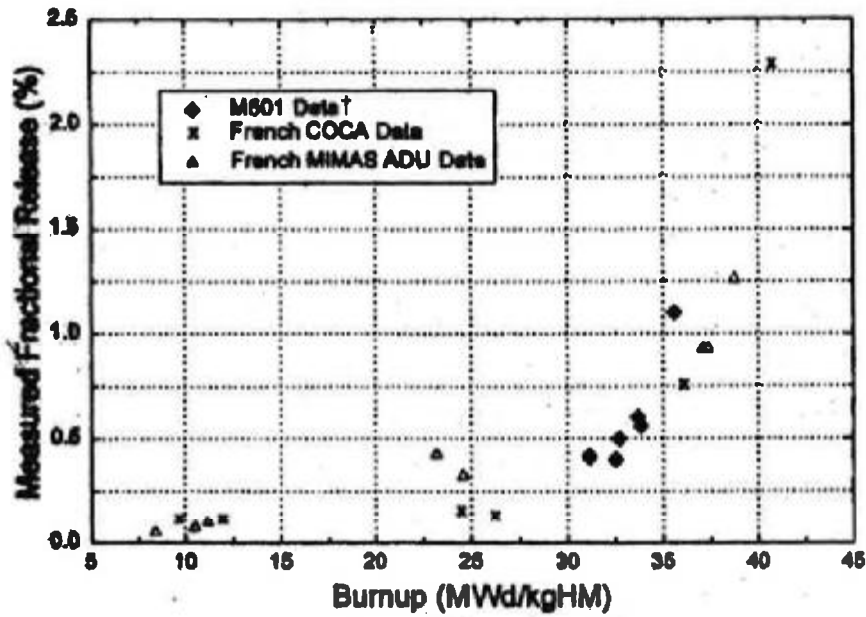
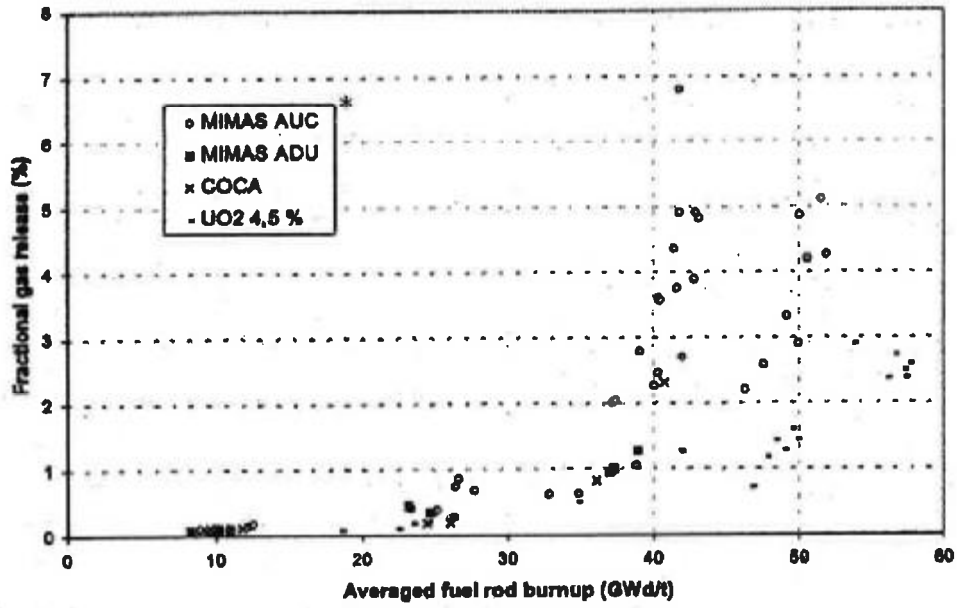


図 3-4 (2) MOX ペレットの FP ガス放出率データ[8] [23]*†

*同程度の燃焼度におけるウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの核分裂生成ガス放出率は二酸化ウランペレットと比較し高いが、これは主にウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの照射中の出力が二酸化ウランペレットと比べて高かったためである。

†M501 Data も MOX 燃料のデータ

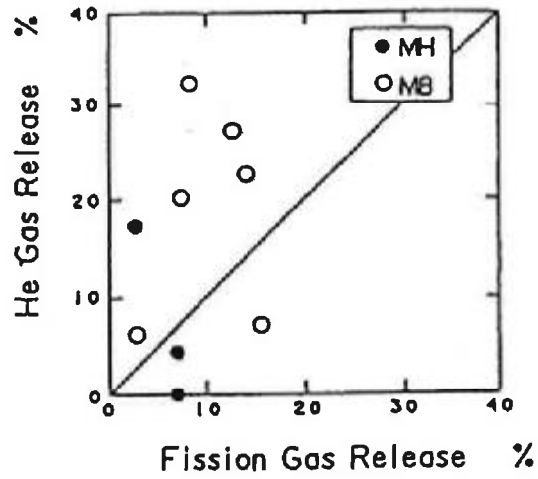


図 3-5 MOX ペレットのヘリウム放出率とFP ガス放出率の比較[24]

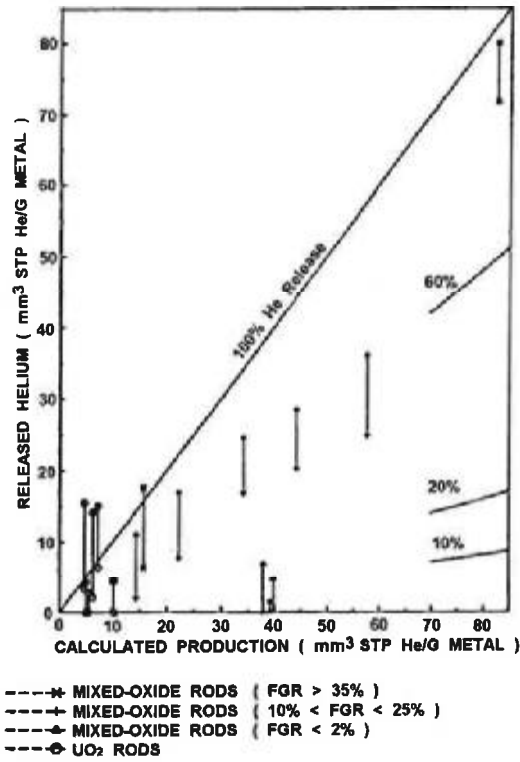


図 3-6 MOX ペレットのFP ガス放出率とヘリウム放出率の関係[25]

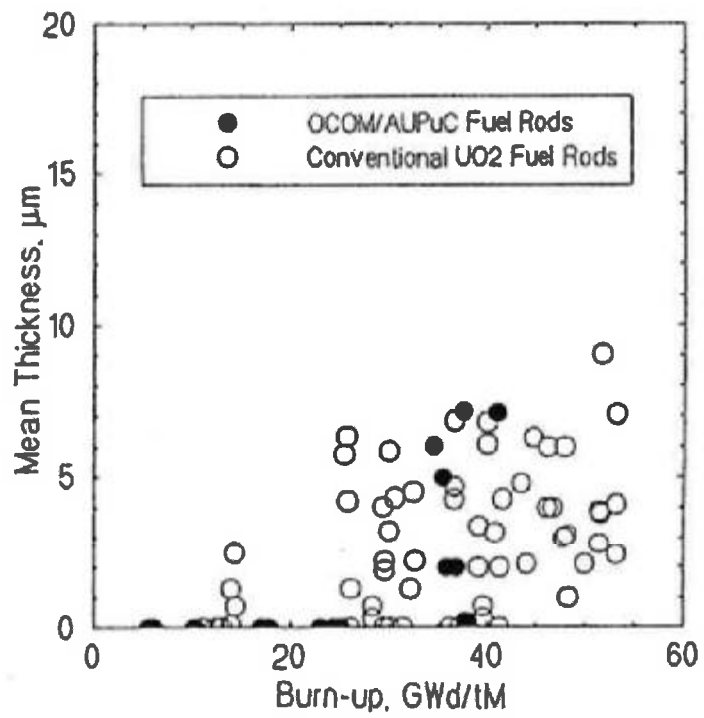


図 3-7 MOX 燃料における被覆管内面酸化膜厚さ[14]

3.4 その他の考慮事項

3.4.1 ペレット焼結雰囲気について

メロックス工場では臨界安全性の観点(水素は中性子の減速材として作用する)及び爆発防止の観点から、を使用しているが、は不活性ガスであり、還元反応への影響がないことから、焼結特性への影響はないと考えられる。また、ベルゴニュークリア社が主催したPRIMO (PWR Reference Irradiation of MOX Fuels) プログラムではで焼結したペレットを用いて照射試験が実施されており、二酸化ウラン燃料と比べて特異な照射挙動は認められていない[26]。

3.4.2 ペレット不純物について

MOX ペレットの不純物規定値は、

に準じて設定している。

このうち、不純物規定値を二酸化ウランペレットより緩和した元素については、表 3-1 に示すように設定している。

表 3-1 二酸化ウランペレットより不純物規定値を緩和した元素

不純物	単位:ppm		評価
	MOX	ウラン	
Al	≦ <input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	Al は MOX ペレットの ASTM の規定値 (≦250ppm; 重金属に対する含有率) に対して、 <input type="text"/> の実績を踏まえて規定している。
Co	≦ <input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	Co は MOX ペレットの ASTM の規定値 (≦100ppm; 重金属に対する含有率) に対して、 <input type="text"/> の実績を踏まえて規定している。 Co は、熱中性子断面積が比較的大きく、中性子経済に影響する可能性があるが、その影響は別途ボロン当量として管理している。
<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/> の実績を踏まえて規定している。 <input type="text"/> の融点は約 <input type="text"/> °C であり、照射中に局部的に溶融し、ペレット寸法安定性に影響する可能性があるが、メロックス工場で製造された MOX ペレットには <input type="text"/> ppm のものがあり健全に照射されたことから、規定値を <input type="text"/> ppm とすることにより燃料健全性を損なうことはない。
<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/> の実績を踏まえて規定している。 <input type="text"/> の融点は約 <input type="text"/> °C であり、照射中に局部的に溶融し、ペレット寸法安定性に影響する可能性があるが、メロックス工場で製造された MOX ペレットには <input type="text"/> ppm のものがあり健全に照射されたこと、技術基準及び ASTM に規定のないこと、 <input type="text"/> <input type="text"/> ことから、メロックス工場で設定可能な下限値である <input type="text"/> ppm を規定値とする。
ボロン当量	≦ <input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	中性子経済に影響する可能性があるが、MOX 燃料中の Pu の中性子吸収断面積がウランよりも大きく、また、中性子スペクトルが硬くなるため、MOX 燃料では不純物の中性子吸収効果が小さくなることを考慮して、ウラン燃料でのボロン当量による反応度効果の影響と同等以下になるよう、 <input type="text"/> を踏まえて規定している。

4. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4)

被覆管には冷間加工応力除去焼鈍されたジルカロイ-4 が使用され、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル、制御棒案内シンプル用下部端栓及びカラーには再焼結焼鈍されたジルカロイ-4 が使用されているが、以下に示すこれらの特性を適切に反映して燃料集合体の設計を行う必要がある。

ここで、これらの部品はMOX燃料集合体と二酸化ウラン燃料集合体と同じであるため、下記のMOX燃料集合体の設計評価における取り扱いは二酸化ウラン燃料集合体と同じとする。また、プルトニウムはウランより熱中性子吸収断面積が大きいことから、炉心の中性子スペクトルが硬化して高速中性子束の割合が増加することを適切に考慮する。

なお、本資料中に示すジルカロイ-4 被覆管の照射挙動データには、ジルカロイ-4 とジルカロイ-4-RT の 2 種類のデータがあり、前者は通常組織管、後者は集合組織調整管を指している。集合組織調整管は、被覆管の圧延工程を調整することによって、ジルコニウムの稠密六方晶 C 軸*の径方向への配向割合を、通常組織管よりも僅かに高めた被覆管である。なお、組成や熱処理温度等のその他の製造条件は同一であり、集合組織の差も限定的であるため、被覆管の各特性は同等である。そのため、本申請においては両者を区別しない。

4.1 ジルカロイ-4(冷間加工応力除去焼鈍材)

4.1.1 耐熱性

ジルカロイ-4 の融点¹⁾は 1,782°Cであり、結晶構造が 820°Cで α 相から $(\alpha+\beta)$ 相へ、また、958°Cで $(\alpha+\beta)$ 相から β 相に変態する[27]。

ジルカロイ-4 の融点及び相変態温度の測定結果を表 4-1 及び表 4-2 に示すが、被覆管の異常な過渡変化時の最高温度(約 °C以下)よりもかなり高いので、プラントの使用条件の下で融融あるいは相変態が生じることはない。したがって、プラントの使用条件の下で融融あるいは相変態が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

4.1.2 耐放射線性

ジルカロイ-4 被覆管は、MOX 燃料と接触して原子炉内に置かれるので、 α 線、 β 線、 γ 線、核分裂片及び中性子の影響を受ける。

α 線及び β 線のような荷電粒子は、金属中を通り抜ける時、電気的な相互作用によって原子の軌道電子を引き離すイオン化作用を起こす。また、 γ 線も軌道電子を原子から引き離す作用を

* 稠密六方晶に垂直な軸

起こす。このように α 線、 β 線、 γ 線は、主に金属原子の軌道電子と作用してエネルギーを消失していくので、ジルカロイ-4 被覆管の照射損傷に与える影響は軽微である。

核分裂片は、その飛程が限定された近距離にしか及ばないため、MOX ペレットの表面で起こった核分裂だけが被覆管の内表面にしか作用せず、事実上の照射損傷を与えない。

中性子は電荷を持たないので、金属中での電氣的な相互作用によってエネルギーを失うことなく、そのエネルギーは主として原子核との弾性衝突により多数の原子を格子位置からはじき出す作用によって消失される。この結果、金属の結晶格子内あるいは結晶粒界などに空孔あるいは格子間原子の存在が認められるようになり、この微視的欠陥が材料の巨視的な物性値に変化をもたらすことになる。中性子が金属中を通り抜けるときに形成される格子欠陥の濃度は、中性子のエネルギーに比例するため、ジルカロイ-4 被覆管の照射損傷に最も大きな寄与をするのは高速中性子である。

したがって、ジルカロイ-4 被覆管の放射線損傷の影響を受ける以下の特性においては、高速中性子の影響に着目すればよい。

(1) 機械的性質

機械特性への影響因子としては、照射脆化と水素脆化が考えられる。照射脆化は照射欠陥の蓄積(濃度)によるが、これは高速中性子束、被覆管温度、時間に依存する。実機炉内照射では高速中性子束と被覆管温度は定常運転状態ではほぼ一定であり、欠陥の蓄積と温度による回復が平衡状態になるため、ある照射量以上では照射脆化の著しい変化はないと考えられる。ジルカロイ-4 被覆管の引張試験結果を図 4-1 に示す。引張強さ及び耐力*は、照射初期において増加した後、照射量によらず著しい変化が見られない。また、破断伸びは、照射初期に低下した後は照射量によらず著しい変化がない。

なお、ジルカロイ-2 材ではあるが、高速中性子照射量 $27\sim 32\times 10^{25}\text{n/m}^2(E>1\text{MeV})$ まで十分な延性が確保されているとの報告例もある[28]。

また、水素脆化については、水素を吸収させた未照射材での引張試験結果を図 4-2 に示すが、水素吸収量が少なくとも約 800ppm までの機械特性は変わらない。照射材については、図 4-3 に示すとおりジルカロイ-4 被覆管で約 800ppm までは破断伸びが 1%以上あり、延性が確保されていることから、本申請の燃料集合体の使用範囲まで機械特性は変わらない。

以上より、ジルカロイ-4 被覆管の応力及び歪に対する設計基準や材料物性は照射に伴う変化を考慮して設定する。

* 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

(2) 疲労特性

ジルカロイに対する疲労試験結果を図 4-4 に示す。ジルカロイ-4 被覆管の設計疲労曲線は同図の未照射材及び照射材の機械特性を考慮して設定する。

(3) クリープ特性*

被覆管は内外圧差に基づくクリープによって外径が減少していくが、ペレットと被覆管が接触した後は、ペレットの外径変化に依存して被覆管外径が増加する。実機 PWR 燃料棒の照射後の外径変化を図 4-5 に示す。ジルカロイ-4 被覆管のクリープ特性はこれらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料 2 の 3.2.2.3(4)に示す)設計評価に反映している。

(4) 照射成長†

照射成長の支配要因は、Zr 中の稠密六方晶(α 相)の向きが比較的揃った組織において中性子照射で生じる格子欠陥のうち、空孔は六方晶底面へ、格子間原子は柱面へ選択的に集まるためと言われている。図 4-6 に示すように、ジルカロイ-4 被覆管の照射成長は、高速中性子照射量にほぼ比例し、高燃焼度領域でもこの傾向が認められる。したがって、ジルカロイ-4 被覆管の照射成長は、これらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料 2 の 3.2.2.3(5)に示す)設計評価に反映している。

燃料棒の設計に当たっては、上記の耐放射線性に関する事項を考慮した上で、被覆管応力等が設計基準を満足するようにする。

4.1.3 耐腐食性

ジルカロイ-4 被覆管が 1 次冷却材と接触すると、



の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。

実機では放射線照射下で 1 次冷却材の放射線分解により発生する酸素により、ジルカロイの腐食が放射線照射のない環境に比べて加速される可能性があるが、PWR では 1 次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制している。実機の腐食は以下に示すとおりである。

* 材料が一定応力あるいは一定荷重の下で時間とともに変形する現象。

† 無応力状態でも高速中性子照射によって特定の方向に成長し、他の方向に収縮して体積変化を伴わない現象。

(1) 酸化腐食による影響

ジルカロイ-4 被覆管外面には、炉内使用条件下で高温の1次冷却材との反応により酸化膜が形成される。一般に、ジルカロイ-4 被覆管の腐食速度は、酸化膜と被覆管金属母材の界面温度についてのアレニウス型温度依存性を示す。また、その腐食増量(酸素による質量増加)の時間変化を図4-7に示すが、初期の段階では時間に対して立方則(時間の3乗根に比例)に従って増加し、酸化膜厚が2~3 μm (遷移点)を超えた後は時間に対して直線的に増加する。炉内でのジルカロイ-4 被覆管酸化膜厚さを図4-8に示す。炉内では滞在期間が長くなり酸化膜が厚くなるに従って、形成された酸化膜と金属母材の境界温度が上昇するため、燃焼度の進行に伴って酸化膜厚さは増大する傾向になる。更に腐食が進行すると腐食量の急激な増加が見られるが、これは酸化により発生する水素のうち、被覆管に吸収された水素が被覆管外面に析出し、この析出物が腐食に起因すると考えられている。

図4-8から分かるように、ジルカロイ-4 被覆管の炉内腐食データは、高燃焼度領域まで取得されており、腐食の進行に伴う腐食量の急激な増加が認められる。

(2) 水素吸収による影響

ジルコニウムと水との反応で発生した水素の一部は、被覆管に吸収される。実機で照射された被覆管の水素吸収量データを図4-9に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加する傾向を示している。図4-9のデータを包絡した条件で燃料棒最高燃焼度約53,000MWd/tの水素吸収量を予測すると、水素吸収量は約430ppmとなるが、炉外試験及び照射材の照射後試験により延性が確保されていることが確認できている約800ppmより小さい。

なお、MOX燃料棒の被覆管は二酸化ウラン燃料と同様にジルカロイ-4を適用しており、炉内での冷却材条件も二酸化ウラン燃料と同じであることから、腐食(酸化/水素吸収)挙動は同等と考えられる。また、MOX燃料棒と二酸化ウラン燃料棒とでは、最高燃焼度は同じ(燃料棒平均53,000MWd/t)であり、使用期間も同等である。したがって、被覆管の耐腐食性は、二酸化ウラン燃料と同等である。

4.1.4 その他の性能

(1) 耐PCI性

被覆管は、腐食性FPガス雰囲気下において、出力急昇によりペレットが熱膨張して被覆管との機械的相互作用(PCMI)を生じ、被覆管に過大な応力が作用した場合、応力腐食割れ(SCC)による破損(PCI破損)を起こす。このPCI破損におけるSCCは、Zr中の稠密六方晶(α 相)の

底面にほぼ平行な面上を伝播するが、現行の被覆管製法においては、この底面が PCMI 時の発生応力方向、すなわち周方向に配向(C 軸を径方向に配向)されており、PCI 破損の抑制が図られている。

燃料の PCI 破損は、最大線出力密度及び線出力密度変化幅が同時に PCI 破損しきい値を超えた場合に起こることが種々の実験結果や実炉での経験から知られている。

MOX 燃料棒に対する出力ランプ試験の結果を図 4-10 に示す。この結果より、MOX 燃料棒はすべて非破損であり、MOX 燃料棒の耐 PCI 性能は二酸化ウラン燃料棒と同等以上であることが確認されている。これは、MOX ペレットのクリープ速度は、二酸化ウランペレットに比べて大きいことから、出力急昇時に発生する被覆管応力が二酸化ウラン燃料に比べて小さいためと考えられている。

(2) 耐摩耗性

原子炉内では、燃料棒の流動振動による支持格子との接触部で、被覆管の摩耗が発生する可能性がある。被覆管の硬さの測定結果を表 4-3 に示す。

なお、MOX 燃料は燃料棒や支持格子の材料及び形状が二酸化ウラン燃料と同一であること、炉内での冷却材条件も二酸化ウラン燃料と同じであることから、これらに起因して発生する流動振動特性も同等と考えられる。加えて MOX 燃料棒と二酸化ウラン燃料棒とでは、最高燃焼度は同じ(燃料棒平均 53,000MWd/t)であるため、使用期間も同等である。したがって、被覆管の耐摩耗性は、二酸化ウラン燃料と同等である。

4.2 ジルカロイ-4(再結晶焼鈍材)

4.2.1 耐熱性

燃料被覆材端栓、制御棒案内シムル、炉内計装用案内シムル、制御棒案内シムル用下部端栓及びカラーは炉心内での使用温度は最大 350℃であるため、表 4-1 及び表 4-2 に示した溶融点及び相変態温度よりかなり低いので、プラントの使用条件の下で溶融あるいは相変態が生じることはない。

4.2.2 耐放射線性

ジルカロイ-4 材の制御棒案内シムル及び炉内計装用案内シムル(以下、「案内シムル」と称する。)が高速中性子により照射されたときの機械特性に関するデータを図 4-11 に示す。これより、引張強さ、耐力は、高速中性子照射によって照射初期に増加するが、照射量の増加とともに著しい変化がなくなる傾向にある。また、破断伸びは、照射初期に高速中性子照射により減少する

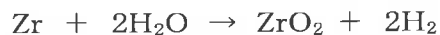
が、その後は著しい変化がなくなる傾向にある。また、弾性率やポアソン比は格子欠陥の影響をあまり受けなため、照射によりほとんど変化しない。

MOX 燃料は二酸化ウラン燃料に比べ、高速中性子照射量が若干増加するが、上記のとおり、その影響は軽微であることから、制御棒案内シンプルの耐放射線性は二酸化ウラン燃料と同等である。

なお、燃料被覆材端栓及び制御棒案内シンプル端栓は案内シンプルと同じジルカロイ-4 材で構成され、高速中性子照射量は案内シンプルと同等であり、放射線照射の影響も同等と考えられる。

4.2.3 耐腐食性

ジルカロイ-4 からなる構成部品は 1 次冷却材と接触しているので、



の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。

実機では放射線照射下で 1 次冷却材の放射線分解により発生する酸素により、ジルカロイの腐食が放射線照射のない環境に比べて加速される可能性があるが、PWR では 1 次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制している。実機の腐食は以下に示すとおりである。

(1) 酸化腐食による影響

実機で照射された案内シンプルの腐食データを図 4-12 に示すが、酸化膜厚さは燃焼とともに増加する傾向を示している。図 4-12 で照射データを包絡した条件で燃焼度約 45,000MWd/t (燃料集合体平均)の腐食量を予測すると、酸化膜厚さは約 20 μm となり、反応厚さでみると、約 13 μm である*。これは案内シンプル肉厚の 3%程度となり、後述の機械的健全性の観点から目安としている 10%減肉以下であることから、この程度の酸化腐食ではジルカロイの機械的特性には影響しないと考えられる。

なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル用下部端栓及びカラーはジルカロイ-4 で構成されるが、いずれも案内シンプルと温度条件は同程度であるので腐食挙動は案内シンプルと同等であり、各部材の機械特性には影響しないと考えられる。

* 酸化膜厚さとジルカロイの減肉厚さ(反応厚さ)との比は以下のとおり約 1.6 となる。

$$\frac{[\text{酸化膜厚さ}]}{[\text{ジルカロイの減肉厚さ}]} = \frac{[\text{酸化膜の分子量}] \times [\text{ジルカロイの密度}]}{[\text{ジルカロイの分子量}] \times [\text{酸化膜の密度}]}$$
$$= \frac{123.22 \times 6.55}{91.22 \times 5.7} = 1.55 \approx 1.6$$

したがって、酸化膜厚さ約 20 μm は約 13 μm の減肉(反応厚さ)を示す。

(2) 水素吸収による影響

ジルコニウムと水の反応で発生した水素の一部は、母材に吸収される。実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データを図 4-13 に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加する傾向を示している。図 4-13 で照射データを包絡した条件で燃焼度約 45,000MWd/t(燃料集合体平均)の水素吸収量を予測すると、水素吸収量は約 200ppm となるが、再結晶焼鈍されたジルカロイ-4 材では、約 1,000ppm 程度まで耐力、引張強さの低下は見られない[29]ことから、機械的強度には影響ないと考えられる。

なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル用下部端栓及びカラーは案内シンプルと同じジルカロイ-4 材で構成され、いずれも腐食挙動及び水素吸収挙動は案内シンプルと同等であるため、水素吸収量も同等と考えられ、機械的強度には影響ないと考えられる。したがって、ジルカロイ-4 材で構成されるこれらの部材に、腐食挙動及び水素吸収による機械的特性への影響を設計評価では考慮していない。

表 4-1 ジルカロイ-4 の溶融点測定結果[27]

(単位:°C)

種類	溶融点測定結果
ジルカロイ-4	1,782

表 4-2 ジルカロイ-4 の相変態温度測定結果[27]

(単位:°C)

種類	$\alpha \rightarrow \alpha + \beta$	$\alpha + \beta \rightarrow \beta$
ジルカロイ-4	820	958

表 4-3 ジルカロイ-4 被覆管の硬さの測定結果[27]

(単位:Hv(ビッカース硬さ値))

種類	平均値 (HV0.2*)
ジルカロイ-4	218

*:HV0.2:ビッカース硬さ試験力 0.2kgf

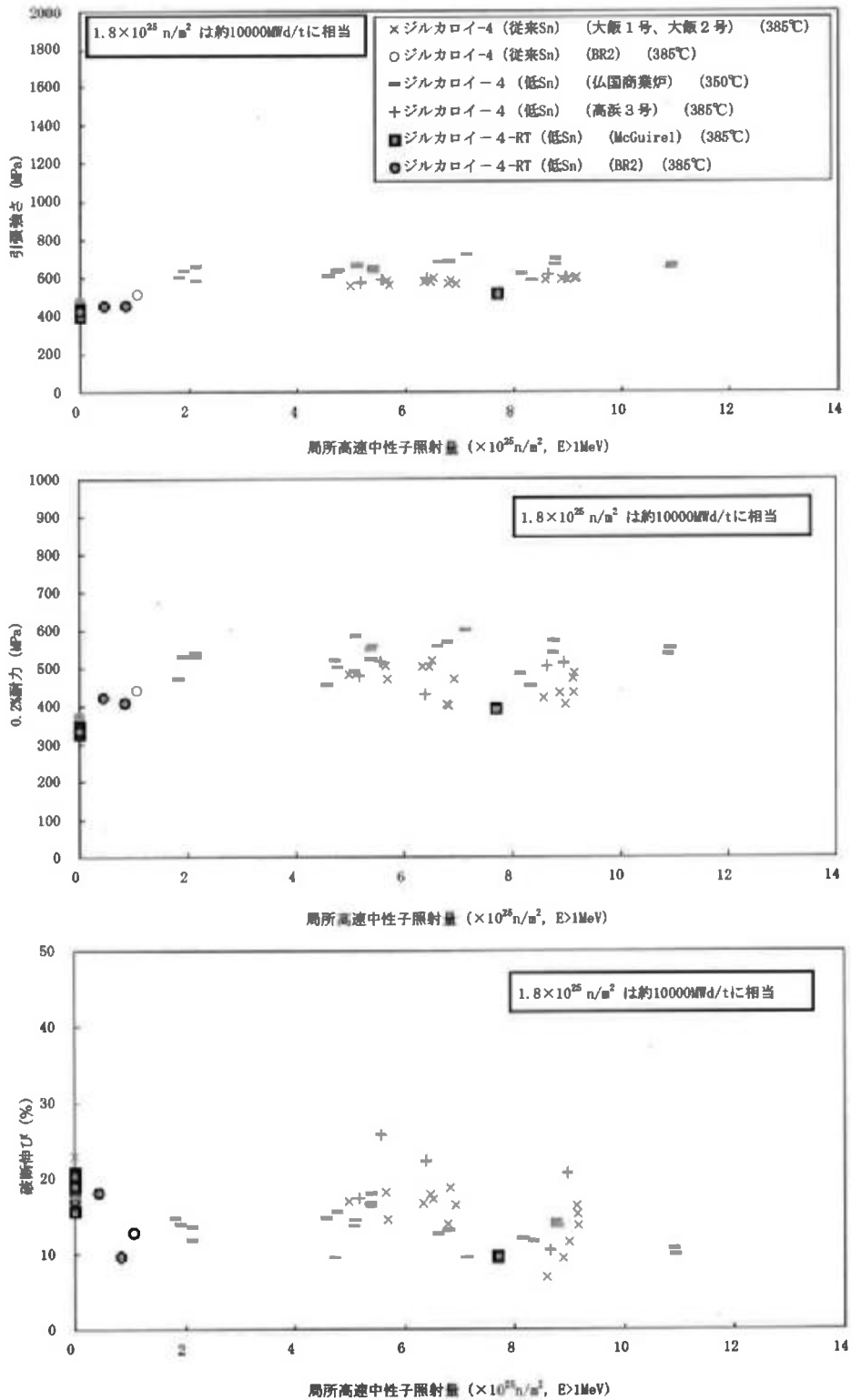


図 4-1 ジルカローイ-4 被覆管の機械特性[27]

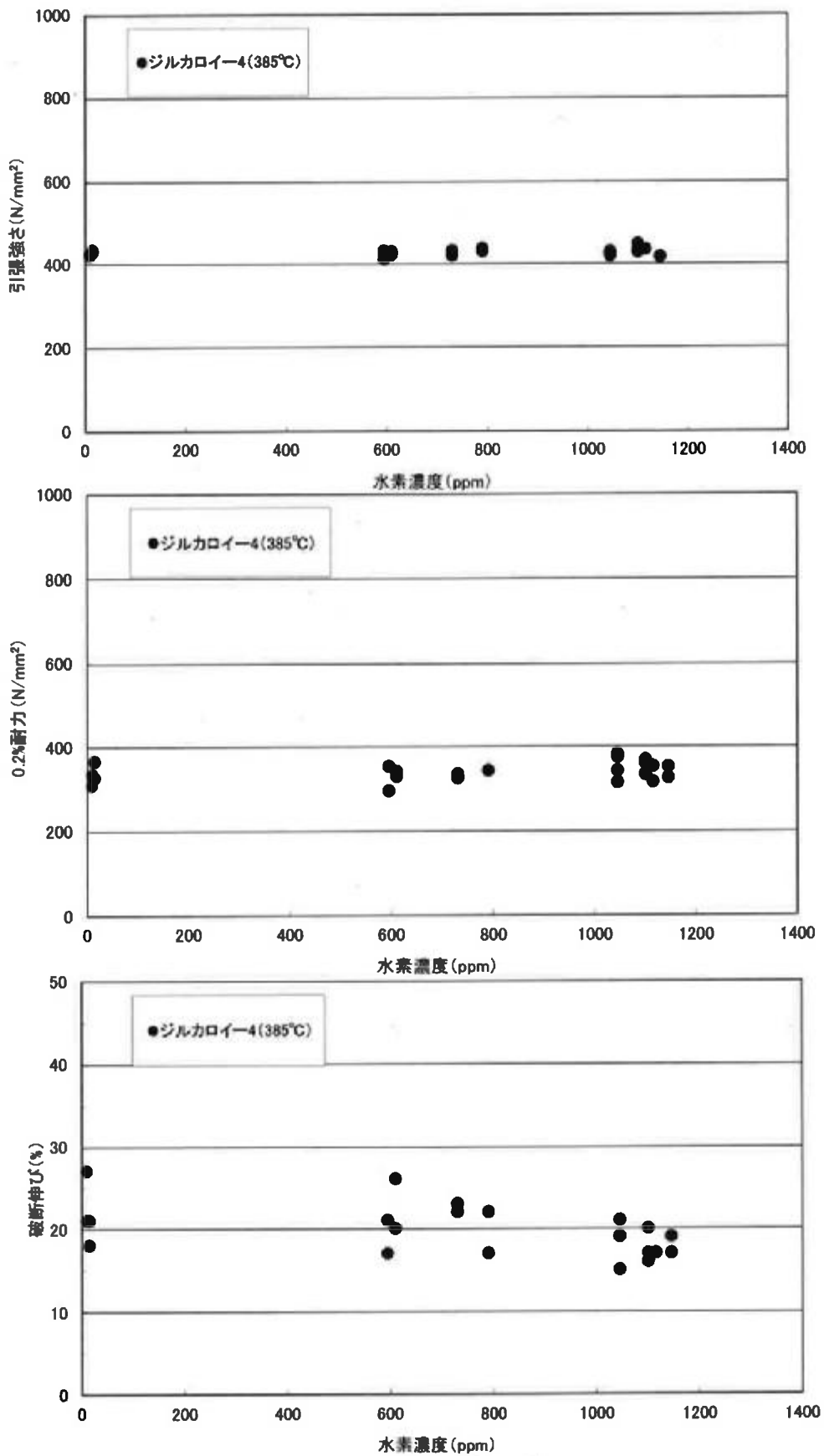


図 4-2 未照射ジルカローイ-4 被覆管の機械特性と水素濃度の関係

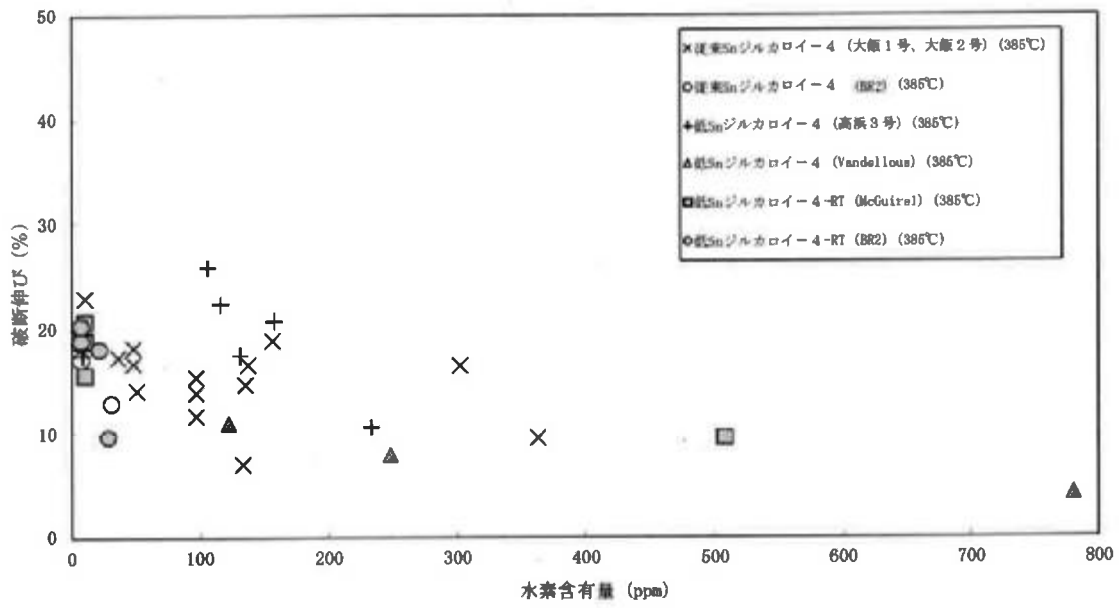


図 4-3 ジルカローイ被覆管水素濃度と破断伸びの関係[27] [30]

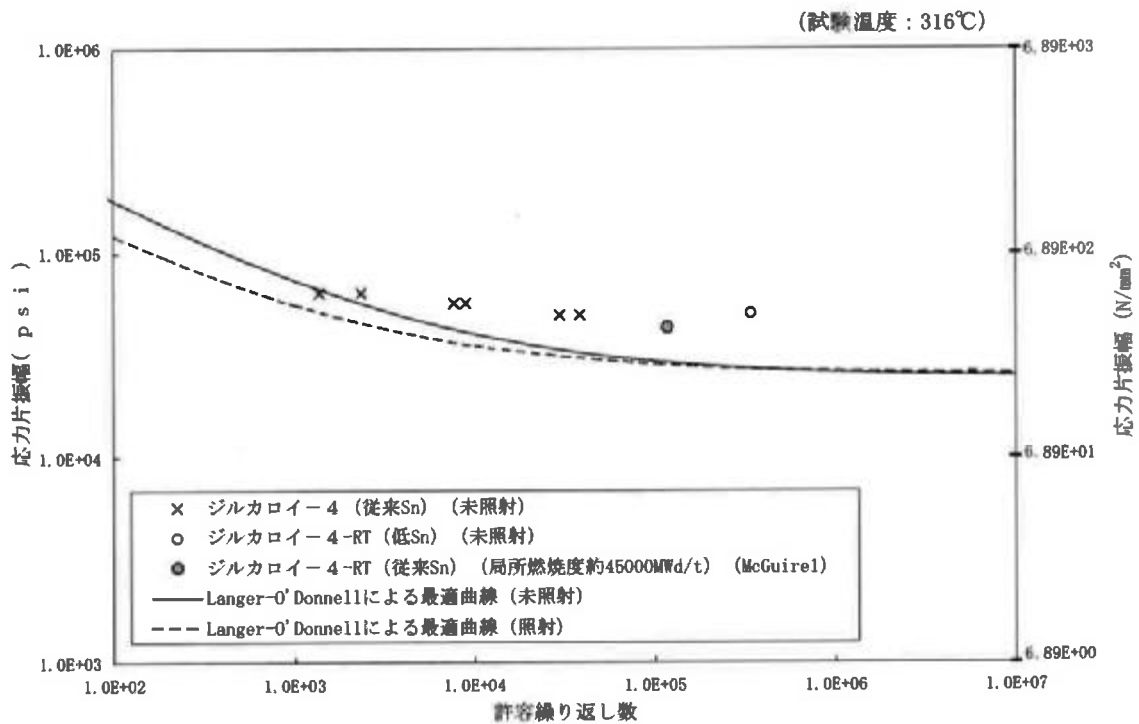


図 4-4 ジルカローイ-4 被覆管の疲労強度[27]

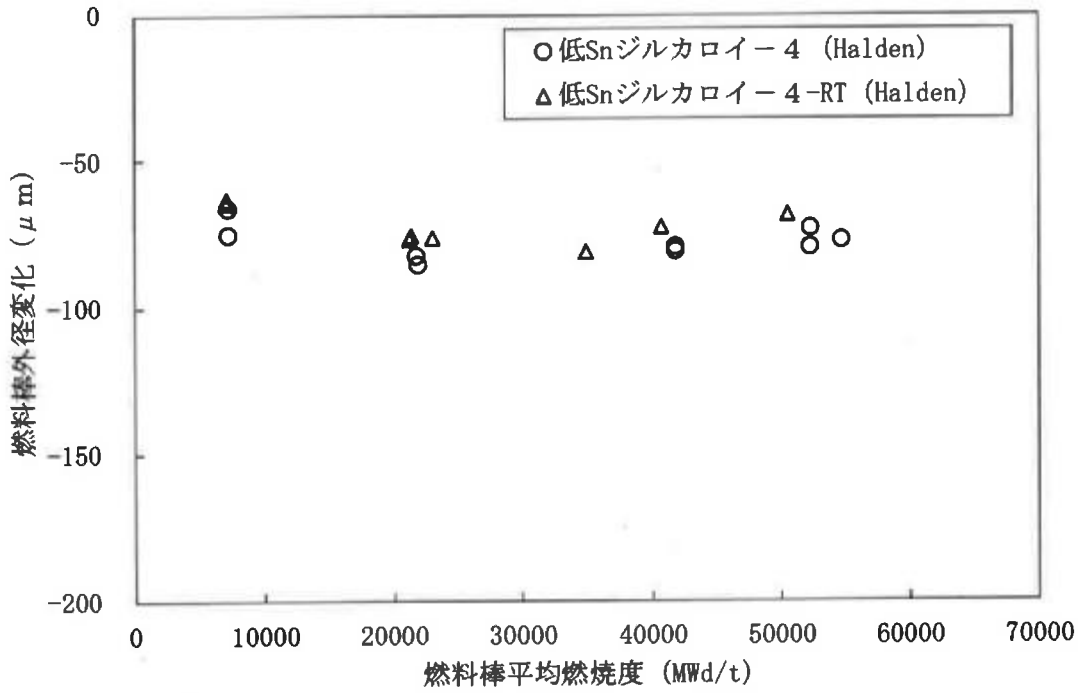


図 4-5 燃料棒外径変化(実機照射セグメント燃料)[27]

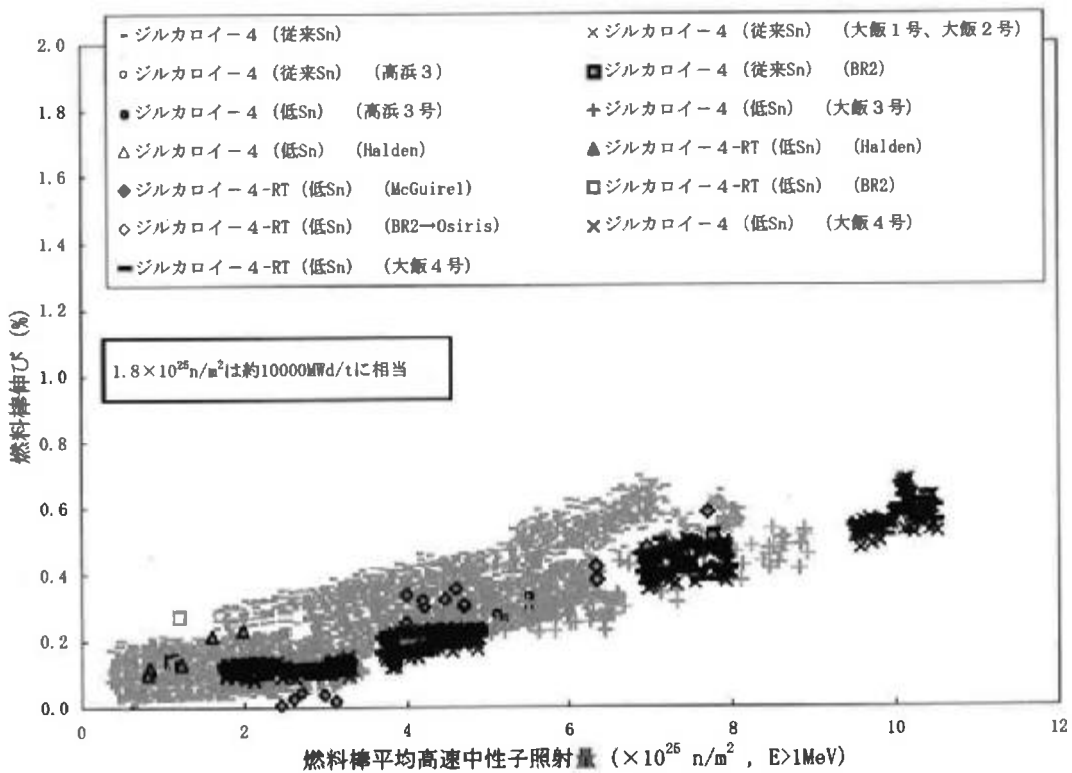


図 4-6 ジルカロイ-4 被覆管の照射成長[27]

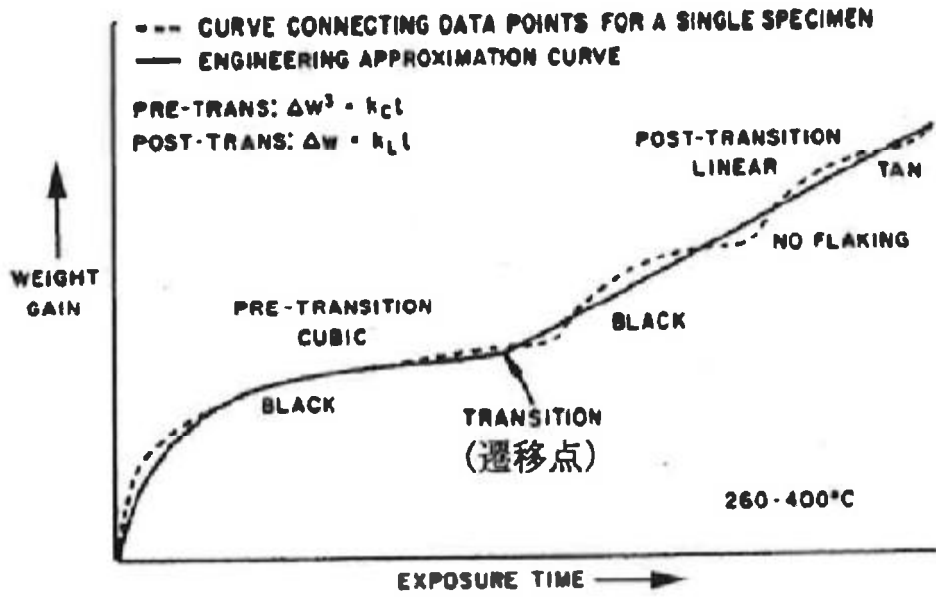


図 4-7 炉外腐食試験におけるジルカローイ-2とジルカローイ-4の典型的な腐食増量曲線[31]

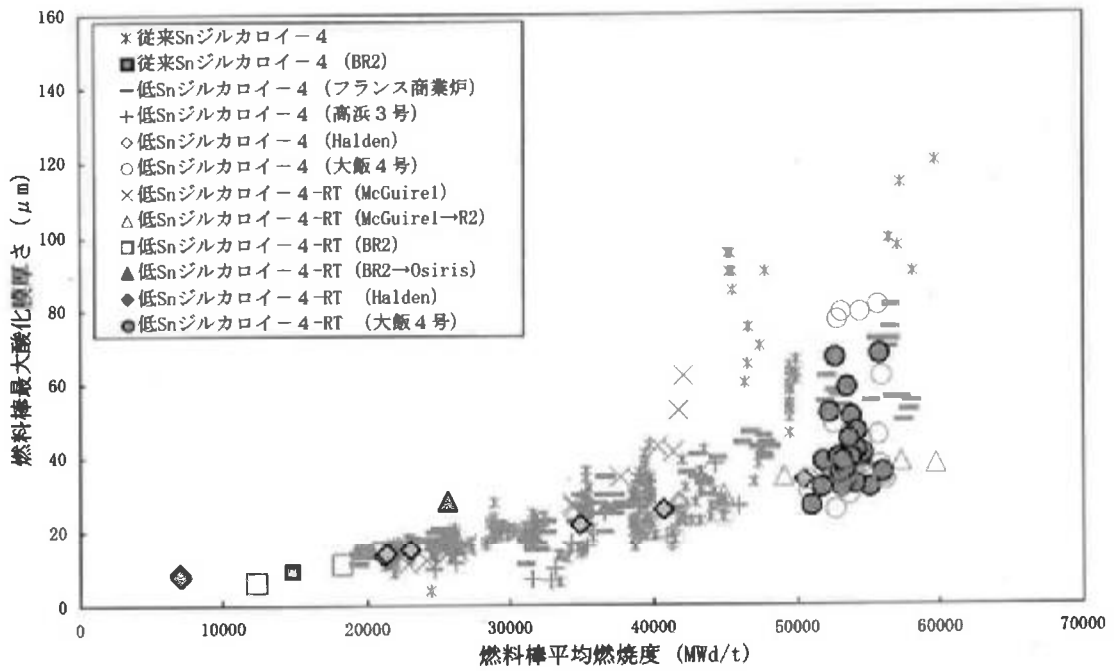


図 4-8 ジルカローイ-4 被覆管の炉内酸化膜厚さ^{注)}[27]

注) オンサイト酸化膜厚さデータの一部はホットセルデータを参考に評価。

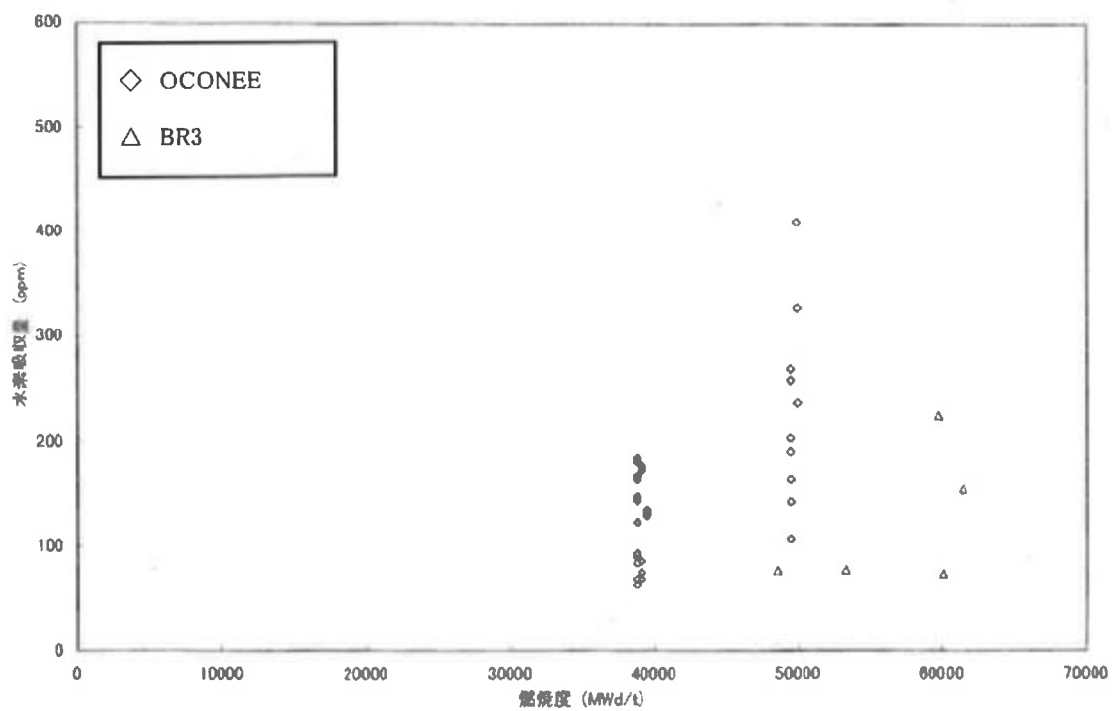


図 4-9 ジルカロイ-4 被覆管水素吸収量[32][33][34]

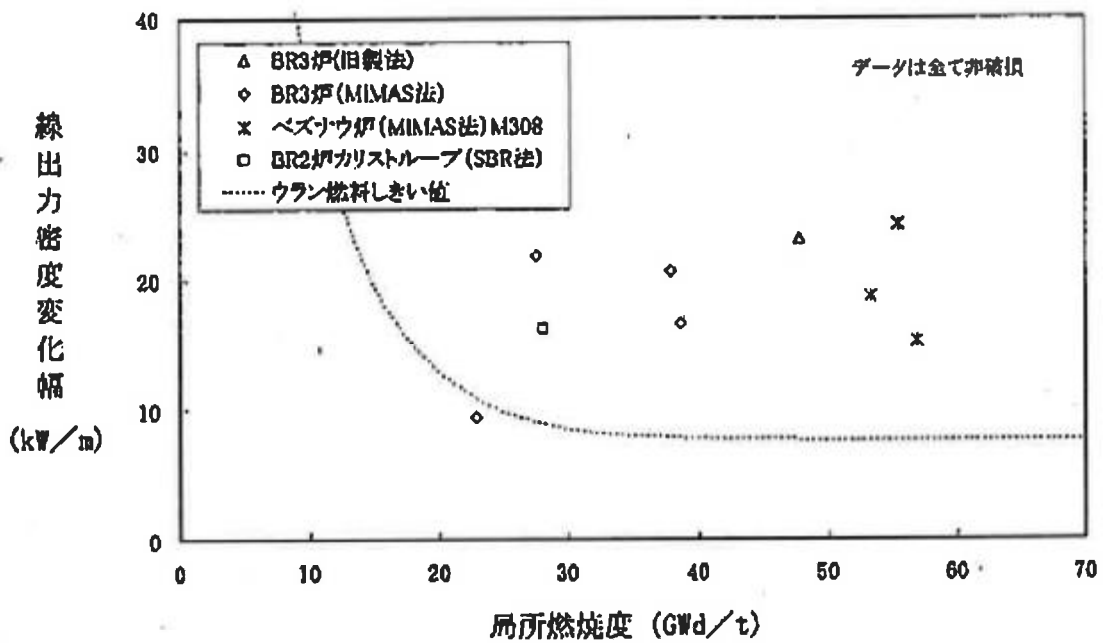
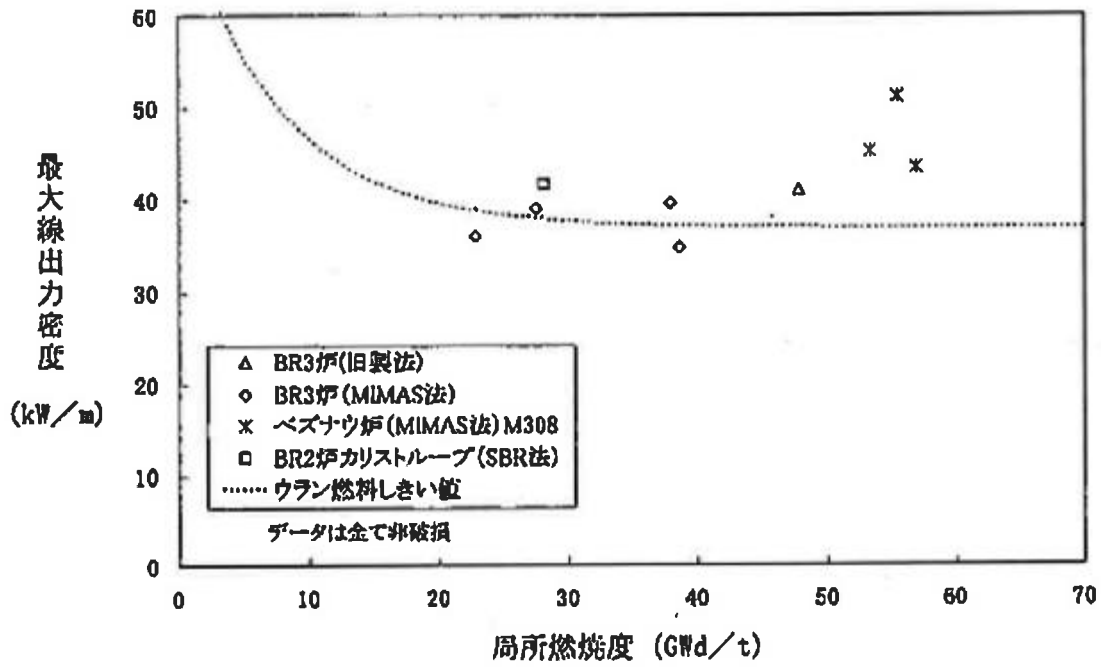


図 4-10 ジルカロイ-4 被覆管の耐 PCI 性[35]

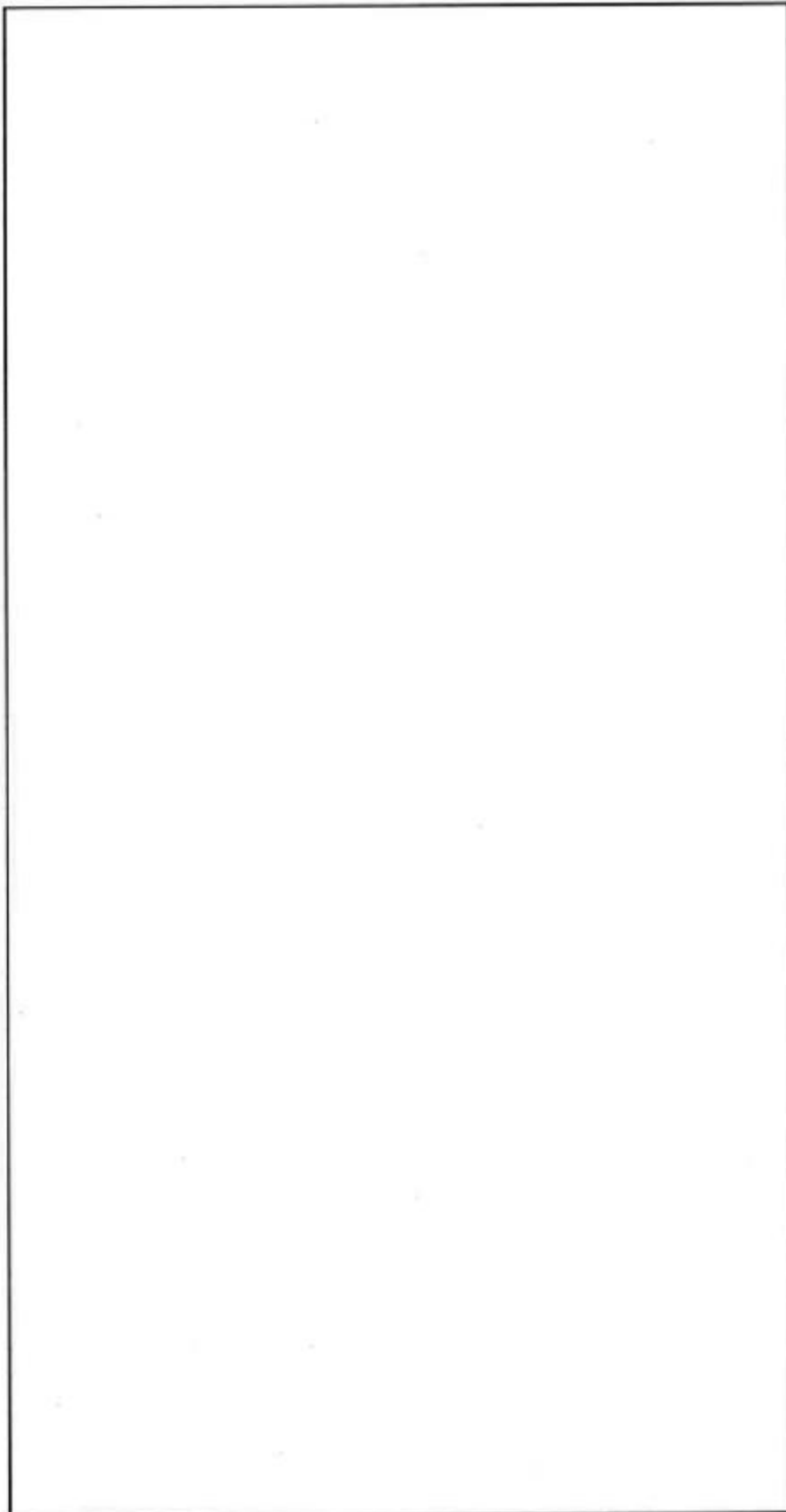


図 4-11 実機で照射された案内シンプルの機械特性データ[36]

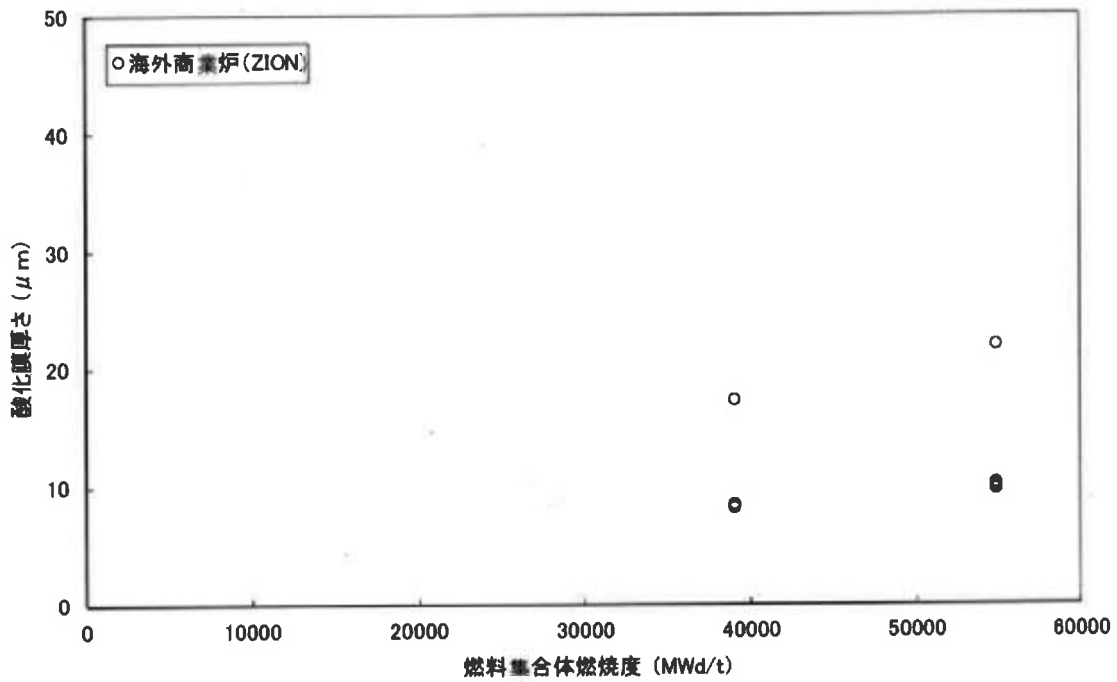


図 4-12 実機で照射された案内シンプルの腐食データ[36]

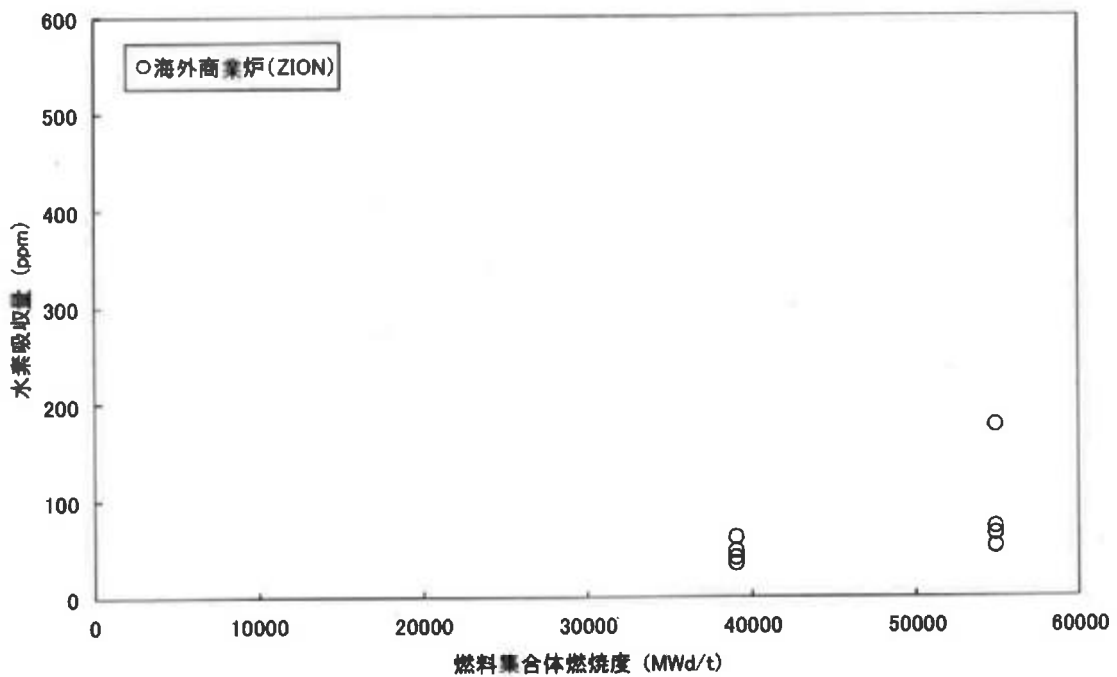


図 4-13 実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データ[36]

5. 析出硬化型ニッケル基合金*(718 合金、)

支持格子材、上部ノズル押さえばね材及び下部プレナムコイルばね材は、MOX 燃料集合体と二酸化ウラン燃料集合体で同じであるため、下記の MOX 燃料集合体の設計評価における取り扱いは二酸化ウラン燃料集合体と同じである。

5.1 耐熱性

718 合金の溶融点は約 1,260℃である[37]。718 合金は支持格子及び上部ノズル押さえばねに使用されるが、炉心内での使用温度は最大約 350℃であるため、プラントの使用条件の下で溶融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

は、約 1,390℃以上の溶融点を有し、高温で安定な上に強度、耐腐食性に優れ、718 合金と同じく、ばね材及び高温構造材として優れた性質を有している。

は、下部プレナムコイルばねとして使用されるが、この構成部品の原子炉での最高温度は約 350℃である。この程度の温度では機械的強度の低下はわずかであることが図 5-1[38]よりわかる。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

なお、718 合金及びは析出硬化型の合金であり、約 1,000℃以上の使用温度では析出相が再固溶し、強度が低下することが考えられるが、上述の通り原子炉の使用条件ではその影響はない。

5.2 耐放射線性

718 合金は、もともと析出硬化型のニッケル基合金であり、図 5-2[39]に示すように、高速中性子照射を受けると耐力は増加し、引張強さはわずかに変化する [39][40]。また、同図に伸びのデータを示すが、高速中性子照射によって伸びは減少するものの、照射量の増加では著しい変化がなくなる傾向を示していることが分かる。

* 析出硬化型ニッケル基合金

一般に析出硬化型合金は、急冷によって過飽和に固溶されていた化合物が、その後の時効によって微細析出することによって硬化する合金をいう。

718 合金の場合には、時効処理によって生地である γ 相の中に Ni を主成分とした γ' 相 ($\text{Ni}_3(\text{Al}, \text{Nb}, \text{Ti})$) が析出、分散されることにより硬化される。

の場合には、時効処理によって生地である γ 相の中に Ni を主成分とした γ' 相 (Ni_3) が析出、分散されることにより硬化される。

したがって、MOX ペレットの採用により、高速中性子束の割合が増加することを考慮しても、プラントの使用条件の下で、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮した 718 合金の強度と延性を設計評価では考慮していない。

□□□□の照射による機械的性質の変化を図 5-3 に示す。耐力及び引張強さは照射量約 $8 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ ($E \geq 1 \text{MeV}$) までは増加し、その後減少するが高燃焼度域においても未照射材を下回ることはない。一方、伸びは照射量約 $8 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ までは大きく減少するが、その後は照射量約 $6 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ までほとんど変化していない。高燃焼度域において 5% 程度の伸びがあり、□□□□の延性は確保される。

したがって、プラントの使用条件の下で、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮した□□□□の強度と延性を設計評価では考慮していない。

5.3 耐腐食性

718 合金のようなニッケル基合金では、高温水中で材料の表面に緻密な酸化膜が生じ、これが腐食の進行を防止する。例えば 718 合金を 815°C のヘリウム水蒸気混合ガスで酸化させても 300 時間で酸化の進行は抑制される。図 5-4 に示すように腐食増量は約 0.4mg/cm^2 で著しい変化がなくなる傾向にある[41]。炉内使用時の温度はこれより低いので腐食増量も更に少ないと考えられる。したがって、腐食増量が少ないことから、718 合金の腐食挙動を設計評価では考慮していない。

□□□□の腐食抵抗は一般に高く、耐腐食性は□□□□と同じである[42]。図 5-4 に示すように質量増加は約 0.2mg/cm^2 で著しい変化がなくなる傾向にあり、使用条件下に対し十分な耐腐食性を有する。また、□□□□は、下部プレナムコイルばねとして燃料棒の中に挿入されて使用されるが、ジルカロイ-4 との反応はそれぞれが多くの合金元素から成っているため、もし反応を生じると様相は複雑である。合金元素間で反応が生じて、その状態がどのようになるかは、合金元素の状態図を用いて推測することが可能である。例えば、Zr-Ni、Zr-Fe のような合金元素間の共晶温度はともに約 800°C である。下部プレナムコイルばねの使用温度は約 350°C 以下であるので、ジルカロイ-4 と□□□□□□が反応することはない。したがって、腐食増量が少ないことから、□□□□の腐食挙動を設計評価では考慮していない。

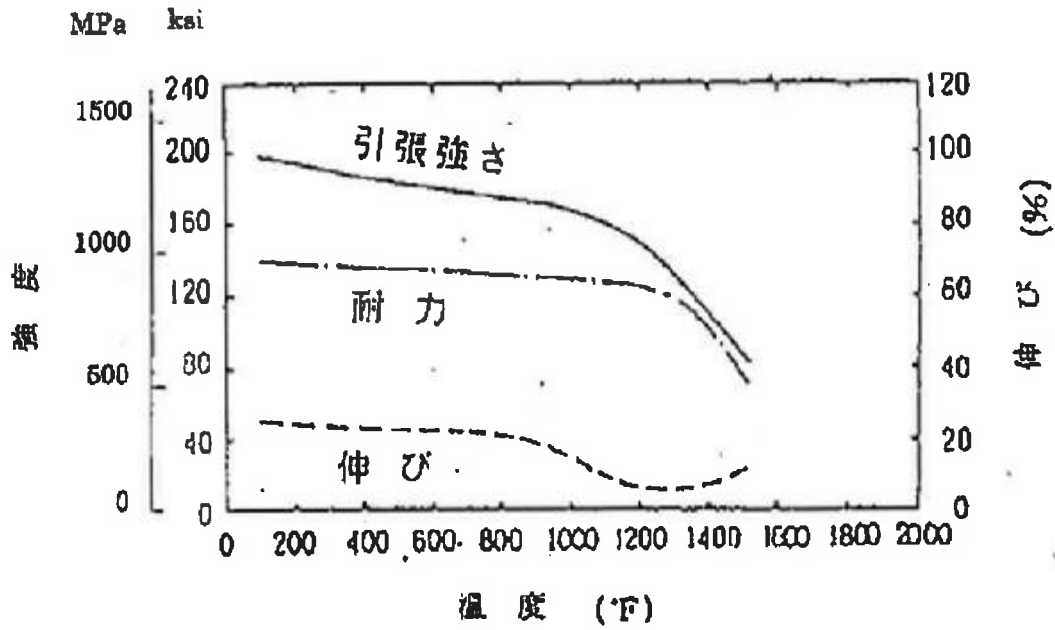


図 5-1 の温度による機械的性質の変化[38]

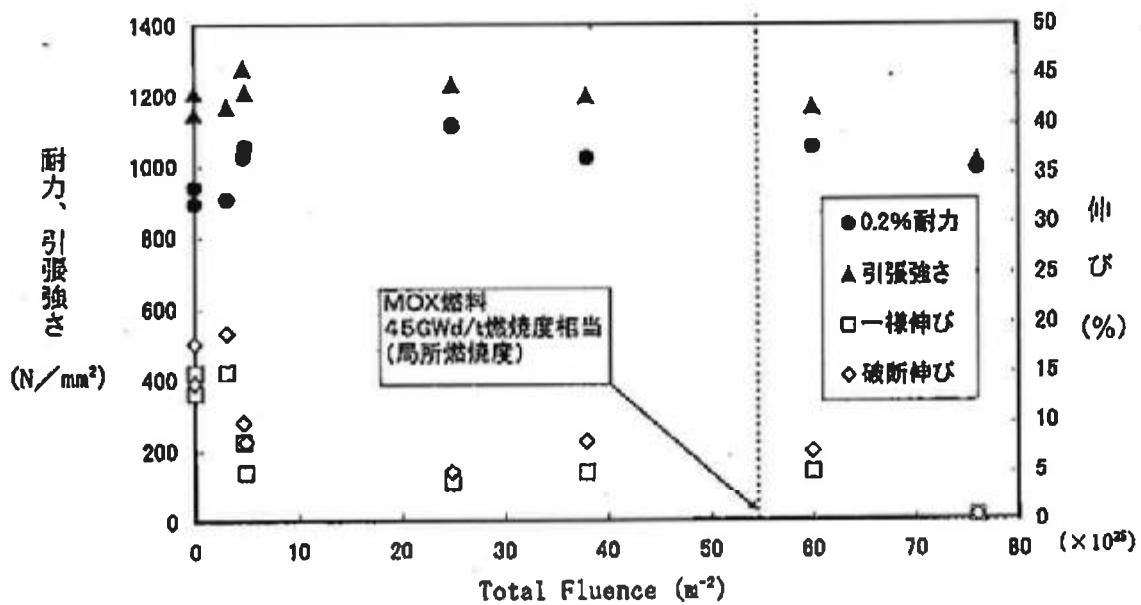


図 5-2 718 合金の照射による引張性質の変化[39]

(照射温度 400~430°C、試験温度 427°C)

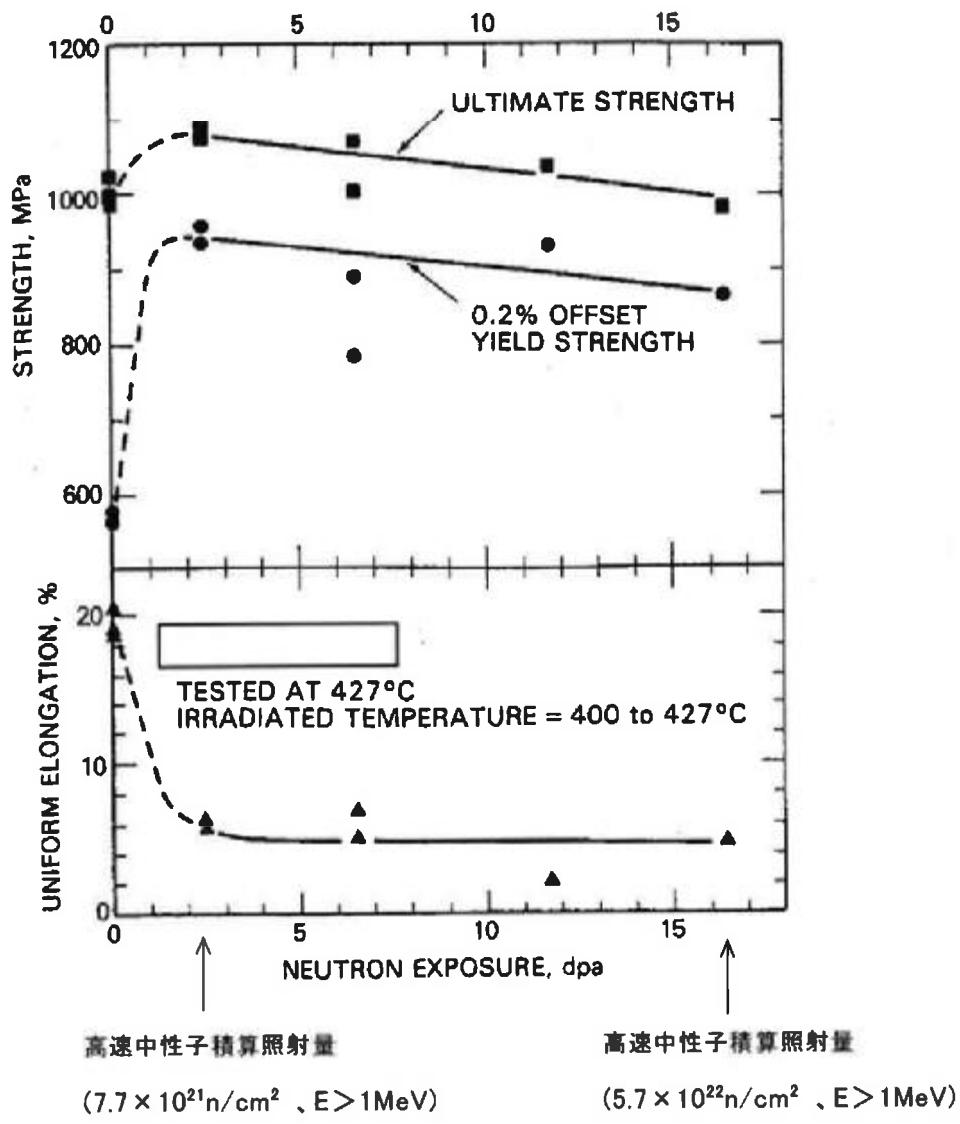


図 5-3 の照射による引張性質の変化[44]
(照射温度 400~427°C、試験温度 427°C)

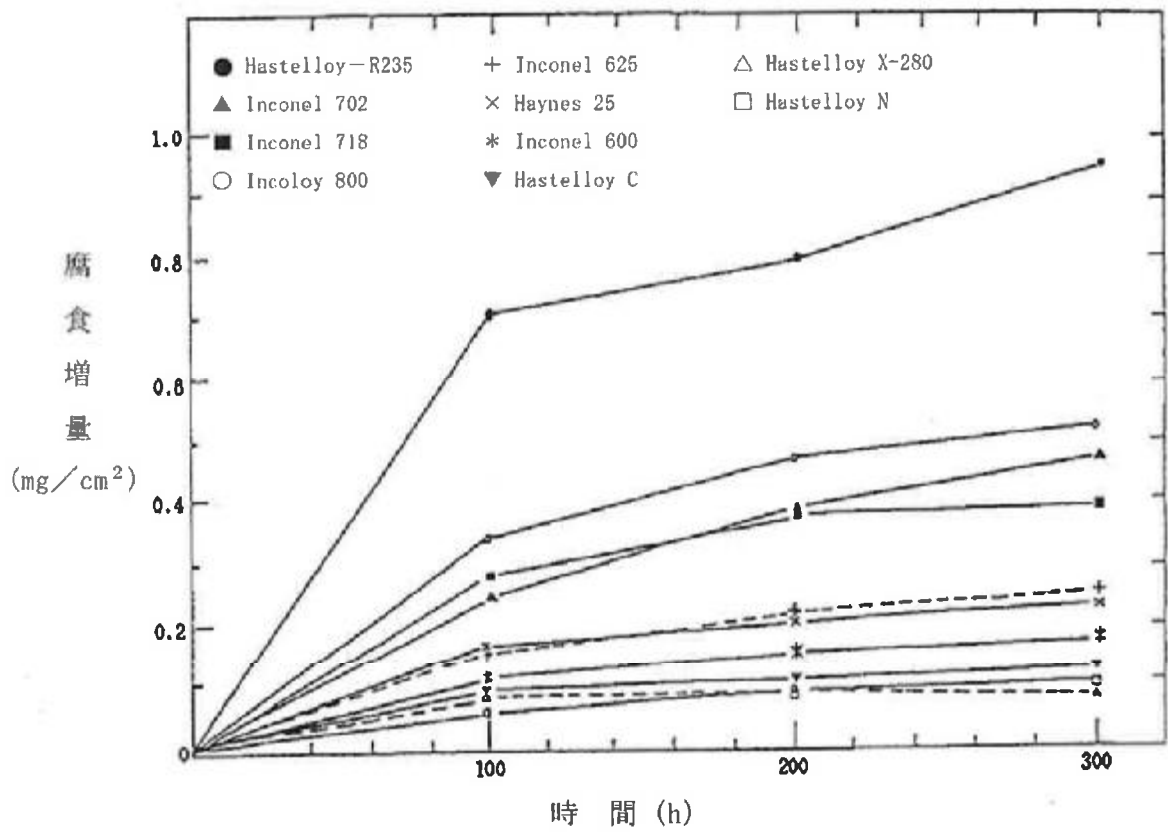


図 5-4 ニッケル基合金の腐食増量(815°C)[41]

6. ニッケル・クロム・鉄合金 ()

クランプスクリュー材は、MOX 燃料集合体と二酸化ウラン燃料集合体と同じであるため、下記の MOX 燃料集合体の設計評価における取り扱いは二酸化ウラン燃料集合体と同じである。

6.1 耐熱性

() の融点約 1,350℃である[43]。() はクランプスクリューに使用されるが、炉心内での使用温度は最大約 350℃であるため、プラントの使用条件の下で融融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で融融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

6.2 耐放射線性

() の金属組織はステンレス鋼と同等であり、使用条件も同じであることから、照射による機械的性質への影響は次に述べるステンレス鋼と同等と考えられる。

よって、強度計算においては、ステンレス鋼と同様に、機械的性質の照射による影響を考慮しない。

6.3 耐腐食性

() のようなニッケル基合金では、高温水中で材料の表面に緻密な酸化膜が生じ、これが腐食の進行を防止する。例えば() を 815℃のヘリウム水蒸気混合ガスで酸化させても 300 時間で酸化の進行は抑制される。図 5-4 に示すように腐食増量は約 0.2mg/cm² で著しい変化がなくなる傾向にある[41]。炉内使用時の温度はこれより低いので腐食増量も更に少ないと考えられる。したがって、腐食増量が少ないことから、() の腐食挙動を設計評価では考慮していない。

7. オーステナイト系ステンレス鋼

オーステナイト系ステンレス鋼(以下、「ステンレス鋼」と称する。)を用いた上部ノズル等の部品は、MOX 燃料集合体と二酸化ウラン燃料集合体と同じであるため、下記の MOX 燃料集合体の設計評価における取り扱いは二酸化ウラン燃料集合体と同じである。

7.1 耐熱性

ステンレス鋼の融融点は約 1,400℃以上である[9]。ステンレス鋼は上部ノズル、下部ノズル、上部プレナムコイルばね、押さえ板、連結棒、スリーブ、リベット、上部リングナット、シンプルスクリュー及びロッキングカップに使用されるが、炉心内での使用温度は最大約 350℃であり、融融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で融融や材質変化が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

7.2 耐放射線性

ステンレス鋼が高速中性子の照射を受けると、図 7-1[44]に示すように耐力が増加し、伸びが減少する傾向を示す。また、図 7-2[44]に示すように引張強さについても増加する傾向を示す[9]。

また、ステンレス鋼は本申請の燃料集合体の使用範囲まで高速中性子照射を受けても十分な延性を有する[44][45]。

したがって、MOX ペレットの採用により、高速中性子束の割合が増加することを考慮しても、使用条件下においては、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮したステンレス鋼の強度及び延性を設計評価では考慮していない。

7.3 耐腐食性

ステンレス鋼は高温水中で極めて優れた耐腐食性を有する材料である。

その腐食量は、図 7-3[46] に示すように 300℃の高温水では表面処理にかかわらず初期の約 2,000 時間でその表面に強固で、かつ緻密な酸化被膜が形成され、それ以後の腐食が抑制される。

5 年間の使用時の腐食増量は図 7-4[46]より推定すると約 0.4mg/cm² であり*、燃料集合体の各部に使用するステンレス鋼材の強度には影響を及ぼさないと考えられる。

*図 7-4 の縦軸は、その時間までの月当たりの平均腐食率を計算した結果を表しており、5 年間(43,800hr)での平均腐食率をみると、約 0.6mg/dm²・month であることから 5 年間の増量は、0.6mg/dm²・month×5 年×12 月 =36mg/dm²=0.36mg/cm²=約 0.4mg/cm²となる。このときの酸化膜厚さは約 2.5 μm となり、腐食により金属部の肉厚は減少するが、上記の酸化膜厚を金属部の減肉量に換算すると約 0.5 μm に相当する。

また、PWR の 1 次冷却材中の塩素イオン濃度を 0.05ppm 以下、溶存酸素濃度を 5ppb 以下と低く管理し、かつ pH の調整を行う等ステンレス鋼の腐食を抑制するように配慮しており、このような条件下では図 7-5 に示すようにステンレス鋼で応力腐食割れはないと考えられる。したがって、ステンレス鋼で応力腐食割れを発生させないようにプラントの運転管理で考慮していることから、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

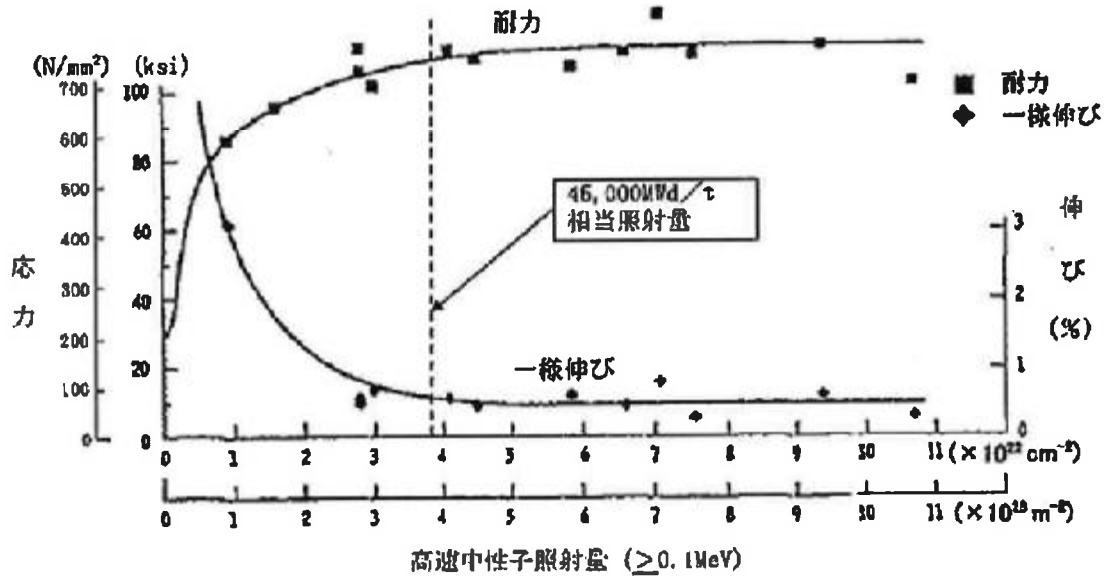


図 7-1 SUS304 鋼の照射による機械的性質の変化[44]
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)

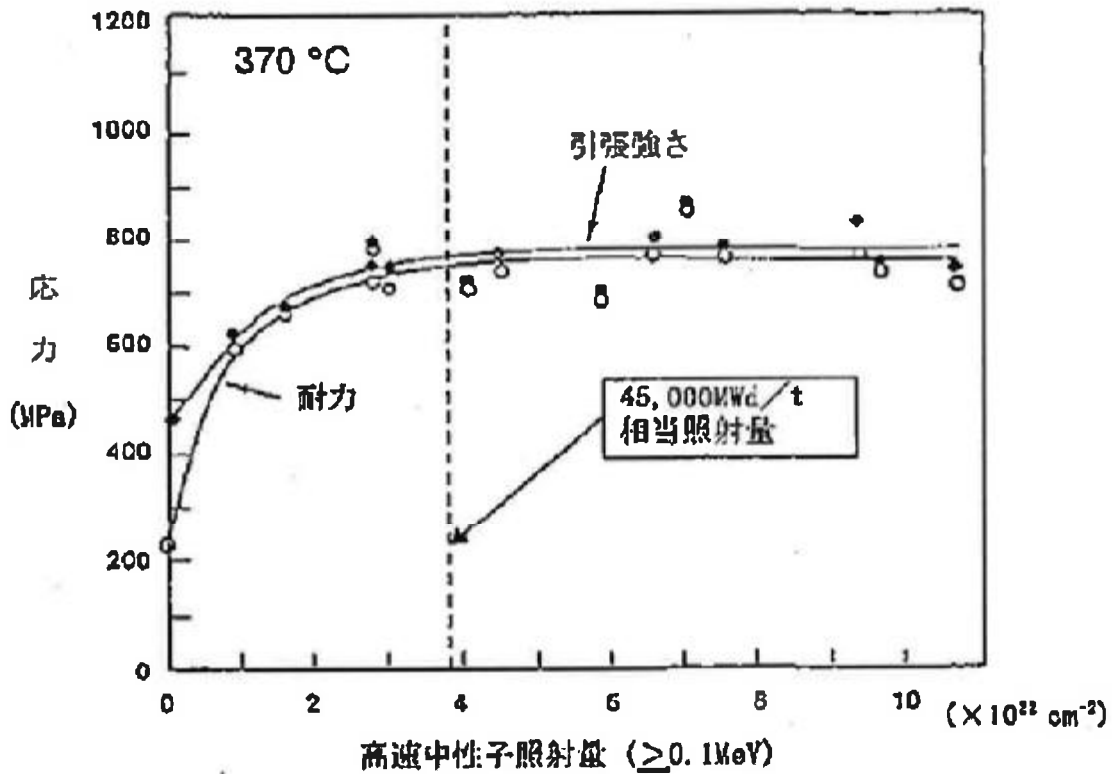


図 7-2 SUS304 鋼の照射による機械的性質の変化[44]
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)

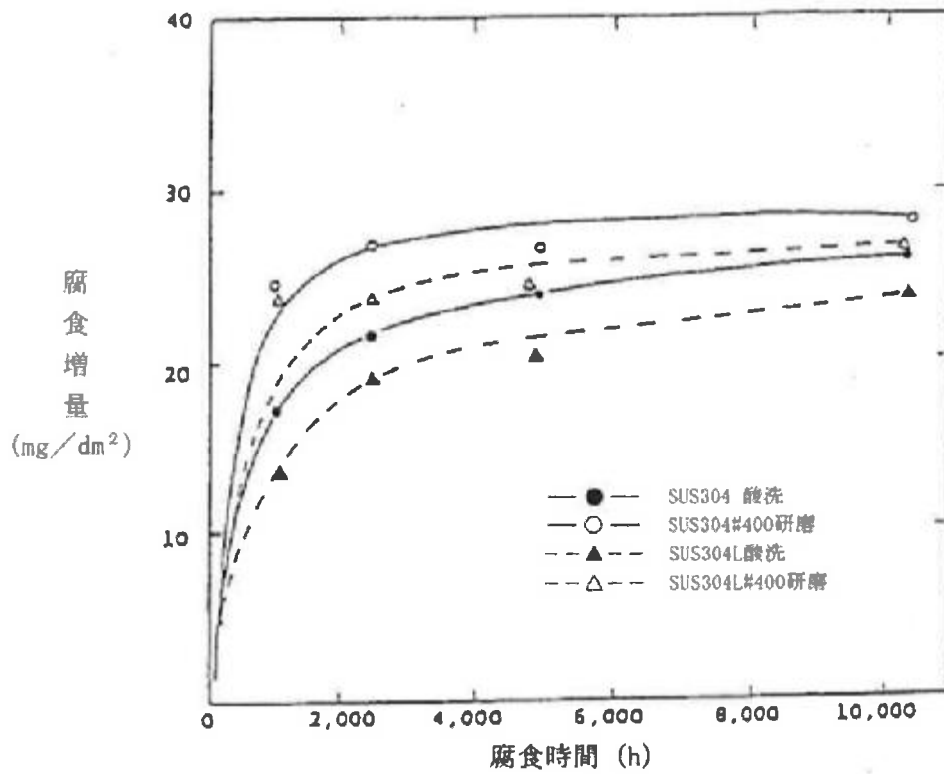


図 7-3 SUS304 鋼の高温水中腐食(試験温度 300°C)[46]

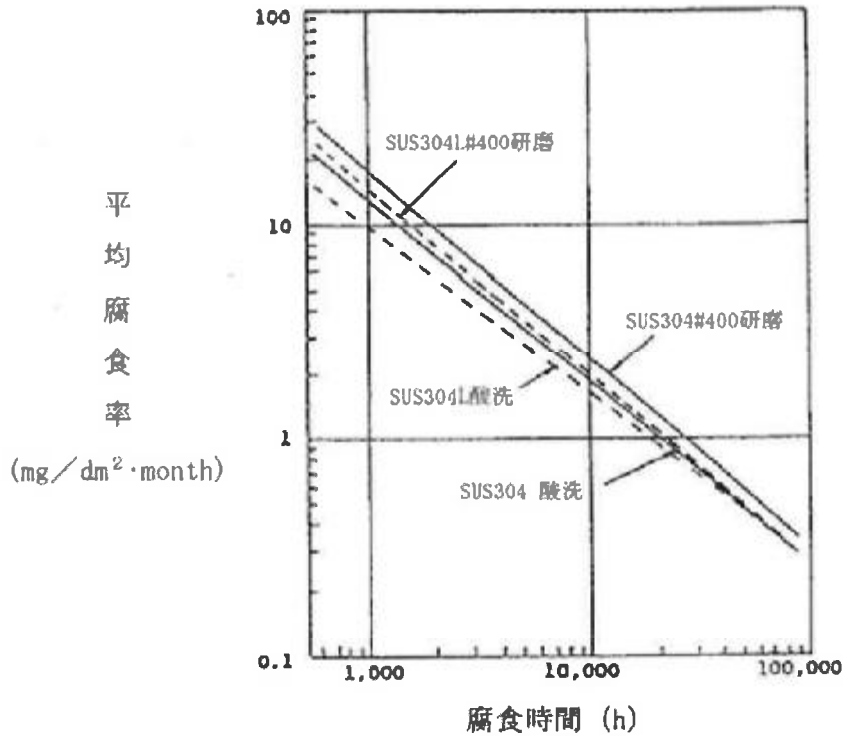


図 7-4 SUS304 鋼の溶存酸素を含まない 300°C の 0.92% ホウ酸水中における平均腐食率[46]

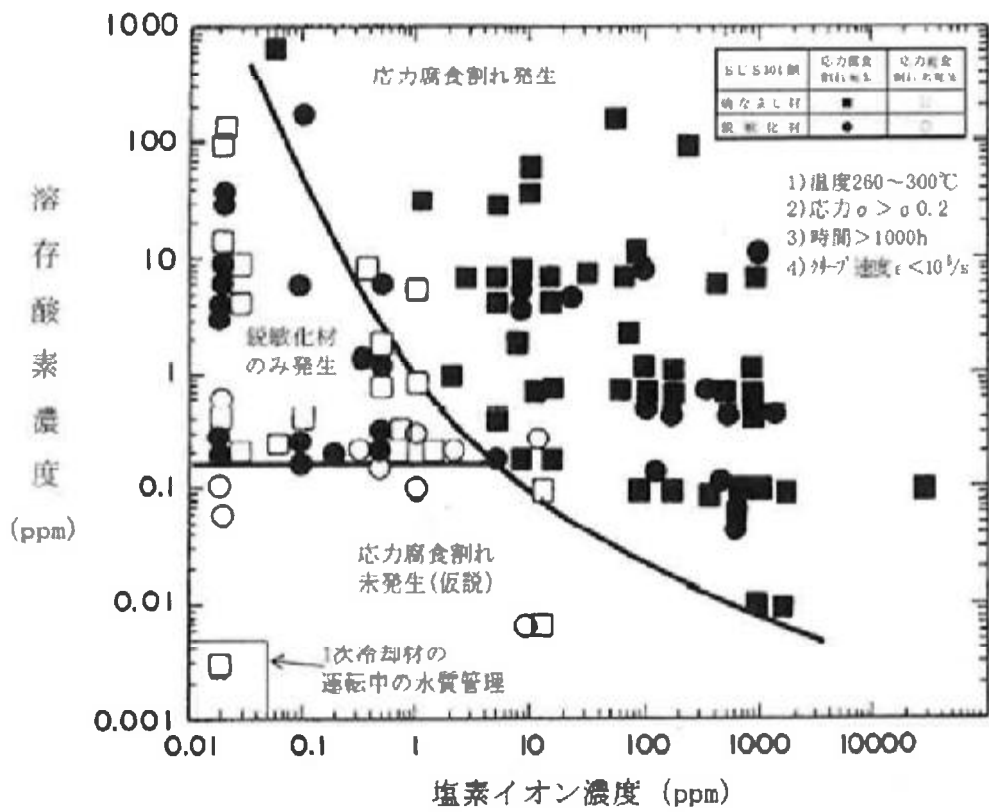


図 7-5 SUS304 鋼の応力腐食割れ発生におよぼす塩素イオン濃度及び溶存酸素濃度の限界量[47]

8. 参考文献

- [1] NUREG0002 Vol.3
- [2] 大森 他, “高速炉照射燃料(U,Pu)O₂の融点測定(II)”, (社)日本原子力学会「昭和60分科会」G4, Nov.1985
- [3] NSRR 実験プロGRESS・レポート17, JAERI-M89-097(1989)
- [4] WASH-1303, April 1974, “TECHNICAL REPORT ON EFFECTS OF PLUTONIUM UTILIZATION ON THE PERFORMANCE OF LIGHT WATER REACTORS”
- [5] (財)原子力発電技術機構, “平成12年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書(1/3 炉心混合酸化燃料照射試験編)”, 平成13年3月
- [6] (財)原子力安全研究協会 “軽水炉燃料のふるまい 実務テキストシリーズ No.3”, 平成10年7月
- [7] P.Blanpain, et al., “MOX Fuel Experience: Current status and Future Improvements”, ANS 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance, Orland, Florida, September, 2004
- [8] Y.Guerin et al., “Microstructure Evolution and in Reactor Behaviour of MOX Fuel”, International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City, Utah (2000)
- [9] ステンレス協会編, ステンレス鋼便覧 第3版, 日刊工業新聞社
- [10] 三島ら, “加圧水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験”, 日本原子力学会誌, Vol.31, No.10 (1989)
- [11] 「最新核燃料工学—高度化の現状と展望—」, 日本原子力学会編, 2001年6月, (4.2.1.2.2章 燃料・被覆管化学的相互作用, p198-200)
- [12] J. Belle, “Uranium Dioxide: Properties and Nuclear Applications”, USAEC (1961)
- [13] (財)原子力発電技術機構, “平成13年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書(PWR 高燃焼度燃料 総合評価編)”, 平成14年3月
- [14] C.T.Walker et al., “Further Observations on OCOM MOX Fuel : Microstructure in the Vicinity of the Pellet Rim and Fuel-Cladding Interaction”, J.Nucl.Mater.245,1997
- [15] 市川達生ら, “わが国におけるMOX燃料の照射実証及び照射後試験”, 日本原子力学会誌, Vol.39, No.2, 1997, p93-111
- [16] 生澤佳久ら, “高燃焼度MOX燃料集合体の照射後試験(6) —被覆管の腐食と機械強度—”, (社)日本原子力学会「2004年秋の大会」G47
- [17] 長谷川正義, 三島良績監修, “原子炉材料ハンドブック”, 日刊工業新聞社

- [18] 日本原子力学会「1995 春の年会」予稿集 L45, 「高温高压水中における未照射ペレットの腐食挙動」, (1995 年 3 月 28~30 日, 東工大)
- [19] 原子燃料工業, “MOX 燃料の機械設計”, NFK-8100 改 3 (1998)
- [20] F.U.Schlemmer et al., “Status of Irradiation Experience With Recycled Fuel Materials In The FRG For Siemens/KWU Type Fuel Assemblies”, IAEA Cadarache 1989
- [21] P.Blanpain, et al., “RECENT RESULTS FROM THE IN REACTOR MOX FUEL PERFORMANCE IN FRANCE AND IMPROVEMENT PROGRAM”
- [22] R.Weston et al., “Progress on SBR MOX Fuel Development”, TopFuel 2001, 2001
- [23] R.J.White et al., “Measurement and analysis of fission gas release from BNFL’s SBR MOX fuel”, J. Nucl. Mat., 288 (2001) p43-56
- [24] T.Mishima et al., “Thermal and Mechanical Behaviours of MOX Fuel Rods”, IAEA TCM on Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels, Cadarache, France (1989)
- [25] M.Billaux et al., “Production of Helium in UO₂-PuO₂ Mixed Oxide Fuel”, IWGFPT-32 (1989)
- [26] D.Haas, “Status of the PRIMO MOX Fuel Research and Development Programme”, International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon (1991)
- [27] 原子燃料工業, “原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の改良因子について”, NFK-8116 改 5 (2005)
- [28] S.T. Mahmood et al., “Post-Irradiation Characterization of Ultra-High-Fluence Zircaloy-2 Plate”, ASTM STP 1354, 2000
- [29] J.BAI et al., “Effect of Hydrides on the Ductile-brittle Transition in Stress-relieved, Recrystallized and β Treated Zircaloy-4”
- [30] (財)原子力発電技術機構, 平成 11 年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料 総合評価編), 平成 12 年 3 月
- [31] E.Hillner, “Corrosion of Zirconium-Base Alloys - An Overview”, Zirconium in the Nuclear Industry:3rd International Conference, ASTM STP 633, 1977, p211-235
- [32] T.A.Coleman, “Qualification of the B&W Mark B Fuel Assembly for High Burnup”, DOE/ET/34212-33
- [33] L.W.Newman, “Development of an Advanced Extended-Burnup Fuel Assembly Design Incorporating Urania-Gadolinia”, DOE/ET/34212-49
- [34] M.G.Balfour, et, al., “BR-3 High Burnup Fuel Rod Hot Cell Program”, Final Report, WCAP-10238 (1982)
- [35] 三菱重工株式会社, “三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 炉心における MOX 燃料機械設計”, MHI-NES-1032 改 1, 平成 16 年 10 月

- [36] W.A.Franks and L.Geller, "The Benefit of Extended Burnup in Fuel Cycle Cost", SAND 86-7089 (1986)
- [37] Technical Bulletin "Inconel Alloy 718" International Nickel Co.
- [38] Technical Bulletin "Huntington Alloys Handbook", Huntington Alloy Co.
- [39] W. J. Mills, "Effect of irradiation on the fracture toughness of Alloy 718 plate and weld", Journal of Nuclear Materials 199 (1992), p68-78
- [40] A. F. Rowcliffe et al., "Environmental Effects on Cladding Mechanical Properties", Trans.AM.Nucl.Soc. V38, p266~267 (1981)
- [41] T. T. Claudson, R. E. Westerman, "An Evaluation of the Corrosion Resistance of Several High Temperature Alloys for Nuclear Application", BNWL-155 (1965)
- [42]
- [43]
- [44] R. W. Cahn et al., "Materials Science and Technology"
- [45] T. Matsuoka et al., "Intergranular Cracking in Cladding Tube of PWR RCCA Rodlets", The Sixth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems- Water Reactors, August 1-5, 1993 San Diego, California
- [46] T. Maekawa and M. Kagawa, "Corrosion of Stainless Steels in High-Temperature Boric Acid Solutions", Corrosion Engineering, Vol.17, No.3 (1968)
- [47] A. John Sedriks, "Corrosion of Stainless Steels" 1979

資料4 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

資料 4 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 4-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 4-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

資料 4 - 1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T3-添 4-1-1
2. 基本方針	T3-添 4-1-1
3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等	T3-添 4-1-3
3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）	
.....	T3-添 4-1-3
3.1.1 設計に係る組織	T3-添 4-1-4
3.1.2 工事及び検査に係る組織	T3-添 4-1-4
3.1.3 調達に係る組織	T3-添 4-1-4
3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査	T3-添 4-1-7
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用	T3-添 4-1-7
3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査	T3-添 4-1-7
3.3 設計に係る品質管理の方法	T3-添 4-1-10
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	T3-添 4-1-10
3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	T3-添 4-1-10
3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証	T3-添 4-1-12
3.3.4 設計における変更	T3-添 4-1-22
3.4 工事に係る品質管理の方法	T3-添 4-1-22
3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）	T3-添 4-1-22
3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	T3-添 4-1-23
3.5 使用前事業者検査の方法	T3-添 4-1-24
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項	T3-添 4-1-24
3.5.2 使用前事業者検査の計画	T3-添 4-1-24
3.5.3 検査計画の管理	T3-添 4-1-28
3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	T3-添 4-1-28
3.5.5 使用前事業者検査の実施	T3-添 4-1-28
3.6 設工認における調達管理の方法	T3-添 4-1-33
3.6.1 供給者の技術的評価	T3-添 4-1-33
3.6.2 供給者の選定	T3-添 4-1-33
3.6.3 調達製品の調達管理	T3-添 4-1-33
3.6.4 請負会社他品質監査	T3-添 4-1-37
3.6.5 設工認における調達管理の特例	T3-添 4-1-37
3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ	T3-添 4-1-38

3.7.1	文書及び記録の管理	T3-添 4-1-38
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	T3-添 4-1-42
3.8	不適合管理	T3-添 4-1-42
4.	適合性確認対象設備の施設管理	T3-添 4-1-43
4.1	使用開始前の適合性確認対象設備の保全	T3-添 4-1-43
4.1.1	工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備	T3-添 4-1-43
4.1.2	設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備	T3-添 4-1-43
4.2	使用開始後の適合性確認対象設備の保全	T3-添 4-1-43
様式-1	本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 (例)	T3-添 4-1-45
様式-2(1/2)	設備リスト (例) (設計基準対象施設)	T3-添 4-1-46
様式-2(2/2)	設備リスト (例) (重大事故等対処設備)	T3-添 4-1-47
様式-3	技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 (例)	T3-添 4-1-48
様式-4(1/2)	施設と条文の対比一覧表 (例) (設計基準対象施設)	T3-添 4-1-49
様式-4(2/2)	施設と条文の対比一覧表 (例) (重大事故等対処設備)	T3-添 4-1-50
様式-5	設工認添付書類星取表 (例)	T3-添 4-1-51
様式-6	各条文の設計の考え方 (例)	T3-添 4-1-52
様式-7	要求事項との対比表 (例)	T3-添 4-1-53
様式-8	基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 (例)	T3-添 4-1-54
様式-9	適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績 (設備関係) (例)	T3-添 4-1-55
添付 1	当社におけるグレード分けの考え方	T3-添 4-1-56
添付 2	技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方	T3-添 4-1-65
添付 3	設工認における解析管理について	T3-添 4-1-67
添付 4	当社における設計管理・調達管理について	T3-添 4-1-74

1. 概要

本資料は、設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）に基づき、設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画、並びに、工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

本資料では、設工認における、「設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」及び「工事に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」を、以下のとおり説明する。

(1) 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画

「設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」として、以下に示す2つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの方法により行った管理の具体的な実績を、様式-1「本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）」（以下「様式-1」という。）に取りまとめる。

- a. 実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認対象設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成
- b. 前項 a で作成した条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計（作成した条文ごとの基本設計方針に対し、工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合に必要な設備の設計を含む。）

これらの設計に係る記載事項には、設計の要求事項として明確にしている事項及びその審査に関する事項、設計の体制として組織内外の相互関係、設計・開発の各段階における審査等に関する事項並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(2) 工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画

「工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」として、設工認申請（届出）時点で設置されている設備、工事を継続又は完了している設備を含めた設工認対象設備の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「3.4 工事に係る品質管理の方法」及び「3.5 使用前事業者検査の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を、様式-1に取りまとめる。

工事及び検査に係る記載事項には、工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びその審査に関する事項、工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（使用前事業者検査の独立性、資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。）、工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視測定、妥当性確認及び検査等に関する事項（記録、識別管理、トレーサビリティ等に関する事項を含む。）並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(3) 設工認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備は、必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり、その維持の管理の方法について「4. 適合性確認対象設備の施設管理」で記載する。

(4) 設工認で記載する設計、工事及び検査以外の品質保証活動

設工認に必要な設計、工事及び検査は、設工認品質管理計画に基づく品質マネジメントシステム体制のもとで実施するため、上記以外の責任と権限、原子力安全の重視、必要な要員の力量管理を含む資源の管理及び不適合管理を含む評価及び改善については、「高浜発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に従った管理を実施する。

また、当社の品質保証活動は、安全文化醸成活動と一体となった活動を実施している。

3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、品質マネジメントシステム及び保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき実施する。

また、特定重大事故等対処施設にかかわる秘匿性を保持する必要がある情報については以下の管理を実施する。

(1) 秘密情報の管理

「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイドにおける航空機等の特性等」（平成26年9月18日原子力規制委員会）及び同ガイドを用いて作成した情報を含む文書（以下、「秘密情報」という。）については、秘密情報の管理に係る管理責任者を指定し、秘密情報を扱う者（以下、「取扱者」という。）の名簿での登録管理を実施する。また、秘密情報を含んだ電子データは取扱者以外の者のアクセスを遮断するためパスワードの設定等を実施する。

(2) セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理

上記(1)以外の特定重大事故等対処施設に関する情報を含む文書については、業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理する。また、特定重大事故等対処施設に係る調達の際、当該情報を含む文書等について業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理することを要求する

以下に、設計、工事及び検査、調達管理等のプロセスを示す。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設工認に基づく設計、工事及び検査は、第3.1-1図に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また、設計（「3.3 設計に係る品質管理の方法」）、工事（「3.4 工事に係る品質管理の方法」）、検査（「3.5 使用前事業者検査の方法」）並びに調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を第3.1-1表に示す。

第3.1-1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、担当する設備に関する設計、工事及び検査並びに調達について、責任と権限を持つ。

各主任技術者は、それぞれの職務に応じた監督を行うとともに、相互の職務について適宜情報提供を行い、意思疎通を図る。

設計から工事及び検査への設計結果の伝達、当社から供給者への情報伝達など、組織内外や組織間の情報伝達については、設工認に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

設工認に基づく設計は、第3.1-1表に示す主管箇所のうち、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に係る箇所が設計を主管する組織として実施する。

この設計に必要な資料の作成を行うため、第3.1-1図に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

設工認に基づく工事は、第3.1-1表に示す主管箇所のうち、「3.4 工事に係る品質管理の方法」に係る箇所が工事を主管する組織として実施する。

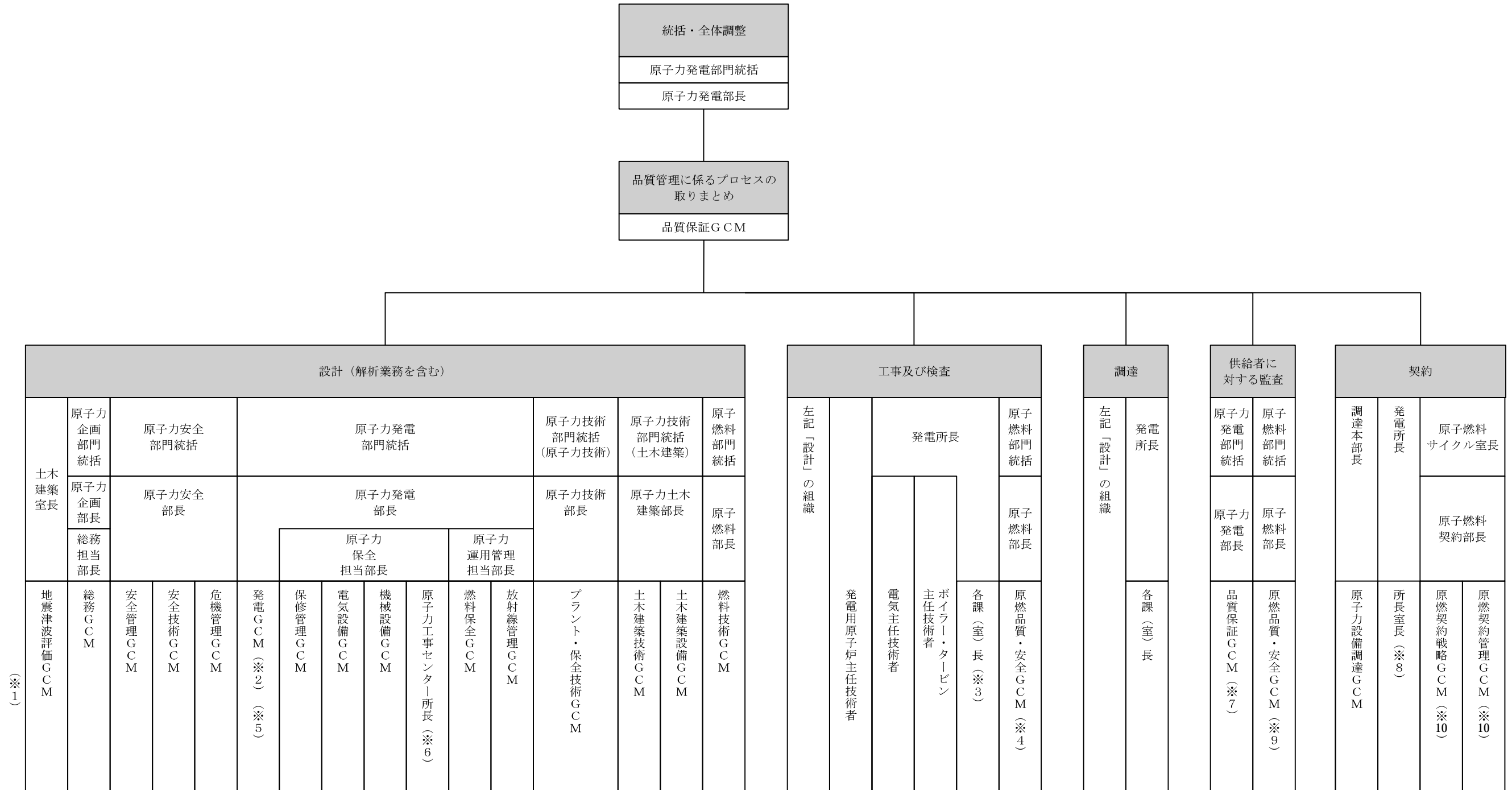
設工認に基づく検査は、第3.1-1表に示す主管箇所のうち、「3.5 使用前事業者検査の方法」に係る箇所が検査を担当する組織として実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.3 調達に係る組織

設工認に基づく調達は、第3.1-1表に示す本店組織及び発電所組織の調達を主管する箇所を実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計、工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。



(※1)

- ※1：「G」は「グループ」、「CM」は「チーフマネジャー」をいう。
- ※2：検査（主要な耐圧部の溶接部、燃料体を除く。）に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長（発電所組織においては、技術課長とする。）
- ※3：主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長
- ※4：燃料体検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長
- ※5：設工認申請書の提出手続きを主管する箇所の長
- ※6：設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長（設計における変更において原子力工事センター所長が設計を主管する箇所とならない場合は、当該変更に係る設計を主管する箇所の長の代表者とする。）
- ※7：定期的な請負会社品質監査以外の監査においては、各GCM、センター所長又は各課(室)長
- ※8：これ以外の箇所で行う契約においては、各GCM、センター所長又は各課(室)長
- ※9：原子燃料関係の調達先の監査
- ※10：原子燃料関係の契約

第3.1-1図 適合性確認に関する体制表

第3.1-1表 設計及び工事の実施の体制

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.4 3.5	工事に係る品質管理の方法 使用前事業者検査の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 品質保証室 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 発電室 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.6	設工認における調達管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設工認における設計は、設工認申請（届出）時点で設置されている設備を含めた設工認対象設備に対し、第3.2-1表に示す「設工認における設計、工事及び検査の各段階」に従って技術基準規則等の要求事項への適合性を確保するために実施する工事の設計である。

この設計は、設工認品質管理計画「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）に示すグレード分けに従い管理を実施する。

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

設工認における設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第3.2-1表に示す。

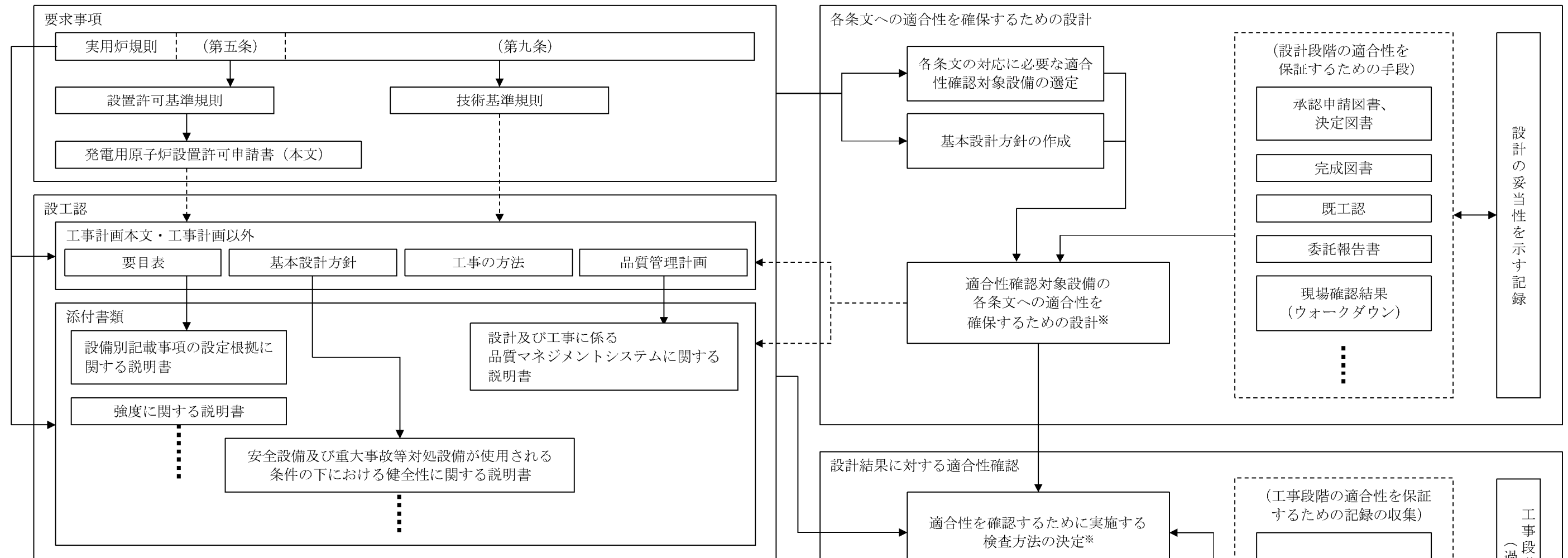
また、適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを第3.2-1図に示す。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。

なお、設計の各段階におけるレビューについては、第3.1-1表に示す設計及び工事を主管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第3.2-1表における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。



※：基準適合を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表

発電用原子炉施設の種類			項目番号	1			～
〇〇施設			基本設計方針	～に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。			～
			要求種別	評価要求			～
設備区分	機器区分	関連条文	設備名称	設工認設計結果 (上：要目表/設計方針) (下：記録等)	設備の具体的設計結果 (上：設計結果) (下：記録等)	確認方法	～
～設備	ポンプ	〇〇条	恒設代替 低圧注水ポンプ	設置許可で確認した地盤上の〇〇建屋内に設置	...	据付検査 ...	～
					～
...	～

第 3.2-1 図 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	— 適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	— 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理

※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。

3.3 設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計として、「要求事項の明確化」、「適合性確認対象設備の選定」、「基本設計方針の作成」及び「適合性を確保するための設計」、「設計のアウトプットに対する検証」の各段階を実施する。

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設計を主管する箇所の長は、以下の事項により、設工認に必要な要求事項を明確にする。

- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された「高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）
- ・技術基準規則

また、必要に応じて以下を参照する。

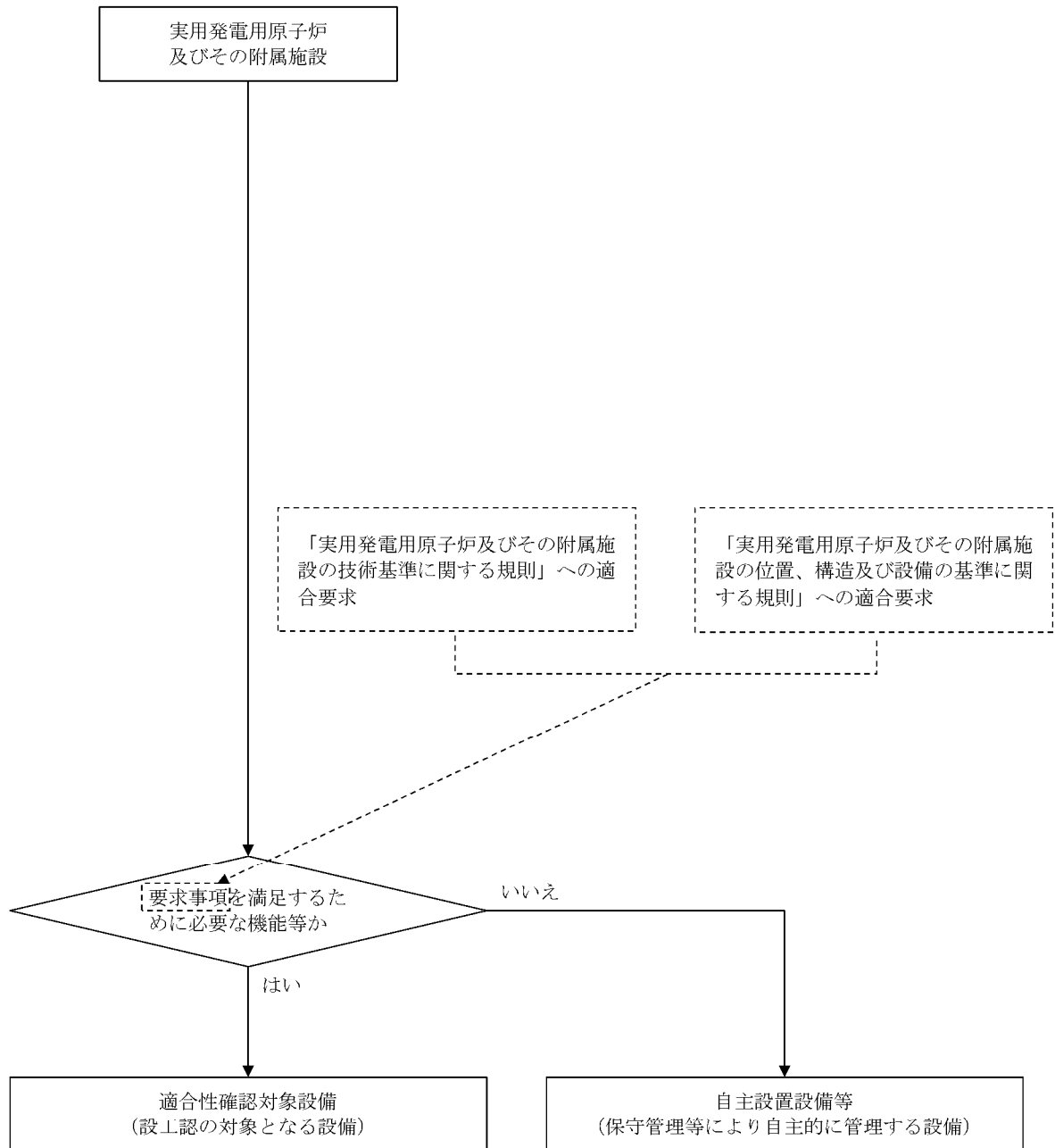
- ・許可された設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対する技術基準規則への適合性を確保するため、設置変更許可申請書に記載されている設備及び技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統又は構成で必要となる設備を含めた適合性確認対象設備として以下に従って抽出する。

適合性確認対象設備を明確にするため、設工認に関連する工事において追加・変更となる設備・運用のうち、設工認の対象となる設備・運用を、要求事項への適合性を確保するために実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を考慮しつつ第3.3-1図に示すフローに基づき抽出する。

抽出した結果を様式-2(1/2)～(2/2)「設備リスト（例）」（以下「様式-2」という。）の該当する条文の設備等欄に整理するとともに、設備／運用、既設／新設、要求事項に対して必須の設備・運用の有無、実用炉規則 別表第二の記載対象設備に該当の有無、既工認での記載の有無、実用炉規則 別表第二に関連する施設区分／設備区分及び設置変更許可申請書添付八主要設備記載の有無を明確にする。



第3.3-1図 適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

- ・「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
- ・「設計2」として、「設計1」の結果を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
- ・「設計1」及び「設計2」の結果を用いて、設工認に必要な書類等を作成する。
- ・「設計のアウトプットに対する検証」として、「設計1」及び「設計2」の結果について、検証を実施する。

これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

設計を主管する箇所の長は、様式-2で整理した適合性確認対象設備に対する詳細設計を「設計2」で実施するに先立ち、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、以下により適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに、技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

- (a) 技術基準規則の条文ごとに各施設との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を、様式-3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）」（以下「様式-3」という。）の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。
- (b) 様式-3に取りまとめた結果を、様式-4(1/2)～(2/2)「施設と条文の対比一覧表（例）」（以下「様式-4」という。）の該当箇所の星取りにて取りまとめることにより、施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。
- (c) 様式-2で明確にした適合性確認対象設備を実用炉規則別表第二の設備区分ごとに、様式-5「設工認添付書類星取表（例）」（以下「様式-5」という。）で機

器として整理する。

また、様式-4で取りまとめた結果を用いて、設備ごとに適用される技術基準規則の条番号を明確にし、技術基準規則の各条番号と設工認との関連性を含めて、様式-5で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

設計を主管する箇所の長は、以下により、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し、漏れなく適用していくための基本設計方針を技術基準規則の条文ごとに作成する。

なお、基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方を添付2「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

- (a) 様式-7「要求事項との対比表（例）」（以下「様式-7」という。）に、基本設計方針の作成に必要な情報として、技術基準規則の各条文及びその解釈、並びに関係する設置変更許可申請書本文及びその添付書類に記載されている内容を原文のまま引用し、その内容を見ながら、設計すべき項目を基本設計方針として漏れなく作成する。
- (b) 基本設計方針の作成に併せて、基本設計方針として記載する事項及びそれらの設工認申請書の添付書類作成の考え方（理由）、基本設計方針として記載しない場合の考え方、並びに詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則別表第二に示された添付書類との関係を明確にし、それらを様式-6「各条文の設計の考え方（例）」（以下「様式-6」という。）に取りまとめる。
- (c) (a)及び(b)で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式-7及び基本設計方針作成時の考え方を整理した様式-6、並びに各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式-4を用いて、施設ごとの基本設計方針を作成する。
- (d) 作成した基本設計方針を基に、抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な設工認申請書の添付書類との関連性を様式-5で明確にする。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

設計を主管する箇所の長は、様式-2で整理した適合性確認対象設備に対し、変更があった要求事項への適合性を確保するための詳細設計を、「設計1」の結果を用いて実施する。

a. 基本設計方針の整理

設計を主管する箇所の長は、基本設計方針（「3.3.3(1) 基本設計方針の作成」参照）に基づく設計の実施に先立ち、基本設計方針に従った設計を漏れなく実施するため、基本設計方針の内容を以下の流れで分類し、技術基準規則への適合性の確保が必要な要求事項を整理する。

- (a) 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。
- (b) 整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。
- (c) 抽出したキーワードを基に要求事項を第3.3-1表に示す要求種別に分類する。
- (d) 分類した結果を、設計項目となるまとまりごとに、様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」（以下「様式-8」という。）の「基本設計方針」欄に整理する。
- (e) 設工認の設計に不要な以下の基本設計方針を、様式-8の該当する基本設計方針に網掛けすることにより区別し、設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。
 - ・定義（基本設計方針で使用されている用語の説明）
 - ・冒頭宣言（設計項目となるまとまりごとの概要を示し、冒頭宣言以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの）
 - ・規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針（既設設備のうち、過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており、様式-4及び様式-5で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針）
 - ・適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針（当該適合性確認対象設備に適用されず、設計が不要となる基本設計方針）

- b. 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（対象設備の仕様を含む。）

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために、以下により、必要な詳細設計を実施する。

また、具体的な設計の流れを第3.3-2図に示す。

- (a) 第3.3-1表に示す「要求種別」ごとの「主な設計事項」に示す内容について、「3.7.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書等の記録をインプットとして、基本設計方針に対し、適合性確認対象設備が技術基準規則等への必要な設計要求事項の適合性を確保するために必要な詳細設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む。）を定めるための設計を実施する。

(b) 様式-6で明確にした詳細な検討を必要とした事項を含めて詳細設計を実施するとともに、以下に該当する場合は、その内容に従った詳細設計を実施する。

イ. 評価を行う場合

詳細設計として評価（解析を含む。）を実施する場合は、基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定めた上で、評価を実施する。

また、評価の実施において、解析を行う場合は、「3.3.3(2)c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理により品質を確保する。

ロ. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は、兼用するすべての機能を踏まえた設計を確実に実施するため、組織間の情報伝達を確実に実施し、兼用する機能ごとの系統構成を把握し、兼用する機能を集約した上で、兼用するすべての機能を満たすよう設計を実施する。

ハ. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は、設計が行われることを確実にするために、組織間の情報伝達を確実に実施し、設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち、設計を委ねた側においても、その設計結果を確認する。

ニ. 他号機と共用する設備の設計を行う場合

他号機と共用する設備の設計を行う場合は、設計が確実に行われることを確実にするため、組織間の情報伝達を確実に実施し、号機ごとの設計範囲を明確にし、必要な設計が確実に行われるよう管理する。

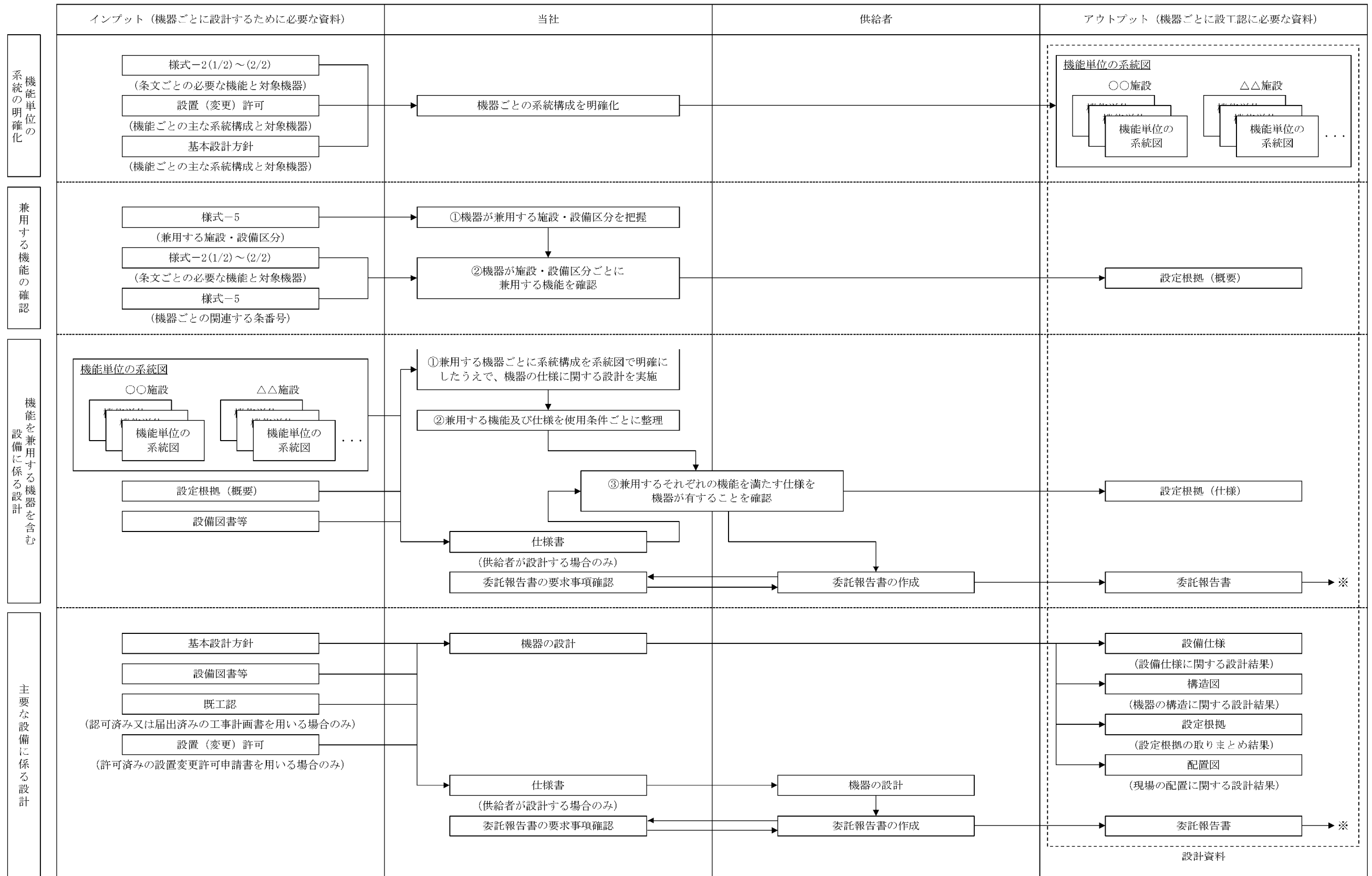
上記イ～ニの場合において、設計の妥当性を検証し、詳細設計方針を満たすことを確認するために検査を実施しなければならない場合は、条件及び方法を定めた上で実施する。

また、これらの設計として実施したプロセスを様式-1に取りまとめるとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

(c) 第3.3-1表に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については、基本設計方針を作成した箇所の長にて、保安規定に必要な対応を取りまとめる。

第3.3-1表 要求種別ごとの適合性の確保に必要な主な設計事項と
その妥当性を示すための記録との関係

要求種別		主な設計事項		設計方針の妥当性を示す記録	
設備	設計要求	設置要求	目的とする機能・性能を有する設備の選定 配置設計	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面、構造図、仕様書） 等	
		機能要求	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成	設置変更許可申請書の記載を基にした、実際に使用する系統構成・設備構成の決定	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 系統図 設備図書（図面、構造図、仕様書） 等
			目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて）	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面、構造図、仕様書） インターロック線図 算出根拠（計算式等） カタログ 等
		評価要求	対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることの確認のための解析（耐震評価、耐環境評価）	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む。） 解析計画（解析方針） 委託報告書（解析結果） 手計算結果 等
運用	運用要求	保安規定で定める必要がある運用方法とそれに基づく計画	維持又は運用のための計画の作成	—	



※：委託報告書の図面等を設計のインプットとして使用する場合は、当社が承認したのち、設備図書等として取り扱う。
 また、供給者が工事にて設計を実施した場合は、委託報告書を総括報告書に読み替える。

第 3.3-2 図 主要な設備の設計

c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の際は、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、以下の活動を実施し、品質を確保する。

(a) 調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は、解析結果の信頼性を確保するため、設工認品質管理計画に基づく品質保証活動を行う上で、特に以下の点に配慮した活動を実施し、品質を確保する。

イ. 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の信頼性を確保するために、供給者に対し、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成26年3月 一般社団法人原子力安全推進協会）」を反映した以下に示す管理を確実にするための品質マネジメントシステム体制の構築等に関する調達要求事項を仕様書により要求し、それに従った品質マネジメントシステム体制のもとで解析を実施させるよう「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。

なお、解析の調達管理に関する具体的な流れを添付3「設工認における解析管理について」の「別図1」に示す。

(イ) 解析業務を実施するに当たり、あらかじめ解析業務の計画を策定し、解析業務実施計画書等により文書化する。

なお、解析業務の計画には、以下に示す事項の計画を明確にする。

- ・解析業務の作業手順（デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。）
- ・使用する計算機プログラムとその検証結果※

※：解析業務実施計画書の作成段階で、使用する計算機プログラムの検証が完了していない場合は、計算機プログラムの検証計画を解析業務実施計画書に記載し当社に提出させ、また計算機プログラム検証後にその結果を当社へ提出させる。

- ・解析業務の実施体制
- ・解析結果の検証
- ・委託報告書の確認
- ・解析業務の変更管理

- ・記録の保管管理

(ロ) 解析業務に係る必要な力量を定めるとともに、従事する要員（原解析者・検証者）は必要な力量を有した者とする。

ロ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用する。

- ・簡易的なモデルによる解析解の検算
- ・標準計算事例を用いた解析による検証
- ・実験又はベンチマーク試験結果との比較
- ・他の計算機プログラムによる計算結果との比較 等

ハ. 解析業務で用いる入力情報の伝達

当社は供給者に対し調達管理に基づく品質マネジメントシステム上の要求事項として、ISO9001の要求事項に従った文書及び記録の管理の実施を要求し、適切な版を管理することを要求する。

これにより、設工認に必要な解析業務のうち、設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で、同じ最新性を確保する。

また、設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は、当社で管理している図面を供給者に提供することで、供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ. 入力根拠の作成

供給者に、解析業務実施計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ、また計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで、入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析

自社で実施する解析（手計算）は、評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で、当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また、実施した解析結果に間違いがないようにするために、入力根拠、入力結果及び解析結果について、解析を実施した者以外の者によるダブルチェックを実施し、解析結果の信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の「設計1」及び「設計2」で取りまとめた様式-8を設計のアウトプットとして、これが設計のインプット（「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、組織の要員に指示する。

なお、この検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

(4) 設工認申請（届出）書の作成

設計を主管する箇所の長は、設工認の設計として実施した「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、実用炉規則別表第二の「記載すべき事項」の要求に従って、必要な事項（種類、主要寸法、材料、個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの基本設計方針のまとめ

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した施設ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を、「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 工事の方法の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備等が、期待される機能を確実に発揮することを示すため、当該工事の手順並びに使用前事業者検査の項目及び方法を記載するとともに、工事中の従事者及び公衆に対する放射線管理や他の設備に対する悪影響防止等の観点から特に留意すべき事項を「工事の方法」として取りまとめる。

d. 各添付書類の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、基本設計方針に対する詳細設計の結果、及び設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6及び様式-7を用いて、実用炉規則別表第二に示された添付書類を作成する。

なお、実用炉規則別表第二に示された添付書類において、解析コードを使用している場合には、添付書類の別紙として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

e. 設工認申請書案のチェック

設計を主管する箇所の長は、作成した設工認申請書案について、要員を指揮して、以下の要領でチェックする。

- (a) 設計を主管する箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。
- (b) チェックの結果としてコメントが付されている場合は、その反映要否を検討し、必要に応じ資料を修正した上で、再度チェックする。
- (c) 必要に応じこれらを繰り返し、設工認申請書案のチェックを完了する。

(5) 設工認申請（届出）書の承認

「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)e. 設工認申請書案のチェック」を実施した設工認申請書案について、設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長は、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、原子力発電安全委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

また、設工認申請書の提出手続きを主管する箇所の長は、原子力発電安全委員会の審議及び確認を得た設工認申請書について、原子力規制委員会及び経済産業大臣への提出手続きを承認する。

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じて修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく具体的な設備の設計の実施及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「3.6 設工認における調達管理の方法」の管理を適用して実施する。

3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかの方法で、設工認を実現するための具体的な設計（設計3）を実施し、決定した具体的な設備の設計結果（既に工事を着手し設置を終えている設備について、既に実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認することを含む。）を様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

(1) 自社で設計する場合

本店組織又は発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「設計3」を実施する。

(2) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

(3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (4) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、本店組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

なお、この工事の中で使用前事業者検査を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で使用前事業者検査を含めて実施する。

また、設工認に基づき設置する設備のうち、既に工事を着手し設置を終えている設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

- (2) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い、着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

なお、この工事の中で適合性確認を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、「検査・試験通達」に従い、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査を実施する。

①実設備の仕様の適合性確認

②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、①を設工認品質管理計画の第 3.5-1 表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA 検査」という。）として実施する。

②については工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事実施箇所が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認を QA 検査に追加する。

また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録（工事実施箇所が採取した記録・ミルシート等。）の信頼性確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を取りまとめた様式-8 に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を計画する。

使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第 3.3-1 表の要求種別ごとに第 3.5-1 表に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式-8 に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

検査を担当する箇所のは、 「工事の方法」 に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3.3-1表の要求種別ごとに定めた第3.5-1表に示す確認項目、確認視点、主な検査項目の考え方を使得、確認項目ごとに設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。第3.5-1表の検査項目ごとの概要及び判定基準の考え方を第3.5-2表に示す。

- a. 様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、第3.5-2表に示す「検査項目、検査概要、判定基準の考え方について（代表例）」及び「工事の方法」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する以下の内容を、様式-8の「確認方法」欄に取りまとめる。なお、「確認方法」欄では、以下の内容を明確にする。

(a) 検査項目

(b) 検査方法

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	据付検査 状態確認検査 外観検査	
		機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様(要目表)	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査
			系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 耐圧検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	漏えい検査 特性検査 機能・性能検査
	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、設置要求、機能要求の検査を適用	
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	

第3.5-2表 検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格 ^{※1※2} 等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内であることを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 (組立て及び据付け状態を確認する検査)	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・設工認に記載のとおりに設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを、記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を、記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が設工認に記載のとおり製作され、組み立てられていること、また関係規格 ^{※1※2} 等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること、また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査 可搬型設備の実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを、記録（工場での試験記録等を含む。）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査、警報検査、インターロック検査 電気設備又は計測制御設備について、ロジック確認、インターロック確認及び警報確認等を行い、設備の機能・性能又は特性を、記録又は目視により確認する。	・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を、記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設工認に記載のとおりに設置されていること。
	・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を、記録（工場での校正記録等を含む。）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査	・設置要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が、設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を、記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され、利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され、利用できること。
基本設計方針に係る検査 ^{※3}	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していることを確認する。	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していること。
QA 検査	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていることを確認する。	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていること。

※1：消防法及びJIS

※2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格

※3：基本設計方針のうち、各検査項目で確認できない事項を対象とする。

3.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整の上、発電所全体の主要工程及び調達先の工事工程を加味した適合性確認の検査計画を作成し、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

なお、検査計画は、進捗状況に合わせて関係箇所と適宜調整を実施する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、「検査・試験通達」に基づき、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

検査を担当する箇所の長は、組織的独立した箇所に検査の実施を依頼する。

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、第3.5-1図を参考に検査要領書で明確にする。

なお、検査における役務は、以下のとおりとする。

a. 総括責任者

- ・発電所における保安に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。（燃料体に係る検査を除く。）
- ・燃料体の工事に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。（燃料体に係る検査に限る。）

b. 主任技術者

- ・検査内容、手法等に対して指導・助言を行うとともに、検査が適切に行われていることを確認する。

- ・ 検査要領書制定時の審査並びに検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を審査する。
- ・ 発電用原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
- ・ ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力設備の工事、維持及び運用（電氣的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
- ・ 電気主任技術者は、主に電気設備の構造、機能及び性能に係る事項等、電気工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。

c. 品質保証責任者

- ・ 品質マネジメントシステムの観点から、検査範囲、検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに、検査要領書の制定又は改訂が適切に行われていることを審査する。（QA検査を除く。）

d. 検査実施責任者

- ・ 検査を担当する箇所の長からの依頼に基づき検査を実施する。
- ・ 検査要領書を制定する。また、検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を確認、承認し、関係者に周知する。
- ・ 検査員から報告された検査結果（合否判定）が技術基準規則に適合していることを最終確認し、若しくは自らが合否判定を実施し、リリース許可する。

e. 検査員

- ・ 検査実施責任者からの指示に従い、検査を実施する。
- ・ 検査要領書の判定基準に従い、立会い又は記録の確認により合否判定する。
- ・ 検査記録及び検査成績書を作成し、検査実施責任者へ報告する。

f. 助勢員

- ・ 検査実施責任者又は検査員からの指示に従い、検査に係る作業を行う。
- ・ 検査員の役務内容のうち、合否判定以外を行う。

(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「検査・試験通達」に基づき、「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定した様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「確認方法」欄で明確にした確認方法に従った使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。

また、検査を担当する箇所の長は、検査目的、検査場所、検査範囲、設備項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合処置要領、検査手順、検査工程、検査用測定機器、検査成績書の事項等を記載した検査要領書を作成し、主任技術者（燃料体に係る検査を除く。）及び品質保証責任者（QA検査は除く。）の審査を経て検査実施責任者が制定する。

なお、検査要領書には使用前事業者検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にするとともに、適合性確認対象設備ではない使用前事業者検査の対象を明確にする。

各検査項目における代替検査を行う場合、「3.5.5(4) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(4) 代替検査の確認方法の決定

a. 代替検査の条件

代替検査を用いる場合は、通常の方法で検査ができない場合であり、例えば以下の場合をいう。

- ・ 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- ・ 構造上外観が確認できない場合
- ・ 系統に実注入ができない場合
- ・ 電路に通電できない場合
- ・ 当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）※

※：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）」とは、以下の場合をいう。

- ・ 材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・ 寸法検査記録がなく、実測不可の場合

b. 代替検査の評価

検査を担当する箇所の長は、代替検査による確認方法を用いる場合、本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し、その結果を「3.5.5(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による審査を経て適用する。

なお、検査目的に対する代替性の評価においては、以下の内容を明確にする。

- ・ 設備名称

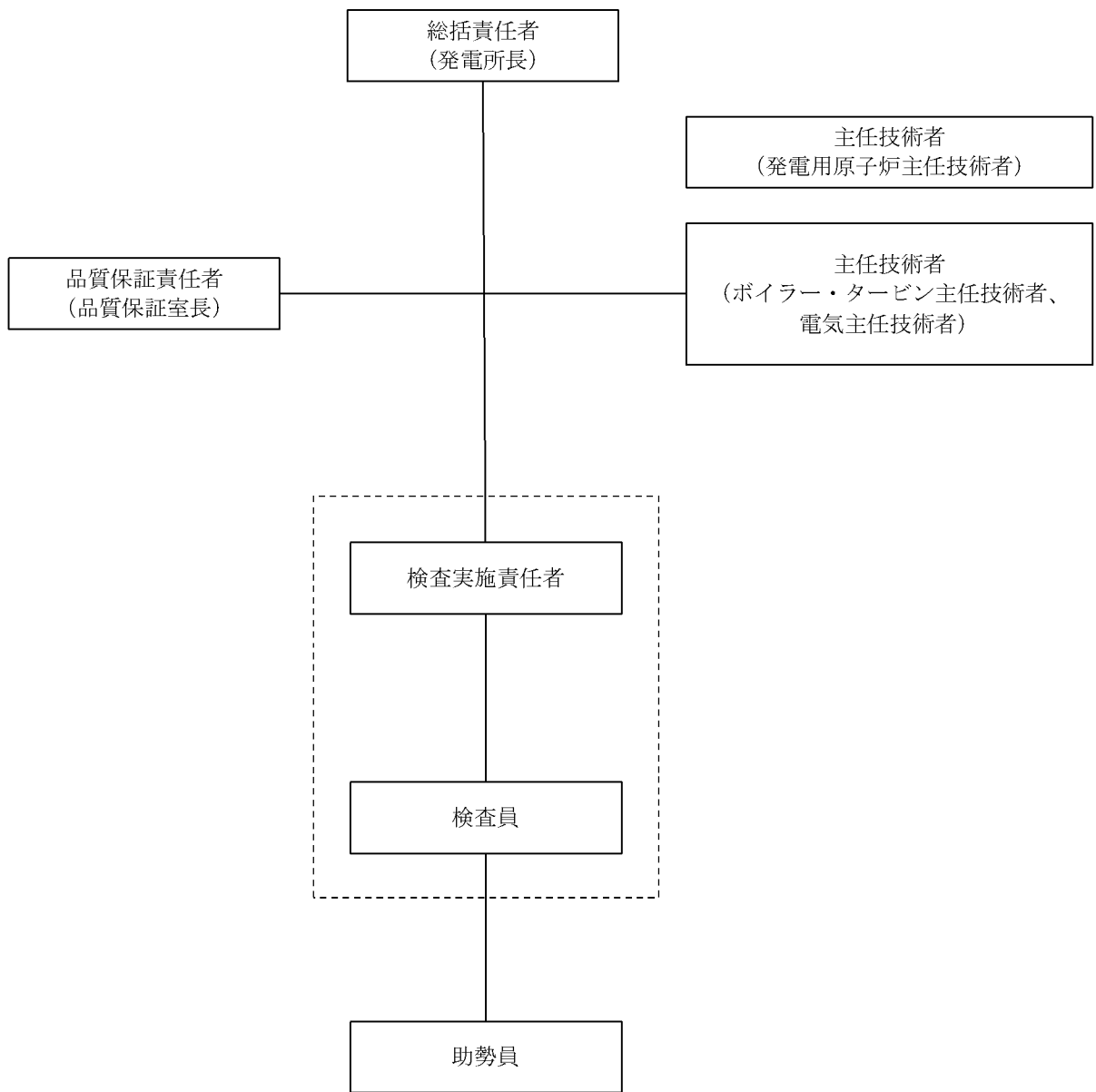
- ・ 検査項目
- ・ 検査目的
- ・ 通常の方法で検査ができない理由
 - (例) 既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすための困難性
 - 現状の設備構成上の困難性
 - 作業環境における困難性 等
- ・ 代替検査の手法及び判定基準
- ・ 検査目的に対する代替性の評価

(5) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査員等を指揮して、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで使用前事業者検査を実施し、その結果を検査を担当する箇所の長に報告する。

報告を受けた検査を担当する箇所の長は、検査プロセスが検査要領書に基づき適正に実施されたこと、及び検査結果が判定基準を満足していることを確認したのち、検査結果を受領する。

また、検査を担当する箇所の長は、受領した検査結果を主任技術者に通知する(燃料体に係る検査を除く。)とともに、総括責任者に報告する。



破線部は工事を主管する箇所から組織的独立した者

第3.5-1図 検査実施体制 (例)

3.6 設工認における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、「施設管理調達」、「原子力部門における調達管理調達」及び「原子燃料サイクル調達」に基づき、以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。（添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「1. 供給者の技術的評価」参照）

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響、供給者の実績等を考慮し、調達の内容に応じたグレード分けの区分（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照）を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、当社においては、原子力安全に及ぼす影響に応じて、設計管理及び調達管理に係るグレード分けを適用している。

設工認に適用した機器ごとの現行の各グレードに該当する実績は様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）」（以下「様式-9」という。）に取りまとめる。

設工認に係る品質管理として、仕様書作成のための設計から調達までのグレードごとの流れ、各グレードで実施した各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別図1(1/3)～(3/3)」に示す。

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力安全に対する影響及び供給者の実績等を考慮し、グレード分けの区分（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照）を明確にした上で、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

また、一般産業用工業品については、(1)の調達仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、原子力施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、以下のa～oを記載した仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理^{*}する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

※：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス、Bクラス、Cクラス又は「別表1(2/2)」に示すSA常設のうち、設計・開発を適用する場合は、仕様書の作成に必要な設計として、添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「2. 仕様書作成のための設計について」の活動を実施する。

- a. 工事又は購入に関する機器仕様（グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）を含む。）
- b. 供給者が実施する業務範囲
- c. 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する以下の要求事項（出荷許可の方法を含む。）
 - (a) 法令、基準、規格、仕様、図面、プロセス要求事項等の技術文書の引用
 - (b) 当社の承認を必要とする範囲（手順、プロセス等）
 - (c) 適用する法令、基準、規格等への適合性及び技術的な妥当性等を保証するために必要な要求事項
 - (d) グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）に応じた性能、機能、設計のインターフェイス、材料・部品、製作、据付、検査・試験、洗浄、保管、取扱い、梱包、運転上の要求事項等の要求の範囲・程度
 - (e) 主要部材の品名・仕様（寸法・材質等）、数量
 - (f) 部材の保存に関する要求事項
 - (g) 検査・試験に関する要求事項
 - (h) 特殊な装置等を取り扱う場合、装置等を安全かつ適正に使用するために必要な設備の機能・取扱方法
 - (i) 設備が安全かつ適正に機能するために必要な運転操作、並びに保守及び保管における注意・考慮すべき事項
- d. 要員の適格性確認に関する要求事項
- e. 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - (a) 当社が要求する品質マネジメントシステム規格^{*}

※：ISO9001を基本とし、設工認品質管理計画及び保安規定の要求事項及びIAEA基

準の特徴、並びにキャスク問題等の不適合反映の要求事項を考慮した、原子力発電所の保守等に係る品質マネジメントシステム仕様をいう。

- (b) 文書・記録に関する要求事項
- (c) 外注先使用時における要求事項
- f. 特殊工程等に関する要求事項
- g. 秘密情報の範囲
- h. 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項
- i. 健全な安全文化を育成し及び維持するために必要な要求事項
- j. 調達製品を当社に引き渡す場合における調達要求事項への適合の証拠となる記録の提出に関する要求事項
- k. 製品の引渡し後における製品の維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の提供及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する要求事項
- l. 解析業務に関する要求事項（解析委託の管理については、添付3「設工認における解析管理について」参照）
- m. 悪天候における屋外機材の安全確保措置
- n. 一般産業用工業品を機器等に使用する場合に当たっての評価に必要な要求事項
- o. 調達を担当する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることに関する事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、「施設管理通達」、「原子力部門における調達管理通達」及び「原子燃料サイクル通達」に従い、業務の実施に当たって必要な図書（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス及びBクラス、「別表1(2/2)」に示すSA常設、及び「別表4」に示す業務委託のグレードI、作業計画書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか1つ以上の方法により実施する。

a. 検査・試験

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、「検査・試験調達」に基づき工場又は発電所で検査・試験を実施する。

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、検査・試験のうち、当社が立会又は記録確認を行う検査・試験に関して、以下の項目のうち必要な項目を含む要領書を供給者に提出させ、それを事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査・試験を実施する。

- ・対象機器名（品名）
- ・検査・試験項目
- ・適用法令、基準、規格
- ・検査・試験装置仕様
- ・検査・試験の方法、手順、記録項目
- ・品質管理員における作業記録、作業実施状況、検査データの確認時期、頻度
- ・準備内容及び復旧内容の整合性
- ・判定基準
- ・検査・試験成績書の様式
- ・測定機器、試験装置の校正
- ・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査・試験を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、設備のグレード分けの区分に応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

なお、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA可搬（購入のみ）については、当社にて機能・性能の確認をするための検査・試験を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、製品の受入れに当たり、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事記録等調達した

役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 請負会社他品質監査（「3.6.4 請負会社他品質監査」参照）

3.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

（請負会社他品質監査を実施する場合の例）

- ・設備：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」に示すAクラス、Bクラス及びCクラスのうち設工認申請等の対象設備並びにSA常設に該当する場合（原則として3年に1回の頻度で実施）
- ・役務：過去3年以内に監査実績がない供給者で、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表4」に示すグレードIに該当する場合

また、供給者の発注先（以下「外注先」という。）について、以下に該当する場合は、直接外注先の監査を行う。

- ・供給者が実施した外注先に対する品質監査、又は更に外注先が実施した外注又は下請会社の品質マネジメントシステム状況が不十分と判断した場合
- ・トラブル等で必要と認めた場合

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

(1) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付1「当社におけるグレ

ード分けの考え方」参照)で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

(2) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方(添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照)で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計、工事及び検査に係る組織(組織内外の相互関係及び情報伝達含む。)」の第3.1-1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを「原子力部門における文書・記録管理通達」に基づき管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを第3.7-1表に示すとともに、技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を第3.7-1図に示す。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制を確認した供給者で、かつ、対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を、当該設備として識別が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は、当社の文書管理下で第3.7-1表に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で、代替可能な設計図書が存在する場合、供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し、設工認に対する適合性を保証するための設計図

書として用いる。

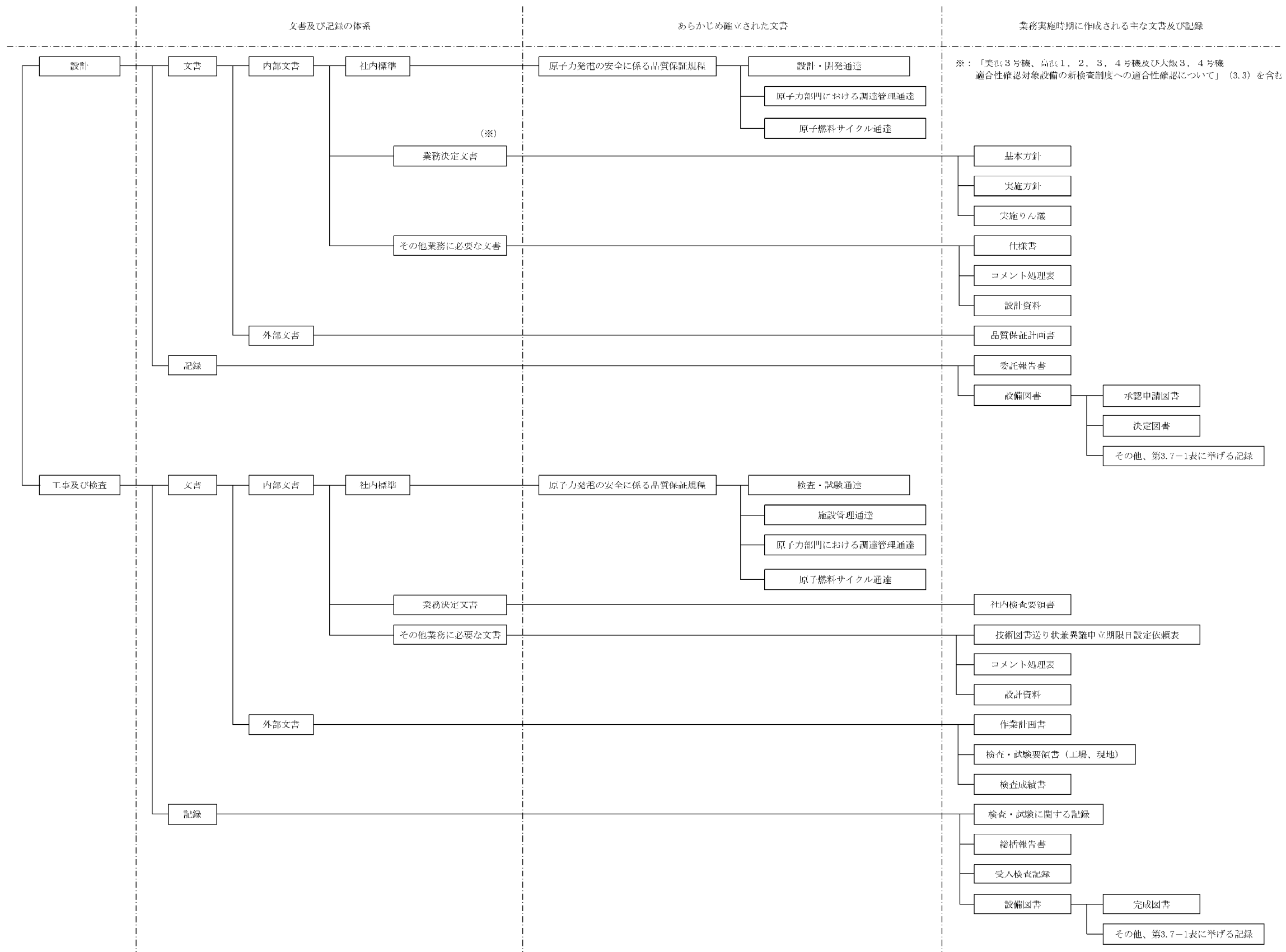
(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査を担当する箇所の長は、使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合、第3.7-1表に示す記録を用いて実施する。

なお、適合性確認対象設備のうち、既に工事を着手し設工認申請（届出）時点で工事を継続している設備、並びに添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA可搬（購入のみ）の設備に対して記録確認検査を実施する場合は、検査に用いる文書及び記録の内容が、使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合、確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること。）を確認することにより、使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

第3.7-1表 記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
承認申請図書、決定図書	設備の工事中の図書であり、このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては、工事完了後に完成図書として管理する図書
完成図書	品質マネジメントシステム体制下で作成され、建設当時から設備の改造等に併せて最新版に管理している図書
既工認	設置又は改造当時の工事計画書の認可を受けた図書で、当該設工認に基づく使用前検査の合格を以って、その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録（自社解析の記録を含む。）
委託報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた、業務委託の結果の記録（解析結果を含む。）
供給者から入手した文書・記録	供給者を通じて入手した、供給者所有の設計図書、製作図書、検査記録、ミルシート等
製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で、設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 (ウォークダウン)	品質マネジメントシステム体制下で確認手順書を作成し、その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録



第3.7-1図 設計、工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 計量器の管理

a. 当社所有の計量器の管理

(a) 校正・検証

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、校正の周期を定め管理するとともに、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b) 識別管理

i. 計量器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、校正の状態を明確にするため、計量器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別する。

なお、計量器が故障等で使用できない場合、使用禁止を計量器管理台帳に記載するとともに、修理等で使用可能となれば、使用禁止から校正日へ記載を変更することで、使用可能であることを明確にする。

ii. 有効期限表示ラベルによる識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、計量器の校正の状態を明確にするため、有効期限表示ラベルに必要事項を記載し、計量器の目立ちやすいところに貼り付けて識別する。

b. 当社所有以外の計量器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、供給者所有の計量器を使用する場合、計量器の管理が適正に行われていることを確認する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁、配管等を、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については「不適合管理および是正処置通達」に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備の工事は、「施設管理通達」の「保全計画の策定」の中の「補修、取替および改造計画の策定」として、施設管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施している。また、特定重大事故等対処施設に関わる秘匿性を保持する必要がある情報については、3.(1)、(2)に示す「秘密情報の管理」及び「セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理」を実施している。

施設管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を第4-1図に示す。

4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全

工事又は検査を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の保全を、以下のとおり実施する。

4.1.1 工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

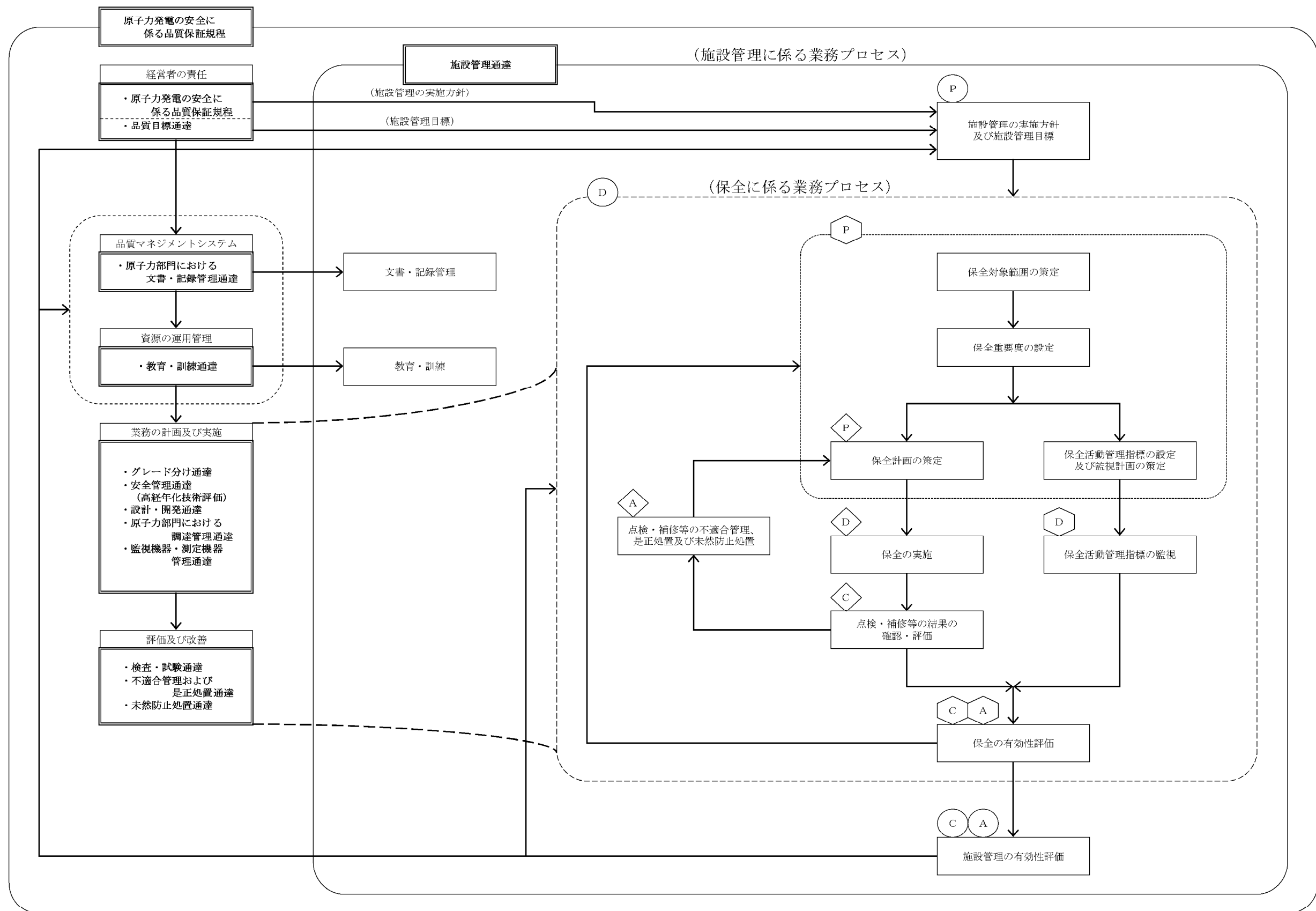
工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.1.2 設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.2 使用開始後の適合性確認対象設備の保全

工事を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。



◇ ○ : JEAC4209-2007 MC-4 「保守管理」の【解説4】に示す3つのPDCAサイクルに相当する。

第4-1図 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(6) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	他の記録類
		◎：主担当 原子力 事業本部	○：関連 発電所	○：関連 供給者				
設 計	3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項 の明確化							
	3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象 設備の選定							
	3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）							
	3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合 性を確保するための設計（設計2）							
	3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証							
3.3.3(4) 設工認申請（届出）書の作成								
3.3.3(5) 設工認申請（届出）書の承認								
工 事 及 び 検 査	3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の 実施（設計3）							
	3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実 施							
	3.5.2 使用前事業者検査の計画							
	3.5.3 検査計画の管理							
	3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事 業者検査の管理							
	3.5.5 使用前事業者検査の実施							
	3.7.2 識別管理及びトレサビリティ							

設備リスト (例) (設計基準対象施設)

表題は、リスト作成時に具体的な名称に書き換える。
 縦書き欄は記載設備に応じて記載する。

設置許可 技術基準 規則	設置許可 基準規則及び解釈	設置許可 基準規則及び解釈	技術基準規則及び解釈	必要な機能等	設備等	設備 運用 / 既設 / 新設	要求事項に 対して必須の 設備、運用か (○、×)	実用性規則 別添第二の 記載対象 設備か (○、×)	既工型に 記載がされて いないか (○、×)	必要な対策が (a)/(b)/(c)のうち、 どこに対応するか	実用性規則 別添第二に 関連する 施設・設備区分	設置変更許可 申請書 添付書類 主要設備 記載有無	備考

※:(a),(b)及び(c)が示す分類は以下のとおり。
 (a):適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの既工型に記載されていない設備
 (b):適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの既工型に記載されている設備
 (c):適合性確認対象外の設備(自主設置設備等)

設備リスト(例) (重大事故等対処設備)

表題は、リスト作成時に具体的な名称に書き換える。
網掛け欄は記載設備に応じて記載する。

設備許可書準拠別 技術標準項目 案 文	技術標準項目及び解説	設備(既設+新設)	発 生 人 員 数 計 画 機	系 統	設備種別		設備 運用 設備:○ 運用:×	詳細設計に関する事項				今後の施工設計区分 ○: 要目+基本設計方針+ △: 基本設計方針	
					既設 新設	新設 可機		採用目的が DIBと 異なるか? 異なる:○ 同じ:×	使用条件が DIBと 異なるか? 異なる:○ 同じ:×	重大事故 クラスが DIBと 異なるか? 異なる:○ 同じ:×	フローに よる分類*		

※①、②、③及び④が必ず分類は以下のとおり。
①: 新規の施工設計対象(要目案に記載)
②: 既設のうち、採用目的変更・使用条件変更・増設クラスアップのいずれかを伴う施工設計可分機(要目案に記載)
③: 既設のうち、採用目的変更・使用条件変更・増設クラスアップのいずれも伴わない施工設計可分機(要目案に記載)
④: 採用目的別区分第二の記載要求事項のうち要目案に該当しない施工設計可分機設備(基本設計方針のみに記載)

技術基準規則の各条文と各施設における適用可否の考え方（例）

技術基準規則		条文の分類		
第〇〇条（〇〇〇〇〇）				
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈		
対象施設	適用可否判断 (○□△)	理由	備考	
原子炉本体				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設				
原子炉冷却系統施設				
計測制御系統施設				
放射性廃棄物の廃棄施設				
放射線管理施設				
原子炉格納施設				
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備			
	常用電源設備			
	補助ボイラー			
	火災防護設備			
	浸水防護施設			
	補機駆動用燃料設備			
	非常用取水設備			
	敷地内土木構造物			
緊急時対策所				
第7、13条への対応に必要なとなる施設 (原子炉冷却系統施設)				
【記号説明】		○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。		

施設と条文の対比一覧表 (例) (重大事故等対処設備)

条文	重大事故等対処施設																													
	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
施設の種類	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通
原子炉本体																														
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																														
原子炉冷却系統施設																														
計測制御系統施設																														
放射性廃棄物の処理施設																														
放射線管理施設																														
原子炉格納施設																														
非常用電源設備																														
常用電源設備																														
補助ボイラ																														
火災防範設備																														
浸水防範施設																														
抽油機動用燃料設備																														
非常用取水設備																														
敷地内土木構造物																														
緊急時対策所																														
【記号説明】	○: 条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。 △: 条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。 □: 保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。																													

設工認添付書類星取表 (例)

別添付 形式区分 追加区分 追加区分	機器名		間山本文		使用する場合の 施設・設備区分		基本設計方針		備考							
	機器区分	機器区分	形式-2	形式-1	工室棟	事務用建群	申請区分 機器区分 (当該設備)	申請区分 機器区分 (当該設備)		申請区分 機器区分 (当該設備)	申請区分 機器区分 (当該設備)					
							<p>【耐震重要区分等】※ 耐震重要区分等については、美空の仕様、高さ1、2、3、4号機及び入庫3、4号機、適合性確認が確認済みの別添付書類に基づいて別添付書類の別添付書類への適合性確認について別添付書類</p> <p>【機器区分】※ 機器区分については、美空の仕様、高さ1、2、3、4号機及び入庫3、4号機、適合性確認が確認済みの別添付書類に基づいて別添付書類の別添付書類への適合性確認について別添付書類</p> <p>※適用及び可機種のSA設備については別添付書類とする。</p> <p>【申請区分】 D-1: 耐震基準変更 (耐震S/クラス) (B/C/クラスのS/クラスへの波及的影響) (手振の未定である耐震S/クラス設備) D-2: RCT(補強)区分 D-3: 条件変更・追加又は別添付書類・追加 D-4: 2号機以上の追加 D-5: 2号機以上の追加 D-6: 使用開始後完了分</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>	<p>【申請区分】 S: 1: SA設備(原野の運用設備含む) S: 2: DR/SA内用(条件変更なし) S: 3: SAM/調整用ソフト S: 4: SAM/調整用ソフト S: 5: SAM/調整用ソフト S: 6: 基本設計方針 S: 7: SAM調整用ソフト</p>

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇〇〇〇〇）					
1. 技術基準の条文、解釈への適合に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する 事項	設工認資料作成の考え方（理由）	項・号	解釈	添付書類
2. 設置許可本文のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
3. 設置許可添人のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
4. 添付書類等					
No.	書類名				

要求事項との対比表 (例)

技術基準規則	設工認申請書 基本設計方針	設置許可申請書 本文	設置許可申請書 添付資料八	備考

当社におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、グレード分けの考え方を適用している。

設計管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」）及び調達管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」）に係るグレード分けについては以下のとおりである。

なお、平成25年7月に施行された新規制基準を見据えて、平成25年3月に重大事故等対処設備に対する重要度の考え方を策定し運用を開始した。（別表1(2/2)参照）

1. 当社におけるグレード分けの考え方と適用

設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方とその適用については、以下のとおりである。

1.1 設備の設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方

当社における設備の設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方は、「グレード分け通達」に規定しており、その内容を別表1(1/2)～(2/2)に示す。

なお、解析単独の調達の場合については、役務の調達として管理し、供給者に対する品質マネジメントシステム上の要求事項にグレード分けを適用している。

1.2 設備の設計・調達の各段階におけるグレードの適用

設備の設計・調達の各段階において「施設管理通達」、「設計・開発通達」、「原子力部門における調達管理通達」、「検査・試験通達」及び「原子燃料サイクル通達」並びに業務決定文書「シビアアクシデント対策設備に係る品質管理活動および保全活動の基本的な考え方」に基づき、別表1(1/2)～(2/2)のグレードに応じた品質保証活動を適用しており、その内容を別表2に示す。

また、設備の設計・調達の業務の流れを、別表2に基づき以下の3つに区分する。

(1) 業務区分Ⅰ

Aクラス、Bクラス、Cクラス又はSA常設のうち設計・開発を適用する場合を対象とし、その業務の流れを別図1(1/3)に示す。

(2) 業務区分Ⅱ

Aクラス、Bクラス、Cクラス又はSA常設のうち設計・開発を適用しない場合並びにSA可搬（工事等含む。）を対象とし、その業務の流れを別図1(2/3)に示す。

(3) 業務区分Ⅲ

SA可搬（購入のみ）を対象とし、その業務の流れを別図1(3/3)に示す。

1.3 調達要求事項と検査・試験におけるグレードの適用

調達要求事項と検査・試験の項目においては、別表1(1/2)～(2/2)のグレードのほか、工事等の範囲、内容の複雑さ、実績等を勘案の上、品質保証活動を適用しており、その内容を別表3に示す。

なお、別表1(1/2)に示すCクラスについては、品質保証計画書の提出を要求しないことから、品質マネジメントシステムに関する要求事項は適用していないが、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請又は設工認届出の対象となる場合は、検査等が追加されることから、品質マネジメントシステムに関する要求事項等を追加している。

また、SA可搬（購入のみ）については、汎用（市販）品であり、原子力特有の技術仕様を要求するものではないことから、供給者に対する要求事項は必要なものに限定している。

なお、具体的な適用は個々の設備により異なることから、仕様書で明確にしている。

1.4 業務委託におけるグレードの適用

解析業務等を委託する場合には、「原子力事業本部他業務委託取扱要綱」に基づき供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項についてグレード分けを適用しており、その内容を別表4に示す。

供給者のグレード分けの考え方は、別表1(1/2)～(2/2)のグレード等に応じて、供給者の品質管理活動を品質保証計画書の提出又は品質監査により確認している。

別表1(1/2) 設計・調達の管理に係るグレード分け
(原子炉施設)

重要度*	グレードの区分
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス
上記以外の設備に係る工事	Cクラス

※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。

発電への 影響度区分	安全上の機能別重要度区分							
	クラス1		クラス2		クラス3		その他	
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3		
R1	A		B				C	
R2								
R3								

R1：その故障により発電停止となる設備

R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く）

R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備

別表1(2/2) 設計・調達の管理に係るグレード分け
(原子炉施設のうち重大事故等対処施設)

重要度	グレードの区分
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む。） 又は SA可搬（購入のみ）

別表2 設計・調達の管理に係る各段階とその実施内容

管理の段階	実施内容	グレードの区分				
		A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬	
					工事等 含む	購入 のみ
I	工事計画 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」に基づき、工事の基本となる計画を作成する。 (設計開発計画と兼ねる場合がある※1)	○	○	○	○	○
II	調達要求事項作成のための設計 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.1 設計開発計画」～「7.3.5 設計開発の検証」に基づき、仕様書作成のための設計を実施する。	○※1	○※1	○※1	—	—
III	調達 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」に基づき、設計・工事及び検査のための仕様書を作成する。(購入のみの調達を含む。)	○	○	○	○	○
IV	設備の設計 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.5 設計開発の検証」に基づき、詳細設計の確認を実施する。	○	○	○	○	—
V	工事及び検査 工事は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」及び「7.5.1 個別業務の管理」に基づき管理する。 また、検査は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」、「7.3.6 設計開発の妥当性確認」、「7.5.1 個別業務の管理」及び「8.2.4 機器等の検査等」に基づき管理する。	○	○	○	○※2,3	○※3
	SA可搬(購入のみ)に対する機能・性能確認 SA可搬(購入のみ)においても、機能・性能を確認するための検査・試験を実施する。	—	—	—	—	○

○：該当あり —：該当なし

※1：以下の工事における業務は保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」を適用し、それ以外の工事の計画は保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」を適用している。

【保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」を適用する工事】

「設計・開発通達」に定めるところの、既設備の原設計を機能的又は構造的に変更する工事であって、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請又は設工認届出を伴う工事のうち、以下のいずれかに該当する工事をいう。

ただし、当社で過去に実績のある工事は除く。（SA常設の場合は海外での実績を含む。）

- ・ Aクラス又はBクラスの機器を対象とした工事
- ・ Aクラス又はBクラスの機器に影響を及ぼすおそれのあるCクラスの機器を対象とした工事

※2：必要な場合は確認を実施する。

※3：当社による受入検査を含む。

別表3 調達要求事項と検査・試験に係るグレード分け

項目	グレードの区分	A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬	
					工事等 含む	購入 のみ
調達 要求 事項	機器仕様	○	○	○	○	○
	適用法令等	○	○	○	○	—
	設計要求事項	○	○	○	○	—
	材料・製作・据付等	○	○	○	○	—
	要員の適格性	○	○	○	○	—
	品質マネジメントシステム要求事項	○	—※1	○	—	—
	不適合の報告・処理	○	—※1	○	○	—
	安全文化醸成活動	○	—※1	○	—	—
	調達要求事項適合の記録	○	○	○	○	—
	調達後の技術情報提供	○	○	○	○	○
	解析業務	○※2	—※1,※2	○※2	○※2	—
耐震・強度計算等	○※2	—※1,※2	○※2	○※2	—	
検査・ 試験	材料検査	○	○	○	—※2	—
	寸法検査	○	○	○	—※2	—
	非破壊検査	○	○	○	—※2	—
	耐圧・漏えい検査	○	○	○	—※2	—
	外観検査	○	○	○	○	○
	性能機能検査	○	○	○	—※2	—

○：該当あり —：該当なし

※1：Cクラスのうち、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請、及び設工認届出の対象設備並びに使用前事業者検査（溶接）の対象設備に適用する。

※2：必要に応じ実施する。

別表4 業務委託に係るグレード分け

グレードの区分	内 容	品質保証 計画書	品質監査
グレードⅠ	成果が設備・業務に直接反映される委託 ・関連法令に定める「設工認申請（届出）」及び検査に係る業務 ・重要度分類Aクラス又はBクラスの設備の設計・評価に係る役務 等	○	○
グレードⅡ	成果が設備・業務に直接反映される委託 ・上記以外	—※	—
グレードⅢ	成果が設備・業務に直接反映されない委託	—	—

※：業務に従事する要員の必要な力量等を含めた「品質管理事項の説明書」を、供給者から提出させる。

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 ※1	発電所	供給者			
I	工事計画	基本方針の作成				設計を主管する箇所の長は、設計の基本となる計画を「基本方針」として作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・基本方針
II	調達要求事項作成のための設計					<p>設計を主管する箇所の長は、設計へのインプットとして要求事項を明確にした「実施方針」を作成し、「実施方針」の承認過程で適切性をレビューする。また、設計に関する組織間のインターフェイスを明確にし、効果的なコミュニケーション及び明確な責任の割当てを実施する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、設計からのアウトプットとして「実施りん議」及び「仕様書」を作成し、「実施りん議」及び「仕様書」の承認過程でレビューするとともに、インプットの要求事項を満たしていることを確実にするために検証を実施する。</p>	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議 ・仕様書
III	調達	仕様書の作成				<p>工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。</p> <p>契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理 	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計					<p>工事を主管する箇所の長は、供給者の品質保証システムを審査するために「品質保証計画書」を徴収し、審査・承認する。（ただし、定期的に徴収している場合はこの限りではない。）</p> <p>また、供給者の詳細設計結果を「承認申請図書」として提出させ、「コメント処理表」により審査・承認し、「決定図書」として提出させる。</p>	・3.6.3 調達製品の調達管理	<ul style="list-style-type: none"> ・品質保証計画書 ・承認申請図書 ・コメント処理表 ・決定図書
V	工事及び検査					<p>工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確実にするために、供給者から「作業計画書」、「検査・試験要領書（工場、現地）」等の必要な承認申請図書を提出させ、「技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表」及び「コメント処理表」を用いて審査・承認する。</p> <p>検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。また、供給者の検査・試験の結果を立会いまたは記録により確認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、工事及び検査の結果を「総括報告書」及び「完成図書」として提出させる。</p>	・3.6.3 調達製品の調達管理	<ul style="list-style-type: none"> ・作業計画書 ・検査・試験要領書（工場、現地） ・技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表 ・コメント処理票 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録 ・総括報告書 ・完成図書

※1：調達本部を含む。

※2：設計・開発の計画は、保安規定品質保証計画「7.1 業務の計画」に基づく実施方針を兼ねる。

※3：（）表示は、燃料体に係る検査の場合を示す。

別図 1(1/3) 業務フロー（業務区分 I）

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 ※1	発電所	供給者			
I	工事計画	実施方針の作成				設計又は工事を主管する箇所の長は、設計の要求事項を明確にした「実施方針」又は「実施りん議」を作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議
II	調達要求事項作成のための設計							
III	調達	仕様書の作成				工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計	調達製品の検証				供給者の設計 ↓ 詳細設計図書 ↔ 調達製品の検証	・3.6.3 調達製品の調達管理	・品質保証計画書 ・承認申請図書 ・コメント処理表 ・決定図書
V	工事及び検査	調達製品の検証 (工場での検査・試験) 図書の審査 調達製品の検証 (現地での検査・試験)				製作 ↓ 現地作業関連図書 ↓ 現地据付工事 ↓ 竣工	・3.6.3 調達製品の調達管理	・作業計画書 ・検査・試験要領書（工場、現地） ・技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表 ・コメント処理票 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録 ・総括報告書 ・完成図書

※1：調達本部を含む。
 ※2：（）表示は、燃料体に係る検査の場合を示す。

別図1(2/3) 業務フロー（業務区分II）

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 *1	発電所	供給者			
I	工事計画	実施方針の作成	◎	◎	—	設計又は工事を主管する箇所の長は、設計の要求事項を明確にした「実施方針」又は「実施りん議」を作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議
II	調達要求事項作成のための設計		—	—	—	—	—	—
III	調達	仕様書の作成	◎	◎	○	工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計		—	—	—	—	—	—
V	工事及び検査	調達製品の検証 (受入検査、社内検査)	—	◎	○	工事を主管する箇所の長は、必要に応じ供給者から「検査成績書」等を提出させて確認する。 工事を主管する箇所の長は、受入検査を実施し、「受入検査記録」を作成する。 検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・検査成績書 ・受入検査記録 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録

※1：調達本部を含む。

別図 1(3/3) 業務フロー（業務区分Ⅲ）

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から、設置変更許可申請書本文に記載している適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」、及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。
2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項（多様性拡張設備等）がある場合は、その理由を様式-6「各条文の設計の考え方（例）」に明確にした上で記載する。
3. 自主的に設置したものは、原則として記載しない。
4. 基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の記載順となるように構成し、箇条書きにする等表現を工夫する。
5. 基本設計方針の作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方で作成する。
 - (1) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるために特定できる手段がわかるように記載する。

また、技術基準規則への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。

なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
 - (2) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの2次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼込みを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。

また、技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。
 - (3) 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、設工認申請書の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。

- a. 評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認申請の対象とする。
 - b. 今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、並びにその評価結果に応じて取る措置の両方を設計対象とする。
- (4) 各条文のうち、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。
- (5) 条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という設工認申請の審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。
- (6) 技術基準規則の解釈等に示された指針、原子力規制委員会文書、（旧）原子力安全・保安院文書、他省令等の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載を行う。
- a. 設置時に適用される要求等、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。
 - b. 監視試験片の試験方法を示した規格等、条文等で特定の版が示されているが、施設管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先を示すとともに、当該文書名及び必要に応じそのコード番号を記載する。
 - c. 解釈等に示された条文番号は、当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題で記載する。
 - d. 条件付の民間規格又は設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する。

また、設置変更許可申請書の添付書類を呼び込む場合は、対応する本文のタイトルを呼び込む。

なお、文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

設工認に必要な解析のうち、調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析は、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（一般社団法人日本原子力技術協会、平成22年12月発行）」に示される要求事項に、当社の要求事項を加えて策定した「原子力発電所保守業務要綱」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」のうち別紙「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な調達管理の実施について」により、供給者への許認可申請等に係る解析業務の要求事項を明確にしている。

これに基づき、解析業務を主管する箇所の長は、調達要求事項に解析業務を含む場合、以下のとおり特別な調達管理を実施する。

なお、事業者と供給者の解析業務の流れを別図1に示すとともに、設工認の解析業務の調達の流れを別図2に示す。

また、過去に国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況を別表1(1/2)～(2/2)に示す。

1. 仕様書の作成

解析業務を主管する箇所の長は、解析業務に係る必要な品質保証活動として、通常の調達要求事項に加え、「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」の別紙で定めた「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な品質管理の実施について」を仕様書で追加要求する。

2. 解析業務の計画

解析業務を主管する箇所の長は、供給者から解析業務を実施する前に下記事項の計画（実施段階、目的、内容、実施体制等）を明確にした解析業務実施計画書を提出させ、仕様書の要求事項を満たしていることを確実にするため検証する。

- (1) 解析業務の作業手順（デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。）
- (2) 解析結果の検証
- (3) 委託報告書の確認
- (4) 解析業務の変更管理

また、解析業務を主管する箇所の長は、供給者の解析業務に変更が生じた場合、及び契約

締結後に当社の特別の理由により契約内容等に変更の必要が生じた場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき必要な手続きを実施する。

3. 解析業務の実施

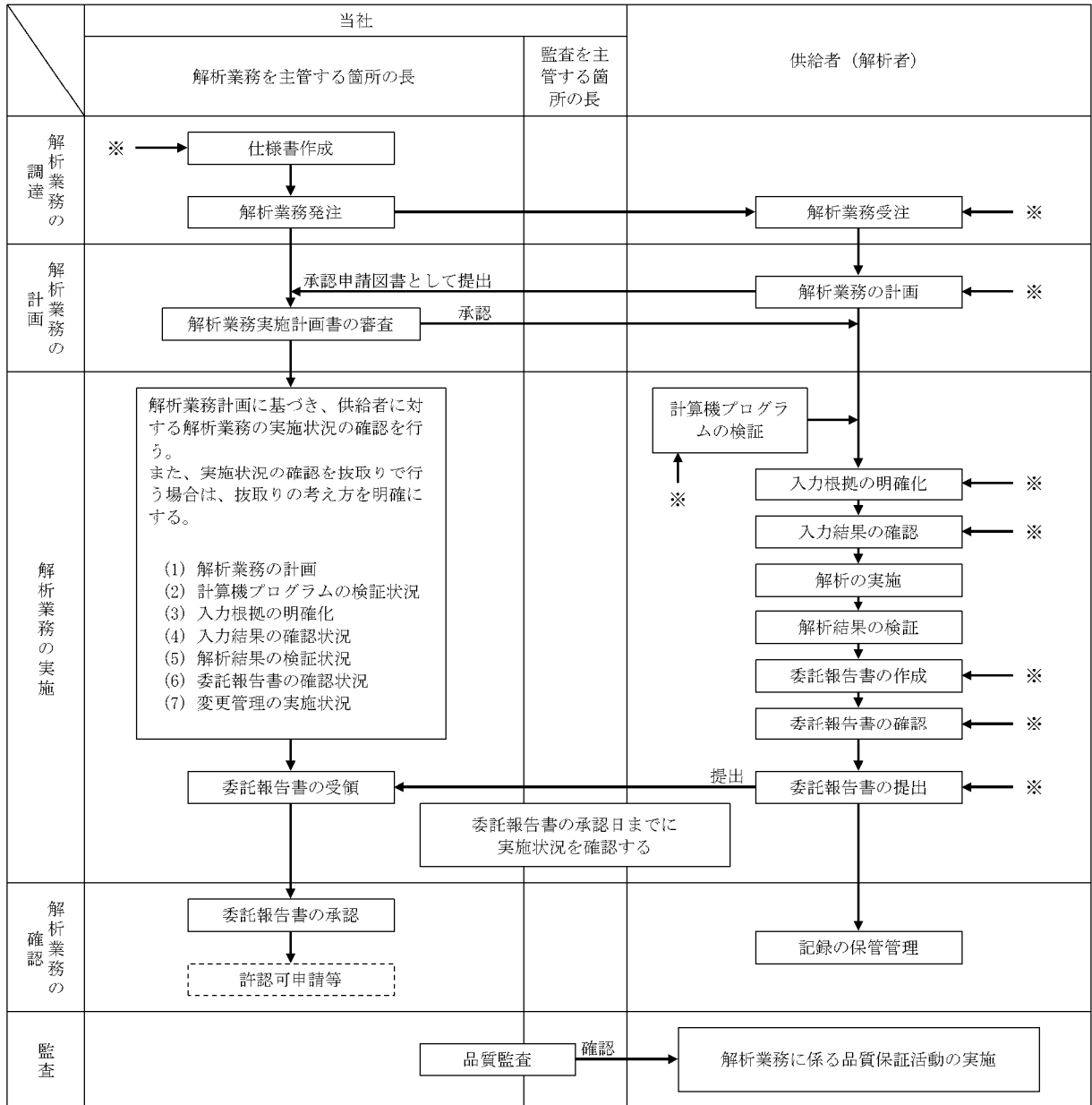
解析業務を主管する箇所の長は、供給者から委託報告書が提出されるまでに解析業務が確実に実施されていることを確認する。

当社の供給者に対する確認は「解析業務実施状況の確認チェックシート」を参考に、確認者を指名し実施する。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4. 委託報告書の確認

解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された委託報告書が要求事項に適合していること、また供給者が実施した検証済みの解析結果が適切に反映されていることを確認する。



※：解析業務に変更が生じる場合は、各段階においてその変更を反映させる。

別図1 解析業務の流れ

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力	発電所	供給者			
仕様書の作成			◎	—	—	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」を作成し、解析業務に係る要求事項を明確にした。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.1 供給者の技術的評価 3.6.2 供給者の選定 3.6.3 調達製品の調達管理 	・(委託・工事)仕様書
解析業務の計画			◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「解析業務実施計画書」で、計画（解析業務の作業手順／使用する計算機プログラムとその検証結果／解析業務の実施体制／解析結果の検証／委託報告書の確認／解析業務の変更管理／記録の保管管理）が明確にされていることを確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析業務実施計画書（供給者提出）
解析業務の実施			◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、「解析業務実施状況の確認チェックシート」を用いて、実施状況（解析業務の計画状況／計算機プログラムの検証状況／入力根拠の明確化状況／入力結果の確認状況／解析結果の検証状況／委託報告書の確認状況／解析業務の変更管理状況）について確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析業務実施状況の確認チェックシート
委託報告書の確認			◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「委託報告書」で、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・委託報告書（供給者提出）

別図2 本工事に係る設計・調達の流れ（解析）

別表1(1/2) 国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった

不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事象とその対策	
1	報告年月	平成 22 年 3 月
	件 名	美浜 2, 3 号機耐震バックチェック中間報告書（追補版）の応力評価値誤りについて
	事 象	平成 21 年 3 月 31 日付け*で国等へ提出した「美浜発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書（追補版）」において、美浜 2 号機及び美浜 3 号機の一次冷却管の応力評価値に誤りが確認された。 原因は、エクセルを用いた簡易評価を行う際、「地震応力」と「地震以外の応力」を取り違えて入力してしまったことにより発生したものであった。 ※：本事象は「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成 22 年 12 月発行、一般社団法人日本原子力技術協会）」（以下「解析ガイドライン」という。）の制定以前に発生した。
対策実施状況	対策として、チェックシートの改善、入力フォーム（エクセル）の色分けによる識別及び注意喚起を行った。 また、解析担当者（原解析者）以外の者による、入出力データのダブルチェックの実施を「原子力発電所請負工事一般仕様書」にて調達要求している。	
2	報告年月	平成 23 年 9 月
	件 名	高浜 3, 4 号機耐震安全性評価報告書の再点検結果の追加報告について
	事 象	原子力安全・保安院文書「九州電力株式会社玄海原子力発電所第 3 号機の原子炉建屋及び原子炉補助建屋の耐震安全性評価における入力データの誤りを踏まえた対応について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日）を受け、指示があった九州電力と同じ調達先へ発注した原子炉建屋・原子炉補助建屋の入力データに加え、それ以外の調達先へ発注した原子炉建屋・原子炉補助建屋の入力データについても自主的に調査を実施した結果、平成 19 年度に実施した高浜 3, 4 号機の原子炉建屋の耐震安全性評価の解析において、3 箇所に入力データ誤りがあることが確認された。 原因は、解析を実施した平成 19 年当時*は解析担当者自身が入力データを確認することになっており、客観的な視点で誤入力をチェックできる体制になっていなかったことによるものであった。 ※：本解析は解析ガイドラインの制定以前に実施していた。
対策実施状況	解析業務に係る品質管理の充実を図るため、平成 23 年 3 月 8 日に「原子力発電所保修業務要綱指針」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」を改正して解析ガイドラインを反映し、平成 23 年 4 月 8 日に施行して以下のとおり実施している。 ・解析担当者（原解析者）以外の者による、入出力データのダブルチェックの実施を、「原子力発電所請負工事一般仕様書」にて調達要求している。 ・「原子力発電所保修業務要綱指針」に基づき、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合、「原子力発電所請負工事一般仕様書」の別紙「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な品質管理の実施について」に基づく特別な品質管理を実施する旨を調達文書へ明記することにより、調達要求事項の明確化を図っている。 ・「原子力発電所保修業務要綱指針」に基づき、当社は契約の都度、調達先に対して「原子力発電所保修業務要綱指針」の別紙に基づく業務の実施状況の確認を行っている。 ・上記の事象を受け、更なる改善として、建屋の許認可申請等に係る解析業務については、当社による解析結果の全数チェックを自主的に実施している。	

別表1(2/2) 国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事象とその対策	
3	報告年月	平成 26 年 7 月
	件 名	高浜発電所新規規制基準適合性に係る審査会合のうち津波水位評価における入力データ誤りについて
	事 象	高浜発電所の設置変更許可申請書の補正に向けて、高浜発電所の津波影響評価に係るデータの最終確認を実施していたところ、「原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 高浜発電所津波水位評価」における入力データ誤りを確認した。 入力データ誤りについては、入力根拠書作成段階において、鉛直方向破壊伝播速度と地すべり地形変化分布図より、供給者が「地すべり終了時間」を算出しておらず、「破壊継続時間（120 秒）」を「地すべり終了時間」として誤って入力したものである。 原因は、計算プログラムを変更（地形変化計算プログラムを追加）した際に、当社と供給者で解析に用いる入力根拠書の作成にコミュニケーションが不足していたことによるものであった。
対策実施状況	原子力部門全体の入力根拠の確認方法を改善するため、解析業務の調達管理に関する品質マネジメントシステムの社内標準「原子力発電所保修業務要綱指針」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」を改正した。	

別表2 解析業務を実施する供給者に対する確認の視点

No.	検証項目	当社の供給者に対する確認の視点
1	解析業務の計画	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務に係る必要な力量が明確にされ、また従事する要員（原解析者・検証者）が必要な力量を有していること。 ・ 解析業務をアウトソースする場合、解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書、文書等で供給者に要求していること。
2	計算機プログラムの検証	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムは、適正なものであることを事前に検証し、リストへ登録していること。 ・ バージョンアップがある場合は、その都度検証を行い、リストへ登録していること。 ・ リストには、検証された計算機プログラム名称及びバージョンを明記していること。
3	入力根拠の明確化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務実施計画書に基づき解析ごとに入力根拠を明確にしていること。
4	入力結果の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムへの入力データに間違いがないことを確認していること。 ・ エコーバック以外の方法で入力データを検証している場合は、入力桁数についても確認していること。
5	解析結果の検証	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析結果に問題がないことを、原解析者以外の者が検証していること。
6	委託報告書の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムを用いた解析結果、又は汎用表計算ソフトウェアを用いた計算、若しくは手計算による解析・計算結果を、当社の指定する書式に加工及び編集して、委託報告書としてまとめていること。 ・ 作成された委託報告書が、解析業務実施計画書の内容を満足していることを確認していること。
7	解析業務の変更管理	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務に変更が生じた場合は、変更内容を文書化し、解析業務の各段階（解析業務の調達、計画及び実施）においてその変更を反映していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者（以下「取引先」という。）が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、取引先の評価、登録及び再評価を「原子力部門における調達管理通達」に基づき実施する。

また、設工認については、取引先の評価を実施し、取引先の調達製品を供給する能力に問題はないことを確認しており、必要に応じて監査を実施している。

1.1 取引先の評価

契約を主管する箇所の長は、取引希望先に対して、契約前に信頼性、技術力、実績及び品質マネジメントシステム体制等について調査及び評価を行うものとする。

なお、評価基準については、設備重要度等に応じて定めることができる。

1.2 取引先の登録

取引先登録とは、評価の結果、取引先として認定することをいう。ただし、調達の都度、評価を行う場合（以下「都度評価」という。）は、取引先登録を省略することができる。

1.3 取引先の再評価

契約を主管する箇所の長は、登録取引先及び都度評価した取引先について、継続取引を行う場合には、経営状態、発注実績及び品質マネジメントシステム体制並びにその状況等についての再評価を定期的又は都度行い、継続取引の可否等を検討する。

なお、再評価基準については、設備重要度等に応じて定めることができる。

別表1 取引先に係るグレード分け

グレードの区分	対 象
第1種取引先	重要度分類Aクラス又はBクラスの機器施工会社、機器製作会社（メーカー）、機器の運転等業務委託会社
第2種取引先	上記以外の原子炉施設施工会社（土木建築工事施工会社を含む。）、機器製作会社（メーカー）、機器の運転等業務委託会社、第1種取引先又は第2種取引先の代理店
第3種取引先	原子炉施設関連の汎用（市販）品購入先、原子炉施設以外の施工・業務委託会社

2. 仕様書作成のための設計について

設計、工事を主管する箇所の長及び検査を担当する箇所の長は、「施設管理通達」、「設計・開発通達」及び「原子力部門における調達管理通達」に基づき、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス、Bクラス及びCクラス並びに「別表1(2/2)」に示すSA常設のうち、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」を適用する場合の仕様書作成のための設計を、設計・調達の管理の各段階（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」に示す管理の段階Ⅱ、Ⅳ及びⅤ）において、管理を実施する。

なお、仕様書作成のための設計の流れを別図1(1/2)～(2/2)に示すとともに、仕様書作成のための設計に関する活動内容を以下に示す。

2.1 設計・開発の管理

2.1.1 設計・開発の計画

設計を主管する箇所の長は、以下の事項を明確にした設計・開発の計画を策定する。

- (1) 設計・開発の段階（インプット、アウトプット、検証及び妥当性確認）
- (2) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
- (3) 設計・開発に関する責任及び権限

2.1.2 設計・開発へのインプット

設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプットとして、以下の要求事項を明確にした実施方針等を作成する。

- (1) 機能及び性能に関する要求事項
- (2) 適用される法令・規制要求事項
- (3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
- (4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

2.1.3 インプット作成段階のレビュー

設計を主管する箇所の長は、実施方針等の承認過程で、実施方針等の適切性をレビューする。

2.1.4 アウトプットの作成

設計を主管する箇所の長は、アウトプットとして仕様書を作成する。

アウトプットは、調達管理に用いられることから、「原子力部門における調達管理通達」の要求事項も満たすように作成する。

2.1.5 アウトプット作成段階のレビュー及び検証

設計を主管する箇所の長は、仕様書の承認過程で、仕様書が「原子力部門における調達管理通達」の要求事項を満たすように作成していることを確認するためにレビューするとともに、仕様書がインプットの要求事項を満たしていることを確実にするために対比して検証する。

インプット及びアウトプットのレビュー及び検証の結果の記録並びに必要な処置があればその記録を維持する。

なお、レビューへの参加者には、工事範囲がまたがる組織の長及び当該設計・開発に係る専門家を含め、必要に応じ、レビュー会議を開催する。

また、検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

2.1.6 設計・開発の検証（設備の設計段階）

設計又は工事を主管する箇所の長は、設計図書及び検査・試験要領書の審査・承認の段階で、調達要求事項を変更する必要がある場合、「原子力発電所保修業務要綱」等に基づき変更手続きを行う。

2.1.7 設計・開発の妥当性確認

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事段階で実施する検査・試験の結果により、設計・開発の妥当性を確認する。

2.2 設計・開発の変更管理

設計を主管する箇所の長は、設計・開発の変更を要する場合、以下に従って手続きを実施する。

(1) 次の設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。

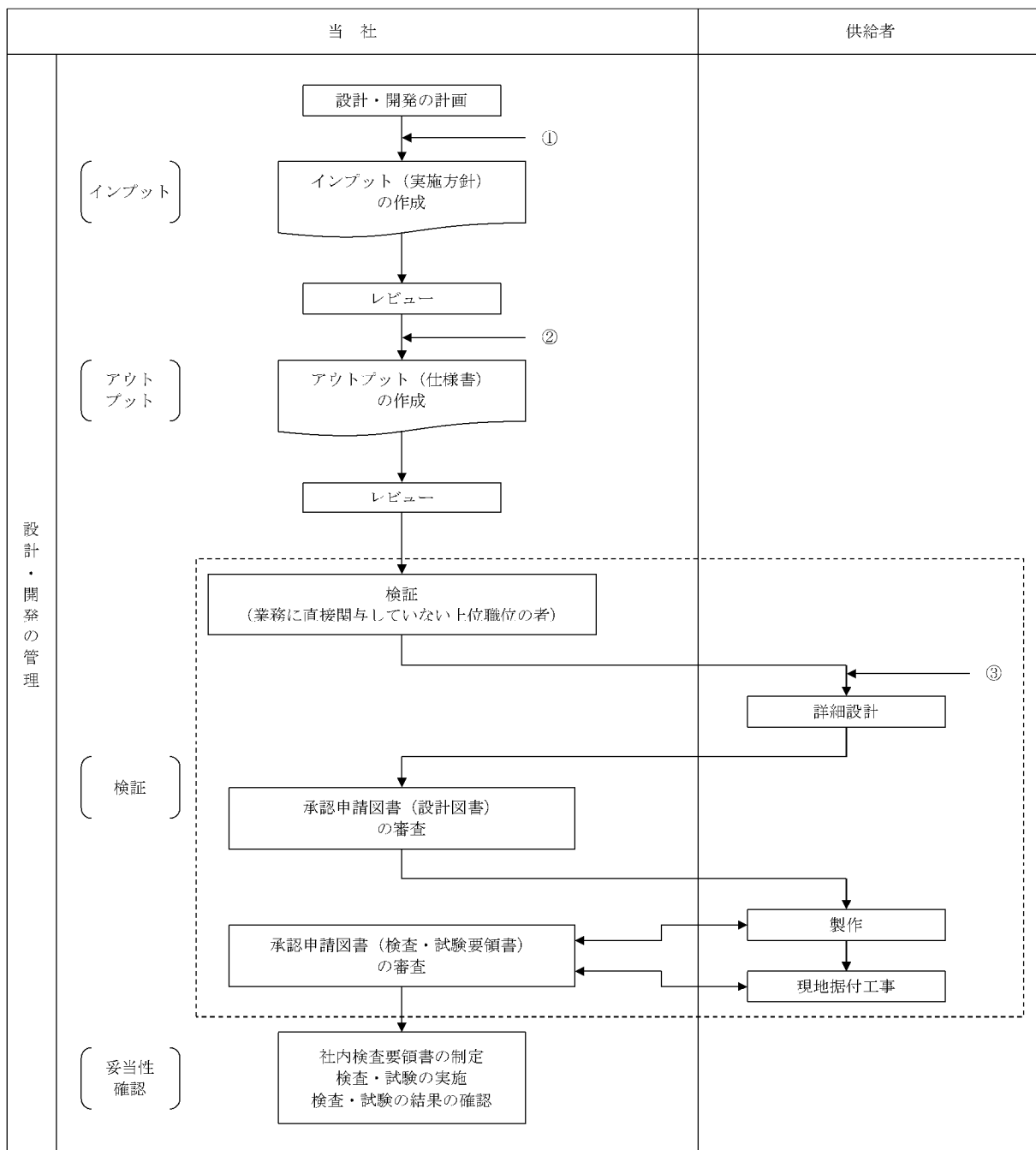
a. 仕様書の変更

b. 承認申請図書確認以降の調達先での内容変更

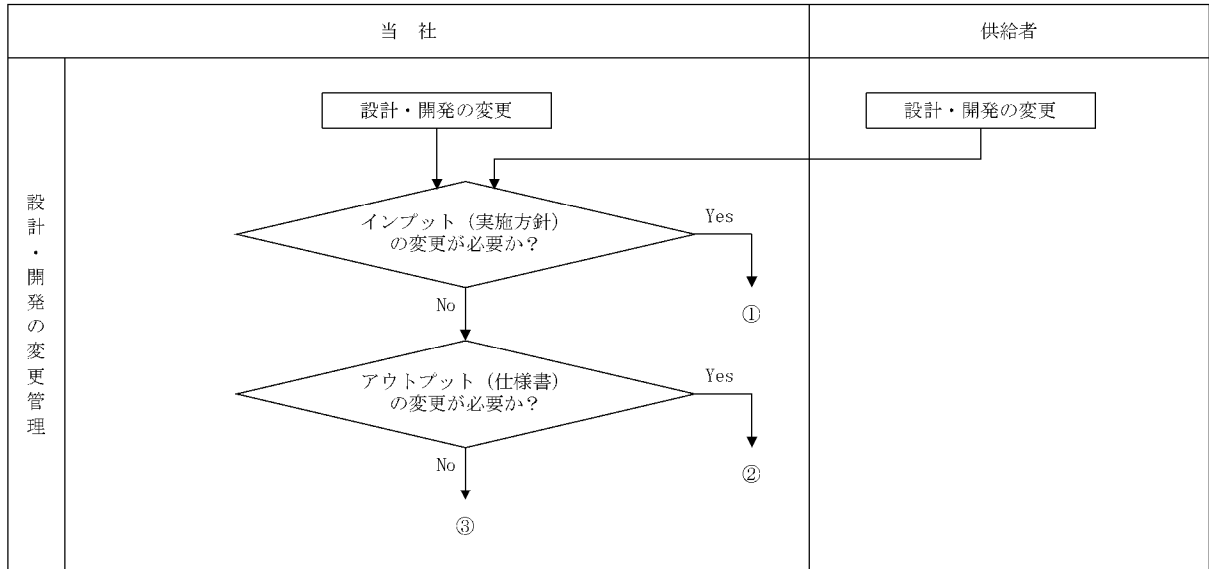
(2) (1)の変更に対し、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施す

る前に承認する。

- (3) レビューには、その変更が、原子炉施設を構成する要素及び関係する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。



別図1(1/2) 設計・開発業務の流れ



別図1(2/2) 設計・開発業務の流れ

資料 4 - 2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

目 次

	頁
1. 概要	T3-添4-2-1
2. 基本方針	T3-添4-2-1
3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画	T3-添4-2-1

1. 概要

本資料は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

高浜発電所第3号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、高浜発電所第3号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		原子力 事業本部	発電所	供給者				
設 計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	設置（変更）許可、技術基準規則、設置許可基準規則	—	業務決定文書：高浜3・4号機 原子炉本体（燃料体：フラマトム製燃料、B型MOX燃料）に係る設計及び工事の計画の策定について
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	設置（変更）許可、技術基準規則、設置許可基準規則	様式－2	
	3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	様式－2、技術基準規則	様式－3、4	
						様式－2、4、技術基準規則、実用炉規則別表第二	様式－5	
						設置（変更）許可、技術基準規則、実用炉規則別表第二、設置許可基準規則	様式－6、7	
	3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	様式－5、7（基本設計方針）	様式－8	設計のレビュー、検証の記録（設計の段階）
		添付資料2 燃料体の強度に関する説明書	◎	—	○	様式－5、7（基本設計方針）設置（変更）許可、輸入燃料体検査申請書	設計資料（燃料体の強度に関する説明書、構造図）	
		添付資料3 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐腐食性その他の性能に関する説明書	◎	—	○	様式－5、7（基本設計方針）設置（変更）許可、輸入燃料体検査申請書	設計資料（燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐腐食性その他の性能に関する説明書、構造図）	
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	様式－2～8	設計のレビュー、検証の記録（設計の段階）	
	3.3.3(4)	設工認申請（届出）書の作成	◎	—	—	設計－1、2	設工認申請書案	設工認申請書品質チェックシート
3.3.3(5)	設工認申請（届出）書の承認	◎	—	—	設工認申請書案	設工認申請書	設計のレビュー、検証の記録（設計の段階）、原子力発電安全委員会議事録	
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	◎	—	○	設計資料	様式－8、仕様書	設計のレビュー、検証の記録（工事の段階）
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	◎	—	○	仕様書	工事記録	
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	◎	—	○	様式－8（中欄）	様式－8（右欄） 使用前事業者検査工程表（計画）	
	3.5.3	検査計画の管理	◎	—	○	使用前事業者検査工程表（計画）	使用前事業者検査工程表（実績）	
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	◎	—	○	使用前事業者検査実施計画、様式－8	検査要領書	
						検査要領書	検査記録	
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	◎	—	○	—	検査記録		

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

施設区分/設備区分/機器区分			名 称	グレードの区分				に準ずる区分 保安規定 品質管理 設計・メンテナンス の適用計	該当する業務区分*			備 考	
				A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬		業務区分 I	業務区分 II	業務区分 III		
							工事等 含む						購入 のみ
原子 炉 本 体	炉 心	燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料	燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。									

※：「業務区分Ⅰ～Ⅲ」とは添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「1.2(1)～(3)」をいう。

2. 添付図面

目 次

<原子炉本体>

・燃料体（17行17列B型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料））

燃料要素の構造図

【第 1-3-1-1 図】

【第 1-3-1-1 図】の補足

燃料集合体の構造図

【第 1-3-1-2 図】

【第 1-3-1-2 図】の補足

制御棒案内シンプルの構造図

【第 1-3-1-3 図】

【第 1-3-1-3 図】の補足

上部支持板（上部ノズル）の構造図

【第 1-3-1-4 図】

下部支持板（下部ノズル）の構造図

【第 1-3-1-5 図】

上下部支持板（上下部ノズル）と制御棒案内シンプルの結合部構造図

【第 1-3-1-6 図】

中間部支持格子の構造図

【第 1-3-1-7 図】

【第 1-3-1-7 図】の補足

最上部支持格子の構造図

【第 1-3-1-8 図】

【第 1-3-1-8 図】の補足

最下部支持格子の構造図

【第 1-3-1-9 図】

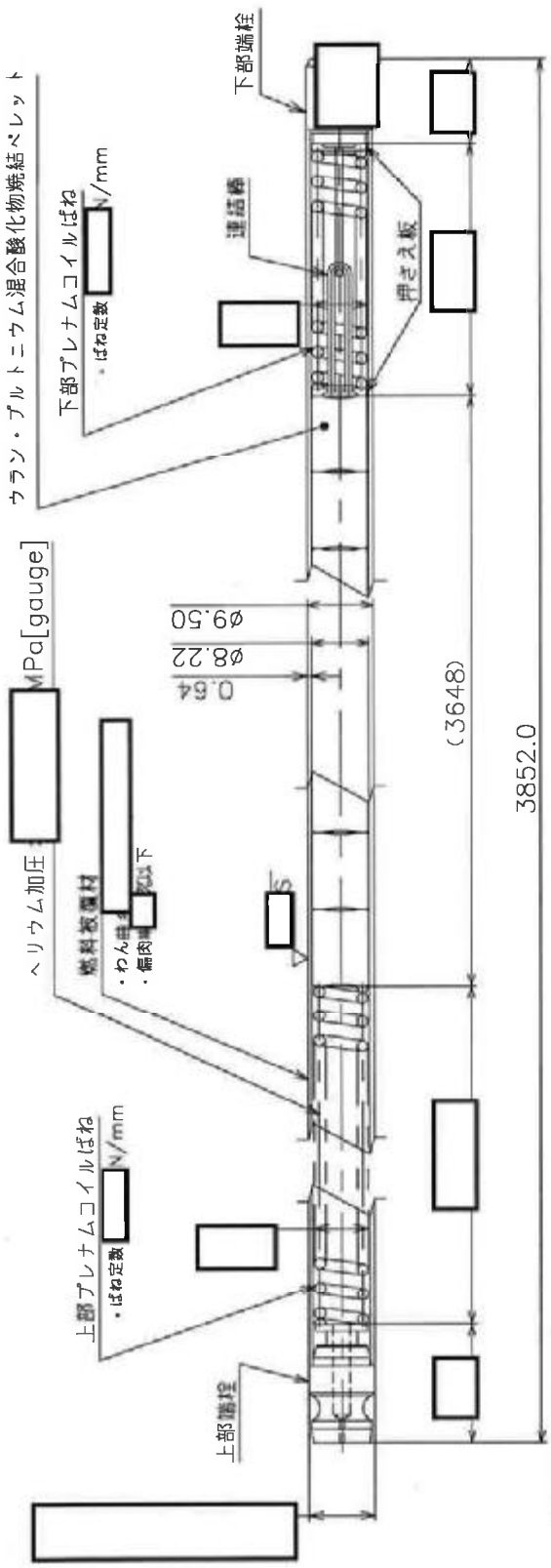
【第 1-3-1-9 図】の補足

炉内計装用案内シンプルの構造図

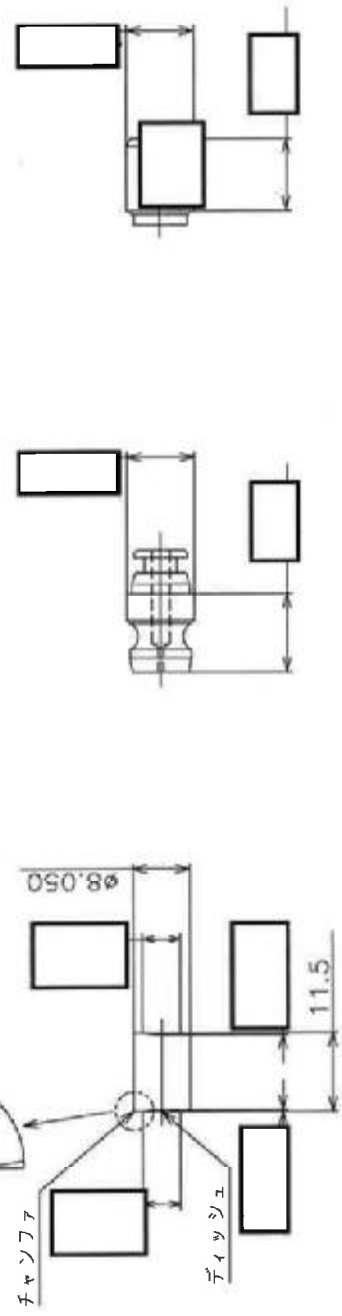
【第 1-3-1-10 図】

【第 1-3-1-10 図】の補足

ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット



プレンナム体積 $\square \text{ cm}^3$
 燃料要素の表面汚染 0.004 Bq/cm^2 以下
 ヘリウム漏えい試験を行ったときの燃料要素からの漏えい $1.0 \times 10^{-9} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ 以下





ペレット詳細図 \square 以下であること
 PUSポット最大径 \square

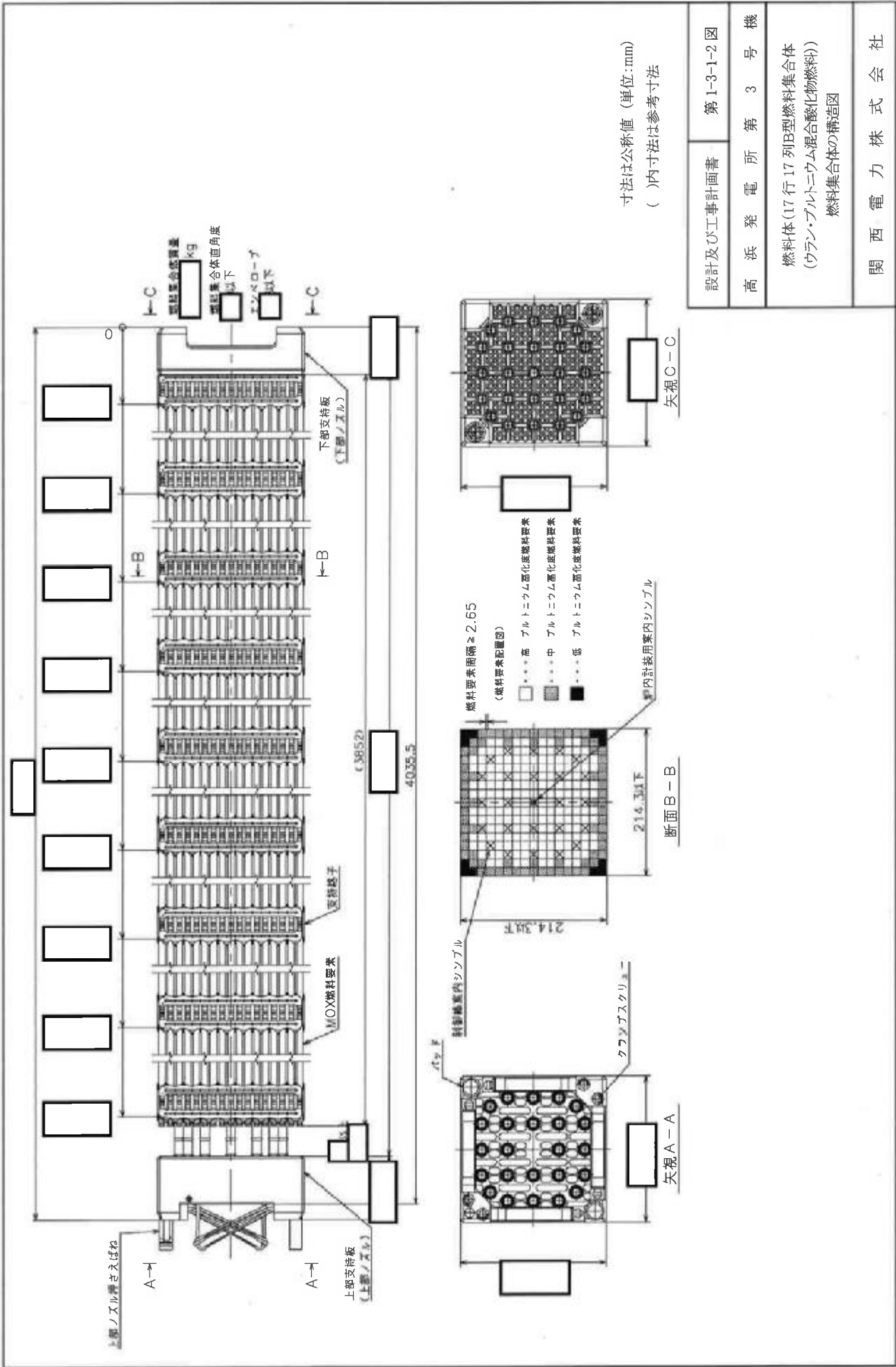
寸法は公称値 (単位:mm)
 ()内寸法は参考寸法

設計及び工事計画書	第 1-3-1-1 図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
燃料体(17行17列D型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 燃料要素の構造図	
関 西 電 力 株 式 会 社	

【第 1-3-1-1 図】の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

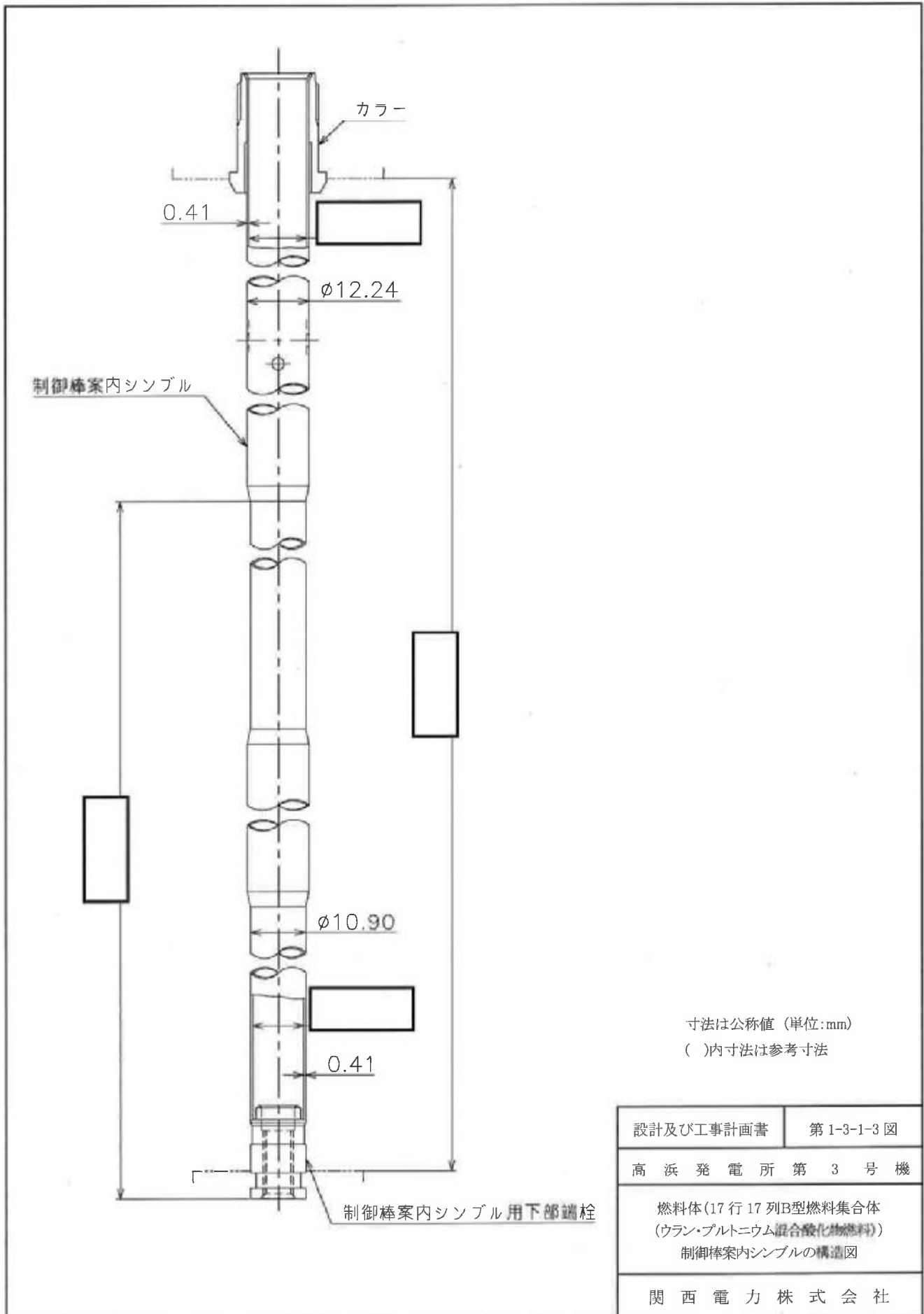
名称		公称値(mm)		許容範囲(mm)	根 拠
二行二列B型燃料集合体(ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)	ウラン・プルトニウム混合酸化燃料要素	全長(端栓とも)	3852.0		メーカー基準
		ペレット直径	8.050		メーカー基準
		ペレット長さ	11.5		メーカー基準
		被覆材外径	9.50		メーカー基準
		被覆材内径	8.22		メーカー基準
		被覆材肉厚	0.64		メーカー基準
		上部プレナム長さ			メーカー基準
		下部プレナム長さ			メーカー基準
		上部プレナム コイル外径			メーカー基準
		下部プレナム コイル外径			メーカー基準
		上部端栓頭部長さ			メーカー基準
		上部端栓外径			メーカー基準
		下部端栓頭部長さ			メーカー基準
		下部端栓外径			メーカー基準



【第 1-3-1-2 図】の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値(mm)		許容範囲(mm)	根 拠
集合体 燃料	全長	4035.5	<input type="text"/>	メーカー基準
上下部支持板(上下部ノズル)	上部支持板 (上部ノズル) 外寸法	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー基準
	上部支持板 (上部ノズル) 高さ(下面から パッド上端まで)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー基準
	下部支持板 (下部ノズル) 外寸法	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー基準
	下部支持板 (下部ノズル) 高さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー基準







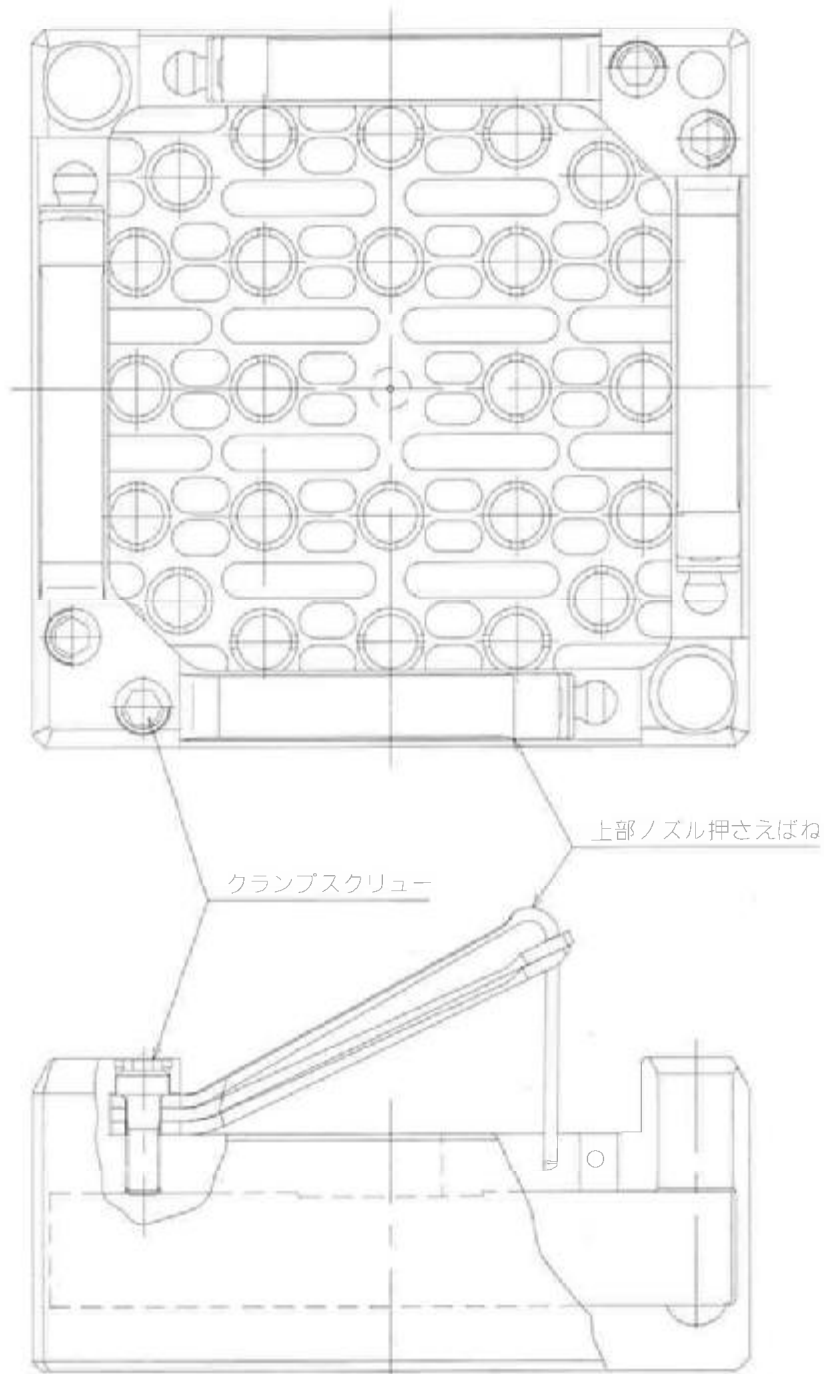
寸法は公称値 (単位:mm)
 ()内寸法は参考寸法

設計及び工事計画書	第 1-3-1-3 図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
燃料体(17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 制御棒案内シンプルの構造図	
関 西 電 力 株 式 会 社	

【第 1-3-1-3 図】の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値(mm)		許容範囲(mm)	根 拠
制御棒案内シンプル	外径(太径部)	12.24		メーカー基準
	外径(細径部)	10.90		メーカー基準
	肉厚(太径部)	0.41		メーカー基準
	肉厚(細径部)	0.41		メーカー基準



クランプスクリュー

上部ノズル押さえばね

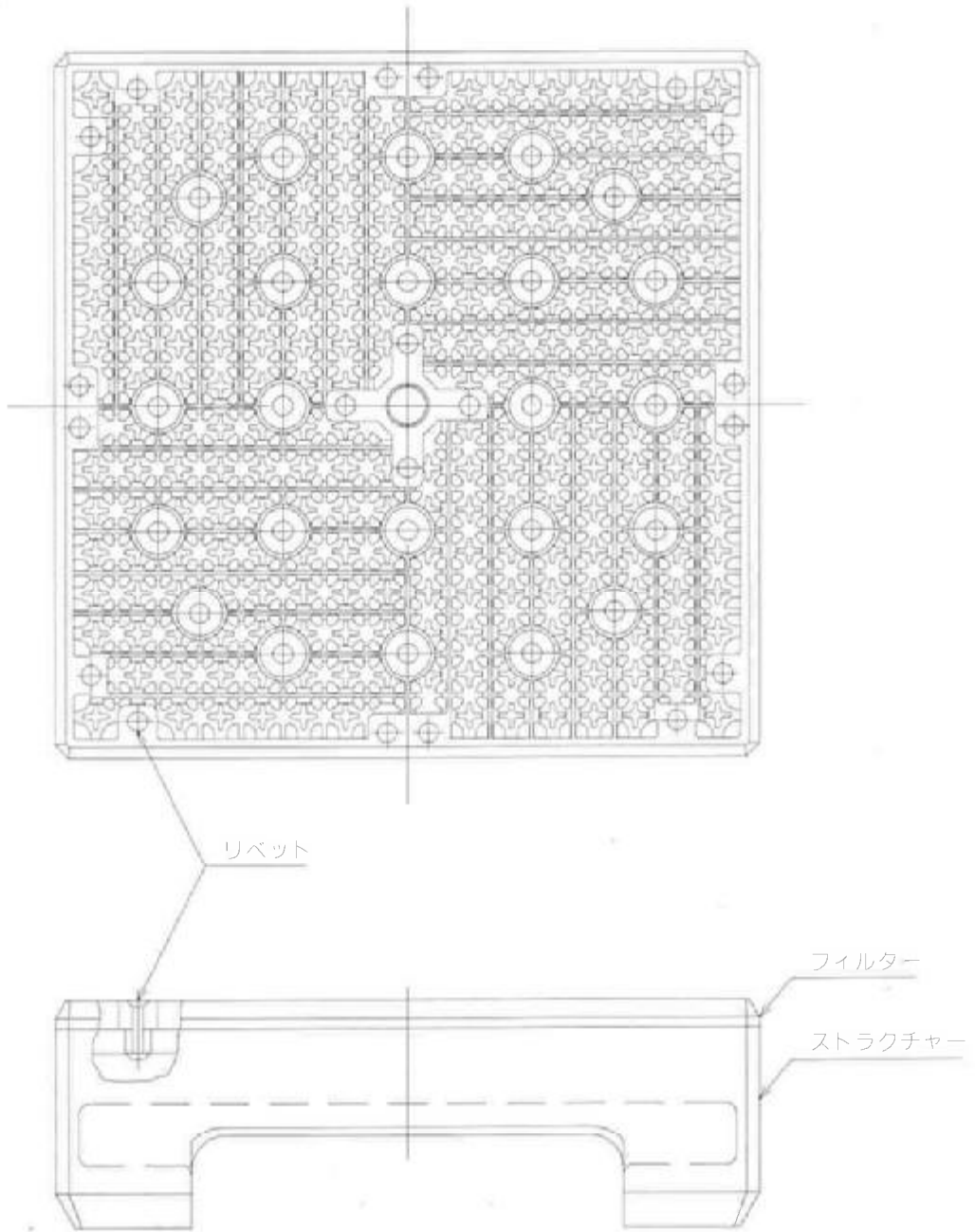
設計及び工事計画書

第 1-3-1-4 図

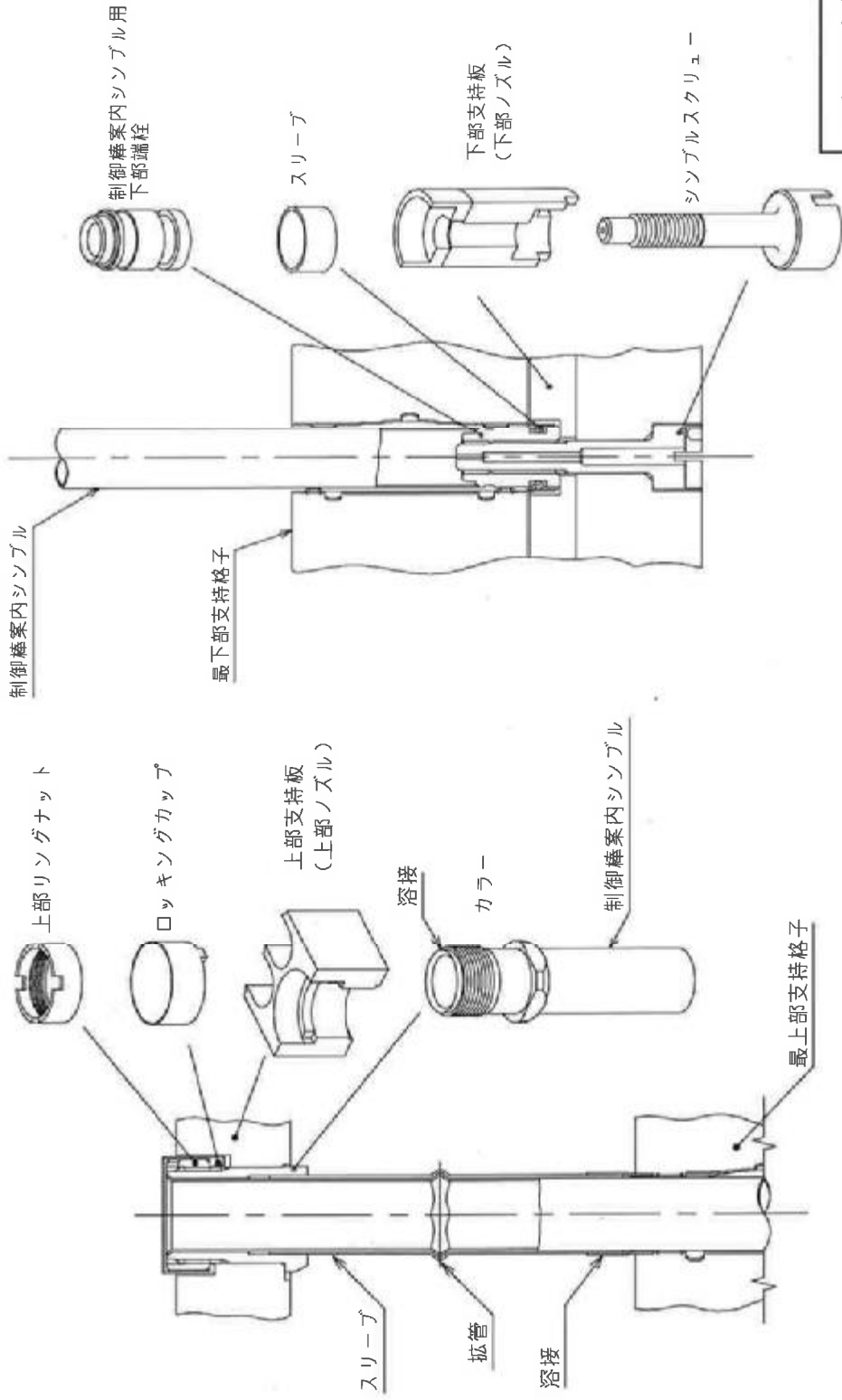
高 浜 発 電 所 第 3 号 機

燃料体(17行17列B型燃料集合体
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料))
上部支持板(上部ノズル)の構造図

関 西 電 力 株 式 会 社



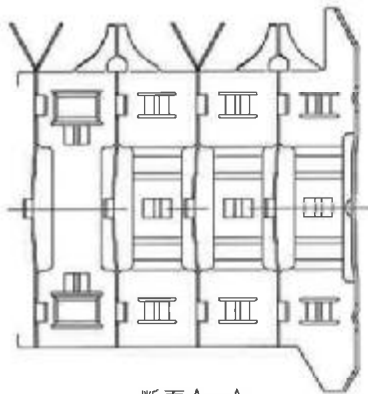
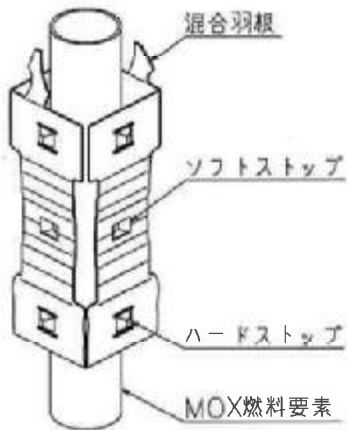
設計及び工事計画書	第 1-3-1-5 図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
燃料体(17行 17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 下部支持板(下部ノズル)の構造図	
関 西 電 力 株 式 会 社	



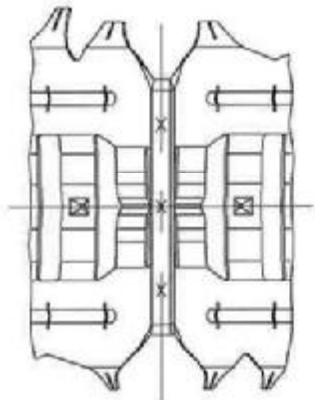
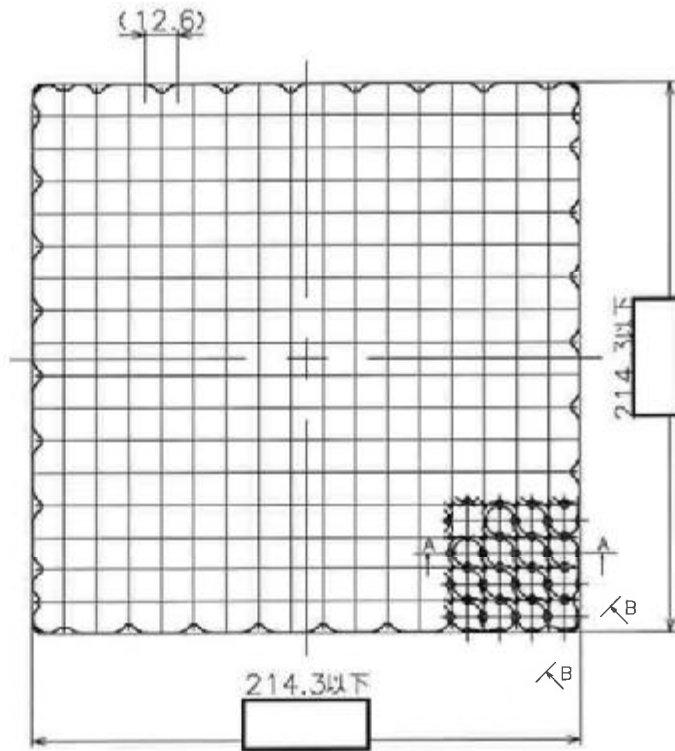
下部支持板(下部ノズル)との結合

上部支持板(上部ノズル)との結合

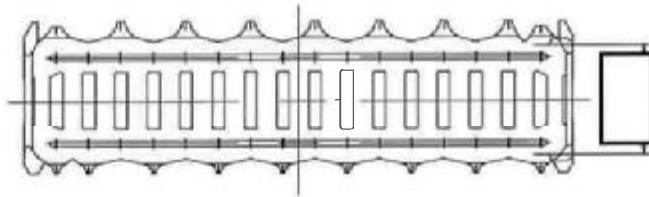
設計及び工事計画書	第 1-3-1-6 図
高 浜 発 電 所	第 3 号 機
燃料体(17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 上下部支持板(上下部ノズル)と 制御棒案内シシブルの結合部構造図	
関 西 電 力 株 式 会 社	



断面A-A



矢視B-B

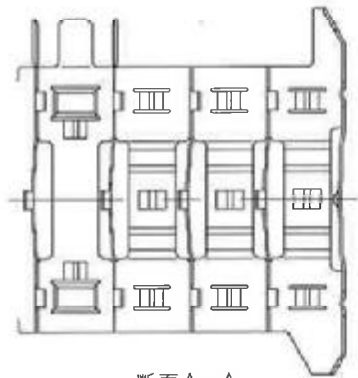
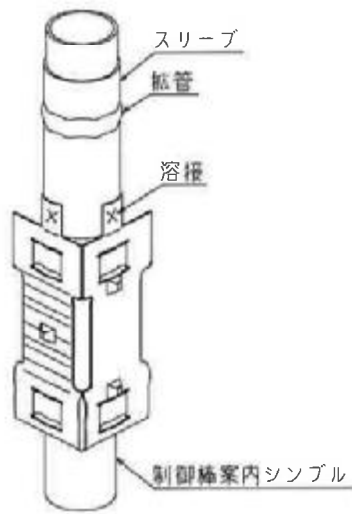


設計及び工事計画書	第1-3-1-7図
高浜発電所第3号機	
燃料体(17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 中間部支持格子の構造図	
関西電力株式会社	

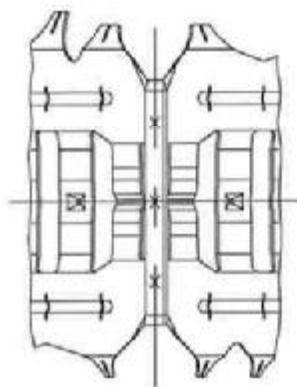
【第 1-3-1-7 図】の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

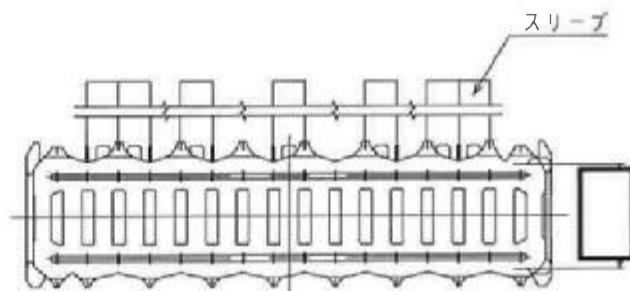
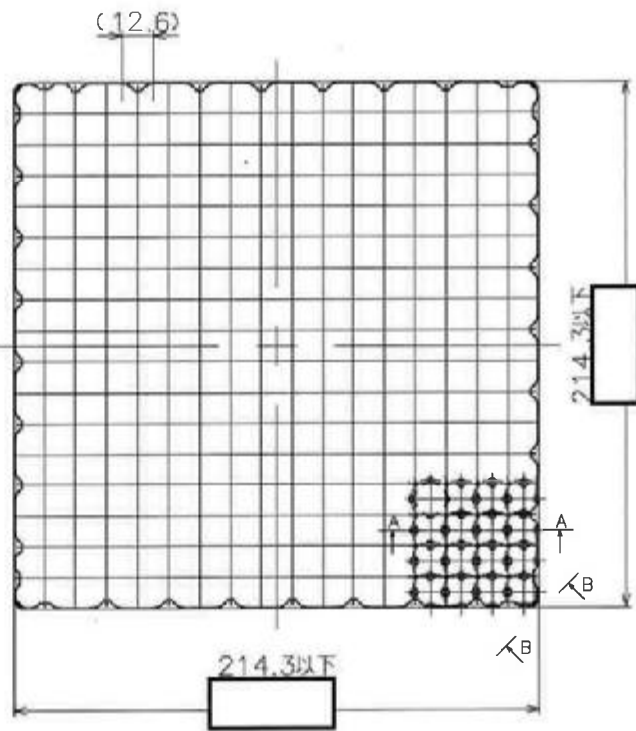
名称	公称値(mm)		許容範囲(mm)	根 拠
支持 格子 中間 部	高さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー基準



断面A-A



矢視B-B



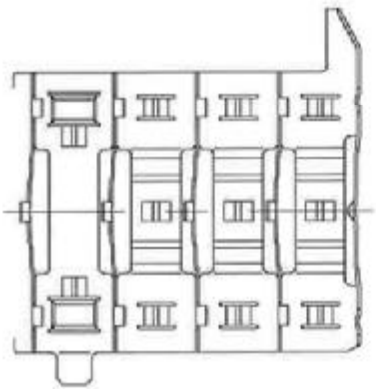
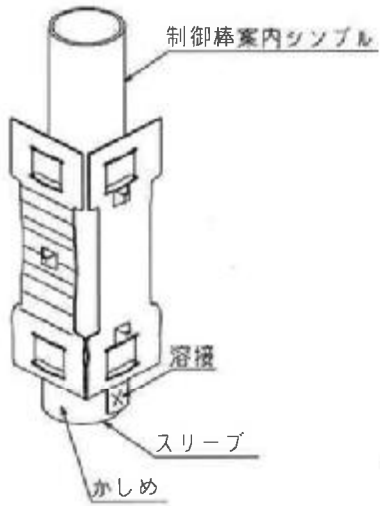
寸法は公称値 (単位:mm)
()内寸法は参考寸法

設計及び工事計画書	第1-3-1-8図
高浜発電所第3号機	
燃料体(17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 最上部支持格子の構造図	
関西電力株式会社	

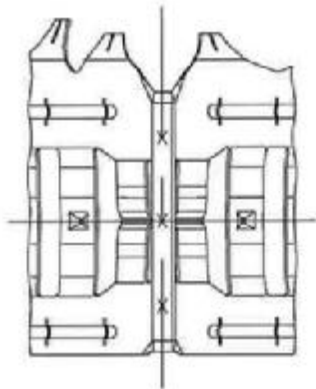
【第 1-3-1-8 図】の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

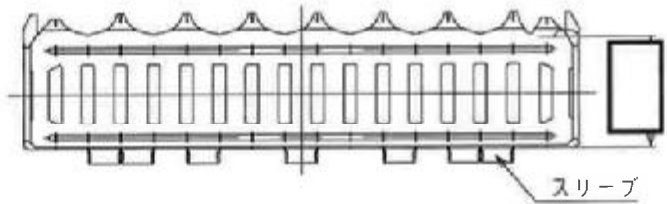
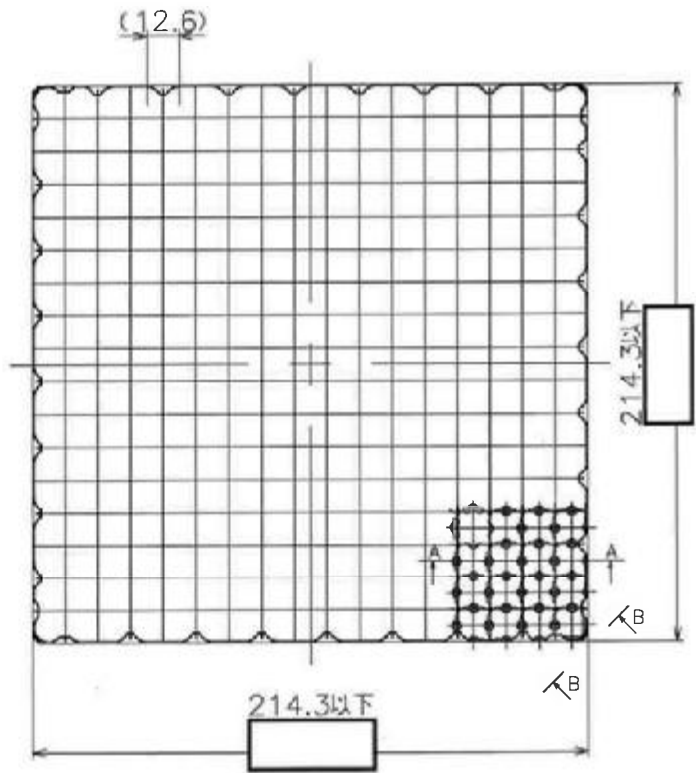
名称	公称値(mm)		許容範囲(mm)	根 拠
支持格子 最上部	高さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー基準



断面A-A



矢視B-B



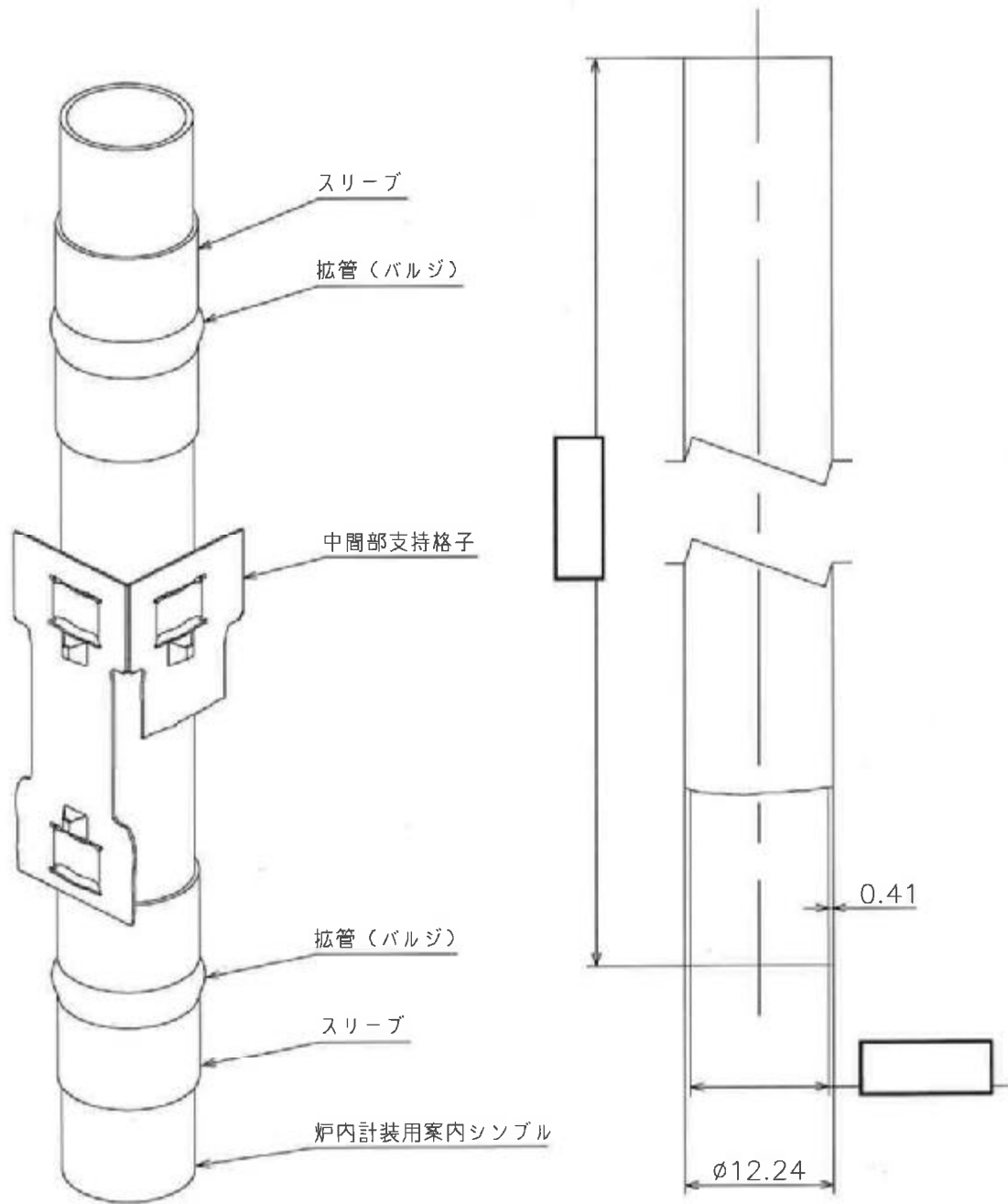
寸法は公称値 (単位:mm)
()内寸法は参考寸法

設計及び工事計画書	第 1-3-1-9 図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
燃料体(17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 最下部支持格子の構造図	
関 西 電 力 株 式 会 社	

【第 1-3-1-9 図】の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値(mm)		許容範囲(mm)	根 拠
支持格子 最下部	高さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー基準





寸法は公称値 (単位:mm)
 ()内寸法は参考寸法

設計及び工事計画書	第 1-3-1-10 図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
燃料体(17行17列B型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)) 炉内計装用案内シンプルの構造図	
関 西 電 力 株 式 会 社	

【第 1-3-1-10 図】の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値(mm)		許容範囲(mm)	根 拠
案内シンプル 炉内計装用	外径	12.24		メーカー基準
	肉厚	0.41		メーカー基準