

設計及び工事計画認可申請書  
(伊方発電所第3号機の変更の工事)

原子力発 第22232号  
令和4年 8月31日

原子力規制委員会 殿

住所 香川県高松市丸の内2番5号  
氏名 四国電力株式会社

取締役社長 長井 啓介  
社長執行役員

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。

別紙

伊方発電所第3号機

設計及び工事計画認可申請書

本文

添付書類

令和4年8月

四国電力株式会社

## 目 次

- 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
- II. 工事計画
- III. 工事工程表
- IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
- V. 変更の理由
- VI. 添付書類

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	四国電力株式会社
住	所	香川県高松市丸の内2番5号
代表者の氏名		取締役社長 社長執行役員 長井 啓介

## II. 工事計画

### 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 伊方発電所  
所 在 地 愛媛県西宇和郡伊方町

### 2 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出 力	2,022,000kW	
第1号機	566,000kW	
第2号機	566,000kW	
第3号機	890,000kW	(今回申請分)
周波数	60Hz	

申請範囲目次（変更の工事に該当するものに限る）

原子炉本体

3 燃料体

- ・ 17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）

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

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

3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料（初装荷及び取替えの別に記載すること。）

				変更前	変更後	
名		称		—	17行17列 B型燃料集合体 (ウラン燃料)	
種		類		—	17行17列 ウラン燃料体	
主 取 要 替 寸 法	燃 料 集 合 体	燃	全長（下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ）	mm	—	4,028.0 (注1,2)
		集	断 面 寸 法 (最大の断面寸法)	mm	—	214.3×214.3 (注2)
		合	燃 料 要 素 ピ ッ チ	mm	12.6 (注1,3)	変更なし
		体	上部支持板下面と燃 料要素上端の間隔	mm	—	<input type="checkbox"/> (注1,2)
	ガ ド リ ニ ア 入 り ウ ラ ン 燃 料 要 素	二 酸 化 ウ ラ ン 燃 料 要 素	全長（端栓とも）	mm	—	3,862.0 (注1,2)
			有 効 長 さ	mm	3,648 (注1,4)	変更なし
			ペ レ ッ ト 直 径	mm	8.19 (注3)	8.190 (注1,5)
			ペ レ ッ ト 長 さ	mm	—	9.2 (注1,2)
			燃 料 被 覆 材 外 径	mm	9.5 (注3)	9.50 (注1,2)
			燃 料 被 覆 材 内 径	mm	—	8.36 (注1,2)
			燃 料 被 覆 材 肉 厚	mm	0.57 (注1,3)	変更なし
			上 部 プ レ ナ ム 長 さ	mm	—	<input type="checkbox"/> (注1,5)
			下 部 プ レ ナ ム 長 さ	mm		<input type="checkbox"/> (注1,2)
			上 部 プ レ ナ ム コ イ ル ばね外径	mm		<input type="checkbox"/> (注1,2)
下 部 プ レ ナ ム コ イ ル ばね外径	mm	<input type="checkbox"/> (注1,2)				



(続き)

				変更前	変更後	
主 要 寸 法	取 替 燃 料	(注6) 最下部支持格子	最上部支持格子及び	外 寸 法	mm	 (注1,7)
				高 さ	mm	 (注1,2)
		(注8) 支持格子	中間部	外 寸 法	mm	 (注1,7)
				高 さ	mm	 (注1,2)
		(注9) (上部ノズル)	上部支持板	外 寸 法	mm	 (注1,10)
				高さ (下面からパッド上端まで)	mm	 (注1,2)
		(注11) (下部ノズル)	下部支持板	外 寸 法	mm	 (注1,10)
				高 さ	mm	 (注1,2)
		(注12) シ ン ブ ル	制御棒案内	外 径	mm	太径部 : 12.24 (注1,2) 細径部 : 10.90 (注1,2)
				肉 厚	mm	太径部 : 0.41 (注1,2) 細径部 : 0.41 (注1,2)
		(注13) 案内シ ン ブ ル	炉内計装用	外 径	mm	12.24 (注1,2)
				肉 厚	mm	0.41 (注1,2)

(続き)

				変更前	変更後		
材 取 替 燃 料	（二酸化ウランプレン燃料材 A）	組	ウラン235濃縮度	wt%	4.80 (注1,14)	変更なし	
			密度（理論密度比）	%	97 (注3)	97.0 (注1,2)	
			ウラン含有率	wt%	—	<input type="text"/> 以上 (注2)	
		成	酸素対ウラン比	—		2.00 (注1,2)	
			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)			
		（二酸化ウランプレン燃料材 B）	組	ウラン235濃縮度		wt%	4.10 (注1,14)
				密度（理論密度比）	%	97 (注3)	97.0 (注1,2)
	ウラン含有率			wt%	—	<input type="text"/> 以上 (注2)	
	成		酸素対ウラン比	—		2.00 (注1,2)	
			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)			
	燃料材（ガドリニア混合二酸化ウラン）		組	ウラン235濃縮度		wt%	3.20 (注1,14)
				密度（理論密度比）	%	96 (注3)	96.0 (注1,2)
		ウラン含有率		wt%	—	<input type="text"/> 以上 (注2)	
		成	酸素対ウラン比	—	—	<input type="text"/> (注1,2)	
			ガドリニア濃度	wt%	約10 (注14)	10.00 (注1,2)	
ガドリニウム濃度			wt%	—	<input type="text"/> (注1,2)		
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)					

(続き)

				変更前	変更後		
材 取 替 燃 料 料	燃 料 材 （ 混 合 二 酸 化 ウ ラ ン ）	ガ ド リ ニ ア	ウラン235濃縮度	wt%	3.20 (注1,14)	変更なし	
			密度（理論密度比）	%	96 (注3)	96.0 (注1,2)	
			ウラン含有率	wt%	—	<input type="text"/> 以上 (注2)	
		組 成	酸 素 対 ウ ラ ン 比	酸素対ウラン比	—	—	<input type="text"/> (注1,2)
				ガドリニア濃度	wt%	約6 (注14)	6.00 (注1,2)
				ガドリニウム濃度	wt%	—	<input type="text"/> (注1,2)
				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			—	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系 ジルコニウム基 合金 (注3)	変更なし	
	燃料被覆材端栓			—	—	ASTM B351 Gr. R60804 (注2) (ZrTN 804D 相当)	
	最上部支持格子及び 最下部支持格子			—		AMS 5596 (注2)	
	中間部支持格子			—		ASTM B352 Gr. R60804 (注2)	
	上部支持板（上部ノズル）及び 下部支持版（下部ノズル）			—		ASTM <input type="text"/> <input type="text"/> (注2)	
	制御棒案内シムブル			—		ASTM B353 Gr. R60804 (注2)	
	上部ノズル押さえばね			—		AMS 5596 (注2)	
	クランプスクリュー			—		ASTM <input type="text"/> <input type="text"/> (注2)	
	上部リングナット・ シムブルスクリュー・ ロッキングカップ			—		<input type="text"/> (注2)	

				変更前	変更後
材 取 替 燃 料	料	リベット	—	—	<input type="text"/> (注2)
		炉内計装用案内シンプル	—		ASTM B353 Gr. R60804 (注2)
		スリーブ	—		<input type="text"/> (注2)
		上部プレナムコイルばね (注15)	—		<input type="text"/> (注2)
		下部プレナムコイルばね (注15)	—		AMS <input type="text"/> (注2)
		押さえ板 (下部プレナム コイルばね用部品)	—		<input type="text"/> (注2)
		連結棒 (下部プレナム コイルばね用部品)	—		<input type="text"/> (注2)
		制御棒案内シンプル用 下部端栓及びカラー	—		ASTM B351 Gr. R60804 (注2)
		ストッパー	—		ASTM B352 Gr. R60804 (注2)

- (注 1) 公称値
- (注 2) 記載内容は、平成 30 年 6 月 13 日付け原規規発第 18061310 号にて認可された燃料体設計認可申請書による。
- (注 3) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成 29 年 9 月 29 日付け原規規発第 1709291 号にて認可された工事計画の資料 1「熱出力計算書」による。
- (注 4) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成 28 年 3 月 23 日付け原規規発第 1603231 号にて認可された工事計画の原子炉本体における「2 炉心」のうち「(1)炉心有効高さ」による。
- (注 5) 記載内容は、平成 30 年 6 月 13 日付け原規規発第 18061310 号にて認可された燃料体設計認可申請書による。なお、燃料体設計認可申請書ではペレット直径を「8.19」、上部プレナム長さを  と記載。
- (注 6) 最上部支持格子数量 : 燃料体当たり 1 個  
最下部支持格子数量 : 燃料体当たり 1 個
- (注 7) 記載内容は、平成 30 年 6 月 13 日付け原規規発第 18061310 号にて認可された燃料体設計認可申請書による。なお、燃料体設計認可申請書では最上部支持格子及び最下部支持格子並びに中間部支持格子を「214×214」と記載。
- (注 8) 中間部支持格子数量 : 燃料体当たり 7 個
- (注 9) 上部支持板数量 : 燃料体当たり 1 個
- (注 10) 記載内容は、平成 30 年 6 月 13 日付け原規規発第 18061310 号にて認可された燃料体設計認可申請書による。なお、燃料体設計認可申請書では上部支持板を「213×213」、下部支持板を「214×214」と記載。
- (注 11) 下部支持板数量 : 燃料体当たり 1 個
- (注 12) 制御棒案内シンプル数量 : 燃料体当たり 24 本
- (注 13) 炉内計装用案内シンプル数量 : 燃料体当たり 1 本
- (注 14) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成 29 年 9 月 29 日付け原規規発第 1709291 号にて認可された工事計画の原子炉本体における「2 炉心」のうち「(2)燃料材の濃縮度又は富化度」による。
- (注 15) 上部プレナムコイルばね数量 : 燃料体当たり 264 個  
下部プレナムコイルばね数量 : 燃料体当たり 264 個

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

本設計及び工事計画における「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。

変 更 前	変 更 後
<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目 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(5.2 特定重大事故等対処施設、5.6 安全弁等、5.7 逆止め弁等、5.8 ガスタービン)の設計条件、5.9 内燃機関の設計条件、5.10 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>第1章 共通項目 変更なし</p>
<p>第2章 個別項目 1. 炉心等 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>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>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槽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>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>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>第2章 個別項目 1. 炉心等 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>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。燃料体の物理的性質及び化学的性質について、「1.1 燃料体」に基づき設計する。</p> <p>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槽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>燃料体は、「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 原子炉安全専門審査会)及び「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 原子力安全委員会了承)に基づき、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>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>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>1.1 燃料体</p> <p>1.1.2 17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料)</p> <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> <table border="0"> <tr> <td>炭素</td> <td>0.010以下</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>0.0015以下</td> </tr> <tr> <td>水素</td> <td>0.0002以下</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>0.0075以下</td> </tr> </table> <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> <ol style="list-style-type: none"> <li>各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</li> <li>密度の偏差は、著しく大きくないこと。</li> <li>表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</li> <li>表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</li> </ol> <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> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol> <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> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol>	炭素	0.010以下	ふっ素	0.0015以下	水素	0.0002以下	窒素	0.0075以下
炭素	0.010以下								
ふっ素	0.0015以下								
水素	0.0002以下								
窒素	0.0075以下								

変 更 前

変 更 後

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。

- (1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。
- (2) 被覆材の軸は、著しく湾曲していないこと。
- (3) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値は、主成分について以下に掲げる値であること。また、不純物は日本産業規格H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「4 品質」の表3に規定する値（主成分とするものは除く。）であること。

・ Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金

スズ	0.90～1.15
鉄	0.24～0.30
クロム	0.13～0.19
ニオブ	0.08～0.14
ニッケル	0.007～0.014

酸素

ジルコニウム 残り

- (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。
- (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。
- (6) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。
- (7) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。
- (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。
- (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/dm<sup>2</sup>以下又は14日間で38mg/dm<sup>2</sup>以下であること。
- (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。

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。

- (1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。
- (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に掲げるニオブ及びカルシウムを除く。



変 更 前	変 更 後
	<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/dm<sup>2</sup>以下又は14日間で38mg/dm<sup>2</sup>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  引張強さ：415N/mm<sup>2</sup>以上  耐力：240N/mm<sup>2</sup>以上  伸び：14%以上</p> <p>b. 試験温度316℃  引張強さ：215N/mm<sup>2</sup>以上  耐力：105N/mm<sup>2</sup>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) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</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) 支持格子、上部支持板、下部支持板、制御棒案内シンプルにあつては、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。</p> <p>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> <p>(5) 上部プレナムコイルばね、下部プレナムコイルばねにあつては、ばね定数が次のとおりであること。</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>a. 上部プレナムコイルばね <input type="text"/> N/cm  b. 下部プレナムコイルばね <input type="text"/> N/cm</p> <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"> <li>(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</li> <li>(2) 燃料要素の軸は、著しく湾曲していないこと。</li> <li>(3) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</li> <li>(4) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</li> <li>(5) 日本産業規格Z4504 (2008)「放射性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/mm<sup>2</sup>を超えないこと。</li> <li>(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・mm<sup>3</sup>/sを超えないこと。</li> <li>(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。</li> <li>(8) 部品の欠如がないこと。</li> <li>(9) ヘリウム加圧量は、<input type="text"/> MPa[gauge]であること。</li> </ol> <p>燃料要素の集合体である燃料体は、次のいずれにも適合する設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</li> <li>(2) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</li> <li>(3) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</li> <li>(4) 部品の欠如がないこと。</li> </ol>
<p>4. 流体振動等による損傷の防止  燃料体、炉心支持構造物、熱遮蔽材及び原子炉容器は、1次冷却材の循環、沸騰その他の1次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の1次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p>	<p>4. 流体振動等による損傷の防止</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>5. 主要対象設備  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>5. 主要対象設備</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

原子炉本体の共通項目の基本設計方針として、原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）の基本設計方針を以下に示す。  
本設計及び工事計画における「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」の適用条文に関係する範囲に限る。

変 更 前	変 更 後
<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉冷却系統施設の基本設計方針においては、設置許可基準規則第2条第2項第11号に規定される「重大事故等対処施設」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。</li> <li>2. 原子炉冷却系統施設の基本設計方針においては、設置許可基準規則第2条第2項第14号に規定される「重大事故等対処設備」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を構成するものを含まないものとする。</li> </ol>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>2.1.1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>a. 耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器は、基準地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</li> <li>b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</li> </ol> <p>重大事故等対処設備は、各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故等対処設備に分類し、分類した設備が設置される施設の区分に応じた地震力による設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>c. Sクラスの施設（e.に記載のものを除く。）は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。動的機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、又は既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認することにより、当該</li> </ol>	<p>第1章 共通項目</p> <p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>2.1.1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>機器に要求される機能を保持する設計とする。</p> <p>また、設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。動的機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、又は既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認することにより、当該機器に要求される機能を保持する設計とする。</p> <p>d. Sクラスの施設（e.に記載のものを除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。また、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設について、基準地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、影響が考えられる施設、設備については許容限界の範囲内に留まることを確認する。</p> <p>e. 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器並びに浸水防止設備、津波監視設備又は使用済燃料乾式貯蔵容器が設置された建物・構築物は、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が保持できる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお、基準地震動の水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せについては、d.に記載のものと同様とする。</p> <p>f. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。</p> <p>当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとし、Sクラス施設と同様に許容限界の範囲内に留まることを確認する。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。本施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力を適用するものとする。</p> <p>g. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む）の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺施設等の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>h. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>i. 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>j. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。</p> <p>弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。</p> <p>基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。</p> <p>(2) 設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処設備の設備分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系</li> <li>・使用済燃料を貯蔵するための施設</li> <li>・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>原子炉の停止状態を維持するための施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設</li> <li>放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設</li> <li>津波防護施設及び浸水防止設備</li> <li>津波監視設備</li> </ul> <p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスの施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設</li> <li>放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）</li> <li>放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設</li> <li>使用済燃料を冷却するための施設</li> <li>放射性物質の放出を伴う場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設</li> </ul> <p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の設備分類</p> <p>重大事故等対処設備について、各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下のとおり分類する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>イ. 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であって、イ. 以外のもの</p> <p>(b) 常設重大事故緩和設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類を第2.1.2表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設について、静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器並びに浸水防止設備、津波監視設備又は使用済燃料乾式貯蔵容器が設置された建物・構築物を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて以下の地震層せん断力係数<math>C_i</math>及び震度に基づき算定するものとする。 重大事故等対処施設においては、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設について、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用する静的地震力を適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数<math>C_i</math>に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>ここで、地震層せん断力係数<math>C_i</math>は、標準せん断力係数<math>C_0</math>を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数<math>C_i</math>に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数<math>C_0</math>は1.0以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>ただし、土木建造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数<math>C_i</math>に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数<math>C_0</math>等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設について、動的地震力は、Sクラスの施設、Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるもの及び屋外重要土木建造物に適用する。</p> <p>Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建屋・構築物を除く。）については、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて動的地震力を算定する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木建造物、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器並びに浸水防止設備、津波監視設備又は使用済燃料乾式貯蔵容器が設置された建物・構築物については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設について、動的地震力は、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>



変 更 前	変 更 後
<p>うち、Bクラスの施設の機能を代替する施設であって共振のおそれのある施設に適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する施設であって共振のおそれのある施設については、共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造等と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化したうえで地震応答解析若しくは加振試験、又はその両方を実施する。</p> <p>動的地震力は水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定することとし、水平1方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設を抽出し、3次元応答性状の影響も考慮したうえで既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、地盤調査の結果から、0.7km/s以上のS波速度(2.6km/s)を持つ堅固な岩盤が十分な広がりを持つていることが確認されているため、敷地標高を考慮してEL.+10mとしている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動を基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設におけるBクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設におけるBクラス施設の機能を代替する常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動を1/2倍したものをを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>1. 動的解析法</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(4) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定に用いる動的解析は、原則として、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部の歪みレベルを考慮して定める。</p> <p>基準地震動及び弾性設計用地震動に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて不確かさによる変動幅を適切に考慮する。また、必要に応じて建物・構築物及び機器・配管系の設計用地震力に及ぼす影響を検討する。</p> <p>原子炉建屋及び原子炉補助建屋については、3次元FEM解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形、非線形解析のいずれかにて行う。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(p) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準、あるいは実験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう 1 質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する場合等には時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の 3 次元的な広がりをつまみ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平 2 方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の 1.2 倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。</p> <p>建物・構築物の応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>また、屋外重要土木構造物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数については、地盤と構造物の連成系解析モデルにおける工学的な判断を踏まえて妥当性を検討する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物  設計基準対象施設については以下のイ.～ハ.の状態、重大事故等対処施設については以下のイ.～ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態  発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の条件下におかれている状態  ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態  発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態</p> <p>ハ. 設計用自然条件  設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風等）</p> <p>ニ. 重大事故等時の状態  発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>(b) 機器・配管系  設計基準対象施設については以下のイ.～ホ.の状態、重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態  発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態  通常運転時に予想される機器の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生じるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態  発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ニ. 設計用自然条件  設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風等）</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態  発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>b. 荷重の種類</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重、重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ただし、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には地震時の土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重、重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ 地震と組み合わせる荷重については「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれ</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>がある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮したうえで設定する。</p> <p>ニ. 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮したうえで設定する。</p> <p>ニ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ. 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>踏まえ、適切な地震力（基準地震動又は弾性設計用地震動による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案のうえ設定する。継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。</p> <p>以上を踏まえ、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、弾性設計用地震動による地震力を組み合わせる。</p> <p>また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、弾性設計用地震動による地震力を組み合わせる。その際に用いる荷重の継続時間に係る復旧等の対応について、保安規定に定める。</p> <p>さらに、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、基準地震動による地震力を組み合わせる。</p> <p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ. 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>上記イ、ロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b. 荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>イ. 動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせるものとする。</p> <p>ロ. 地震と組み合わせる自然現象として、風及び積雪を考慮し、風荷重及び積雪荷重については、施設の設置場所、構造等を考慮して、地震荷重と</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>組み合わせる。</p> <p>d. 許容限界 各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物</p> <p>(i) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 建築基準法などの安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ii) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。 終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又は歪みが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>ロ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（ハ、トに記載のものを除く。） 上記イ.(i)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. 耐震クラスの異なる設計基準対象施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（ハ、トに記載のものを除く。） 上記イ.(ii)を適用するほか、耐震クラスの異なる設計基準対象施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。 当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ニ. 建物・構築物の保有水平耐力（ハ、トに記載のものを除く。） 建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに応じた安全余裕を有していることを確認する。 ここで、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準</p>	<p>変更なし</p>



変 更 前	変 更 後
<p>事故対処設備が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ホ. 気密性、止水性、遮蔽性を考慮する施設 構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定する。</p> <p>ハ. 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材の曲げについては、曲げ耐力、限界層間変形角又は圧縮縁コンクリート限界ひずみに対して妥当な安全余裕を持たせることとし、構造部材のせん断については、せん断耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。ただし、構造部材の曲げ、せん断に対して、許容応力度を適用することで、安全余裕を持たせることもある。 それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>ト. その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系 (ハ、ニに記載のものを除く。)</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。 ただし、1次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ(原子炉格納容器及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。)に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。 また、重大事故等時に作用する荷重との組合せに対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないように応力、荷重等を制限する。 また、地震時又は地震後に動的機能又は電気的機能が要求される機器</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>については、基準地震動による応答に対して、実証試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。当該機器が JEAG4601 に規定されている機種、形式、適用範囲等と大きく異なる場合又は機器の地震応答解析結果の応答値が JEAG4601 の規定を参考にして設定された機能確認済加速度を超える場合（評価方法が JEAG4601 に規定されている場合を除く。）については、既往の研究等を参考に異常要因分析を実施し、当該分析に基づき抽出した評価項目が評価基準値を超えないよう制限する。</p> <p>ロ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系      応答が全体的なおおむね弾性状態に留まることとする。</p> <p>ハ. 燃料集合体      地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の1次冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生じることにより制御棒の挿入が阻害されることのないことを確認する。</p> <p>ニ. 燃料被覆材      炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり確認する。      通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的なおおむね弾性状態に留まることを確認する。      通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことを確認する。</p> <p>ホ. 使用済燃料乾式貯蔵容器      使用済燃料乾式貯蔵容器に要求される機能を保持することを以下のとおり確認する。      密封境界部については、おおむね弾性状態に留まることを確認する。      使用済燃料乾式貯蔵容器の臨界防止機能を担保しているバスケットについては、臨界防止上有意な変形を起こさないことを確認する。      密封境界部以外の部位については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを確認する。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>監視設備が設置された建物・構築物 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できることを確認する。 浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できることを確認する。</p> <p>(5) 設計における留意事項</p> <p>a. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれの安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能（以下「上位クラス施設の有する機能」という。）を損なわない設計とする。この設計における評価にあたっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行う。 ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む）をいう。 上位クラス施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)から(d)の4つの事項から検討を行う。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合は、これを追加する。</p> <p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 不等沈下 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設の設置地盤の不等沈下により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>ロ. 相対変位 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設との相対変位により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(b) 上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、接続する下位クラス施設が損傷することにより、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(c) 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響  上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(d) 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響</p> <p>イ. 施設の損傷、転倒及び落下等  上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>ロ. 周辺斜面の崩壊  上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、上位クラス施設の有する機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。</p> <p>b. 使用済燃料乾式貯蔵容器  使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺施設等の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。  波及的影響の評価に当たっては、以下に示す (a) から (c) の3つの観点をもとに、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を損なわないことを確認する。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合は、これを追加する。  影響評価には、使用済燃料乾式貯蔵容器の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行うこととし、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。</p> <p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 不等沈下  使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料乾式貯蔵容器の設計に用いる地震動又は地震力による周辺施設等の設置地盤の不等沈下により、その安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>ロ. 相対変位  使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料乾式貯蔵容器の設計に用いる地震動又は地震力による周辺施設等との相対変位により、その安全機能を損なわないように設計する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(b) 使用済燃料乾式貯蔵容器間の相互影響  使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料乾式貯蔵容器の設計に用いる地震動又は地震力による隣接する使用済燃料乾式貯蔵容器との相互影響により、その安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>(c) 使用済燃料乾式貯蔵容器と周辺施設等との相互影響</p> <p>i. 周辺施設等の損傷、転倒及び落下等による使用済燃料乾式貯蔵容器への影響  使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料乾式貯蔵容器の設計に用いる地震動又は地震力による周辺施設等の損傷、転倒及び落下等により、その安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>ii. 周辺斜面の崩壊  使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料乾式貯蔵容器の設計に用いる地震動又は地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。</p> <p>(6) 緊急時対策所  緊急時対策所については、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。  緊急時対策所の建物については、耐震構造とし、遮蔽性能を担保する。また、緊急時対策所内の居住性を確保するため、緊急時対策所換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保できるよう、基準地震動による地震力に対し、過度な破損・変形等が生じない設計とする。  地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「(3) 地震力の算定方法」及び「(4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針  耐震重要施設、使用済燃料乾式貯蔵容器、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設及び特定重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。</p>	<p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

第2.1.1表 クラス別施設 (1/6)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス
S	a. 原子炉冷却材圧力カスケードリを構成する隔離・配管系	①原子炉容器 ②原子炉冷却材圧力カスケードリに属する容器・配管・ポンプ・弁	S S	①隔離弁を閉とするに必要となる電気及び計装設備	S	①原子炉容器・蒸気発生器・1次冷却ポンプ・加圧器の支持構造物 ②機器・配管・電気計装設備等の支持構造物	S	①内筒コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉制振建屋	(注5) 地震動 S S S
	b. 使用済燃料を貯蔵するための施設	①使用済燃料ピット ②使用済燃料クック ③使用済燃料棒式貯蔵容器 (注6)	S S S	-	-	①使用済燃料棒式貯蔵容器の貯蔵床台 (注6)	S	①原子炉建屋 ②使用済燃料棒式貯蔵建屋	S S
	c. 原子炉の緊急停止のために急速に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	①制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置 (原子炉トリップ機能に関する部分) ②化学体積制御設備のうち、ほう酸注入系	S S	①炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管 ②非常用電源 (燃料油系含む) 及び計装設備	S S	①機器・配管・電気計装設備等の支持構造物	S	①内筒コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉制振建屋 ④非常用電源の燃料油系を支持する構造物	S S S S
	d. 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	①主蒸気・主給水系 (主給水停止弁より蒸気発生器の次側まで) ②制御給水系 ③制御給水タンク ④放射線遮蔽設備	S S S S	①原子炉制振冷却水設備 (当該主要設備に係るもの) ②原子炉制振冷却水設備 ③燃料油冷却水タンク ④炉心支持構造物 (炉心冷却に直接影響するもの) ⑤非常用電源 (燃料油系含む) 及び計装設備	S S S S	①機器・配管・電気計装設備等の支持構造物	S	①内筒コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉制振建屋 ④海水ポンプ基礎等の給水系を支持する構造物 ⑤非常用電源の燃料油系を支持する構造物	S S S S S S

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 クラス別施設 (2/6)

耐震重要区分	機能別分類	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス
S	e. 原子炉冷却圧力バッキングリ放熱事故後、炉心から崩壊物を除去するための施設	①安全注入設備(再循環用) ②冷却除去設備 ③燃料取扱用タンク	S S S	①原子炉補助冷却水設備(当該主要設備に係るもの) ②原子炉補助冷却水設備 ③中央制御室の運転と空調設備 ④非常用電源(燃料油系含む)及び計装設備	S S S S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①炉床コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉格納容器 ④海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ⑤非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss Ss
	f. 原子炉冷却圧力バッキングリ放熱事故の際、炉心圧力調整し、放射性物質の放出を直接防ぐための施設	①原子炉格納容器 ②原子炉格納容器バッキングリに属する配管・弁	S S	①隔離弁を用いるに必要電圧及び計装設備	S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋	Ss Ss
	g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際、その外部放散を抑制するための施設であり、f.以外の施設	①格納容器スプレイクベ ②燃料取扱用タンク ③アニュウラスシールド ④アニュウラス空気ろ過装置 ⑤格納容器排気筒 ⑥安全格納容器空気浄化装置	S S S S S S	①原子炉補助冷却水設備 ②原子炉補助冷却水設備 ③非常用電源(燃料油系含む)及び計装設備	S S S S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③原子炉格納容器 ④外周コンクリート壁 ⑤海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ⑥非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss Ss Ss
	h. 津波防護機能を有する施設及び海水防止機能を有する施設(注6)	①海水ピット運 ②水袋ハッチ ③水袋置 ④床ドレンライン遮止弁 ⑤異源部止水処置	S S S S S	-	-	-	①機器等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 クラス別施設 (3/6)

耐震強度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス
S	i. 敷地における構造監視機能を有する施設 (注6)	①海陸監視カメラ ②耐震型温水ヒート水型計	S S	①非常用電源 (燃料油系含む) 及び計装設備	S	①電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ④非常用電源の燃料油系を支持する構造物	S S S S
	j. その他	①使用済燃料ヒート水補給設備 (非常用) ②炉内構造物	S	①非常用電源 (燃料油系含む) 及び計装設備	S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③非常用電源の燃料油系を支持する構造物	S S S
			S	-	-	-	-	-	-

変更前

変更後

変更なし



第2.1.1表 クラス別施設 (4/6)

前重量度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス
B	k. 原子炉冷却圧力バウナダリに直接接続され、1次冷却水を内蔵しているカズは内蔵し得る施設	①化学蒸発抑制系の抽出系と冷却抽出系	B	-	-	①機器、配管等の支持構造物	B	①炉室コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>
	l. 放射性廃棄物を不凝し、内蔵している施設 (ただし、内蔵廃棄物の量は貯蔵方式により、その施設に由来の放射性物質の放射線の影響が周辺地区に及ぼす年間の最大重量に比べて十分小さいものは除く)	①放射性廃棄物の処理槽、ただし、Cクラスに属するものは除く	B	-	-	①機器、配管等の支持構造物	B	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>
	m. 放射性廃棄物以外の放射線物質に関連した施設で、その施設により、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	①使用済燃料ピット水浄化系 ②化学体積制御設備のうちSクラス及びCクラスに属する以外のもの ③放射線遮蔽壁の大まき遮蔽 ④燃料貯蔵罐クレーン ⑤使用済燃料ピットクレーン ⑥燃料貯蔵罐クレーン ⑦燃料移送装置	B B B B B B B	-	-	①機器、配管等の支持構造物	B	①炉室コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>
	n. 使用済燃料を冷却するための施設	①使用済燃料ピット水浄化系	B	①原子炉使用済燃料冷却設備 (当該主要設備に属するもの) ②原子炉補助冷却設備 ③電気計装設備	B B B	①機器、配管、電気計装設備等の支持構造物	B	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③炉室コンクリート等の構造物を支持する構造物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>

変更前

変更後

変更なし



第2.1.1表 クラス別施設 (6/6)

耐震強度 分類	機能別分類	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス
C	原子炉施設ではあるが、放射線安全に係るしない施設	①タービン設備 ②原子炉建屋格納炉設備 ③補助ボイラ及び補助蒸気設備 ④消火設備(注8) ⑤注水設備・変圧器 ⑥電気変電設備 ⑦蒸気発生器ローダウーン設備 ⑧所用空気圧縮設備 ⑨格納容器がーラクレーン ⑩除塵器対積所 ⑪その他	C C C C C C C C C C C	①緊急時対応用施設 備・通信設備	C	①機器・配管・電気配線 設備等の支持構造物	C	①タービン機殻 ②炉内コンクリート ③原子炉建屋 ④原子炉建屋隔壁 ⑤補助ボイラ機殻 ⑥緊急時対応積所 ⑦非常用ガスタービン格納機殻 ⑧使用済燃料乾式貯蔵機殻	(注5) 被用 地運動 Sc Sc Sc Sc Sc Sc Sc

変 更 前

- (注1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物、構築物)をいう。
- (注5) S<sub>s</sub> : 基準地震動S<sub>s</sub>により定まる地震力  
S<sub>B</sub> : 耐震Bクラス施設に適用される地震力  
S<sub>C</sub> : 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力
- (注6) 基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して、機能を保持できるものとする。
- (注7) 使用済燃料乾式貯蔵施設の周辺施設(使用済燃料乾式貯蔵容器の貯蔵架台、基礎を除く。)のうち使用済燃料乾式貯蔵建屋以外については、耐震重要度Cクラスに準じた設計とする。
- (注8) 耐震Sクラス施設(使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。)、Bクラス施設を防護対象とする消火設備(火災感知設備を含む。)については、それぞれS<sub>B</sub>、S<sub>B</sub>に対して機能が維持されることを確認する。

変 更 後

変更なし

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備 (主要設備) の設備分類 (1/13)

計画設計上の 重要区分 の重区分	設備分類	設 備	直接支持構造物	間接支持構造物
<p>常設前線重要重大事故等 重大事故等対処施設</p> <p>過剰地震動Ssによる地 震力に対して、重大事故 等に対処する必要がある 事故に対処するために必 要な機能を損なわれない よう設計 するもの</p>	<p>1. 常設前線重要重大事故防 止設備</p> <p>常設重大事故防止設備 (重大 事故等対処設備のうち、重大 事故に至るおそれがある事 故が発生した場合であって、 設計基準地震動等に対処する 全機能又は使用済燃料ピツ クの冷却機能若しくは注水 機能が喪失した場合におい て、その喪失した場合におい 事故に至るおそれがある事 故に対処するために必要な 機能により、) を代替するこ とにより、重大事故の発生を 防止する機能を有する設備 であつて、前線重要設備に属す る機能を代替するもの</p>	<p>(1) 稼働燃料物の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピツク</li> <li>・使用済燃料ラック</li> <li>・使用済燃料保管容器ラック</li> </ul> <p>(2) 原子炉冷却系施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器</li> <li>・1次冷却材ポンプ</li> <li>・加圧器</li> <li>・原子炉容器</li> <li>・原子炉容器遮断器</li> <li>・余熱除去ポンプ</li> <li>・充てんポンプ</li> <li>・代替燃料容器スプレイポンプ</li> <li>・代替燃料容器スプレイポンプ</li> <li>・燃料取扱用水タンク</li> <li>・蓄圧タンク</li> <li>・再生輸送装置</li> <li>・補助給水タンク</li> <li>・格納容器取替用ポンプ</li> <li>・格納容器取替用ポンプ</li> <li>・格納容器スプレイ冷却器</li> <li>・原子炉補機冷却水ポンプ</li> <li>・海水ポンプ</li> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク</li> <li>・注水ポンプ</li> <li>・タービン駆動補助水ポンプ</li> <li>・電動機補助水ポンプ</li> <li>・主配管</li> <li>・主配管</li> </ul>	<p>・原子炉遮断器</p>	<p>・内部コンクリート ・原子炉遮断器 ・原子炉補助遮断器 ・海水ポンプ基礎等の注水系を 支持する構造物</p>

変 更 前

変 更 後

変更なし



第 2.1.2 表 重大事故等対処設備 (主要設備) の設備分類 (3/13)

所管級以上 の施設区分	設備分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物
<p>常設設置重大事故 防止設備が設置される 重大事故等対処施設</p> <p>基準地震動s1による地 震力に対して、重大事 故に至るおそれがある 事故に対処するために 必要な機能が損なわれ るおそれのないよう設 計するもの</p>	<p>1. 常設設置重大事故 防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備 (重 大事故等対処設備のうち、 重大事故に至るおそれがあ る事故が発生した場合であ って、設計基準事故等対処設 備の安全確認又は取用済機 材ヒット時の冷却機能若しく は注水機能が喪失した場合 において、その喪失した機 能 (重大事故に対処するた めに必要な機能に限る。) を代 替することにより重大事故 の発生を防止する機能を有 する設備であつて、重要事故 に属する設計基準重大事故 設備が有する機能を代替す るもの</p>	<p>(3) 計測制御系統施設 (つづき)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉外核計装盤</li> <li>・多様化自動作動盤 (ATWS稼働設備)</li> <li>・原子炉容器水位</li> <li>・補助給水タンク水位</li> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク水位</li> <li>・燃料取替用タンク水位</li> <li>・ほう殿タンク水位</li> <li>・安全保護用計器バック</li> <li>・重大事故対処設備制御盤-2</li> <li>・主配弁</li> </ul> <p>(4) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料容器頭レンゼリアモニタ (低レンジ)</li> <li>・燃料容器頭レンゼリアモニタ (高レンジ)</li> <li>・中央制御室空調ファン</li> <li>・中央制御室再循環ファン</li> <li>・中央制御室非常用給気ファン</li> <li>・中央制御室非常用給気フィルタユニット</li> <li>・中央制御室空調ユニット</li> <li>・中央制御室送風機</li> <li>・事故時放射線監視盤</li> </ul>	<p>機器・電気計装設備等の支持構 造物</p>	<p>内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋</p>

変 更 前

変 更 後

変更なし

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備 (主要設備) の設備分類 (4/13)

計画設計上の施設区分	設備分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物
<p>常設防護重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設</p> <p>基礎地震動Ssによる地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能を持つ必要があるおそれがある</p>	<p>1. 常設防護重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備 (重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準地震動に対する安全機能が喪失し、場合によっては、その機能に代わる事故に対するための必要機能を有する設備) である。これを代替する設備を有する設備であって、防護重大事故に属する設計基準地震動に対する機能を代替するもの</p>	<p>(5) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器</li> <li>機器出入口</li> <li>エアロック</li> <li>原子炉格納容器貫通部</li> <li>格納容器スプレッドポンプ</li> <li>格納容器冷却器</li> <li>燃料再処理タンク</li> <li>補助給水タンク</li> <li>格納容器冷却器</li> <li>格納容器再循環ユニット</li> <li>格納容器再循環ポンプ</li> <li>主配管</li> </ul> <p>(6) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル発電機</li> <li>ディーゼル発電機非常用送電装置</li> <li>ディーゼル発電機リンドラ冷却水ポンプ</li> <li>ディーゼル発電機送風機</li> <li>ディーゼル発電機送風機送風機</li> <li>ディーゼル発電機送風機送風機</li> <li>燃料油移送ポンプ</li> <li>非常用ガスタービン発電機</li> <li>非常用ガスタービン発電機送電装置</li> <li>非常用ガスタービン発電機非常用送電装置</li> <li>非常用ガスタービン発電機燃料油移送ポンプ</li> <li>非常用ガスタービン発電機燃料油サージスタック</li> <li>空冷式非常用送電装置</li> <li>空冷式非常用送電装置非常用送電装置</li> <li>空冷式非常用送電装置非常用送電装置</li> <li>空冷式非常用送電装置非常用送電装置</li> <li>空冷式非常用送電装置非常用送電装置</li> </ul>	<p>機器・配管等の支持構造物</p>	<p>間接支持構造物</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>内装コンクリート</li> <li>原子炉建屋</li> <li>原子炉補助建屋</li> </ul>
			<p>機器・配管・電気計装設備等の支持構造物</p>	<p>間接支持構造物</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋</li> <li>原子炉補助建屋</li> <li>非常用ガスタービン発電機建屋</li> <li>非常用電源の燃料油系を支持する構造物</li> <li>当該屋外設備を支持する構造物</li> </ul>

変更後

変更なし





第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（6/13）

<p>耐震設計上 の基礎区分 常設耐震重要 防止設備が設置される 重大事故等対処施設</p>	<p>設備分類</p>	<p>設 備</p>	<p>直接支持構造物</p>	<p>間接支持構造物</p>
<p>高棟地運動による地 震力に対して、重大事故 等に対処するたため必要 な機能が損なわれない よう設計 するもの</p>	<p>1. 常設耐震重要重大事故防 止設備 常設重大事故防止設備（重大 事故等対処設備のうち、重大 事故に至るおそれがある事 故が発生した場合であって、 設計基準重大事故等対処設備の法 全機能又は他用済燃料ピロ ットの冷却機能を失った場合にたい してその取返し機能（重大 事故に至るおそれがある事 故に際して）を代替すること により重大事故の発生を 防止する機能を有する設備 であつて高棟のもの）であつ て、耐震重要施設に属する設 計基準事故等対処設備が有す る機能を代替するもの</p>	<p>(7) 浸水防護施設 ・余熱除去冷却器蒸溜えい防止層 ・後冷却器スプレッド器蒸溜えい防止層 ・主配管  (8) 補機駆動用燃料設備 ・軽油タンク</p>	<p>・機器・配管等の支持構造物</p>	<p>・原子炉補助建屋</p>
			<p>・機器の支持構造物</p>	<p>・当該屋外設備を支持する構造 物</p>

変 更 前

変 更 後

変更なし

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（7/13）

設備分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物
<p>前掲設計上の施設区分</p> <p>常設耐震重要重大事故等 防止設備以外の常設重 大事故防止設備が設置 される重大事故等対処 施設</p> <p>静的地震力又は弾性地 震動SDに2分の1 を乗じたものによる地 震力に対して、十分に耐 えるよう設計するもの</p>	<p>2. 常設耐震重要重大事故防 止設備以外の常設重大事 故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であ って、耐震重要施設に属する 設計基準事故対処設備が有 する機能を代替するもの以 外のもの</p>	<p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット通廊 (AU)</li> <li>・使用済燃料ピット水位 (AW)</li> <li>・使用済燃料ピット監視カメラ</li> </ul> <p>(2) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・海水ピット堰</li> <li>・海水取水口</li> <li>・海水取水路</li> <li>・海水ピットスクリーン室</li> <li>・海水ピットポンプ室</li> </ul>	<p>機器の支持構造物</p> <p>・海水ポンプ基礎等の海水系を 支持する構造物</p>

変 更 前

変 更 後

変更なし

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類 (8/13)

<p>所管部以上 の設備区分 等</p>	<p>設備分類</p>	<p>設 備</p>	<p>直接支持構造物</p>	<p>間接支持構造物</p>
<p>常設重大事故等対処設備 が設置される重大事故 等対処施設</p> <p>基準地震動Ssによる地 震力に対して、重大事故 に対処するために必要 な機能が損なわれない よう取出す るもの</p>	<p>3. 常設重大事故等設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、 重大事故が発生した場合に おいて、当該重大事故の拡大 を防止し、又はその影響を緩 和するための機能を有する 設備であって常設のもの</p>	<p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・ 使用済燃料ピット ・ 使用済燃料保管容器ラック ・ 使用済燃料ピット直度 (AM) ・ 使用済燃料ピット水位 (AM) ・ 使用済燃料ピット監視カメラ</p> <p>(2) 原子炉冷却系施設 ・ 蒸気発生器 ・ 1次冷却ポンプ ・ 加圧器 ・ 炉心支持構造物 ・ 原子炉容器 ・ 高圧注入ポンプ ・ 余熱除去ポンプ ・ 蒸気ポンプ ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 燃料冷却用水タンク ・ 補助給水タンク ・ 再蒸発交換器 ・ 余熱除去冷却器 ・ 格納容器スプレイ冷却器 ・ 格納容器スプレイ冷却器 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ ・ 原子炉補機冷却水ポンプ ・ 海水ポンプ ・ 原子炉補機冷却水サーージタンク ・ 海水ストレーナ ・ 主要弁 ・ 主配管</p>	<p>・ 電気計装設備等の支持構造物</p> <p>・ 原子炉容器、蒸気発生器、1次 冷却ポンプ、加圧器の支持構 造物 ・ 機器、配管等の支持構造物</p>	<p>・ 原子炉建屋</p> <p>・ 内部コンクリート ・ 原子炉建屋 ・ 原子炉補助機器 ・ 海水ポンプ基礎等の海水系を 支持する構造物</p>

変 更 前

変 更 後

変更なし



第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（10/13）

<p>新藤原社上 の施設区分 施設重大事故後和設備 が設置される重大事故 等対処施設</p>	<p>設備分類 3. 施設重大事故後和設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、 重大事故が発生した折合に において、当該重大事故の拡大 を防止し、又はその被害を敏 和するための機能を有する 設備であって事故のもの</p>	<p>設 備</p> <p>(4) 炉体構造監視施設 ・放射線計測モニタリアモニタ（低レンジ） ・放射線計測モニタリアモニタ（高レンジ） ・中央制御室空調ファン ・中央制御室非常用給気ファン ・中央制御室非常用給気フィルタユニット ・中央制御室空調ユニット ・緊急時対策所へい ・事故時放射線監視装置</p>	<p>直接支持構造造物</p> <p>・機器・電気計装設備等の支持構 造物</p>	<p>間接支持構造造物</p> <p>・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・緊急時対策所</p>
		<p>(5) 原子炉核種施設 ・原子炉燃料容器 ・検査出入口 ・エアロソール燃料容器取込部 ・燃料容器スプレイ荷役器 ・燃料容器スプレイポンプ ・代用燃料容器スプレイポンプ ・燃料容器取水タンク ・燃料容器排水タンク ・燃料容器再循環ユニット 9A, 3B ・静的圧縮式水素計装台装置 ・イグナイター ・アニュラス排気ファン ・アニュラス排気フィルタユニット ・燃料容器排気筒 ・主配管</p>	<p>・機器・配管・電気計装設備等の 支持構造造物</p>	<p>・内部コンクリート ・外部コンクリート壁 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋</p>

変 更 後

変更なし



第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（12/13）

耐震設計上の 選取区分	設備分類	設 備	直接支持構造物	間接支持構造物
<p>常設重大事故緩和設備 が設けられる重大事故 等対処施設</p> <p>基準地震動Ssによる地 震力に対して、重大事 故に対処するために必 要な機能が損なわれな いよう設計 するもの</p>	<p>3. 常設重大事故緩和設備</p> <p>重大事故等対処設備のう ち、重大事故が発生した場 合において、当該重大事故 の拡大を防止し、又はその 影響を緩和するための機能 を有する設備であって常設 のもの</p>	<p>(6) 非常用電源設備（つづき）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蓄電池（非常用）</li> <li>・蓄電池（重大事故等対処用）</li> <li>・蓄電池（3系統目）</li> <li>・ディジーゼルコントロールセンタ</li> <li>・蓄電池切換え</li> <li>・蓄電池（3系統目）切換え</li> <li>・メタルラックラック間閉装置</li> <li>・バックアップセンタ</li> <li>・コントロールセンタ</li> <li>・動力変圧器</li> <li>・直流コントロールセンタ</li> <li>・非常用ガスタービン発電機メタルラックラック間閉装置</li> <li>・代替電気設備受電盤</li> <li>・代替動力変圧器</li> <li>・代替計装用変圧器</li> <li>・300kVA電源車中継端子盤</li> <li>・代替計装用分電盤</li> <li>・蓄圧タンク出口弁代操作装置</li> <li>・緊急時対策所用設備中継端子盤</li> <li>・緊急時対策所コントロールセンタ</li> <li>・緊急時対策所空調用分電盤</li> <li>・緊急時対策所100V分電盤</li> <li>・可搬型直流電源装置中継端子盤</li> <li>・可搬型直流電源装置切換盤</li> </ul> <p>(7) 補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・給油タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機器の支持構造物</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当該屋外設備を支持する構造物</li> </ul>

変 更 後

変更なし

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（13/13）

変 更 前				変 更 後	
前設計上 の施設区分	設備分類	設 備	直接支持構造物	間接支持構造物	
常設重大事故線路設備 が認定される重大事故 等対処施設  並振動運動Sによる地 震力に對して重大事故 に對処するため必要 な機能が損なわれない ことのないよう設計す るもの	3. 常設重大事故線路設備  重大事故等対処設備のうち 重大事故が発生した場合に おいて、当該重大事故の計 及防止のため、又はその影響を後 和するための機能を有する 設備であつて常設のもの	(8)非常用電力設備 ・送水ポンプ車 ・送水車軌道 ・送水ポンプ車 ・送水ポンプ車 ・送水ポンプ車	-	間接支持構造物 ・海水ポンプ基礎等の海水系を 支持する構造物	
		(9)緊急時対策所 ・緊急時対策所 (EL. 32m)	・橋脚・電気計測設備等の支持 構造物	-	

変更なし



変 更 前	変 更 後
<p>2.2 津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 2.3.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。 想定される自然現象のうち洪水については、敷地付近の地形及び表流水の状況から判断して、洪水による被害は考えられないことから、設計基準対象施設に対して防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。 地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については積雪と風（台風）、地震（Ss）については積雪、基準津波については基準地震動（Ss-1）と積雪の荷重を施設の形状、配置に応じて考慮する。 地震、津波と風（台風）の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。 組み合わせる積雪深、風速の大きさはそれぞれ建築基準法を準用して垂直積雪量20cm、基準風速34m/sとし、地震及び津波と組み合わせる積雪深については、建築基準法に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮する。 設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、危険物を搭載した車両、船舶の衝突、電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置その他対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。 想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を申請しており、設計及び工事計画認可申請に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。 航空機の墜落並びに爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必</p>	<p>2.2 津波による損傷の防止</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 2.3.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>要はない。</p> <p>ダムの崩壊については、崩壊による河川の洪水を考慮するが、発電所前面海域へ流入する河川はなく、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。</p> <p>重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性、位置的分散等」、「5.1.3 悪影響防止等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に対して防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。</p> <p>2.3.1.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「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」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「防護対象施設」という。）とする。また、防護対象施設の防護設計については、外部からの衝撃により防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある防護対象施設以外の施設についても考慮する。さらに、重大事故等対処設備についても、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。</p> <p>2.3.1.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、防護対象施設及び屋内の重大事故等対処設備のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）と設計基準事故時及び重大事故等が同時に発生する頻度は十分小さいことから、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）と設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重の組合せは考慮しない。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であってもバックアップが可能となるように、可搬型重大事故等対処設備の位置的分散を考慮して複数保管する設計とすること、また、設計基準事故時及び重大事故等が同時に発生する頻度は十分小さいことから、想定される自然現象（地</p>	<p>変更なし</p> <p>2.3.1.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>変更なし</p> <p>2.3.1.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>震及び津波を除く。)と設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重の組合せは考慮しない。</p> <p>2.3.1.3 設計方針</p> <p>防護対象施設及び重大事故等対処設備は、以下の自然現象(地震及び津波を除く。)及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>自然現象(地震及び津波を除く。)のうち森林火災、人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び危険物を搭載した車両の設計方針については「c. 外部火災」の設計方針に基づき設計する。</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p> <p>防護対象施設は、竜巻防護に係る設計時に、設計竜巻の最大風速100m/sの竜巻(以下「設計竜巻」という。)が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し、防護対象施設が安全機能を損なわないよう、それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し、防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備は、「5.1.2 多様性、位置的分散等」の位置的分散、「5.1.3 悪影響防止等」及び「5.1.5 環境条件等」を考慮した設計とする。さらに、防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随伴事象による影響について考慮した設計とする。</p> <p>(a) 影響評価における荷重の設定</p> <p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。</p> <p>飛来物の衝撃荷重としては、設置(変更)許可を受けた設計飛来物の鋼製材(長さ4.2m×幅0.3m×奥行き0.2m、重量135kg、飛来時の水平速度57m/s、飛来時の鉛直速度38m/s)と乗用車(長さ4.6m×幅1.6m×高さ1.4m、重量2,000kg、飛来時の水平速度47m/s、飛来時の鉛直速度32m/s)について、それぞれ設定する。これらの設定の考え方は飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、資機材については飛来した場合の運動エネルギー又は衝撃力が設計飛来物の鋼製材より大きなもの、車両については飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物の乗用車より大きなものに対し、それぞれ固縛、固定又は防護対象施設からの離隔を実施し、防護対象施設、防護対策施設及び防護対象施設を内包する施設に対する飛来物とならない措置を講じることから、それぞれの設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。さら</p>	<p>変更なし</p> <p>2.3.1.3 設計方針</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>に、設計飛来物に加えて、竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し、評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。</p> <p>なお、飛来した場合の運動エネルギー又は衝撃力が設計飛来物である鋼製材より大きな資機材、運動エネルギーが設計飛来物である乗用車より大きな車両については、その保管場所、設置場所等を考慮し、防護対象施設、防護対策施設及び防護対象施設を内包する施設に衝突し、防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、固縛、固定又は防護対象施設からの離隔対策を実施し、防護対象施設の機能に影響を及ぼすような飛来物とならない運用とすることを保安規定に定める。</p> <p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策</p> <p>屋外の防護対象施設は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。ただし、格納容器排気筒は飛来物の衝突による損傷を考慮して、補修が可能な設計とすることにより、設計基準事故時における安全機能を損なわない設計とする。屋内の防護対象施設については、設計荷重に対して安全機能を損なわないよう、防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備は、「5.1.2 多様性、位置的分散等」の位置的分散、「5.1.3 悪影響防止等」及び「5.1.5 環境条件等」を考慮した設計とする。さらに、防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随伴事象による影響について考慮した設計とする。</p> <p>防護措置として設置する防護対策施設としては、防護壁（防護ネット（硬鋼線材：線径φ4mm、網目寸法40mm）、防護鋼板（炭素鋼：板厚11mm以上）、及び架構により構成する。）を設置し、内包する防護対象施設の機能を損なわないよう、防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。若しくは、設計飛来物の衝突による衝撃力を緩和する防護材（ステンレス鋼板：板厚2mm×7枚、アルミニウム合金管：外径80mm×厚さ3mm×長さ170mm、外径50mm×厚さ3mm×長さ170mm）を設置することにより、防護対象施設が設計荷重により機能を損なわない設計とする。防護対策施設は、地震時において防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包する施設については、設計荷重</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>に対する構造強度評価を実施し、内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわず、内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備に飛来物が衝突することを防止可能な設計とすることを基本とする。</p> <p>また、防護対象施設及び重大事故等対処設備は、竜巻による機械的及び機能的な波及的影響により機能を損なわない設計とする。防護対象施設に対して波及的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、当該施設の倒壊、損壊等により防護対象施設に損傷を与えない設計とする。当該施設が機能喪失に陥った場合に防護対象施設も機能喪失させる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、必要な機能を維持する設計とすることを基本とする。竜巻による機械的及び機能的な波及的影響により防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他適切な措置を講じる。屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、防護対象施設に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備は、設計荷重を考慮して他の設備に悪影響を及ぼさないよう、重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とする。</p> <p>竜巻随件事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、防護対象施設及び重大事故等対処設備に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>なお、竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、ディーゼル発電機による電源供給が可能な設計とする。</p> <p>b. 火山</p> <p>防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、「5.1.5 環境条件等」を考慮した設計とする。</p> <p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚 15cm、粒径 1mm 以下、密度 0.5g/cm<sup>3</sup>（乾燥状態）～1.5g/cm<sup>3</sup>（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで安全機能を損</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス 3 (発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類) に属する施設 (以下「クラス 3 に属する施設」という。) のうち、屋外に設置している施設及び防護対象施設を内包し降下火砕物からその施設を防護する建屋で、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する施設については荷重による影響を考慮する。これらの施設については、降下火砕物を適切に除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる風 (台風) 及び積雪の荷重を短期的な荷重として考慮し、構造健全性を失わず安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>荷重により構造健全性を失わないよう、降下火砕物を適切に除去することを保安規定に定める。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、環境条件を考慮して降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なうおそれがないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、環境条件を考慮して降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を除去することにより、重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備の必要な機能が損なわれるおそれがないよう、降下火砕物を適切に除去することを保安規定に定める。</p> <p>(ロ) 閉塞</p> <p>i. 水循環系の閉塞</p> <p>防護対象施設及びクラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設について、降下火砕物の粒径より大きな流路幅を設けること又はストレーナ等により降下火砕物を捕獲・除去することにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響 (閉塞)</p> <p>防護対象施設及びクラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気空調設備 (外気取入口) については、開口部を下向きの構造とすること、またフィルタを設置することにより降下火砕物が侵入しにくい構造とし、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>換気空調設備以外の降下火砕物を含む空気の流路となる施設についても、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>場合でも、降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。</p> <p>(ハ) 摩耗</p> <p>i. 水循環系の内部における摩耗          防護対象施設及びクラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物が砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さいが、摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗）          防護対象施設及びクラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気空調設備、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構及び摺動部を有する施設については、降下火砕物が砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さいが、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>(ニ) 腐食</p> <p>i. 構造物の化学的影響（腐食）          防護対象施設及びクラス 3 に属する施設のうち、屋外に設置している施設及び防護対象施設を内包し降下火砕物からその施設を防護する建屋については、耐食性のある材料の使用又は外面を塗装することにより、降下火砕物により短期的に腐食が発生しない設計とする。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なうおそれがないように、耐食性のある材料の使用又は外面を塗装した建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による腐食に対して重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>ii. 水循環系の化学的影響（腐食）          防護対象施設及びクラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物により短期的に腐食が発生しない設計とする。</p> <p>iii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）          防護対象施設及びクラス 3 に属する施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる施設については、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物により短期的に腐食が発生しない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染            防護対象施設及びクラス3に属する施設のうち、中央制御室換気空調設備については、外気取入口の開口部を下向きの構造とすること、またフィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室に侵入しにくい設計とする。</p> <p>(ハ) 絶縁低下            防護対象施設及びクラス3に属する施設のうち、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する電気系及び計装制御系の盤については、計測制御系統施設（安全保護系計器ラック）の設置場所の換気空調設備（外気取入口）の開口部を下向きの構造とすること、またフィルタを設置することにより、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p>ロ. 間接的影響に対する設計方針            降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないようにするため、7日間の電源供給が継続できるよう、重油タンク、重油移送配管、燃料油貯油槽及び可搬型ホースを降下火砕物の影響を受けないよう設置又は保管する。</p> <p>ル. 外部火災            想定される外部火災において、火災源を発電所敷地内及び敷地外に設定し防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なうおそれがない設計とする。            防護対象施設は、防火帯の設置、建屋による防護、離隔距離の確保等による防護を行う設計とする。            重大事故等対処設備は、「5.1.2 多様性、位置的分散等」のうち、位置的分散を考慮した設計とする。</p> <p>(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針            自然現象として想定される森林火災については、森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度から設定し、設置（変更）許可を受けた防火帯（約35m）を敷地内に設ける設計とする。</p> <p>(b) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針            火災源として、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク、危険物貯蔵所及び常時危険物を貯蔵する一般取扱所並びに危険物を搭載した車両（以下「危険物タンク等」という。）の火災、航空機墜落による火災、敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災及び発電所港湾内に入港する船舶の火災を想定し、火災源からの防護対象施設への熱影響を評価する。            防護対象施設の評価条件を以下のように設定し、評価する。評価結果より火</p>	<p>変更なし</p>



変 更 前	変 更 後
<p>災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火炎の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び屋外の防護対象施設の温度が許容温度（海水ポンプ周囲温度76℃、補助給水タンク温度40℃、重油タンク60℃）となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計、又は建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、その温度が許容温度を満足する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・森林火災については、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等より求めた、設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火災側）における火炎輻射強度（1,200kW/m<sup>2</sup>）による危険距離を求め評価する。</li> <li>・発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。また、燃料補給用のタンクローリについては、燃料補給時は監視人が立会を実施することを保安規定に定め、万が一の火災発生時は速やかに消火活動が可能とすることにより、防護対象施設に影響がない設計とする。</li> <li>・航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正））により落下確率が10<sup>-7</sup>（回/炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し、防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で火災が起こることを想定し、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。</li> <li>・敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による重畳火災については、各々の火災の評価条件により算出した輻射強度及び燃焼継続時間等により、防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と防護対象施設を選定し、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。</li> <li>・発電所港湾内に入港する船舶の火災については、荷揚岸壁に停泊する船舶を選定し、輻射強度が最大となる火災に対して、燃料の貯蔵量等を勘案して、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。</li> </ul> <p>(c) 発電所敷地外の火災源に対する設計方針      発電所敷地外での火災源に対して、必要な離隔距離を確保することで、防護対象施設の安全機能を損なうおそれがない設計とする。      なお、石油コンビナート施設は発電所周辺には存在しない。      原子炉施設から南に位置する一般国道197号線は西方向へは三崎港までであり、付近に石油コンビナート施設等はないことから、大量の危険物を輸送する可能性はない。このため、主要道路で車両火災が発生したとしても、防護対象施設に影響はない。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針  屋外に開口しており空気の流路となる施設のうち、換気空調設備についてはフィルタを設置することにより、ばい煙が侵入しにくい構造とすることで、防護対象施設の安全機能を損なうおそれがない設計とする。  換気空調設備以外の施設についても、フィルタの設置、ばい煙が侵入しにくい構造又は侵入したとしても閉塞しない構造とすることで、防護対象施設の安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>(e) 有毒ガスに対する設計方針  外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために外気をしゃ断するダンパを設置し、建屋内の空気を循環させるファンの設置又はファンの停止により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。  主要道路、鉄道線路、船舶及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p> <p>d. 風（台風）  防護対象施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、それに対し機械的強度を有することにより防護する設計とする。  重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>e. 凍結  防護対象施設及び重大事故等対処設備は、凍結に対して、最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものは凍結防止対策を行う設計とする。</p> <p>f. 降水  防護対象施設は、降水に対して、観測記録を上回る降雨強度の排水能力を有する構内排水路（構内排水設備）を設けて海域に排出を行う設計とする。  重大事故等対処設備は、降水に対して防水対策を行う設計とする。</p> <p>g. 積雪  防護対象施設は、積雪荷重を建築基準法に基づき設定し、積雪による荷重に対して機械的強度を有することにより安全機能を損なうおそれがない設計とする。  重大事故等対処設備は、除雪することにより、積雪による荷重に対してその必要な機能が損なうおそれがない設計とする。</p> <p>h. 落雷  防護対象施設は、落雷に対して、発電所の雷害防止対策として原子炉格納施設等に避雷針を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行う設計とする。  重大事故等対処設備は、必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>i. 地滑り            防護対象施設は、地滑りが発生するおそれのない位置に設置することにより、安全機能を損なうおそれがない設計とする。            重大事故等対処設備は、建屋内に設置するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図って設置する。</p> <p>j. 生物学的事象            防護対象施設は、生物学的事象に対して、海生生物や小動物の侵入を防止する設計とする。            重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止するとともに、海生生物に対して多重性又は予備を有する設計とする。</p> <p>k. 高潮            防護対象施設及び重大事故等対処設備は、敷地の整地レベルをEL. +10mとすることにより、高潮により影響を受けることがない設計とする。</p> <p>(2) 外部人為事象</p> <p>a. 船舶の衝突            防護対象施設のうち船舶の衝突による影響を受ける恐れのある非常用取水設備は、敷地前面の護岸等により船舶が衝突して止まること及び海水取水口の呑口高さを十分低くすることにより船舶の衝突による取水路の閉塞が生じない設計とする。</p> <p>b. 電磁的障害            防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないよう、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製管体や金属シールド付ケーブルを適用し、電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>c. 航空機の墜落            可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に設置するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図って設置する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止            原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p style="text-align: center;">変更なし</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>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能            通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、</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>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>通常運転時において、放射性物質を含む流体が漏えいすることを許容しているポンプの軸封部及び原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁のグランド部は、系統外に漏えいさせることなく液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、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想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。また、自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、「(1)環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重」に示すように設備分類毎に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重</p> <p>安全施設は、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ける環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p>	<p>変更なし</p> <p>5.1.5 環境条件等</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉建屋内、原子炉補助建屋内、緊急時対策所(EL. 32m)及び非常用ガスタービン発電機建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステム L O C A 時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セット(原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セット)について、地震、風(台風)、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備については、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セット(原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セット)について、地震により、又は風(台風)及び竜巻の風荷重による浮き上がり若しくは横滑りにより、重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがあるものを固縛又は固定して保管する設計とする。また、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セット(原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セット)以外の可搬型重大事故等対処設備についても、同じ機能を有する可搬型重大事故等対処設備のうち必要となる容量等を賄うことができる設備の1セット(原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セット)と近接して保管する場合は、固縛又は固定して保管する設計とする。</p> <p>積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。</p> <p>屋外の常設重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、海水を通水する系統は、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的影響</p> <p>電磁的影響に対して、安全施設は、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が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(以下「外部人為事象」という。)による他の設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>屋内の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>このうち、地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、それぞれ重大事故等に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対象設備と位置的分散を図るとも</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>に、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、竜巻による風荷重が作用する場合においても、保管場所内の資機材等からの悪影響を含めて、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とする。位置的分散については「5.1.2多様性、位置的分散等」に示す。</p> <p>地震の波及的影響によりその機能を損なわないように、常設重大事故等対処設備は、「2.1地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響によりその機能を喪失しない場所に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響に加えて、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造の崩壊等の影響を受けない位置に保管する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。</p> <p>火災防護については、「3.1火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線</p> <p>安全施設の設置場所は、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が発生した場合、また、重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状  冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。  安全施設及び重大事故等対処施設は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性  (1) 操作性の確保  重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行うことで、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、原子炉設置変更許可申請書「十発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項 ハ 重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」で考慮した要員数と想定時間内で、想定される重大事故等の対処に必要な重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）の確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。重大事故等対処設備の操作性に対する設計上の考慮事項を以下に示す。  重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、操作が可能な設計とする。重大事故等対処設備は、操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。  現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガーの設置又は固縛等が可能な設計とする。  現場の操作スイッチは運転員の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタン</p>	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p>



変 更 前	変 更 後
<p>スペースはボルト締めフランジで取付ける構造とし、操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。油配管、計装設備及び通信設備とその電源及び付属配管並びに緊急時対策所の各設備は、各々専用の接続方法を用いる。同一ポンプを接続する配管のうち、当該ポンプを同容量かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備は、大型ホース延長車を1台以上、中型トラックを1台以上及びフォークリフトを1台以上用いて運搬又は車両により移動するとともに、他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>屋内及び屋外において、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。</p> <p>屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。</p> <p>屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、地滑り、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さにアクセスルートを確認する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りに対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールロードによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、事前に土壌その他資機材による段差緩和対策を講じるとともに、段差発生時にはホイールロードによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</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（「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」に準じた検査を含む。）を実施できるように、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、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。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。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・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・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、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を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器に</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>あつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき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>代替電源設備は、電気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、原則として分解・開放（非破壊検査含む。）が可能な設計とする。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>

原子炉本体の共通項目の基本設計方針として、火災防護設備の基本設計方針を以下に示す。  
 本設計及び工事計画における「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。

変 更 前	変 更 後
<p>用語の定義は「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」、「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」及びこれらの解釈並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原子力規制委員会）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 火災防護設備の基本設計方針においては、設置許可基準規則第2条第2項第11号に規定される「重大事故等対処施設」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。</li> <li>2. 火災防護設備の基本設計方針においては、設置許可基準規則第2条第2項第14号に規定される「重大事故等対処設備」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を構成するものを含まないものとする。</li> </ol>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>火災防護上重要な機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものである設計基準対象施設のうち、原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等とする。</p> <p>原子炉の安全停止に必要な機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な反応度制御機能、1次冷却システムのインベントリと圧力の制御機能、崩壊熱除去機能、プロセス監視機能及び電源、補機冷却水等のサポート機能を確保するための構築物、系統及び機器とする。</p> <p>放射性物質の貯蔵等の機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な構築物、系統及び機器とする。</p> <p>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>建屋内の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の配置を系統分離も考慮して、火災区域として設定する。建屋内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の安全停止に必要な機器等並びに放射性物質の貯蔵、かつ、閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ及び耐火</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>ボードを含む。)により他の区域と分離する。</p> <p>火災区域の目皿は、煙等流入防止装置の設置によって、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。</p> <p>屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、火災防護上重要な機器等を設置する区域及び重大事故等対処施設の配置を考慮するとともに火災区域外への延焼防止を考慮した管理を踏まえた区域を火災区域として設定する。</p> <p>火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離の状況及び壁の設置状況並びに重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置に応じて分割して設定する。</p> <p>設定する火災区域及び火災区画に対して、以下に示す火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な運用管理を含む火災防護対策を講じることを保安規定に定め、可搬型重大事故等対処設備、多様性拡張設備その他の発電用原子炉施設は、設備等に応じた火災防護対策を講じることを保安規定に定め、管理する。</p> <p>(1) 火災発生防止</p> <p>a. 火災の発生防止対策</p> <p>火災の発生防止における発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は、火災区域に設置する潤滑油及び燃料油を内包する設備並びに水素又はアセチレンを内包する設備を対象とする。</p> <p>潤滑油及び燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造、オイルパン、ドレンリム、堰又は油回収装置によって、漏えい防止、拡大防止及び防爆の対策を行う設計とし、潤滑油及び燃料油を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁の設置又は隔離による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>潤滑油及び燃料油を内包する設備がある火災区域は、空調機器による機械換気又は自然換気を行う設計とする。</p> <p>潤滑油及び燃料油を貯蔵する設備は、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量にとどめる設計とする。</p> <p>水素を内包する設備のうち気体廃棄物処理設備及び体積制御タンク（関連する配管、弁を含む。）は、溶接構造、ペローズ及び金属ダイヤフラムによって、漏えい防止、拡大防止及び防爆の対策を行う設計とし、水素を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁の設置による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>水素を内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理設備及び体積制御タンク（関連する配管、弁を含む。）及び水素ガスボンベ並びにアセチレンを内包する設備であるアセチレンボンベを設置する火災区域は、空調機器による機械換気を行い、</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>水素及びアセチレン濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。空調機器については、単一故障を想定し、多重化又は可搬型の空調機器を配備する設計とする。</p> <p>水素ガスボンベ及びアセチレンボンベは、運転上必要な量のみを使用する設備ごとに貯蔵する設計とする。また、通常時はボンベ元弁を閉弁とする運用とし、管理する。</p> <p>火災の発生防止における水素漏えい検知は、蓄電池室及び体積制御タンク室に水素濃度検知器を設置し、設定濃度にて中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>蓄電池室の換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。また、蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない。</p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域には、崩壊熱による火災発生の考慮が必要な放射性物質を貯蔵しない設計とする。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及び微粒子フィルタは、金属製の容器や不燃シートに包んで保管することとし、管理する。</p> <p>火災の発生防止のため、可燃性の蒸気に対する対策として、火災区域において有機溶剤を使用し可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は、使用する作業場所の局所排気を行うとともに、機械換気によって、有機溶剤の滞留を防止すること及び引火点の高い潤滑油及び燃料油を使用する運用とし、管理する。</p> <p>火災の発生防止のため、可燃性の微粉を発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を火災区域に設置しないことによって、可燃性の微粉及び静電気による火災の発生を防止する設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発火源への対策として、設備を金属製の本体内に収納する等、火花が設備外部に出ない設備を設置するとともに、高温部分を保温材で覆うこと又はイグナイタは通常時に高温とならない措置を行うことによって、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の加熱防止を行う設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発電用原子炉施設内の電気系統は、保護継電器及び遮断器によって故障回路を早期に遮断し、過電流による過熱及び焼損を防止する設計とする。</p> <p>安全補機開閉器室は、電源供給のみに使用する運用とし、管理する。</p> <p>火災の発生防止のため、加圧器以外の1次冷却材は高圧水の单相流とし、また、加圧器内も運転中は常に1次冷却材と蒸気を平衡状態とすることで、放射線分解等により発生する水素や酸素の濃度が高い状態で滞留、蓄積することを防止する設計とする。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内及びアニュラス内の水素については、重大事故等対処施設にて、蓄積防止策を行う設計とする。</p> <p>b. 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、若しくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の管体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とするが、配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるため、金属で覆われた狭隙部に設置し直接火災に晒されることのない設計とし、機器躯体内部に設置する電気配線は、機器躯体内部の設置によって、発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しない設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は、原則、「不燃材料を定める件」(平成 12 年建設省告示第 1400 号)に定められたもの又は建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材は、「不燃材料を定める件」(平成 12 年建設省告示第 1400 号)に定められた不燃材料、建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した不燃性材料又は消防法に基づく防災物品若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料を使用する設計とする。ただし、原子炉格納容器内部コンクリートの表面に塗布するコーティング剤は、不燃材料であるコンクリートに塗布すること、火災により燃焼し難く著しい燃焼をしないこと、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらず他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないこと、並びに原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性又は難燃性の材料を使用し、その周辺における可燃物を管理することから、難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>また、中央制御室の床面は、防炎性を有するカーペットを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは、原則、自己消火性を確認する UL1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験並びに延焼性を確認する IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験又は IEEE Std 1202-1991 垂直トレイ燃焼試験によって、自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが、核計装ケーブル、放射線監視設備用ケーブル及び通信連絡設備の専用ケーブルのように実証試験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計とするか、難燃ケーブルと同等以上の性能を有するケーブルの使用が技術上困難な場合は、当該ケーブル</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>の火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、換気空調設備のフィルタはチャコールフィルタを除き、「繊維製品の燃焼性試験方法」(JIS L 1091)又は日本空気清浄協会「空気清浄装置用材燃焼性試験方法指針」(JACA No.11A)を満足する難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、屋内の変圧器及び遮断器は、可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。</p> <p>c. 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止</p> <p>落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「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日原子力規制委員会)に従い、耐震クラスに応じた耐震設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「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日原子力規制委員会)に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処施設は、森林火災から、防火帯による防護等により、火災発生防止を講じる設計とし、竜巻(風(台風)を含む。)から、竜巻防護対策設備の設置、固縛及び空冷式非常用発電装置の燃料油が漏れいした場合の拡大防止対策等により、火災の発生防止を講じる設計とする。</p> <p>(2) 火災の感知及び消火</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。ただし、使用済燃料乾式貯蔵建屋に設置する火災感知設備及び消火設備は、消防法に基づいて設置する設計とする。</p> <p>a. 火災感知設備</p> <p>火災感知設備のうち火災感知器(「3号機設備」、「3号機設備、1,2,3号機共用(2-固体廃棄物貯蔵庫)」及び「1号機設備、1,2,3号機共用(1-固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家、雑固体処理建屋及び蒸気発生器保管庫)」(以下同じ。))は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境</p>	<p>変更なし</p>



変 更 前	変 更 後
<p>条件、想定される火災の性質や、火災防護上重要な機器等の種類を考慮し、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、アナログ式ではないが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、煙や熱が感知器に到達する時間遅れがなく、火災の早期感知に優位性がある炎感知器から異なる種類の火災感知器を組み合わせる設計を基本とし、一部の火災感知器は、放射線等の環境条件を考慮し、非アナログ式の熱感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の屋外仕様の炎感知器等を選定する設計とする。また、火災感知設備のうち火災感知器（「3号機設備、1,2,3号機共用（使用済燃料乾式貯蔵建屋）」）は、保管する使用済燃料乾式貯蔵容器が金属製であり、火災による安全機能への影響が考えにくいことから、消防法に基づきアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器又は非アナログ式の炎感知器のいずれかを設置する設計とする。</p> <p>火災感知設備のうち火災受信機盤及び光ファイバ温度監視盤（以下「火災受信機盤」という。）は、中央制御室において常時監視できる設計とする。火災受信機盤は、構成される受信機により作動した火災感知器の設置場所を1つずつ特定できる設計とする。また、重大事故等に対処する場合を考慮して、緊急時対策所（EL.32m）においても監視できる設計とする。</p> <p>火災感知設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時においても火災の感知を可能とするため蓄電池を設ける設計とする。また、原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等に対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備の電源は、非常用電源からの受電も可能な設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備は、凍結等の自然現象によっても、機能を保持する設計とする。屋外に設置する火災感知設備は、外気温度が-10℃まで低下しても使用可能な火災感知器を設置する。</p> <p>b. 消火設備</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等に対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、設備の破損、誤作動又は誤操作により、原子炉を安全に停止させるための機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を有する電気及び機械設備に影響を与えない設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる場合は、自動消火設備である全域ハロン自動消火設備（「3号機設備」、「3号機設備、1,2,3号機共用（2-固体廃棄物貯蔵庫）」及び「1号機設備、1,2,3号機共用（1-固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家及び雑固体処理建屋）」（以下同じ。）により消火を行う設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難とならない場合は、可搬式の消火器又は水により消火を行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響による消火活動が困難とならない場合は、早期に消火が可能である消防要員及び運転員（以下「消防要員等」という。）による消火を行うが、火災発生時の煙の充満又は放射線の影</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>響のため消防要員等による消火活動が困難である場合は、格納容器スプレイ設備による消火を行う設計とする。</p> <p>フロアケーブルダクトを除く中央制御室及び中央制御盤は、常駐運転員による早期の消火を行う設計とする。</p> <p>使用済燃料乾式貯蔵建屋は、保管する使用済燃料乾式貯蔵容器が金属製であり、火災による安全機能への影響は考えにくいことから、消防法に基づき、可搬式の消火器又は水により消火を行う設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、以下の設計を行う。</p> <p>(a) 消火設備の消火剤の容量</p> <p>イ. 消火設備の消火剤は、消防法施行規則に基づく容量を配備する設計とする。</p> <p>ロ. 消火用水供給系の水源は以下の容量を確保する設計とする。</p> <p>(イ) 原子炉建屋、原子炉補助建屋、海水ポンプエリア等の消火用水供給系 消火用水供給系の水源であるろ過水貯蔵タンク及び脱塩水タンクは、最大放出量である主変圧器の消火ノズルから放出するために必要な圧力及び流量を満足する消火ポンプ 3A 又は消火ポンプ 3B の定格流量で、消火を 2 時間継続した場合の水量を確保する設計とする。</p> <p>(ロ) 蒸気発生器保管庫、1-固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家及び雑固体処理建屋の消火用水供給系 消火用水供給系の水源であるろ過水タンク A (1 号機設備、1, 2, 3 号機共用) 及びろ過水タンク B (2 号機設備、1, 2, 3 号機共用) (以下「ろ過水タンク」という。) は、最大放出量である 1 号機又は 2 号機の主変圧器の消火ノズルから放出するために必要な圧力及び流量を満足する電動消火ポンプ (1 号機設備、1, 2, 3 号機共用 (以下同じ。)) の定格流量で、消火を 2 時間継続した場合の水量を確保する設計とする。</p> <p>(ハ) 2-固体廃棄物貯蔵庫、使用済燃料乾式貯蔵建屋及び重油タンクエリアの消火用水供給系 消火用水供給系の水源である平ばえ消火タンク (1, 2, 3 号機共用 (以下同じ。)) 及び原水貯槽 (1 号機設備、1, 2, 3 号機共用 (以下同じ。)) は、最大放出量である 2 本の屋外消火栓を同時に使用して消火することを想定し、屋外消火栓に必要な圧力及び必要な流量で、消火を 2 時間継続した場合の水量を確保する設計とする。</p> <p>ヘ. 屋内消火栓及び屋外消火栓の容量は、消防法施行令に準拠した設計とする。</p> <p>(b) 消火設備の系統構成</p> <p>イ. 消火用水供給系の多重性及び多様性</p> <p>(イ) 原子炉建屋、原子炉補助建屋、海水ポンプエリア等の消火用水供給系 消火用水供給系は、電動である消火ポンプ 3A 及びディーゼル駆動である消火ポンプ 3B の設置による多様性並びに水源であるろ過水貯蔵タンク</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>及び脱塩水タンクの各1基設置による多重性を有する設計とする。</p> <p>消火ポンプ3Bの駆動用の燃料は、消火ポンプ燃料タンクに貯蔵する。</p> <p>格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプを2台設置による系統の多重性及び使用可能な場合に水源とするろ過水貯蔵タンク及び脱塩水タンクの各1基設置による多重性を有する設計とする。ろ過水貯蔵タンク及び脱塩水タンクが使用できない場合に水源とする燃料取替用水タンクは、格納容器スプレイ設備による消火時間を考慮した容量とする。</p> <p>(u) 蒸気発生器保管庫、1-固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家及び雑固体処理建屋の消火用水供給系</p> <p>消火用水供給系は、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプ(1号機設備、1,2,3号機共用(以下同じ。))を使用し多様性を有する設計とする。水源であるろ過水タンクは2基設置による多重性を有する設計とする。</p> <p>ディーゼル駆動消火ポンプの駆動用の燃料は、ディーゼル駆動消火ポンプ燃料タンク(1号機設備、1,2,3号機共用)に貯蔵する。</p> <p>(v) 2-固体廃棄物貯蔵庫、使用済燃料乾式貯蔵建屋及び重油タンクエリアの消火用水供給系</p> <p>消火用水供給系は、静水頭により消火水を供給し、水源である平ばえ消火タンク及び原水貯槽の各1基設置による多重性を有する設計とする。</p> <p>μ. 系統分離に応じた独立性</p> <p>原子炉の安全停止に必要な機器等の相互の系統分離を行うために設置する全域ハロン自動消火設備は、以下の動的機器の単一故障を想定した設計とし、系統分離に応じた独立性を有する設計とする。</p> <p>(i) 動的機器である選択弁は多重化する。</p> <p>(p) 動的機器である容器弁及び容器弁に接続するハロンポンベは消火濃度を満足するために必要な数量以上設置する。</p> <p>ハ. 消火水の優先供給</p> <p>消火用水供給系は、飲料水系や所内水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火水の供給を優先する設計とする。</p> <p>(c) 消火設備の電源確保</p> <p>イ. 消火用水供給系</p> <p>消火ポンプ3B及びディーゼル駆動消火ポンプは、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも起動できるように、蓄電池を設置する設計とする。</p> <p>また、格納容器スプレイポンプは、外部電源喪失時にも電源を喪失しないように、非常用電源より受電できる設計とする。</p> <p>ロ. 全域ハロン自動消火設備</p> <p>全域ハロン自動消火設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも起動できるように、蓄電池を設置する設計とする。また、原子炉の安全停</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>止に必要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の全域ハロン自動消火設備の電源は、非常用電源からの受電も可能な設計とする。</p> <p>(d) 消火設備の配置上の考慮</p> <p>イ. 火災による二次的影響の考慮</p> <p>全域ハロン自動消火設備のポンベ及び制御盤は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう、消防法施行規則に基づき、消火対象空間に設置しない設計とする。</p> <p>また、全域ハロン自動消火設備は、電気絶縁性の高いガスの採用及び自動消火による早期消火を可能とすることにより、火災の火炎、熱による直接的な影響、煙、流出流体、断線、爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に及ばない設計とする。</p> <p>全域ハロン自動消火設備のポンベは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ポンベに接続する安全弁によりポンベの過圧を防止する設計とする。</p> <p>ロ. 管理区域からの放出消火剤の流出防止</p> <p>管理区域内で放出した消火水は、放射性物質を含むおそれがある場合には、管理区域外への流出を防止するため、各フロアの目皿や配管により回収し、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。</p> <p>ハ. 消火栓の配置</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は、消防法施行令に準拠し、屋外消火栓及び屋内消火栓を設置する。</p> <p>(e) 消火設備の警報</p> <p>イ. 消火設備の故障警報</p> <p>消火ポンプ 3A、消火ポンプ 3B、ディーゼル駆動消火ポンプ、電動消火ポンプ及び全域ハロン自動消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。</p> <p>ロ. 全域ハロン自動消火設備の退出警報</p> <p>全域ハロン自動消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とする。</p> <p>(f) 消火設備に対する自然現象の考慮</p> <p>イ. 凍結防止対策</p> <p>外気温度が3℃まで低下した場合に、屋外の消火設備の凍結防止を目的として、屋外消火栓を微開し通水する運用を定め、気温の低下時における消火設備の機能を維持する設計とする。</p> <p>ロ. 風水害対策</p> <p>消火ポンプ 3A、消火ポンプ 3B、ディーゼル駆動消火ポンプ及び全域ハロン</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>自動消火設備は、風水害により性能が阻害されないよう、屋内に設置する。 屋外に設置する電動消火ポンプは、風水害により性能が阻害されないよう、屋外仕様とする設計とする。</p> <p>ハ. 地盤変位対策 地震時における地盤変位対策として、建屋貫通部付近の消火配管は、地上化又はトレンチ内に設置するとともに、接続部には溶接継手を採用する。また、建屋外部から建屋内部の消火栓に給水することが可能な給水接続口を設置する。</p> <p>(g) その他 イ. 移動式消火設備 移動式消火設備として、複数の火災を想定した消火活動が可能な水源を有し、機動性のある化学消防自動車及び水槽付消防自動車を配備する設計とする。</p> <p>ロ. 消火用の照明器具 建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、1時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する。</p> <p>ハ. ポンプ室の煙の排気対策 全域ハロン自動消火設備を設置するポンプ室は、全域ハロン自動消火設備によらない消火活動も考慮し、可搬型の排煙装置の配備によって、排煙による消防要員の視界の改善が可能な設計とする。</p> <p>ニ. 燃料設備 使用済燃料、新燃料を貯蔵する設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器は、消火水が流入しても臨界に達するおそれがない設計とする。</p> <p>(3) 火災の影響軽減 a. 火災の影響軽減対策 火災の影響軽減対策の設計に当たり、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の安全停止に必要な機能を確保するための手段を策定し、この手段に必要な火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを火災防護対象機器等とする。 火災が発生しても、原子炉を安全停止するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、原子炉の安全停止に必要な機能を確保するための手段を手動操作に期待してでも少なくとも1つ確保する必要がある。 このため、火災防護対象機器等に対して、火災区域内又は火災区画内の火災の影響軽減のための対策や隣接する火災区域内又は火災区画内における火災の影響を軽減するために、以下の対策を講じる。</p> <p>(a) 火災防護対象機器等の系統分離による火災の影響軽減対策</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>中央制御盤及び原子炉格納容器内を除く火災防護対象機器等は、以下のいずれかの系統分離によって、火災の影響を軽減するための対策を講じる。</p> <p>イ. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等  火災防護対象機器等は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等によって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。</p> <p>ロ. 6m以上離隔、火災感知設備及び自動消火設備  火災防護対象機器等は、仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離を6m以上確保することによって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。  消火設備は、早期消火を目的として、自動消火設備である全域ハロン自動消火設備を設置し、(2)火災の感知及び消火b.消火設備(b)消火設備の系統構成ロ.に示す系統分離に応じた独立性を有する設計とする。  火災感知設備は、誤作動防止を考慮した火災感知器の作動信号により自動で消火設備を作動させる設計とする。</p> <p>ハ. 1時間耐火隔壁等、火災感知設備及び自動消火設備  火災防護対象機器等は、想定される火災に対して1時間の耐火能力を有する隔壁等の設置によって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。  隔壁等は、材料、厚さ等を設計するための火災耐久試験等により1時間の耐火性能を有する設計であることを確認する設計とする。  1時間耐火隔壁を施工するケーブルトレイは、上部に位置するケーブルトレイ火災からの影響を考慮する設計とし、ケーブルトレイ真下に火災源がある場合は、火災源の火災に伴う火災がケーブルトレイ上面まで達しない設計とする。  また、火災感知設備及び消火設備は、上記ロ.と同様の設計とする。</p> <p>(b) 中央制御盤の火災の影響軽減対策  中央制御盤は、火災により中央制御盤の1つの区画の安全機能の全喪失を想定した場合に、原子炉の安全停止に必要な手順を定めるとともに、(a)に示す火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同等の設計として、以下に示す火災の影響軽減対策を行う設計とする。  離隔距離等による系統分離として、中央制御盤の操作スイッチ間、盤内配線間、盤内配線ダクト間は、近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験の結果に基づく分離対策を行う設計とし、中央制御盤のケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えないことを実証試験によって確認した金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用する設計とする。  中央制御盤は、中央制御盤内に火災の早期感知を目的として、高感度煙検出設備を設置し、また、常駐する運転員の早期消火活動に係る運用を定めること</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>で、相違する系列の火災防護対象機器等に対する火災の影響軽減対策を行う。 火災の発生箇所の特정이困難な場合も想定し、可搬型のサーモグラフィカメラの配備によって、火災の発生箇所を特定できる設計とする。</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策 原子炉格納容器内は、火災により原子炉格納容器内の動的機器の動的機能喪失を想定した場合に、原子炉の安全停止に必要な手順を定めるとともに、(a)に示す火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同等の設計として、以下に示す火災の影響軽減対策を行う設計とする。 また、原子炉格納容器内には可燃物を保管しない運用とし、管理する。</p> <p>イ. 原子炉格納容器内のケーブルトレイは、以下に示すケーブルトレイへの鉄製の蓋の設置によって、火災の影響軽減対策を行う設計とする。 鉄製の蓋には、開口の設置によって、消火水がケーブルトレイへ浸入する設計とする。</p> <p>(イ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイ同士が6mの隔離を有する場合は、いずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイの周囲6m範囲に位置するケーブルトレイ</p> <p>(ロ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイ同士が6mの隔離を有しない場合は、同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される両方のケーブルトレイ及びいずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイの周囲6m範囲に位置するケーブルトレイ</p> <p>(ハ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される電線管同士が6mの隔離を有する場合は、いずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設される電線管の周囲6m範囲に位置するケーブルトレイ</p> <p>(ニ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される電線管同士が6mの隔離を有しない場合は、上記(ハ)と同様の対策を実施</p> <p>ロ. 原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器及び非アナログ式の炎感知器(赤外線)とする。ただし、ループ室、加圧器室は、接点構造を有しない非アナログ式の熱感知器又は防爆型の熱感知器とする。</p> <p>ハ. 相違する系列の火災防護対象機器等に対する火災の影響軽減対策を行うため、消防要員等による早期の手動による消火活動及び進入困難な場合の多重性を有する格納容器スプレイ設備を用いた手動による消火活動に係る運用を定める。</p> <p>(d) 換気設備に対する火災の影響軽減対策 火災防護対象機器等を設置する火災区域に関連する換気設備は、他の火災区域又は火災区画の火災の影響を軽減するために、防火ダンパを設置する。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>換気設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐために、排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できる設計とする。</p> <p>(e) 火災発生時の煙に対する影響軽減対策  運転員が常駐する中央制御室は、建築基準法に準拠した容量の可搬型の排煙設備の配備によって、火災発生時の煙を排気する設計とする。  電気ケーブルが密集するフロアケーブルダクトは、全域ハロン自動消火設備による自動消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。</p> <p>(f) 油タンクに対する火災の影響軽減対策  火災区域又は火災区画に設置する油タンクは、換気空調設備による排気又はベント管により、屋外へ排気する設計とする。</p> <p>b. 原子炉の安全確保</p> <p>(a) 原子炉の安全停止対策</p> <p>イ. 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計  発電用原子炉施設内の火災により安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、当該火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定しても、火災の影響軽減のための系統分離対策によって、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全に停止できる設計とする。</p> <p>ロ. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計  発電用原子炉施設内の火災に起因した運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に対し、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づく単一故障を想定しても、原子炉を支障なく安全停止できるよう、中央制御盤内の延焼時間内に対応操作を行う手順を定めるとともに、制御盤間の隔離距離又は盤内の延焼防止対策によって、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を収束するために必要な機能が失われないよう設計する。</p> <p>(b) 火災の影響評価</p> <p>イ. 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計に対する評価  設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量及び火災区域又は火災区画の面積を基に、発電用原子炉施設内の火災によって安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく原子炉の安全停止が可能であることを以下に示す火災影響評価によって確認する。</p> <p>(イ) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与えない場合  当該火災区域又は火災区画の火災を想定し、原子炉の安全停止が可能で</p>	<p>変更なし</p>



変 更 前	変 更 後
<p>あることを評価する。</p> <p>(n) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与える場合      当該火災区域又は火災区画及び火災影響を受ける隣接する火災区域又は火災区画の2区画に対して火災を想定し、原子炉の安全停止が可能であることを評価する。</p> <p>o. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計に対する評価      内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に対し単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。</p> <p>(4) 設備の共用      火災感知設備（「3号機設備、1,2,3号機共用（2-固体廃棄物貯蔵庫及び使用済燃料乾式貯蔵建屋）」及び「1号機設備、1,2,3号機共用（1-固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家、雑固体処理建屋及び蒸気発生器保管庫）」）は、共用する火災区域に設け、中央制御室での監視を可能とすることで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>消火設備（「3号機設備、1,2,3号機共用（2-固体廃棄物貯蔵庫及び使用済燃料乾式貯蔵建屋）」及び「1号機設備、1,2,3号機共用（1-固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家、雑固体処理建屋及び蒸気発生器保管庫）」）は、共用する火災区域に対し必要な容量の消火水等を供給できるものとし、消火設備の故障警報を中央制御室に吹鳴することで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>火災区域構造物（「3号機設備、1,2,3号機共用（2-固体廃棄物貯蔵庫及び使用済燃料乾式貯蔵建屋）」及び「1号機設備、1,2,3号機共用（1-固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家、雑固体処理建屋及び蒸気発生器保管庫）」）は、共用する火災区域を設定するために必要な構造物により構成し、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

原子炉本体の共通項目の基本設計方針として、浸水防護設備の基本設計方針を以下に示す。  
 本設計及び工事計画における「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。

変 更 前	変 更 後
<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 浸水防護施設の基本設計方針においては、設置許可基準規則第2条第2項第11号に規定される「重大事故等対処施設」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。</li> <li>2. 浸水防護施設の基本設計方針においては、設置許可基準規則第2条第2項第14号に規定される「重大事故等対処設備」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を構成するものを含まないものとする。</li> </ol>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 津波による損傷の防止</p> <p>1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>1.1.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が設置（変更）許可を受けた基準津波によりその安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 津波防護対象設備</p> <p>設計基準対象施設が、基準津波により、その安全性が損なわれるおそれがないよう、津波より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち「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」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「津波防護対象設備」という。）とする。津波防護対象設備の防護設計においては、津波により防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある防護対象施設以外の施設についても考慮する。また、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備についても、設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう、津波防護対象設備に含める。</p> <p>さらに、津波が地震の随件事象であることを踏まえ、耐震 S クラスの施設を含めて津波防護対象設備とする。</p> <p>1.1.2 入力津波の設定</p> <p>各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う入力津波（以下「遡上波」という。）と取水路・放水路等の経路からの流入に伴う入力津波（以</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 津波による損傷の防止</p> <p>1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>1.1.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>変更なし</p> <p>1.1.2 入力津波の設定</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>下「経路からの津波」という。)を設定する。</p> <p>a. 遡上波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。</p> <p>b. 経路からの津波については、浸水経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。</p> <p>c. 上記 a 及び b においては、水位変動として、朔望平均潮位を考慮する。上昇側の水位変動に対しては満潮位の標準偏差を潮位のばらつきとして加えて設定し、下降側の水位変動に対しては干潮位の標準偏差をばらつきとして減じて設定する。地殻変動については、基準津波の波源である敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯：海域部）に想定される地震により、発電所敷地の沈降及び隆起が想定されるため、上昇側の水位変動量に沈降量を加えることで安全側の評価を実施し、下降側の水位変動量から隆起量を減じることで安全側の評価を実施する。また、入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮することを基本とする。</p> <p>1.1.3 津波防護対策</p> <p>「1.1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。</p> <p>a. 敷地への浸水防止（外郭防護 1）</p> <p>(a) 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水の高さ分布を基に、津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、遡上波の地上部からの到達、流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきの合計との差を設計上の裕度の判断において考慮する。</p> <p>評価の結果、遡上波が地上部から到達し流入する可能性がある場合は、津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋又は区画は津波による遡上波が地上部から到達、流入しない十分高い場所に設置する。</p>	<p>変更なし</p> <p>1.1.3 津波防護対策</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>(b) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p>取水路又は放水路等の経路のうち、津波の流入の可能性のある経路につながる海水系、循環水系、それ以外の屋外排水路、配管又はケーブルダクトの開口部等の標高に基づく許容津波高さと経路からの津波高さを比較することにより、津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画への津波の流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきの合計との差を設計上の裕度の判断において考慮する。</p> <p>評価の結果、流入する可能性のある経路がある場合は、津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋又は区画に、浸水防止設備として、開口部等の浸水経路からの流入を防止するための扉、水密ハッチ、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部止水処置を実施する設計とする。なお、水密ハッチはボルトにより常時閉止する構造とする。</p> <p>上記(a)及び(b)において、外郭防護として浸水防止設備による対策の範囲は、海水ポンプエリアの入力津波高さ東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+4.9m 及び敷地前面の入力津波高さ T.P.+8.7m（基準津波による最高水位 T.P.+8.12m に地盤変動量として 0.36m の沈降及び潮位のばらつきとして 0.19m を考慮した値）に対し、設計上の裕度を考慮し、T.P.+10.0m 以下とする。</p> <p>b. 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護 2）</p> <p>(a) 漏水対策</p> <p>経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設及び地下部等において、津波による漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、当該範囲の境界における浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）について、浸水防止設備を設置することにより、浸水範囲を限定する設計とする。さらに、浸水想定範囲及びその周辺にある津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）に対しては、浸水防止設備として、防水区画化するための設備を設置するとともに、防水区画内への浸水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。</p> <p>c. 津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）</p> <p>(a) 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>設備を除く。)を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲として設定する。</p> <p>(b) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>経路からの津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を基に、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性の有無を評価する。浸水範囲及び浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認する。地震による溢水のうち、津波による影響を受けない範囲の評価については、「2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」に示す。</p> <p>評価の結果、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路、浸水口がある場合には、浸水防止設備として、地震による設備の損傷箇所からの津波の流入を防止するための扉、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部止水処置を実施する設計とする。</p> <p>内郭防護として、浸水防止設備による対策の範囲は、原子炉建屋及び原子炉補助建屋とタービン建屋との境界についてはT.P. +10.0m以下とする。</p> <p>d. 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止</p> <p>(a) 海水ポンプ等の取水性</p> <p>海水ポンプについては、海水ピットの入力津波の下降側の水位と、海水ポンプ取水可能水位を比較し、入力津波の水位が海水ポンプ取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、取水可能水位を下回る可能性がある場合は、津波防護施設として、海水ポンプ取水可能水位を維持するための堰を設置する。</p> <p>海水ポンプについては、津波による海水ピットの上昇側の水位変動に対しても、取水機能が保持できる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車、大型ポンプ車及び大型ポンプ車（泡混合機能付）についても、海水ピットの入力津波の水位に対して、取水性が確保できるものを用いる設計とする。</p> <p>(b) 津波の二次的な影響による海水ポンプ等の機能保持確認</p> <p>基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して、海水取水口が閉塞することがなく海水取水口、海水取水路及び海水ピットの通水性が確保できる設計とする。また、海水ポンプ取水時に浮遊砂が軸受に混入した場合でも、海水ポンプの軸受部の異物逃がし溝から排出することで、海水ポンプが機能保持できる設計とする。中型ポンプ車、大型ポンプ車及び大型ポンプ車（泡混合機能付）には、浮遊砂の混入に対しても取水機能が保持できるものを用いる設計とする。</p> <p>漂流物に対しては、発電所構内及び構外で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合に、海水ポンプへの衝突及び海水取水口の閉塞が生じることがなく、海水ポンプの取水性確保並びに海水取水口、海水取水路及び海水ピットの通水性が確保できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>e. 津波監視 津波監視設備として、敷地への津波の繰返しの襲来を察知し、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、海面監視カメラ及び耐震型海水ピット水位計を設置する。</p> <p>1.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p> <p>a. 設計方針 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、「1.1.2 入力津波の設定」で設定している繰返しの襲来を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。</p> <p>(a) 津波防護施設 津波防護施設は、原子炉補機冷却海水設備の取水性に配慮する設計とする。 津波防護施設として海水ピット内に設置する堰については、通常時及び押し波時に開閉式のフラップゲートが開き、海水ピット内に海水を導水するとともに、引き波時に海水ピット内外の水位差によりフラップゲートが閉まり、海水ピット内に海水を保持できる構造とする。また、基準津波による引き波時の海水ピット水位の低下に対して、海水ポンプ取水可能水位を維持し、海水ポンプの継続運転が可能な取水量を十分確保できる設計とする。</p> <p>(b) 浸水防止設備 浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。また、津波防護対象設備を内包する建物及び区画に浸水時及び冠水後に津波が流入することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に浸水防止設備を設置するとともに、想定される浸水高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を維持する。 海水ポンプエリア及び海水管ダクトの浸水防止設備については、T.P. +10.0mの高さまでの海水ポンプエリア周辺及び海水管ダクト周辺から内部に通じる開口部に設置する設計とする。 原子炉建屋及び原子炉補助建屋の浸水防止設備については、T.P. +10.0mまでのタービン建屋から原子炉建屋及び原子炉補助建屋内部に通じる開口部に設置する設計とする。 浸水防止設備は、試験等により閉止部等の止水性を確認した設備を設置する設計とする。</p> <p>(c) 津波監視設備 津波監視設備は、津波の襲来状況を監視できる設計とする。また、波力、漂流物の影響を受けない位置に設置する。 津波監視設備のうち海面監視カメラは、非常用電源設備から給電するとともに映像信号を中央制御室へ伝送し、中央制御室にて周囲の状況を昼夜にわたり監視でき</p>	<p>変更なし</p> <p>1.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>るよう、暗視機能及び回転機能を有する設計とする。</p> <p>津波監視設備のうち耐震型海水ピット水位計は、経路からの津波に対し海水ピットの上昇側及び下降側の水位変動のうち T.P. -5.5m から T.P. +6.0m を測定可能とし、非接触式の水位検出器により計測できる設計とする。また、耐震型海水ピット水位計は非常用電源設備から給電し、中央制御室において監視可能な設計とする。</p> <p>b. 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、津波による荷重及び津波以外の荷重を適切に設定し、それらの組合せを考慮する。また、想定される荷重に対する部材の健全性や構造安定性について適切な許容限界を設定する。</p> <p>(a) 荷重の組合せ</p> <p>津波と組み合わせる荷重については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第 1 章 共通項目」のうち「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風、積雪の荷重及び余震として想定される地震規模（本震よりも小さい地震規模）を十分に上回る地震動として、基準地震動 Ss-1 に加え、漂流物による荷重を考慮する。漂流物の衝突荷重については、海水取水路及び海水ピット内の構造物について、漂流物となる可能性を評価の上、その設置場所、構造等を考慮して、組み合わせる。なお、発電所構外の漂流物は、海水取水口呑口に到達しないことから、海水取水口には流入せず、衝突荷重として考慮する必要はない。風荷重及び積雪荷重については、施設の設置場所、構造等を考慮して、組み合わせる。津波による荷重の設定に当たっては、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮し、余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。</p> <p>(b) 許容限界</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料がおおむね弾性状態に留まることを基本とする。</p>	<p>変更なし</p>

表1 原子炉本体の主要設備リスト (1/1)

		変 更 前				変 更 後						
		設備区分	機器区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備		名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備
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	—	17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料)	S	—	—	—	—	変更なし	—	—	—	—

(注1) 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(津波防護施設、津波防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器を除く)
		S*	Sクラス施設のうち、津波防護施設、浸水防止施設、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器。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。)並びに使用済燃料乾式貯蔵容器に要求される機能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及びB-2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
		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火災感知及び消火の機能並びに溢水伝ば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、基準地震動による地震力に対して非常時における海水の取水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 <sup>(注1)</sup>	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	原子炉压力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	特重	技術基準規則第二条第二項第八号に規定する「特定重大事故等対処施設」
		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／防止	技術基準規則第四十九条第一項第二号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備」
		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1	技術基準規則第二条第二項第三十七号に規定する「重大事故等クラス1容器」、「重大事故等クラス1管」、「重大事故等クラス1ポンプ」、「重大事故等クラス1弁」又はこれらを支持する構造物
		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、定格負荷状態において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」又は「発電用原子力設備規格  
 設計・建設規格(2012年版)<第I編 軽水炉規格> JSME S NC1-2012」  
 (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>原子炉本体に適用する基準及び規格のうち、本設計及び工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 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）</li></ul>	<p>原子炉本体に適用する基準及び規格のうち、本設計及び工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 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）</li><li>・ 「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 原子炉安全専門審査会）</li><li>・ 「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 原子力安全委員会了承）</li><li>・ 日本産業規格H4751（2016）「ジルコニウム合金管」</li><li>・ 日本産業規格Z2241（2011）「金属材料引張試験方法」</li><li>・ 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」</li><li>・ 日本産業規格Z4504（2008）「放射性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」</li><li>・ ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III</li></ul>

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            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            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            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            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。
	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。
	外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。
	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。
	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。
	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。
	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。
	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。
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。	

変更なし

変 更 前	変 更 後
<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。  ※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。</p> <p>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  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"> <li>・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。</li> <li>・平成12年7月以降に、旧電気施設技術基準機能性化適合調査溶接検討会又は第三者機関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。</li> </ul> <p>① 溶接施工法に関すること  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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

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、特定廃棄物管理施設をいう。

② 溶接士の技能に関すること

- ・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。

表2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

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。

※1：( ) は検査項目ではない。

変更なし



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。

変更なし

※1：（ ）は検査項目ではない。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

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。

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。

- 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
- 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
  - ・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、旧電気施設技術基準機能性化適合調査溶接検討会又は第三者機関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
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 <sup>※1</sup>	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) <sup>※2</sup>	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。

変更なし

※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。

※2：( ) は検査項目ではない。

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 $650\text{cm}^2$ 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。	適用	適用	適用	適用
	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	—	

変更なし

変更前

変更後

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
つづき	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	—
	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

2.1.3 燃料体に係る検査

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。

- (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) 燃料要素の加工が完了した時
- (3) 加工が完了した時

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。

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	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。	
(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	有害な欠陥等がないことを確認する。	
	表面汚染密度検査	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。	
	溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
	漏えい検査	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。	
(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)六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	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。	
	質量検査	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。	

変更なし

※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。

変更前

変更後

※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。

2.2 機能又は性能に係る検査

機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。

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。

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。

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。

2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査

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。

変更なし

表5 燃料体を挿入できる段階の検査<sup>※1</sup>

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あ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。

※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。

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

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。

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。

※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。

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表7に示す検査を実施する。

表7 工事完了時の検査※1

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。

※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。

2.3 基本設計方針検査

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。

表8 基本設計方針検査

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

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

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」及び「2. 使用前事業者検査の方法」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ー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。

表9 品質マネジメントシステムに係る検査

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」とおりに工事管理が行われていること。

変更なし

3. 工事上の留意事項

3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項

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。

- 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。
- 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用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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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



変 更 前	変 更 後
<p>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、周辺監視区域外の空気中・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、切削若しくは取外しを行い、据付、溶接若しくは取付けを行う方法、又はこれらと同等の方法により、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、熱交換器若しくは冷却器の伝熱管への閉止栓取付け又はこれらと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 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. <u>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管理する。(注)</u></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>

変更前

変更後

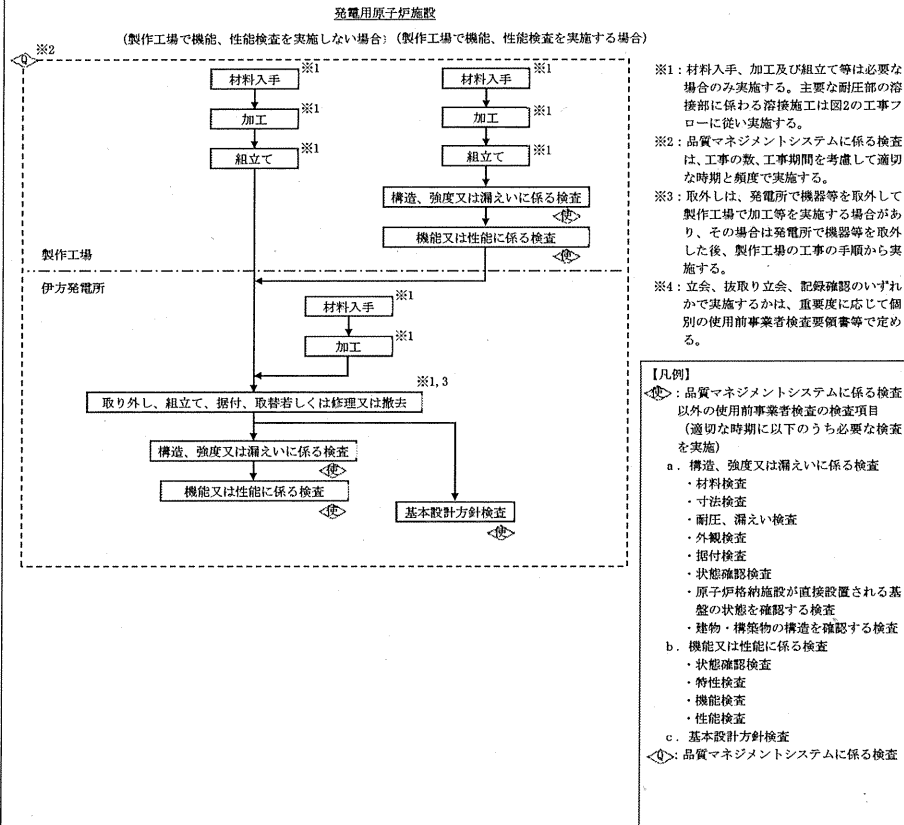


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く)

変更なし

変更前

変更後

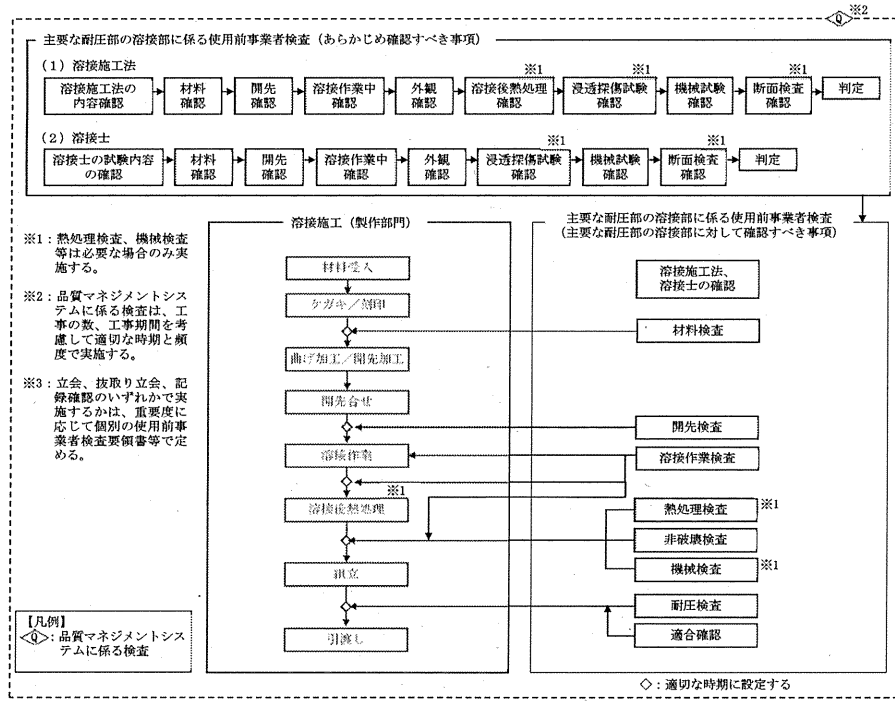
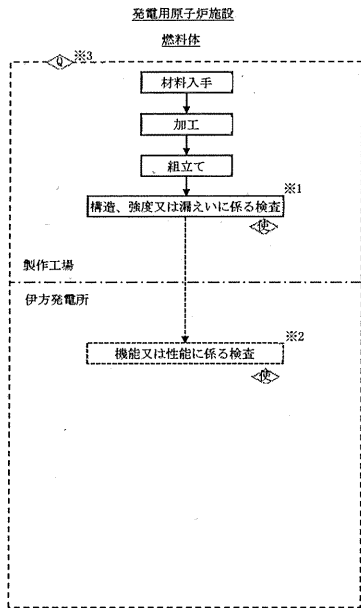


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

変更なし

変更前

変更後



- ※1: 下記の加工の工程ごとに構造、強度又は漏えいに係る検査を実施する。  
 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燃料要素の加工が完了した時  
 ③加工が完了した時
- ※2: 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。
- ※3: 品質マネジメントシステムに係る検査は、工事の数、工事期間を考慮して適切な時期と頻度で実施する。
- ※4: 立会、抜取り立会、記録確認のいずれかで実施するかは、重要度に応じて個別の使用前事業者検査要領書等で定める。

- 【凡例】
- ◊: 品質マネジメントシステムに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目（適切な時期に以下のうち必要な検査を実施）
    - a. 構造、強度又は漏えいに係る検査
      - ・材料検査
      - ・寸法検査
      - ・外観検査
      - ・表面汚染監度検査
      - ・溶接部の非破壊検査
      - ・漏えい検査
      - ・圧力検査
      - ・質量検査
  - ◊: 品質マネジメントシステムに係る検査

図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）

変更なし

(注) 記載の適正化を行う。既工事計画書には、「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。」と記載している。

### Ⅲ. 工事工程表

今回の工事の工程は第1表に示すとおりである。

第1表 工事工程表

年 月 項 目	令和5年度												
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
原子炉本体						—							
						□	- - - - -				□		
										◎			

— : 現地工事期間

□ : 燃料体に係る検査<sup>※1,2</sup>

◎ : 品質マネジメントシステムに係る検査<sup>※2</sup>

※1 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) 燃料要素の加工が完了した時
- (3) 加工が完了した時

※2 検査時期は、設計及び工事の計画の進捗により変更となる可能性がある。

#### 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、健全な安全文化を育成及び維持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、「伊方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（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。

「設計及び工事計画認可申請（届出）書」（以下「設工認」という。）の「設計及び工事の計画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、伊方発電所 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

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に関する事項を含む。）

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。

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

発電所長から指名を受けた検査責任者は、担当する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、工事及び検査のグレード分けの適用

設工認の設計には、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計を一律適用することで、1つのグレードで管理する。

工事及び検査については、以下に示すグレードを考慮し管理する。

工事段階に係るグレード分け

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				
R2							
R3			C				

※：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に基づく重要度

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



検査段階に係るグレード分け

検査の内容 設備の重要度	①機能・性能を確認 する最終段の検査	②機器の構造等を 確認する検査	③事後検証 可能な検査
クラス1	A	B	C
クラス2 特定重大事故等対処施設 常設重大事故等対処設備			
上記以外の設備			

### 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。

設計を主管する箇所の長は、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」に示す設計の審査（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。

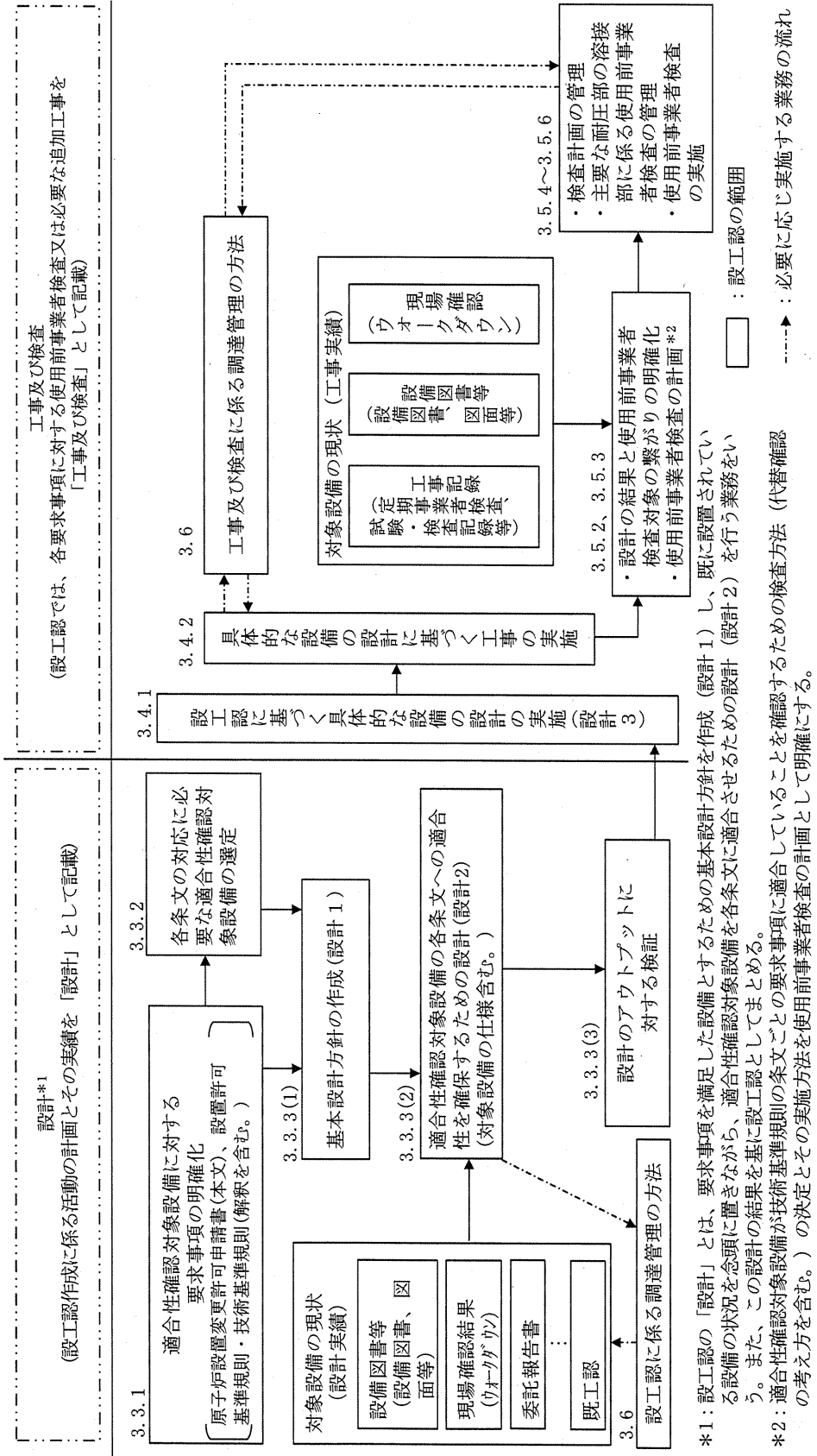
このレビューについては、設計及び工事を主管する箇所の中で設計に係る専門家を含めて実施する。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認の申請（届出）が不要な工事及び主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」以降の必要な事項を適用して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工事されていること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

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 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 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化  要求事項に対応するための設備・運用の抽出
	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)	7.3.3 要求事項を満足する基本設計方針の作成  適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	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	7.3.4 7.3.5 設計資料のレビュー 要求事項への適合性を確保するために必要な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 7.3.5 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、設工認に適合していることを確認
	3.5.2	設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がりの明確化	— 検査に先立ち設計の結果と使用前事業者検査の対象との繋がりを整理
	3.5.3	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
	3.5.4	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
	3.5.5	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
	3.5.6	使用前事業者検査の実施	7.3.6 8.2.4 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 8.2.4 設工認に必要な設計、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「設計のレビュー」を示す



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、要求事項への適合性を確保するために、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備又は運用を考慮し選定する。

#### 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、設計に係る専門家を含めてレビューを実施するとともに、当該業務を直接実施した原設計者以外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、設工認に基づく具体的な設備の設計（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具体的な設備の設計（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、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、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、本店組織及び発電所組織の工事を主管する箇所の長が管理する場合

#### 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（届出）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、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、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（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、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 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。

また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が実施する検査記録の信頼性の確認を行い、設工認に基づく工事の信頼性を確保する。

### 3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり の明確化

使用前事業者検査の実施に先立ち、設計1～3の結果と適合性確認対象の繋がりを明確化する。

### 3.5.3 使用前事業者検査の計画

検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、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もとに計画を策定する。

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。

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。

### 3.5.4 検査計画の管理

検査責任者は、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。

### 3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

検査責任者は、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、それをレビューし、必要な管理を実施する。

### 3.5.6 使用前事業者検査の実施

検査責任者は、検査要領書の制定、体制を構築し、使用前事業者検査を実施する。

#### (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制定

検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.3 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定める。

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

検査責任者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、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 置 要 求	名称、取付箇所、 個数	設計要求どおりの名称、取 付箇所、個数が設置されて いることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・据付検査</li> <li>・状態確認検査</li> <li>・外観検査</li> </ul>
		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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・材料検査</li> <li>・寸法検査</li> <li>・漏えい検査</li> </ul>
	機 能 要 求	容量、揚程等の 仕様（要目表）	要目表の記載どおりであ ることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・据付検査</li> </ul>
		上記以外の所要 の機能要求事項	目的とする能力（機能・性 能）が発揮できることを確 認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧検査</li> <li>・機能・性能検査</li> <li>・特性検査</li> <li>・状態確認検査</li> </ul>
				主要な耐圧部の溶接部 に係る使用前事業者検 査（検査項目は設工認の 「工事の方法」に記載）
	評 価 要 求	評価のインプッ 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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>
評価結果を設計 条件とする要求 事項		内容に応じて、設置要求、 系統構成、機能要求として 確認する。	内容に応じて、設置要 求、系統構成、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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>



### 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物品等を供給する技術的な能力を有することの判断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、工事及び検査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 調達物品等の調達管理

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) 発注仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、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発注仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達物品等の管理」参照）

調達を主管する箇所の長は、一般産業用工業品を原子炉施設に使用するにあたって当該一般産業用工業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) 調達物品等の管理

調達を主管する箇所の長は、調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達物品等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) 調達物品等の検証

調達を主管する箇所の長は、調達物品等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物品等の検証を行う。

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、あらかじめ調達文

書で検証の要領及び調達物品等のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

#### 3.6.4 供給者の品質保証監査

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及び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、供給者品質保証監査を実施する。

### 3.7 文書及び記録の管理、識別管理及びトレーサビリティ

#### 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、供給者の品質マネジメントシステム能力の確認、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) 計測器の管理

工事を主管する箇所の長は、工事又は検査で使用する計測器については、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、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、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、機器類、弁及び配管類について、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

設工認に基づく工事は、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

令和2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並びに関連規則等の改正（以下「法改正等」という。）を踏まえ、法改正等の内容反映が必要となったことから、燃料体に係る要目表を定めるとともに、関連する基本設計方針並びに適用基準及び適用規格の変更を行う。

## VI. 添付書類

1. 添付資料

2. 添付図面

## 1. 添付資料

資料1 熱出力計算書

資料2 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3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

資料4 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

資料5 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

資料6 耐震性に関する説明書

資料7 強度に関する説明書

資料8 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書

資料9 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

## 2. 添付図面

第1図 原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）

## 1. 添 付 資 料



## 目 次

- 資料1 熱出力計算書
- 資料2 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3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
- 資料4 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
- 資料5 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
- 資料6 耐震性に関する説明書
- 資料7 強度に関する説明書
- 資料8 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書
- 資料9 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

# 熱出力計算書

設計及び工事計画認可申請 資料1

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資1-1
2. 原子炉熱出力等に関する評価 .....	資1-1

## 1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体の原子炉熱出力等に関する評価について「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」第15条（設計基準対象施設の機能）及び第23条（炉心等）に適合することを説明するものである。

## 2. 原子炉熱出力等に関する評価

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体<sup>(注)</sup>から変更はなく、当該燃料体に係る原子炉熱出力等に関する評価は、平成29年9月29日付け原規規発第1709291号にて認可された工事計画の資料1「熱出力計算書」（以下「既工認における熱出力計算書」という。）にて適合性を確認している。

従って、今回の燃料体に係る原子炉熱出力等に関する評価は、既工認における熱出力計算書による。

（注）燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

# 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請 資料2

伊方発電所第3号機

## 目 次

資料2-1 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2-2 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

発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」

との整合性

設計及び工事計画認可申請 資料2-1

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資2-1-1
2. 基本方針 .....	資2-1-1
3. 説明書の構成 .....	資2-1-1
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 .....	資2-1-ロ-1
a. 設計基準対象施設	
(j) 炉心等	
ハ 原子炉本体の構造及び設備	
(2) 燃料体 .....	資2-1-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伊方発電所 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。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置変更許可申請書との整合性により示す。

設置変更許可申請書との整合性は、設置変更許可申請書「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、設置変更許可申請書「添付書類八」のうち設置変更許可申請書「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、設置変更許可申請書の基本方針に記載がなく、設計及び工事の計画において詳細設計を行う場合は、設置変更許可申請書に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

## 3. 説明書の構成

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「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）」、「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、設置変更許可申請書「本文（五号）」に記載する順とする。
- (3) 設置変更許可申請書と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、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変更許可申請書と整合していることを明示する。
- (4) 設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性に関する補足説明は原則として「整合性」欄に記載する。

#### 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 発電用原子炉施設的一般構造 (3) その他の主要な構造 a. 設計基準対象施設 (j) 炉心等</p> <p>&lt; 中略 &gt;</p> <p>燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.7 発電用原子炉設置変更許可申請 (平成 25 年 7 月 8 日申請) に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.7.1 「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>(炉心等) 適合のための設計方針</p> <p>&lt; 中略 &gt;</p> <p>5 及び 6 の一 について</p> <p>燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力、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。</p>	<p>【原子炉本体】 (基本設計方針) 第2章 個別項目 1. 炉心等</p> <p>&lt; 中略 &gt;</p> <p>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。①燃料体の物理的性質及び化学的性質について、「1.1 燃料体」に基づき設計する。</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、以下の通り整合している。</p> <p>①設計及び工事の計画では、燃料体の物理的性質及び化学的性質を保持するために必要となる具体的な設計方針を、技術基準規則解釈の別記-10の内容を踏まえて「1.1 燃料体」に定めており、それに基づくことを記載していることから、整合している。</p>	

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>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発電用原子炉内の圧力、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、②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。</p>	<p>1.12.10 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 30 年 1 月 26 日申請）に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.10.1 「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 平成 29 年 9 月 11 日一部改正）」に対する適合</p> <p>（炉心等） 適合のための設計方針 6の一 について</p> <p>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発電用原子炉内の圧力、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。</p> <p>1.12.7 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 25 年 7 月 8 日申請）に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.7.1 「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>（炉心等） 適合のための設計方針 &lt; 中略 &gt;</p> <p>6の二 について</p> <p>②燃料体は、輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。</p>	<p>【原子炉本体】 （基本設計方針） 第2章 個別項目 1. 炉心等</p> <p>&lt; 中略 &gt;</p> <p>燃料体は、「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 原子炉安全専門審査会）及び「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 原子力安全委員会了承）に基づき、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>②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>②設計及び工事の計画では、設置変更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>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</p> <p>①二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む<sub>2</sub>)</p> <p>ウラン 235 濃縮度</p> <p>初装荷燃料 第1領域 約 2.0wt%</p> <p>第2領域 約 3.5wt%</p> <p>第3領域 約 4.1wt%</p> <p>取替燃料 約 4.8wt%以下</p> <p>ガドリニア入り燃料については、濃縮度約 3.2wt%以下、ガドリニア濃度約 10wt%以下</p> <p>ただし、第4～第11領域 約 4.1wt%～約 3.6wt%</p> <p>ガドリニア入り燃料については、濃縮度約 2.6wt%～約 2.1wt%、ガドリニア濃度約 6wt%</p> <p>ペレットの初期密度 理論密度の約 97%</p> <p>ガドリニア入り燃料については、理論密度の約 96%</p> <p>ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第11領域燃料は理論密度の約 95%</p>	<p>3. 原子炉及び炉心</p> <p>第 3.2.1 表 燃料の主要仕様</p> <p>(1) ペレット</p> <p>a. ウラン燃料</p> <p>材 料 ①二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む<sub>2</sub>)</p> <p>ウラン 235 濃縮度</p> <p>初装荷燃料 第1領域 約 2.0wt%</p> <p>第2領域 約 3.5wt%</p> <p>第3領域 約 4.1wt%</p> <p>取替燃料 約 4.8wt%以下</p> <p>ガドリニア入り燃料については濃縮度約 3.2wt%以下</p> <p>ガドリニア入り燃料のガドリニア濃度は約 10wt%以下</p> <p>ただし、第4～第11領域 約 4.1wt%～約 3.6wt%</p> <p>ガドリニア入り燃料については濃縮度約 2.6wt%～約 2.1wt%</p> <p>ガドリニア入り燃料のガドリニア濃度は約 6wt%</p> <p>初期密度 約 97%理論密度</p> <p>ガドリニア入り燃料については約 96%理論密度</p> <p>ただし、第1～第11領域 約 95%理論密度</p> <p>&lt;中略&gt;</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">燃料</td> <td rowspan="6">A</td> <td>ウラン235濃縮度</td> <td>wt%</td> <td>4.80 (注1,14)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度 (理論密度比)</td> <td>%</td> <td>97 (注2)</td> <td>97.0 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率</td> <td>wt%</td> <td></td> <td>□ 以上 (注2)</td> </tr> <tr> <td>組 酸素対ウラン比</td> <td>-</td> <td></td> <td>□ 2.00 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>炭素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">B</td> <td>水素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>ウラン235濃縮度</td> <td>wt%</td> <td>4.10 (注1,14)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度 (理論密度比)</td> <td>%</td> <td>97 (注2)</td> <td>97.0 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率</td> <td>wt%</td> <td></td> <td>□ 以上 (注2)</td> </tr> <tr> <td>組 酸素対ウラン比</td> <td>-</td> <td></td> <td>□ 2.00 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">C</td> <td>炭素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>水素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>wt%</td> <td>-</td> <td>□ 以下 (注2)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニア濃度</td> <td>wt%</td> <td>約 10 (注14)</td> <td>□ 10.00 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニウム濃度</td> <td>wt%</td> <td></td> <td>□ (注1,2)</td> </tr> </tbody> </table>				変更前	変更後	燃料	A	ウラン235濃縮度	wt%	4.80 (注1,14)	変更なし	密度 (理論密度比)	%	97 (注2)	97.0 (注1,2)	ウラン含有率	wt%		□ 以上 (注2)	組 酸素対ウラン比	-		□ 2.00 (注1,2)	炭素	wt%	-	□ 以下 (注2)	ふっ素	wt%	-	□ 以下 (注2)	B	水素	wt%	-	□ 以下 (注2)	窒素	wt%	-	□ 以下 (注2)	ウラン235濃縮度	wt%	4.10 (注1,14)	変更なし	密度 (理論密度比)	%	97 (注2)	97.0 (注1,2)	ウラン含有率	wt%		□ 以上 (注2)	組 酸素対ウラン比	-		□ 2.00 (注1,2)	C	炭素	wt%	-	□ 以下 (注2)	ふっ素	wt%	-	□ 以下 (注2)	水素	wt%	-	□ 以下 (注2)	窒素	wt%	-	□ 以下 (注2)	ガドリニア濃度	wt%	約 10 (注14)	□ 10.00 (注1,2)	ガドリニウム濃度	wt%		□ (注1,2)	<p>設置変更許可申請書 (本文) 第五号八項において、設計及び工事の計画の内容は、以下の通り整合している。</p> <p>①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>備考</p>
			変更前	変更後																																																																																	
燃料	A	ウラン235濃縮度	wt%	4.80 (注1,14)	変更なし																																																																																
		密度 (理論密度比)	%	97 (注2)	97.0 (注1,2)																																																																																
		ウラン含有率	wt%		□ 以上 (注2)																																																																																
		組 酸素対ウラン比	-		□ 2.00 (注1,2)																																																																																
		炭素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																
		ふっ素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																
	B	水素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																
		窒素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																
		ウラン235濃縮度	wt%	4.10 (注1,14)	変更なし																																																																																
		密度 (理論密度比)	%	97 (注2)	97.0 (注1,2)																																																																																
		ウラン含有率	wt%		□ 以上 (注2)																																																																																
		組 酸素対ウラン比	-		□ 2.00 (注1,2)																																																																																
C	炭素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																	
	ふっ素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																	
	水素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																	
	窒素	wt%	-	□ 以下 (注2)																																																																																	
	ガドリニア濃度	wt%	約 10 (注14)	□ 10.00 (注1,2)																																																																																	
	ガドリニウム濃度	wt%		□ (注1,2)																																																																																	

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>(ii) 燃料被覆材の種類</p> <p>a. ウラン燃料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ジルカローイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金</li> <li>・ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金</li> </ul> <p>ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第11領域燃料はジルカローイ-4</p>	<p>(2) 被覆管</p> <p>a. ウラン燃料</p> <p>材 料</p> <p>ジルカローイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金 (Sn : 0.7~0.9wt%, Fe : 0.18~0.24wt%, Cr : 0.07~0.13wt%, Fe+Cr : 0.28~0.37wt%, Nb : 0.45~0.55wt%, Zr : 残り)</li> <li>・Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (Sn : 0.90~1.15wt%, Fe : 0.24~0.30wt%, Cr : 0.13~0.19wt%, Nb : 0.08~0.14wt%, Ni : 0.007~0.014wt%, Zr : 残り)</li> </ul> <p>ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金 (Sn : 0.9~1.3wt%, Fe : 0.08~0.12wt%, Cr : 0.8~1.2wt%, Zr : 残り)</li> </ul> <p>ただし、第1～第11領域</p> <p style="text-align: center;">&lt;中略&gt;</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <table border="1" data-bbox="1243 215 1758 901"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材</td> <td>ウラン235濃縮度</td> <td>wt% 3.20 (注1,10)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度 (理論密度比)</td> <td>% 96 (注3)</td> <td>96.0 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率</td> <td>wt% -</td> <td>□ (注2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">組 成</td> <td>酸素対ウラン比</td> <td>-</td> <td>□ (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニア濃度</td> <td>wt% 約6 (注10)</td> <td>6.00 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニウム濃度</td> <td>wt% -</td> <td>□ (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>炭素</td> <td>wt% -</td> <td>□ (注2)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>wt% -</td> <td>□ (注2)</td> </tr> <tr> <td>水素</td> <td>wt% -</td> <td>□ (注2)</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>wt% -</td> <td>□ (注2)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材</td> <td>-</td> <td>Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材端栓</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>ASTM B351 Gr. R60804 (注2) (Zr-TN 804D 相当)</td> </tr> <tr> <td>最上部支持格子及び最下部支持格子</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>AMS 5596 (注2)</td> </tr> <tr> <td>中間部支持格子</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>ASTM B352 Gr. R60804 (注2)</td> </tr> <tr> <td>上部支持板 (上部ノズル) 及び下部支持板 (下部ノズル)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>ASTM □ (注2)</td> </tr> <tr> <td>制御棒案内シムブル</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>ASTM B353 Gr. R60804 (注2)</td> </tr> <tr> <td>上部ノズル押さえばね</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>AMS 5596 (注2)</td> </tr> <tr> <td>クランプスクリュー</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>ASTM □ (注2)</td> </tr> <tr> <td>上部リングナット・シムブルスクリュー・ロッキングカップ</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>□ (注2)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(基本設計方針)</p> <p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>1.1 燃料体</p> <p>1.1.2 17行17列B型燃料集合体 (ウラン燃料)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金</li> <li>スズ 0.90~1.15</li> <li>鉄 0.24~0.30</li> <li>クロム 0.13~0.19</li> <li>ニオブ 0.08~0.14</li> <li>ニッケル 0.007~0.014</li> <li>酸素 □</li> <li>ジルコニウム 残り</li> </ul>			変更前	変更後	燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材	ウラン235濃縮度	wt% 3.20 (注1,10)	変更なし	密度 (理論密度比)	% 96 (注3)	96.0 (注1,2)	ウラン含有率	wt% -	□ (注2)	組 成	酸素対ウラン比	-	□ (注1,2)	ガドリニア濃度	wt% 約6 (注10)	6.00 (注1,2)	ガドリニウム濃度	wt% -	□ (注1,2)	炭素	wt% -	□ (注2)	ふっ素	wt% -	□ (注2)	水素	wt% -	□ (注2)	窒素	wt% -	□ (注2)	燃料被覆材	-	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (注3)	変更なし	燃料被覆材端栓	-	-	ASTM B351 Gr. R60804 (注2) (Zr-TN 804D 相当)	最上部支持格子及び最下部支持格子	-	-	AMS 5596 (注2)	中間部支持格子	-	-	ASTM B352 Gr. R60804 (注2)	上部支持板 (上部ノズル) 及び下部支持板 (下部ノズル)	-	-	ASTM □ (注2)	制御棒案内シムブル	-	-	ASTM B353 Gr. R60804 (注2)	上部ノズル押さえばね	-	-	AMS 5596 (注2)	クランプスクリュー	-	-	ASTM □ (注2)	上部リングナット・シムブルスクリュー・ロッキングカップ	-	-	□ (注2)		
		変更前	変更後																																																																									
燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材 燃料被覆材	ウラン235濃縮度	wt% 3.20 (注1,10)	変更なし																																																																									
	密度 (理論密度比)	% 96 (注3)	96.0 (注1,2)																																																																									
	ウラン含有率	wt% -	□ (注2)																																																																									
	組 成	酸素対ウラン比	-	□ (注1,2)																																																																								
		ガドリニア濃度	wt% 約6 (注10)	6.00 (注1,2)																																																																								
	ガドリニウム濃度	wt% -	□ (注1,2)																																																																									
	炭素	wt% -	□ (注2)																																																																									
	ふっ素	wt% -	□ (注2)																																																																									
	水素	wt% -	□ (注2)																																																																									
	窒素	wt% -	□ (注2)																																																																									
	燃料被覆材	-	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (注3)	変更なし																																																																								
	燃料被覆材端栓	-	-	ASTM B351 Gr. R60804 (注2) (Zr-TN 804D 相当)																																																																								
	最上部支持格子及び最下部支持格子	-	-	AMS 5596 (注2)																																																																								
中間部支持格子	-	-	ASTM B352 Gr. R60804 (注2)																																																																									
上部支持板 (上部ノズル) 及び下部支持板 (下部ノズル)	-	-	ASTM □ (注2)																																																																									
制御棒案内シムブル	-	-	ASTM B353 Gr. R60804 (注2)																																																																									
上部ノズル押さえばね	-	-	AMS 5596 (注2)																																																																									
クランプスクリュー	-	-	ASTM □ (注2)																																																																									
上部リングナット・シムブルスクリュー・ロッキングカップ	-	-	□ (注2)																																																																									

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>(iii) 燃料要素の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>②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②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>③燃料棒外径 約 9.5mm                  ③被覆管厚さ 約 0.6mm                  ③燃料棒有効長さ 約 3.7m</p>	<p>3. 原子炉及び炉心</p> <p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>(3) 主要設備</p> <p>a. 燃料棒</p> <p>②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②をジルコニウム合金又はジルカロイ-4 ②被覆管に挿入し、輸送時及び取扱い時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>&lt;中略&gt;</p> <p>第 3.2.1 表 燃料の主要仕様</p> <p>(2) 被覆管</p> <p>&lt;中略&gt;</p> <p>③外径 約 9.50mm                  ③厚さ 約 0.57mm                  ただし、第 4 及び第 5 領域 約 0.57mm 又は約 0.64mm</p> <p>&lt;中略&gt;</p> <p>第 3.1.1 表 原子炉及び炉心の主要仕様</p> <p>&lt;中略&gt;</p> <p>③炉心有効高さ 約 3.66m</p> <p>&lt;中略&gt;</p>	<p>【原子炉本体】                  (基本設計方針)                  第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>②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>【原子炉本体】                  (要目表)</p> <table border="1" data-bbox="1236 542 1742 1165"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">名</td> <td>称</td> <td>-</td> <td>17 行 17 列 B 型燃料集合体 (ウラン燃料)</td> </tr> <tr> <td>種</td> <td>-</td> <td>17 行 17 列 ウラン燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">主 取 要 素</td> <td rowspan="10">燃 料 集 合 体</td> <td>全長 (下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ)</td> <td>mm 4,028.0 (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td>断面寸法 (最大の断面寸法)</td> <td>mm 214.3×214.3 (注 2)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素ピッチ</td> <td>mm 12.6 (注 1.2)</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>□ (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td>全長 (端栓とも)</td> <td>mm -</td> <td>3,862.0 (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td>④有効長さ</td> <td>mm ④ 3,648 (注 1.4)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>ペレット直径</td> <td>mm 8.19 (注 3)</td> <td>8.190 (注 1.5)</td> </tr> <tr> <td>ペレット長さ</td> <td>mm -</td> <td>9.2 (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td>④燃料被覆材外径</td> <td>mm 9.5 (注 3)</td> <td>④ 9.50 (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm -</td> <td>8.36 (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">法 料</td> <td rowspan="6">ガ ド リ ニ ア 入 り ウ ラ ン 二 酸 化 ウ ラ ン 燃 料 要 素</td> <td>④燃料被覆材肉厚</td> <td>mm ④ 0.57 (注 1.2)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm -</td> <td>□ (注 1.4)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナム長さ</td> <td>mm -</td> <td>□ (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナムコイル ばね外径</td> <td>mm -</td> <td>□ (注 1.2)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムコイル ばね外径</td> <td>mm -</td> <td>□ (注 1.2)</td> </tr> </tbody> </table>			変更前	変更後	名	称	-	17 行 17 列 B 型燃料集合体 (ウラン燃料)	種	-	17 行 17 列 ウラン燃料体	主 取 要 素	燃 料 集 合 体	全長 (下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ)	mm 4,028.0 (注 1.2)	断面寸法 (最大の断面寸法)	mm 214.3×214.3 (注 2)	燃料要素ピッチ	mm 12.6 (注 1.2)	変更なし	上部支持板下面と燃 料要素上端の間隔	mm -	□ (注 1.2)	全長 (端栓とも)	mm -	3,862.0 (注 1.2)	④有効長さ	mm ④ 3,648 (注 1.4)	変更なし	ペレット直径	mm 8.19 (注 3)	8.190 (注 1.5)	ペレット長さ	mm -	9.2 (注 1.2)	④燃料被覆材外径	mm 9.5 (注 3)	④ 9.50 (注 1.2)	燃料被覆材内径	mm -	8.36 (注 1.2)	法 料	ガ ド リ ニ ア 入 り ウ ラ ン 二 酸 化 ウ ラ ン 燃 料 要 素	④燃料被覆材肉厚	mm ④ 0.57 (注 1.2)	変更なし	上部プレナム長さ	mm -	□ (注 1.4)	下部プレナム長さ	mm -	□ (注 1.2)	上部プレナムコイル ばね外径	mm -	□ (注 1.2)	下部プレナムコイル ばね外径	mm -	□ (注 1.2)	<p>②設計及び工事の計画では、設置変更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>③設計及び工事の計画では、詳細設計に基づき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 (ウラン燃料)																																																											
	種	-	17 行 17 列 ウラン燃料体																																																											
主 取 要 素	燃 料 集 合 体	全長 (下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ)	mm 4,028.0 (注 1.2)																																																											
		断面寸法 (最大の断面寸法)	mm 214.3×214.3 (注 2)																																																											
		燃料要素ピッチ	mm 12.6 (注 1.2)	変更なし																																																										
		上部支持板下面と燃 料要素上端の間隔	mm -	□ (注 1.2)																																																										
		全長 (端栓とも)	mm -	3,862.0 (注 1.2)																																																										
		④有効長さ	mm ④ 3,648 (注 1.4)	変更なし																																																										
		ペレット直径	mm 8.19 (注 3)	8.190 (注 1.5)																																																										
		ペレット長さ	mm -	9.2 (注 1.2)																																																										
		④燃料被覆材外径	mm 9.5 (注 3)	④ 9.50 (注 1.2)																																																										
		燃料被覆材内径	mm -	8.36 (注 1.2)																																																										
法 料	ガ ド リ ニ ア 入 り ウ ラ ン 二 酸 化 ウ ラ ン 燃 料 要 素	④燃料被覆材肉厚	mm ④ 0.57 (注 1.2)	変更なし																																																										
		上部プレナム長さ	mm -	□ (注 1.4)																																																										
		下部プレナム長さ	mm -	□ (注 1.2)																																																										
		上部プレナムコイル ばね外径	mm -	□ (注 1.2)																																																										
		下部プレナムコイル ばね外径	mm -	□ (注 1.2)																																																										

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>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>④燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シムプル及び炉内計装用案内シム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、制御棒案内シム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>⑤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。また、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. 原子炉及び炉心</p> <p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>(1) 概要</p> <p>④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④を「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シムプル、炉内計装用案内シムプル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>④燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち 264 本が燃料棒、24 本が制御棒案内シムプル、残り 1 本が炉内計装用案内シムプルである。制御棒案内シムプルは、制御棒クラスター、バーナブルポイズン、中性子源及びシムプルプラグアセンブリの挿入に使用する。</p> <p>(2) 設計方針</p> <p>b. 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>⑤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、その機能が保持できる設計とする。</p> <p>(b) 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 6 G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で 6 G 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できる設計とする。</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(基本設計方針)</p> <p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>④⑤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>⑤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>④設計及び工事の計画では、設置変更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>⑤設計及び工事の計画では、燃料体の仕様(輸送中または取扱中の負荷に耐える設計であることを含む)が、設置変更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>	



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>b. 主要仕様</p> <p>⑥燃料集合体における燃料棒配列 17×17                      ⑥燃料棒ピッチ 約 13mm                      ⑦燃料集合体当たりの燃料棒本数 264</p>	<p>第 3. 2. 1 表 燃料の主要仕様</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p style="text-align: center;">&lt; 中略 &gt;</p> <p>⑥燃料棒配列 17×17                      ⑦集合体当たり燃料棒数 264</p> <p style="text-align: center;">&lt; 中略 &gt;</p> <p>⑥燃料棒ピッチ 約 12. 6mm</p> <p style="text-align: center;">&lt; 中略 &gt;</p>	<p>【原子炉本体】 (要目表)</p> <table border="1" data-bbox="1240 220 1742 842"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">主 要 取 寸 法</td> <td rowspan="14">燃 料 集 合 体</td> <td>全長 (下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ)</td> <td>mm</td> <td>4,028.0 (注1,2)</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)</td> </tr> <tr> <td>⑥燃料要素ピッチ</td> <td>mm</td> <td>⑥12.6 (注1,2) 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>mm (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>全長 (端検とも)</td> <td>mm</td> <td>3,862.0 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>有 効 長 さ</td> <td>mm</td> <td>3,648 (注1,4) 変更なし</td> </tr> <tr> <td>ベレット直径</td> <td>mm</td> <td>8.19 (注2) 8.190 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>ベレット長さ</td> <td>mm</td> <td>9.2 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>9.50 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>8.36 (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>0.57 (注1,2) 変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>mm (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>mm (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナムコイル ばね外径</td> <td>mm</td> <td>mm (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムコイル ばね外径</td> <td>mm</td> <td>mm (注1,2)</td> </tr> </tbody> </table>	名 称		変更前	変更後	主 要 取 寸 法	燃 料 集 合 体	全長 (下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ)	mm	4,028.0 (注1,2)	断 面 寸 法 (最大の断面寸法)	mm	214.3×214.3 (注2)	⑥燃料要素ピッチ	mm	⑥12.6 (注1,2) 変更なし	上部支持板下面と燃 料要素上端の間隔	mm	mm (注1,2)	全長 (端検とも)	mm	3,862.0 (注1,2)	有 効 長 さ	mm	3,648 (注1,4) 変更なし	ベレット直径	mm	8.19 (注2) 8.190 (注1,4)	ベレット長さ	mm	9.2 (注1,2)	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注1,2)	燃料被覆材内径	mm	8.36 (注1,2)	燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注1,2) 変更なし	上部プレナム長さ	mm	mm (注1,2)	下部プレナム長さ	mm	mm (注1,2)	上部プレナムコイル ばね外径	mm	mm (注1,2)	下部プレナムコイル ばね外径	mm	mm (注1,2)	<p>⑥設計及び工事の計 画では、表記の違い、 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>⑦設計及び工事の計 画では、設置変更許可 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>	
名 称		変更前	変更後																																																				
主 要 取 寸 法	燃 料 集 合 体	全長 (下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ)	mm	4,028.0 (注1,2)																																																			
		断 面 寸 法 (最大の断面寸法)	mm	214.3×214.3 (注2)																																																			
		⑥燃料要素ピッチ	mm	⑥12.6 (注1,2) 変更なし																																																			
		上部支持板下面と燃 料要素上端の間隔	mm	mm (注1,2)																																																			
		全長 (端検とも)	mm	3,862.0 (注1,2)																																																			
		有 効 長 さ	mm	3,648 (注1,4) 変更なし																																																			
		ベレット直径	mm	8.19 (注2) 8.190 (注1,4)																																																			
		ベレット長さ	mm	9.2 (注1,2)																																																			
		燃料被覆材外径	mm	9.50 (注1,2)																																																			
		燃料被覆材内径	mm	8.36 (注1,2)																																																			
		燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注1,2) 変更なし																																																			
		上部プレナム長さ	mm	mm (注1,2)																																																			
		下部プレナム長さ	mm	mm (注1,2)																																																			
		上部プレナムコイル ばね外径	mm	mm (注1,2)																																																			
下部プレナムコイル ばね外径	mm	mm (注1,2)																																																					

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>燃料集合体当たりの制御棒案内シンプル本数 24 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>集合体当たり制御棒案内 24 シンプル数 ＜中略＞ 集合体当たり炉内計装用案内 1 シンプル数</p>	<p>(基本設計方針) 第2章 個別項目 1. 炉心等 ⑦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>【原子炉本体】 (要目表)</p> <table border="1" data-bbox="1243 510 1747 1197"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="2">変更前</th> <th colspan="2">変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">主 取 替 寸 法</td> <td rowspan="2">(注1) 最上 部支 持格 子及 び 支 持 間 格 子 部</td> <td>外 寸 法</td> <td>mm</td> <td></td> <td>□ (注1.7)</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>mm</td> <td></td> <td>□ (注1.2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(注1) 支 持 間 格 子 部</td> <td>外 寸 法</td> <td>mm</td> <td></td> <td>□ (注1.7)</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>mm</td> <td></td> <td>□ (注1.2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(注1) 上 部 支 持 板 (上 部 ノ ズ ル)</td> <td>外 寸 法</td> <td>mm</td> <td></td> <td>□ (注1.10)</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1.2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(注1) 下 部 支 持 板 (下 部 ノ ズ ル)</td> <td>外 寸 法</td> <td>mm</td> <td></td> <td>□ (注1.10)</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>mm</td> <td></td> <td>□ (注1.2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(注1) 制 御 棒 案 内 シ ン プ ル</td> <td>外 径</td> <td>mm</td> <td></td> <td>太径部: 12.24 (注1.2) 細径部: 10.90 (注1.2)</td> </tr> <tr> <td>肉 厚</td> <td>mm</td> <td></td> <td>太径部: 0.41 (注1.2) 細径部: 0.41 (注1.2)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(注1) 炉 内 計 装 用 案 内 シ ン プ ル</td> <td>外 径</td> <td>mm</td> <td></td> <td>12.24 (注1.2)</td> </tr> <tr> <td>肉 厚</td> <td>mm</td> <td></td> <td>0.41 (注1.2)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注12) 制御棒案内シンプル数量 : 燃料体当たり 24本 (注13) 炉内計装用案内シンプル数量 : 燃料体当たり 1本</p>			変更前		変更後		主 取 替 寸 法	(注1) 最上 部支 持格 子及 び 支 持 間 格 子 部	外 寸 法	mm		□ (注1.7)	高 さ	mm		□ (注1.2)	(注1) 支 持 間 格 子 部	外 寸 法	mm		□ (注1.7)	高 さ	mm		□ (注1.2)	(注1) 上 部 支 持 板 (上 部 ノ ズ ル)	外 寸 法	mm		□ (注1.10)	高 さ (下面からパッド上端まで)	mm		□ (注1.2)	(注1) 下 部 支 持 板 (下 部 ノ ズ ル)	外 寸 法	mm		□ (注1.10)	高 さ	mm		□ (注1.2)	(注1) 制 御 棒 案 内 シ ン プ ル	外 径	mm		太径部: 12.24 (注1.2) 細径部: 10.90 (注1.2)	肉 厚	mm		太径部: 0.41 (注1.2) 細径部: 0.41 (注1.2)	(注1) 炉 内 計 装 用 案 内 シ ン プ ル	外 径	mm		12.24 (注1.2)	肉 厚	mm		0.41 (注1.2)		
		変更前		変更後																																																													
主 取 替 寸 法	(注1) 最上 部支 持格 子及 び 支 持 間 格 子 部	外 寸 法	mm		□ (注1.7)																																																												
		高 さ	mm		□ (注1.2)																																																												
	(注1) 支 持 間 格 子 部	外 寸 法	mm		□ (注1.7)																																																												
		高 さ	mm		□ (注1.2)																																																												
	(注1) 上 部 支 持 板 (上 部 ノ ズ ル)	外 寸 法	mm		□ (注1.10)																																																												
		高 さ (下面からパッド上端まで)	mm		□ (注1.2)																																																												
	(注1) 下 部 支 持 板 (下 部 ノ ズ ル)	外 寸 法	mm		□ (注1.10)																																																												
		高 さ	mm		□ (注1.2)																																																												
	(注1) 制 御 棒 案 内 シ ン プ ル	外 径	mm		太径部: 12.24 (注1.2) 細径部: 10.90 (注1.2)																																																												
		肉 厚	mm		太径部: 0.41 (注1.2) 細径部: 0.41 (注1.2)																																																												
	(注1) 炉 内 計 装 用 案 内 シ ン プ ル	外 径	mm		12.24 (注1.2)																																																												
		肉 厚	mm		0.41 (注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

設計及び工事計画認可申請 資料2-2

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資2-2-1
2. 基本方針 .....	資2-2-1
3. 記載の基本事項 .....	資2-2-1
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 .....	資2-2-1-1

## 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伊方発電所 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。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置変更許可申請書との整合性により示す。

設置変更許可申請書との整合性は、設置変更許可申請書「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「設置変更許可申請書（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、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に記載する順とする。
- (3) 設置変更許可申請書と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、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変更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 (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</p> <p>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>1 目的                      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、発電用原子炉施設の安全を達成・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。</p> <p>2 適用範囲                      品質管理に関する事項は、伊方発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3 定義                      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。                      (1)組織                      当社の品質マネジメントシステムに基づき、発電用原子炉施設を運営管理 (運転開始前の管理を含む。) する各部門の総称をいう。</p> <p>4 品質マネジメントシステム                      4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項                      (1)組織は、品質管理に関する事項に従って、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。                      (2)組織は、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。                      a) 発電用原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの</p>	<p>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、健全な安全文化を育成及び維持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、「伊方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 (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。                      「設計及び工事計画認可申請 (届出) 書」(以下「設工認」という。) の「設計及び工事の計画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。</p> <p>2. 適用範囲・定義                      2.1 適用範囲                      設工認品質管理計画は、伊方発電所 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。</p> <p>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>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                      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、工事及び検査のグレード分けの適用                      設工認の設計には、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計を一律適用することで、1つのグレードで管理する。</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。                      (以下、説明がない箇所については、設工認品質管理計画では、設計、工事及び検査に係る事項について、記載しているため、設工認品質管理計画には明記していないものの、設置変更許可申請書に基づく品質マネジメントシステムを定めていることを以て整合している。)</p> <p>設工認品質管理計画は、設置変更許可申請書に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法等を定めたものであり、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 (本文十二号) の記載のうち、具体的な適用範囲を記載しており整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、本項で定義している用語を除き、設置変更許可申請書 (本文十二号) の用語を使用しており、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 (本文十二号) の記載のうち、設計、工事及び検査に係る品質管理について記載しており整合している。</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) の記載のうち、設計、工事及び検査のグレード分けに係る具体的な内容を記載しており整合している。</p>	

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																									
<p>程度</p> <p>b) 発電用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) 組織は、発電用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、品質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>(4) 組織は、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、そのプロセスを組織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組織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>設計及び工事の計画 該当事項</p> <p>工事及び検査については、以下に示すグレードを考慮し管理する。</p> <p>工事段階に係るグレード分け</p> <table border="1" data-bbox="842 220 1518 432"> <thead> <tr> <th rowspan="3">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="3">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> <th>PS-1</th> <th>MS-1</th> <th>PS-2</th> <th>MS-2</th> <th>PS-3</th> <th>MS-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R1</td> <td colspan="2">A</td> <td colspan="4">B</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R2</td> <td colspan="2"></td> <td colspan="4"></td> <td></td> </tr> <tr> <td>R3</td> <td colspan="2"></td> <td colspan="4"></td> <td>C</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：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に基づく重要度  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>検査段階に係るグレード分け</p> <table border="1" data-bbox="842 587 1507 906"> <thead> <tr> <th rowspan="2">検査の内容 設備の重要度</th> <th>①機能・性能を確認する最終段の検査</th> <th>②機器の構造等を確認する検査</th> <th>③事後検証可能な検査</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>クラス1</td> <td rowspan="2">A</td> <td rowspan="2">B</td> <td rowspan="2">C</td> </tr> <tr> <td>クラス2 特定重大事故等対処施設 常設重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td>上記以外の設備</td> <td></td> <td></td> <td></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、工事及び検査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 調達物品等の調達管理  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>	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	検査の内容 設備の重要度	①機能・性能を確認する最終段の検査	②機器の構造等を確認する検査	③事後検証可能な検査	クラス1	A	B	C	クラス2 特定重大事故等対処施設 常設重大事故等対処設備	上記以外の設備				<p>る。</p>	<p></p>
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																																																					
検査の内容 設備の重要度	①機能・性能を確認する最終段の検査	②機器の構造等を確認する検査	③事後検証可能な検査																																																									
	クラス1	A	B	C																																																								
クラス2 特定重大事故等対処施設 常設重大事故等対処設備																																																												
上記以外の設備																																																												



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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<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) プロセス及び組織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) 組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(6) 組織は、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) 組織は、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>組織は、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、組織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>組織は、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) 組織は、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>(2) 組織は、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、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部門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おいては、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なること。</p> <p>g) 組織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>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</p> <p>設計、工事及び検査に係る箇所の長は、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</p> <p>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、供給者の品質マネジメントシステム能力の確認、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</p> <p>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>	<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) の記載のうち、設計、工事及び検査の文書及び記録の管理に係る具体的内容を記載しており整合している。</p> <p>(以下、文書及び記録の管理については、本項にて対応していることを以て整合している。)</p>	

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（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<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)組織は、品質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、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2)組織は、(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を作成する。</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、組織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)組織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>(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、部門において、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>			

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（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<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、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、部門及び要員の責任及び権限並びに部門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>(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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、積極的に発電用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。</p> <p>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> <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</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に関する事項を含む。）</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>設計及び工事に係る組織は、担当する設備に関する設計及び工事について責任と権限を持つ。</p> <p>発電所長から指名を受けた検査責任者は、担当する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（本文十二号）の記載のうち、設計、工事及び検査の責任及び権限に係る具体的内容を記載しており整合している。</p>	

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達                      (1)社長は、組織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                      (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                      組織は、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。                      (1)内部監査の結果                      (2)組織の外部の者の意見                      (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)部門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> <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                      (1)組織は、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。                      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                      (2)組織は、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。                      (3)組織は、(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                      組織は、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。                      (1)要員                      (2)個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系                      (3)作業環境                      (4)その他必要な資源</p>			

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（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(1)組織は、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)組織は、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)組織は、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)組織は、(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)組織は、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)組織は、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。</p> <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</p> <p>組織は、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) 組織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)及びb)に掲げるもののほか、組織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)組織は、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)組織は、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>			

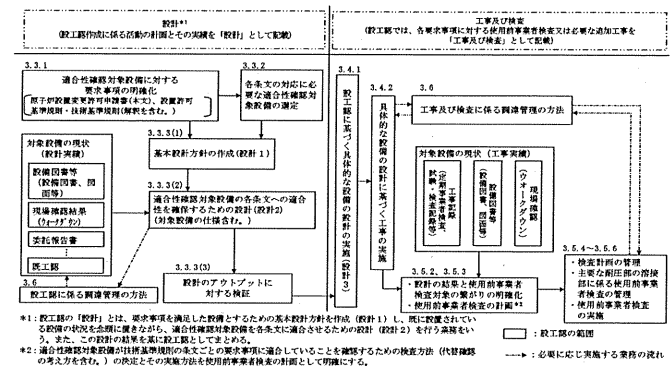
原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																													
<p>c) 組織が、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) 組織は、(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) 組織は、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 組織は、組織の外部の者からの情報の収集及び組織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 7.3.1 設計開発計画 (1) 組織は、設計開発 (専ら発電用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。 (2) 組織は、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。 a) 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度 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 c) 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限 d) 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源 (3) 組織は、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。 (4) 組織は、(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 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。 設計を主管する箇所の長は、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」に示す設計の審査 (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。 このレビューについては、設計及び工事を主管する箇所の中で設計に係る専門家を含めて実施する。 なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認の申請 (届出) が不要な工事及び主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」以降の必要な事項を適用して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工事されていること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 (本文十二号) の記載のうち、設計、工事及び検査の設計開発計画に係る具体的内容を記載しており整合している。</p>																														
<p>第3.2-1表 設工認における設計、工事及び検査の各段階</p>																																
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="width: 20%;">各段階</th> <th style="width: 20%;">保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目</th> <th style="width: 60%;">概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">設計</td> <td>3.3</td> <td>設計に係る品質管理の方法</td> <td>7.3.1 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</td> </tr> <tr> <td>3.3.1</td> <td>適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化</td> <td rowspan="2">7.3.2 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 要求事項に対応するための設備・運用の抽出</td> </tr> <tr> <td>3.3.2</td> <td>各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(1)</td> <td>基本設計方針の作成 (設計1)</td> <td>7.3.3 要求事項を満足する基本設計方針の作成</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(2)</td> <td>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)</td> <td>適合性確認対象設備に必要な設計の実施</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3.3.3(3) ※</td> <td rowspan="2">設計のアウトプットに対する検証</td> <td>7.3.4</td> <td>設計資料のレビュー</td> </tr> <tr> <td>7.3.5</td> <td>要求事項への適合性を確保するために必要な設計の妥当性のチェック</td> </tr> <tr> <td>3.3.4</td> <td>設計における変更</td> <td>7.3.7</td> <td>設計対象の追加や変更時の対応</td> </tr> </tbody> </table>				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 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 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 要求事項に対応するための設備・運用の抽出	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)	7.3.3 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)	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	7.3.4	設計資料のレビュー	7.3.5	要求事項への適合性を確保するために必要な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	設計対象の追加や変更時の対応
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 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 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 要求事項に対応するための設備・運用の抽出																													
	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)	7.3.3 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)	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	7.3.4	設計資料のレビュー																												
			7.3.5	要求事項への適合性を確保するために必要な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	設計対象の追加や変更時の対応																													

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項				整合性	備考
	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 7.3.5	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、設工認に適合していることを確認	
		3.5.2	設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がりの明確化	—	検査に先立ち設計の結果と使用前事業者検査の対象との繋がりを整理	
		3.5.3	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	
		3.5.4	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	
		3.5.5	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	
		3.5.6	使用前事業者検査の実施	7.3.6 8.2.4	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 8.2.4	設工認に必要な設計、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「設計のレビュー」を示す



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

7.3.2 設計開発に用いる情報  
 (1) 組織は、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。  
 a) 機能及び性能に係る要求事項  
 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

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、要求事項への

設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 (本文十二号) の記載のうち、設計、工事及び検査の設計開発に用いる情報に係る具体的内容を記載しており整合している。

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>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)組織は、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>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1)組織は、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)組織は、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)組織は、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)組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、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)組織は、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部門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)組織は、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)組織は、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、設計開発計画に従って検証を実施する。</p> <p>(2)組織は、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)組織は、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)組織は、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、設計開発計画に従って、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>適合性を確保するために、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備又は運用を考慮し選定する。</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>3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）</p> <p>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具体的な設備の設計（設計3）を実施する。</p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>設計を主管する箇所の長は、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」に示す設計の審査（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>このレビューについては、設計及び工事を主管する箇所の中で設計に係る専門家を含めて実施する。</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、設計に係る専門家を含めてレビューを実施するとともに、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。</p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>設計を主管する箇所の長は、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」に示す設計の審査（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、設計に係る専門家を含めてレビューを実施するとともに、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。</p> <p>3.5.6 使用前事業者検査の実施</p> <p>検査責任者は、検査要領書の制定、体制を構築し、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保</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）の記載のうち、設計、工事及び検査の設計開発の結果に係る具体的内容を記載しており整合している。</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）の記載のうち、設計、工事及び検査の計画開発レビューに係る具体的内容を記載しており整合している。</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）の記載のうち、設計、工事及び検査の設計開発の検証に係る具体的内容を記載しており整合している。</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）の記載のうち、設計、工事及び検査の設計開発の妥当性確認に係る具体的内容を記載しており整合している。</p>	



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(十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																													
<p>(2)組織は、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)組織は、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>使用前事業者検査は、組織的独立を確保し実施する。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の制定 検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可(届出)された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「3.5.3 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定める。 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。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施 検査責任者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">要求種別</th> <th style="width: 15%;">確認項目</th> <th style="width: 30%;">確認視点</th> <th style="width: 45%;">主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4" style="text-align: center; vertical-align: middle;">設 計 要 求</td> <td style="text-align: center;">設置 要求</td> <td>名称、取付箇所、個数 設計要求どおりの名称、取付箇所、個数が設置されていることを確認する。</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・据付検査</li> <li>・状態確認検査</li> <li>・外観検査</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・材料検査</li> <li>・寸法検査</li> <li>・漏えい検査</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>容量、揚程等の仕様(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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・据付検査</li> <li>・耐圧検査</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする能力(機能・性能)が発揮できることを確認する。</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・機能・性能検査</li> <li>・特性検査</li> <li>・状態確認検査</li> </ul> <p style="margin-top: 10px;">主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査(検査項目は本設工認の「工事の方法」に記載)</p> </td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;">評 価 要 求</td> <td>評価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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>評価結果を設計条件とする要求事項</td> <td>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。</td> <td>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">運 用</td> <td style="text-align: center;">運用要求</td> <td>手順確認 (保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>				要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設 計 要 求	設置 要求	名称、取付箇所、個数 設計要求どおりの名称、取付箇所、個数が設置されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・据付検査</li> <li>・状態確認検査</li> <li>・外観検査</li> </ul>	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・材料検査</li> <li>・寸法検査</li> <li>・漏えい検査</li> </ul>	容量、揚程等の仕様(要目表)	要目表の記載どおりであることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・据付検査</li> <li>・耐圧検査</li> </ul>	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする能力(機能・性能)が発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機能・性能検査</li> <li>・特性検査</li> <li>・状態確認検査</li> </ul> <p style="margin-top: 10px;">主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査(検査項目は本設工認の「工事の方法」に記載)</p>	評 価 要 求	評価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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>	評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	内容に応じて、設置要求、系統構成、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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																													
設 計 要 求	設置 要求	名称、取付箇所、個数 設計要求どおりの名称、取付箇所、個数が設置されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・据付検査</li> <li>・状態確認検査</li> <li>・外観検査</li> </ul>																													
	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・材料検査</li> <li>・寸法検査</li> <li>・漏えい検査</li> </ul>																												
		容量、揚程等の仕様(要目表)	要目表の記載どおりであることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・据付検査</li> <li>・耐圧検査</li> </ul>																												
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする能力(機能・性能)が発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機能・性能検査</li> <li>・特性検査</li> <li>・状態確認検査</li> </ul> <p style="margin-top: 10px;">主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査(検査項目は本設工認の「工事の方法」に記載)</p>																												
評 価 要 求	評価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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>																													
	評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	内容に応じて、設置要求、系統構成、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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>																													

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 (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) 組織は、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) 組織は、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) 組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が発電用原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該発電用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) 組織は、(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) 組織は、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>(2) 組織は、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) 組織は、調達物品等要求事項に従い、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) 組織は、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) 組織は、(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) 組織は、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（発電用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) 組織は、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> <p>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</p> <p>b) 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>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</p> <p>d) 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>g) その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、調達物品等要求事項として、組織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</p>	<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> <p>3.6.3 調達物品等の調達管理</p> <p>(2) 調達物品等の管理</p> <p>調達を主管する箇所の長は、調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達物品等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) 発注仕様書の作成</p> <p>調達を主管する箇所の長は、一般産業用工業品を原子炉施設に使用するにあたって当該一般産業用工業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</p> <p>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物品等を供給する技術的な能力を有することの判断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</p> <p>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、工事及び検査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 調達物品等の調達管理</p> <p>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) 発注仕様書の作成</p> <p>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発注仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達物品等の管理」参照）</p> <p>調達を主管する箇所の長は、一般産業用工業品を原子炉施設に使用するにあたって当該一般産業用工業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>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)の記載のうち、設計、工事及び検査の設計開発の変更の管理に係る具体的内容を記載しており整合している。</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)の記載のうち、設計、工事及び検査に係る調達プロセスについて記載しており整合している。</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)の記載のうち、設計、工事及び検査の調達物品等要求事項に係る具体的内容を記載しており整合している。</p>	

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>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) 組織は、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) 組織は、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>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 組織は、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) 組織は、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>組織は、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) 発電用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) 調達物品等の管理</p> <p>調達を主管する箇所の長は、調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達物品等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) 調達物品等の検証</p> <p>調達を主管する箇所の長は、調達物品等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物品等の検証を行う。</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、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達物品等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 供給者の品質保証監査</p> <p>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及び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、供給者品質保証監査を実施する。</p> <p>3.4 工事に係る品質管理の方法</p> <p>工事を主管する箇所の長は、工事段階において、設工認に基づく具体的な設備の設計（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</p> <p>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</p> <p>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可（届出）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、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。</p> <p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項</p> <p>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、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 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>また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が実施する検査記録の信頼性の確認を行い、設工認に基づく工事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）の記載のうち、設計、工事及び検査の調達物品等の検証に係る具体的内容を記載しており整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十二号）の記載のうち、設計、工事及び検査の個別業務の管理に係る具体的内容を記載しており整合している。</p>	

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 (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 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がりの明確化                      使用前事業者検査の実施に先立ち、設計 1~3 の結果と適合性確認対象の繋がりを明確化する。</p> <p>3.5.3 使用前事業者検査の計画                      検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可(届出)された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、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もとに計画を策定する。                      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。                      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>3.5.4 検査計画の管理                      検査責任者は、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。</p> <p>3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理                      検査責任者は、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場に提出させ、それをレビューし、必要な管理を実施する。</p> <p>3.5.6 使用前事業者検査の実施                      検査責任者は、検査要領書の制定、体制を構築し、使用前事業者検査を実施する。                      (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制定                      検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可(届出)された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.3 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定める。                      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                      検査責任者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</p>		

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 (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)組織は、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)組織は、(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)組織は、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)組織は、(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>	第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点						
	設 計 要 求	設 置 要 求	<p>確認項目</p> <p>名称、取付箇所、個数</p>	<p>確認視点</p> <p>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数が設置されていることを確認する。</p>			<p>主な検査項目</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・据付検査</li> <li>・状態確認検査</li> <li>・外観検査</li> </ul>
			<p>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</p>	<p>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。</p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・材料検査</li> <li>・寸法検査</li> <li>・漏えい検査</li> </ul>
		<p>容量、揚程等の仕様（要目表）</p>	<p>要目表の記載どおりであることを確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・据付検査</li> <li>・耐圧検査</li> </ul>			
		<p>上記以外の所要の機能要求事項</p>	<p>目的とする能力（機能・性能）が発揮できることを確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機能・性能検査</li> <li>・特性検査</li> <li>・状態確認検査</li> </ul> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査（検査項目は設工認の「工事の方法」に記載）</p>			
		<p>評価のインプット条件等の要求事項</p>	<p>評価条件を満足していることを確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>			
	評 価 要 求	<p>評価結果を設計条件とする要求事項</p>	<p>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。</p>	<p>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用</p>			
運 用	運 用 要 求	<p>手順確認</p>	<p>（保安規定） 手順化されていることを確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・状態確認検査</li> </ul>			

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 組織は、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) 組織は、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>組織は、組織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) 組織は、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) 組織は、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) 組織は、(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) 組織は、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、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) 組織は、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) 組織は、(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) 組織は、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) 組織は、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) 組織は、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) 組織は、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) 組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 組織は、(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>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、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、機器類、弁及び配管類について、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。</p> <p>3.6.3 調達物品等の調達管理</p> <p>(2) 調達物品等の管理</p> <p>調達を主管する箇所の長は、調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達物品等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>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 計測器の管理</p> <p>工事を主管する箇所の長は、工事又は検査で使用する計測器については、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</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）の記載のうち、設計、工事及び検査の識別管理及びトレーサビリティの確保に係る具体的内容を記載しており整合している。</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）の記載のうち、設計、工事及び検査の調達物品の管理に係る具体的内容を記載しており整合している。</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）の記載のうち、設計、工事及び検査の監視測定のための設備の管理に係る具体的内容を記載しており整合している。</p>	

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1)組織は、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部門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)組織は、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)組織は、内部監査の対象となり得る部門、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)組織は、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)組織は、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)組織は、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)組織は、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> <p>(8)組織は、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)組織は、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)組織は、(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)組織は、(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)組織は、(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)組織は、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)組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、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)組織は、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)組織は、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)組織は、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>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 (届出) 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、工事実施組織からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。</p> <p>3.5.6 使用前事業者検査の実施</p> <p>検査責任者は、検査要領書の制定、体制を構築し、使用前事業者検査を実施する。</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実施する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</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) の記載のうち、設計、工事及び検査の機器等の検査等に係る具体的内容を記載しており整合している。</p>	

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 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(5)組織は、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部門に属する要員と部門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)組織は、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部門に属する要員と必要に応じて部門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)組織は、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、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)組織は、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)組織は、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)組織は、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)組織は、(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 データの分析および評価</p> <p>(1)組織は、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)組織は、(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) 組織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>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制定</p> <p>検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「3.5.3 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定める。</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>検査責任者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</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>設工認では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている伊方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>	



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

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事 該当事項	整合性	備考
<p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>組織は、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)組織は、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)組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p> <p>(3)組織は、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> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1)組織は、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)組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p>			

発電用原子炉施設の自然現象等による  
損傷の防止に関する説明書

設計及び工事計画認可申請 資料3

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資3-1
2. 自然現象等による損傷の防止に関する評価 .....	資3-1

## 1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体の自然現象等に関する設計について「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」第6条（津波による損傷の防止）及び第7条（外部からの衝撃による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

## 2. 自然現象等による損傷の防止に関する評価

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体<sup>(注)</sup>から変更はなく、当該燃料体に係る自然現象等による損傷の防止に関する評価は、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画の資料2「耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書（自然現象への配慮に関する説明を含む。）」

（以下「既工認における耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

従って、今回の燃料体に係る自然現象等による損傷の防止に関する評価は、既工認における耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書による。

（注）燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される  
条件の下における健全性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請 資料4

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資4-1
2. 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件 の下における健全性について .....	資4-1

## 1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体が使用される条件の下における健全性について「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」第14条（安全設備）及び第15条（設計基準対処施設の機能）に適合することを説明するものである。

## 2. 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体<sup>(注1)</sup>から変更はなく、当該燃料体を使用される条件の下における健全性については、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画の資料6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（以下「既工認における安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

従って、今回の燃料体を使用される条件の下における健全性については、既工認における安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書<sup>(注2)</sup>による。

(注1) 燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

(注2) 但し、「使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査」は「使用前事業者検査及び定期事業者検査」に読み替える。

# 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

設計及び工事計画認可申請 資料5

伊方発電所第3号機



## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資5-1
2. 火災防護に関する評価 .....	資5-1

## 1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体の火災防護に関する設計について「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」第11条（火災による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

## 2. 火災防護に関する評価

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体<sup>(注)</sup>から変更はなく、当該燃料体に係る火災防護に関する評価は、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画の資料7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」（以下「既工認における発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

従って、今回の燃料体に係る火災防護に関する評価は、既工認における発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書による。

（注）燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

# 耐震性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請 資料6

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資6-1
2. 耐震性に関する評価 .....	資6-1

## 1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体の耐震設計について「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」第5条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

## 2. 耐震性に関する評価

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体<sup>(注)</sup>から変更はなく、当該燃料体に係る耐震性に関する評価は、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画の資料13「耐震性に関する説明書」及び令和元年6月10日付け原規規発第1906103号にて認可された工事計画の資料2「耐震性に関する説明書」（以下併せて「既工認における耐震性に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

従って、今回の燃料体に係る耐震性に関する評価は、既工認における耐震性に関する説明書による。

（注）燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

# 強度に関する説明書

設計及び工事計画認可申請 資料7

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概 要 .....	資 7-1
1.1 燃料集合体の構造 .....	資 7-1
2. 設計条件 .....	資 7-5
2.1 燃焼度 .....	資 7-5
2.2 線出力密度 .....	資 7-5
2.3 原子炉運転条件 .....	資 7-6
3. 燃料棒の強度計算 .....	資 7-7
3.1 燃料棒の設計基準 .....	資 7-7
3.2 燃料棒の強度評価方法 .....	資 7-9
3.2.1 強度評価に用いる解析コード .....	資 7-9
3.2.2 解析コードに用いるモデル及び計算方法 .....	資 7-12
3.3 強度評価結果 .....	資 7-45
3.3.1 計算条件 .....	資 7-45
3.3.2 計算結果 .....	資 7-54
3.3.3 燃料棒の温度評価結果 .....	資 7-62
3.3.4 燃料棒の内圧評価結果 .....	資 7-65
3.3.5 被覆管の応力評価結果 .....	資 7-67
3.3.6 被覆管のひずみ評価結果 .....	資 7-76
3.3.7 被覆管の疲労評価結果 .....	資 7-80
3.4 その他の考慮事項 .....	資 7-83
4. 燃料集合体の強度計算 .....	資 7-98
4.1 燃料集合体の設計基準 .....	資 7-98
4.2 燃料集合体強度評価方法 .....	資 7-101
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法 .....	資 7-101
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 .....	資 7-104
4.3 強度評価結果 .....	資 7-107
4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果 .....	資 7-107

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 .....	資 7-109
5. 参考文献 .....	資 7-112



## 1. 概要

本資料は、「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「技術基準規則」という。）第 23 条及び「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の解釈」に基づき、17 行 17 列 B 型燃料集合体（ウラン燃料）（以下「燃料集合体」という。）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説明するものである。

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」という。）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」という。）、上部ノズル押さえばねが組み込まれている上部ノズル（以下「上部ノズル組立体」という。）、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、燃料被覆材（以下「被覆管」という。）に、二酸化ウラン焼結ペレット（以下「二酸化ウランペレット」という。）、又はガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット（以下「ガドリニア混合二酸化ウランペレット」という。）、また、ペレットの上部及び下部には、上部プレナムコイルばね及び下部プレナムコイルばね（以下「ペレット押さえばね」という。）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。さらに、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。

二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットは、それぞれ二酸化ウラン粉末、二酸化ウラン粉末とガドリニア粉末の混合粉が圧縮成形され、水素／窒素混合雰囲気中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」という。）を有する。また、両端面周縁部に面取り（以下「チャンファ」という。）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、燃料集合体の輸送及び取扱い時に、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、原子炉内における燃料集合体の位置決めをする機能を有する。さらに、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、上部及び下部ノズルの対角位置の2コーナに設けられている。

また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。

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。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。

(3) 制御棒案内シンプル

制御棒案内シンプルは、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。

制御棒案内シンプルは、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。

また、制御棒案内シンプル 24 本のうち 8 本には、中間部支持格子の上位置にストッパーを溶接で取り付け、中間部支持格子が燃料棒及び制御棒案内シンプルを滑り、過度に移動することを防止している。これは、Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金製中間部支持格子の燃料棒拘束力緩和が、析出硬化型ニッケル基合金製支持格子よりも大きく、また、圧力損失の増加により浮き上がり力が大きくなるためである。

(4) 炉内計装用案内シンプル

炉内計装用案内シンプルは、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。

最上部支持格子には制御棒案内シンプルを挿入する 24 箇所中ストッパー付き制御棒案内シンプルを挿入する 8 箇所を除いてスリーブが溶接されており、2 段の拡管により制御棒案内シンプルに固定されている。最下部支持格子にはスリーブが溶接されており、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	:	55,000	MWd/t
燃料棒最高	:	61,000	MWd/t
ペレット最高	:	71,000	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、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。

	<u>二酸化ウラン</u> 燃料棒	<u>ガドリニア入り</u> 二酸化ウラン燃料棒
通常運転時の 最大線出力密度	: 41.1 kW/m	31.9 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	44.3 kW/m

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒（以下「ガドリニア入り燃料棒」という。）ではガドリニアを 6wt% 又は 10wt% 添加したことに対し、U-235 濃縮度を二酸化ウラン燃料棒の 4.80wt% より 1.60wt% 低下させ 3.20wt% としているのので、ガドリニア入り燃料棒の最大線出力密度は二酸化ウラン燃料棒の場合より低くなる。

### 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 °C
  - 高温停止時 : 286.1 °C
- ・1次冷却材全流量 :  $45.7 \times 10^6$  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、第 3-1 表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）」、技術基準規則、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）」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、その他の考慮事項として、燃料棒曲がり評価、トータルギャップ評価、被覆管外面腐食及び水素吸収量評価、ペレット－被覆管相互作用の評価（PCI 評価）、クリープコラプス評価及びフレット磨耗評価を実施する。

第 3-1 表 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」という。）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二酸化ウラン及びガドリニア混合二酸化ウランそれぞれ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 <sup>(注1)</sup> 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。	被覆管の耐力 <sup>(注2)</sup> 以下であること。
(4) 被覆管ひずみ		円周方向引張ひずみの変化量は各過渡変化に対し1%以下であること。
(5) 周期的な被覆管ひずみ（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、更に FP ガスが放出されて内圧が上昇し、その結果、更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項で述べた設計基準に従って行うが、以下にこれら評価方法及び解析コードの概要を述べる。

また第3-1図に燃料棒強度評価フロー図を示す。

### 3.2.1 強度評価に用いる解析コード

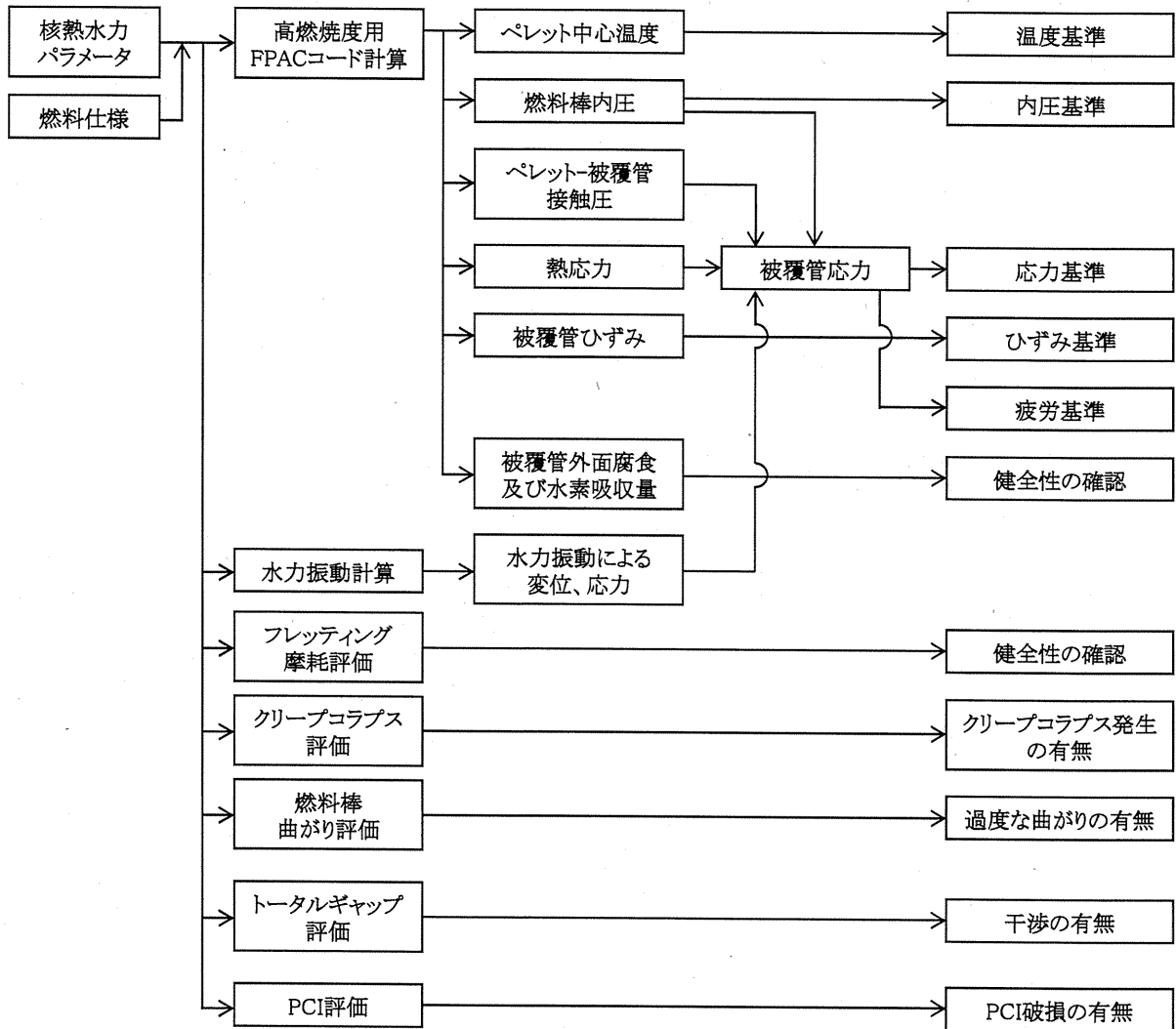
現在の発電用軽水炉においては、二酸化ウラン粉末を焼結したペレットあるいは二酸化ウラン粉末にガドリニア粉末を混合し焼結したペレットを、ジルコニウムを主成分とした合金被覆管の中に挿入した燃料棒が用いられている。

この燃料棒の強度評価を、二酸化ウランペレットやガドリニア混合二酸化ウランペレット（ガドリニア濃度 10wt%以下）の照射挙動をモデル化し、燃焼によるペレット熱伝導率の低下等の高燃焼度下での照射挙動、あるいは、Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金（以下「NDA」という。）被覆管の照射挙動をモデル化した高燃焼度用FPACコード<sup>(1)</sup> (Fuel Performance Analysis Code)を用いて行う。評価に用いる解析コード「高燃焼度用FPAC Ver.1」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。

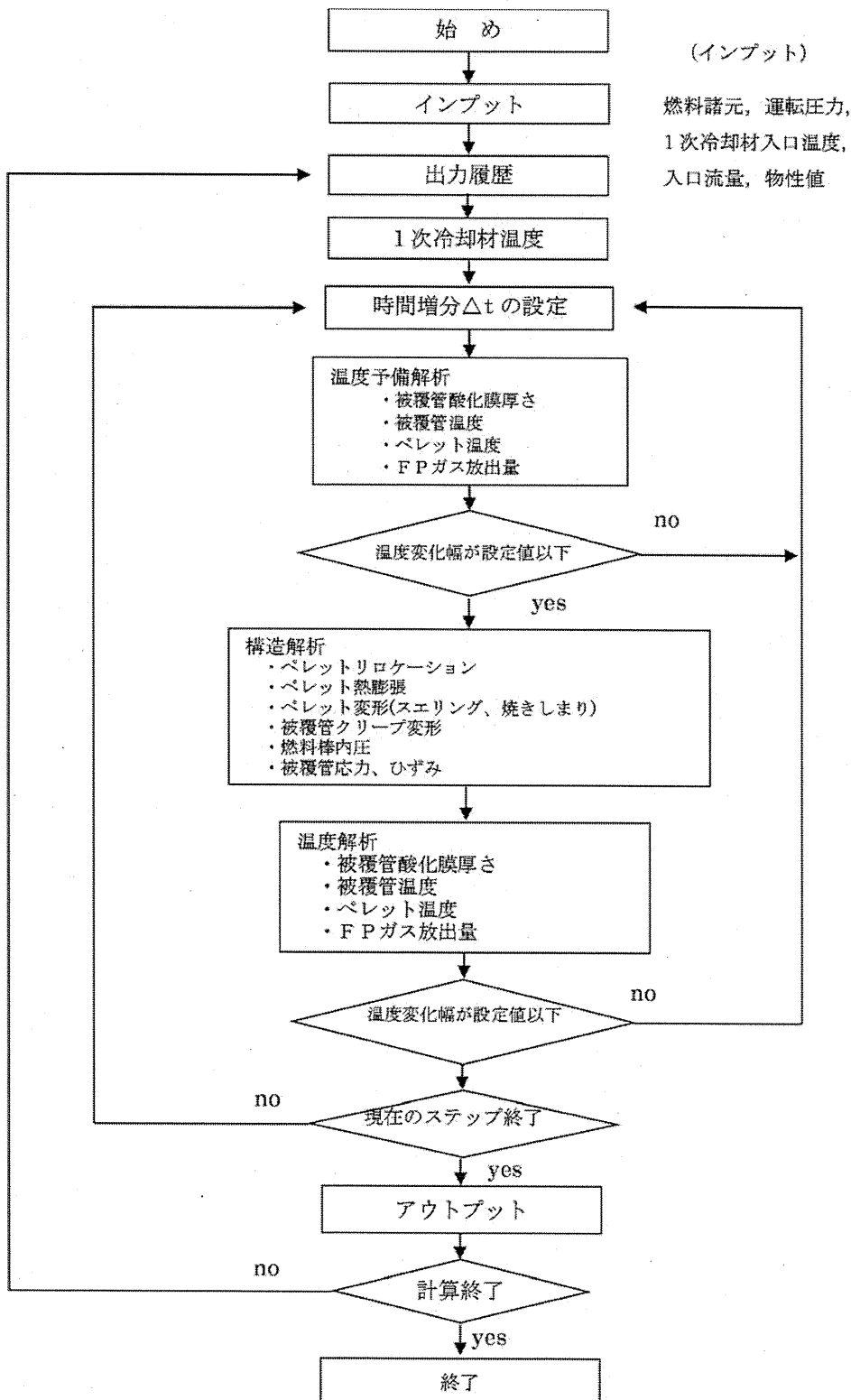
高燃焼度用FPACコードは、燃料棒が原子炉内で示す挙動（核分裂生成物（以下「FP」という。）の生成及び放出、ペレットの割れ、熱膨張、スエリング及び焼きしまり、被覆管の熱膨張、弾性変形、クリープ及び照射成長、ペレットと被覆管の相互作用等）をモデル化して、ペレット中心温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、ひずみ及び疲労等を評価することができる。

計算フローの概要は、第3-2図に示すブロックダイアグラムで表される。

燃料棒評価



第 3-1 図 燃料棒強度評価フロー図



第 3-2 図 高燃焼度用 FPAC コードのフロー図

### 3.2.2 解析コードに用いるモデル及び計算方法

#### (1) 燃料棒の温度

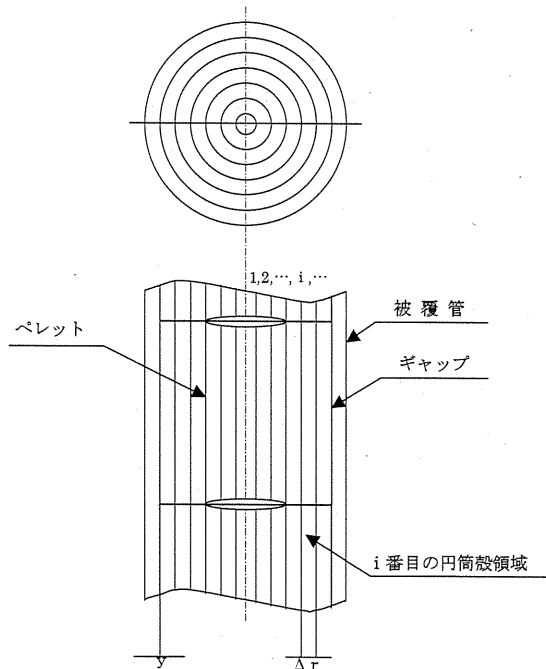
高燃焼度用 FPAC コードでは、燃料中心温度は定常状態にあるものとして、燃料中心温度に影響を与える因子、即ち、1次冷却材温度、被覆管と1次冷却材間の熱伝達係数、被覆管熱伝導率、ギャップコンダクタンス、ペレット熱伝導率を考慮した燃料棒全体の熱伝導マトリックスを作成し、温度計算を行う。なお、ペレットタイプにより異なる項目については、その影響を考慮している。

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、℃
- $T_{cool}$  : 1次冷却材温度、℃
- $\Delta T_1$  : 被覆管表面温度上昇、℃
- $\Delta T_2$  : 被覆管内外面温度差、℃
- $\Delta T_3$  : 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）、℃
- $\Delta T_4$  : ペレット内温度上昇、℃



a. 1次冷却材温度

次式により1次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、m
- $T_{cool}(Z)$  : 軸方向高さ  $Z$  における冷却材温度、 $^{\circ}\text{C}$
- $T_{in}$  : 1次冷却材入口温度、 $^{\circ}\text{C}$
- $q''(Z)$  : 軸方向高さ  $Z$  における熱流束、 $\text{W}/\text{m}^2$
- $C_p$  : 1次冷却材比熱、 $\text{J}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$
- $G$  : 1次冷却材流量、 $\text{kg}/(\text{m}^2\cdot\text{s})$
- $D_e$  : 熱水力等価直径、m

b. 被覆管表面の温度

1次冷却材と被覆管表面の温度差  $\Delta T_1$  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、 $\text{W}/\text{m}^2$
- $h$  : 熱伝達係数、 $\text{W}/\text{m}^2/^{\circ}\text{C}$

未沸騰の領域では、熱伝達係数  $h$  として Dittus-Boelter の式<sup>(2)</sup>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、m
- $K$  : 流体の熱伝導率、 $\text{W}/\text{m}/^{\circ}\text{C}$
- $\text{Re}$  : レイノルズ数
- $\text{Pr}$  : 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<sup>(3)</sup>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、℃
- $T_{sat}$  : 1次冷却材飽和温度、℃
- $\Delta T_{Thom}$  : Thom の式で計算される温度差、℃  

$$= \frac{0.072(q''/3.155)^{0.5}}{1.8 \exp(0.1151P)}$$
- $q''$  : 熱流束、W/m<sup>2</sup>
- $P$  : 系の圧力、MPa

c. 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、W/m<sup>2</sup>
- $\bar{K}_{cl}$  : 被覆管の平均熱伝導率、W/m/℃
- $t$  : 被覆管肉厚、m

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。

d. 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、W/m<sup>2</sup>
- $h_{gap}$  : ギャップコンダクタンス、W/m<sup>2</sup>/℃

ギャップコンダクタンスは、Ross と Stoute の式<sup>(4)</sup>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。

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

ここで、

- $K_m$  : 混合ガスの熱伝導率、W/m/°C  
 $y$  : 径方向ギャップ、m  
 $G$  : 温度飛躍距離、m  
 $\alpha$ 、 $\beta$  : 係数  
 $h_r$  : 輻射による熱伝達係数、W/m<sup>2</sup>/°C  
 $h_s$  : ペレット-被覆管接触による熱伝達係数、  
W/m<sup>2</sup>/°C  
 $= K_{mean} \cdot f(R_1, R_2, P, H)$   

$$K_{mean} = \frac{2k_c k_p}{k_c + k_p}$$
 $k_c$  : 被覆管熱伝導率、W/m/°C  
 $k_p$  : ペレット熱伝導率、W/m/°C  
 $f(R_1, R_2, P, H)$  : ペレット表面粗さ、被覆管表面粗さ、  
接触圧、メイヤ硬度の関数  
 $R_1$  : ペレット表面粗さ、m  
 $R_2$  : 被覆管表面粗さ（内面）、m  
 $P$  : ペレットと被覆管の接触圧、MPa  
 $H$  : メイヤ硬度、MPa

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(N<sub>2</sub>)を考慮し、混合したガスの熱伝導率はMATPRO-V9のモデル<sup>(5)</sup>により計算する。

#### ギャップコンダクタンス

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。但し、ペレット外径は、並びかえ(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。

第3-3図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。

e. 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。

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

ここで、

$\Delta T_i$  : 円筒殻領域*i*の温度上昇、℃

$\bar{q}''_{fuel}$  : 領域*i*の平均熱流束、W/m<sup>2</sup>

$\Delta r$  : 領域*i*の厚さ、m

$K_{fuel}$  : 領域*i*の平均温度でのペレット熱伝導率、W/m/℃

この温度差 $\Delta T_i$ 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、第3-2図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) ペレット熱伝導率

二酸化ウランペレット

95%理論密度（以下「T.D.」という。）の未照射二酸化ウランペレットの熱伝導率は、次式で表される。

$$K_U^{95} = -0.0114 + \frac{100.17}{11.80 + 0.0238T} + \frac{86.40 \times 10^{-12} T^3 + 46.08 \times 10^{-10} T^2 + 81.92 \times 10^{-9} T}{K_1} \dots\dots (3-11)$$

ここで、

$K_U^{95}$  : 95%T.D.のウランペレットの熱伝導率、W/m/℃

$T$  : 温度、℃

$K_0$  : 格子振動による熱伝導の項、W/m/℃

$K_1$  : 伝導電子による熱伝導の項、W/m/℃

この式は、980℃以下では IAEA(International Atomic Energy



Agency)のパネルで推薦した式<sup>(6)</sup>の値とほぼ一致し、980°C以上では、

$$\int^{\text{融点}} KdT = 93 \text{ W/cm} \text{ となるようにして作成されている。}$$

この93W/cmは、海外データ<sup>(7)(8)(9)(10)(11)</sup>が90~97W/cmであるので、その中間値として決定された。

### ガドリニア混合二酸化ウランペレット

ガドリニア混合二酸化ウランでは、UO<sub>2</sub>結晶格子中のU元素が、Gdにより置換された結晶構造を持っている。このことから、UO<sub>2</sub>結晶格子中では、Gdが不純物として働き、熱伝導率の低下をもたらす。Gdが熱伝導率を低下させる効果は、石本らのモデル<sup>(12)</sup>により考慮する。95%T.D.の未照射ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率は、次式で表される。

$$K_{Gd}^{95} = (K_0/x) \cdot \arctan(x) + K_1 \dots\dots\dots (3-12)$$

$$x = \sum_i (D_i \cdot y_i^{1/2}) \cdot K_0^{1/2}$$

ここで、

$K_{Gd}^{95}$  : 95%T.D.のガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率、W/m/°C

$i$  : 元素  $i$  (Gd)

$D_i$  : 元素  $i$ の温度に依存する関数

$y_i$  : 元素  $i$ の固溶濃度

モデル中の個々の定数は、未照射ガドリニア混合二酸化ウランペレット実測値と良く一致するように定められている。

### 照射効果

ペレットの熱伝導率は照射により低下することが報告されており、その主要な原因は、ペレット中に固溶したFP元素によるものと、照射欠陥によるものの寄与とがある。FP元素固溶による熱伝導率低下の効果については、Gdが不純物として働き、熱伝導率の低下をもたらす効果と同様にモデル化することができる<sup>(12)</sup>。また、照射欠陥についても、不純物として見なすことによりモデル化されている。

$$K_{irr}^{95} = (K_0 / x) \cdot \arctan(x) + K_1 \dots\dots\dots (3-13)$$

$$x = \left\{ \sum_i (D_i \cdot y_i^{1/2}) + D_{irr} \cdot y_{irr}^{1/2} \right\} \cdot K_0^{1/2}$$

ここで、

- $K_{irr}^{95}$  : 95%T.D. の照射後ペレットの熱伝導率、W/m/°C
- $i$  : 元素  $i$  (Gd, FP)
- $D_i$  : 元素  $i$  の温度に依存する関数
- $D_{irr}$  : 照射欠陥の温度に依存する関数
- $y_i$  : 元素  $i$  の固溶濃度
- $y_{irr}$  : 燃焼度の関数

モデル中の個々の定数は、FP 固溶を模擬した SIMFUEL や、照射後ペレットの熱伝導率実測値と良く一致するように定められている。熱伝導率モデルを第 3-4 図～第 3-6 図に示す。

#### 密度の効果

これまで述べた熱伝導率の式は 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、W/m/°C
- $P$  : 気孔の比率
- $\alpha$  : 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。

また、熱伝導率は [ ]  
[ ] と低下する<sup>(13)</sup>ため、 [ ]  
[ ] では、この影響を考慮したペレット熱伝導率を用いて [ ] を評価している。

(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<sup>(14)</sup>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。

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

ここで、

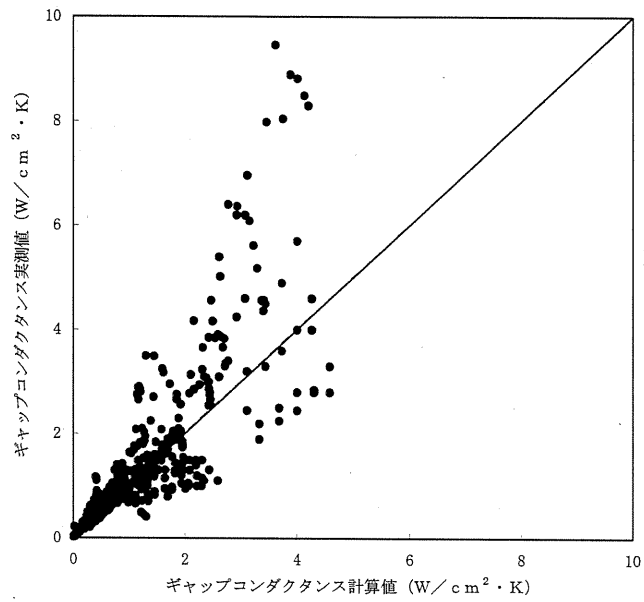
$\phi / \phi_0$  : 位置  $r$  での相対出力

$\kappa$  : 拡散係数の逆数 (濃縮度、燃焼度等で変化する。)

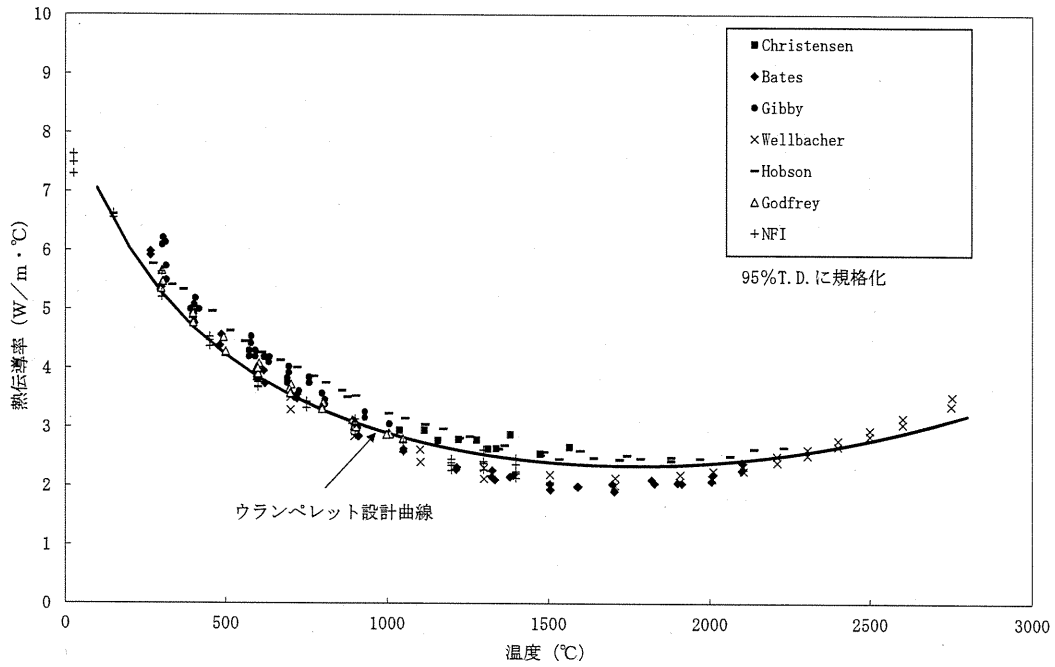
$I_0(x)$  : 0 次の変形ベッセル関数

---

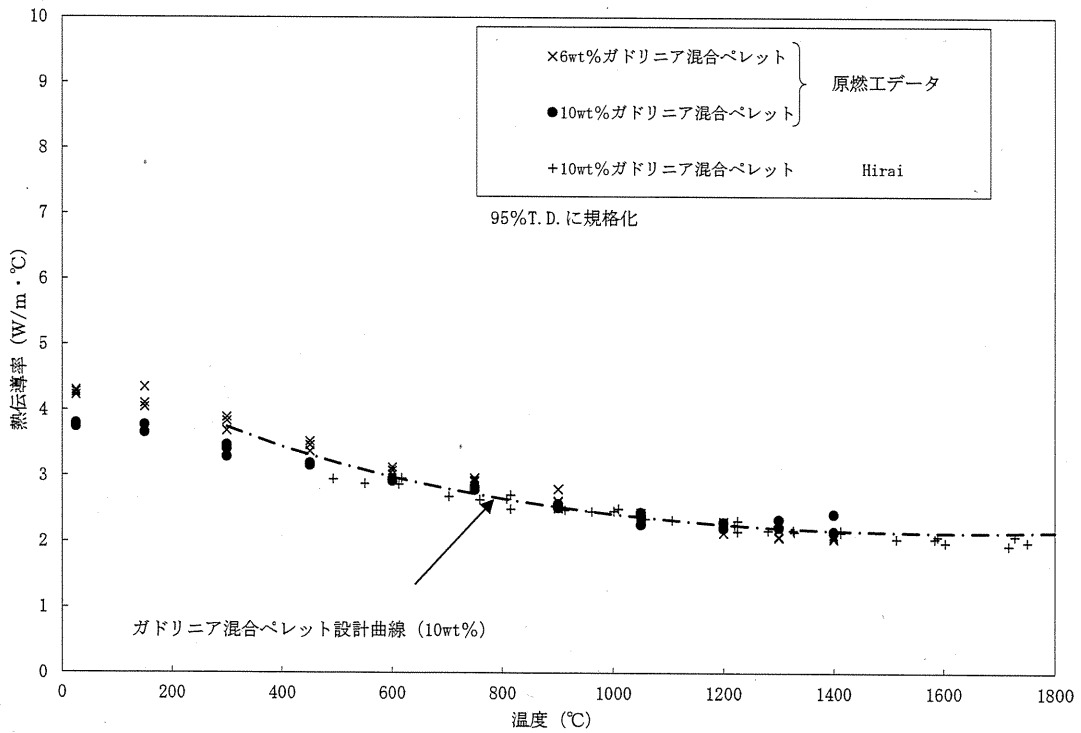
(注 1) 酸素対重金属比。二酸化ウランにおいては O/U (酸素対ウラン比) と同じであり、化学量論組成では 2.00 となる。



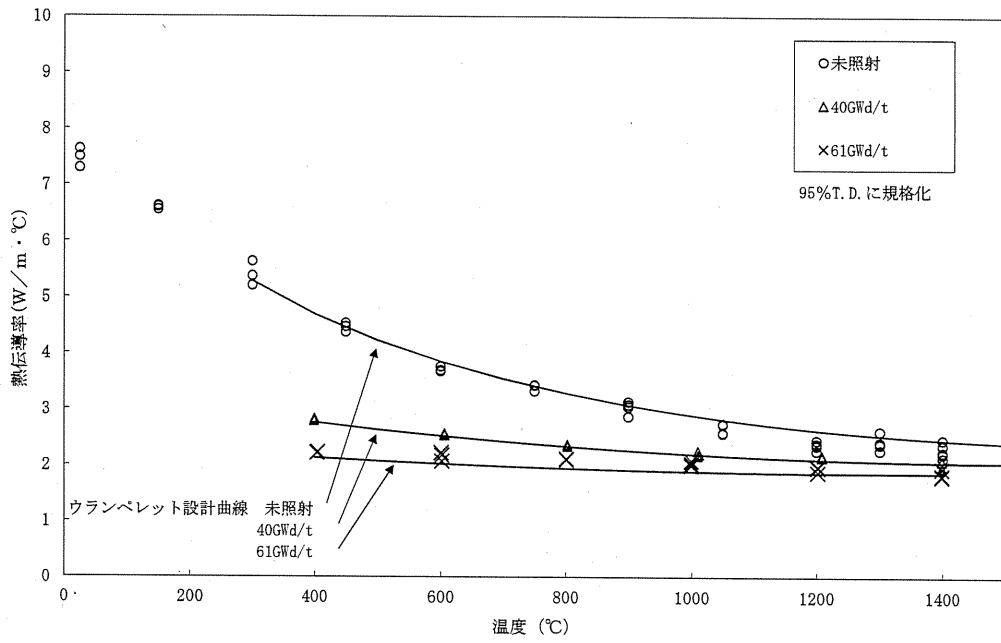
第 3-3 図 ギャップコンダクタンス式の実測値<sup>(4)(15)(16)</sup>と計算値との比較



第3-4図 二酸化ウランペレットの熱伝導率 (未照射) (17) (18)



第3-5図 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率 (未照射) (18) (19)



第 3-6 図 照射後二酸化ウランペレットの熱伝導率<sup>(18) (20) (21)</sup>

(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、ペレットの軸方向へのクリープ変形は考慮していない。

a. 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、mm
- $L_i$  : 温度  $T_i$  での寸法、mm
- $\alpha$  : 熱膨張係数 (温度の関数)、 $1/^\circ\text{C}$
- $\bar{T}_i$  : 領域  $i$  での平均温度、 $^\circ\text{C}$
- $T_{0i}$  : 室温、 $^\circ\text{C}$
- $i$  :  $i$  番目の円筒殻領域

ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱膨張率は二酸化ウランペレットと同等であることが報告されている<sup>(22)</sup>。このことから熱膨張率モデルは、ペレットタイプによらず MATPRO-V9 の二酸化ウランの熱膨張モデル<sup>(6)</sup>としている。

b. ペレットスエリングによる寸法変化モデル

FP の生成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。

1) 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。

2) 蒸発性 FP に起因するもの

ヨウ素、セシウム等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。

3) 結晶粒界に生成される微少な FP ガスに起因するもの

FP ガスに起因するが、微少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被覆管との相互作用による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。

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<sup>(23)</sup>。

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、 $^{\circ}\text{C}$

$P$  : ペレットに加わる外部拘束力、MPa

$Bu$  : 燃焼度、MWd/t

ペレットのスエリングは、二酸化ウランペレットとガドリニア混合二酸化ウランペレットで同等であることが報告されている<sup>(22)</sup>。このことから、ペレットタイプによらず、同一のモデルとしている。また、資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 3.2.2 項で示したとおり、スエリングはペレット初期密度に依存しないと考えられるため、ペレット初期密度に関わらず同一のモデルとしている。



c. ペレットの焼きしまり

Marlowe のモデル<sup>(24)</sup>に基づいた焼きしまりモデルを用いる。

ペレットの焼きしまりは、二酸化ウランペレットとガドリニア混合二酸化ウランペレットで同等であることが報告されている<sup>(22)</sup>。このことから、ペレットタイプによらず、同一のモデルとしている。

d. 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ひずみ ( $\epsilon_{reloc}$ ) は次のように表される。

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

ここで、

- $\epsilon_{reloc}$  : ペレットリロケーションひずみ
- $D_{pel}^{cold}$  : 製造時ペレット外径、mm
- $D_{can}^{cold}$  : 製造时被覆管内径、mm
- $f(Bu, P)$  : 燃焼度と線出力密度によって決まる係数
- $P$  : 線出力密度、W/cm
- $Bu$  : 燃焼度、MWd/t

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ー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

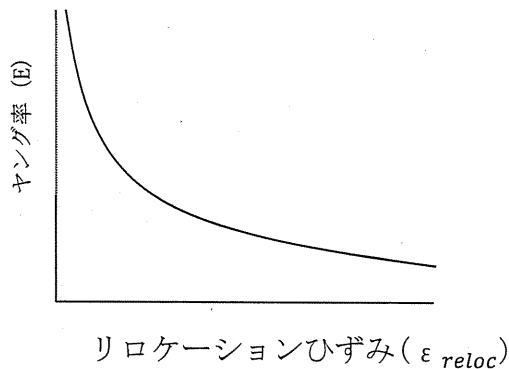
接触時におけるペレットリロケーションひずみの変化は、被覆管とペレットの接触応力とペレットの剛性（ヤング率）から求める。

$$\varepsilon_{reloc}^{new} = \varepsilon_{reloc}^{old} - \Delta \sigma_c / E \quad \dots\dots\dots (3-19)$$

ここで、

- $\varepsilon_{reloc}^{new}$  : 現ステップにおけるリロケーションひずみ
- $\varepsilon_{reloc}^{old}$  : 前ステップにおけるリロケーションひずみ
- $\Delta \sigma_c$  : ペレットと被覆管の接触応力の変化量
- $E$  : ペレットのヤング率 (リロケーションひずみの関数)

ここで、ペレットの剛性 (ヤング率) は被覆管クリープダウンのデータを良く説明するよう、リロケーションひずみにより変化するとしている。



上図において、ペレットリロケーションひずみが大きければペレットの剛性は小さい。この状態でペレットと被覆管が接触すると、ペレットは容易に圧縮されるため被覆管に発生する応力は小さく、いわゆる“ソフトコンタクト”の状態を表す。ペレットリロケーションひずみが小さくなるとペレットの剛性が高くなり、この状態でペレットと被覆管が接触すると、ペレットは容易には圧縮されなくなるため、燃料棒外径はペレットのスエリングにより徐々に増加していく。更にリロケーションひずみが小さくなりリロケーションひずみが無くなるとペレットは本来の剛性を回復し、この状態でペレットと被覆管が接触すると、燃料棒外径はペレットのスエリングに従って増加し、いわゆる“ハードコンタクト”の状態を表す。

ガドリニア混合二酸化ウランペレットのリロケーションモデル、ヤング率、ポアソン比は、二酸化ウランペレットと同一のモデルとしている。

(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、及び照射成長を考慮して計算する。

a. 被覆管の熱膨張

熱膨張による寸法変化は次式により計算する。

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

ここで、

- $R_0$  : 室温での被覆管半径、mm
- $R$  : 温度  $\bar{T}$  での被覆管半径、mm
- $\bar{T}$  : 被覆管平均温度、 $^{\circ}\text{C}$
- $T_0$  : 室温、 $^{\circ}\text{C}$
- $\alpha$  : 熱膨張係数 (温度の関数)、 $1/^{\circ}\text{C}$

軸方向の寸法変化も同様な式で計算する。

b. 被覆管の弾性変形

弾性変形は等方性として次式から計算する。

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

ここで、

- $\varepsilon_r$  : 半径方向ひずみ
- $\varepsilon_{\theta}$  : 円周方向ひずみ
- $\varepsilon_z$  : 軸方向ひずみ
- $\sigma_r$  : 半径方向応力、MPa
- $\sigma_{\theta}$  : 円周方向応力、MPa
- $\sigma_z$  : 軸方向応力、MPa
- $E$  : 被覆管のヤング率 (温度の関数)、MPa
- $\nu$  : 被覆管のポアソン比 (温度の関数)

主応力  $\sigma_r$ 、 $\sigma_{\theta}$ 、 $\sigma_z$  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。

$$\sigma_r = \frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c)}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \dots\dots\dots (3-22)$$

$$\sigma_\theta = -\frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c)}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \dots\dots\dots (3-23)$$

$$\sigma_z = \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \dots\dots\dots (3-24)$$

ここで、

- $\sigma_r$  : 半径方向応力、MPa
- $\sigma_\theta$  : 円周方向応力、MPa
- $\sigma_z$  : 軸方向応力、MPa
- $P_i$  : 内圧、MPa
- $P_o$  : 外圧、MPa
- $P_c$  : ペレット-被覆管間の接触圧、MPa
- $r$  : 任意の径方向位置、mm
- $r_i$  : 被覆管内半径、mm
- $r_o$  : 被覆管外半径、mm

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。

$$\sigma_r = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[ -\int_{r_i}^r T(r)rdr + \frac{r^2 - r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r)rdr \right] \dots\dots\dots (3-25)$$

$$\sigma_\theta = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[ -T(r)r^2 + \int_{r_i}^r T(r)rdr + \frac{r^2 + r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r)rdr \right] \dots\dots\dots (3-26)$$

$$\sigma_z = \frac{E\alpha}{1-\nu} \left[ -T(r) + \frac{2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r)rdr \right] \dots\dots\dots (3-27)$$

ここで、

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

- $\sigma_r$  : 半径方向応力、MPa
- $\sigma_\theta$  : 円周方向応力、MPa
- $\sigma_z$  : 軸方向応力、MPa
- $r$  : 任意の径方向位置、mm
- $r_i$  : 被覆管内半径、mm
- $r_o$  : 被覆管外半径、mm
- $E$  : 被覆管のヤング率、MPa
- $\alpha$  : 被覆管の熱膨張係数、 $1/^\circ\text{C}$
- $\nu$  : 被覆管のポアソン比
- $T_i$  : 被覆管の内面温度、 $^\circ\text{C}$
- $T_o$  : 被覆管の外面温度、 $^\circ\text{C}$

c. 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<sup>(25)</sup>を解くことにより求める。Prandtl-Reuss の式は、“塑性ひずみの増分の主軸はその時の応力の主軸と一致し、かつ偏差応力に比例する”とするものである。

弾塑性域の判断となる被覆管の耐力は、未照射／照射後の被覆管引張試験結果よりモデル化している<sup>(22)</sup>。

d. 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、熱的に生ずる原子炉外のクリープ速度と原子炉内での照射によるクリープ速度に分けて表す。

$$\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_{\text{thermal}} + \dot{\epsilon}_{\text{irradiation}} \quad \dots\dots\dots (3-28)$$

ここで、

- $\dot{\epsilon}$  : 全クリープ速度、 $1/h$
- $\dot{\epsilon}_{\text{thermal}}$  : 熱的に生じる原子炉外のクリープ速度、 $1/h$
- $\dot{\epsilon}_{\text{irradiation}}$  : 照射によるクリープ速度、 $1/h$

(a) 原子炉外のクリープ

原子炉外のクリープは Ibrahim により提案された式<sup>(26)</sup>に準じて次のように表すものとする。

$$\epsilon_{thermal} = C_1 \exp \{ C_2 \times \sigma_g + C_3 T \} t^{C_4 T + C_5} \dots\dots\dots (3-29)$$

ここで、

- $\epsilon_{thermal}$  : 原子炉外のクリープひずみ
- $\sigma_g$  : 相当応力、MPa
- $T$  : 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、原子炉内のクリープの高速中性子束依存性に関する Ross-Ross and Hunt の式<sup>(27)</sup>に準じて次のように表すものとする。

$$\dot{\epsilon}_{irradiation} = B \sigma_g \phi^n \dots\dots\dots (3-30)$$

ここで、

- $\dot{\epsilon}_{irradiation}$  : 照射クリープ速度、1/h
- $\sigma_g$  : 相当応力、MPa
- $\phi$  : 高速中性子束 (n/cm<sup>2</sup>s, E > 1MeV)
- $B, n$  : 定数

モデル式中の定数  $C_1 \sim C_5, B, n$  は、被覆管タイプ毎の原子炉外の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。

e. 照射成長による被覆管の変形

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

$$\epsilon_{growth} = A \cdot f_1 + B \cdot f_2 \dots\dots\dots (3-31)$$

ここで、

- $\varepsilon_{growth}$  : 被覆管照射成長
- $f_1, f_2$  : 高速中性子照射量の関数 (べき乗の関数)
- $A, B$  : 定数

(4) FP ガスの生成

FP ガスの放出は燃焼度と温度に依存する。FP ガスモデル<sup>(28)</sup>では、次のように FP ガスの生成と放出を考慮している。

結晶粒内においては、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。

$$\text{結晶格子中における飽和濃度} = m(Bu, T) \quad \dots\dots\dots (3-32)$$

ここで、

- $Bu$  : 燃焼度、MWd/t
- $T$  : 温度、 $^{\circ}\text{C}$

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。

$$\frac{df(t)}{dt} = K \cdot g(t) \quad \dots\dots\dots (3-33)$$

ここで、

- $f(t)$  : 時間  $t$  における FP ガス放出量、 $\text{cm}^3/\text{g}$
- $K$  : 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、 $\text{cm}^3/\text{g}$   
 $= \beta_t - f(t) - m(Bu, T)$
- $\beta_t$  : FP ガス生成量、 $\text{cm}^3/\text{g}$

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

$N_f$  : 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  $2.687 \times 10^{19}$  分子/cm<sup>3</sup> (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  $K$  は以下のように表す。

$$K = K_1 \cdot K_2 \cdot K_3 \dots \dots \dots (3-34)$$

$K_1$  : 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 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 4.2 項に示したとおり、ガドリニア混合二酸化ウランペレットの FP ガス放出特性は二酸化ウランペレットと同等であることから、ガドリニア混合二酸化ウランペレットの FP ガス放出モデルは二酸化ウランペレットと同一のモデルとしている。



(5) 燃料棒の内圧

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。

$$P = nR / \sum_i (V_i / T_i) \dots\dots\dots (3-35)$$

ここで、

- $P$  : 内圧、MPa
- $n$  : ガスのモル数、mol
- $R$  : ガス定数(=8.3144J・mol<sup>-1</sup>・K<sup>-1</sup>)
- $V_i$  : 各空間体積、cm<sup>3</sup>
- $T_i$  : 各空間の温度、K
- $i$  :  $i$ 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、クラック及びオープンポロシティが考慮される。

(6) 実証性

高燃焼度用 FPAC コードの実証に示したデータを第 3-2 表に示す。

a. 燃料中心温度

第 3-7 図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。第 3-8 図にペレットタイプ毎の燃料中心温度の予測性を示すように、ペレットタイプによらず計算値と実測値は良く一致している。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。

b. 燃料棒外径

第 3-9 図に燃料棒外径の計算値と実測値との比較の代表例及び予測性を示すように、計算値と実測値は良く一致していることから、被覆管クリープ、スエリング、焼きしまり、リロケーション等に関するモデルの妥当性を確認している。

c. FP ガス放出率

第 3-10 図に FP ガス放出率の予測性を、第 3-11 図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。

d. ペレット密度

第 3-12 図にペレット密度（ペレット体積変化）の予測性を示すように、計算値と実測値は良く一致していることから、スエリング、焼きしまり等に関するモデルの妥当性を確認している。

e. 燃料棒の伸び

第 3-13 図に燃料棒の伸びの予測性を示すように、計算値と実測値は良く一致していることから、燃料棒の伸びモデルの妥当性を確認している。

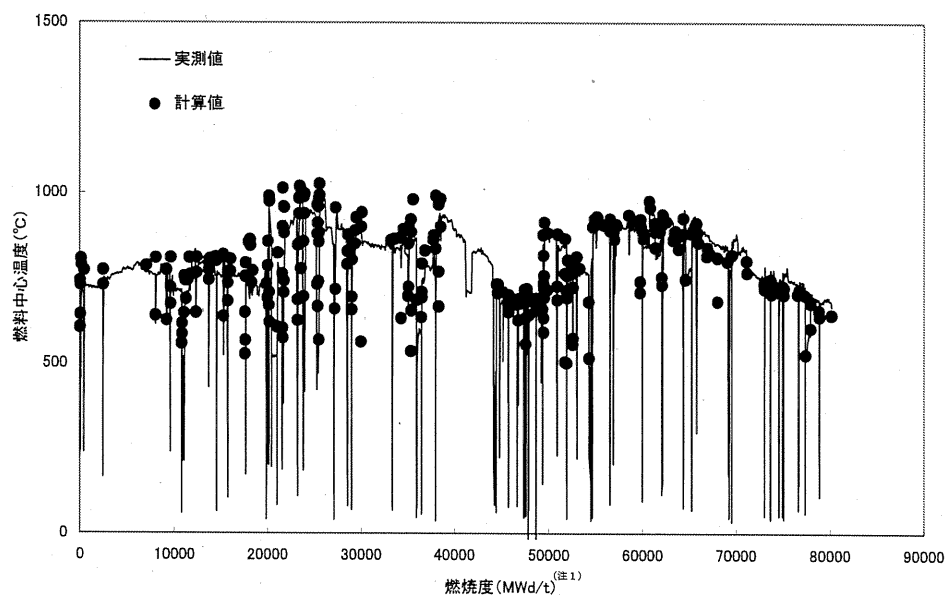
以上のように高燃焼度用 FPAC コードは、二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り燃料のいずれに対しても、燃料中心温度、燃料棒外径変化、FP ガス放出率、燃料棒内圧及びペレット密度に関して妥当な予測性能を有していることを確認している。

また、ジルカロイ-4、低 Sn ジルカロイ-4 及び NDA のいずれに対しても、燃料棒の伸びに関して妥当な予測性能を有していることを確認している。

このように、高燃焼度用 FPAC コードによる計算値が総合的に妥当な予測性を示していることを通じて、解析コードに組み込んでいる種々のモデルの妥当性を確認している。

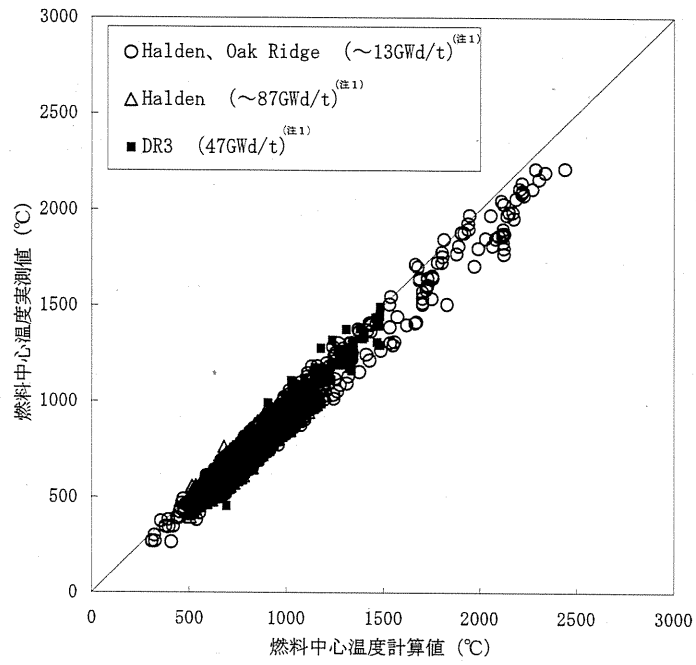
第3-2表 燃料棒解析コードの実証データ (高燃焼度用FPACコード)<sup>(1)</sup>

照射炉	燃料型式	本数	ペレット (初期密度%T.D.)	被覆管	燃料棒 平均燃焼度 (MWd/t)	燃料棒 平均線 出力密度 (kW/m)	燃料中心 温度	FPガス 放出率/ 燃料棒 内圧	実証項目			備考
									燃料棒 平均燃焼度 (MWd/t)	燃料棒 平均線 出力密度 (kW/m)	燃料棒 平均線 出力密度 (kW/m)	
試験炉	Halden, Oak Ridge DR3, R2	16	UO <sub>2</sub> (90~98)	ジルカロイ-4等	~17,000	~28	○					検査 討論 会 時 ま た 先 の 行 う 射 火 燃料
		1	10wt%Gd (95)	ジルカロイ-4	~13,000	~52						
国内商業炉	伊方1号機、大飯1号機 大飯2号機	15	UO <sub>2</sub> (95)	ジルカロイ-4	~48,000	~24						検査 討論 会 時 ま た 先 の 行 う 射 火 燃料
		6	6wt%Gd (95)	ジルカロイ-4	~25,000	~16						
海外商業炉	BR3, Zorita, Oconee Obrigheim, Graveline	146	UO <sub>2</sub> (93~96)	ジルカロイ-4	~69,000	~40						上記 から の 追 加 データ
		35	3~10wt%Gd (95~96)	ジルカロイ-4	~57,000	~25						
試験炉	Halden, Bibris-A→DR3 BR2, Osiris Siloe, R2	6	UO <sub>2</sub> (94~97)	ジルカロイ-2	~87,000	~30	○					上記 から の 追 加 データ
		4		ジルカロイ-4	~47,000	~23						
国内商業炉	大飯2号機、大飯3号機 大飯4号機、高浜3号機	9	低Snジルカロイ-4	低Snジルカロイ-4	~84,000	~37						上記 から の 追 加 データ
		14		NDA	~83,000	~37						
試験炉	Halden	1	5~10wt%Gd (95~96)	ジルカロイ-2	~58,000	~24	○					上記 から の 追 加 データ
		3		ジルカロイ-4	~40,000	~25						
国内商業炉	大飯2号機、大飯3号機 大飯4号機、高浜3号機	1	MOX (94~96)	ジルカロイ-2	~82,000	~29	○					上記 から の 追 加 データ
		9		ジルカロイ-4	~65,000	~36						
海外商業炉	McGuire1, Goesgen	19	UO <sub>2</sub> (95)	ジルカロイ-4	~46,000	~23						上記 から の 追 加 データ
		301		低Snジルカロイ-4	~56,000	~22						
海外商業炉	McGuire1, Goesgen	125		NDA	~57,000	~24						上記 から の 追 加 データ
		4	6~10wt%Gd (95~96)	ジルカロイ-4	~37,000	~17						
海外商業炉	McGuire1, Goesgen	6		低Snジルカロイ-4	~39,000	~17						上記 から の 追 加 データ
		2	UO <sub>2</sub> (95~97)	ジルカロイ-4	15,000	~23						
海外商業炉	BR3, Graveline, St. Laurent	145		低Snジルカロイ-4	~51,000	~28						上記 から の 追 加 データ
		8		NDA	~42,000	~23						
海外商業炉	BR3, Graveline, St. Laurent	30	MOX (94~95)	ジルカロイ-4	~52,000	~27						上記 から の 追 加 データ



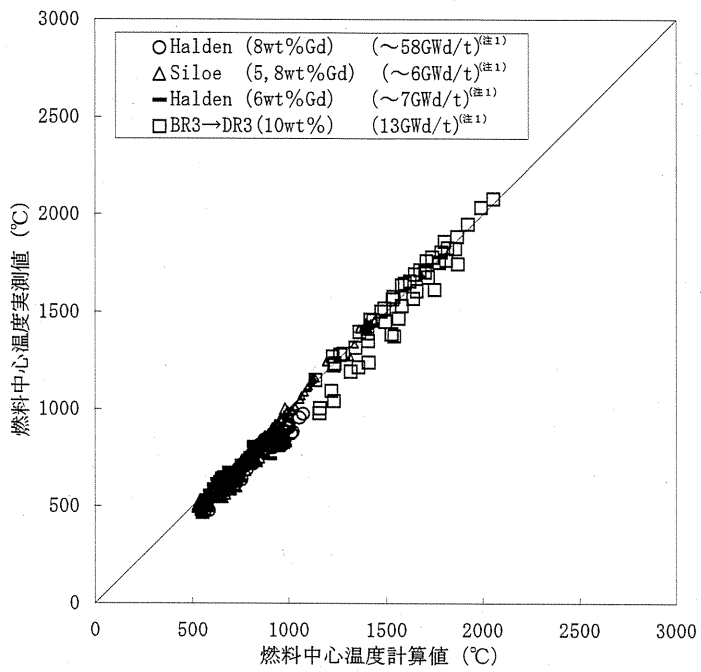
(注1) 燃料棒平均燃焼度

第3-7図 燃料寿命中における燃料中心温度の計算値と実測値との比較の代表例  
(IFA596.2 二酸化ウラン燃料棒)



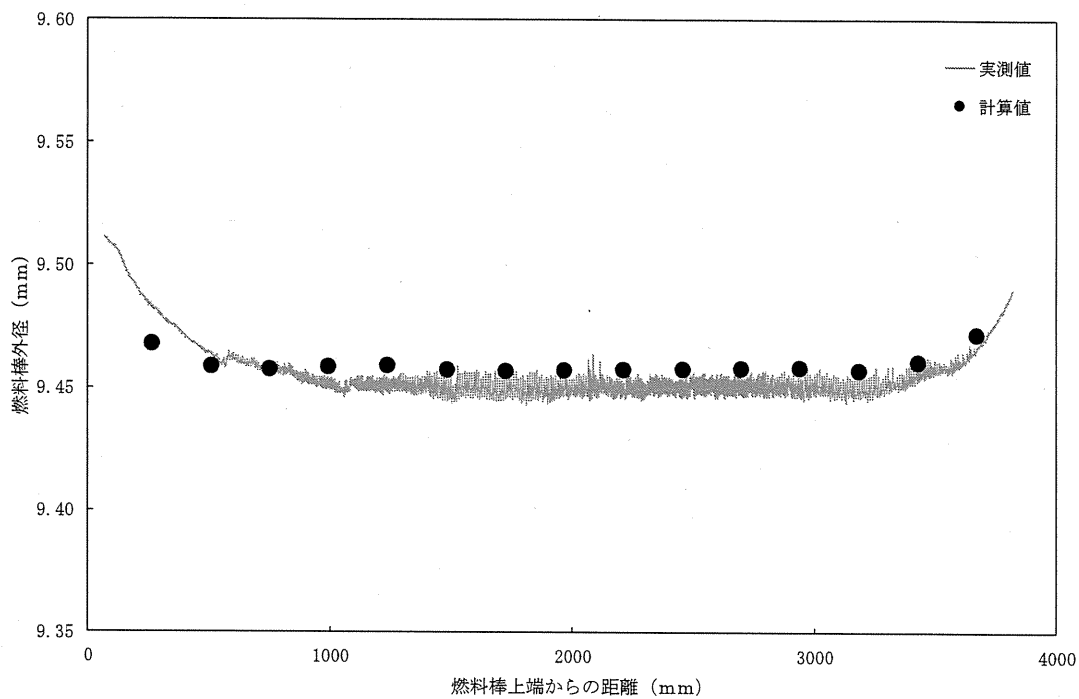
(注1) 燃料棒平均燃焼度

第3-8図 (1) 燃料中心温度の計算値と実測値との比較  
(二酸化ウラン燃料)

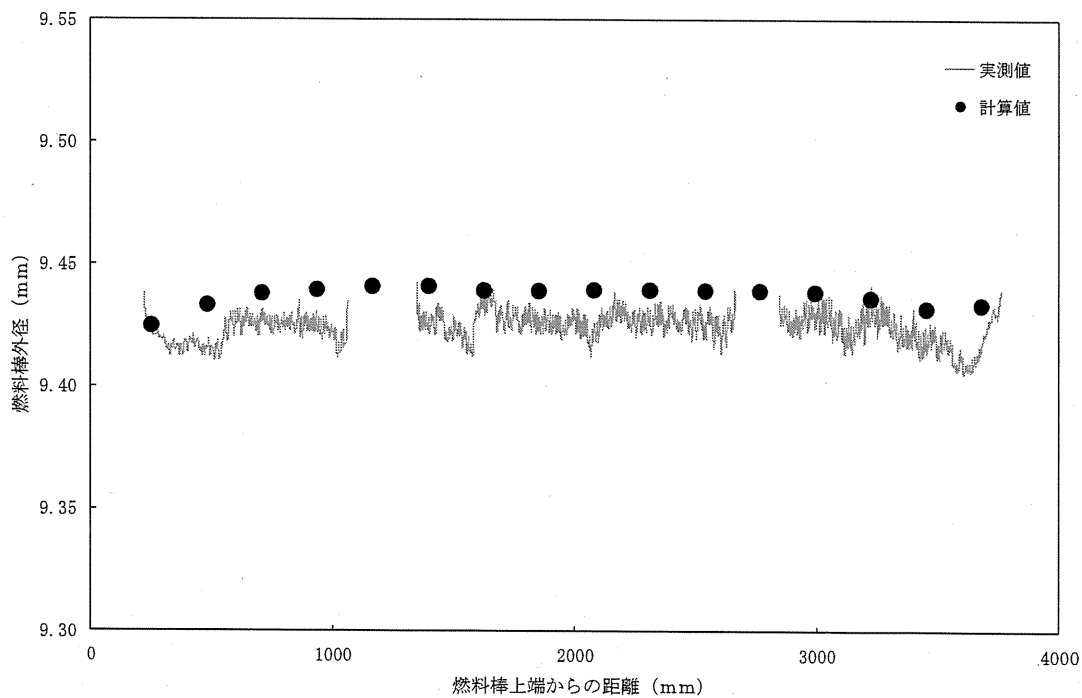


(注 1) 燃料棒平均燃焼度

第 3-8 図 (2) 燃料中心温度の計算値と実測値との比較  
(ガドリニア入り燃料)

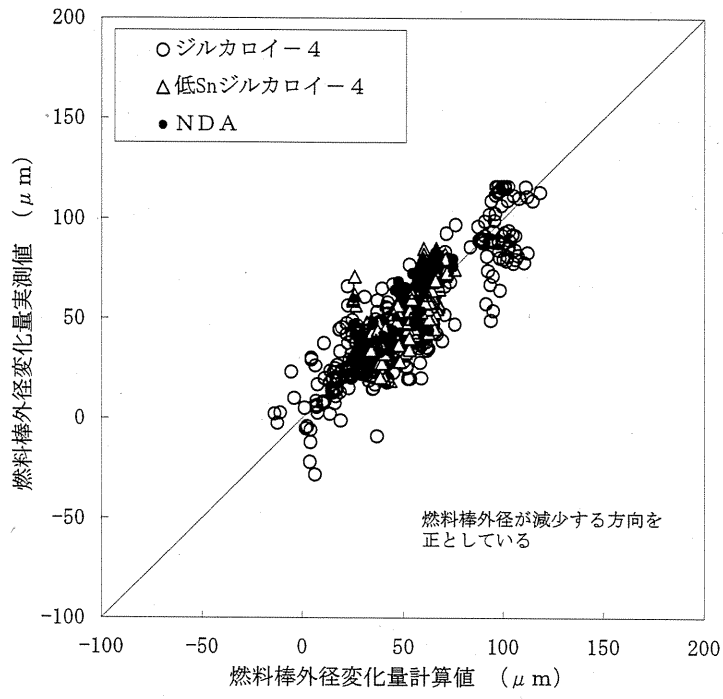


第 3-9 図 (1) 燃料棒外径の計算値と実測値との比較  
(高浜 3 号機 二酸化ウラン燃料棒-低 Sn ジルカロイ-4 被覆管)

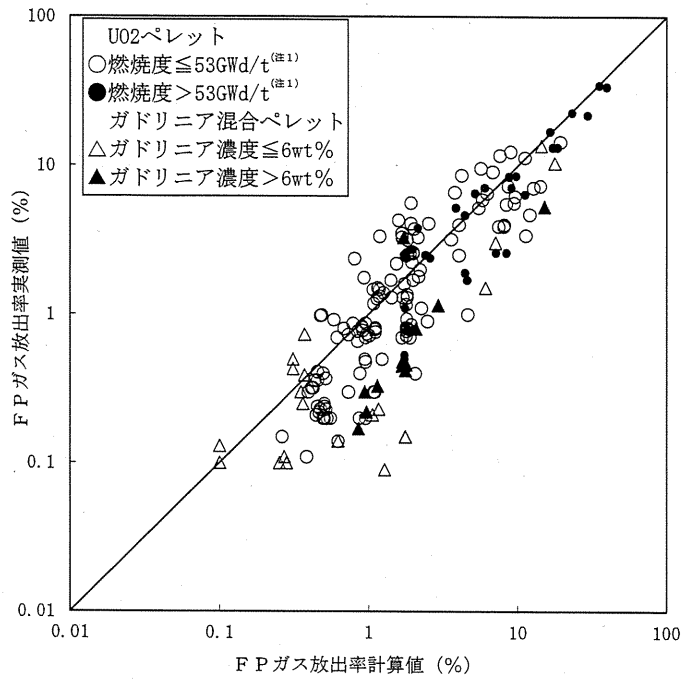


第 3-9 図 (2) 燃料棒外径の計算値と実測値との比較  
(McGuire1 号機 ガドリニア入り燃料棒-NDA 被覆管)



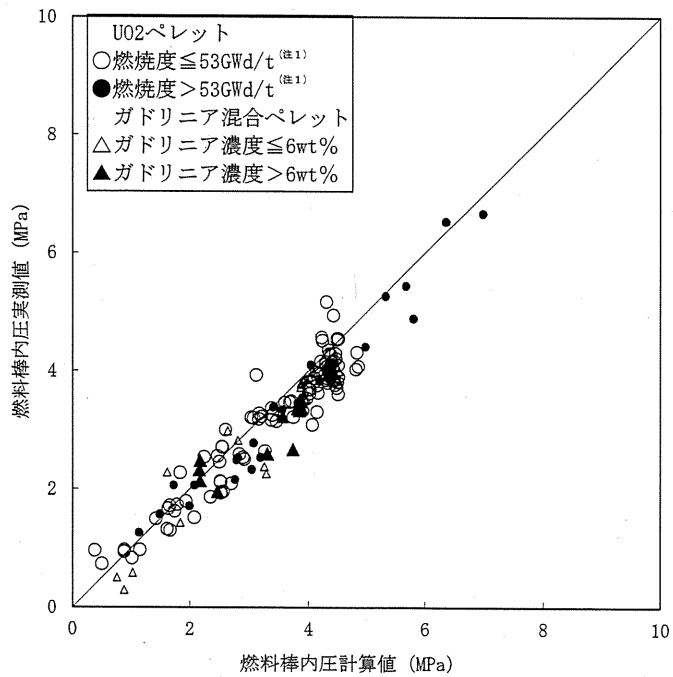


第 3-9 図 (3) 燃料棒外径の計算値と実測値との比較



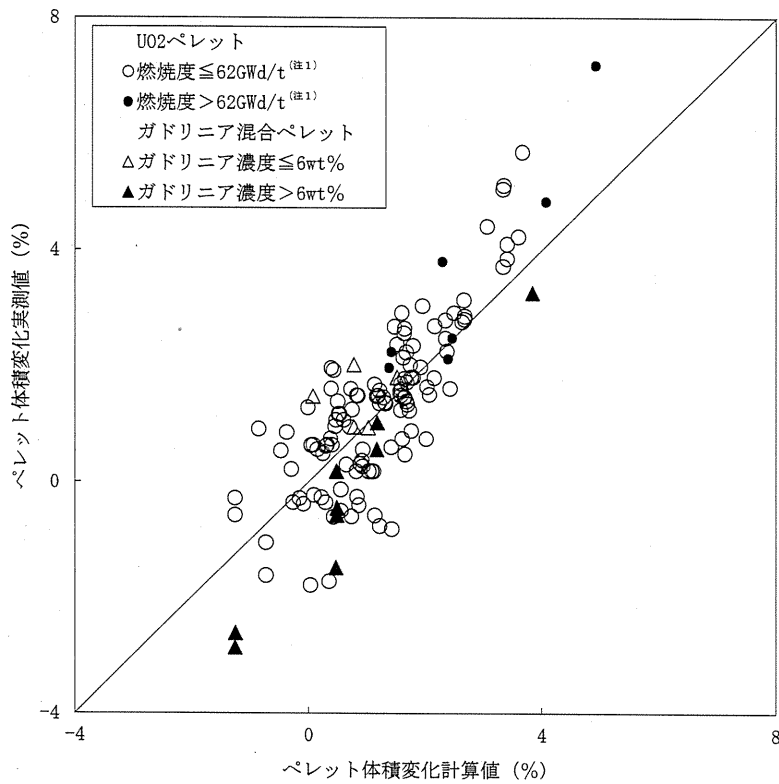
(注1) 燃料棒平均燃焼度

第3-10図 FPガス放出率の計算値と実測値との比較



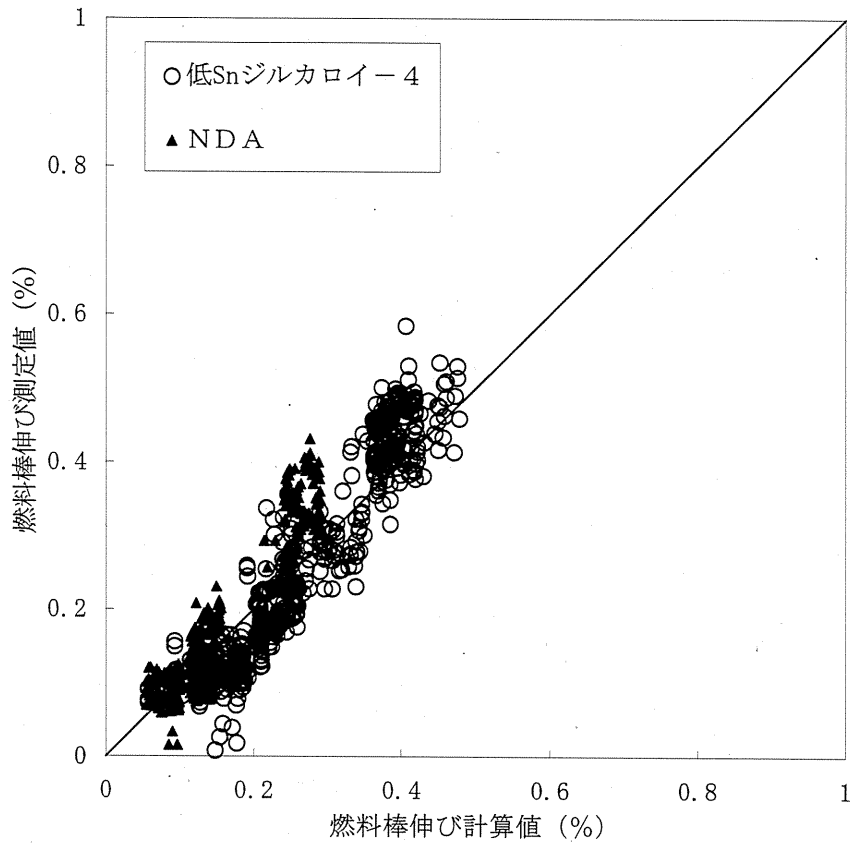
(注1) 燃料棒平均燃焼度

第3-11図 燃料棒内圧の計算値と実測値との比較



(注1) 局所燃焼度

第3-12図 ペレット密度の計算値と実測値との比較



第 3-13 図 燃料棒の伸びの計算値と実測値との比較

### 3.3 強度評価結果

以下に燃料棒解析コードを用いて、燃料集合体の性能評価を行った結果を示す。

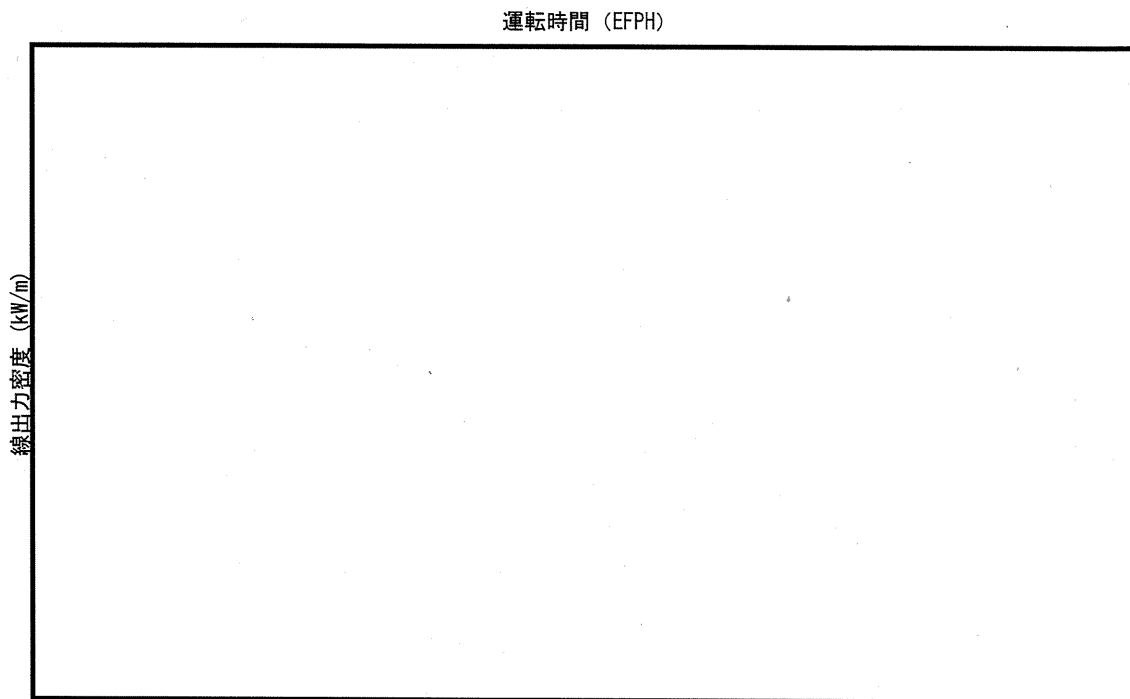
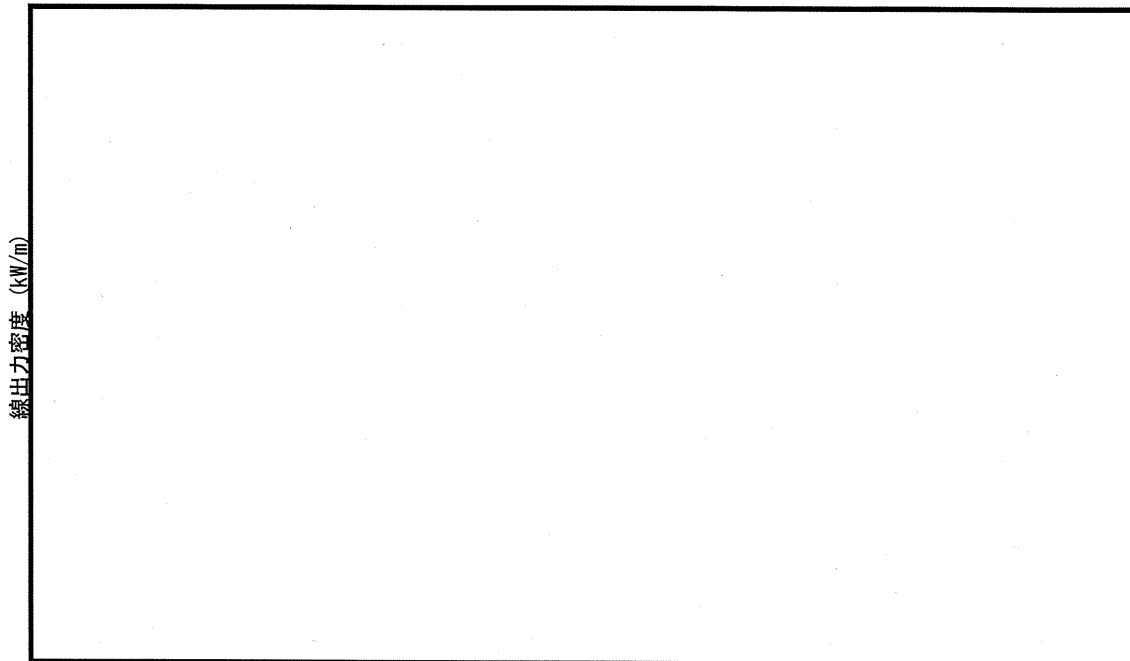
#### 3.3.1 計算条件

今回の燃料集合体の評価に使用した主要なインプットは次のとおりである。

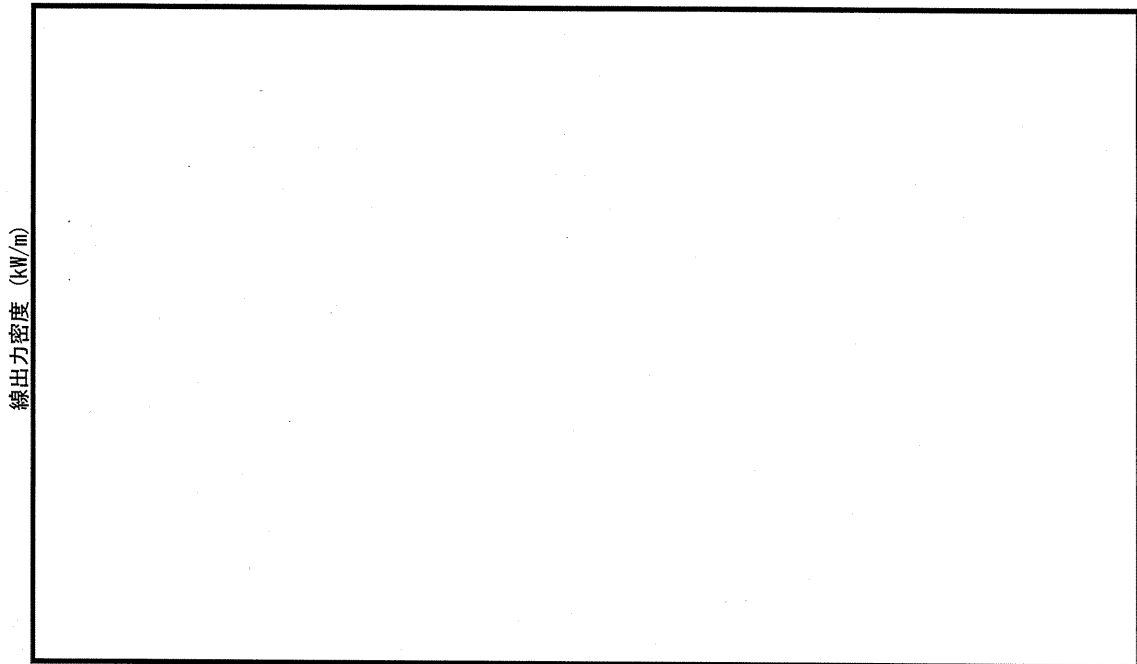
ペレット	濃縮度	4.80wt% (二酸化ウラン燃料棒) 4.10wt% (二酸化ウラン燃料棒) 3.20wt% (ガドリニア入り燃料棒)	
	直径	8.190mm	
	長さ	9.2mm	
	形状	ディッシュ、チャンファ付き	
	密度	97.0% T.D. (二酸化ウラン燃料棒) 96.0% T.D. (ガドリニア入り燃料棒)	
	ガドリニア濃度	10.00wt% (タイプ 3 燃料集合体におけるガドリニア入り燃料棒)	
	ガドリニウム濃度	<input type="text"/> wt% (タイプ 3 燃料集合体におけるガドリニア入り燃料棒)	
	被覆管	材質	NDA
		内径	8.36mm
		肉厚	0.57mm
燃料棒	上部プレナム長さ	<input type="text"/> mm	
	下部プレナム長さ	<input type="text"/> mm	
	初期加圧量	<input type="text"/> MPa [abs]	
	封入ガス	ヘリウム	
	有効長さ	3,648mm	
1次冷却材 の条件	運転圧力	15.5MPa [abs]	
	入口温度	284°C	
	入口流量	0.28kg/s	
出力分布	熱水力等価直径	11.78mm	
	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(61,000MWd/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。炉心としては、二酸化ウラン燃料集合体(濃縮度 4.8wt%)、二酸化ウラン燃料集合体(濃縮度 4.1wt%)及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体(以下「ガドリニア入り燃料集合体」という。)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(71,000MWd/t)に達するように設定する。

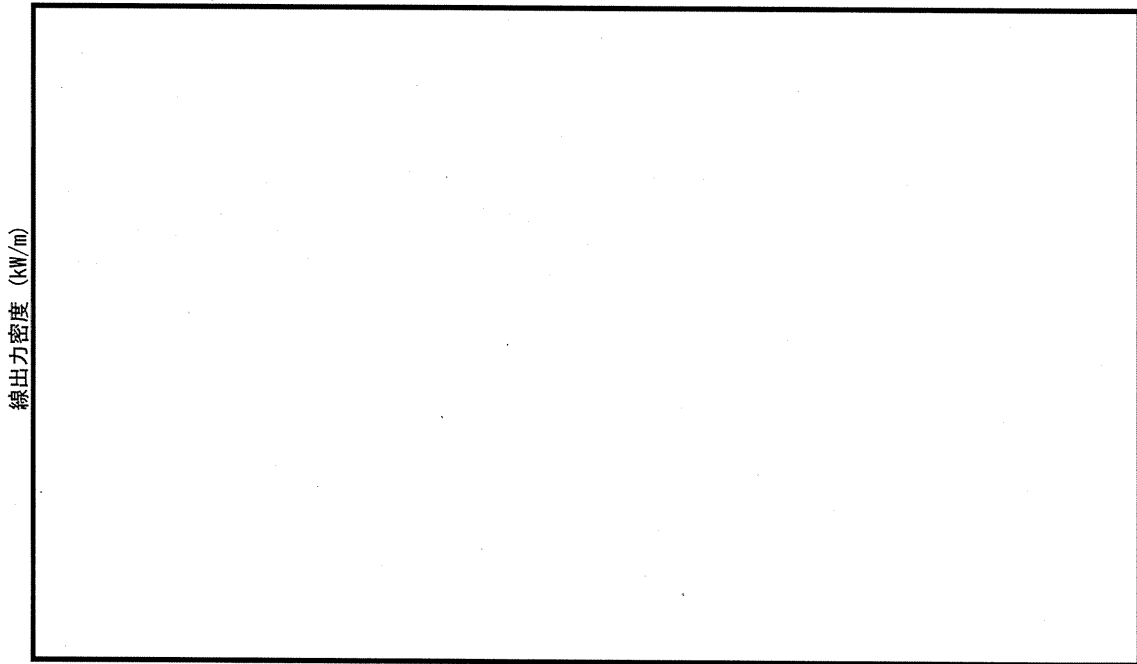
強度計算に用いた出力履歴を第 3-14 図に、軸方向出力分布を第 3-15 図に示す。



第 3-14 図 (1) 二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.8wt%) の出力履歴  
(4 サイクル照射される二酸化ウラン燃料集合体中の燃料棒)



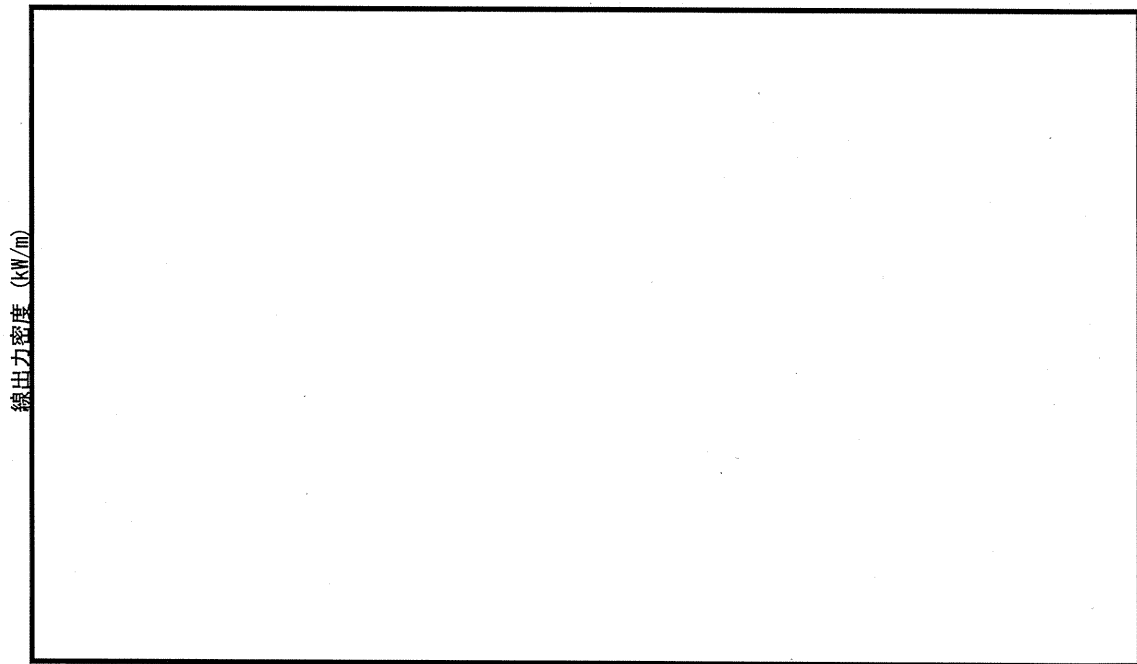
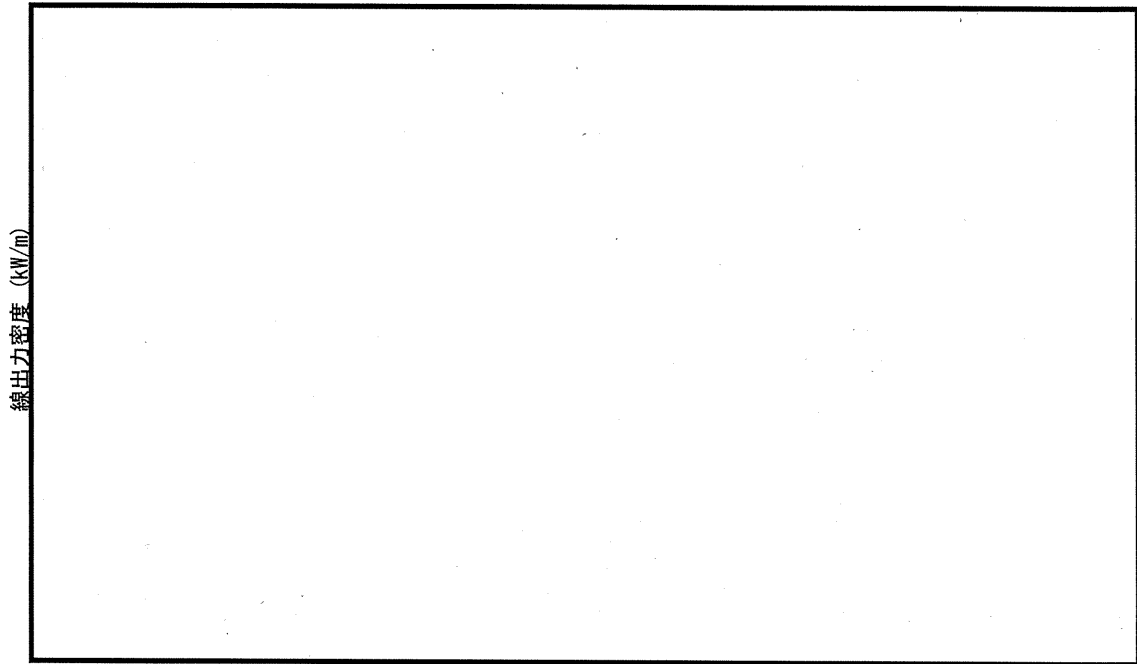
運転時間 (EFPH)



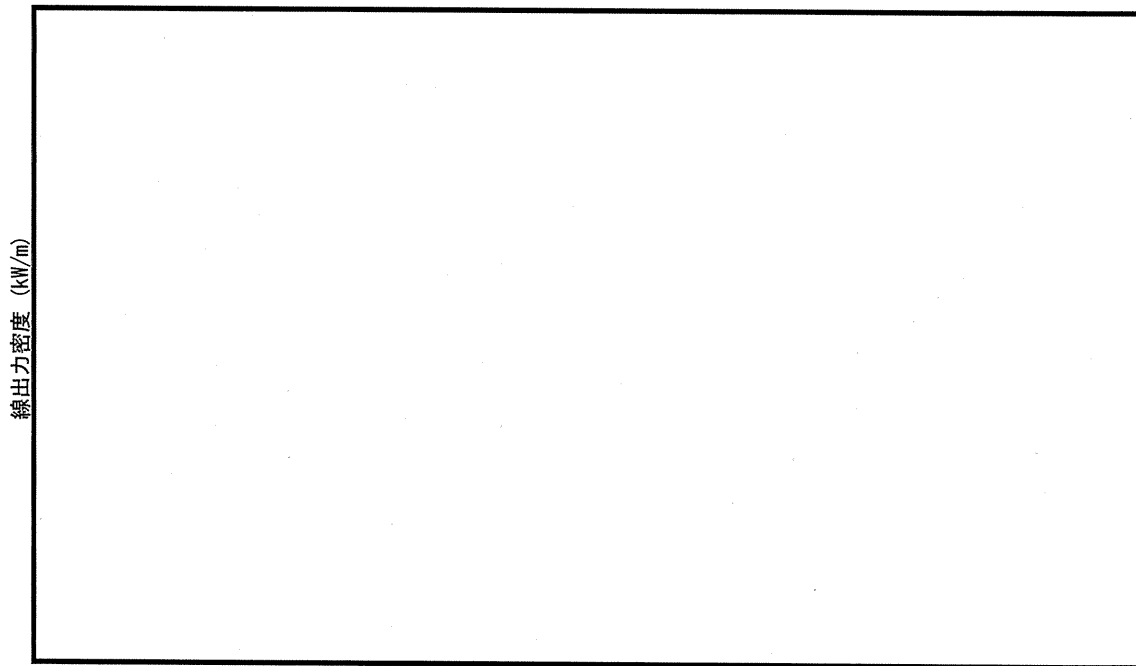
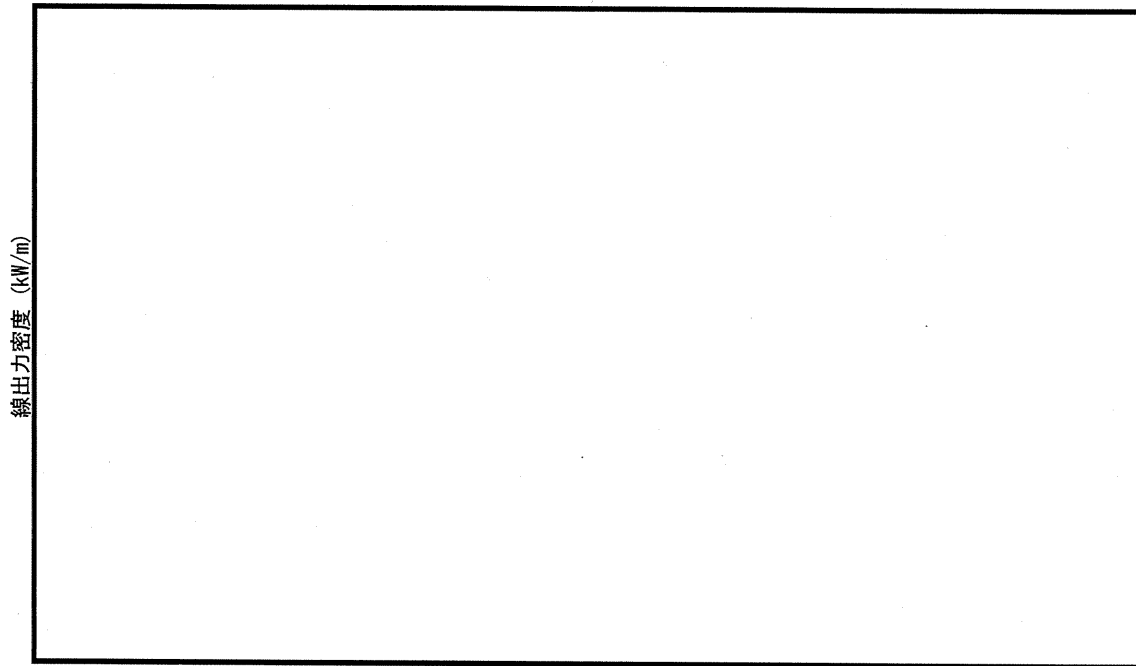
運転時間 (EFPH)

第 3-14 図 (2) 二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.8wt%) の出力履歴  
 (3 サイクル照射される二酸化ウラン燃料集合体中の燃料棒)

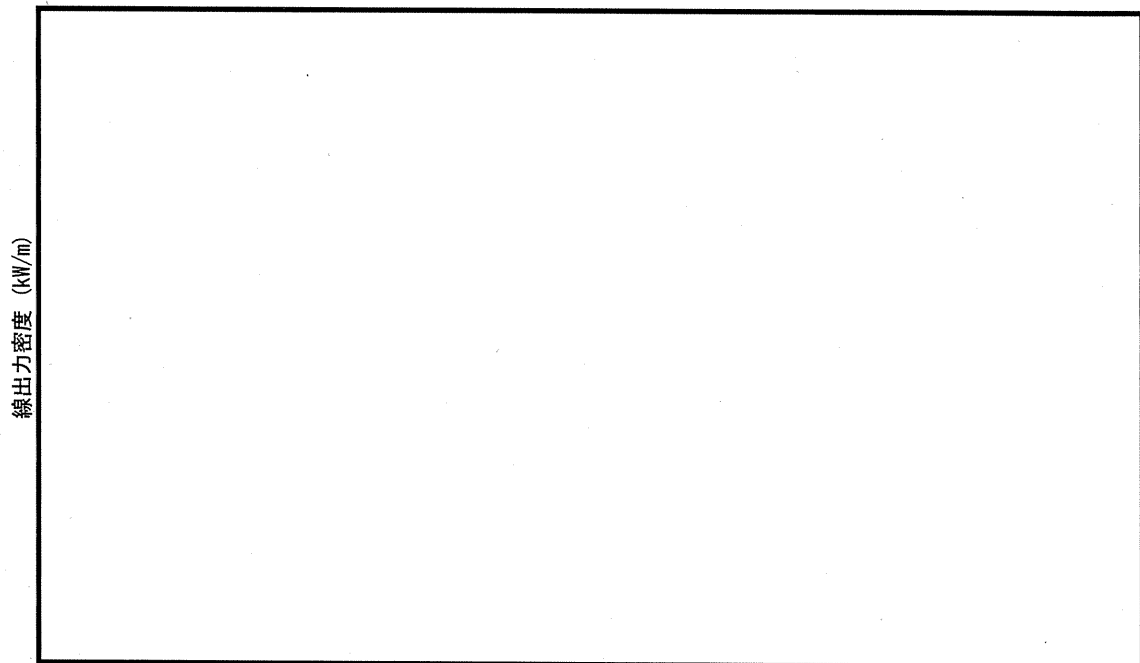
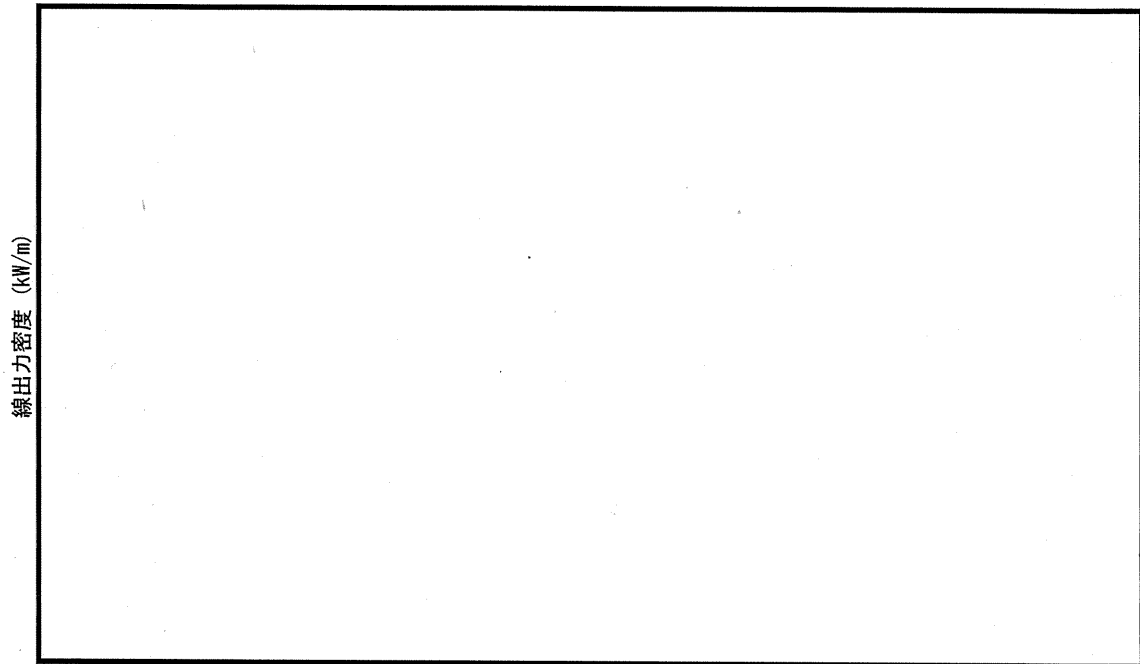




第 3-14 図 (3) 二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.8wt%) の出力履歴  
(3 サイクル照射されるガドリニア入り燃料集合体中の燃料棒)

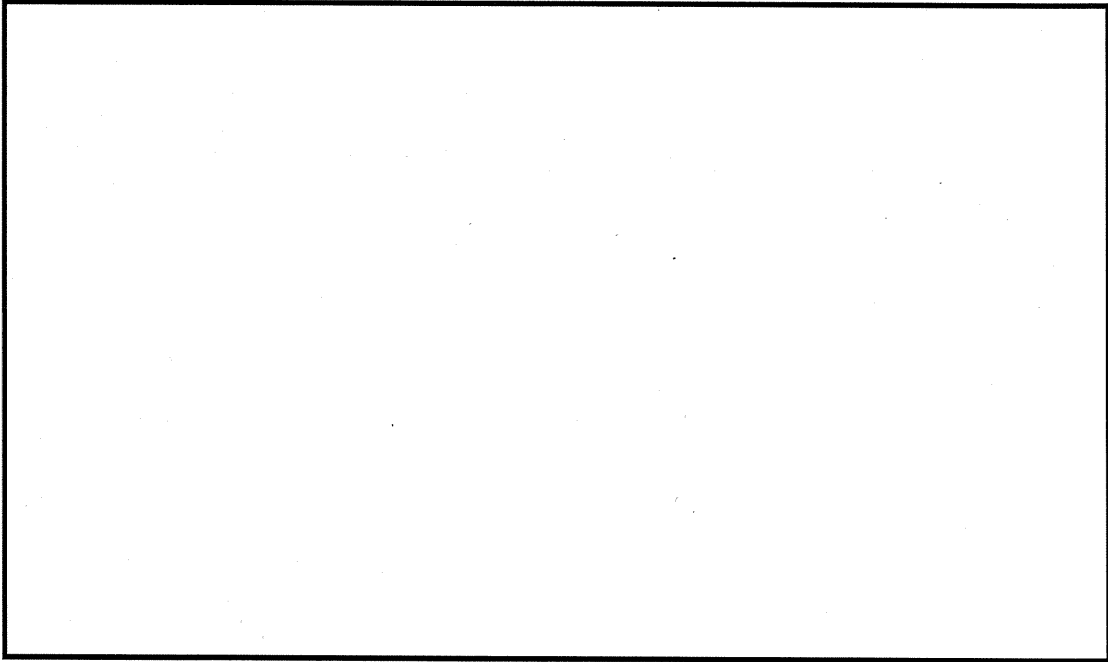


第 3-14 図 (4) 二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.1wt%) の出力履歴  
(4 サイクル照射される二酸化ウラン燃料集合体中の燃料棒)



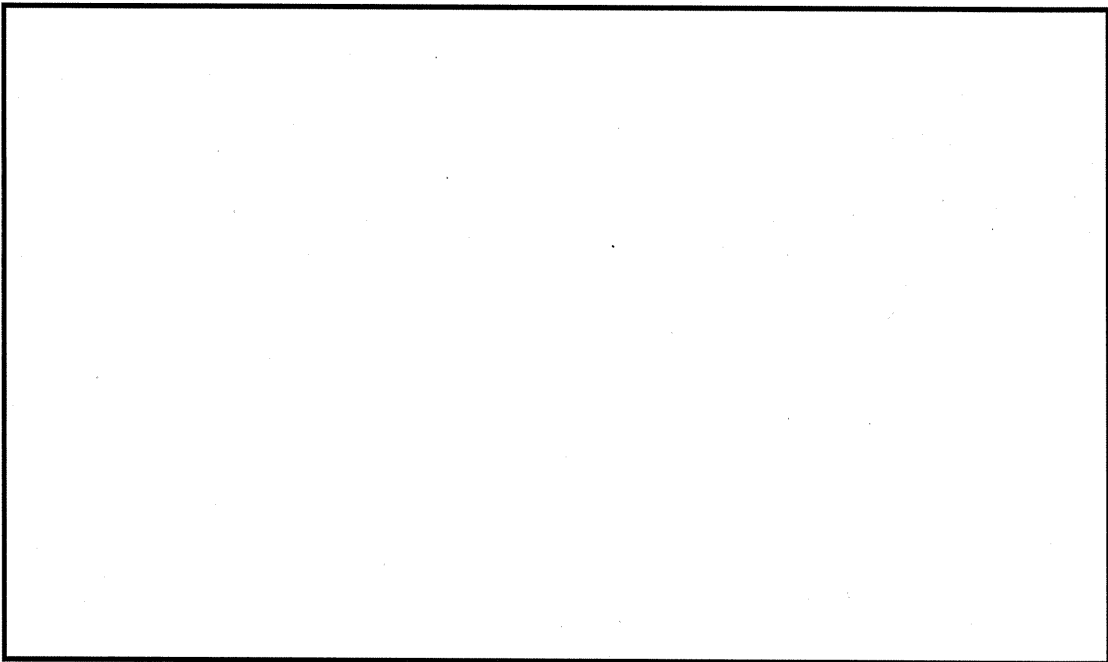
第 3-14 図 (5) 二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.1wt%) の出力履歴  
(3 サイクル照射される二酸化ウラン燃料集合体中の燃料棒)

線出力密度 (kW/m)



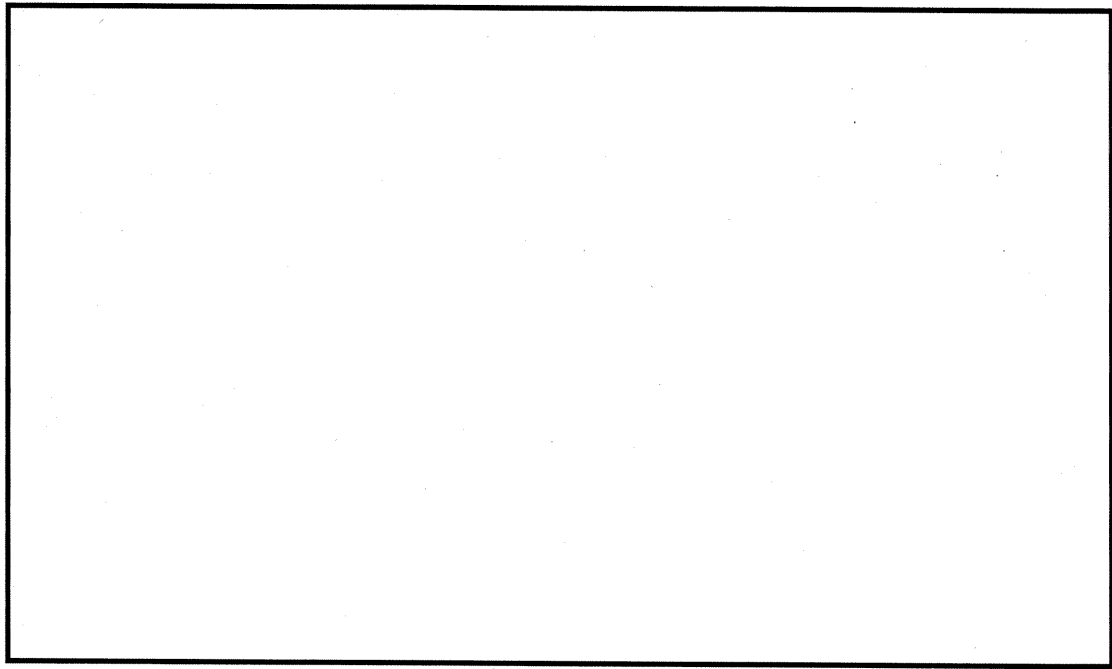
運転時間 (EFPH)

線出力密度 (kW/m)



運転時間 (EFPH)

第 3-14 図 (6) ガドリニア入り燃料棒の出力履歴  
(3 サイクル照射されるガドリニア入り燃料集合体中の燃料棒)



下部

軸方向位置 (mm)

上部

(注1) 燃料中心温度、被覆管ひずみ、被覆管応力及び被覆管疲労は、上図の局所的に出力を高く設定した箇所において評価する。

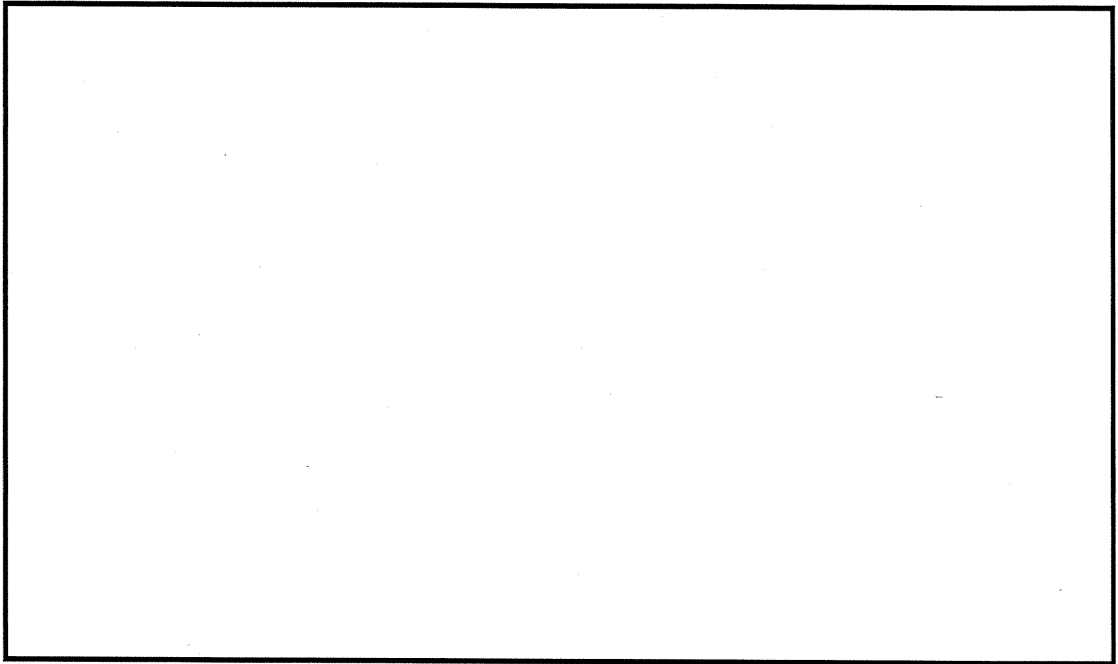
第 3-15 図 軸方向出力分布図

### 3.3.2 計算結果

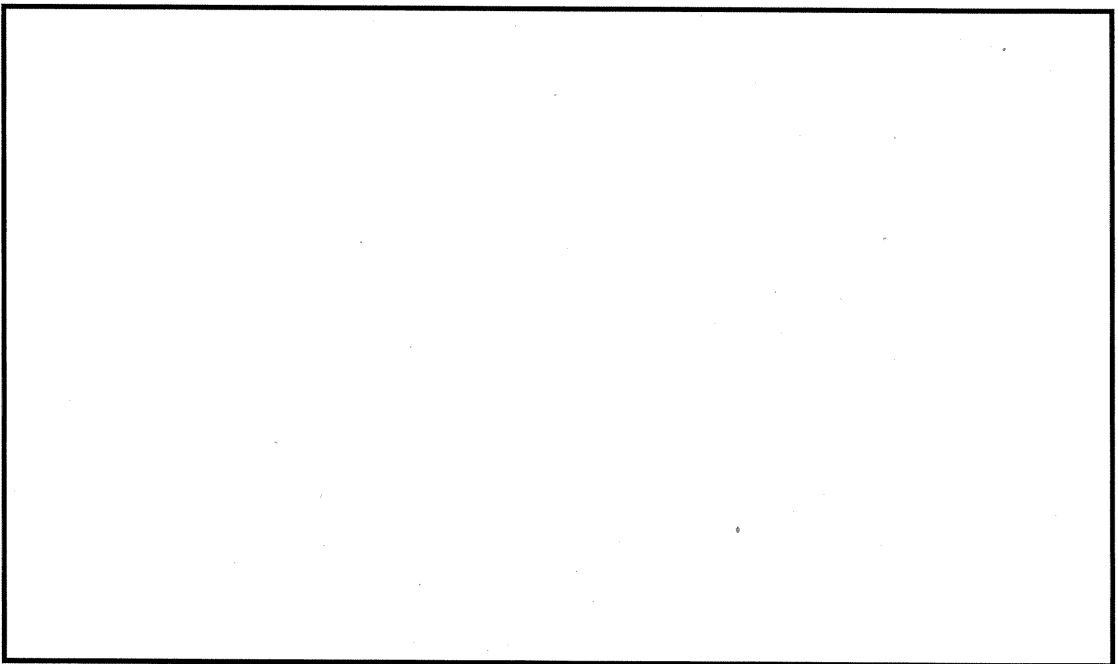
各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴（比出力）と内圧履歴をまとめて、第 3-16 図及び第 3-17 図に示す。

また、被覆管内径とペレット外径の変化について、第 3-18 図に示す。

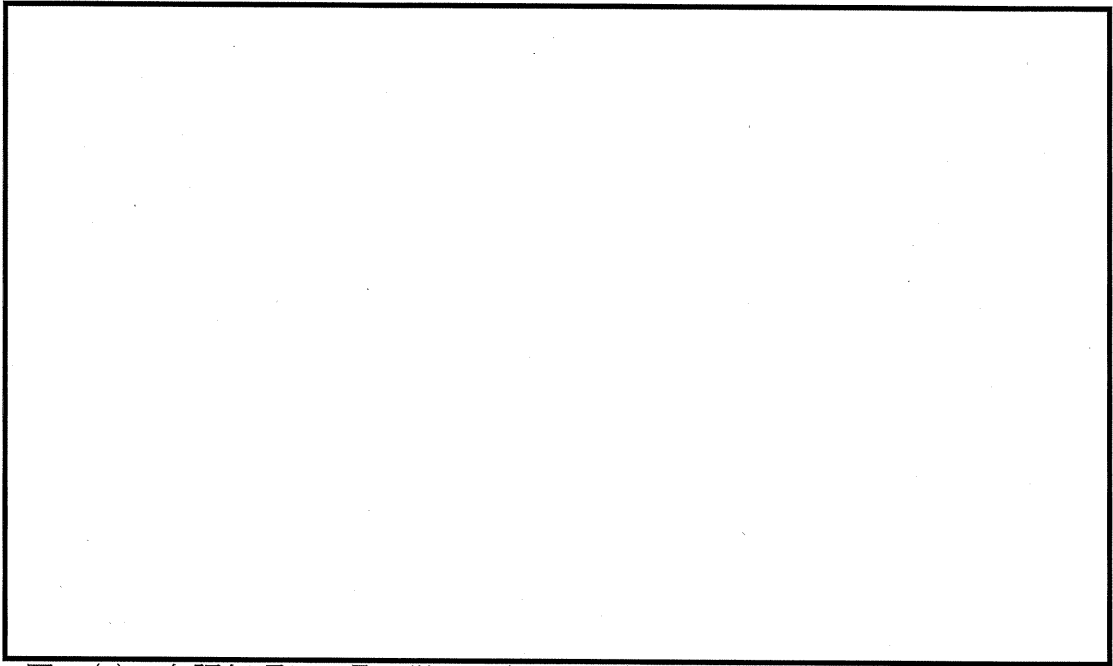
二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒の中心温度、内圧、応力及びひずみ評価における最も厳しい評価時点の計算結果をそれぞれ第 3-3 表及び第 3-4 表に示す。



第 3-16 図 (1) 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)  
(二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.8wt%))

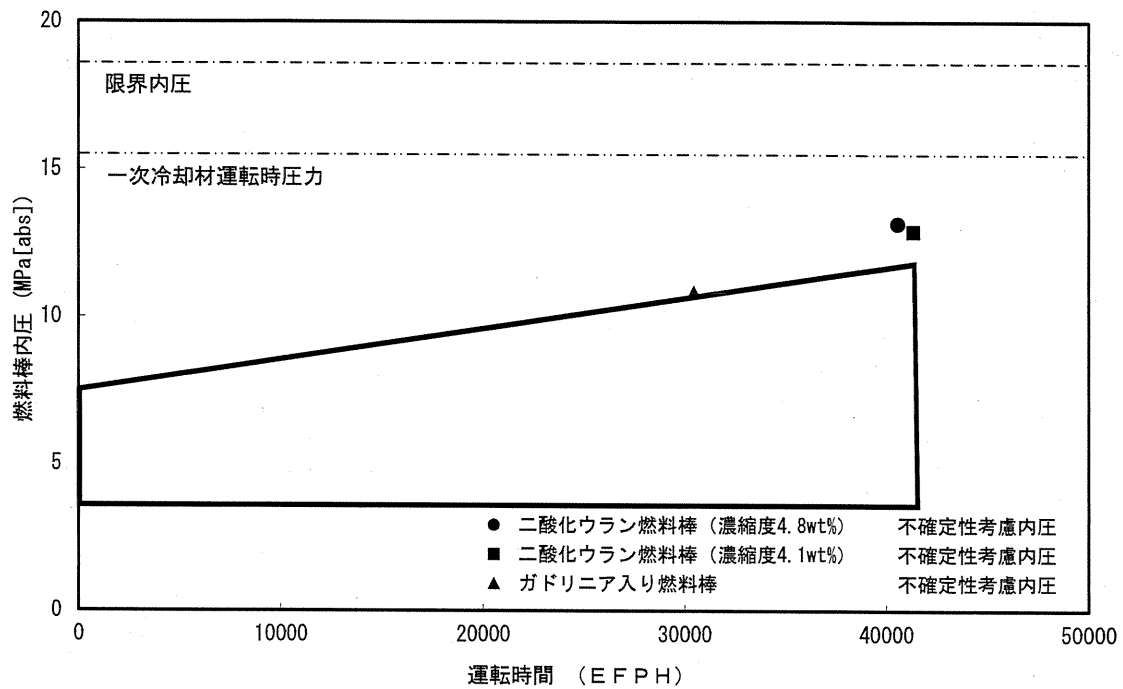


第 3-16 図 (2) 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴 (通常運転時)  
(二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.1wt%))

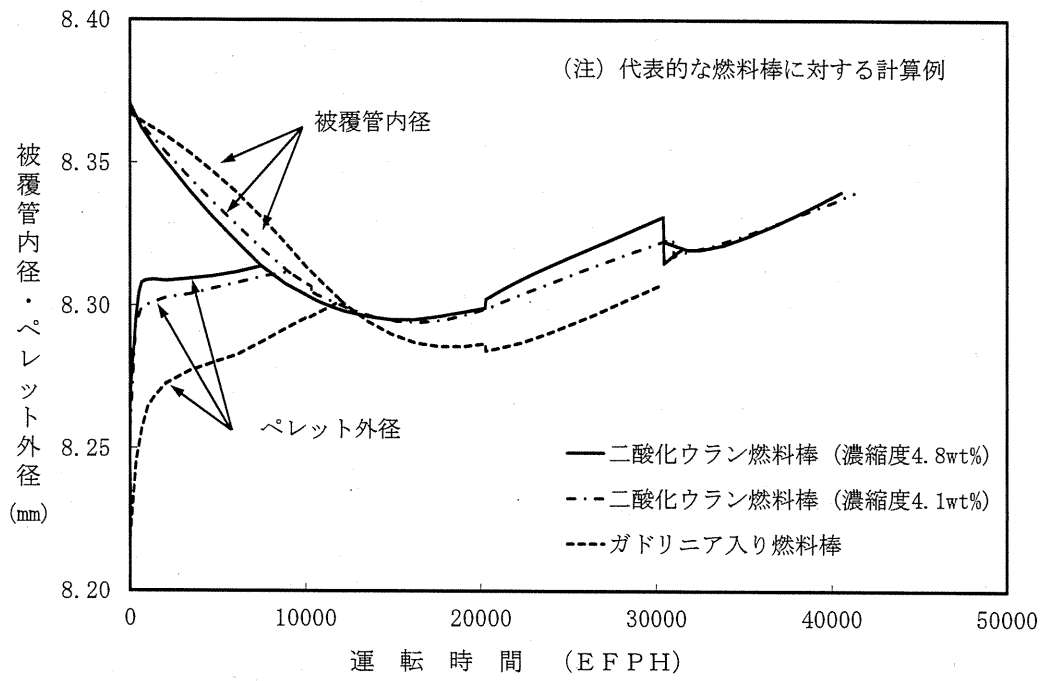


第3-16図 (3) 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴 (通常運転時)  
(ガドリニア入り燃料棒)





第 3-17 図 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)



第3-18図 被覆管内径及びペレット外径変化

第3-3表 (1) 二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.8wt%) の計算結果

	中心温度		内圧	応力	ひずみ
	通常運転時	運転時の異常な過渡変化時			
局所線出力密度	kW/m				
被覆管温度	表面	°C			
	内面	°C			
ペレット温度	表面	°C			
	平均	°C			
	中心	°C			
被覆管径	外径	mm			
	内径	mm			
ペレット直径	mm				
被覆管応力					
円周方向 (内)	$\sigma_{\theta 1}$	MPa			
円周方向 (外)	$\sigma_{\theta 0}$	MPa			
接触圧	MPa				
直径ギャップ	mm				
ボイド量	cm <sup>3</sup>				
プレナム体積	cm <sup>3</sup>				
クランク体積	cm <sup>3</sup>				
FPガス放出率	%				
蓄積ガス量	moles				
内圧	MPa				
ひずみ	%				
被覆管物性値					
・縦弾性係数	MPa				
・ポアソン比	—				
・熱膨張率	mm/(mm・°C)				

(注1) ( )内は通常運転時からの増分を示す。

第3-3表 (2) 二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.1wt%) の計算結果

	中心温度		内圧	応力	ひずみ
	通常運転時	運転時の異常な過渡変化時			
局所線出力密度	kW/m				
被覆管温度	表面	°C			
	内面	°C			
ペレット温度	表面	°C			
	平均	°C			
	中心	°C			
被覆管径	外径	mm			
	内径	mm			
ペレット直径	mm				
被覆管応力	MPa				
円周方向 (内)	$\sigma_{\theta i}$	MPa			
円周方向 (外)	$\sigma_{\theta o}$	MPa			
接触圧	MPa				
直径ギャップ	mm				
ボイド量	cm <sup>3</sup>				
プレナム体積	cm <sup>3</sup>				
クラック体積	cm <sup>3</sup>				
FPガス放出率	%				
蓄積ガス量	moles				
内圧	MPa				
ひずみ	%				
被覆管物性値	MPa				
・縦弾性係数	—				
・ポアソン比	—				
・熱膨張率	mm/(mm・°C)				

(注1) ( )内は通常運転時からの増分を示す。

第3-4表 ガドリニア入り燃料棒の計算結果

	中心温度		内圧	応力	ひずみ
	通常運転時	運転時の異常な過渡変化時			
局所線出力密度	kW/m				
被覆管温度	表面	°C			
	内面	°C			
ペレット温度	表面	°C			
	平均	°C			
	中心	°C			
被覆管径	外径	mm			
	内径	mm			
ペレット直径	mm				
被覆管応力					
円周方向 (内)	$\sigma_{\theta i}$	MPa			
円周方向 (外)	$\sigma_{\theta o}$	MPa			
接触圧	MPa				
直径ギャップ	mm				
ボイド量	cm <sup>3</sup>				
プレナム体積	cm <sup>3</sup>				
クランク体積	cm <sup>3</sup>				
FPガス放出率	%				
蓄積ガス量	moles				
内圧	MPa				
ひずみ	%				
被覆管物性値					
・縦弾性係数	MPa				
・ポアソン比	—				
・熱膨張率	mm/(mm・°C)				

(注1) ( )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、燃料スタックの不安定化あるいは、FP ガスの過度な放出・移動、更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(燃料中心温度)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二酸化ウランペレットに対して 2,800°C、またガドリニア混合二酸化ウランペレットでは 2,700°Cである。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中心温度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を基に燃料中心温度の不確定性 220°Cを考慮し、以下のとおりとする。

#### (1) 二酸化ウランペレット

未照射燃料では不確定性 220°Cを考慮し、2,580°Cとする。以降燃焼に伴い 10,000MWd/t あたり 32°Cの割合で低下するとする。

#### (2) ガドリニア混合二酸化ウランペレット

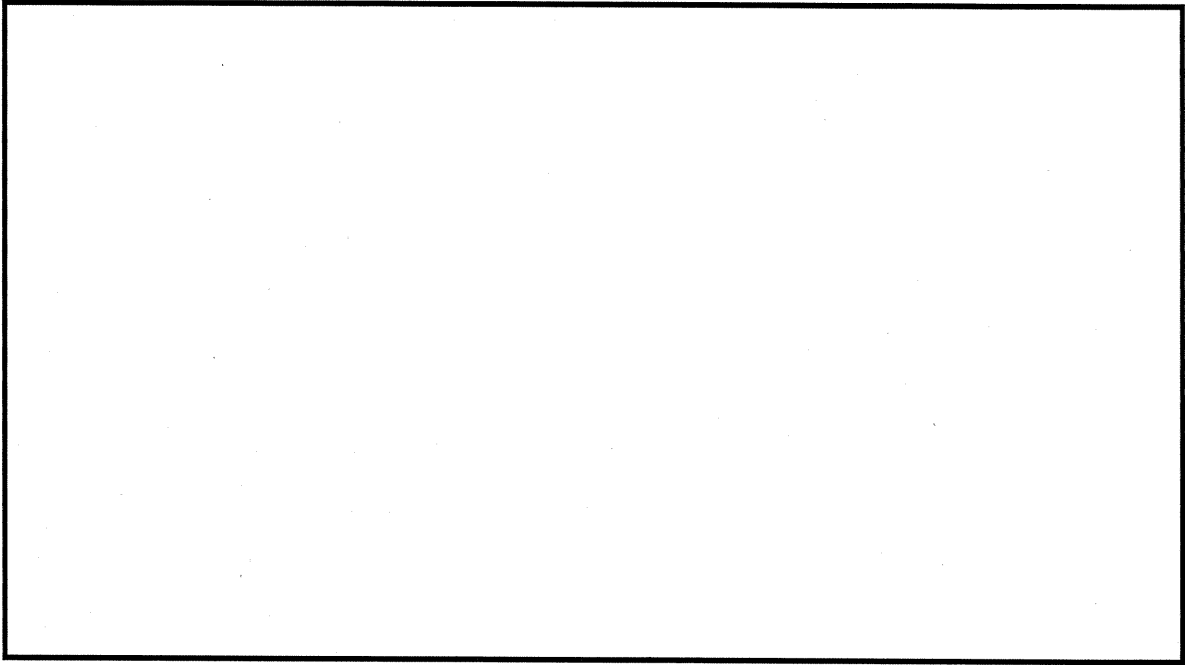
未照射燃料では不確定性 220°Cを考慮し、2,480°Cとする。以降燃焼に伴い 10,000MWd/t あたり 32°Cの割合で低下するとする。

二酸化ウランペレット(濃縮度 4.8wt%、4.1wt%)については、燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料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第 3-5 表に示す。同表に示されるように、評価上最も厳しい燃料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第 3-19 図に示すように、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。

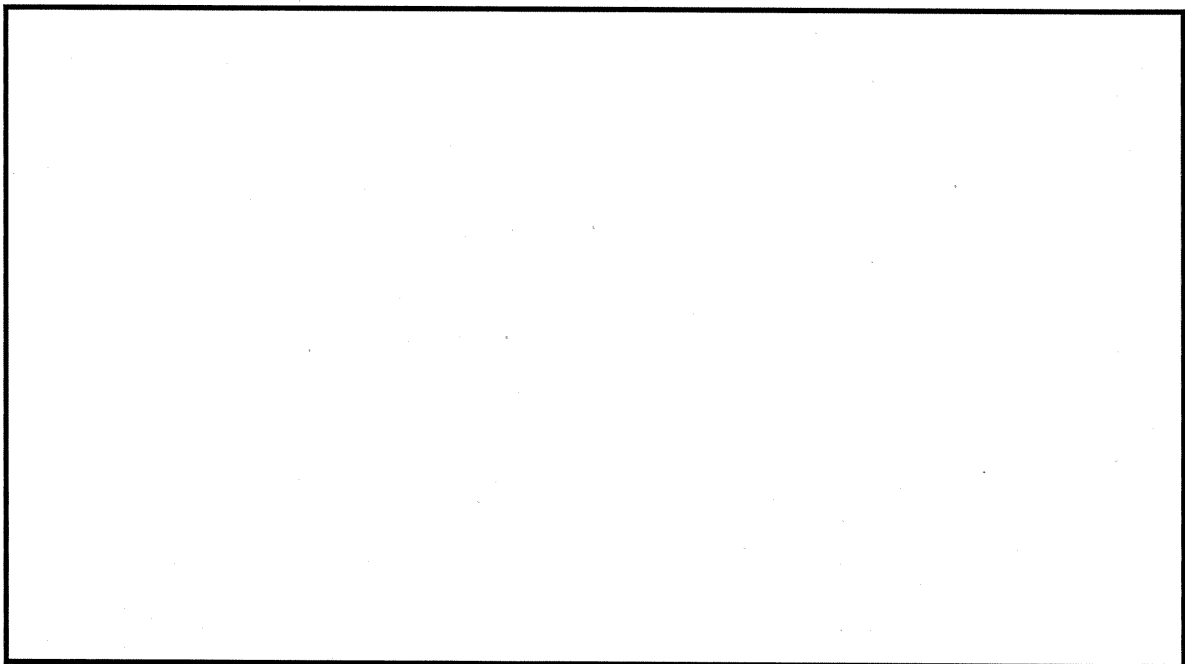
ガドリニア混合二酸化ウランペレットについては、濃縮度を二酸化ウランペレットより低下させることにより最大線出力密度が二酸化ウラン燃料より低くなるような設計としている。ガドリニウム同位体の中性子吸収効果が減少する効果を考慮した線出力密度が最高となる時期において燃料中心温度が最大となり、かつ制限値に対する余裕が最小となるが第 3-5 表に示すように制限値を十分に下回っている。

第 3-5 表 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 (°C)	判定	設計基準 (°C)
二酸化ウラン 燃料棒 (濃縮度 4.8wt%)	通常運転時 (41.1kW/m)	0	約 1,690	<	2,580
	運転時の異常 な過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,170		
二酸化ウラン 燃料棒 (濃縮度 4.1wt%)	通常運転時 (41.1kW/m)	0	約 1,690	<	2,580
	運転時の異常 な過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,170		
ガドリニア入り 燃料棒	通常運転時 (31.9kW/m)	25,000	約 1,470	<	2,400
	運転時の異常 な過渡変化時 (44.3kW/m)	15,000	約 1,900	<	2,430



第 3-19 図 (1) 運転時の異常な過渡変化時における二酸化ウラン燃料中心最高温度の  
燃焼度依存性



第 3-19 図 (2) 運転時の異常な過渡変化時におけるガドリニア入り燃料中心最高温度  
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、高燃焼度用 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時点を求め、この時点での内圧を限界内圧とする。

限界内圧を一般化して求めるために、17 行 17 列型燃料と 14 行 14 列型（及び 15 行 15 列型）燃料の両タイプを包絡する限界内圧を求め、更に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て評価した結果、限界内圧は次のとおりとなった。

$$\text{限界内圧} = 18.6 \text{ MPa[abs]}$$

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第 3-6 表に示す。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、その燃料寿命中の内圧変化は第 3-17 図に示したとおりである。

第 3-6 表 燃料棒内圧評価結果 (通常運転時)

(単位 : MPa[abs])

種類	時期	内圧 (注1)			設計基準	設計比 (注2)
		最確値	不確定性	合計		
二酸化ウラン 燃料棒 (濃縮度 4.8wt%)				13.2	≤18.6	0.71
二酸化ウラン 燃料棒 (濃縮度 4.1wt%)				13.0	≤18.6	0.70
ガドリニア入り 燃料棒				10.9	≤18.6	0.59

(注 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。

(注 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. 内外圧差及び接触圧（ペレット－被覆管相互作用）による応力
- 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. 内外圧差及び接触圧（ペレット－被覆管相互作用）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) 運転時の異常な過渡変化時

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、運転時の異常な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。運転時の異常な過渡変化時には被覆管温度が上昇するため、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、1次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。

$$\sigma_z = \pm \frac{M \cdot d}{2I} = \pm \frac{24d \cdot E \cdot \delta}{5L^2} \dots\dots\dots (3-36)$$

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、 $\frac{\pi}{64}(d_o^4 - d_i^4)$  mm<sup>4</sup>

$d_o$  : 被覆管外径、9.50mm

$d_i$  : 被覆管内径、8.36mm

$\delta$  : 最大振幅 (以下の Paidoussis の式より求めた値)、 mm

$L$  : スパン長さ、 mm

$E$  : ヤング率、 MPa

である。

1 次冷却材による振動は、次の Paidoussis の式<sup>(29)</sup>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。

$$\frac{\delta}{D} = \alpha^{-4} \left[ \frac{\mu^{1.6} \cdot \varepsilon^{1.8} \cdot Re^{0.25}}{1 + \mu^2} \right] \left( \frac{D_h}{D} \right)^{0.4} \left[ \frac{\beta^{\frac{2}{3}}}{1 + 4\beta} \right] \times [5 \times 10^{-4} K] \dots (3-37)$$

ここで、

$D$  : 被覆管外径、9.50mm

$\delta$  : 最大振幅、mm

$D_h$  : 熱水力等価直径、11.78mm

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

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

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

$$E : \text{ヤング率、} \boxed{\phantom{00000}} \text{ MPa}$$

$$I : \text{断面 2 次モーメント、} 1.60 \times 10^2 \text{ mm}^4$$

$$U : \text{燃料棒の軸方向に沿った平均流速、} 4.75 \times 10^3 \text{ mm/s}$$

$$L : \text{スパン長さ、} \boxed{\phantom{000}} \text{ mm}$$

$$\beta : \frac{M}{M + m}$$

$$m : \text{単位長さあたりの燃料棒質量、} \boxed{\phantom{00000}} \text{ kg/mm}$$

$$\rho : \text{流体の密度、} \boxed{\phantom{00000}} \text{ kg/mm}^3$$

$$\nu : \text{動粘性係数、} \boxed{\phantom{00000}} \text{ mm}^2/\text{s}$$

$$\varepsilon : \frac{L}{D}$$

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

$$\omega : \text{燃料棒の固有角振動数、} \boxed{\phantom{00000}} \text{ rad/s}$$

$$K : \text{流れの乱れのレベルを表す因子}$$

(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  $\delta = \boxed{\phantom{00000}} \text{ mm}$  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、

$$\sigma_z = \boxed{\phantom{00000}} \text{ MPa (被覆管内面)}$$

$$\sigma_z = \boxed{\phantom{00000}} \text{ MPa (被覆管外面)}$$

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に体積の重みを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。

$$\sigma_{eff}(r) = \sqrt{\frac{(\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + (\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_r)^2}{2}} \quad \dots (3-38)$$

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 $\sigma_{eff}$ を以下の式で求める。

$$\begin{aligned} \sigma_{eff} &= \frac{\int_{r_1}^{r_0} \int_0^{2\pi} \int_0^1 \sigma_{eff}(r) dz \cdot r d\theta \cdot dr}{\int_{r_1}^{r_0} \int_0^{2\pi} \int_0^1 dz \cdot r d\theta \cdot dr} \quad \dots (3-39) \\ &= \frac{2 \int_{r_1}^{r_0} r \cdot \sigma_{eff}(r) dr}{r_0^2 - r_1^2} \end{aligned}$$

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

被覆管の材料であるジルコニウム基合金の耐力は、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 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 5.2.1 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。照射材の設計基準の求め方を第 3-20 図に示す。

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第 3-18 図に示す。

被覆管応力評価では、内外圧差及び接触圧（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第 3-7 表及び第 3-21 図に示す。これより二酸化ウラン燃料棒（濃縮度 4.8wt%、4.1wt%）及びガドリニア入り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。

第3-7表 二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒被覆管応力評価結果

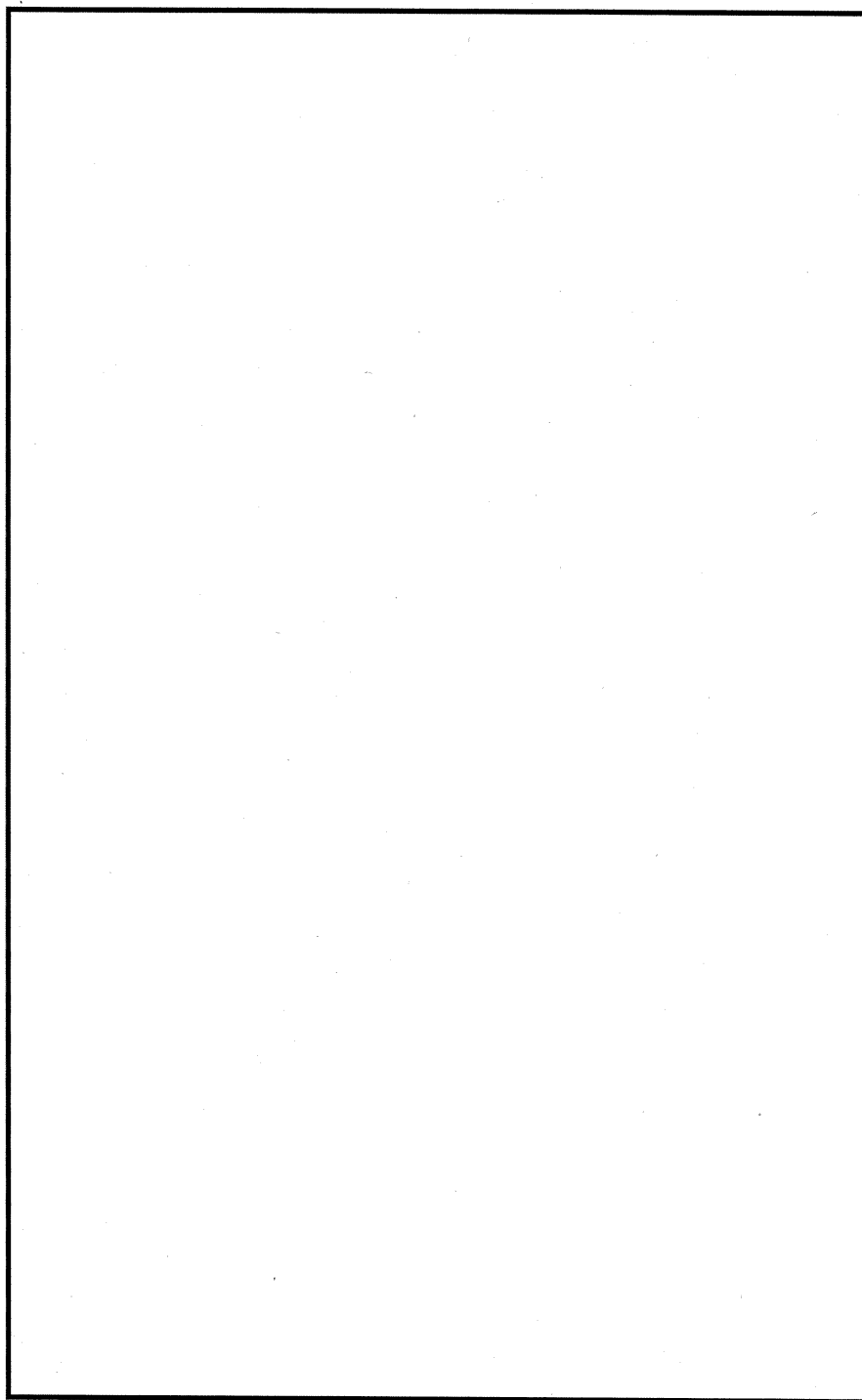
(単位：MPa)

評価条件	運転時の異常な過渡変化時					
	二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.8wt%)			二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.1wt%)		
	$\sigma_{\theta}$	$\sigma_r$	$\sigma_z$	$\sigma_{\theta}$	$\sigma_r$	$\sigma_z$
項目				ガドリニア入り燃料棒		
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 <sup>(注1)</sup> 1+2+3	内面					
	外面					
評価時点						
体積平均相当応力 <sup>(注1)</sup>						
設計基準 (被覆管耐力)						
設計比 <sup>(注1)</sup> <sup>(注2)</sup>						
			0.57	0.49	0.49	0.49
			0.57	0.49	0.49	0.49

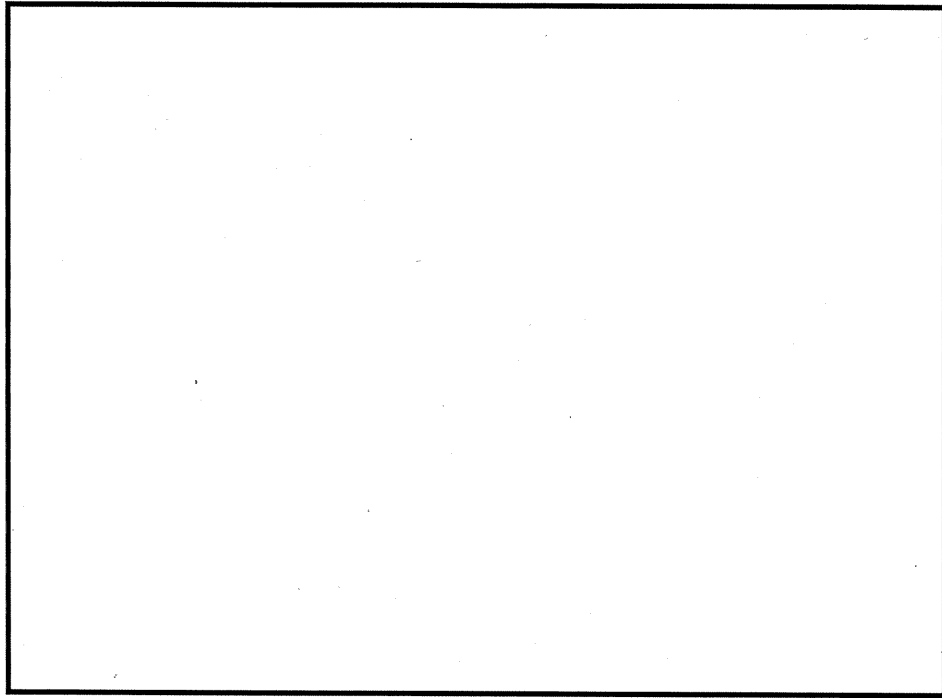
(注1) 上段は水力振動による応力を+方向に、下段は-方向にとったものである。

(注2) 設計基準 (被覆管耐力) に対する評価値との比である。

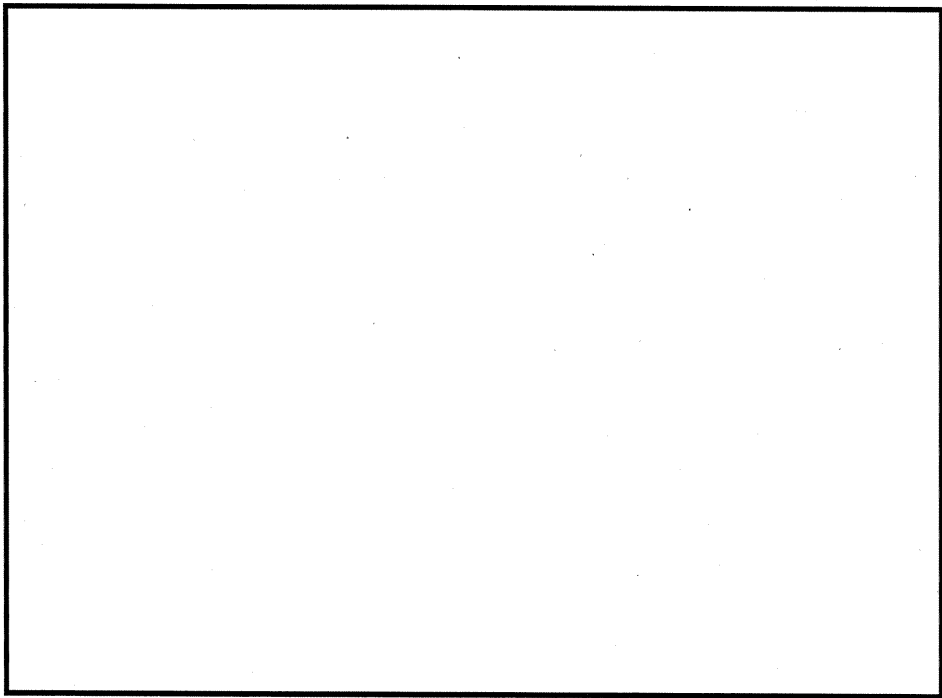




第 3-20 図 被覆管の応力評価における設計基準

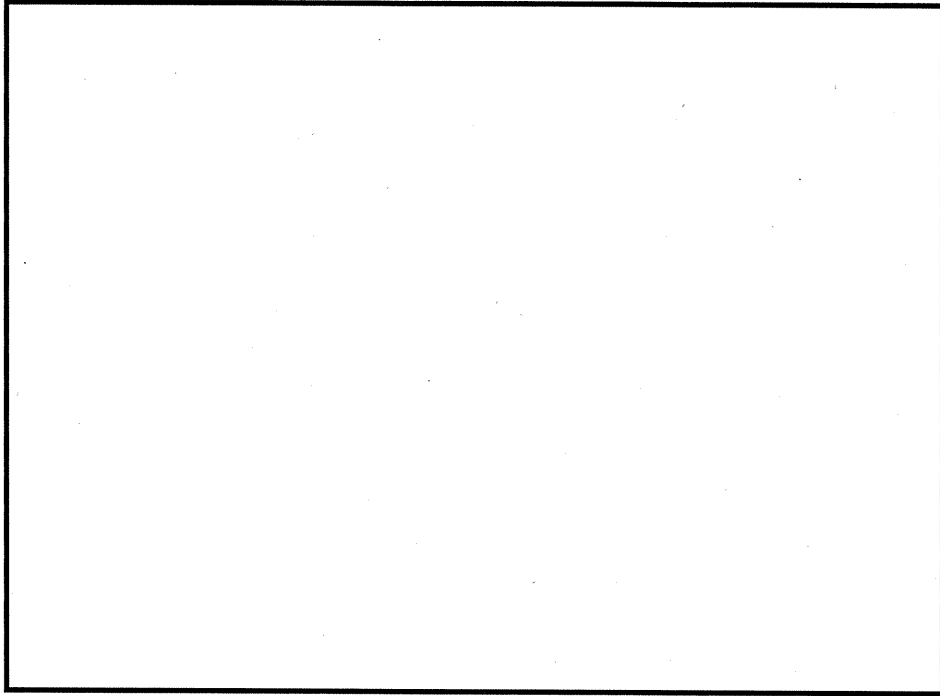


(濃縮度 4.8wt%)



(濃縮度 4.1wt%)

第 3-21 図 (1) 被覆管の応力履歴 (運転時の異常な過渡変化時)  
(二酸化ウラン燃料棒)



第 3-21 図 (2) 被覆管の応力履歴 (運転時の異常な過渡変化時)  
(ガドリニア入り燃料棒)

### 3.3.6 被覆管のひずみ評価結果

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（第 3-18 図参照）。

通常運転時でのペレットのスエリングによる被覆管ひずみの増加は接触してから燃料寿命末期までのひずみ増加率が小さく、このような場合、被覆管は 10%以上のひずみ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。

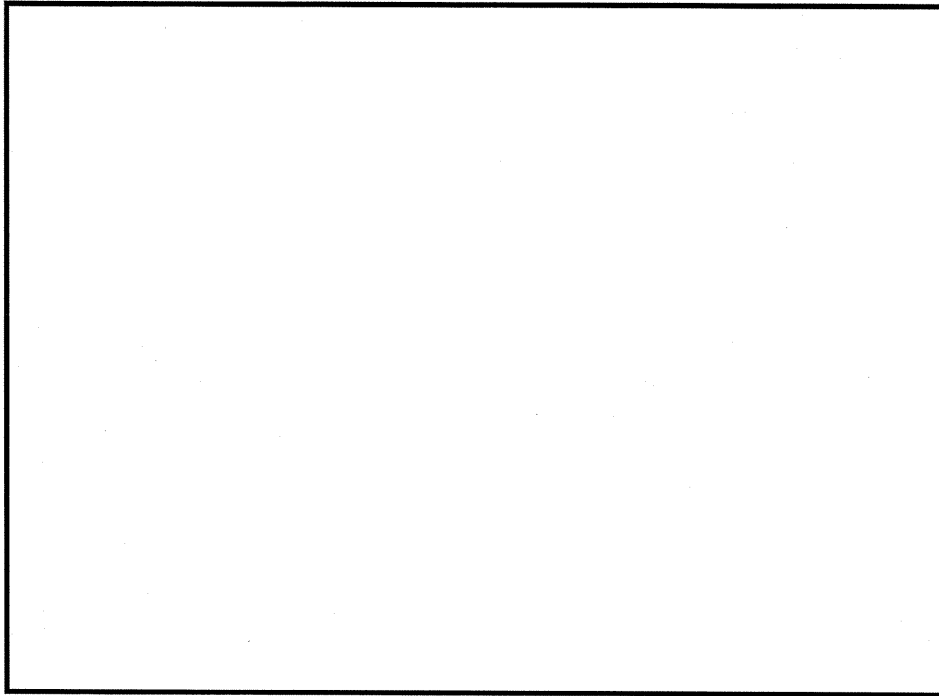
これに対して、運転時の異常な過渡変化時には、被覆管にはペレットと被覆管の接触後に引張ひずみが発生する。このため、応力評価と同様にペレットと被覆管の接触後引張ひずみは大きくなる。運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張ひずみの変化量は、第 3-8 表及び第 3-22 図に示すとおり二酸化ウラン燃料棒（濃縮度 4.8wt%、4.1wt%）及びガドリニア入り燃料棒ともに設計基準 1%以下を満足している。

第 3-8 表 運転時の異常な過渡変化時の引張ひずみ評価結果

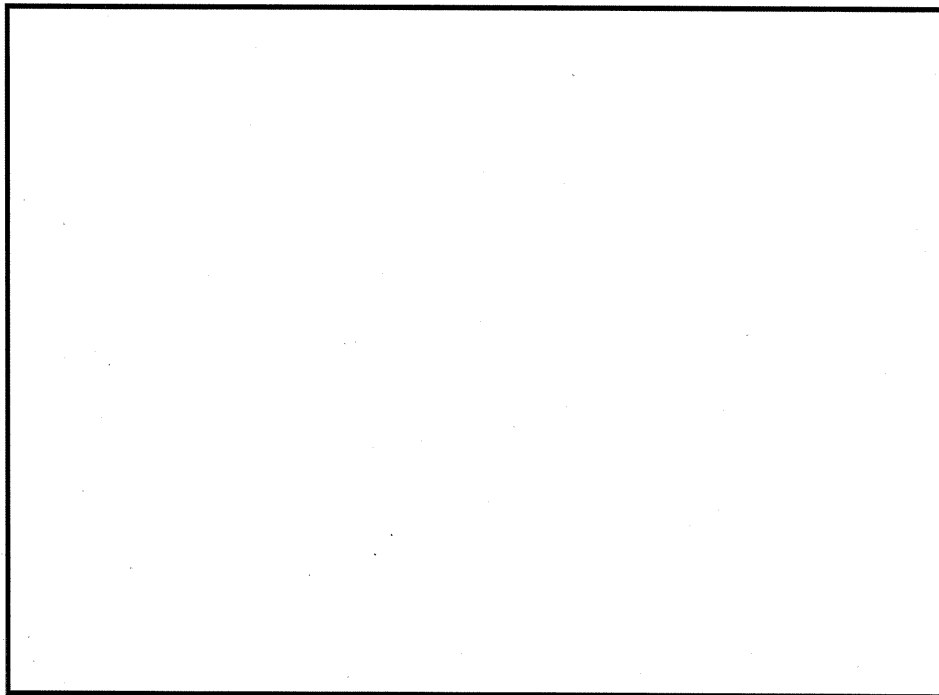
(単位：%)

種類	時期	ひずみ	設計基準	設計比 <sup>(注1)</sup>
二酸化ウラン 燃料棒（濃縮度 4.8wt%）		0.26	≤1	0.26
二酸化ウラン 燃料棒（濃縮度 4.1wt%）		0.23	≤1	0.23
ガドリニア入り 燃料棒		0.23	≤1	0.23

(注1) 設計基準値に対する評価値の比である。

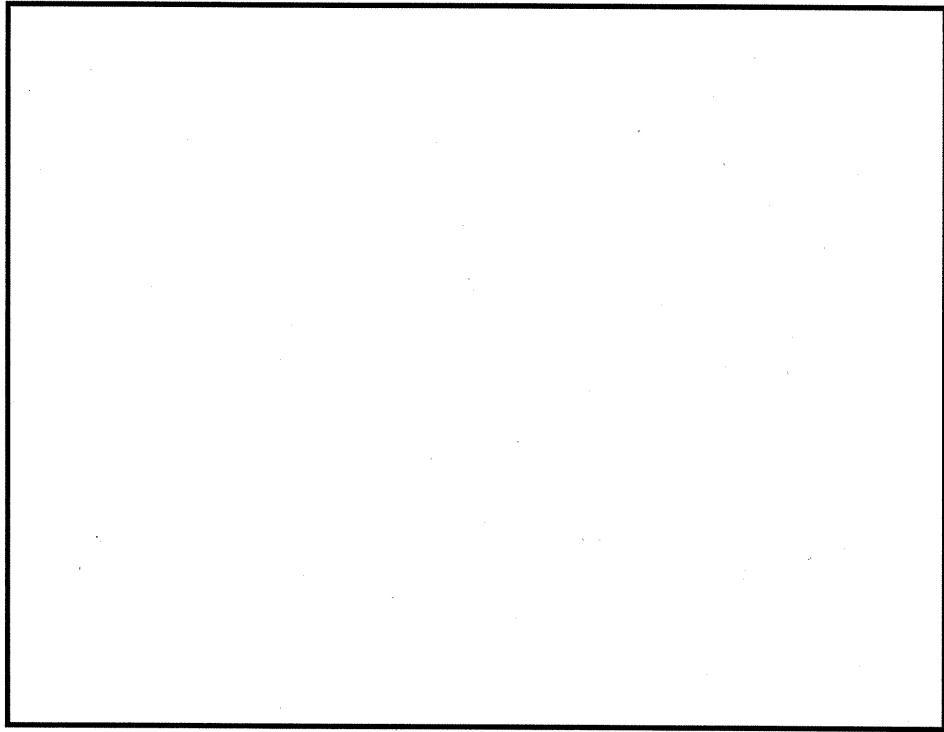


(濃縮度 4.8wt%)



(濃縮度 4.1wt%)

第 3-22 図 (1) 被覆管のひずみ履歴 (運転時の異常な過渡変化時)  
(二酸化ウラン燃料棒)



第 3-22 図 (2) 被覆管のひずみ履歴 (運転時の異常な過渡変化時)  
(ガドリニア入り燃料棒)

### 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ヶ月4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、低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1サイクルあたり□回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り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サイクルあたり□回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、1次冷却材流量の部分喪失等をまとめて1サイクルあたり□回起こるとして評価する。

上記 a. から c. の過渡変件事象について、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、内外圧差及び接触圧による応力（ペレット-被覆管相互作用）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 ( $\sigma_r, \sigma_\theta, \sigma_z$ ) 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 に関する第 3-23 図に示す Langer and O'Donnell のデータを使用する<sup>(30)</sup>。

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。なお、NDA 被覆管の設計疲労曲線としてもこの設計曲線が使用できることを確認している<sup>(22)</sup>。

## (2) 疲労解析結果

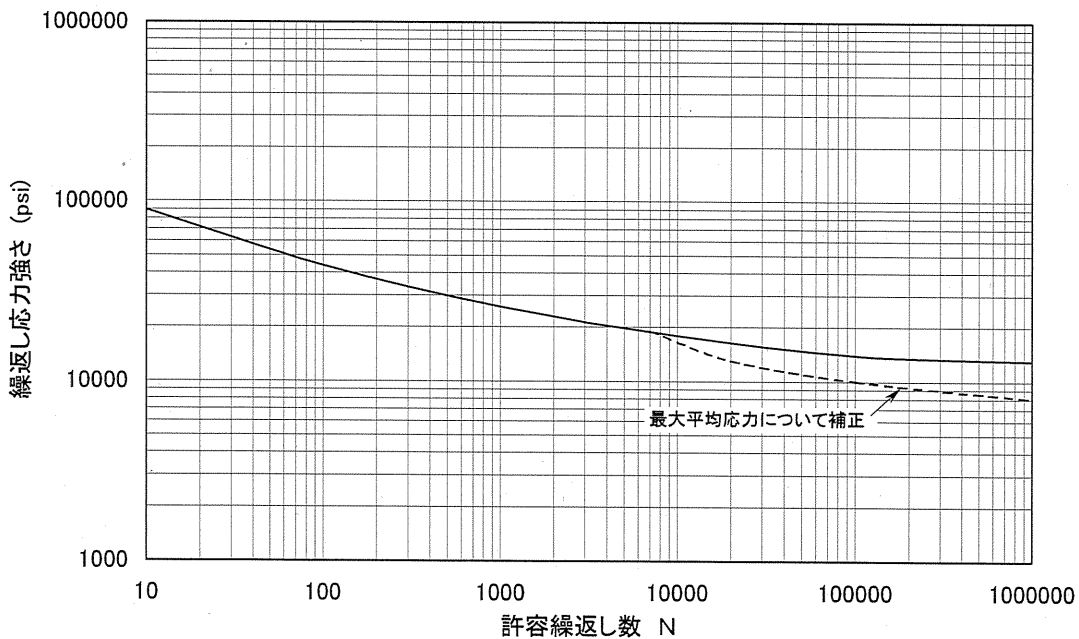
各事象に対する損傷係数を合計した結果を第 3-9 表に示すが、二酸化ウラン燃料棒 (濃縮度 4.8wt%、4.1wt%) 及びガドリニア入り燃料棒ともに設計基準 100% を満足している。

第 3-9 表 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 <sup>(注1)</sup>
二酸化ウラン 燃料棒 (濃縮度 4.8wt%)	内面	8.2	≤100	0.09
	外面	3.5		0.04
二酸化ウラン 燃料棒 (濃縮度 4.1wt%)	内面	4.4	≤100	0.05
	外面	2.1		0.03
ガドリニア入り 燃料棒	内面	3.0	≤100	0.03
	外面	1.4		0.02

(注 1) 設計基準値に対する評価値の比である。



第 3-23 図 NDA 被覆管の設計疲労曲線<sup>(30)</sup>

### 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、燃料棒の曲がりは、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。

55,000MWd/t 先行照射燃料集合体の燃料棒曲がりを 48,000MWd/t 燃料集合体の実績と併せて第 3-24 図に示す。55,000MWd/t 先行照射燃料集合体の燃料棒曲がりは、NDA 被覆管を採用している燃料集合体とジルカロイ-4 被覆管を採用している燃料集合体とで同等である。また、燃料棒曲がりは、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。

第 3-24 図に示すように、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、制御棒案内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って、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、実績を第 3-25 図に示す。55,000MWd/t 先行照射燃料集合体の燃料集合体の伸びは、ジルカロイ-4 被覆管を採用している燃料集合体より NDA 被覆管を採用している燃料集合体が小さい。また、ジルカロイグリッド燃料集合体（ジルカロイ-4 被覆管）の燃料集合体の伸びは、48,000MWd/t 燃料集合体の実績と同等であり、中間部支持格子の差による燃料集合体の伸びへの影響は認められない。したがって、NDA 被覆管を採用する本燃料集合体の伸びは、48,000MWd/t 燃料集合体のそれよ

りも小さくなる。

設計においては、55,000MWd/t までの燃料集合体の伸びを考慮しても、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。ここで、本燃料集合体の伸びは保守的に48,000MWd/t 燃料集合体の設計線を用いて評価している。

#### b. 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隔

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」という。）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に、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、実績を第3-26 図に示す。照射成長がジルカロイ-4 より小さいNDA 被覆管を採用する燃料集合体はジルカロイ-4 被覆管を採用する燃料集合体と比べ、トータルギャップの減少量が小さくなることが認められる。

設計においては、61,000MWd/t（燃料集合体で55,000MWd/t に相当）までの燃料棒の伸びを考慮してもトータルギャップ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。

ここで61,000MWd/t までの燃料棒の伸びは、保守的にジルカロイ-4 被覆管の照射成長の実績データに基づき、ばらつきを考慮して設定している。

#### (3) 被覆管外面腐食及び水素吸収量評価

燃料の高燃焼度化に伴って、機械的健全性の観点から、被覆管外面腐食及び被覆管水素吸収量について考慮する必要がある。

資料8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の5.3 項に示したとおり、NDA 被覆管の腐食メカニズムはジルカロイ-4 被覆管と同様であり、したがって、NDA 被覆管の腐食モデル式は第3-10 表に示すジルカロイ-4 被覆管のモデル式と同様とする。ここでNDA 被覆管の腐食特性（原子炉外腐食試験、腐食速度比から低 Sn ジルカロイ-4 に対して改良効果約20%<sup>(22)</sup>）を考慮した。NDA 被覆管の原子炉内腐食量については、実測値と予測値を第3-27 図に比較した。第3-27 図に示すとおり、被覆管腐食モデルは実測値を適切に予測していることから、高燃焼度用FPAC コードによりNDA 被覆管の腐食量を適切に評価できる。

また、NDA 被覆管の原子炉内水素吸収量の実測値と予測値を第 3-28 図に示す。ここでは腐食量の予測値に対し、資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 5.3 項より、被覆管の腐食により発生した水素の一部が酸化膜厚さに応じてある割合で被覆管に取り込まれるとして NDA 被覆管の水素吸収量を計算した。第 3-28 図に示すとおり、水素吸収モデルは実測値を適切に予測していることから、高燃焼度用 FPAC コードにより NDA 被覆管の水素吸収量を適切に評価できる。

以上より、原子炉内滞在中に生じる腐食による被覆管肉厚の最大減肉量を高燃焼度用 FPAC コードにより評価した結果、約 % となり、被覆管の機械的健全性の観点から目安としている 10% 減肉以下<sup>(注1)</sup> である。

また、被覆管の最大水素吸収量を高燃焼度用 FPAC コードにより評価した結果、約 ppm となり、原子炉外試験及び照射試験により延性が確保されていることが確認できる約 800ppm 以下である。

#### (4) PCI 評価

NDA 被覆管の出力ランプ試験データを第 3-29 図に示す。被覆管の PCI 破損限界は、高燃焼度領域まで PCI 破損しきい値以上であることが確認でき、NDA 被覆管に対して安全側に PCI 破損しきい値が適用できる。

PCI 破損は、最大線出力密度及び線出力密度変化幅について同時に PCI 破損しきい値を超えた場合に起こることが経験的に知られている。

第 3-29 図に示したとおり、運転時の異常な過渡変化時の出力は、PCI 破損しきい値以下であり、PCI 破損は発生しない。また、ガドリニア入り燃料棒では出力が高くなるように、濃縮度を低下させているので PCI 破損は生じない。

#### (5) クリープコラプス評価

燃料棒が非加圧又は低加圧で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

---

(注 1) V ノッチ疵を有するジルカロイ被覆管の機械特性試験結果に基づき、被覆管肉厚の 10% 深さ程度までは機械的特性への影響がわずかであることを参考に設定

の採用、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。

高密度ペレットの照射中の焼きしまりは小さいこと、また、ヘリウム加圧を採用していることからクリープコラプスは発生しないと判断できる。

(6) 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。

a. 析出硬化型ニッケル基合金製の最上部及び最下部支持格子

析出硬化型ニッケル基合金（以下「718 合金」という。）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が、実機条件を模擬した原子炉外の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。第 3-30 図<sup>(31)(32)</sup>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。

b. ジルカロイ-4 の中間部支持格子

ジルカロイ-4 製支持格子の拘束力緩和データを、718 合金製支持格子データと併せて第 3-30 図に示す。同図から、ジルカロイ-4 製支持格子の拘束力緩和が大きいことが確認できる。しかし、718 合金製支持格子で確認したように、拘束力緩和は燃料寿命末期において飽和することを考えると、ジルカロイ-4 製支持格子の場合でも、燃料寿命末期まで支持格子拘束力緩和率が 1 を超える（非接触となる）ことはないと考えられる。

ジルカロイ-4 製支持格子についても、718 合金製支持格子と同様、燃焼期間中において燃料棒と支持格子ばねの接触が保たれていればフレッシング摩耗が生じない。さらに、照射済み燃料に対する照射後燃料棒引抜きにおいて、支持格子拘束力が残存していること、即ち、燃料寿命末期でも支持格子と燃料棒の接触が保たれることを確認している。また、燃料棒には、フレッシング摩耗等の外観異常も認められていない。

以上述べたように、燃料集合体に用いている 718 合金製及びジルカロイ-4 製支持格子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、フレット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。

なお、原子炉外の流水試験結果は、ジルカロイ-4 被覆管の結果である。燃料棒及び支持格子の材料特性のうち、フレットング摩耗に最も影響するのは材料の硬度であるが、資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 5.4.2 項に示すようにジルカロイ-4 被覆管と NDA 被覆管の硬度は同等であり<sup>(22)</sup>、NDA 被覆管のフレットング摩耗はジルカロイ-4 被覆管と同等である。

#### (7) 混在炉心における共存性

原子炉内に異なる設計の燃料集合体が共存する場合には、構造的差異に起因する影響が考えられることから、以下のとおり、構造的、核的及び熱水力的影響を評価し、それぞれ問題ないことを確認した。

##### a. 構造的共存性

本申請の燃料集合体を装荷する原子炉内には A 型燃料集合体（ウラン燃料（従来型及び信頼性向上燃料）及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）と B 型燃料集合体（ウラン燃料）が共存する。これらは、全長及び断面寸法について差はなく、また、上部及び下部炉心板に取り付けられた燃料案内ピンと嵌合する孔の位置・寸法についても差はない。

A 型燃料集合体では、支持格子は制御棒案内シンプルに固定されているのに対し、B 型燃料集合体では、最上部及び最下部の 2 個の支持格子を除く中間部の支持格子は制御棒案内シンプルに固定されておらず、支持格子ばねを介して燃料棒に保持されている。したがって、最上部及び最下部を除く中間部支持格子は、A 型燃料集合体では制御棒案内シンプル伸びに、B 型燃料集合体では燃料棒伸びに依存して移動する。一般に、制御棒案内シンプル伸びは燃料棒伸びより小さいため、原子炉内では A 型燃料集合体と B 型燃料集合体の支持格子の相対位置が燃焼に伴い変化するが、燃焼期間を通じて互いに重なり合った状態<sup>(注1)</sup>にあることを確認している。

---

(注 1) 中間部支持格子位置ずれは、A 型燃料集合体と B 型燃料集合体の位置ずれ：最大約  mm、B 型燃料集合体同士の位置ずれ：最大約  mm となる可能性がある。

(a) 燃料棒の流動振動への影響

燃料集合体中間部における横流れについては、中間部支持格子の相対位置が燃焼期間を通じて互いに重なり合っており、さらに、中間部支持格子の圧力損失ほどの燃料においても同等であるため影響はわずかであると考えられる。

また、最下部支持格子におけるフレットング摩耗により発生した17行17列型A型燃料集合体（従来型）の漏えいの推定要因として、炉心流速の大きい17行17列型4ループプラントにおいて以下の要因が重畳したものとしている。

- 燃料集合体内の横流れが、下部炉心板流路孔周縁部の燃料集合体外側で大きめであり、この横流れにより燃料棒の振動が大きくなった可能性
- 圧損や構造が異なる燃料集合体との隣接により、燃料の炉心入口での流量が変化し、燃料棒の振動が大きくなった可能性
- 炉心中央領域の流速が大きい位置に装荷されたことにより、振動が大きくなった可能性
- 照射による支持格子ばね力低下、流体力によるモーメント、燃料棒の曲がりによるモーメント等による燃料棒保持状態の変化

これらの要因が重畳したことでフレットング摩耗が発生したのに対して、本申請の燃料集合体については、炉心入口部の圧力損失差や照射による支持格子ばね力低下、流体力によるモーメント、燃料棒の曲がりによるモーメント等による燃料棒保持状態の変化があったとしても、以下のとおり、問題ないとする。

- A型燃料集合体（信頼性向上燃料）、B型燃料集合体の下部ノズルの流路孔は整流効果のある配置になっていることから、燃料集合体内の流速分布は小さく抑えられる。
- 最下部支持格子の位置は互いに重なり合った状態にあることから、支持格子の位置ずれに起因する横流れは小さい。
- 本申請の燃料集合体を装荷する17行17列型3ループ炉心の流速は、17行17列型4ループ炉心より小さい。

以上のとおり、17行17列型4ループ炉心のA型燃料集合体（従来型）では、複数の要因が重畳したことによって燃料漏えいが発生したと



推定されるが、本申請の燃料集合体を含む混在炉心においては、これらの要因が重畳することはない、異なる設計の燃料が共存してもフレッティング摩耗による燃料漏えいの可能性は小さい。

なお、本申請の燃料集合体は、これまでに多数の使用実績があるが、最下部支持格子位置においてフレッティング摩耗を起因とする漏えいは発生していない。

#### (b) 燃料集合体の耐震性への影響

燃料集合体の耐震性への影響については、支持格子の位置ずれによる支持格子の衝撃強度低下を考慮しなければならない。最上部及び最下部の支持格子は地震時には衝撃力が発生せず耐震上問題とならないため、中間部支持格子の位置ずれが問題になる。中間部支持格子位置ずれが最大となるのは B 型燃料集合体同士が隣接した場合、となり、となり、支持格子に生じる衝撃力は衝撃強度を上回り、支持格子には最大約  mm の変形が生じるが、基準地震動  $S_s$  における制御棒挿入時間については、挿入規定時間 (2.5 秒) 以内に挿入できることを確認しており支持格子の位置ずれは耐震上の問題とならない。

#### b. 核的共存性

燃料有効部分の位置ずれの影響を評価する。A 型燃料集合体及び B 型燃料集合体の有効部分位置については、燃焼が進行すると A 型燃料集合体の燃料棒はオフボトム型であるため上方及び下方へ伸び、B 型燃料集合体の燃料棒はオンボトム型であるため上方へ伸び、有効部分の位置ずれ量が増加することになる。

異なる設計の燃料集合体間で、燃料有効部の軸方向位置の違いが炉心の反応度、軸方向ピーキング係数へ影響することが考えられる。燃料有効部の軸方向位置に違いがある場合には中性子の漏えいが大きくなることから、反応度は低下する方向に、出力ピーキングは上昇する方向になる。隣接する可能性のある燃料の組み合わせの中では A 型燃料集合体 (信頼性向上燃料) の燃料棒がオンボトムになった状態と仮定した場合の A 型燃料集合体 (従来型) との燃料有効部位置の差が最も大きく  mm である。

ここで、この燃料有効部分からずれている箇所は反応度に寄与しないと仮定して評価しても、反応度変化は   $\Delta k/k$  程度の減少であり無視できる。

同様に、軸方向出力ピーキングへの影響として、燃料有効部分からずれた箇所は出力発生に寄与せず、また、ずれ部分の軸方向相対出力が、平均出力の 100%を発生するものと保守的に評価したとしても、軸方向出力ピーキング変化は約□%程度の増加であり無視できる。

c. 熱水力的共存性

燃料の熱水力的性能を示す DNB 特性は、型式ごとに熱流動試験を行うことにより十分な性能を有することが確認されている。型式の異なる燃料が隣接する混在炉心において DNB 性能を確認するには、燃料集合体間横流れによる影響を評価する必要がある。

燃料集合体の構造上、燃料集合体間横流れに影響を与えるのは、燃料集合体各部での圧力損失差が大きくなる場合や支持格子の位置の差が大きくなって重なりがなくなる場合であるが、燃焼期間を通じて互いに重なり合った状態にあり、支持格子の位置の差に起因する横流れは生じない。

また、支持格子の圧力損失係数の差は小さく、この圧力損失差の影響は混在による DNB ペナルティとして評価され、これと燃料棒曲がりによる DNB ペナルティを併せて考慮した保守的な DNBR の許容限界値が設定されている。したがって、設計の異なる燃料が隣接した場合においても熱水力設計上問題とならない。

第 3-10 表 腐食評価式<sup>(33)</sup>

遷移領域前

$$(dS^n / dt) = A \exp(-Q_1 / RT)$$

遷移領域後

$$(dS / dt) = B \exp(-Q_2 / RT)$$

ここで、

$S$  : 酸化膜厚さ

$t$  : 時間

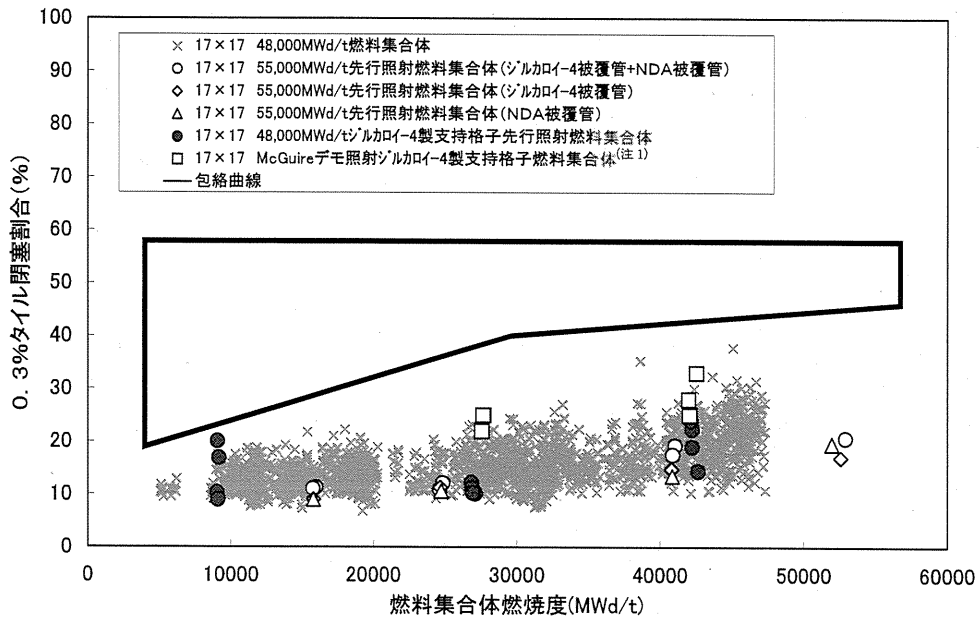
$n$  : 定数

$Q_1, Q_2$  : 活性化エネルギー

$R$  : ガス定数

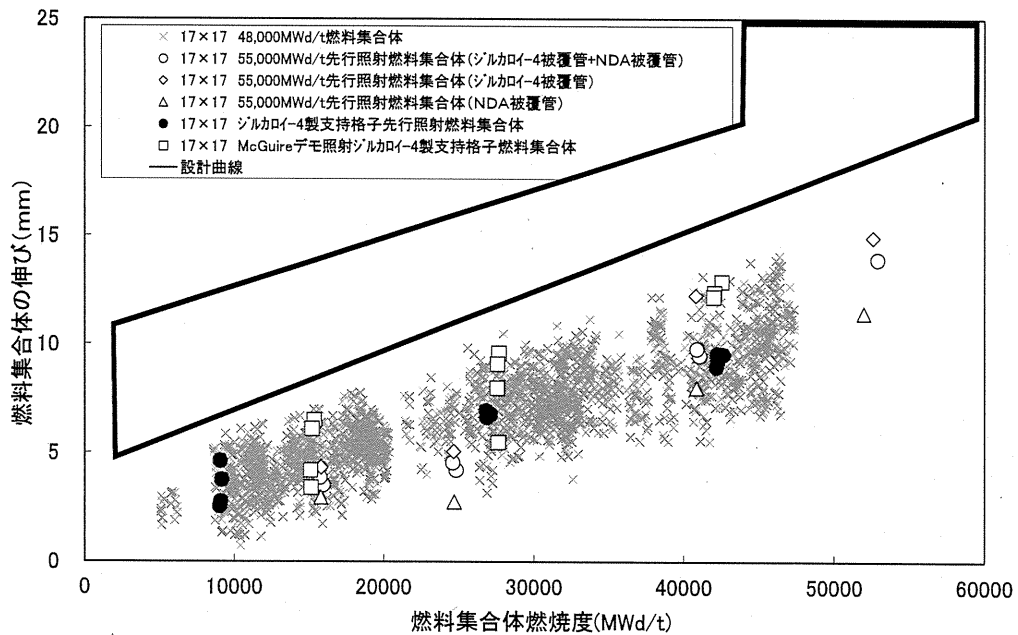
$T$  : 被覆管と酸化膜との界面温度

$A, B$  : 関数

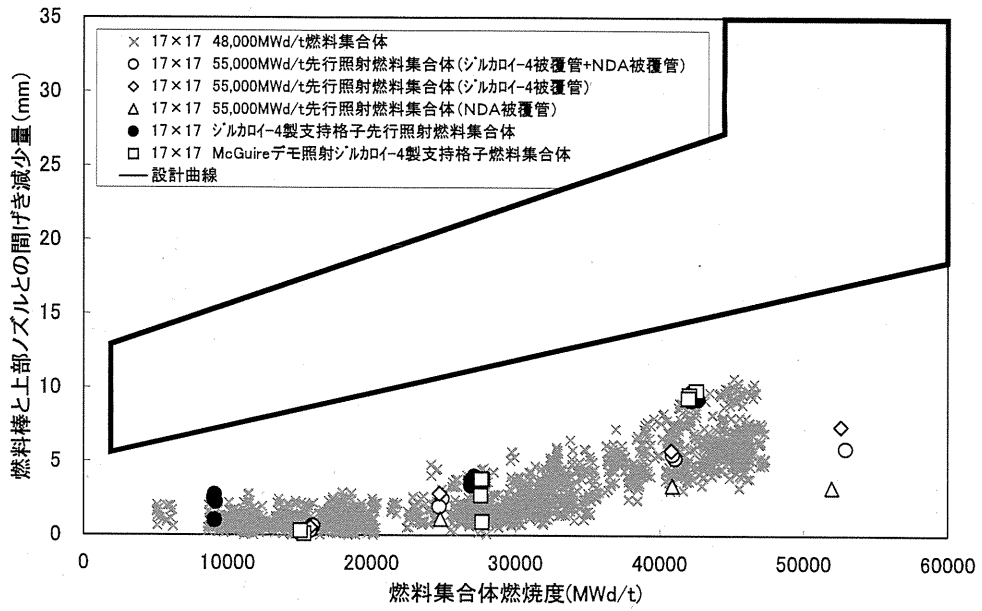


(注1) McGuire デモ照射ジルカロイ-4 製支持格子燃料の段数は8段であり、国内向け燃料よりも1段少ない。

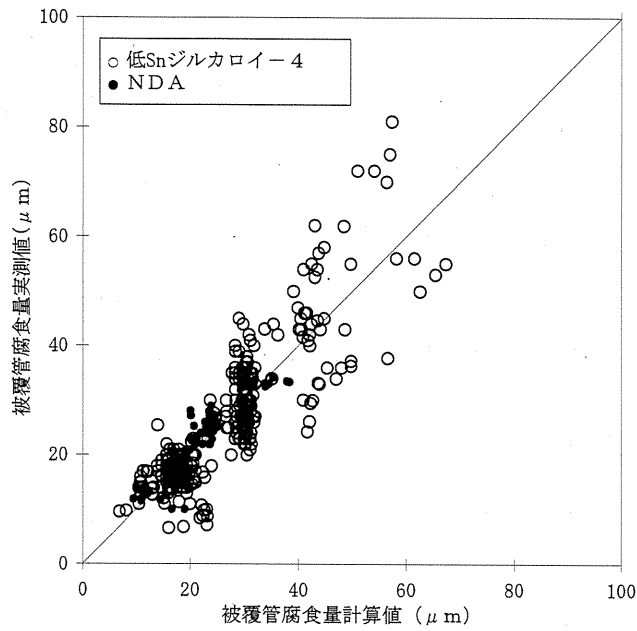
第3-24図 燃料棒間隔の閉塞割合<sup>(34)</sup>



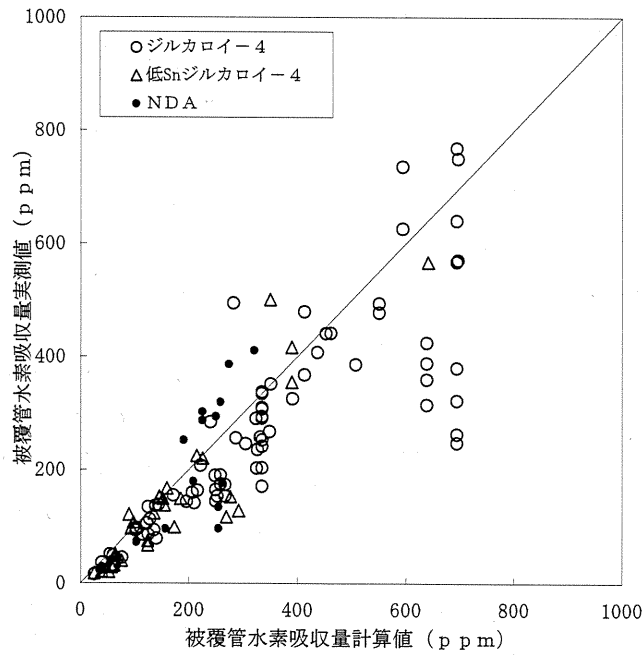
第3-25図 燃料集合体の伸び<sup>(34)</sup>



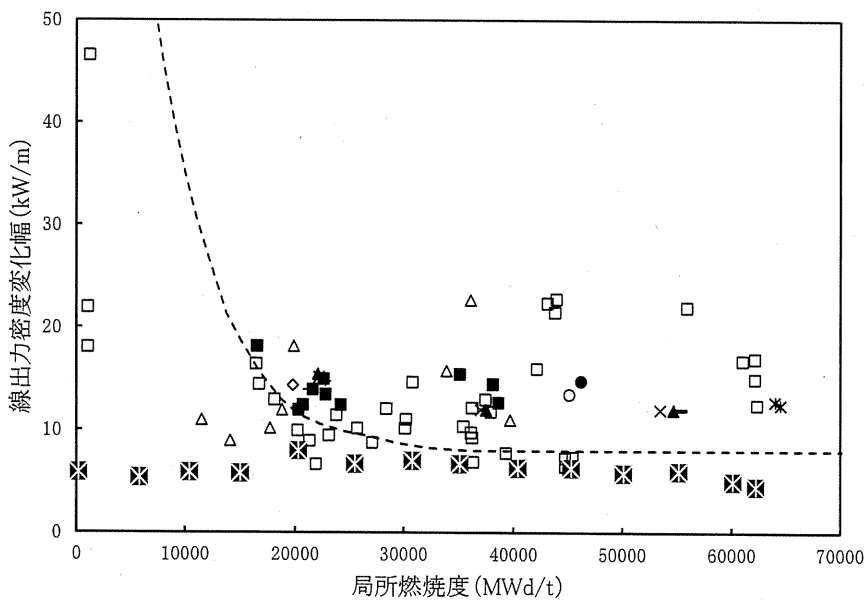
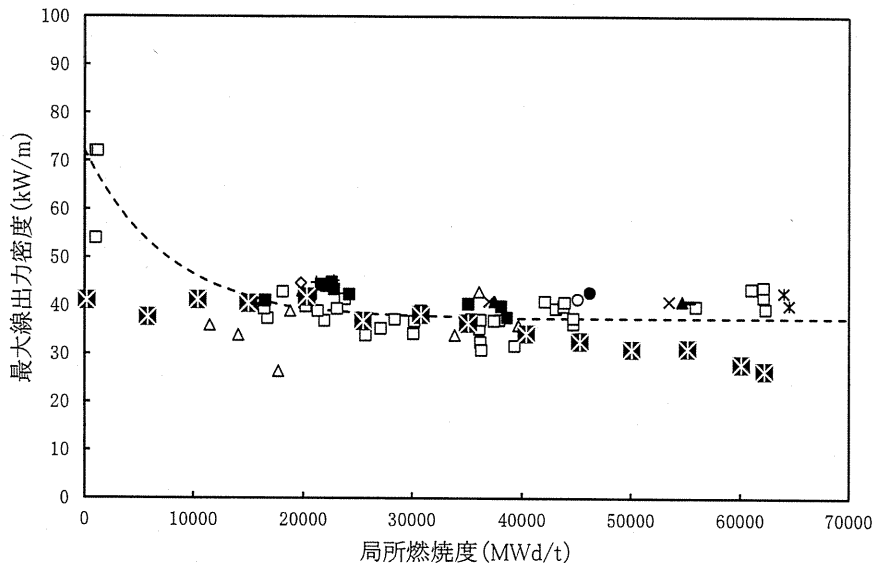
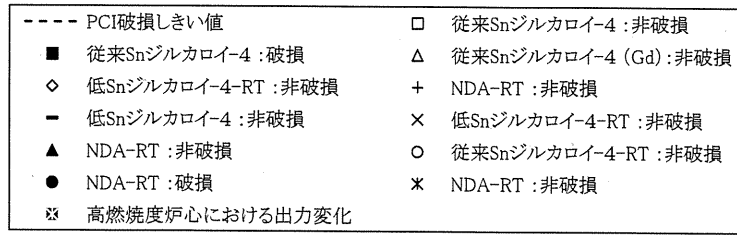
第3-26図 トータルギャップ減少量<sup>(34)</sup>



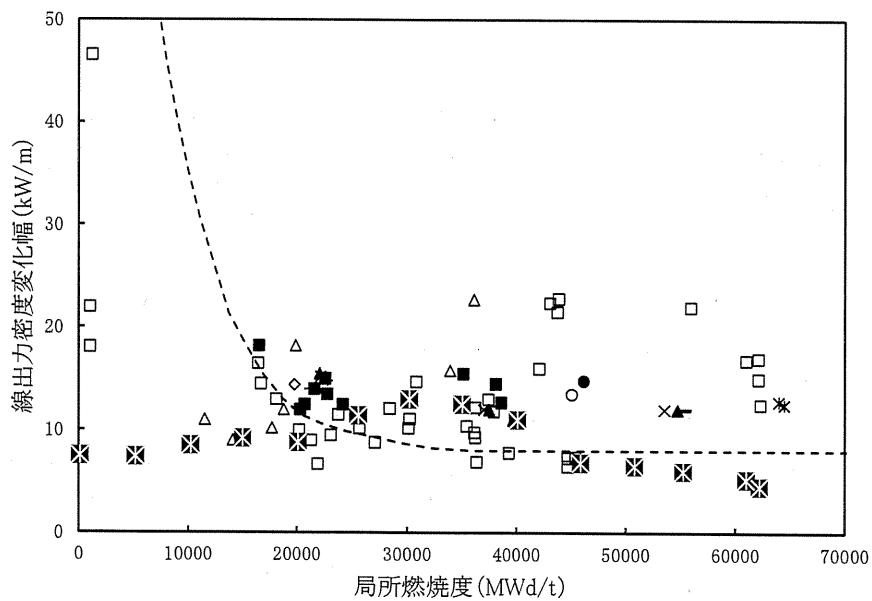
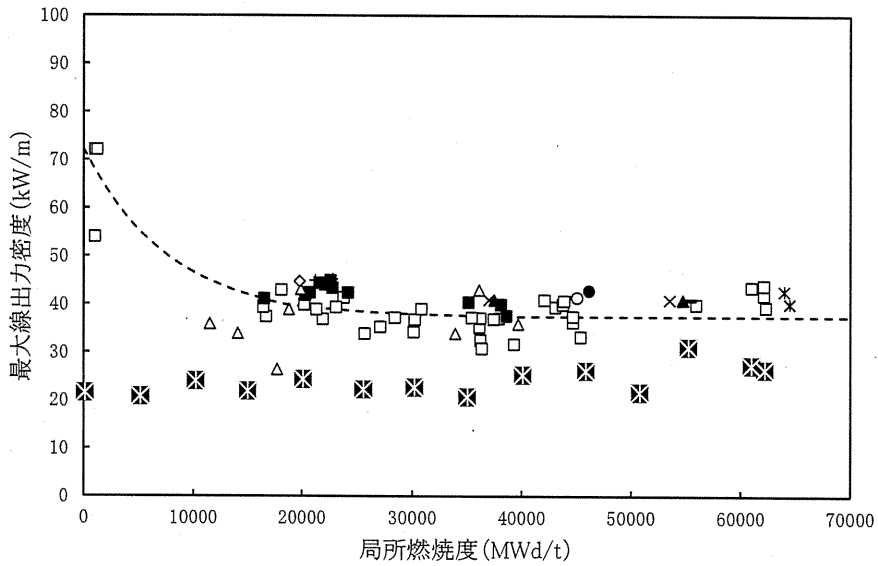
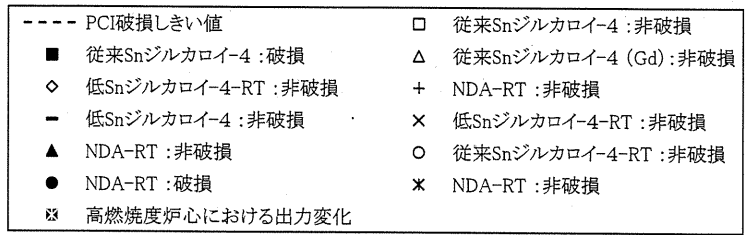
第 3-27 図 被覆管腐食量 (最大酸化膜厚) の実測値と予測値の比較



第 3-28 図 被覆管水素吸収量の実測値と予測値の比較

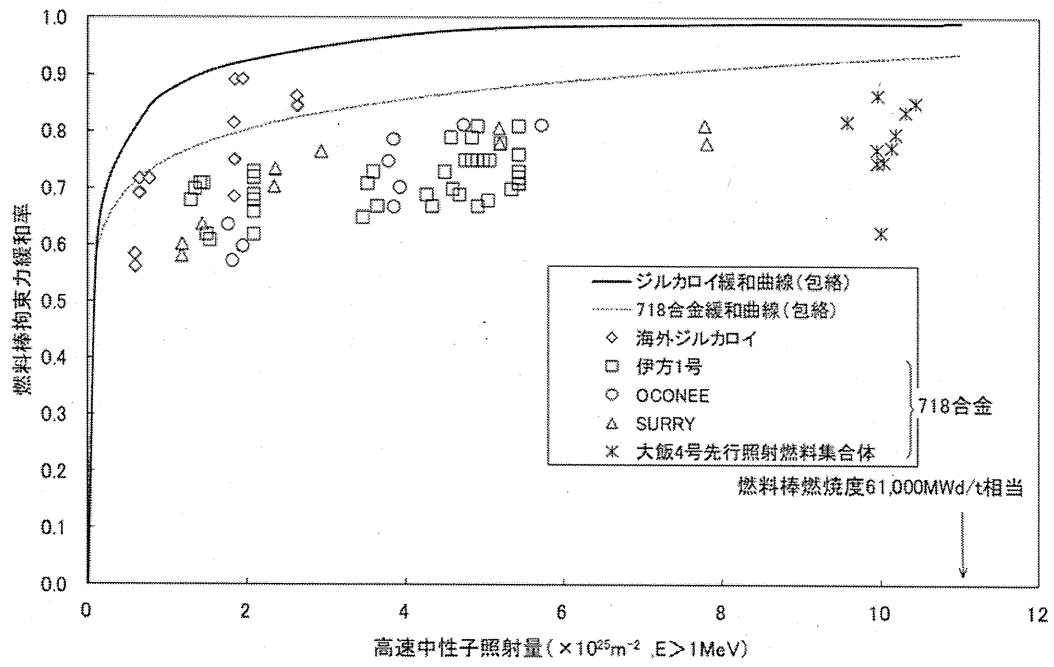


第 3-29 図 (1) 被覆管の出力ランプ試験結果  
(最大線出力密度が最大の場合の出力変化)



第 3-29 図 (2) 被覆管の出カランプ試験結果  
(線出力密度変化幅が最大の場合の出力変化)





第 3-30 図 支持格子拘束力の緩和率実測データ<sup>(31)(32)</sup>

#### 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、燃料輸送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。

- ・ 燃料輸送及び取扱い時の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。

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第4-1表及び第4-2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）」、技術基準規則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。

第 4-1 表 燃料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=6G)

構成部品	考慮点	材料	応力 <sup>(注1)</sup>	許容値 <sup>(注1)</sup>
上部ノズル、 下部ノズル	上部及び下部ノズルの応力評価を行う。	ステンレス鋼 鋳鋼	$P_L + P_b$	1.5Sm
上部ノズル- 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- 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。但し、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)

第 4-2 表 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 <sup>(注1)</sup>	許容値 <sup>(注1)</sup>
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		$P_m$ <sup>(注2)</sup>	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。但し、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ムブルの熱膨張差、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。
- ・ 制御棒案内シムブルはジルカロイ-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。

また第 4-1 図に燃料集合体強度評価フロー図を示す。

燃料集合体の強度評価においては、燃料輸送及び取扱い時に加わる 6G の設計荷重並びに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 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 6.2 項及び 9.2 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 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 7.2 項参照）。これらより燃料集合体の強度評価は、安全側に未照射材の強度を用いる。

なお、評価に使用する解析コードは「MSC NASTRAN Ver. 70」（以下「NASTRAN」という。）である。評価に用いる解析コード NASTRAN 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、6G 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 6G を設定し評価している。但し、6G 以上の荷重があった場合には再評価を行う。

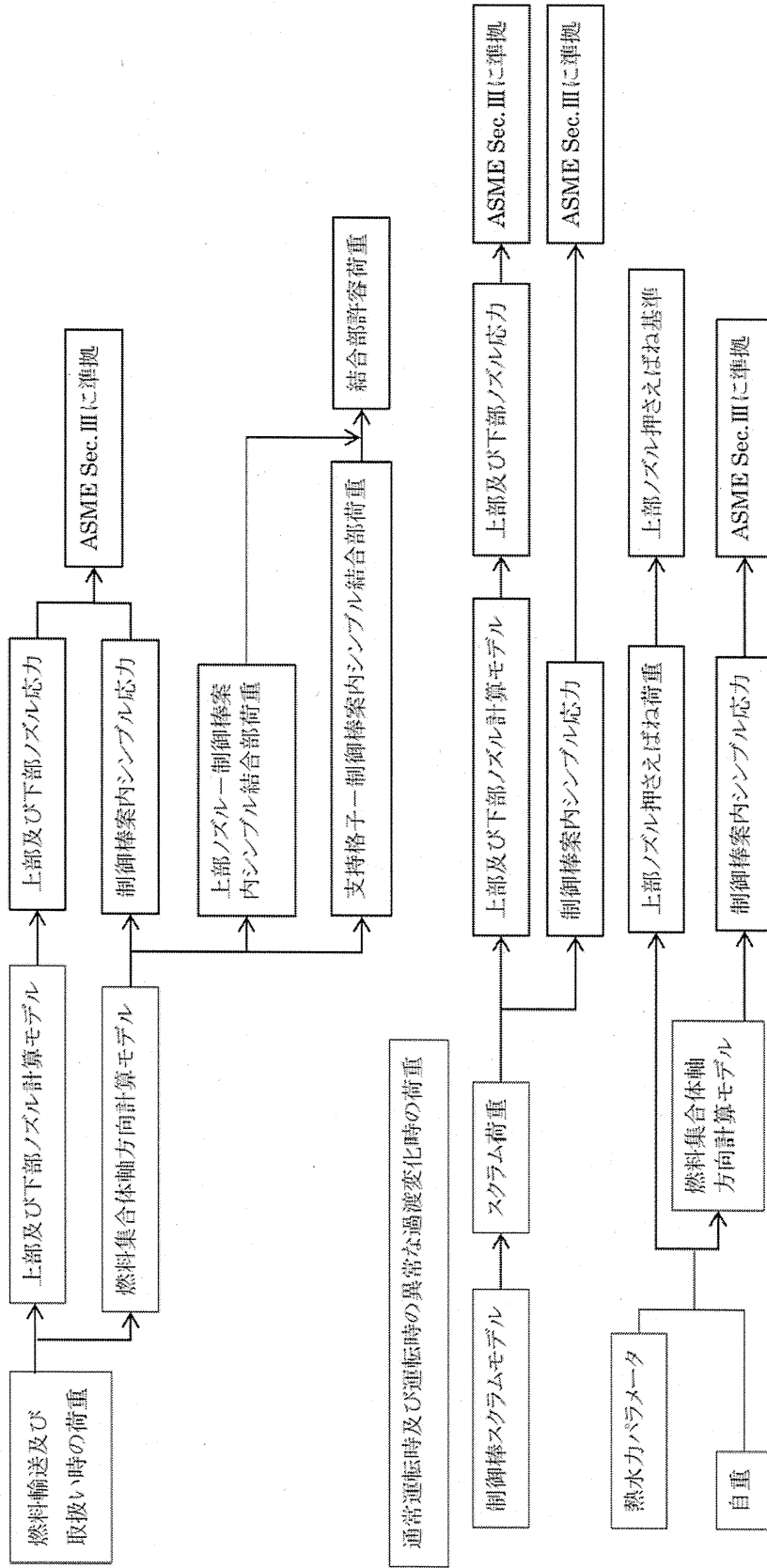
#### (1) 上部及び下部ノズルの応力評価

上部ノズルは、燃料輸送及び取扱い時で、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、有限要素法にて最大応力を NASTRAN コードを用いて評価する。

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

価する。

- (2) 上部ノズルー制御棒案内シムブル結合部強度評価  
上部ノズルー制御棒案内シムブ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ムブル結合部強度評価  
燃料棒と制御棒案内シムブ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) 制御棒案内シムブル応力評価  
上記と同様に燃料棒と制御棒案内シムブルとの荷重分担を考慮し、制御  
棒案内シムブルの応力を NASTRAN コードを用いて評価する。



第 4-1 図 燃料集合体強度評価フロー図

#### 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。第 4-2 図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、

- a. ダッシュポット部<sup>(注1)</sup>に制御棒クラスタ<sup>(注2)</sup>が挿入され、落下速度が急激に減速する際の衝撃力(SF)
- b. 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。a. はダッシュポット部よりも下部に対して、b. は上部ノズルより下部に対して荷重が作用する。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 b. を、ダッシュポット部及び下部ノズルに対しては a. 又は b. の大きい方を考慮して応力評価を行う。また、上部及び下部ノズルに対する応力評価は NASTRAN コードを用いて行う。第 4-3 図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。

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  %、制御棒案内シンブルで  % 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<sup>(注3)</sup>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) 制御棒案内シンブ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

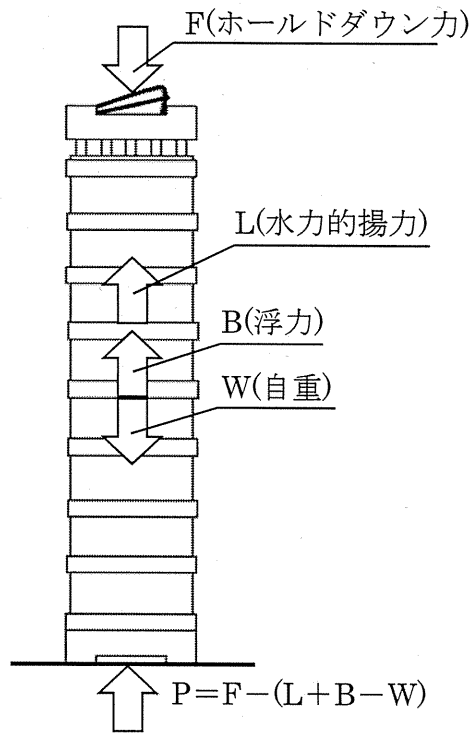
(注 2) 1 つの制御棒スパイダ及び 24 本の制御棒から構成された構造物

(注 3) 運転時の異常な過渡変化として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

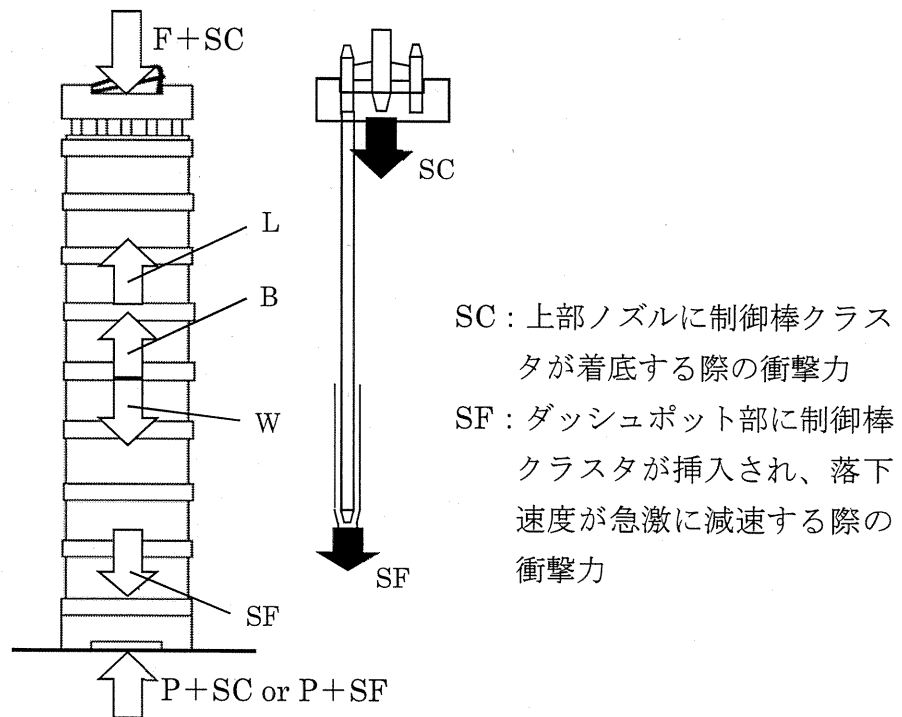


通常運転時の燃料集合体の評価は、最も条件が厳しい燃料寿命初期において行い、浮き上がり方向の荷重としては、水力的揚力及び浮力を、それと反対方向の荷重としては、燃料集合体自重及びばね力を考慮する。

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。



第 4-2 図 通常運転時荷重



第 4-3 図 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

第 4-3 表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ノズル外周部で発生し、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。

したがって、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

第 4-3 表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

第 4-3 表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。

なお、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  $\square$ MPa と耐力 (約 310MPa) に比べ十分に小さい。また、支持格子のばねに作用する荷重は約  $\square$ N であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する荷重は約  $\square$ N 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。

第 4-3 表 燃料輸送及び取扱い時の荷重における評価結果

(単位 : MPa)

構成部品	最大応力	許容応力	設計比 <sup>(注3)</sup>
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.87
下部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.83
支持格子－制御棒案内シムル結合部	<input type="text"/> <sup>(注1)</sup>	<input type="text"/> <sup>(注2)</sup>	0.67 <sup>(注4)</sup>
制御棒案内シムル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.89

(注 1) 最大荷重(N)

(注 2) 許容荷重(N)

(注 3) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注 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第4-4表に示す。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第4-4表に示す。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. 制御棒案内シムブル

運転中の制御棒案内シムブ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第4-4表に示す。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。ダッシュポット部の応力評価結果を第4-4表に示す。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、制御棒案内シムブ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。

##### (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第4-5表に示す。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  では、燃料集合体は浮き上がるが、上部ノズル押さえばねの健全性は損なわれないことを試験により確認している。

第 4-4 表 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

(単位 : MPa)

	最大応力	許容応力	設計比 <sup>(注1)</sup>
上部ノズル	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.31
下部ノズル <sup>(注2)</sup>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.15
制御棒案内シンブル <sup>(注2)</sup> ダッシュポット部	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.48
制御棒案内シンブル <sup>(注3)</sup> ダッシュポット部	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	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) 制御棒案内シンブ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) 制御棒案内シンブルに対する通常運転時の応力。

第 4-5 表 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 <sup>(注1)</sup>	上部ノズル押さえばね力	評価	<sup>(注2)</sup> 設計比
低温起動時	<input type="text"/>	<input type="text"/>	浮き上がらない。	0.58
高温全出力時	<input type="text"/>	<input type="text"/>	浮き上がらない。	0.43
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。	—

(注 1) 水力的揚力+浮力-自重

(注 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 11, (2009)
- (2) F.W. Dittus and L.M.K. Boelter, “Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type”, University of California Publications in Engineering, 2, pp.443-461 (1930)
- (3) J.R.S. Thom et al., “Boiling in Sub-Cooled Water During Flow Up Heated Tubes or Annuli”, Proc. Instn. Mech. Engrs., 180, Paper 6 (1965-1966)
- (4) A.M. Ross and R.L. Stoute, “Heat Transfer Coefficient between  $UO_2$  and Zircaloy-2”, AECL-1552 (1962)
- (5) 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)
- (6) IAEA, “Thermal Conductivity of Uranium Dioxide”, Technical Reports Series No.59, Vienna (1966)
- (7) Lyons et al., “ $UO_2$  Powder and Pellet Thermal Conductivity During Irradiation”, GEAP 5100-1 (1966)
- (8) R.N. Duncan, “Rabbit Capsule Irradiation of  $UO_2$ ”, CVNA-142 (1962)
- (9) J.P. Stora et al., “Thermal Conductivity of Sintered  $UO_2$  under in-Pile Conditions”, CEA-R2586 (1964)
- (10) J.C. Janvier et al., “Irradiation of  $UO_2$  Sheated in Thick Tubes Effect of Initial Gap”, CEA-R3358 (1967)
- (11) J. Robertson et al., “Temperature Distribution of  $UO_2$  Fuel Elements”, J. Nucl. Mat., 7, pp.225-262 (1962)
- (12) S. Ishimoto et al., “Effects of Soluble Fission Products on Thermal Conductivities of Nuclear Fuel Pellets”, J. Nucl. Sci. Tech., 31 (1994)



- (13) J.A. Christensen, "Stoichiometry Effects in Oxide Nuclear Fuels. I. Power Rating Required for Melting and Oxygen Redistribution in Molten Center  $UO_{2\pm x}$  Fuels", BNWL-536 (1967)
- (14) 原子燃料工業, "GDLUX コード", NFK-8070 (1982)
- (15) J.E. Garnier and S. Begej, "Ex-Reactor Determination of Thermal Gap and Contact Conductance Between Uranium Dioxide: Zircaloy-4 Interfaces Stage I: Low Gas Pressure", NUREG/CR-0330 (1979)
- (16) J.E. Garnier and S. Begej, "Ex-Reactor Determination of Thermal Gap Conductance Between Uranium Dioxide: Zircaloy-4 Stage II: High Gas Pressure", NUREG/CR-0330 (1980)
- (17) D.L. Hagrman et al., "MATPRO-VERSION11(REVISION2) A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior", NUREG/CR-0497, TREE-1280, Rev.2 (1981)
- (18) 原子燃料工業, "原燃工 PWR 高燃焼度先行照射燃料について", NFK-8099 (1994)
- (19) M. Hirai, "Thermal diffusivity of  $UO_2$ - $Gd_2O_3$  pellets", J. Nucl. Mat., 173 (1990)
- (20) H. Ikeda et al., "IMPROVEMENT OF THE FPAC CODE", IAEA TCM on Nuclear Fuel Behaviour Modelling at High Burnup and its Experimental Support, Windermere, UK (2000)
- (21) K. Goto et al., "UPDATE ON THE DEVELOPMENT OF JAPANESE ADVANCED PWR FUELS", International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City, Utah (2000)
- (22) 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 8, (2011)
- (23) R.E. Skavdahl et al., "U.S. Experience on Irradiation Performance of  $UO_2$ - $PuO_2$  Fast Reactor Fuel ", J. Nucl. Mat., 13 (1968)
- (24) M.O. Marlowe, "IN-REACTOR DENSIFICATION BEHAVIOR OF  $UO_2$ ", NEDO-12440

(1973)

- (25) R ヒル著, “塑性学”, 培風館 (1954)
- (26) E.F. Ibrahim, “An Equation for Creep of Cold Worked Zircaloy Pressure Tube Material”, AECL-2528 (1965)
- (27) P.A. Ross-Ross and C.E.L. Hunt, “The In-Reactor Creep of Cold-Worked Zircaloy-2 and Zirconium-2.5wt% Niobium Pressure Tubes”, J. Nucl. Mat., 26 (1968)
- (28) W. HERING, “THE KWU FISSION GAS RELEASE MODEL FOR LWR FUEL RODS”, J. Nucl. Mat., 114 (1983)
- (29) M.P. Paidoussis, “An Experimental Study of Vibration of Flexible Cylinders Induced by Nominally Axial Flow”, Nucl. Sci. and Eng., 35, pp.127-138 (1969)
- (30) W.J. O'Donnell and B.F. Langer, “Fatigue Design Basis for Zircaloy Components”, Nucl. Sci. and Eng., 20 (1964)
- (31) W. Arbiter and 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”, Volume 1, WCAP-10317 (1984)
- (32) P.H. Kreyns and M.W. Burkart, “Radiation-enhanced relaxation in Zircaloy-4 and Zr/2.5wt% Nb/0.5wt% Cu alloys”, J. Nucl. Mat., 26, pp.87-104 (1968)
- (33) A.M. Garde et al., “Waterside Corrosion of Zircaloy Fuel Rods”, EPRI NP-2789 (1982)
- (34) 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)

別紙

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

# 目 次

	頁
1. はじめに .....	資 7 別紙-1
2. 解析コードの概要 .....	資 7 別紙-2
2.1 高燃焼度用 FPAC Ver.1 .....	資 7 別紙-2
2.1.1 高燃焼度用 FPAC Ver.1 の概要 .....	資 7 別紙-2
2.2 MSC NASTRAN Ver.70 .....	資 7 別紙-3
2.2.1 MSC NASTRAN Ver.70 の概要 .....	資 7 別紙-3

1. はじめに

本資料は、資料7「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 高燃焼度用FPAC Ver.1

2.1.1 高燃焼度用FPAC Ver.1の概要

対象：燃料集合体

項目	コード名	高燃焼度用FPAC
開発機関		原子燃料工業株式会社
開発時期		2002年
使用したバージョン		Ver. 1
使用目的		B型55GWd/t燃料燃料棒強度評価
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、被覆管引張りずみの変化量等の算出が可能である。</p> <p>高燃焼度用FPACコードは、FPACコードの機能を維持しつつ、適用できる燃焼度を伸張するため、高燃焼度まで照射された燃料のデータを追加してモデル化を行うとともに、耐食性改良被覆管に関連するモデルを追加したものである。</p>
検証(Verification)及び 妥当性確認 (Validation)		<p>高燃焼度用 FPAC コードは、燃料棒 (B 型 55GWd/t 燃料) の燃料棒強度評価に使用している。</p> <p><b>【検証(Verification)】</b></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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 本解析コードの運用環境について、開発時に想定された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・ 高燃焼度用 FPAC Ver.1 は 55GWd/t ウラン燃料用であり、今回の解析に使用することは妥当である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></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"> <li>・ 国内外の商業炉・試験炉の照射データ等による結果と高燃焼度用 FPAC コードによる解析結果との比較を行い、改良被覆管特性反映、ペレット熱伝導率式等が検証され、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 11 平成 21 年 原子燃料工業株式会社) に示されている。また、55GWd/t 燃料導入に係る原子炉設置変更許可申請において、高燃焼度用 FPAC コードの妥当性が確認されている。</li> <li>・ 今回の設工認申請で行う燃料棒強度評価の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。</li> </ul>

## 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	The MacNeal-Schwendler Corporation (現 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エンドラー博士が、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。</p> <p>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>
検証(Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>MSC Nastran Ver.70 は汎用市販コードであり、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><b>【検証(Verification)】</b></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"> <li>材料力学分野における一般的な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) による応力解析に関する理論モデルによる理論解との比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li> </ul>

<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 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。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b></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"> <li>• 本解析コードは、国内外の航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な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。</li> <li>• 開発機関が提示するマニュアルにより、今回の設工認申請で使用する3次元有限要素法（ソリッドモデル）及び2次元有限要素法（はり要素）に本解析コードが適用できることを確認している。</li> <li>• 「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ムブ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。</li> </ul>
---	--



燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性

その他の性能に関する説明書

設計及び工事計画認可申請 資料8

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概 要 .....	資 8-1
2. 構成材料の概要 .....	資 8-2
3. 二酸化ウラン .....	資 8-11
3.1 耐熱性 .....	資 8-11
3.2 耐放射線性 .....	資 8-11
3.2.1 二酸化ウランペレットの照射焼きしまり .....	資 8-12
3.2.2 二酸化ウランペレットのスエリング .....	資 8-12
3.2.3 FP ガスの放出挙動 .....	資 8-13
3.2.4 ペレットリム組織化 .....	資 8-14
3.3 耐食性 .....	資 8-15
3.3.1 二酸化ウランペレットとジルコニウム基合金被覆管との反応 ..	資 8-15
3.3.2 二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応 .....	資 8-16
3.3.3 二酸化ウランペレットと水との反応 .....	資 8-16
4. ガドリニア混合二酸化ウラン .....	資 8-21
4.1 耐熱性 .....	資 8-21
4.2 耐放射線性 .....	資 8-22
4.3 耐食性 .....	資 8-22
4.3.1 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと ジルコニウム基合金被覆管との反応 .....	資 8-22
4.3.2 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応 ..	資 8-23
4.3.3 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと水との反応 .....	資 8-23
5. ジルコニウム基合金 .....	資 8-26
5.1 耐熱性 .....	資 8-26
5.2 耐放射線性 .....	資 8-26
5.2.1 機械的性質 .....	資 8-27
5.2.2 疲労特性 .....	資 8-28
5.2.3 クリープ特性 .....	資 8-28

5.2.4 照射成長 .....	資 8-29
5.3 耐食性 .....	資 8-29
5.3.1 酸化腐食による影響 .....	資 8-29
5.3.2 水素吸収による影響 .....	資 8-30
5.4 その他の性能 .....	資 8-31
5.4.1 耐 PCI 性 .....	資 8-31
5.4.2 耐摩耗性 .....	資 8-31
5.4.3 高温特性 .....	資 8-31
6. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4) .....	資 8-42
6.1 耐熱性 .....	資 8-42
6.2 耐放射線性 .....	資 8-42
6.3 耐食性 .....	資 8-42
6.3.1 酸化腐食による影響 .....	資 8-43
6.3.2 水素吸収による影響 .....	資 8-43
7. 析出硬化型ニッケル基合金 (718 合金、 <input type="text"/> ) .....	資 8-47
7.1 耐熱性 .....	資 8-47
7.2 耐放射線性 .....	資 8-47
7.3 耐食性 .....	資 8-48
8. ニッケル・クロム・鉄合金 ( <input type="text"/> ) .....	資 8-52
8.1 耐熱性 .....	資 8-52
8.2 耐放射線性 .....	資 8-52
8.3 耐食性 .....	資 8-52
9. オーステナイト系ステンレス鋼 .....	資 8-53
9.1 耐熱性 .....	資 8-53
9.2 耐放射線性 .....	資 8-53
9.3 耐食性 .....	資 8-53
10. 参考文献 .....	資 8-58

## 1. 概 要

本資料は、「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」第 23 条及び「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の解釈」に基づき、17 行 17 列 B 型燃料集合体（ウラン燃料）（以下「燃料集合体」という。）の各材料の耐熱性、耐放射線性、耐食性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。燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分を第 2-1 表に示す。また、燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質を第 2-2 表に示す。



第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料の種類	主成分 (wt%)		不 純 物 (ppm)								
				Al	≤	75	B	≤	0.5	C	≤	270
・燃料被覆材	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni 系ジルコニウム基合金 (注6)	Sn	0.90/1.15		≤			≤			≤	
		Fe	0.24/0.30		≤			≤			≤	
		Cr	0.13/0.19		≤			≤			≤	
		Nb	0.08/0.14		≤			≤			≤	
		Ni	0.007/0.014		≤			≤			≤	
		O			≤			≤				
		Zr	残部	X								
・燃料被覆材 端 栓	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム 合金 (注7)  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	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	残部	U	≤	3.5	W	≤	100	X		
		X										
・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 (注7)  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	残部	U	≤	3.5	W	≤	100	X		
		X										
・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 (注7)  ASTM B351 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	残部	U	≤	3.5	W	≤	100	X		
		X										

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料の種類	主成分 (wt%)		不 純 物 (ppm)					
・ 中間部 支持格子	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム 合金 (注7)	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
・ ストッパー	ASTM B352 Grade R60804	O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50
		Zr	残部	U	≦ 3.5	W	≦ 100	X	



第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料の種類	化学成分(wt%)						
		Ni	50.00/55.00	Cr	17.00/21.00	Mo	2.80/3.30	
・最上部支持格子 ・最下部支持格子 ・上部ノズル 押さえばね	析出硬化型 (注8) ニッケル基合金 AMS 5596	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	残部					
・下部プレナム コイルばね	析出硬化型 (注9) ニッケル基合金 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 (注10) ASTM <input type="text"/> <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"/>			
・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 <input type="text"/> <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"/>	C	≧ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≧ <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 鋼 ASTM <input type="text"/> <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"/>	C	≧ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≧ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≧ <input type="text"/>			

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料の種類	化学成分 (wt%)								
		Ni		Cr		C				
・ 押さえ板	オーステナイト系ステンレス鋼	Ni		Cr			≦			
			≦			≦		C	≦	
	JIS									
・ 連結棒	オーステナイト系ステンレス鋼	Ni		Cr			≦			
			≦			≦		C	≦	
	JIS									
・ スリーブ	オーステナイト系ステンレス鋼	Ni		Cr			≦			
			≦			≦		C	≦	
	JIS									
	又は									
JIS										
・ リベット	オーステナイト系ステンレス鋼	Ni		Cr			≦			
			≦			≦		C	≦	
	JIS									
・ 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	Ni		Cr			≦			
			≦			≦		C	≦	
	JIS									

(注 1) 以下「二酸化ウランペレット」という。

(注 2) タイプ A はウラン 235 濃縮度 4.8wt% を示す。タイプ B はウラン 235 濃縮度 4.1wt% を示す。

(注 3) 以下「ガドリニア混合二酸化ウランペレット」という。

(注 4) タイプ C はガドリニア濃度 10wt% を示す。タイプ D はガドリニア濃度 6wt% を示す。

(注 5) 不純物の総中性子吸収を Boron 量で換算したもの。

(注6) 豊富な照射実績を持つジルカロイ-4をベースに、耐食性向上のためにSn含有量を低下させるとともにNb及びNiを微量添加し、さらに、機械的強度を補償するためにFe及びCr含有量を若干増やしたSn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金。以下「NDA」という。

(注7) 以下「ジルカロイ-4」という。なお、燃料被覆材端栓の材料は、JIS H4751 ZrTN 804Dの規定からNb及びCaの化学成分を除外して、JIS H4751 ZrTN 804D相当と記載している。

(注8) 以下「718合金」という。

(注9) 以下  という。

(注10) 以下  という。

第 2-2 表 燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質

構成部品	材料の種類	項目	規定値
・燃料被覆材	NDA	(高温引張試験：385℃) 引張強さ 耐 力 伸 び	$\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ 310 MPa $\geq$ <input type="text"/> %
・燃料被覆材端栓 (注1)	ジルカロイ-4	(常温引張試験：室温 <sup>(注2)</sup> ) 引張強さ 耐 力 伸 び	$\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> %
		(高温引張試験：316℃) 引張強さ 耐 力 伸 び	$\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> %
・制御棒案内 シンプル	ジルカロイ-4	(常温引張試験：室温 <sup>(注2)</sup> ) 引張強さ 耐 力 伸 び	$\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> %
・中間部支持格子	ジルカロイ-4	(常温引張試験：室温 <sup>(注2)</sup> ) 圧延方向 引張強さ 耐 力 伸 び 圧延方向に対して直角方向 引張強さ 耐 力 伸 び	$\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> % $\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> %
・最上部支持格子 ・最下部支持格子	718 合金	(常温引張試験：室温 <sup>(注2)</sup> ) 引張強さ 耐 力 伸 び	$\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> MPa $\geq$ <input type="text"/> %

第 2-2 表 燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質（続き）

構成部品	材料の種類	項目	規定値
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 上部ノズル</li> <li>・ 下部ノズル</li> </ul>	オーステナイト 系ステンレス 鋼鋳鋼	(常温引張試験：室温 <sup>(注2)</sup> )	
		引張強さ	≧□ MPa
		耐 力	≧□ MPa
		伸 び	≧□ %

(注 1) 端栓の引張試験は室温又は高温のいずれかで実施する。

(注 2) 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。

### 3. 二酸化ウラン

#### 3.1 耐熱性

二酸化ウランは螢石( $\text{CaF}_2$ )型面心立方の結晶構造を持ち、溶融点は未照射時において約 2,800~2,860°Cといわれている。第 3-1 図に示すとおり、二酸化ウランの溶融点は核分裂生成物の蓄積により低下するといわれている。一方、燃焼率(以下「燃焼度」という。)約 30,000MWd/t 程度までは、溶融点の燃焼による低下は小さいという結果も得られている<sup>(1)</sup>。ここでは、燃料温度評価を安全側とするため、データの下限をとり燃焼に伴う溶融点の変化を 10,000MWd/t 当たり 32°C の低下とする。未照射で 2,800°C とすると 71,000MWd/t で約 2,570°C となるが、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。

なお、55,000MWd/t 燃料集合体では 48,000MWd/t 燃料集合体で採用している二酸化ウランペレットのペレット密度<sup>(注1)</sup>(約 95%T.D.)をより高くした高密度ペレットを採用しているが、ペレット密度が増加してもペレット内気孔率が低下するだけで結晶構造は変わらないため、溶融点への影響はない。

燃料要素(以下「燃料棒」という。)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、二酸化ウランの溶融点未満となるようにする。

二酸化ウランペレットは、1,600°C以上で容易に塑性変形するといわれている<sup>(2)</sup>が、ペレット熱膨張による燃料被覆材(以下「被覆管」という。)の応力は、周方向が最大となり、二酸化ウラン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

二酸化ウラン中の U-235 は原子炉運転時に熱中性子を吸収し、核分裂する。

二酸化ウラン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 個の気体状核分裂生成物(以下「FP ガス」という。)と約 1.7 個の固体状核分裂生成物が生じ、これらが二酸化ウラン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、原子炉運転中二酸化ウラ

---

(注 1) ペレットは二酸化ウラン粉末の焼結体であり、ペレット焼結時に気孔が生じる。そのため、ペレット密度は二酸化ウランの理論密度(気孔がない場合の密度。Theoretical density : T.D. 二酸化ウランでは 10.96g/cm<sup>3</sup>)より小さくなり、理論密度に対する比として定める。

ン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、FP ガス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7「強度に関する説明書」の3.2.2項(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。

### 3.2.1 二酸化ウランペレットの照射焼きしまり

二酸化ウランペレットの焼きしまり現象は、二酸化ウランペレット内に焼結時形成される微細な気孔が照射中に消滅することによって発生する。この現象は、照射により二酸化ウランペレット中の原子が移動しやすくなることによる気孔の消滅の加速<sup>(3)</sup>、あるいは核分裂片の気孔への衝突による気孔の収縮<sup>(4)</sup>によると考えられている。

ペレット照射に伴う密度変化データを第3-2図に示すが、高燃焼度域では高密度ペレットと約95%T.D.ペレットの密度は同等となり、高密度ペレットの燃料寿命初期での焼きしまりは小さいと考えられる。このため、高密度ペレットの焼きしまりが約95%T.D.ペレットに比較して小さいことを計算モデルに組み込んで（資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(2)c.に示す。）設計評価に反映している。

### 3.2.2 二酸化ウランペレットのスエリング

スエリングは核分裂生成物の二酸化ウランペレット内への蓄積に起因する現象であり、前記第3-2図に示したとおり、燃焼に伴い密度が減少する（あるいは、体積が増加する）現象である。

燃焼とともに蓄積する固体状核分裂生成物により起こる固体スエリングは燃焼度に比例して一定の割合で進行すると考えられている<sup>(5)</sup>。

またFPガス（Xe, Kr等）は、二酸化ウランペレット中での溶解度が小さく、低燃焼度において飽和するので、結晶粒界、転位等に捕捉され集積することにより気泡として析出する。ガスバブルスエリングは、これらの気泡の移動→集積→成長により起こるといわれている。

低温度領域においては、ガス原子あるいは気泡の移動量が小さく、したがってガス原子の集積に伴うガスバブルスエリングは小さい。高温領域においては、気泡の移動→集積→成長が起こりやすく、ガスバブルスエリングは大きくなる。更に高温になるとガス原子のペレット外への放出（いわゆるFP

ガス放出) によりガスバブルスエリングは小さくなる傾向にある<sup>(5)</sup>。

また、前記第 3-2 図には、93~97%T. D. ペレットの照射に伴う密度変化とともに、NFIR(Nuclear Fuel Industry Research)プログラム<sup>(注1)</sup>にてハルデン炉<sup>(注2)</sup>で照射された 97%T. D. ディスク状高密度燃料の密度変化を示している。これからも、高密度ペレット燃料が局所燃焼度約 80,000Mwd/t まで 95%T. D. ペレットと同様な密度変化を示していることが分かる。

以上から、高密度ペレットのスエリング率は約 95%T. D. ペレットと同じとする。

### 3.2.3 FP ガスの放出挙動

FP ガスの放出挙動は、リコイル・ノックアウト<sup>(注3)</sup>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。

ウランの核分裂の結果、FP ガスが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。第 3-3 図に示した二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットの FP ガス放出率データから、高燃焼度域まで高出力で運転された試験燃料棒は FP ガス放出率が高いが、同じく同図に示したように通常レベルで運転された商業炉での燃料棒では、放出率は高燃焼度領域においても高々約 4%程度であり、燃焼に伴う FP ガス放出率の顕著な増大はない。

なお、ペレット密度が増加するとペレット外に通じる開気孔<sup>(注4)</sup>の割合が低下し、比表面積が低下するため、リコイル・ノックアウトによる FP ガス放出率は低下する。また、比表面積の低下に伴い、放出経路が少なくなることから、拡散による FP ガス放出率は低下するが、ペレット密度が増加すると FP ガスを捕獲する焼結時の気孔が少なくなることから、結晶粒界への移動が増加し、拡散による FP ガス放出率は増加する。これらより、それぞれの因子に応じた影響が考えられるが、前述の第 3-3 図より、ペレット初期

---

(注 1) 米国電力研究所 (EPRI) 主催の国際プログラムであり、軽水炉燃料に関する研究を行っている。

(注 2) ノルウェーにある重水減速/冷却型試験炉

(注 3) 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。

(注 4) ペレット表面に開口した気孔



密度が違っていても FP ガス放出率に有意な差は見られない。これより、ペレット初期密度を増加させた場合の FP ガス放出率の影響は無視できる程度と考えられるため高密度ペレットの FP ガス放出モデルは、約 95% T. D. ペレットと同じとする。

なお、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。

#### 3.2.4 ペレットリム組織化

二酸化ウランペレットの外周部（リム部）では燃焼の進行に伴うプルトニウム(Pu)の生成及び FP ガスの蓄積により、第 3-4 図に示したような FP ガス気泡の析出と結晶粒界が不明瞭となる微細組織変化が観察されている（以下「リム組織」という。）。このようなリム組織、すなわち気孔率の増加した組織は、ある燃焼度を超えると形成される。

（財）電力中央研究所主催の国際共同研究プログラム（リムプロジェクト<sup>(注1)</sup>）でディスク状ペレットの照射試験により得られた、リム組織形成に対する照射温度及び燃焼度の条件を示すデータを第 3-5 図に示すが、リム組織は 50～55Mwd/kgU 以上の燃焼度及び 1, 100℃以下の温度条件で形成されている（但し、非拘束条件の下、一定温度で照射されたディスク状ペレットでの結果であり、拘束条件下では異なる可能性がある）。

このリム組織では高气孔率となることから、熱伝導率及び FP ガス放出挙動にその影響が及ぶ可能性が考えられる。しかし現時点で得られている知見では、熱伝導率については組織変化の前後で熱拡散率が大きく変化しないことが上述のディスク状ペレットによる照射試験結果に基づき報告されており<sup>(6)</sup>、またリム組織において FP ガスが保持されていることが商業炉で高燃焼度まで照射されたペレットの蛍光 X 線分析(XRF)の結果<sup>(7)</sup>から確認されている。

以上のように、通常のペレットでは、ディスク状ペレットよりも表面積が小さいため、高燃焼度域でリム組織は顕著でないと考えられるため、強度計算においては、リム組織形成によるペレット物性への影響を各モデルに組み込まない。

---

(注 1) 電力中央研究所の主催のもと、国内電力会社、燃料メーカー（三菱重工業、原子燃料工業、日本核燃料開発）並びに国外から EDF（仏）、EPRI（米）、スウェーデン電力 SKI、超ウラン元素研究所 [ITU]（独）、IFE（ノルウェー）の参加・協力を得て実施された国際共同研究である。

### 3.3 耐食性

燃料棒内に組み込まれた二酸化ウランペレットは、充填ガス（ヘリウム）、NDA被覆管、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<sup>(8)</sup>、加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）燃料の照射後試験において反応は認められていない<sup>(9)</sup>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。

#### 3.3.1 二酸化ウランペレットとジルコニウム基合金被覆管との反応

ジルコニウム基合金と二酸化ウランが接触した場合、照射により過剰になった二酸化ウラン中の酸素がジルコニウム中に拡散し、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ウランの拡散により、ジルコニウム酸化層は $(Zr, U)O_2$ 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<sup>(10)</sup>。これらは、被覆管の腐食及びPCI<sup>(注1)</sup>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°C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いる<sup>(2)</sup>。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°Cを超えないことから、反応は小さいと考えられる。

---

(注1) 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。

また、ハルデン炉において燃料棒平均燃焼度 55,000MWd/t まで照射された燃料棒の被覆管内面観察によれば、低 Sn ジルカロイ-4 被覆管<sup>(注1)</sup>と NDA 被覆管とで、被覆管内面酸化膜の状態に差は認められていない<sup>(11)</sup>。また、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 被覆管において、過度の内面酸化膜は観察されていない<sup>(12)</sup>。このことから、想定する照射量の範囲において、NDA 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。

なお、NDA 被覆管と二酸化ウランペレットとの反応は、前記のとおりウラン原子及びジルコニウム原子の拡散によって生ずるものであるため、ペレット密度にはほとんど影響しない。

以上のことから、二酸化ウランペレットと NDA 被覆管との反応は設計評価では考慮していない。

### 3.3.2 二酸化ウラン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、燃料棒内を空気からヘリウムに置換し、更に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、二酸化ウランペレットと反応することはない。ヘリウム置換後もわずかに空気が燃料棒内に残存するが、前述の工程で製造された燃料棒の照射後試験<sup>(13)(14)</sup>の結果、二酸化ウランペレットが空気の成分と反応し変化した事象は認められていない。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 二酸化ウランペレットと水との反応

原子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、二酸化ウランペレットとの反応の可能性が考えられる。

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（螢石 (CaF<sub>2</sub>) 型面心立方の結晶構造）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<sup>(15)</sup>。

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

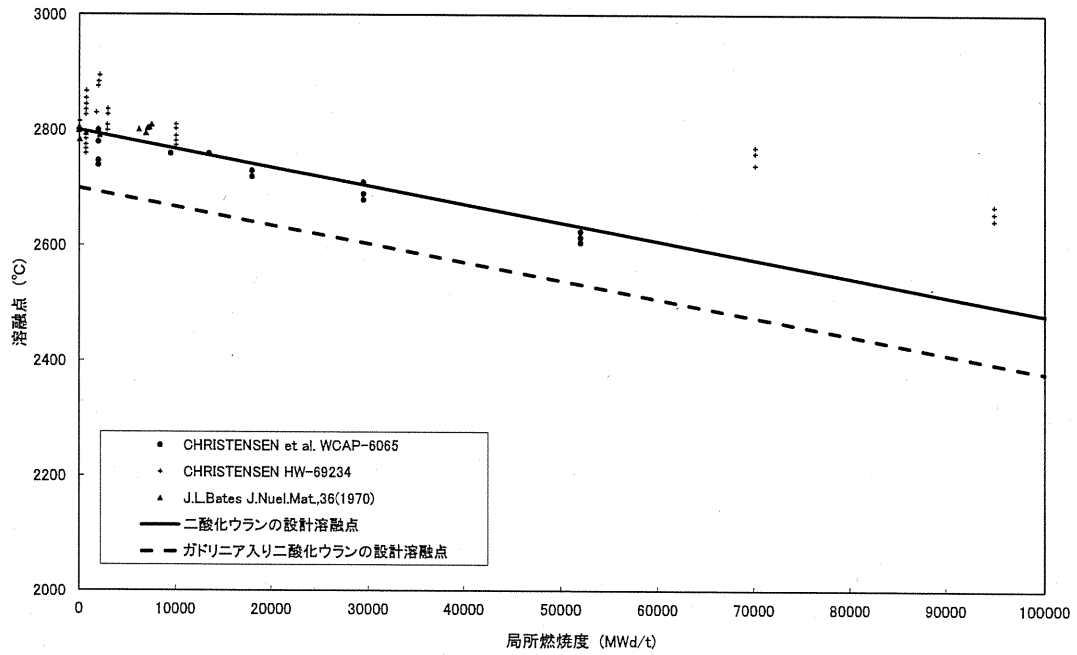
---

(注1) 耐食性向上をねらって、規格の範囲内 (1.20wt%~1.70wt%) で Sn 含有量を低下させ、含有量を 1.3wt%近傍としたジルカロイ-4 被覆管

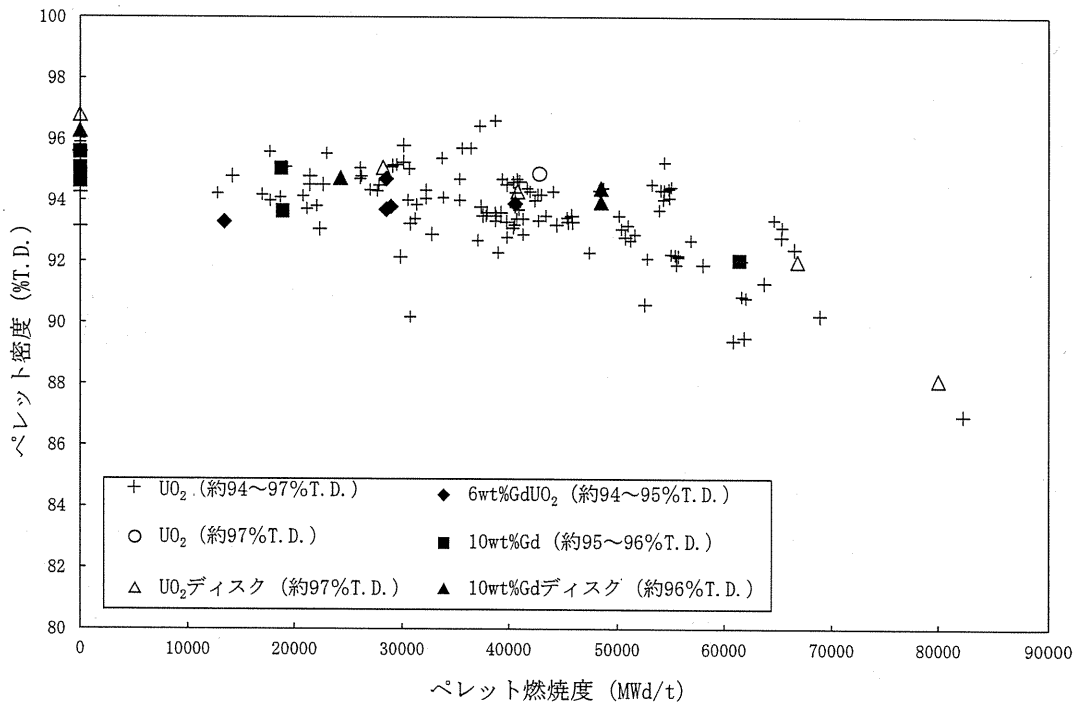
中の溶存酸素量に依存することが明らかにされており、0.01ppm 程度の低酸素量領域では腐食は認められないことが知られている<sup>(16)</sup>。さらに、同様な高温水中での約 1 年間の浸漬試験において、その質量増加は約 0.03% であることが報告されており<sup>(2)</sup>、この量は酸素対ウラン比に換算して約 0.005 程度の増加であり、小さい。二酸化ウランペレット密度が高くなっても、結晶構造及び格子定数が変わらないことから、水との反応も約 95%T.D. の二酸化ウランペレットと同等である。したがって酸素対ウラン比がこの程度の変化であれば、ペレットの構造が変化したり、体積が増加することはない。

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二酸化ウランペレットと反応しないと考えられる。

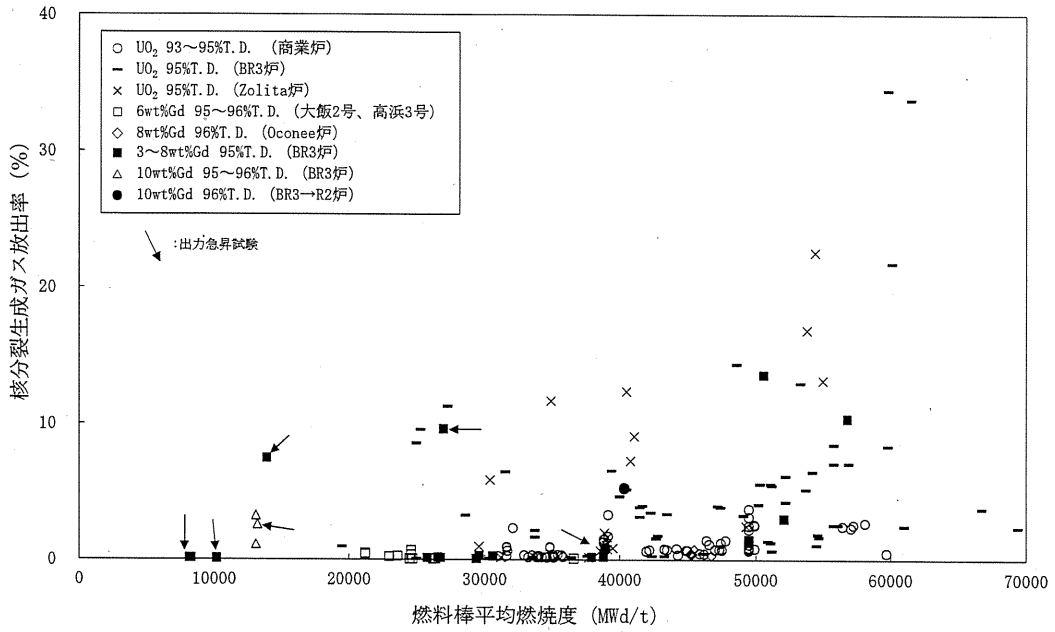
二酸化ウランペレットと 1 次冷却材との化学反応における放射線による影響として、1 次冷却材の放射線分解により発生する酸素が二酸化ウランペレットとの反応を促進させる可能性が考えられるが、PWR では 1 次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制しているため、照射による反応促進への影響はない。



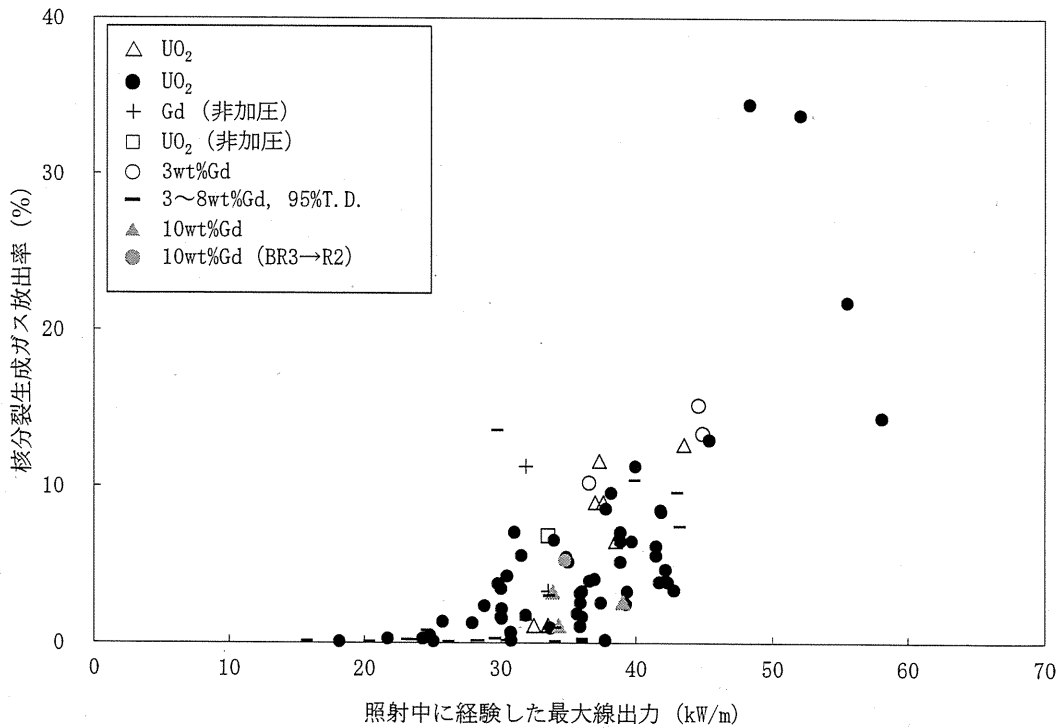
第 3-1 図 二酸化ウラン及びガドリニア混合二酸化ウランの溶融点<sup>(17) (18) (19)</sup>



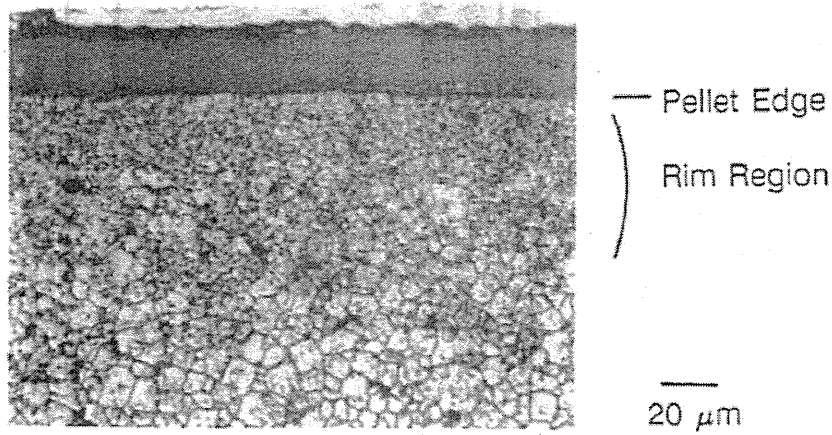
第 3-2 図 ペレット密度の燃焼に伴う変化<sup>(20)</sup>



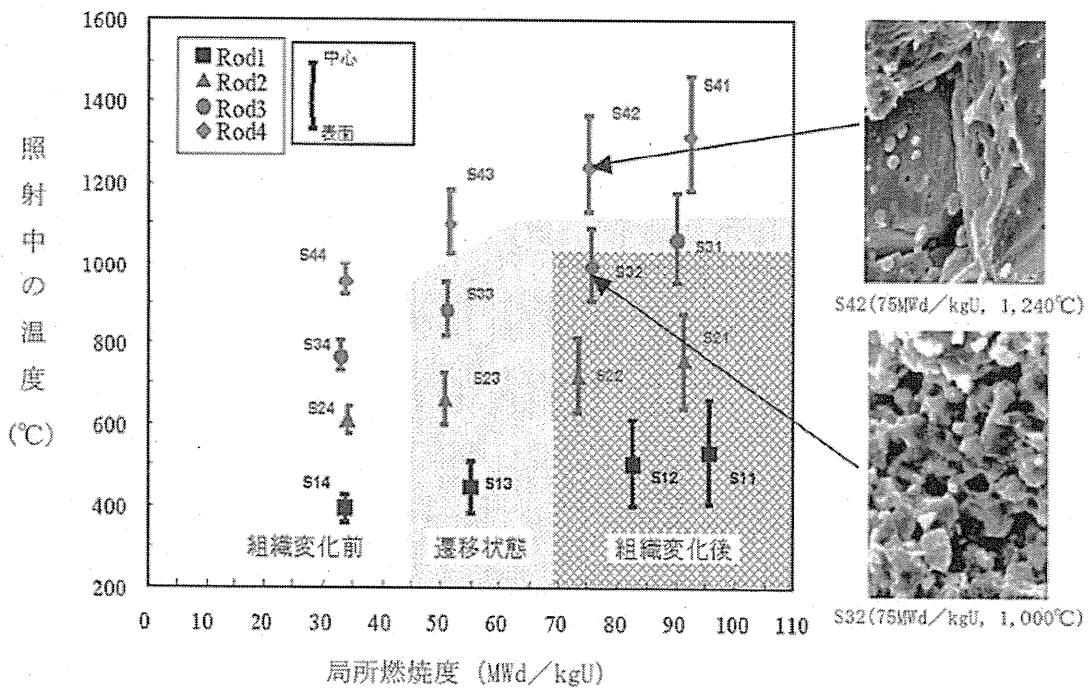
第 3-3 図 (1) 二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットの FP ガス放出率<sup>(20)</sup>



第 3-3 図 (2) 二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットの FP ガス放出率と線出力密度の関係<sup>(20)</sup>



第3-4図 リム組織金相観察例<sup>(21)</sup>



第3-5図 リム組織形成のための温度及び燃焼度  
 (拘束力を受けない条件下でのディスク状二酸化ウランペレットの等温照射)<sup>(22)</sup>

## 4. ガドリニア混合二酸化ウラン

### 4.1 耐熱性

ガドリニア( $Gd_2O_3$ )は、常温では二酸化ウランと異なる体心立方型の結晶構造を有しているが、二酸化ウランと混合し還元雰囲気中で焼結することによりウラン(U)原子とガドリニウム(Gd)原子が置き換わった置換型の固溶体を形成する。この固溶体は、二酸化ウランと同じ螢石( $CaF_2$ )型面心立方の結晶構造であり、溶融点までは熱的に安定な相を形成する。

ガドリニア混合二酸化ウランの未照射時の溶融点は、ガドリニアの濃度が増加するに従って二酸化ウランの溶融点より低下することが報告されている<sup>(23)(24)(25)</sup>。

原子燃料工業の実施した実験では、第4-1図に示すように、Wadaらのデータに近い溶融点を示している<sup>(20)</sup>。これら実験結果を考慮し、未照射ガドリニア混合二酸化ウラン(ガドリニア濃度10wt%以下)の設計上の溶融点はWadaらのデータの下限値を基に2,700°Cとする。

また、燃焼による溶融点の低下に関しては、ガドリニア濃度が2wt%までの領域では、U原子とGd原子が置き換った置換型の固溶体であるガドリニア混合二酸化ウランと二酸化ウランは同じ挙動を示している<sup>(1)</sup>。さらに、ガドリニア濃度が2wt%を超える領域において、ガドリニウムは中性子照射を受けてもほかのガドリニウムの同位体に変化するだけで他元素への変換はなく、結晶構造は変わらないため、ガドリニア混合二酸化ウランの溶融点の燃焼度依存性は、前記第3-1図に示したとおり、二酸化ウランの場合と同じ傾向を示すと考えられる。

したがって、燃料温度評価においては二酸化ウランと同様に燃焼に伴う溶融点の変化を10,000Mwd/t当たり32°Cの低下とする。

ガドリニア混合二酸化ウランペレットでは、燃料寿命初期においてガドリニウムの中性子吸収効果により出力は低く、その後ガドリニウムの燃焼に伴い出力は高くなり、約10,000Mwd/tにおいて最大出力となる。このときの溶融点は約2,660°Cとなる。

なお、3.1項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合の溶融点への影響はない。

燃料棒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、ガドリニア混合二酸化ウランの溶融点未満となるようにする。



#### 4.2 耐放射線性

ガドリニア混合二酸化ウランペレットの照射に伴う密度変化を二酸化ウランペレットの密度変化と併せて前記第 3-2 図に示す。約 10wt% のガドリニアの添加によってもペレット焼きしまり及びスエリング挙動に大差なく、二酸化ウランペレットと同等な照射挙動である。

また、高出力で高燃焼度まで運転された BR3 炉<sup>(注1)</sup> 及び ZORITA 炉<sup>(注2)</sup> での試験燃料棒、及び商業炉において通常レベルで運転された燃料棒等の FP ガス放出率を前記第 3-3 図(1)に示す。ガドリニア混合二酸化ウランペレットでは、ガドリニア添加によるペレット熱伝導率低下からペレット温度上昇等が FP ガス放出挙動に影響すると考えられるが、ガドリニア添加により FP ガス放出率が過大とはなっていない。さらに、同図で 10wt% ガドリニア混合二酸化ウランペレットに関しては放出率が大きめであるが、照射中に経験した最大線出力密度で整理した前記第 3-3 図(2)に示すように、この当該ペレットは二酸化ウラン燃料棒の FP ガス放出率が増加している出力を経験していることから出力の影響と判断できる。なお、3.2 項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合に、焼きしまりは小さくなるが、スエリング率への影響はなく、FP ガス放出への影響も無視できる程度と考えられる。以上より、高密度ペレットにおいてはスエリング率及び FP ガス放出モデルは約 95% T. D. ペレットと同じとし、焼きしまりが小さいことを計算モデルに組み込んで(資料 7「強度に関する説明書」の 3.2.2 項(2)c. に示す。)設計評価に反映している。

#### 4.3 耐食性

燃料棒内に組み込まれたガドリニア混合二酸化ウランペレットは、充填ガス、NDA 被覆管、上部プレナムコイルばね及び押さえ板と接触しており、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。これらの内、ペレットと上部プレナムコイルばね及び押さえ板との反応は二酸化ウランと同等と考えられる。

##### 4.3.1 ガドリニア混合二酸化ウランペレットとジルコニウム基合金被覆管との反応

ガドリニア混合二酸化ウランは、4.1 項で述べたように置換型固溶体を形成して安定である。ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒について、原子燃料工業製燃料に対して実施した照射試験結果では、二酸化ウラン燃料棒に比

---

(注 1) ベルギーにある 3 ループ型 PWR 商業炉

(注 2) スペインにある 1 ループ型 PWR 商業炉

べて被覆管内面酸化の増加は観察されていない<sup>(26)</sup>。したがって、ガドリニア混合二酸化ウランペレットと NDA 被覆管との反応は、二酸化ウランペレットと NDA 被覆管が安定に共存する場合と大差はない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。

なお、3.3.1 項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合の共存性への影響はない。

#### 4.3.2 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応

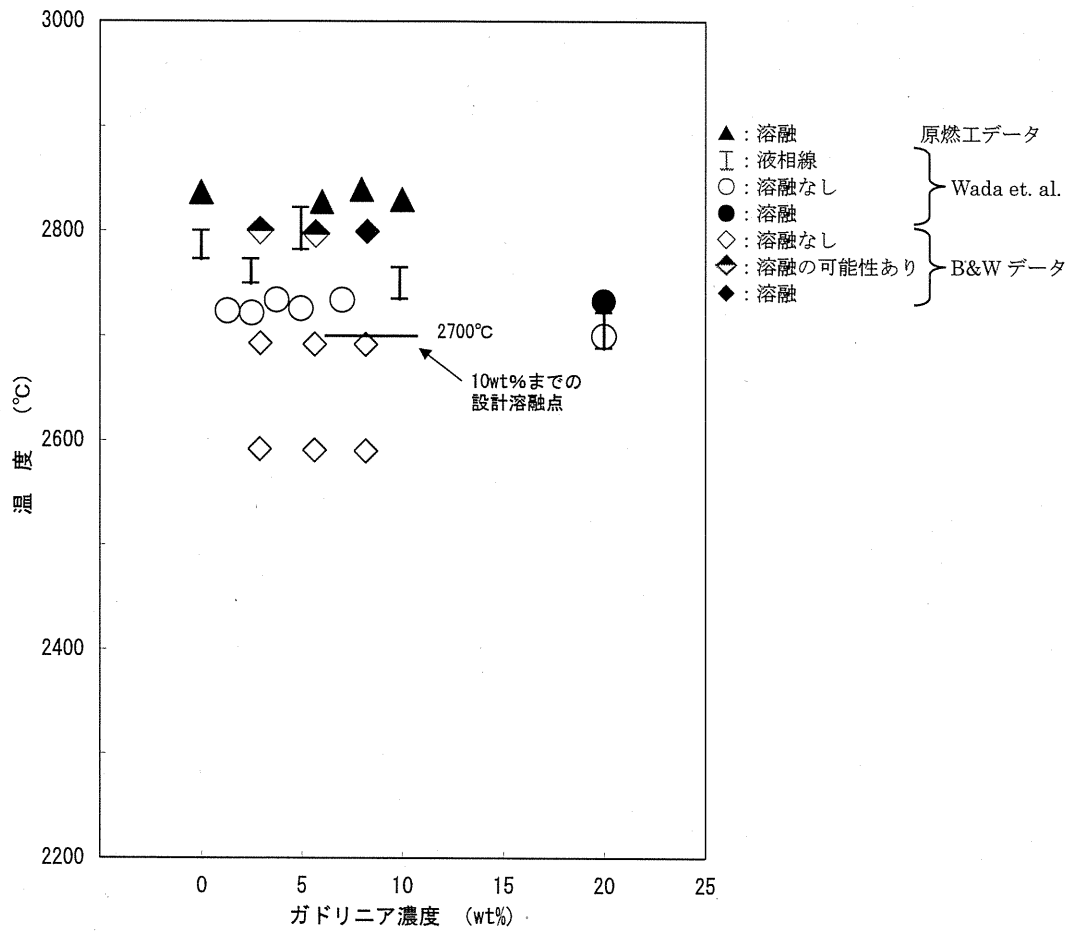
3.3.2 項で述べたとおり、ヘリウムは不活性ガスであり、ガドリニア混合二酸化ウランと反応しない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。

#### 4.3.3 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと水との反応

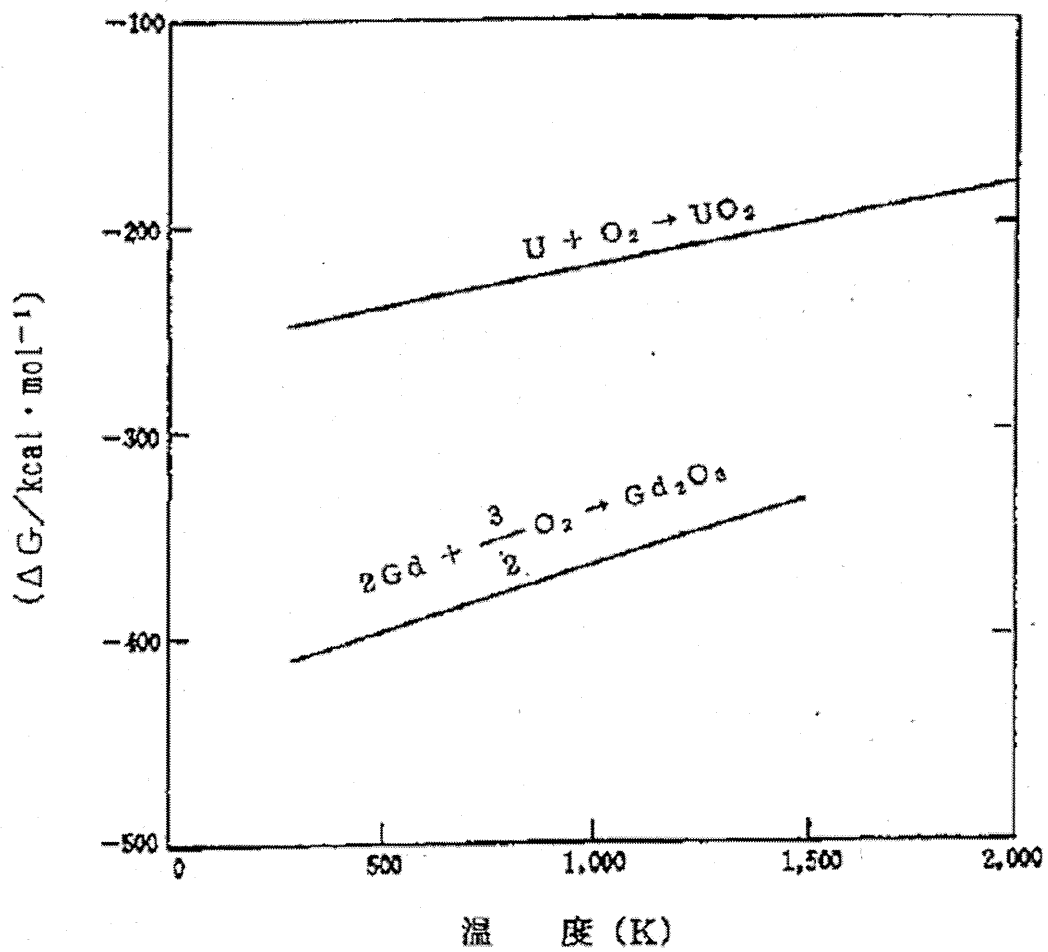
原子炉内使用時に被覆管に貫通欠陥が生じたり、破損を生じたりした場合には 1 次冷却材が燃料棒内に侵入するが、ガドリニア混合二酸化ウランペレットを約 300℃の高温水中に 100 時間以上浸漬しても質量変化、寸法変化はない<sup>(27)</sup>ことが確かめられている。

ガドリニア ( $Gd_2O_3$ ) と水との反応を考えても、第 4-2 図に示すようにガドリニアの標準自由エネルギーは二酸化ウランのそれより小さく、ガドリニアが二酸化ウランより化合物として安定であり、二酸化ウランより高温水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。

なお、3.3.3 項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合の水との反応性への影響はない。



第 4-1 図 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの溶融点<sup>(20)</sup>



第 4-2 図 二酸化ウラン及びガドリニアの生成自由エネルギー

## 5. ジルコニウム基合金

NDA 被覆管は「実用発電用原子炉に使用する燃料体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 7 号）」（以下「原子力規制委員会規則第 7 号」という。）第 8 条に規定されていない材料であったことから、原子力規制委員会規則第 7 号第 3 条の規定に基づき、特殊加工認可を取得している（平成 15・10・20 原第 14 号）。

NDA 被覆管を本申請の燃料集合体に使用する場合には、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。

なお、本資料中に示す NDA 被覆管の照射挙動データには、NDA と NDA-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<sup>(注 1)</sup>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が、本章で示す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。

### 5.1 耐熱性

ジルカロイ-4 の融点は  $1,782^{\circ}\text{C}$  であり、結晶構造が  $820^{\circ}\text{C}$  で  $\alpha$  相から  $(\alpha+\beta)$  相へ、また、 $958^{\circ}\text{C}$  で  $(\alpha+\beta)$  相から  $\beta$  相に変態する<sup>(20)</sup>。

NDA は、ジルカロイ-4 同様、約 98wt% のジルコニウム (Zr) を主成分としているため、それらの材料物性はジルカロイ-4 とほぼ同等である。

NDA の融点及び相変態温度の測定結果を第 5-1 表及び第 5-2 表に示すように、NDA の融点は  $1,796^{\circ}\text{C}$ 、 $\alpha$  相から  $(\alpha+\beta)$  相及び  $(\alpha+\beta)$  相から  $\beta$  相への相変態温度はそれぞれ  $802^{\circ}\text{C}$  及び  $937^{\circ}\text{C}$  であり、いずれも被覆管の異常な過渡変化時の最高温度（約  $\square^{\circ}\text{C}$  以下）よりもかなり高いので、プラントの使用条件の下で溶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溶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。

### 5.2 耐放射線性

NDA 被覆管は、二酸化ウラン燃料と接触して原子炉内に置かれるので、 $\alpha$  線、 $\beta$  線、 $\gamma$  線、核分裂片及び中性子の影響を受ける。

$\alpha$  線及び  $\beta$  線のような荷電粒子は、金属中を通り抜けるとき、電氣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、 $\gamma$  線も

---

(注 1) 稠密六方晶に垂直な軸

軌道電子を原子から引き離す作用を起こす。このように  $\alpha$  線、 $\beta$  線、 $\gamma$  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、NDA 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、二酸化ウラン燃料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がなく、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、NDA 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、NDA 被覆管の照射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。

#### 5.2.1 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、被覆管温度及び時間に依存する。実機原子炉内照射では高速中性子束と被覆管温度は通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。NDA 被覆管の引張試験結果を第 5-1 図に示す。引張強さ及び耐力<sup>(注1)</sup>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ず、ジルカロイ-4 被覆管と同等である。また、破断伸びは、照射初期に低下した後には照射量によらず著しい変化がなく、ジルカロイ-4 被覆管と同等である。その他の材料物性においても、原子炉安全小委員会においてジルカロイ-4 被覆管と同等<sup>(28)</sup>であることが確認されている。

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<sup>(29)</sup>。

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第 5-2 図に示すが、ジルカロイ-4 被覆管と同様に水素吸収量が少なくと

---

(注 1) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

も約 800ppm まで NDA 被覆管の機械特性は変わらない。照射材については、第 5-3 図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、NDA 被覆管は上述のとおり、未照射材で水素吸収による機械特性への影響がジルカロイ-4 被覆管と同等であることから、照射材についてもジルカロイ-4 被覆管と同様に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、NDA 被覆管の応力及びひずみに対する設計基準や材料物性はジルカロイ-4 被覆管と同じとして設計評価する。

#### 5.2.2 疲労特性

NDA 被覆管の疲労試験結果と、ジルカロイに対する Langer and O'Donnell の疲労試験結果を第 5-4 図に示す。一般に疲労特性は機械特性に依存するが、5.2.1 項で述べたとおり、NDA 被覆管はジルカロイ-4 被覆管と同等であるため、NDA 被覆管の疲労特性は、ジルカロイ-4 被覆管と同等となる。以上より、NDA 被覆管の設計疲労曲線はジルカロイ-4 被覆管と同じとする。

#### 5.2.3 クリープ<sup>(注1)</sup>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第 5-5 図に示すが、約 20,000Mwd/t 程度までの低燃焼度域の外径減少より、NDA 被覆管を採用した燃料棒の照射による外径変化は、低 Sn ジルカロイ-4 被覆管を採用した燃料棒のそれと同等となっている。被覆管クリープは、転位（材料に元々ある結晶格子のずれ）の移動によるものであるが、ジルコニウム中に固溶している Sn、Nb は転位を捕獲し、その動きを抑制する。NDA 被覆管と低 Sn ジルカロイ-4 被覆管のクリープ特性が同等であることは、NDA 被覆管中の固溶 Sn 及び固溶 Nb によるクリープを抑制する効果が、低 Sn ジルカロイ-4 被覆管の固溶 Sn によるそれと同程度の効果であることを示している<sup>(20)</sup>。以上より、NDA 被覆管のクリープ特性は低 Sn ジルカロイ-4 被覆管と同じとして計算モデルに組み込んで（資料 7「強度に関する説明書」の 3.2.2 項(3)d. に示す。）設計評価に反映している。

---

(注 1) 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

#### 5.2.4 照射成長<sup>(注1)</sup>

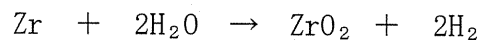
照射成長の支配要因は、ジルコニウム中の稠密六方晶（ $\alpha$  相）の向きが比較的揃った組織において中性子照射で生じる格子欠陥のうち、空孔は六方晶底面へ、格子間原子は柱面へ選択的に集まるためと言われている。第5-6図に示すように、NDA被覆管とジルカロイ-4被覆管の照射成長は、ともに高燃焼度域まで高速中性子照射量にほぼ比例している。また、NDA被覆管の照射成長はジルカロイ-4被覆管と比較して小さくなっており、この傾向は比較的高燃焼度領域まで認められる。NDA被覆管に含まれているNbは照射欠陥の動きを抑制するため、照射成長は小さくなる傾向にあると考えられる。

したがって、ジルカロイ-4被覆管と比較してNDA被覆管の照射成長は、本申請の燃料集合体の使用範囲まで照射成長量が小さくなると考えられ、これらの挙動を計算モデルに組み込んで（資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(3)e.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。

#### 5.3 耐食性

NDA被覆管が1次冷却材と接触すると、ジルカロイ-4被覆管と同様に、



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。

##### 5.3.1 酸化腐食による影響

ジルカロイ被覆管外面には、原子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）の時間変化を第5-7図に示すが、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

---

(注1) 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



て増加し、酸化膜厚さが2~3 $\mu\text{m}$  (遷移点) を超えた後は時間に対して直線的に増加する。原子炉内での被覆管酸化膜厚さを第5-8図に示す。原子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。

第5-8図から分かるように、被覆管の原子炉内腐食データは、高燃焼度領域まで取得されており、NDA被覆管については、ジルカロイ-4被覆管と比較して腐食速度の低減が認められる。

したがって、NDA被覆管の腐食挙動はジルカロイ-4被覆管と同様であり、腐食が急激に増加する領域でも耐食性の向上が維持されることから、本申請の燃料集合体の使用範囲までNDA被覆管の耐食性の向上が維持されると考えられ、これらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料7「強度に関する説明書」の3.4項(3)に示す。)設計評価に反映している。

### 5.3.2 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。被覆管の原子炉内での水素吸収量と酸化膜厚さの関係を第5-9図に示すが、NDA被覆管の水素吸収量と酸化膜厚さとはジルカロイ-4被覆管と同様に良い相関がある。酸化膜厚さと水素吸収率(酸化反応で生じた水素量に対する被覆管金属部に吸収された水素量の割合)の関係を第5-10図に示す。NDA被覆管の水素吸収特性は、ジルカロイ-4被覆管のそれと同等である<sup>(20)</sup>。これは酸化膜を透過する水素量及び金属部に吸収される水素吸収量が被覆管の種類(ジルカロイ-4被覆管及びNDA被覆管)によらないためと考えられる。

したがって、NDA被覆管の水素吸収率は腐食により発生した水素の一部が酸化膜厚さに応じてある割合で被覆管に取り込まれること、及びその割合はNDA被覆管とジルカロイ-4被覆管で同等であることから、これらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料7「強度に関する説明書」の3.4項(3)に示す。)設計評価に反映している。

また、NDA被覆管の水素吸収量は、本申請の燃料集合体の使用範囲までジルカロイ-4被覆管と比較して低減すると考えられる。

## 5.4 その他の性能

### 5.4.1 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 ( $\alpha$  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。

被覆管の耐 PCI 性を把握するため、試験炉において出力急昇試験が実施されており、最大線出力密度及び線出力密度変化幅について同時にある値 (PCI 破損しきい値) を超えた場合に PCI 破損が起こることが経験的に知られている。

NDA 被覆管の耐 PCI 性を第 5-11 図に PCI 破損しきい値とともに示す。NDA 被覆管の耐 PCI 性、すなわち SCC 破損特性はジルカロイ-4 被覆管と同等以上であり、ジルカロイ-4 被覆管で使用されている現行の PCI 破損しきい値が適用できる<sup>(20)</sup>。以上より、NDA 被覆管の PCI 破損しきい値はジルカロイ-4 被覆管と同じとする。

### 5.4.2 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第 5-3 表に示す。この表から分かるように NDA 被覆管の硬さはジルカロイ-4 被覆管の硬さと同じであり、支持格子と被覆管の接触による摩耗は被覆管材料 (ジルカロイ-4 被覆管及び NDA 被覆管) によらず同等である。以上より、NDA 被覆管の摩耗はジルカロイ-4 被覆管と同じとする。

### 5.4.3 高温特性

被覆管の相変態 ( $\alpha$  相から  $\beta$  相に変化) が生じるような高温時においては、NDA 被覆管は、ジルカロイ-4 被覆管同様、約 98wt% のジルコニウムを主成分としているため、それらの主要な特性はジルカロイ-4 と同等である。1 次冷却材喪失事故 (LOCA) にて考慮する昇温内圧破裂試験結果、高温時のジルコニウム-水反応の試験結果をそれぞれ第 5-12 図及び第 5-13 図に示す。第 5-12 図及び第 5-13 図に示すとおり、NDA 被覆管の高温破裂特性及び高温

酸化挙動はジルカロイ-4 被覆管と同等である。

第5-1表 NDAの溶融点測定結果<sup>(20)</sup>

(単位：℃)

種類	溶融点測定結果
NDA	1,796
ジルカロイ-4 (参考)	1,782

第5-2表 NDAの相変態温度測定結果<sup>(20)</sup>

(単位：℃)

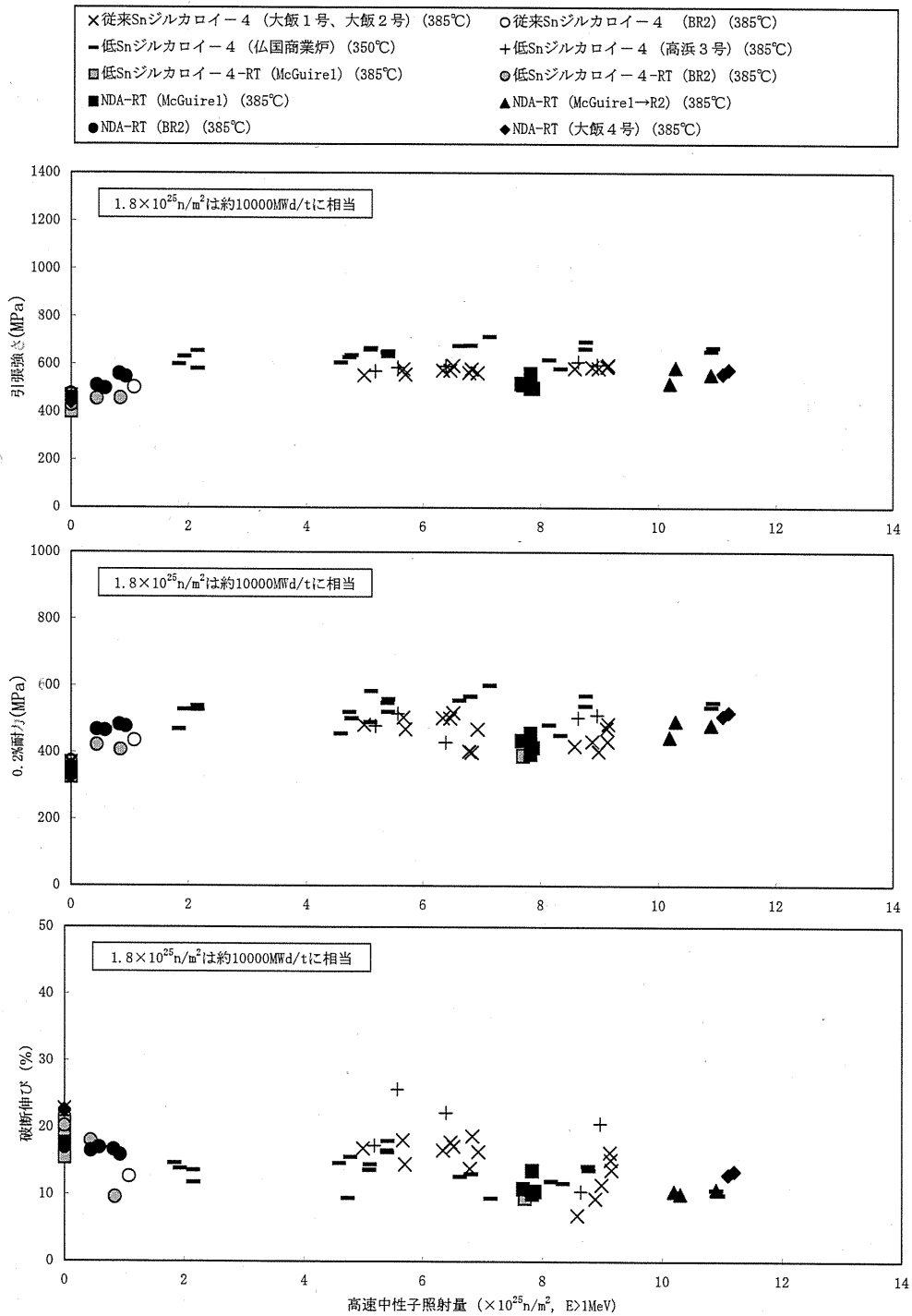
種類	$\alpha \rightarrow \alpha + \beta$	$\alpha + \beta \rightarrow \beta$
NDA	802	937
ジルカロイ-4 (参考)	820	958

第5-3表 NDA被覆管の硬さの測定結果<sup>(20)</sup>

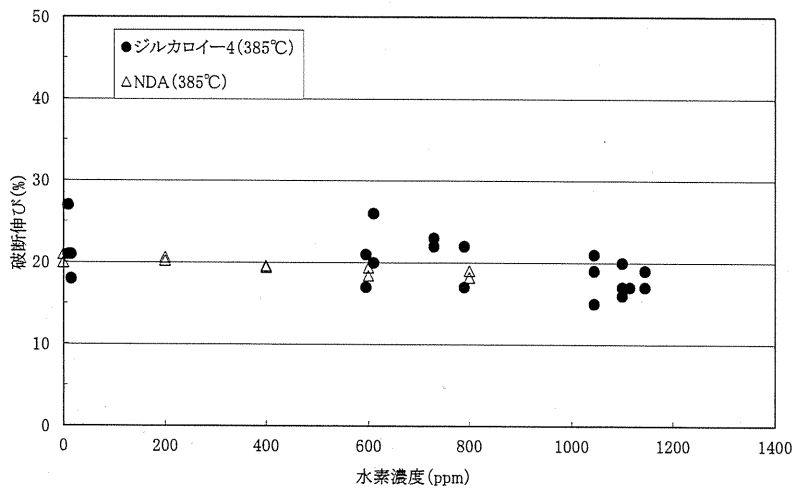
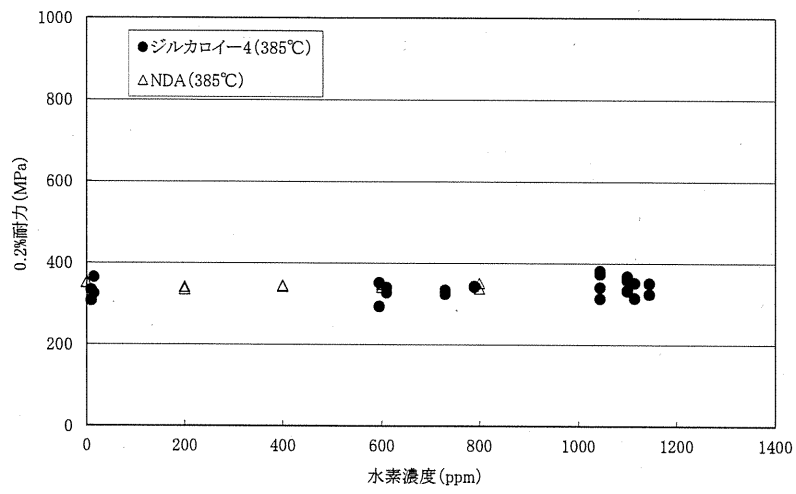
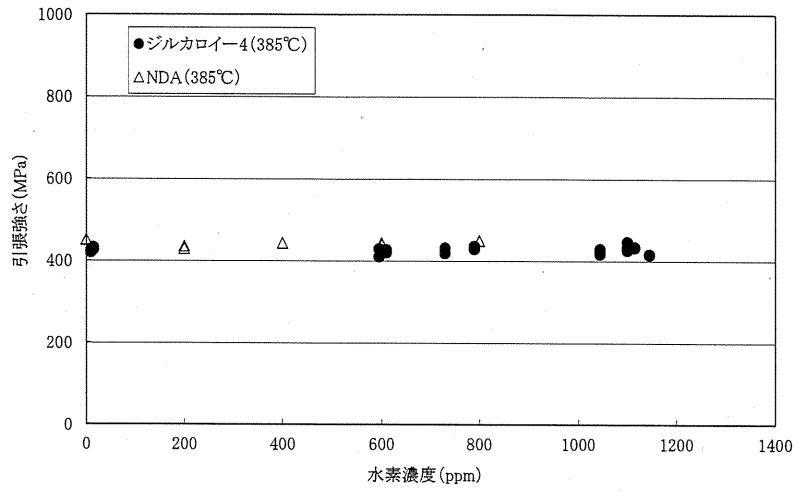
(単位：HV (ビッカース硬さ値))

種類	平均値 (HV0.2 <sup>(注1)</sup> )
NDA	215
ジルカロイ-4 (参考)	218

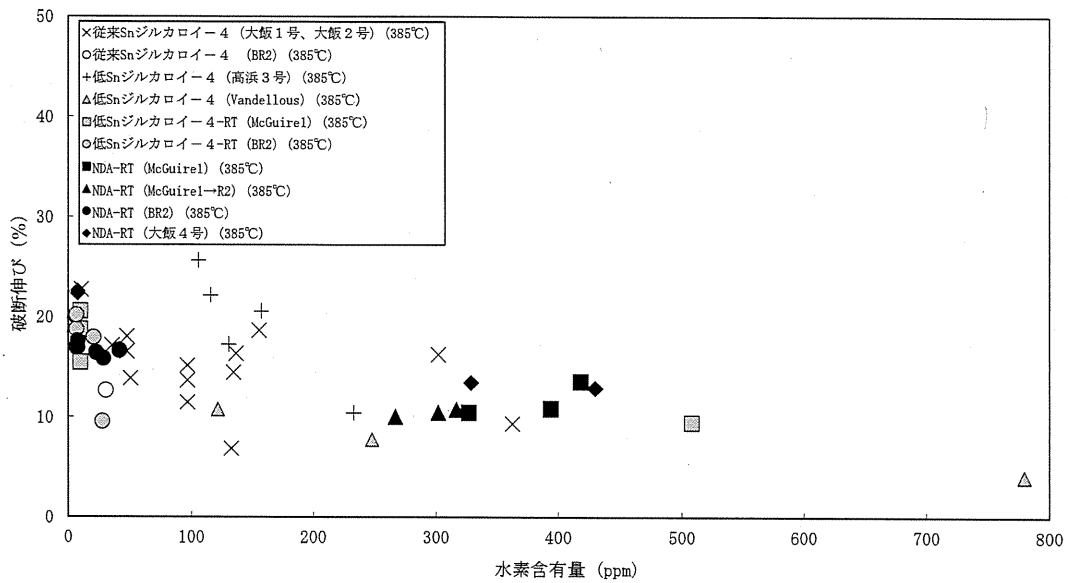
(注1) HV0.2：ビッカース硬さ試験力0.2kgf



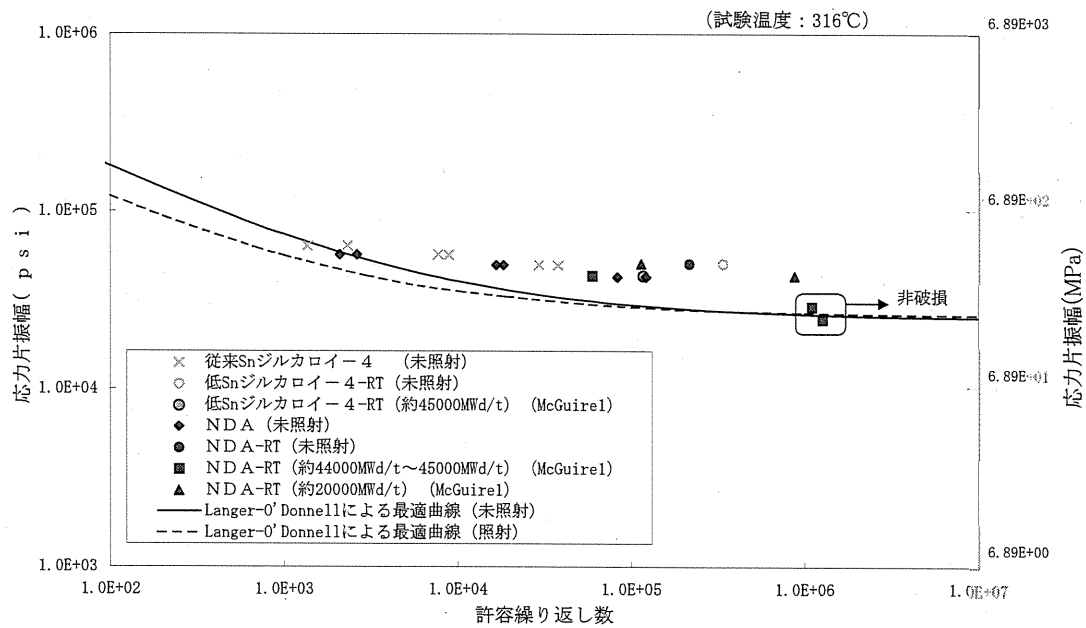
第5-1図 NDA被覆管の機械特性<sup>(20)</sup>



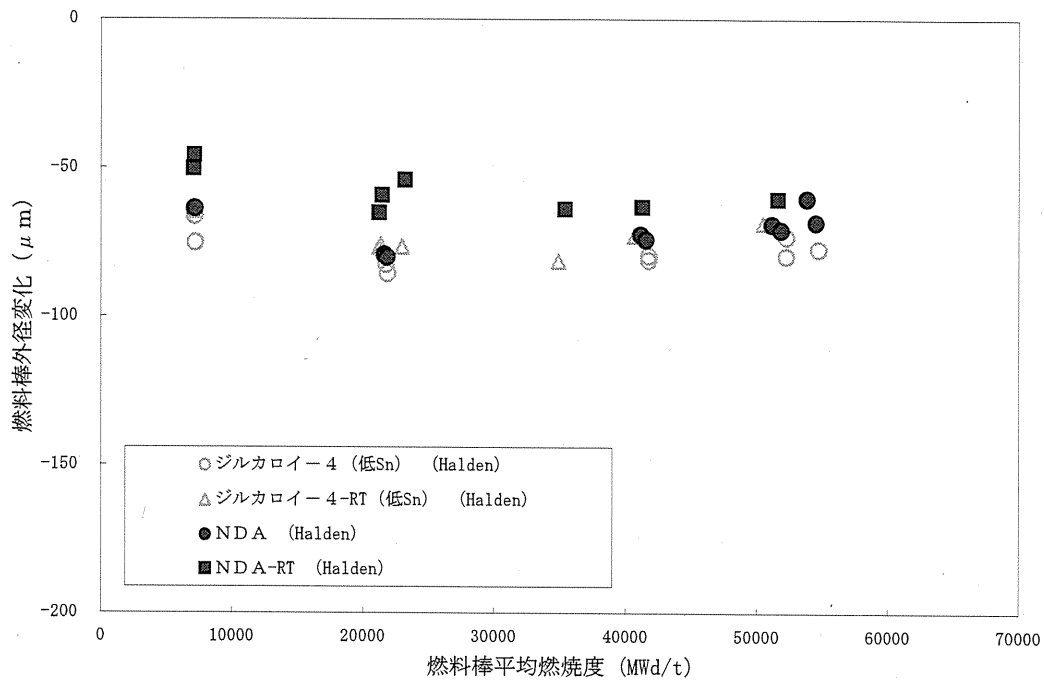
第 5-2 図 未照射 NDA 被覆管の機械特性と水素濃度の関係<sup>(20)</sup>



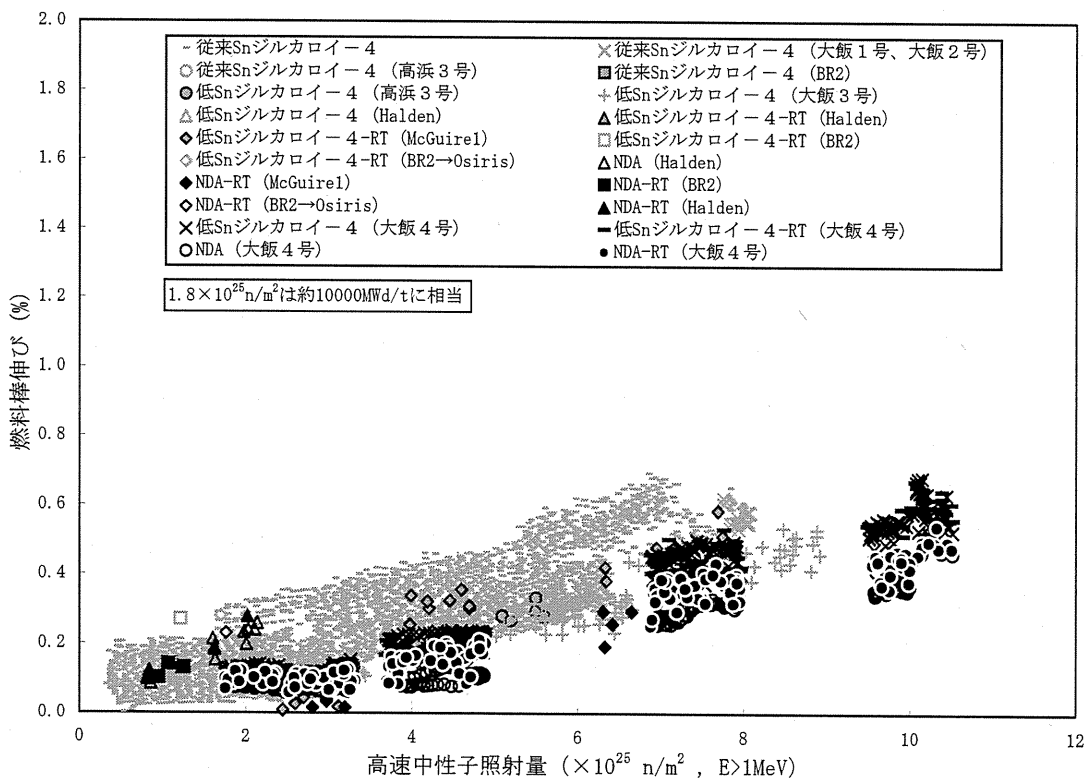
第5-3 図 被覆管水素濃度と破断伸びの関係<sup>(9)(20)</sup>



第5-4 図 NDA 被覆管の疲労強度<sup>(20)</sup>

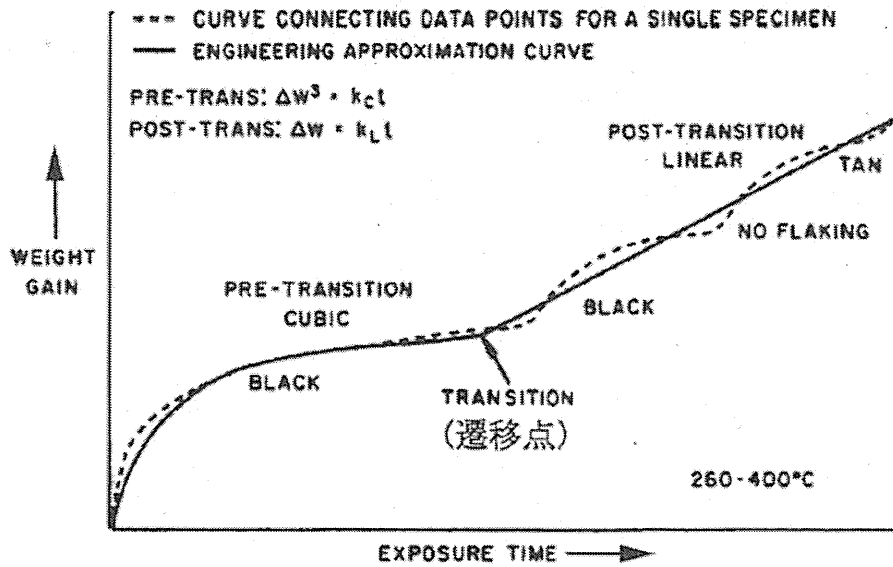


第 5-5 図 燃料棒外径変化 (実機照射セグメント燃料棒) (20)

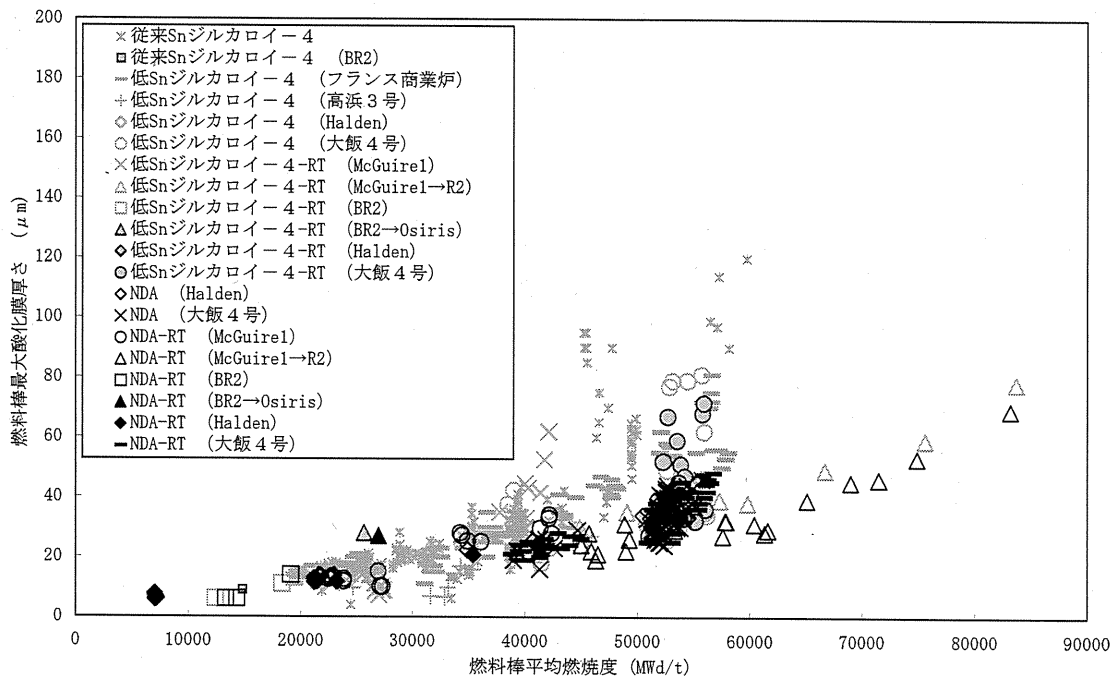


第 5-6 図 NDA 被覆管の照射成長 (20)

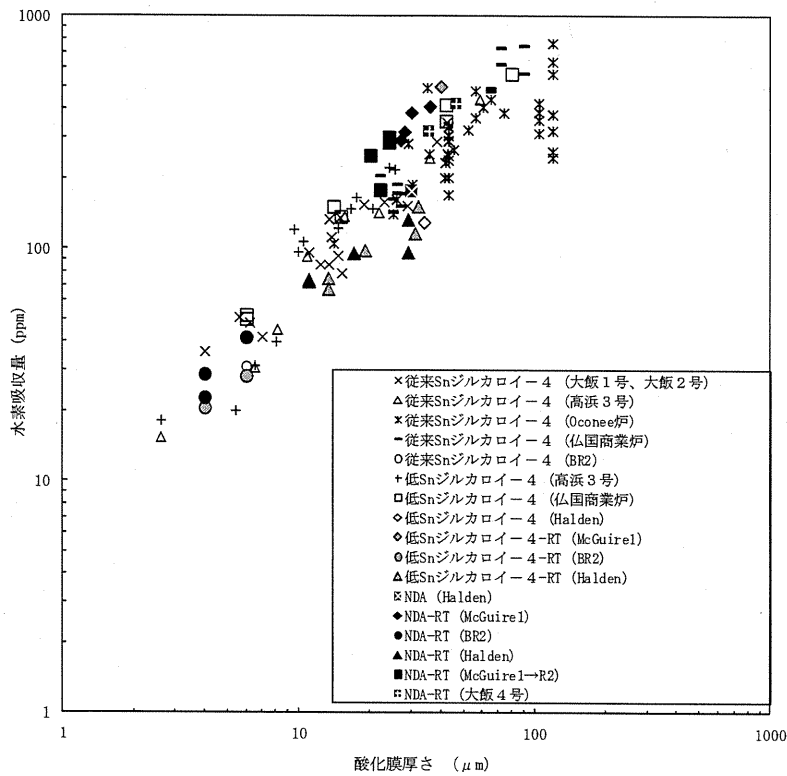




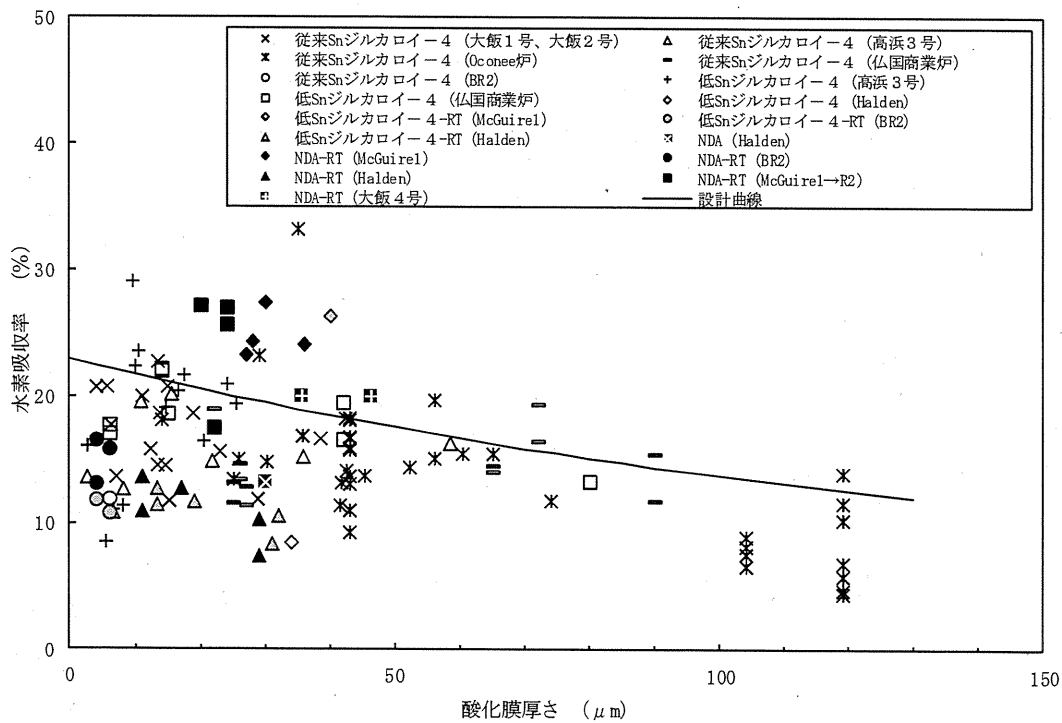
第5-7図 炉外腐食試験におけるジルカローイ-2とジルカローイ-4の典型的な腐食増量曲線<sup>(30)</sup>



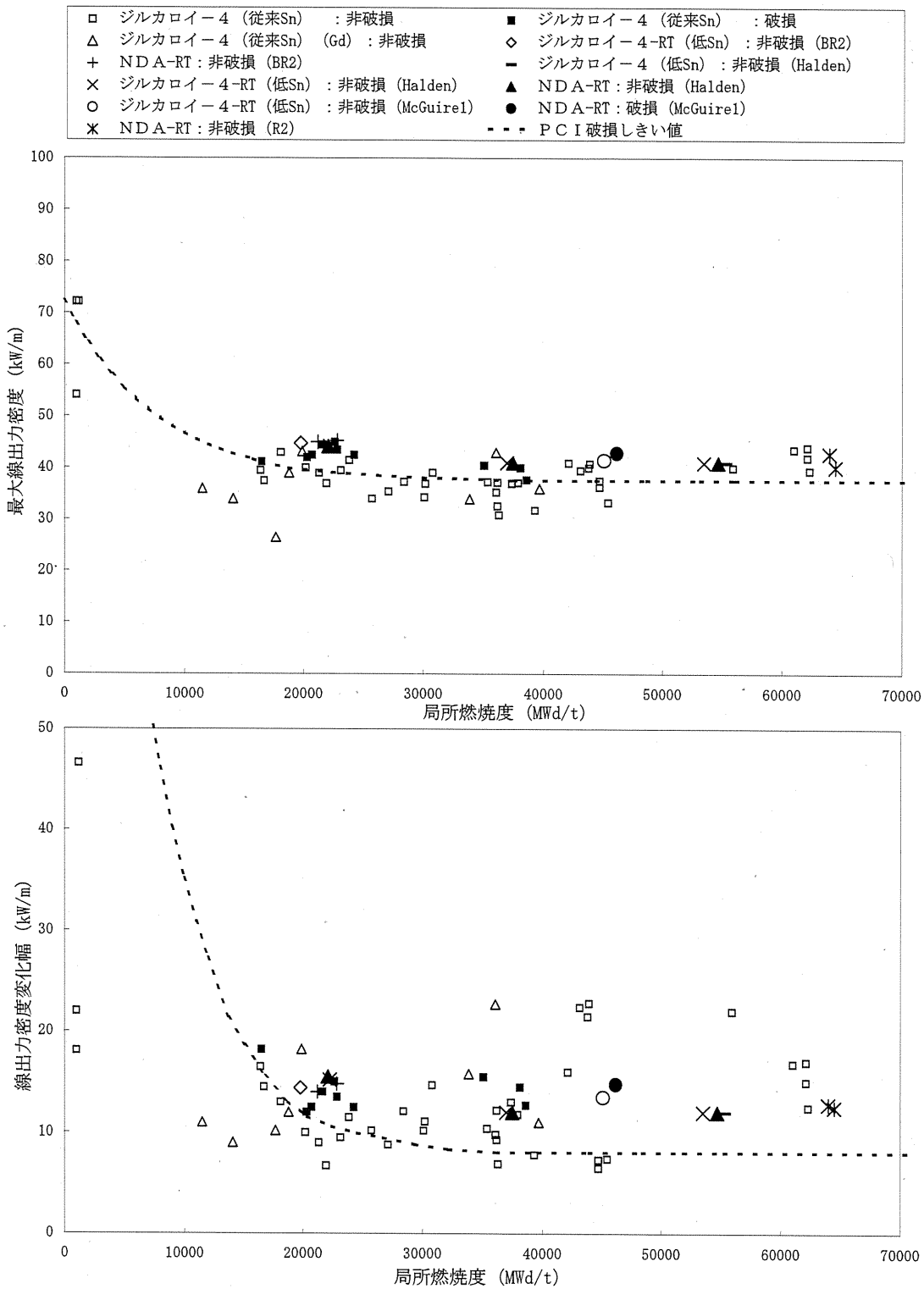
第5-8図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さ<sup>(20)</sup>



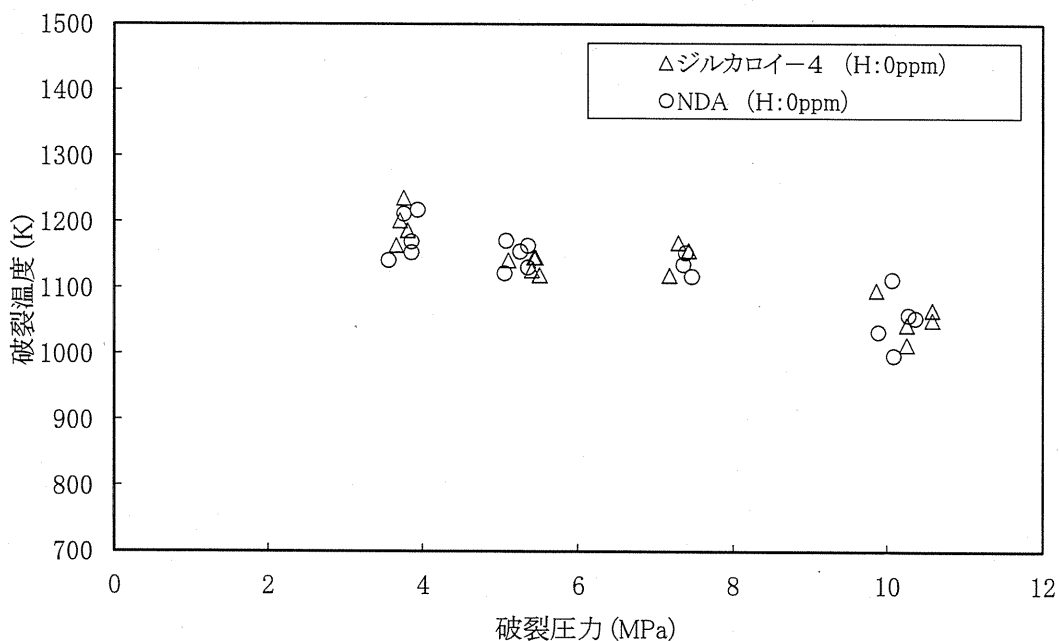
第5-9図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さと水素吸収量の関係<sup>(20)</sup>



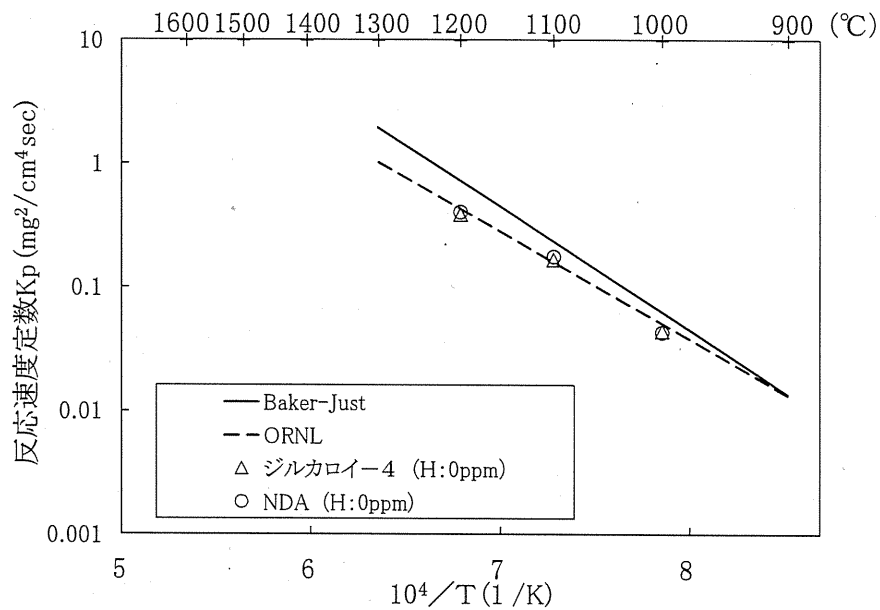
第5-10図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さと水素吸収率の関係<sup>(20)</sup>



第 5-11 図 NDA 被覆管の耐 PCI 性<sup>(20)</sup>



第5-12図 未照射管のLOCA時破裂挙動試験結果(受取管)<sup>(20)</sup>



第5-13図 未照射管のジルコニウム-水反応速度定数(受取管)<sup>(20)</sup>

## 6. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)

### 6.1 耐熱性

燃料被覆材端栓、制御棒案内シムブル、炉内計装用案内シムブル (以下制御棒案内シムブルと炉内計装用案内シムブルをまとめて「案内シムブル」という。)、制御棒案内シムブル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーには再結晶焼鈍されたジルカロイ-4 が使用されているが、原子炉内での使用温度は最大約 350°C であるため、前記第 5-1 表及び第 5-2 表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。

### 6.2 耐放射線性

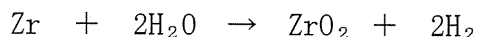
高速中性子の照射によりジルカロイ-4 材料内には格子欠陥が生じる。材料の機械的特性は金属内の転位の運動と関係するため、照射により生じた欠陥の影響を受ける。一般に、欠陥が転位の運動を妨げるため、強度が増加し、延性が低下すると考えられている。

ジルカロイ-4 材の案内シムブル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第 6-1 図に示す。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、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いため、照射によりほとんど変化しない。

なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シムブル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーは案内シムブ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ムブルと同等であり、放射線照射の影響も同等と考えられる。

### 6.3 耐食性

ジルカロイ-4 からなる構成部材は 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。

### 6.3.1 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第 6-2 図に示すが、酸化膜厚さは燃焼とともに増加する傾向を示している。第 6-2 図で照射データを包絡した条件で燃焼度約 55,000MWd/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 30 μm となり、反応厚さでみると、約 19 μm である<sup>(注1)</sup>。これは案内シンプル肉厚の 5%程度となり、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、カラー、中間部支持格子及びストッパーはジルカロイ-4材で構成されるが、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るとされる。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。

### 6.3.2 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、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第 6-3 図に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加する傾向を示している。第 6-3 図で照射データを包絡した条件で燃焼度約 55,000MWd/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 300ppm 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<sup>(31)</sup>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、カラー、中間部支持格子及びストッパ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、水素吸収による機

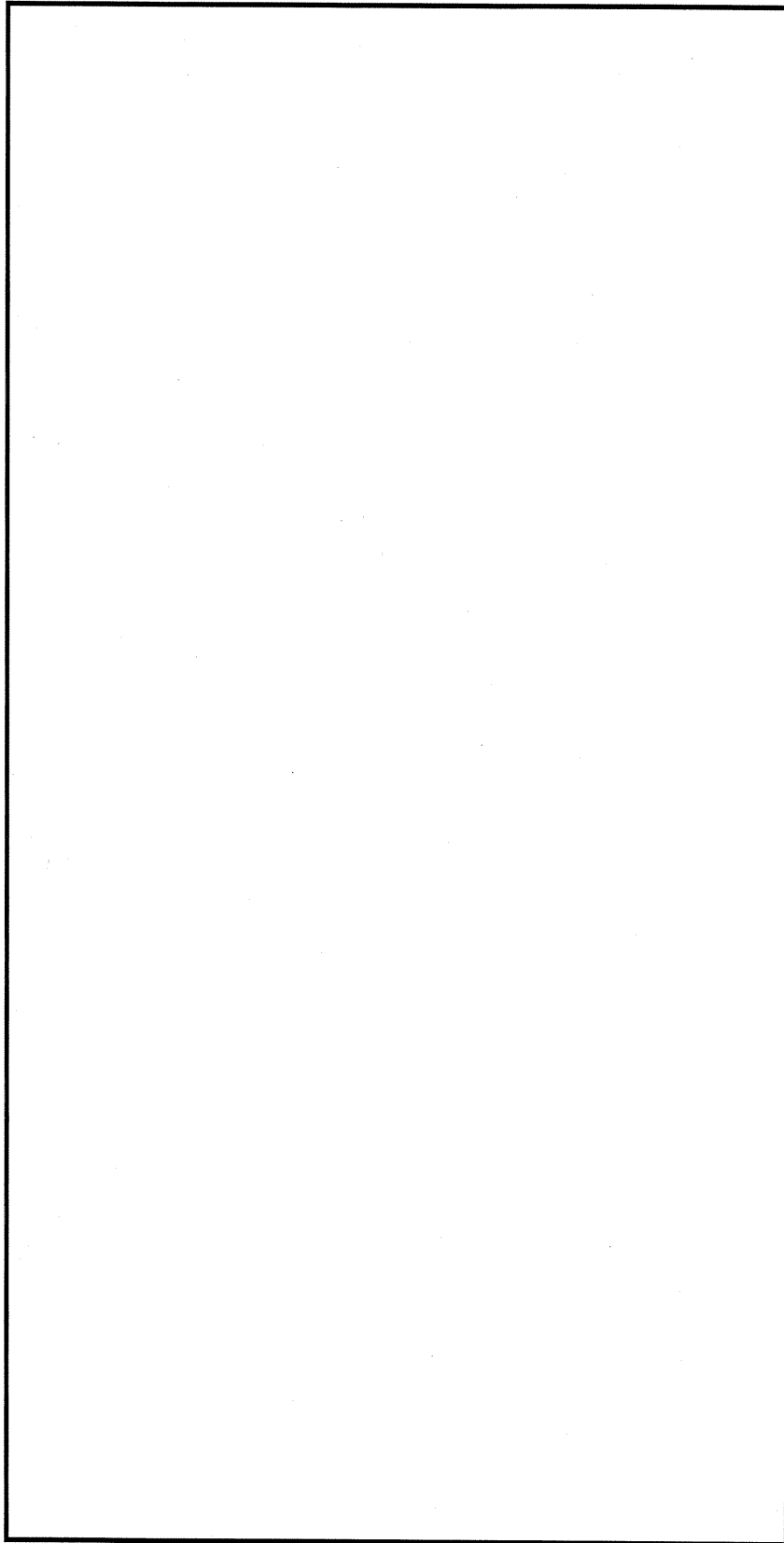
---

(注1) 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。

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

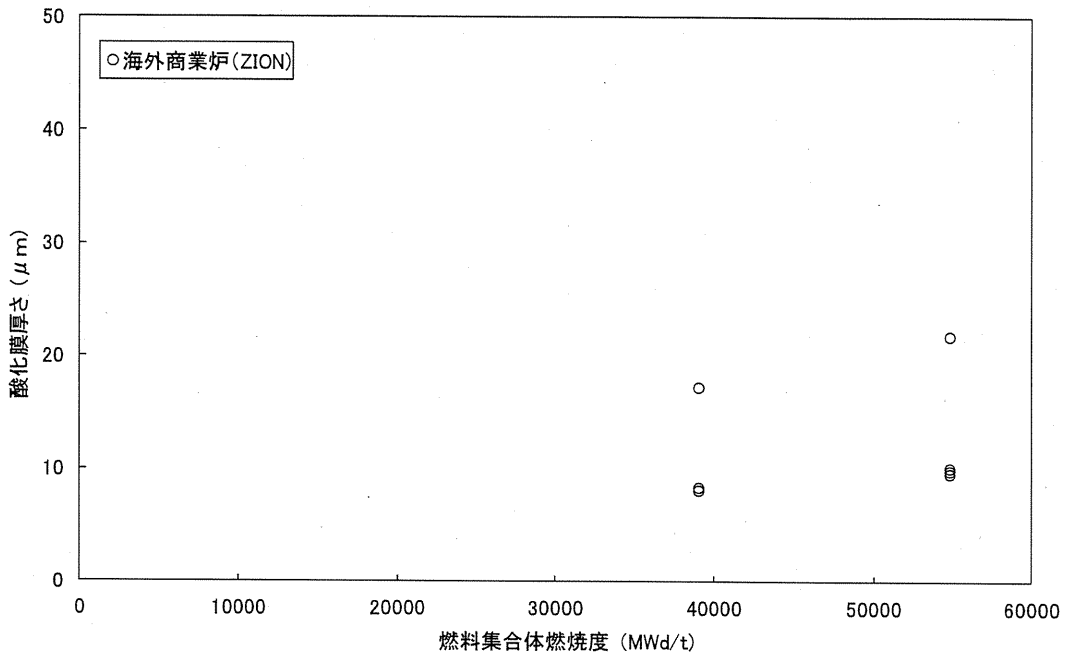
したがって、酸化膜厚さ約 30 μm は約 19 μm の減肉 (反応厚さ) を示す。

械的特性への影響を設計評価では考慮していない。

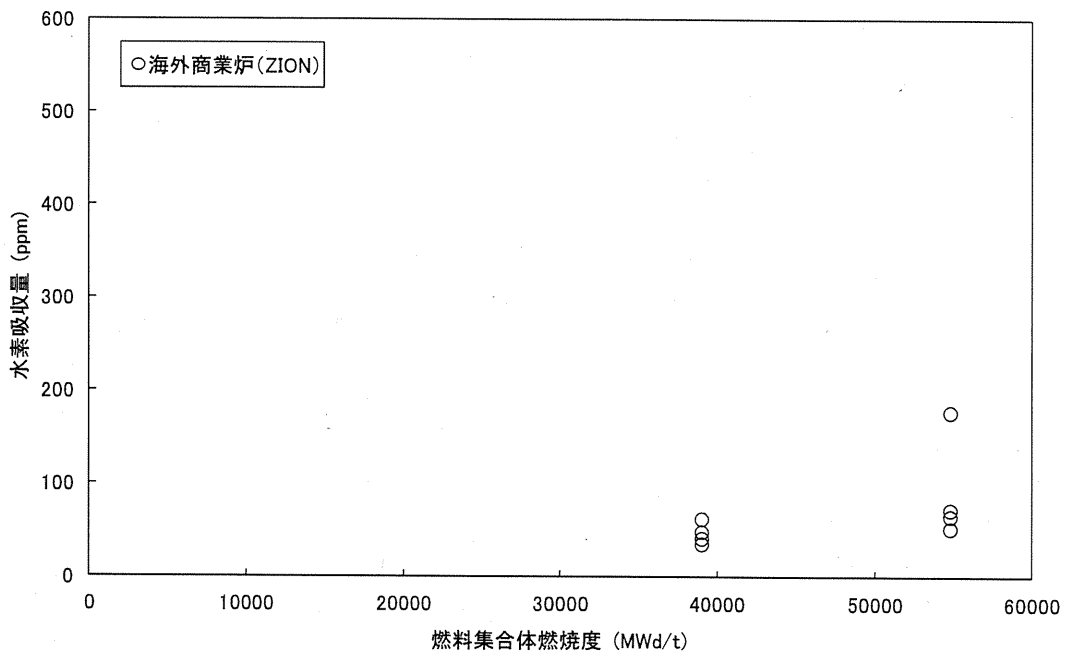


第 6-1 図 実機で照射された案内シンプルの機械特性データ<sup>(32)</sup>





第 6-2 図 実機で照射された案内シンプルの腐食データ<sup>(32)</sup>



第 6-3 図 実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データ<sup>(32)</sup>

## 7. 析出硬化型ニッケル基合金<sup>(注1)</sup> (718 合金、)

### 7.1 耐熱性

718 合金の溶融点は約 1,260°C である<sup>(33)</sup>。718 合金は最上部支持格子、最下部支持格子及び上部ノズル押さえばねに使用されるが、原子炉内での使用温度は最大約 350°C 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°C 以上の溶融点を有し、高温で安定な上に強度、耐食性に優れ、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内での最高温度は約 350°C 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第 7-1 図<sup>(34)</sup>より分かる。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°C 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、上述の通りプラントの使用条件の下ではその影響はない。

### 7.2 耐放射線性

718 合金は第 7-2 図<sup>(35)</sup>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<sup>(35)(36)</sup>。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。

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 718 合金の強度と延性を設計評価では考慮していない。

---

#### (注1) 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 合金及び  の場合には、時効処理によって生地である  $\gamma$  相の中に Ni を主成分とした  $\gamma'$  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。

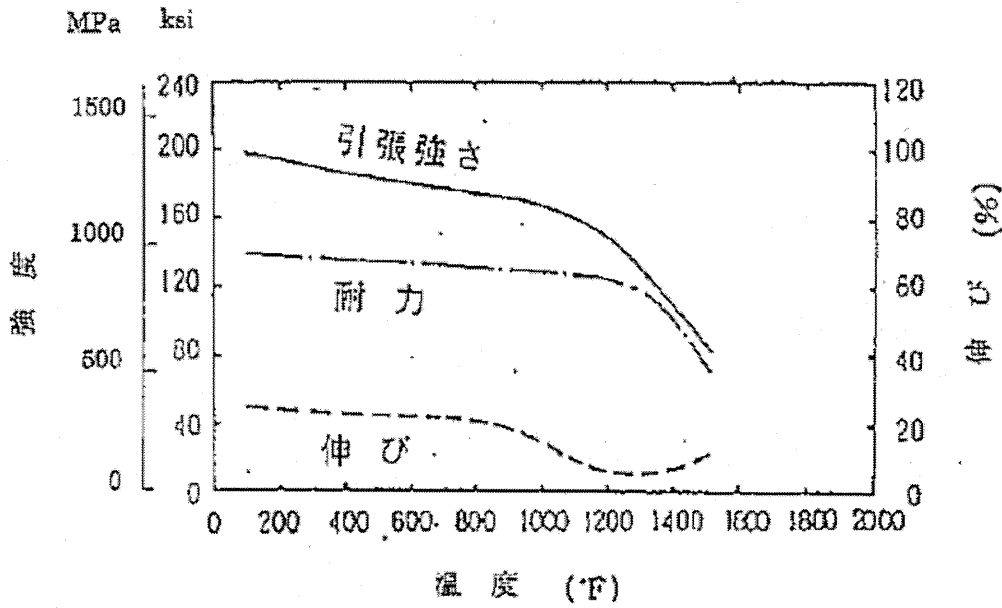
□の照射による機械的性質の変化を第 7-3 図に示す。耐力及び引張強さは照射量約  $8 \times 10^{25} \text{n/m}^2$  ( $E \geq 1 \text{MeV}$ ) までは増加し、その後減少するが高燃焼度域においても未照射材を下回ることはない。一方、伸びは照射量約  $8 \times 10^{25} \text{n/m}^2$  までは大きく減少するが、その後は照射量約  $6 \times 10^{26} \text{n/m}^2$  までほとんど変化していない。高燃焼度域において 5% 程度の伸びがあり、□の延性は確保される。

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。

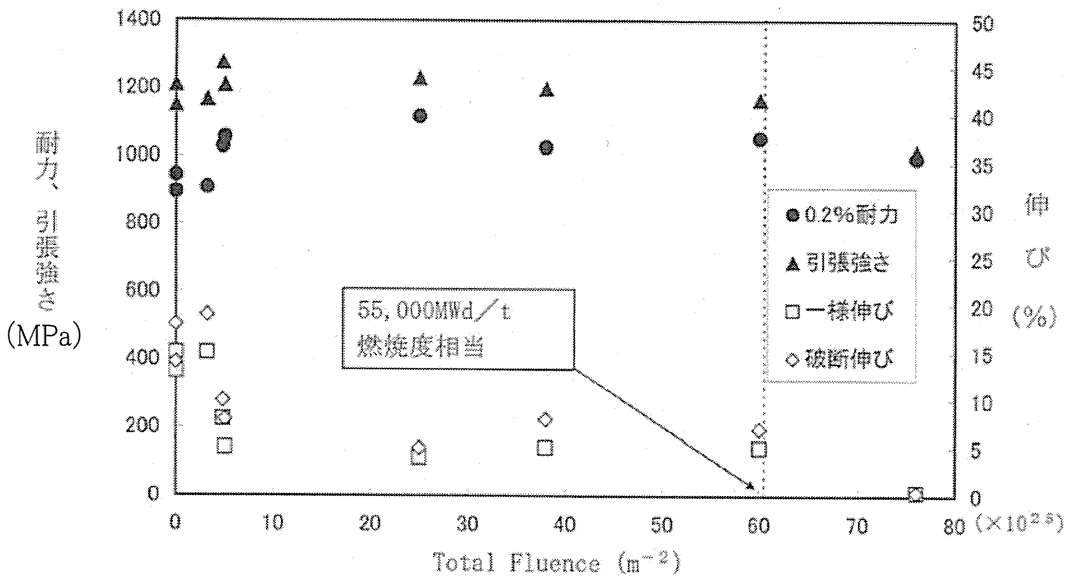
### 7.3 耐食性

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  $815^\circ\text{C}$  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。第 7-4 図に示すように腐食増量は約  $0.4 \text{mg/cm}^2$  で著しい変化がなくなる傾向にある<sup>(37)</sup>。原子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。

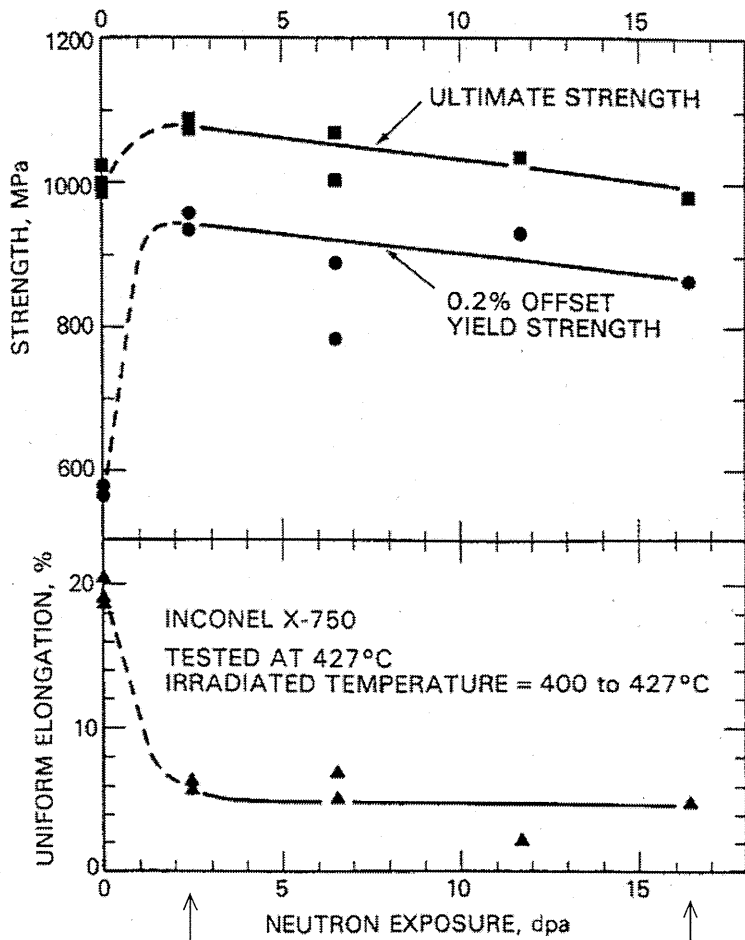
□の腐食抵抗力は一般に高く、耐食性は□と同じである<sup>(38)</sup>。第 7-4 図に示すように質量増加は約  $0.2 \text{mg/cm}^2$  で著しい変化がなくなる傾向にあり、使用条件下に対し十分な耐食性を有する。また、□は、下部プレナムコイルばねとして燃料棒の中に挿入されて使用されるが、ジルカロイ-4 との反応はそれぞれが多く合金元素から成っているため、もし反応を生じると様相は複雑である。合金元素間で反応が生じて、その状態がどのようになるかは、合金元素の状態図を用いて推測することが可能である。例えば、Zr-Ni、Zr-Fe のような合金元素間の共晶温度はともに約  $800^\circ\text{C}$  である。下部プレナムコイルばねの使用温度は約  $350^\circ\text{C}$  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。



第 7-1 図  の温度による機械的性質の変化<sup>(34)</sup>



第 7-2 図 718 合金の照射による引張性質の変化<sup>(35)</sup>  
(照射温度 400~430°C、試験温度 427°C)



高速中性子積算照射量

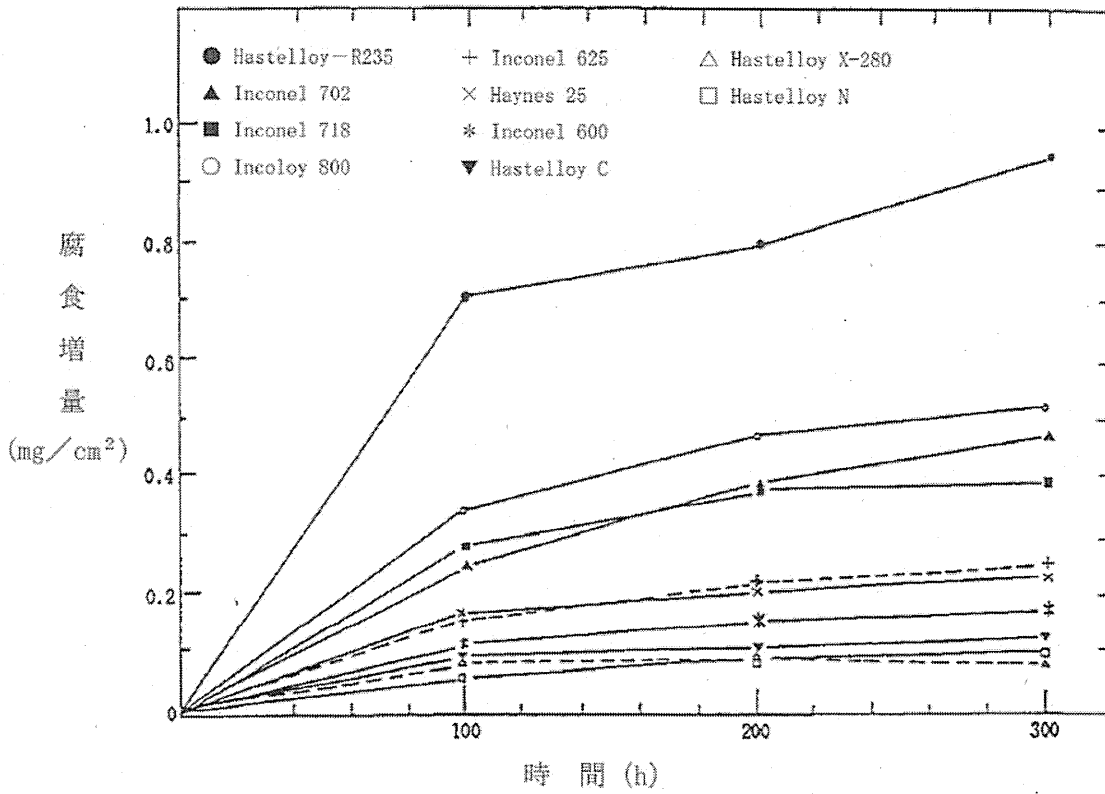
$(7.7 \times 10^{25} \text{m}^{-2}, E > 1\text{MeV})$

高速中性子積算照射量

$(5.7 \times 10^{26} \text{m}^{-2}, E > 1\text{MeV})$

第7-3図  の照射による引張性質の変化<sup>(39)</sup>

(照射温度 400~427°C、試験温度 427°C)



第7-4図 ニッケル基合金の腐食増量 (815°C) <sup>(37)</sup>

## 8. ニッケル・クロム・鉄合金 [ ]

### 8.1 耐熱性

[ ]の融点は約 1,350℃である<sup>(40)</sup>。[ ]はクランプスクリューに使用されるが、原子炉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熔融は生じない。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熔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。

### 8.2 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。

したがって、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ていない。

### 8.3 耐食性

[ ]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。前記第 7-4 図に示すように腐食増量は約 0.2mg/cm<sup>2</sup>で著しい変化がなくなる傾向にある<sup>(37)</sup>。原子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。

## 9. オーステナイト系ステンレス鋼

上部ノズル、下部ノズルはステンレス鋼鋳鋼製であり、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、シンプルスクリュウ及びロッキングカップはオーステナイト系ステンレス鋼製である。ステンレス鋼鋳鋼の化学成分、機械的特性はオーステナイト系ステンレス鋼と同等であり、耐熱性、耐放射線性及び耐食性は同等と考えられる。このため、以下ではオーステナイト系ステンレス鋼について特性を述べる。

### 9.1 耐熱性

オーステナイト系ステンレス鋼（以下「ステンレス鋼」という。）の溶融点は約 1,400°C 以上である<sup>(8)</sup>。ステンレス鋼の原子炉内での使用温度は最大約 350°C であり、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。

### 9.2 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、第 9-1 図<sup>(41)</sup>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、第 9-2 図<sup>(41)</sup>に示すように引張強さについても増加する傾向を示す<sup>(8)</sup>。

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<sup>(41)(42)</sup>。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。

### 9.3 耐食性

ステンレス鋼は高温水中で極めて優れた耐食性を有する材料である。

その腐食量は、第 9-3 図<sup>(43)</sup>に示すように 300°C 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第9-4図<sup>(43)</sup>より推定すると約0.4mg/cm<sup>2</sup>であり<sup>(注1)</sup>、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。

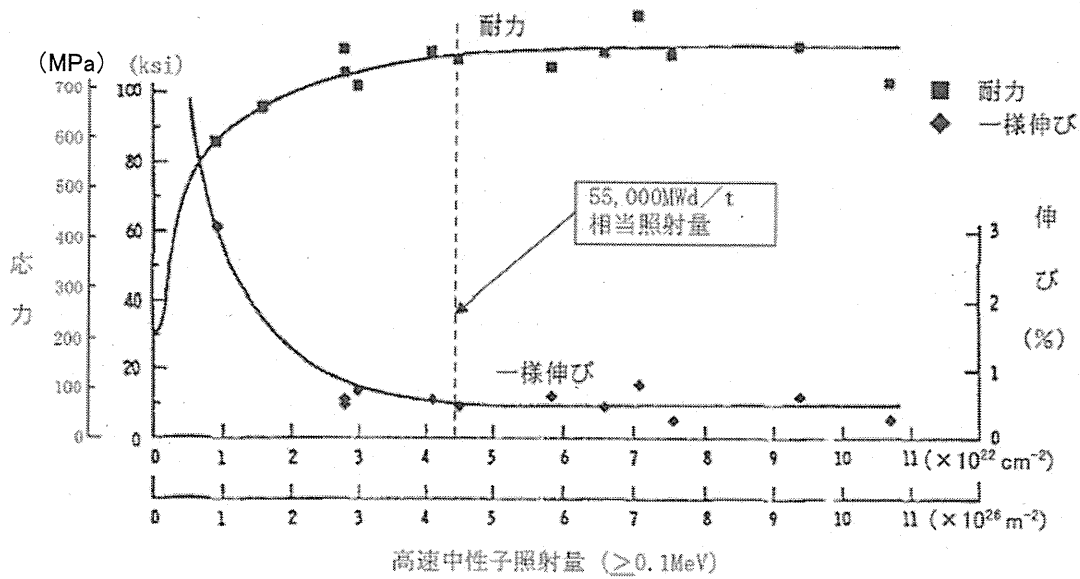
また、PWRの1次冷却材は塩素イオン濃度を0.05ppm以下、溶存酸素濃度を5ppb以下と低く管理し、かつpHの調整を行う等ステンレス鋼の腐食を抑制するように配慮しており、このような条件下では第9-5図に示すようにステンレス鋼で応力腐食割れはないと考えられる。したがって、ステンレス鋼で応力腐食割れを発生させないようにプラントの運転管理で考慮していることから、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

---

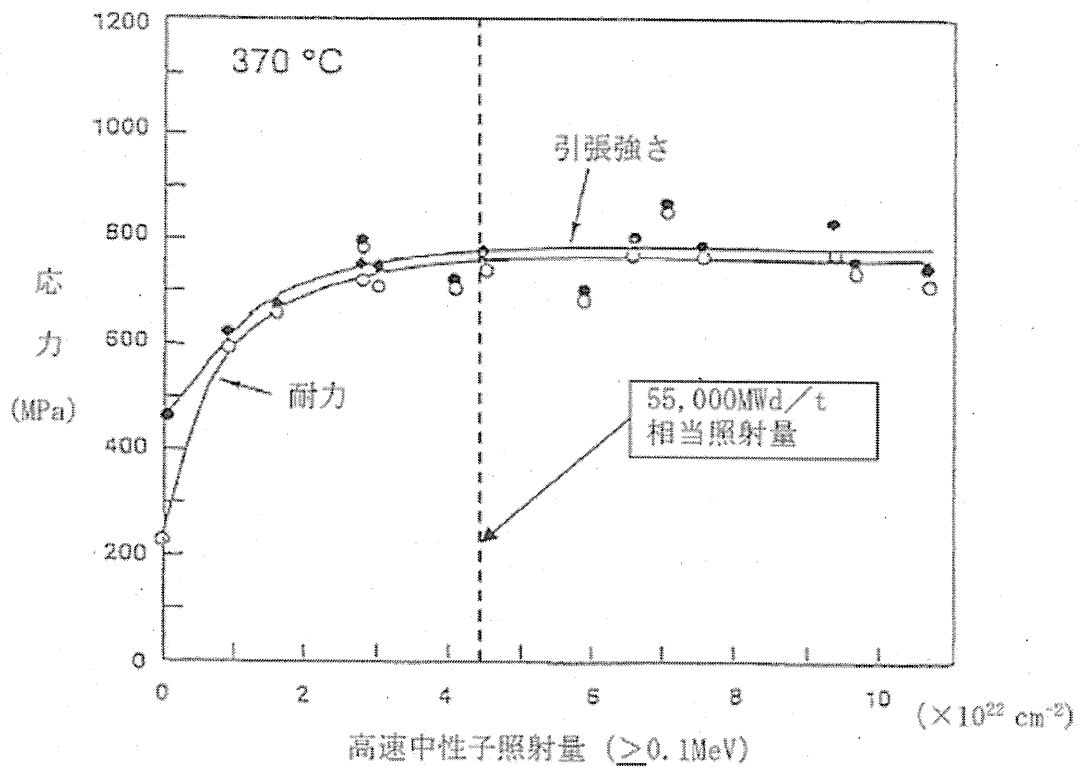
(注1) 第9-4図の縦軸は、その時間までの月当たりの平均腐食率を計算した結果を表しており、5年間(43,800hr)での平均腐食率をみると、約0.6mg/dm<sup>2</sup>・monthであることから5年間の増量は、

$$\begin{aligned} 0.6\text{mg/dm}^2\cdot\text{month}\times 5\text{年}\times 12\text{月} &= 36\text{mg/dm}^2 \\ &= 0.36\text{mg/cm}^2 \\ &= \text{約} 0.4\text{mg/cm}^2 \end{aligned}$$

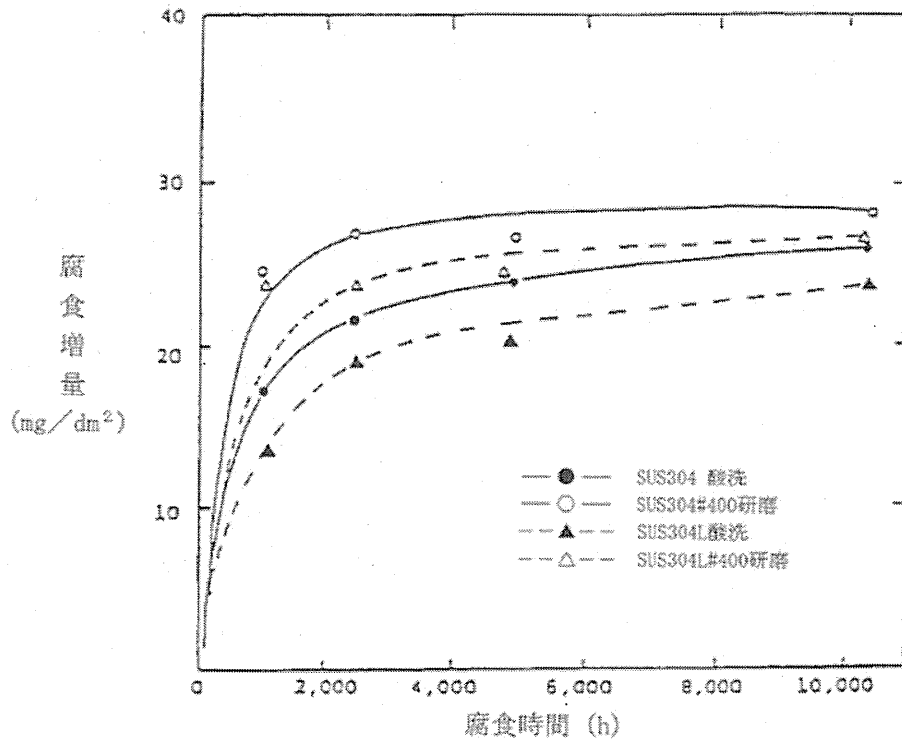
となる。このときの酸化膜厚さは約2.5μmとなり、腐食により金属部の肉厚は減少するが、上記の酸化膜厚さを金属部の減肉量に換算すると約0.5μmに相当する。



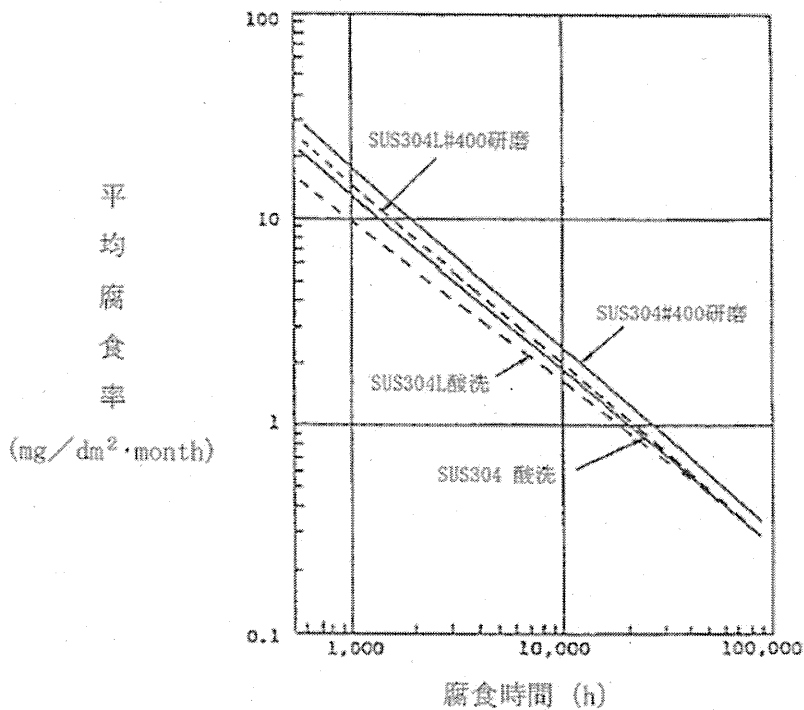
第9-1図 SUS304鋼の照射による機械的性質の変化<sup>(41)</sup>  
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)



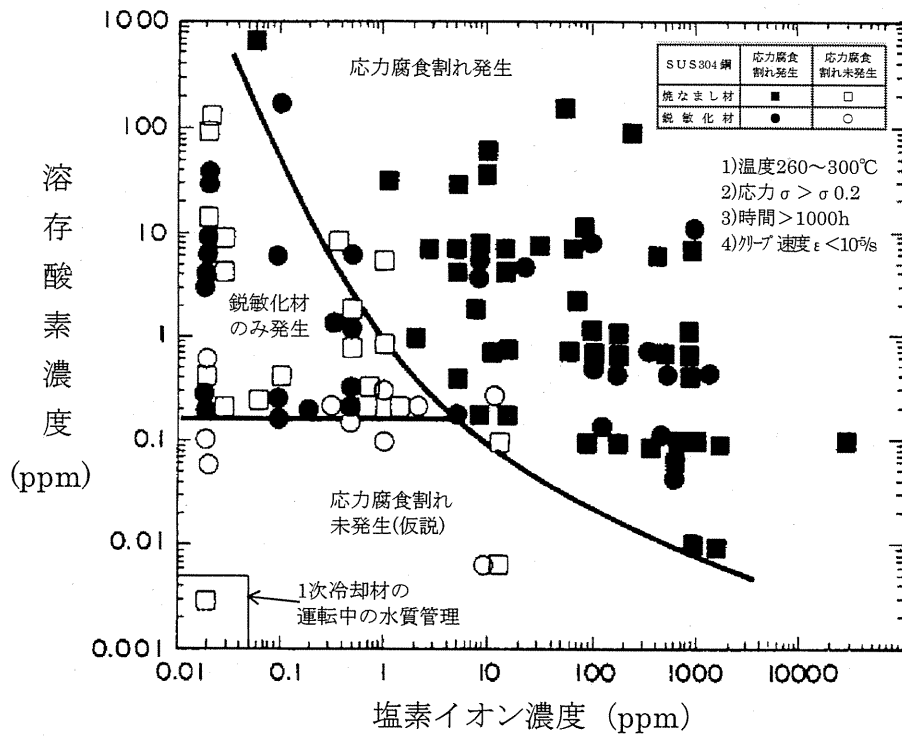
第9-2図 SUS304鋼の照射による機械的性質の変化<sup>(41)</sup>  
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)



第 9-3 図 SUS304 鋼の高温水中腐食 (試験温度 300°C) <sup>(43)</sup>



第 9-4 図 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 <sup>(43)</sup>



第 9-5 図 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<sup>(44)</sup>

## 10. 参考文献

- (1) N. Oi et al., "BWR Fuel Performance and Recent Trend of R&D in Japan", ANS 1988, Williamsburg
- (2) J. Belle, "Uranium Dioxide; Properties and Nuclear Application", USAEC (1961)
- (3) H. Stehle and H. Assmann, "The Dependence of In-reactor  $UO_2$  Densification on Temperature and Microstructure", J. Nucl. Mat., 52, 303 (1974)
- (4) M.O. Marlowe, "Predicting in-reactor Densification Behavior of  $UO_2$ ", Trans. AM. Nucl. Soc., 17, 166 (1973)
- (5) J.K. Hohorst et al., "SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual, Volume 4:MATPRO-A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis", NUREG/CR-5273 (1990)
- (6) M. Kinoshita et al., "High Burnup RIM Project(II) Irradiation and Examination to Investigate RIM-Structured Fuel", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah
- (7) M. Mongensen et al., "Behavior of Fission Gas in the Rim Region of High Burn-up  $UO_2$  Fuel Pellets with Particular Reference to Results from an XRF Investigation", J. Nucl. Mat., 264 pp.99-112 (1999)
- (8) 長谷川正義 編, "ステンレス鋼便覧 初版", 日刊工業新聞社 (1960)
- (9) (財)原子力発電技術機構, "平成11年度 軽水炉改良技術確証試験(高燃焼度等燃料に関するもの)に関する報告書", 平成12年3月

- (10) (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 (改訂第5版)”, 平成25年3月
- (11) (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
- (12) J.O. Barner, et al., “High Burnup Effects Program - Final Report”, HBEP-61 (1990)
- (13) S. Doi et al., “High Burnup Experience of PWR Fuel in Japan”, ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France
- (14) 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)
- (15) 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 (1977)
- (16) 宇根ら, “高温高圧水中における未照射ペレットの腐食挙動”, 日本原子力学会「1995春の年会」要旨集 L45, 1995年3月, 東工大
- (17) J.A. Christensen et al., “Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide”, Trans. AM. Nucl. Soc., 7, 390 (1965)
- (18) J.L. Bates, “Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide”, J. Nucl. Mat., 36, 234 (1970)
- (19) J.A. Christensen, “Irradiation Effects on Uranium Dioxide Melting”, HW-69234 (1962)

- (20) 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 8, (2011)
- (21) J.O. Barner et al., “Relationship between Microstructure and Fission Gas Release in High Burnup  $UO_2$  Fuel with Emphasis on the RIM Region”, ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France
- (22) 園田ら, “高燃焼度時の燃料細粒化現象の照射研究 (HBRP) (2) -しきい条件・密度低下・残留ガス-”, 日本原子力学会「2002 年春の年会」要旨集, 2002 年 3 月, 神戸商船大学
- (23) R. J. Beals et al., “Behavior of Urania-Rare-Earth Oxides at High Temperatures”, J. Am. Cer. Soc., 52, No. 11, pp.578-581 (1969)
- (24) T. Wada et al., “Behaviour of  $UO_2$ - $Gd_2O_3$  Fuel”, Paper 63, Nucl. Fuel Performance (1973)
- (25) L.N. Grossman et al., “(U,Gd) $O_{2.00}$  Phase Equilibria at High Temperatures”, Paper 453-458 presented to C.N.R.S. Colloquium (1972)
- (26) (財) 原子力発電技術機構, “平成 9 年度 軽水炉改良技術確証試験 (高燃焼度等燃料に関するもの) に関する報告書”, 平成 10 年 3 月
- (27) R.M. Adams and A. Glassner, “Reactor Development Program Progress Report”, ANL-6705, April 15 (1963)
- (28) 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会, “PWR 燃料の高燃焼度化 (ステップ 2) 及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について”, 平成 13 年 12 月 7 日

- (29) S. T. Mahmood et al., "Post-Irradiation Characterization of Ultra-High-Fluence Zircaloy-2 Plate", ASTM STP 1354 (2000)
- (30) E. Hillner, "Corrosion of Zirconium-Base Alloys - An Overview", Zirconium in the Nuclear Industry:3rd International Conference, ASTM STP 633 , pp.211-235 (1977)
- (31) J. BAI et al., "Effect of Hydrides on the Ductile-brittle Transition in Stress-relieved, Recrystallized and  $\beta$ -Treated Zircaloy-4", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon
- (32) W.A. Franks and L. Geller, "The Benefit of Extended Burnup in Fuel Cycle Cost", SAND86-7089 (1986)
- (33) Technical Bulletin, "Inconel Alloy 718", International Nickel Co.
- (34) Technical Bulletin, "Huntington Alloys Handbook", Huntington Alloy Co.
- (35) W. J. Mills, "Effect of irradiation on the fracture toughness of Alloy 718 plate and weld", J. Nucl. Mat., 199, pp.68-78 (1992)
- (36) A. F. Rowcliffe et al., "Environmental Effects on Cladding Mechanical Properties", Trans. AM. Nucl. Soc., 38, pp.266-267 (1981)
- (37) T. T. Claudson and R. E. Westerman, "An Evaluation of the Corrosion Resistance of Several High Temperature Alloys for Nuclear Applications", BNWL-155 (1965)



(38)

(39)

(40)

(41) R.W. Cahn et al., "Materials Science and Technology"

(42) T. Matsuoka et al., "Intergranular Cracking in Cladding Tube of PWR  
RCCA Rodlets", JSME International Journal Series A, 38 (1995)

(43) T. Maekawa and M. Kagawa, "Corrosion of Stainless Steels in High-  
Temperature Boric Acid Solutions", Corrosion Engineering, 17, No. 3  
(1968)

(44) A. J. Sedriks, "Corrosion of Stainless Steels", Wiley (1979)

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

設計及び工事計画認可申請 資料9

伊方発電所第3号機

## 目 次

- 資料9-1 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9-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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

設計及び工事計画認可申請 資料9-1

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要	資 9-1- 1
2. 基本方針	資 9-1- 1
2.1 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	資9-1- 1
2.2 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	資9-1- 2
2.3 設工認対象設備の施設管理	資9-1- 2
2.4 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	資9-1- 2
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	資 9-1- 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 及び情報伝達に関する事項を含む。）	資9-1- 3
3.1.1 設計に係る組織	資9-1- 4
3.1.2 工事及び検査に係る組織	資9-1- 4
3.1.3 調達に係る組織	資9-1- 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	資9-1- 6
3.2.1 設計、工事及び検査のグレード分けの適用	資9-1- 6
3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査	資9-1- 6
3.3 設計に係る品質管理の方法	資9-1- 9
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	資9-1- 9
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	資9-1- 9
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	資9-1-12
3.3.4 設計における変更	資9-1-20
3.4 工事に係る品質管理の方法	資9-1-20
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）	資9-1-20
3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	資9-1-21
3.5 使用前事業者検査の方法	資9-1-22
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項	資9-1-22

3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の 繋がり の明確化	資9-1-23
3.5.3 使用前事業者検査の計画	資9-1-24
3.5.4 検査計画の管理	資9-1-27
3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査 の管理	資9-1-27
3.5.6 使用前事業者検査の実施	資9-1-27
3.6 設工認における調達管理の方法	資9-1-31
3.6.1 供給者の技術的評価	資9-1-31
3.6.2 供給者の選定	資9-1-31
3.6.3 調達物品等の調達管理	資9-1-31
3.6.4 供給者の品質保証監査	資9-1-33
3.7 文書及び記録の管理、識別管理及び トレーサビリティ	資9-1-34
3.7.1 文書及び記録の管理	資9-1-34
3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ	資9-1-38
3.8 不適合の管理	資9-1-39
4. 適合性確認対象設備の施設管理	資 9-1-39
様式-1 本設工認に係る設計の実績、工事 及び検査の計画【施設(設備)】(例)	資9-1-41
様式-2 適合性確認対象設備の抽出と適用条文等の整理(例)	資9-1-42
様式-3 設備リスト(例)	資9-1-43
様式-4 設工認添付書類星取表(例)	資9-1-44
様式-5 各条文の設計の考え方(例)	資9-1-48
様式-6 要求事項との対比表(例)	資9-1-49
様式-7 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)	資9-1-50
様式-8 適合性確認対象設備ごとの調達に係るグレード分け 及び実績(設備関係)(例)	資9-1-51
添付-1 当社におけるグレード分けの考え方	資9-1-52
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	資9-1-58
添付-3 設工認における解析管理について	資9-1-60
添付-4 当社における設計管理・調達管理について	資9-1-65

## 1. 概要

本資料は、設工認品質管理計画に基づき、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、以下のとおり説明する。

### 2.1 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に関する事項を含む。）」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、文書及び記録の管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.7 文書及び記録の管理、識別管理及びトレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合の管理」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。

- ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）別表第二対象設備のうち、設工認対象設備に対す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（以下「技術基準規則」という。）の条文ごとの基本設計方針の作成
- ・ 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。

## 2.2 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、設工認の申請（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に関する事項を含む。）」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、文書及び記録の管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.7 文書及び記録の管理、識別管理及びトレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合の管理」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を用いて示す。

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（文書及び記録の管理、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。

## 2.3 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。

## 2.4 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保証体制の下で実施するため、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の管理を含む評価及び改善については、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。



また、当社の品質保証活動は、健全な安全文化の育成及び維持活動と一体となった活動を実施している。

### 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

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の指定、秘密情報を扱う者の名簿での登録管理、電子情報に第三者がアクセスできないよう専用のサーバーによる管理等を実施する。

#### (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、電子情報に第三者がアクセスできないよう専用のサーバーによる管理、並びに特定重大事故等対処施設に係る調達の際に施設名が特定されない名称にするとともに、調達要求事項に秘密保持に係る要求を設け情報管理を行う等の管理を実施する。

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に関する事項を含む。）

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」）の各プロセスにおける具体的な体制については第3.1-1表に示す。

第3.1-1表に示す主管する箇所に属するグループリーダー及び課長（以下「主管する箇所の長」という。）は、担当する設備に関する設計及び工事並びに調達について、責任と権限を持つ。

発電所長から指名を受けた検査責任者は、担当する検査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実施する。

この設計は、設計を主管する箇所を統括する部長の責任の下で実施する。

また、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。

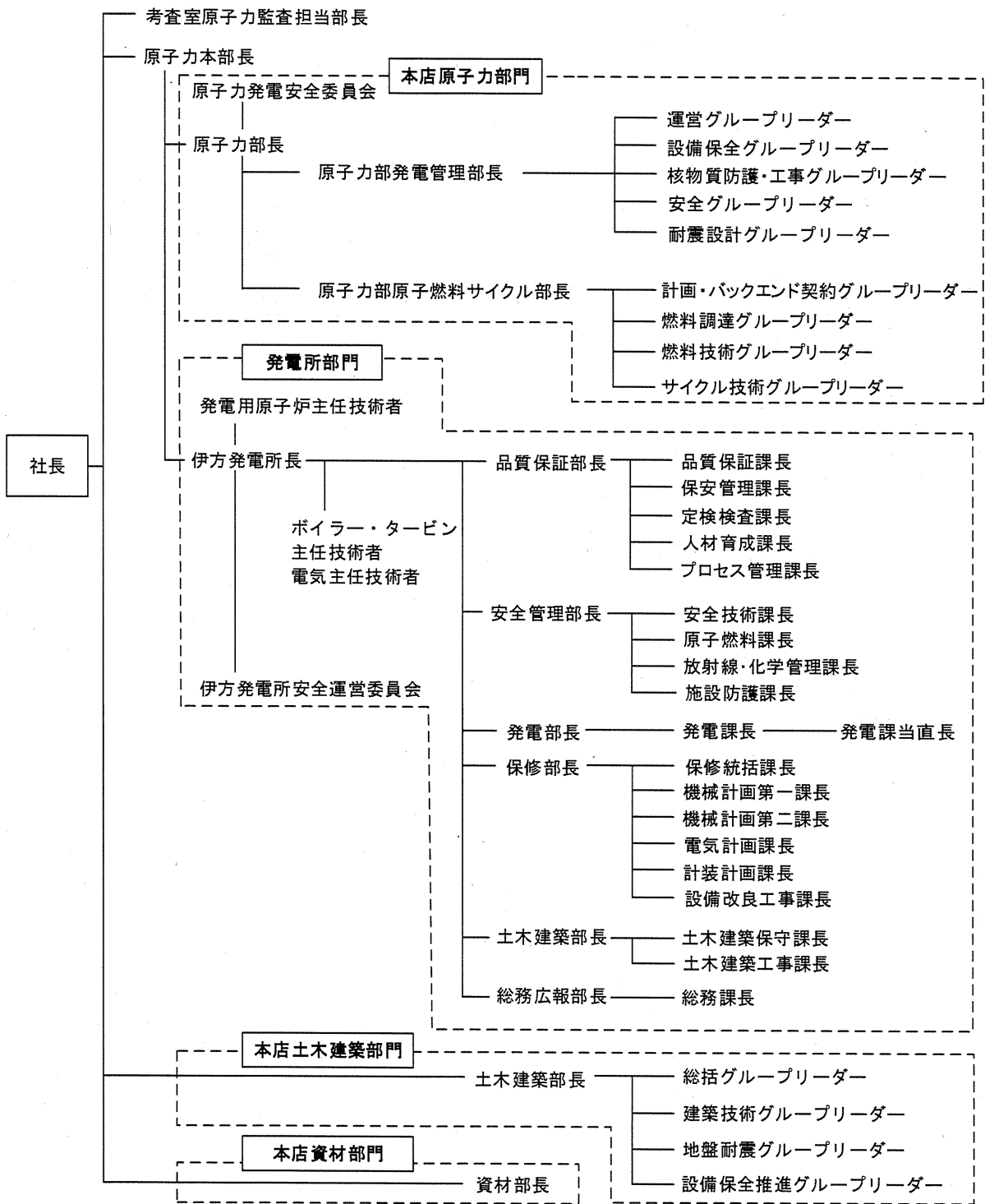
設工認に基づく検査は、第3.1-1表に示す主管箇所のうち工事を主管する箇所とは別の箇所の者を検査責任者として発電所長が指名して実施する。

また、設工認に基づき実施した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表に示す主管箇所のうち、「3.6 設工認における調達管理の方法」に係る箇所が調達を実施する。

また、設工認に基づき実施した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。



※主管する箇所の長とは、各プロセスを主管するグループリーダー及び課長をいう。

第3.1-1図 本店組織及び発電所組織に係る体制（令和4年7月1日時点）

第3.1-1表 各プロセスの実施の体制

項番号	プロセス	主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	本店原子力部門 本店土木建築部門
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	本店原子力部門 本店土木建築部門 発電所部門
3.6	設工認における調達管理の方法	本店原子力部門 本店土木建築部門 本店資材部門 発電所部門

### 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、工事及び検査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必要な設備の設計である。

従って、設工認の設計には、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計を一律適用することで、1つのグレードで管理する。

ただし、工事及び検査については、「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」に示すグレード分けの考え方を適用し、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

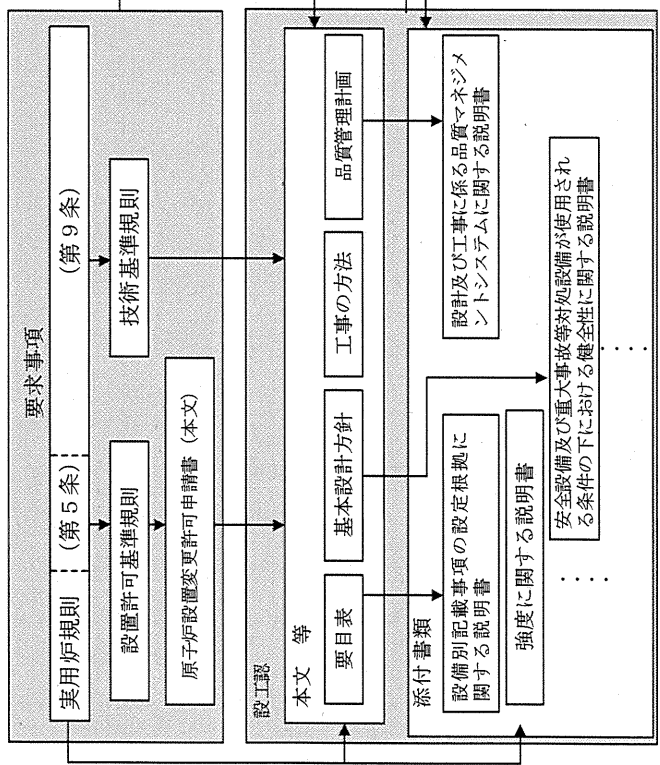
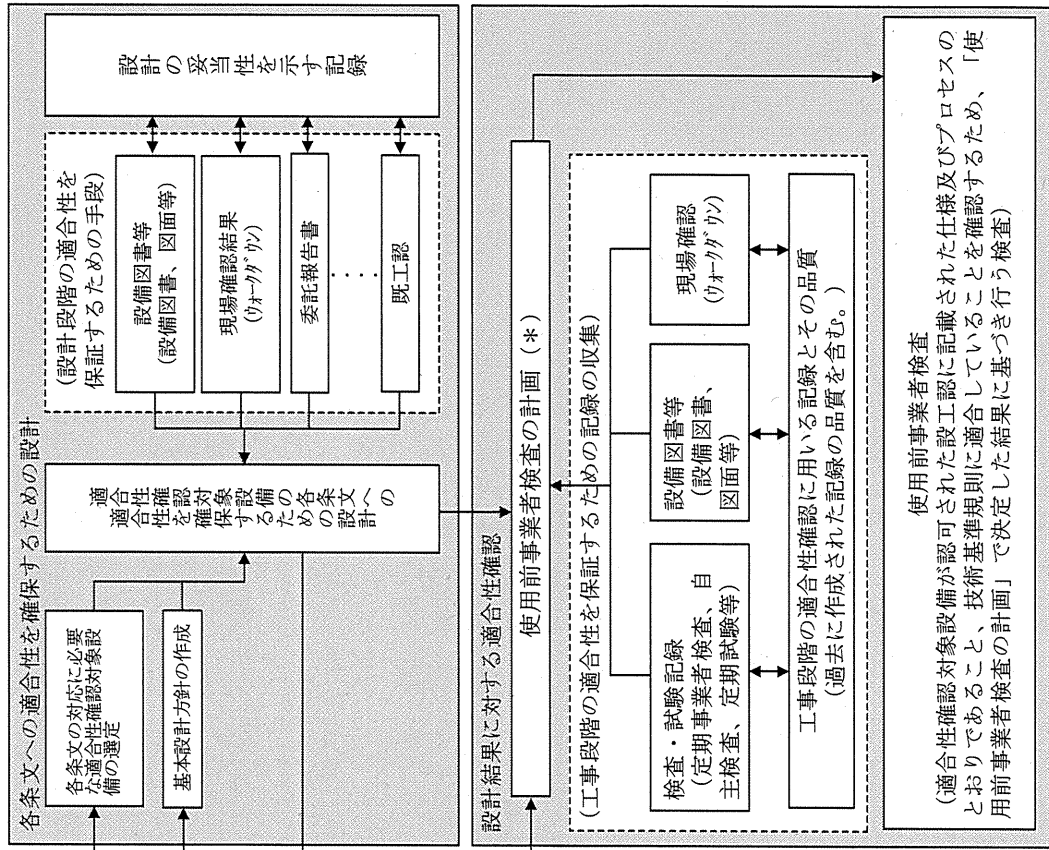
設工認における設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第3.2-1表に示す。

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。

設計を主管する箇所の長は、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」に示す設計の審査（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。

この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箇所の中で設計に係る専門家を含めて実施する。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認の申請（届出）が不要な工事及び主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」以降の必要な事項を適用して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工事されていること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。



\*：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

設備区分	機器区分	〇〇施設	
		基本設計方針	～に対する十分な支持力を有する状態に設置する。
～設備	ポンプ	62条	〇〇ポンプ
	ボイラ	同左	同左
		設置許可で確認した施設上の〇〇種別内に設置	同左
		設備の具体的な設計結果 (工段：配管等)	同左
		設備の品質管理計画 (工段：配管等)	同左
		設置許可で確認した施設上の〇〇種別内に設置	同左
		～	～
		～	～
		～	～
		～	～

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 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 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 要求事項に対応するための設備・運用の抽出
	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)	7.3.3 要求事項を満足する基本設計方針の作成 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	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(4) ※	設計のアウトプットに対する検証	7.3.4 設計資料のレビュー 7.3.5 要求事項への適合性を確保するために必要な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 設工認を実現するための具体的な設計 7.3.5
	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、設工認に適合していることを確認
	3.5.2	設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がりの明確化	— 検査に先立ち設計の結果と使用前事業者検査の対象との繋がりを整理
	3.5.3	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
	3.5.4	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
	3.5.5	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
	3.5.6	使用前事業者検査の実施	7.3.6 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 8.2.4
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 設工認に必要な設計、工事及び検査に係る調達管理 8.2.4

※：「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」を実施する。

以下にそれぞれの活動内容を示す。

#### 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。）及び「伊方発電所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。

- ・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、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適合性確認対象設備を、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備又は運用を考慮し、以下に従って抽出する。

また、適合性確認対象設備に必要な技術基準規則の要求事項に対する設計を確実に実施するために、以下に従って各施設に適用される技術基準規則の条項号を明確にする。

##### (1) 各施設と適用条文の整理

- a. 設計を主管する箇所は、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・変更となる設備又は運用を、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又は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 適合性確認対象設備の抽出と適用条文等の整理 (例)」(以下「様式-2」という。)の「設備等」欄に整理し、実用炉規則別表第二の該当する施設・設備区分を明確にする。

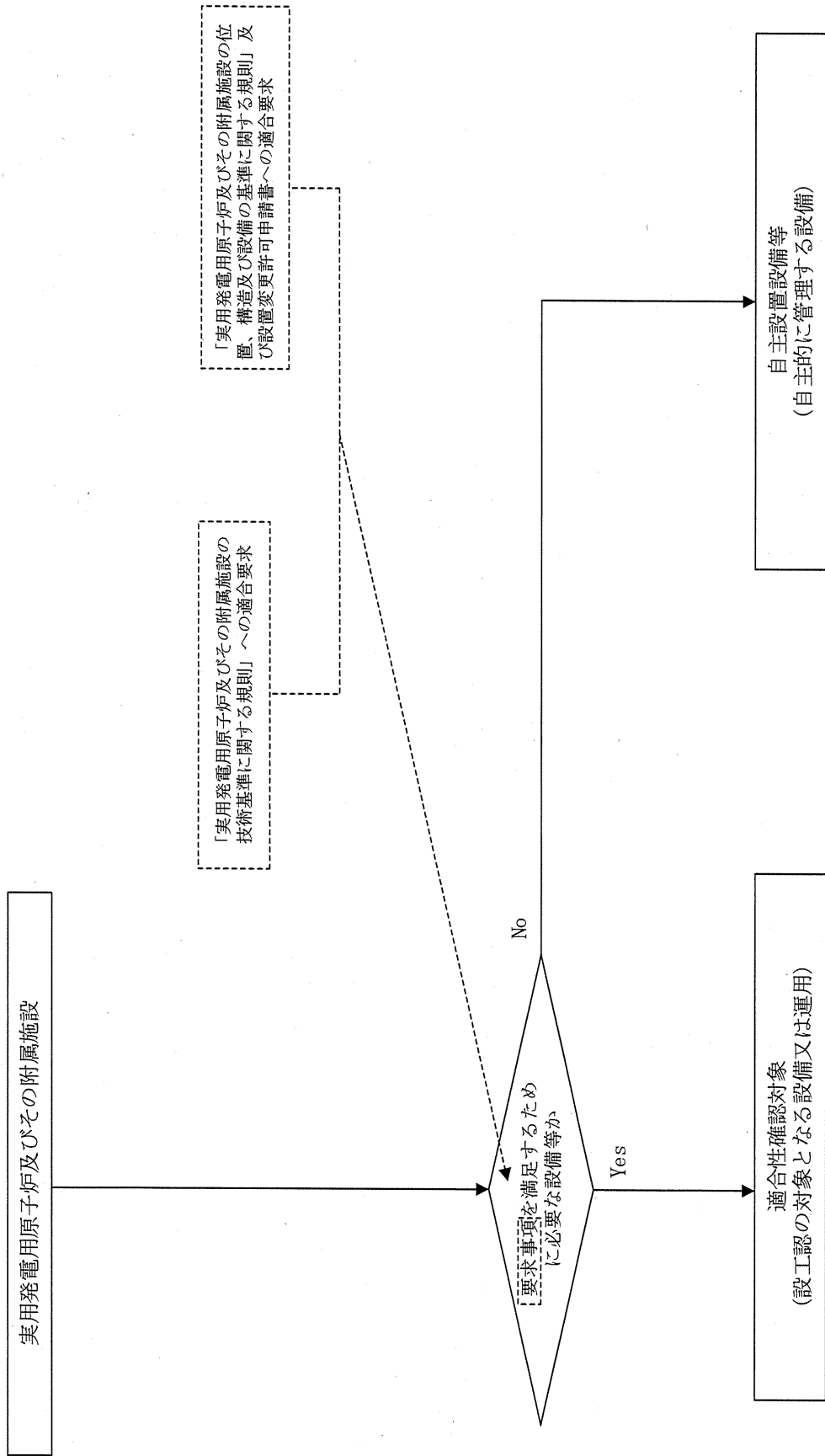
- b. 設計を主管する箇所は、技術基準規則の条文と実用炉規則別表第二の各施設との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を様式-2の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。

## (2) 適合性確認対象設備の整理

設計を主管する箇所は、設工認で適合性を確認する必要がある条文について、(1)で抽出した結果を「様式-3 設備リスト (例)」(以下「様式-3」という。)の「設備等」欄に整理するとともに、常設/可搬/運用、既設/新設、実用炉規則別表第二に関連する施設・設備区分、兼用の有無及び設置変更許可申請書添付書類八主要設備の記載有無を明確にする。

設計を主管する箇所の長は、様式-2及び様式-3について、記入漏れ等の不備がなく、全て作成されていることを確認し、承認する。





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。

- ・「3.3.3 (1) 基本設計方針の作成 (設計1)」(以下「設計1」という。)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。
- ・「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)」(以下「設計2」という。)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、上記書類等について、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-3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、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、漏れなく適用するための設計項目を明確にした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-2及び様式-3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-4 設工認添付書類星取表 (例)」(以下「様式-4」という。)に整理する。

また、設計基準対象施設と重大事故等対処設備の分類、各機器の耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方、工事及び検査の有無並びに必要な設工認の添付書類との関連性を整理する。
- b. 基本設計方針の作成に合わせて以下の事項について「様式-5 各条文の設計の考え方 (例)」(以下「様式-5」という。)に取りまとめる。
  - ・基本設計方針として記載する事項とそれらの技術基準規則への適合性の考え方 (理由)
  - ・基本設計方針として記載しない場合の考え方
  - ・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その関係
- c. 「様式-6 要求事項との対比表 (例)」(以下「様式-6」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八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。

- d. 作成した基本設計方針については、第3.3-1表に示す要求種別を明確にする。

設計を主管する箇所の長は、様式-4、様式-5及び様式-6について、記入漏れ等の不備がなく、全て作成されていることを確認し、承認する。

(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-3で整理した適合性確認対象設備に対し、要求事項への適合性を確保するため、設計1の結果を用いて詳細設計を実施する。

具体的には、適合性確認対象設備に係る設計すべき項目を明確化した様式-4及び様式-6（適合性確認対象設備、技術基準規則、作成が必要な設工認本文・添付資料の項目、基本設計方針との関係）を踏まえ、適合性確認対象設備を技術基準規則に適合させるための必要となる詳細設計（対象設備の仕様の決定含む。）を実施し、設備の具体的設計の方針を決定する。

また、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」で管理されている品質記録や「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達図書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の必要な設計要求事項への適合性を確保するための設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む）を定める。

- b. 様式-5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。

(a) 評価（解析を含む。）を行う場合（適合性確認対象設備の仕様の決定含む。）

詳細設計として評価（解析を含む。）を行う場合は、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、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。

(b) 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、兼用する全ての機能を踏まえた設計を確実に実施するために、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うえで、兼用する全ての機能を満たすよう設計を実施する。

(c) 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、設計を確実に実施するために、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、設計を委ねている側においても設計結果を確認する。

(d) 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を行い、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。

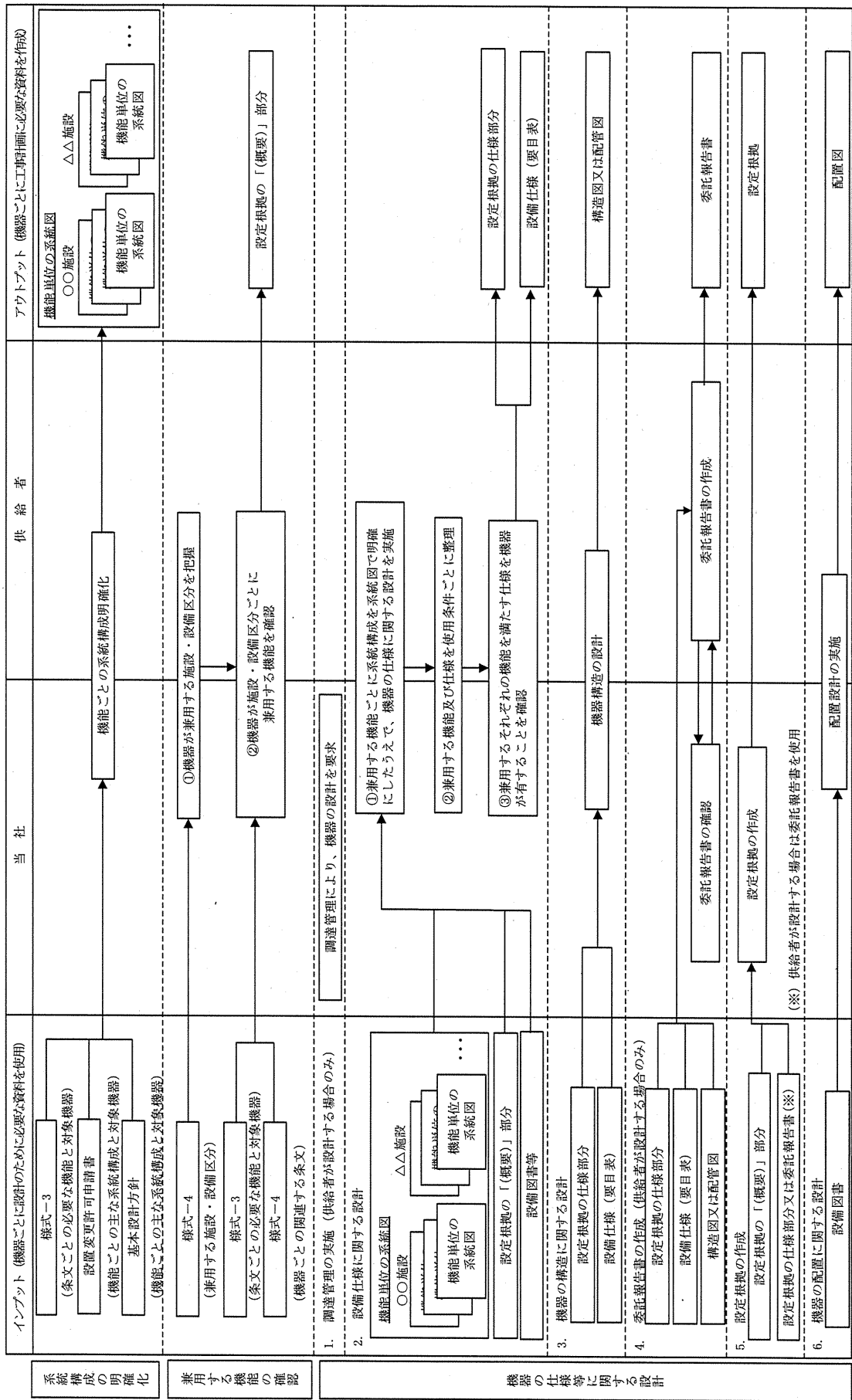
これらの設計として実施したプロセスを様式-1で明確にする。

設計を主管する箇所の長は、詳細設計結果をまとめた設計資料について、条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか、詳細な検討が必要な事項について必要な設計が行われているかの観点で確認する。

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、設計を主管する箇所の長にて、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
設置 要求	必要となる機能・性能を有する設備の選定	設置変更許可申請書に記載した機能を持つために必要な設備の選定	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計資料 等</li> </ul>
	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システム構成・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システム構成・設備構成の決定	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計資料</li> <li>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。)</li> <li>系統図</li> <li>設備図書 (図面、構造図、仕様書) 等</li> </ul>
設備 設計 要求	機能要求	仕様設計 構造設計 強度設計 耐震設計 耐環境設計 配置設計	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計資料</li> <li>設備図書 (図面、構造図、仕様書)</li> <li>インターロック線図</li> <li>算出根拠 (計算式等)</li> <li>カタログ 等</li> </ul>
	評価要求	仕様決定のための解析 技術基準規則に適合していることを確認するための解析 条件設定のための解析 実証試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計資料</li> <li>解析計画 (解析方針)</li> <li>委託報告書 (解析結果)</li> <li>手計算結果 等</li> </ul>
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	—



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長は、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、解析結果の品質を確保するため、設工認品質管理計画に基づく品質保証活動を行ううえで、特に以下の点に配慮した活動を実施し、品質を確保する。

1. 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の品質を確保するために、供給者に対して「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 原子力安全推進協会）（以下「解析ガイドライン」という。）に基づき解析業務を実施すること等を発注仕様書の調達要求事項として明確にし、供給者に品質保証体制の下で解析ガイドラインに従った解析業務を実施させるよう「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。

また、先行プラント等で使用実績のない計算機プログラム（解析コード）による解析結果を用いる場合は、供給者に計算機プログラム（解析コード）が適正であることを確認させる。

解析業務の調達管理に関する具体的な活動内容を「添付-3 設工認における解析管理について」に示す。

2. 解析業務の計画書

解析業務を実施するに当たり、供給者にあらかじめ解析業務の計画書を策定させる。

解析業務の計画書には、以下に示す事項の計画を明確にさせる。

- ・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。）
- ・解析結果の検証
- ・業務報告書の確認
- ・解析業務の変更管理

#### ハ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムについて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、使用させる。

- ・簡易モデル、標準計算事例を用いた解析結果との比較
- ・実機運転データとの比較
- ・大型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

#### ニ. 解析業務で用いる入力情報の伝達について

解析業務に用いる入力情報については、根拠となる設備図書等を供給者と共有し、最新性を確保する。

#### ホ. 入力根拠の作成

供給者に、解析業務の計画書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、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。

当社は、解析業務の計画書が策定されていること及び解析業務の手順に基づき一連の解析プロセスが適切に実施されていることなどを供給者への立入調査等により確認する。

#### (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うえで、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、解析結果の品質を確保する。

#### (3) 設工認の作成

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設計1及び設計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2の設計結果を取りまとめた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作成及び「適用基準及び適用規格」の作成

設計1で作成した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

適合性確認対象設備が、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2の設計結果を取りまとめた図面等の設計資料を基に基本設計方針に対して詳細な設計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-5及び様式-6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資料において、解析コードを使用している場合には、添付資料の別紙として「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、作成した設工認案について、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) 設計を主管する箇所の長は、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うえで、再度チェックする。

(c) 必要に応じこれらを繰り返し、設工認案のチェックを完了する。

#### (4) 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のアウトプットを取りまとめた設計資料及び設工認案について、設計に係る専門家を含めてレビューを実施するとともに、設工認案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を満たしていることの検証を、当該業務を直接実施した者以外の者に実施させる。

#### (5) 設工認の承認

設計を主管する箇所の長は、「(3)e. 設工認案のチェック」及び「(4) 設計のアウトプットに対する検証」が終了した後、主任技術者の確認を受け、原子力部発電管理部長又は原子力部原子燃料サイクル部長の承認を得る。

### 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詳細設計を実施し、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（設計3）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、以下に示す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、以下の何れかの方法で、設計3を実施する。

##### (1) 自社で設計する場合

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、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、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。

- (5) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、本店組織及び発電所組織の工事を主管する箇所の長が管理する場合

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、本店組織及び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。

#### 3.4.2 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。

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」に従った調達物品等の検証の中で使用前事業者検査を含めて実施する。

ただし、適合性確認対象設備のうち、設工認申請（届出）時点で既に工事が完了している設備、既に工事を着手し工事を継続している設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 設工認申請（届出）時点で既に設置している適合性確認対象設備  
設工認に基づく設備のうち、設工認申請（届出）時点で既に工事が完了している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。

### 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（届出）された設工認に記載された仕様及び実施したプロセスのとおり工事されていること、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「第8章 施設管理」に基づく使用前事業者検査を計画し、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、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（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、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 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。

また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が実施する検査（工事を主管する箇所が採取した記録・ミルシートや検査における自動計測等。）の信頼性の確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく工事の信頼性を確保する。

### 3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり の明確化

検査責任者は、設計 1～3 の結果と適合性確認対象の繋がりを明確化するために様式-7「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-7」という。)を以下のとおり使用前事業者検査に先立ちとりまとめる。

#### (1) 基本設計方針の整理

検査責任者は、設計 1 で実施した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. 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もとに要求事項を第 3.3-1 表に示す要求種別に分類する。
- d. 整理した結果について、設計項目となるまとまりごとに様式-7 の「基本設計方針」欄に整理する。
- e. 適合性確認が不要な以下の基本設計方針を様式-7 の該当する基本設計方針を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-2 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

#### (2) 設計結果の反映

検査責任者は、設計 2 で実施した詳細設計の結果を、様式-7 の「設工認設計結果」欄に整理するとともに、設計 3 で実施した設備の具体的設計結果の結果を様式-7 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

設工認に基づく設備の設置において、設工認申請(届出)時点で設置されている設備については、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し、設計2の結果を満たす具体的な設計の結果を様式-7の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

### 3.5.3 使用前事業者検査の計画

検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、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-7に示された「設工認設計結果」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もとに計画を策定する。

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。

#### (1) 使用前事業者検査の方法の決定

検査責任者は、「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、確認視点及び主な検査項目を使って、確認項目ごとの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-7の「設工認設計結果」欄及び「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、概要、判定基準の考え方について（代表例）」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-7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	設計要求どおりの名称、取 付箇所、個数が設置されて 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	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。 ・材料検査 ・寸法検査 ・漏えい検査
		容量、揚程等の 仕様（要目表）	要目表の記載どおりであ ることを確認する。 ・外観検査 ・据付検査
		上記以外の所要 の機能要求事項	目的とする能力（機能・性 能）が発揮できることを確 認する。 ・耐圧検査 ・機能・性能検査 ・特性検査 ・状態確認検査  主要な耐圧部の溶接部 に係る使用前事業者検 査（検査項目は本設工認 の「工事の方法」に記載）
	評価 要求	評価のインプッ 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。 ・状態確認検査
		評価結果を設計 条件とする要求 事項	内容に応じて、設置要求、 系統構成、機能要求として 確認する。 内容に応じて、設置要 求、系統構成、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	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用されている材料が設工認の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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用されている材料が設工認の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。</li> </ul>
寸法検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要寸法が設工認の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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要寸法が設工認の記載の数値に対して許容範囲内にあること。</li> </ul>
外觀検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。</li> </ul>
据付検査 (組立て及び据付け状態を確認する検査)	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設設備の組立て状態、据付け位置及び状態が設工認の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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認の記載のとおりに設置されていること。</li> </ul>
耐圧検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査圧力に耐え、異常のないこと。</li> </ul>
漏えい検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査圧力により著しい漏えいがないこと。</li> </ul>
建物・構築物 構造検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>建物・構築物が設工認の記載のとおり製作され、組立てられていること。また、関係規格等に適合することを記録又は目視により確認する。</li> <li>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ることを記録又は目視により確認する。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要寸法が設工認の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。</li> <li>実際に使用する系統構成が可能なること。</li> <li>可搬型設備等の接続が可能なること。</li> <li>実際に使用する系統構成になっていること。</li> <li>目的とする機能・性能が発揮できること。</li> <li>目的とする絶縁性能を有すること。</li> </ul>
機能・性能検査 特性検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。</li> <li>設工認の記載のとおりに設置されていること。</li> <li>計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。</li> </ul>
状態確認検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>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の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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>評価条件を満足していること。</li> <li>運用に用いる手順が整備され、利用できることが確認できること。</li> </ul>

※1 設計の時に採用した適用基準又は適用規格



#### 3.5.4 検査計画の管理

検査責任者は、使用前事業者検査を適切な時期で実施するため、関係箇所と調整のうえ、発電所全体の主要工程等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以下のとおり管理する。

- ・検査の管理は、使用前事業者検査工程表を作成し、これを管理する。
- ・使用前事業者検査の進捗状況に応じ、検査計画又は主要工程の変更を伴う場合は、速やかに関係組織と調整を行うとともに、検査工程を変更する。

#### 3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

検査責任者は、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、それをレビューし、必要な管理を実施する。

#### 3.5.6 使用前事業者検査の実施

検査責任者は、社内規定に基づき、検査要領書を定めるとともに、検査体制を構築し、使用前事業者検査を実施する。

##### (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、第3.5-1図を参考に当該検査における力量を有する者等で構成される体制とし、検査要領書で明確にする。

###### a. 統括責任者（発電所長）

発電所における保安に関する業務を統括する。

###### b. 主任技術者（発電用原子炉主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者）

検査内容、手法等に対しての指導・監督を行う。

検査要領書の制定又は改正する場合にはその内容を審査する。

(a) 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、原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。

- (b) 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、機械設備の工事、維持及び運用（電気設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
- (c) 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、電気設備の工事、維持及び運用（電気設備）に関する保安の監督を行う。
- c. 品質保証責任者  
発電所における保安に関する品質保証活動を統括する。  
品質保証の観点から、検査が適切に実施されるための指導・助言を行う。検査要領書の制定又は改正する場合はその内容を審査する。
- d. 検査責任者  
検査の責任者として検査を実施し、検査項目毎の判定結果を踏まえ、技術基準に適合することを最終判断する。
- e. 検査判定者  
検査責任者のもと、検査項目毎の判定業務等を実施する。なお、技術担当者を体制に含めない場合は、検査の進行を実施する。
- f. 技術担当者  
検査責任者のもと検査要領書に従い、検査を進行し、検査判定に係る事項（検査のプロセス確認含む。）について確認等を行う。なお、確認は必要に応じて技術員と分担して実施する。
- g. 技術員  
技術担当者の検査進行のもと検査要領書に従い、検査判定に係る事項についての確認等を実施する。
- h. 技術助勢員A  
技術担当者の検査進行のもと検査要領書に従い、検査条件の確認、検査の判定に係る本設計器、仮設計器、弁開度、警報、表示灯等の読み取りや記録を行い、技術担当者又は技術員に報告する。
- i. 技術助勢員B  
技術担当者の検査進行のもと検査要領書に従い、検査対象機器、検査用機器及び検査用資機材の取扱い、操作等の検査に係る助勢を実施する。
- j. 運転操作責任者  
検査に係る運転操作の統括的責任を有する者で、当直長が行う。
- k. 運転操作担当者  
運転操作責任者の指示のもと、検査に係る運転操作を実施する。

### (3) 使用前事業者検査の検査要領書の制定

検査責任者は、適合性確認対象設備が、認可（届出）された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおり工事されていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「3.5.3(1) 使用前事業者検査の方法の決定」にて決定した様式-7の確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を定める。

また、検査要領書には、検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合の管理、検査手順、検査工程、設備概要及び検査成績書の事項等を記載し、主任技術者及び品質保証責任者の審査を経て制定する。

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。

各検査項目における代替検査を行う場合、「3.5.6(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. 代替検査の決定

検査責任者は、使用前事業者検査実施にあたり、以下の条件に該当する場合には代替検査の評価を行い、その結果を当該の検査要領書に添付する。

#### b. 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。

- (a) 当該検査対象の記録がない場合（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）
- (b) 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- (c) 構造上外観が確認できない場合
- (d) 系統に実注入ができない場合
- (e) 電路に通電できない場合 等

#### c. 代替検査の評価

検査責任者は、代替検査を用いる場合、代替検査として用いる方法が本来の検査目的に対する代替性を有していることの評価を実施する。その結果は、「(3) 使用前事業者検査の検査要領書の制定」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。

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。

- (a) 設備名称
- (b) 検査項目
- (c) 検査目的
- (d) 通常の方法で検査ができない理由

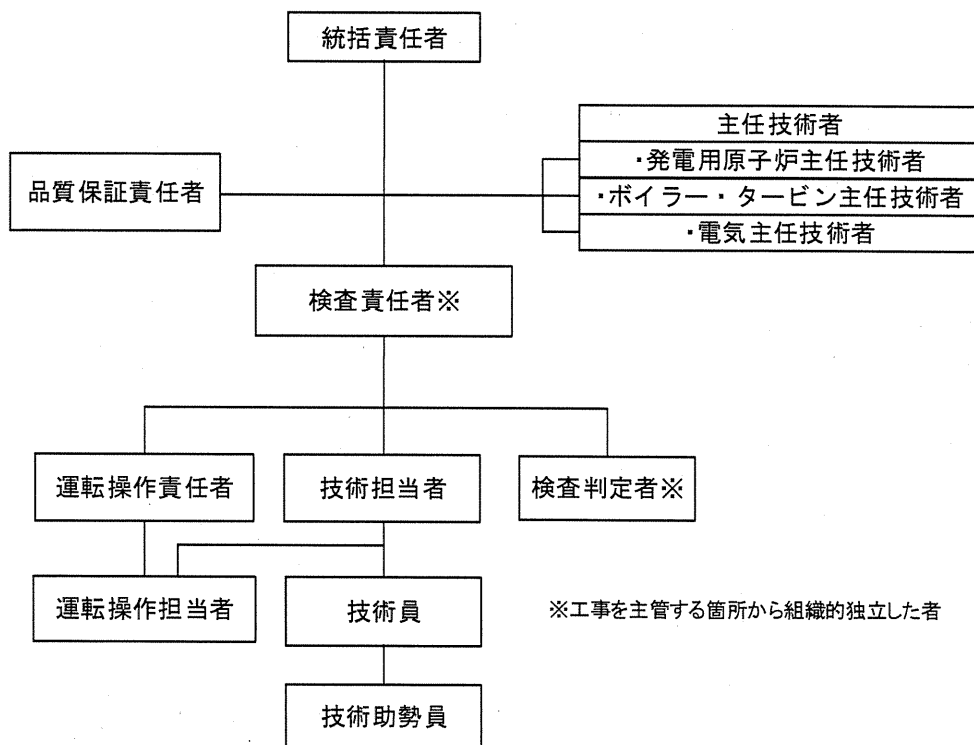
(例) 既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすことによる困難性  
 現状の設備構成上の困難性  
 作業環境における困難性 等

- (e) 代替検査の手法及び判定基準
- (f) 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

検査責任者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。

検査責任者は、立会又は検査判定者からの報告により、検査項目毎の判定基準を満足していること、検査が検査要領書に従って適切に実施されたことを確認し、工事が設工認に従って行われ、検査対象機器等が技術基準に適合していることを最終判断する。また、検査結果を統括責任者(発電所長)及び主任技術者に報告する。



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

設工認で行う調達管理は、その管理を確実にするために社内規定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物品等を供給する技術的な能力を有することの判断根拠として、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、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けの区分（品質保証上の重要度分類）を明確にしたうえで、「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」の表-2及び表-3 調達管理程度表を踏まえて、調達に必要な要求事項を明確にし、発注手続きを行い、資材部門へ供給者の選定を依頼する。

資材部門は、全社規定である「資材調達業務要領」に基づき供給者の選定（契約業務を含む。）を実施する。

なお、原子燃料の調達については、調達を主管する箇所の長自らが、「原子燃料調達業務要領」に基づき供給者の選定（契約業務を含む。）を実施する。

#### 3.6.3 調達物品等の調達管理

当社は、調達物品等の調達管理に係る業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じた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-8「適合性確認対象設備ごとの調達に係るグレード分け及び実績（設備関係）（例）」（以下「様式-8」という。）に取りまとめる。

設工認に係る品質管理として、発注仕様書の作成のための設計から調達までの業務フロー及び各段階の管理、組織内外の相互関係を「添付-4 当社における設計管理・調達管理について」の第1表に示す。

また、調達に関する品質保証活動を行うに当たっては、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けの区分（品質保証上の重要度分類）を明確にしたうえで、「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」の表-2及び表-3 調達管理程度表を踏まえて、以下の調達管理に係る業務を実施する。

また、一般産業用工業品については、原子力施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項を発注仕様書に含める。

(1) 発注仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、グレード分けの区分（品質保証上の重要度分類）及び「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」の表-2及び表-3 調達管理程度表を踏まえて、業務の内容に応じて、以下のa.～l.のうち必要な調達要求事項を明確にした発注仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.6.3(2) 調達物品等の管理」参照）

- a. 供給者の業務の範囲
- b. 技術的要求事項（適用法令、機能・性能、製作・据付、試験・検査、洗浄、梱包などに関する事項）
- c. 品質保証計画の提出に関する事項
- d. 検査・試験、監査等のための供給者への立入に関する事項
- e. 提出書類に関する事項
- f. 不適合の報告及び処理に関する事項
- g. 供給者の下請負先に対する管理
- h. 材料の管理に関する事項
- i. 許認可申請等に係る解析業務に関する事項（「添付-3 設工認における解析管理について」参照）
- j. 健全な安全文化を育成及び維持するための活動に関する要求事項
- k. 一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たっての要求事項
- l. 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) 調達物品等の管理

調達を主管する箇所の長は、発注仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達物品等が納入されるまでの間、発注仕様書の調達要求事項に従い、業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書、作業要領書、試験・検査要領書等）を供給者に提出させ、それを審査し承認するなどの調達物品等に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達物品等の検証

調達を主管する箇所の長は、調達物品等が発注仕様書の調達要求事項を満たしていることを確認するために、以下の該当する項目により調達物品等の検証を実施する。

なお、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ発注仕様書の調達要求事項で検証の要領及び調達物品等のリリースの方法を明確にしたうえで、検証を行う。

a. 工程確認

調達物品等の検証方法や製作に係る製作手法等並びにそれらを踏まえた工程が適切であることを確認することにより検証する。

b. 試験・検査

発注仕様書の調達要求事項に基づき供給者から以下の項目のうち、必要な項目を含む試験・検査要領書を提出させ、それを事前に審査、承認したうえで、工場又は発電所において試験・検査要領書に基づき試験・検査を実施し、当社が立会い又は記録確認することにより検証する。

- ・ 目的、検査項目（立会項目を含む。）、検査対象範囲
- ・ 適用法令、規格
- ・ 検査内容（体制、時期、頻度を含む。）、検査方法、検査手順
- ・ 判定基準
- ・ 記録項目、様式
- ・ 使用する測定機器
- ・ 試験・検査員の資格等

可搬式ポンプ等の一般産業用工業品を購入する場合で、設備個々の機能・性能を工事又は検査の段階の中で確認できないものについては、当社にて受入後に、機能・性能を確認するための試験・検査を実施する。

c. 受入検査

調達物品等の受入に当たり、受入検査を実施し、現品又はその他の記録を確認することにより検証する。

d. 供給者から提出される書類の確認

供給者から提出される最終図、工事報告書等調達した役務の実施状況の書類を確認することにより検証する。

また、調達物品等を受入（検収）するまでに調達要求した書類が全て提出されていることを確認することにより検証する。

e. 許認可申請等に係る解析業務の確認

当社は、供給者への立入調査等により供給者が解析業務の計画書を策定し、解析業務の手順に基づき一連の解析プロセスが適切に実施されていること等を確認することにより検証する。（「添付-3 設工認における解析管理について」参照）

f. 供給者の品質保証監査（「3.6.4 供給者の品質保証監査」参照）

### 3.6.4 供給者の品質保証監査

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（健全な安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）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、必要に応じて供給者の品質保証監査を実施する。

(供給者の品質保証監査を実施する場合の例)

(設備) 供給者が発生させた調達物品等に係る重大な欠陥等の不適合事象に対する是正処置の実施状況を確認する場合

(役務) 定期検査時の主要元請負会社について、各社3年ごとに1回、品質保証活動の実施状況を確認する場合

ただし、当該供給者が ISO9001 等の公的認証を取得している場合、認証更新時の審査報告書の確認をもって監査に代えることができる。

また、供給者の発注先(以下「外注先」という。)について、下記に該当する場合は、直接外注先に監査を行う。

- ・当社が行う供給者に対する監査において、供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
- ・トラブル等で必要と認めた場合

### 3.7 文書及び記録の管理、識別管理及びトレーサビリティ

#### 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に関する事項を含む。)」の第3.1-1表に示す各プロセスを主管する長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録について、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く記録を「原子力発電所品質保証基準」等に従って管理する。

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保証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が当該設備としての識別が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。



当該設備に関する図書がない場合で、代替可能な図書が存在する場合は、供給者の品質保証体制をプロセス調査することによりその図書の品質を確認し、設工認に対する適合性を保証するための図書として用いる。

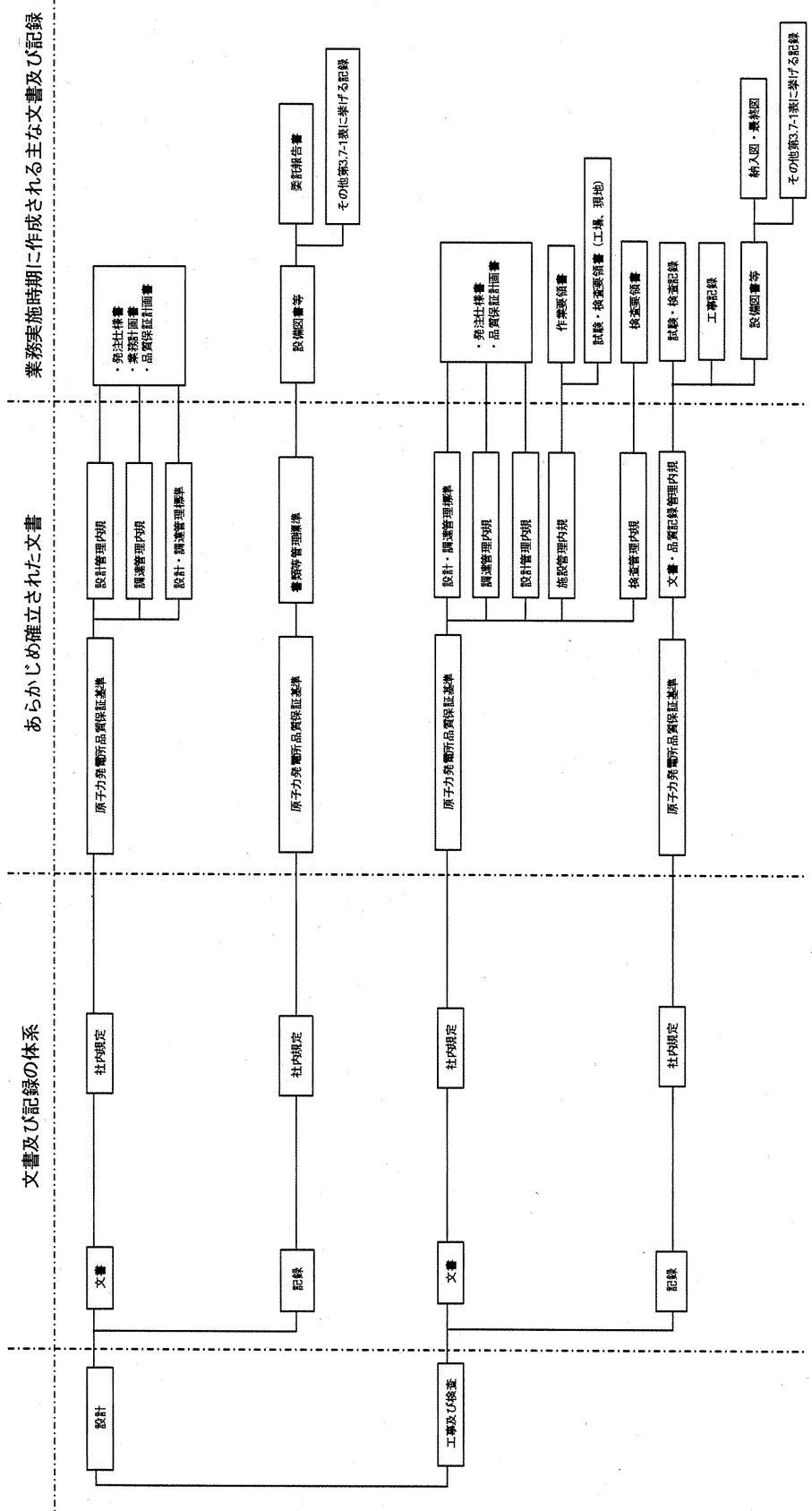
この供給者が所有する図書は、当社の文書管理下で第3.7-1表に示す記録として管理する。

(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、第3.7-1表に示す文書及び記録を用いて実施する。

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
納入図、最終図	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「設備図書」として管理する図書
設備図書 (完本図書)	品質保証体制下で作成され、建設当時から設備の改造等に合わ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設工認の認可を受けた図書で、当該設工認に基づく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。）
工事記録	設置又は改造当時の設備の点検状況を記録した図書（試験・検査記録等を含む。）
委託報告書	品質保証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 設計図書等	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を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)	品質保証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管理の方法等に関する文書体系

### 3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

#### (1) 計測器の管理

##### a. 当社所有の計測器の管理

工事を主管する箇所の長は、計測器の管理を以下のとおり実施する。

##### (a) 校正・検証

予め定めた間隔又は使用前に、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。

また、こ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。

なお、適合性確認対象設備で、調達当時の考え方によりトレーサブルな記録がない場合は、調達当時の計測器の管理として、国際又は国家計量標準につながる管理が行われていたことを確認する。

##### (b) 識別管理

##### i. 計測器の管理システム等による識別

計測器の校正の状態を明確にするため、計測器の校正周期を統合型保守管理システム（一部台帳管理）に定め、有効期限内であることを識別する。

また、計測器が故障等で使用できない場合は、「使用不可表示や保管場所からの撤去等」の適切な識別を実施する。

##### ii. 計測器管理ラベルによる識別

計測器の校正の状態を明確にするため、「校正済ラベル」に必要事項を記載し、計測器の目立ちやすいところに貼り付けて識別する。

##### b. 当社所有以外の計測器の管理

工事を主管する箇所の長は、供給者の所有する計測器を使用する場合は、計測器が適切に管理されていることを使用する前までに確認する。

#### (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、弁及び配管等は、刻印、タグ、銘板、塗装表示等にて管理する。

### 3.8 不適合の管理

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「改善措置活動管理標準」又は「品質保証総括内規」に基づき処置を行う。

## 4. 適合性確認対象設備の施設管理

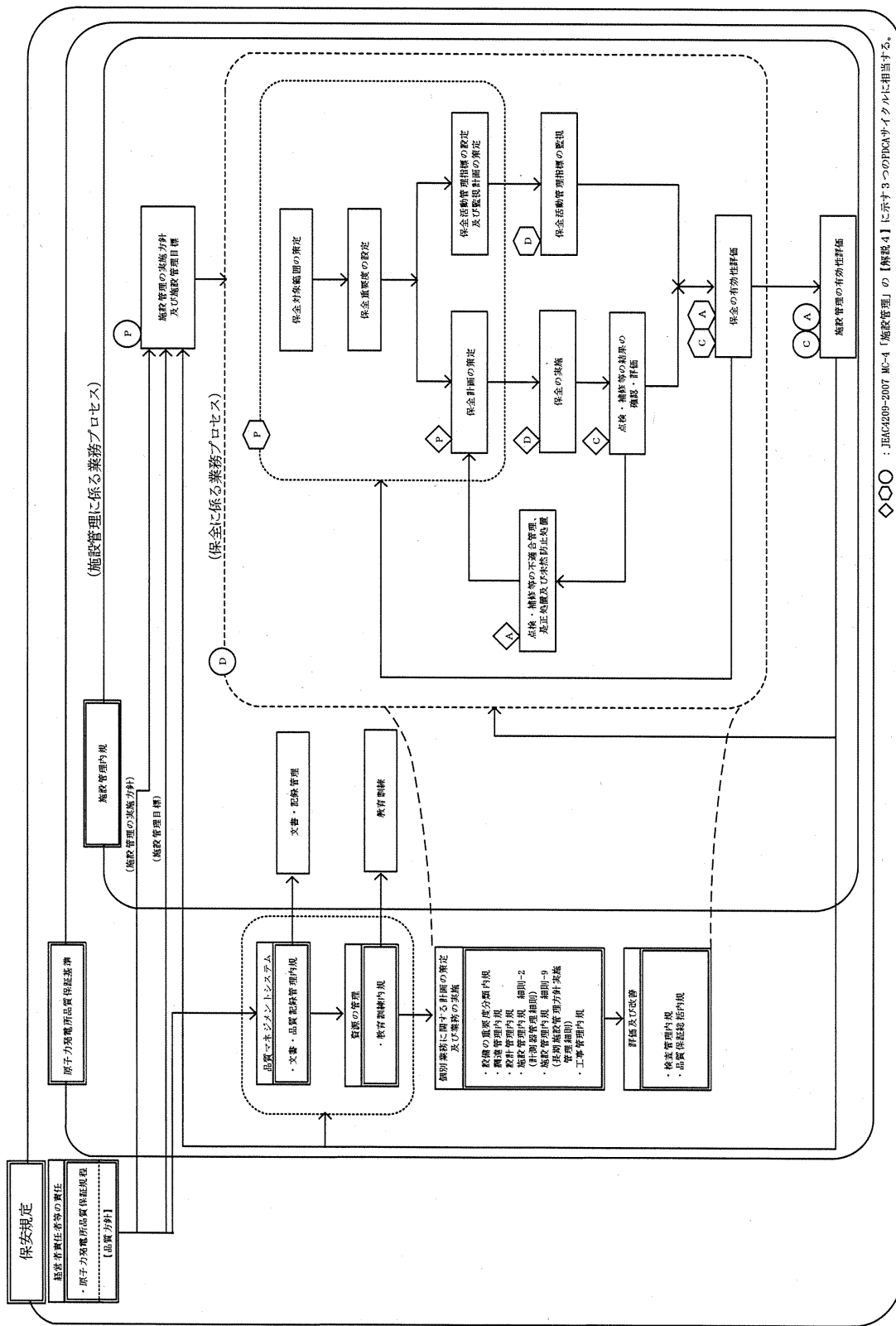
設工認に基づく工事は、「施設管理内規」の「保全計画の策定」の中の「設計および工事の計画の策定」に基づき実施する。

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。

設工認申請（届出）時点で設置されている設備は、既に巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認）等の点検に加え保全計画の点検計画に従い分解点検、機能・性能試験等を実施し、異常のないことを確認している。

適合性確認対象設備については、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。



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【 施設（設備）】（例）

各段階	プロセス（設計内容） 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			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	備考
		◎：主担当	○：関連	供給者				
		本店	発着所	供給者				
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)	設工認の作成							
3.3.3(4)	設計のアウトプットに対する検証							
3.3.3(5)	設工認の承認							
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	設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり明確化							
3.5.3	使用前事業者検査の計画							
3.5.4	検査計画の管理							
3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理							
3.5.6	使用前事業者検査の実施							
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ							

適合性確認対象設備の抽出と適用条文等の整理(例)

施設区分				適用要否判断	理由 ※適用される項目を明確にし、その理由を記載する。
設備区分					
設備等					
3	特殊な設計による発電用原子炉施設				
4	設計基準対象施設の地盤				
5	地震による損傷の防止				
6	津波による損傷の防止				
7	外部からの衝撃による損傷の防止				
8	立入りの防止				
9	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止				
10	急傾斜地の崩壊の防止				
11	火災による損傷の防止				
12	発電用原子炉施設内における漏水等による損傷の防止				
13	安全避難通路等				
14	安全設備				
15	設計基準対象施設の機能				
16	全交流動力電源喪失対策設備				
17	材料及び構造				
18	使用中の亀裂等による破壊の防止				

○：適用条文であり、今回の申請で適合性を確認する必要があるもの  
 △：適用条文であるが、既に適合性が確認されている又は工事計画に係る内容に影響しないことが明らかなもの  
 ×：適用を受けない条文







設工認添付書類呈取表 略語の定義 (1/3)

耐震重要度分類 (設計基準対象施設) 略語の定義

		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(津波防護施設、津波防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器を除く)
		S*	Sクラス施設のうち、津波防護施設、浸水防止施設、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器。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。)並びに使用済燃料乾式貯蔵容器に要求される機能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及びB-2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
		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火災感知及び消火の機能並びに溢水伝ば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、基準地震動による地震力に対して非常時における海水の取水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

設工認添付書類星取表 略語の定義 (2/3)

機器クラス (設計基準対象施設) 略語の定義

		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」又はこれらをサポートする構造物
		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」又はこれらをサポートする構造物
		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 <sup>(注1)</sup>	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	原子炉圧力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

設工認添付書類星取表 略語の定義(3/3)

耐震重要度分類・機器クラス（重大事故等対処設備）略語の定義

		略語	定義
重大事故等 対処設備	設備 分類	特重	技術基準規則第二条第二項第八号に規定する「特定重大事故等対処施設」
		常設耐震／防止	技術基準規則第四十九条第一号第一項に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設／防止	技術基準規則第四十九条第一号第二項に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備」
		常設／緩和	技術基準規則第四十九条第一号第三項に規定する「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1	技術基準規則第二条第二項第三十七号に規定する「重大事故等クラス1容器」、「重大事故等クラス1管」、「重大事故等クラス1ポンプ」、「重大事故等クラス1弁」又はこれらを支持する構造物
		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、定格負荷状態において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 NCl-2005/2007」又は「発電用原子力設備規格  
 設計・建設規格(2012年版)<第I編 軽水炉規格> JSME S NCl-2012」  
 (日本機械学会)における「クラスMC」である。

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、解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方（理由）	項一号	解釈	説明資料等
①					
②					
③					
④					
⑤					
⑥					
⑦					
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			説明資料等
①					
②					
③					
④					
⑤					
3. 設置許可添付書類八のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
◇					
◇					
◇					
4. 詳細な検討が必要な事項（説明資料等）					
No.	記載先				
a					
b					
c					
d					
e					

要求事項との対比表 (例)

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	技術基準規則の解釈	設工設 基本設計方針	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	備 考







当社におけるグレード分けの考え方

当社では設計管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」）、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」）及び検査（保安規定品質マネジメントシステム計画「8.2.4 機器等の検査等」）に係る業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けの考え方を適用している。

これらのグレード分けの考え方の適用については以下のとおりである。

1. 当社におけるグレード分けの考え方

当社におけるグレード分けは、発電用軽水炉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に基づく安全上の機能別重要度（安全性）と発電への影響度（信頼性）に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行っている。このグレード分けは、社内規定（原子力発電所品質保証基準）に以下に示す表-1 品質保証上の重要度分類表（A、B1、B2、C）（以下「品質重要度」という。）を規定している。

各設備のグレード分けについては、表-1による対象設備に対する安全上の機能別重要度と発電への影響度を踏まえて、社内規定（設備の重要度分類管理内規）に品質重要度を規定し、これに基づき品質保証活動を実施する。

表-1 品質保証上の重要度分類表

安全上の機能別重要度区分 (安全性)	定 義	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		
		その損傷又は故障により発生する事象によって、(a)炉心の著しい損傷(b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し原子炉圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 敷地外へ過度の放射性物質の放出の恐れのある設備 2) 通常運転時等に作動を要求されるもので、その故障により炉心冷却が損なわれる可能性の高い設備	1) PS-2の設備の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える影響を十分小さくする設備 2) 異常事態への対応上特に重要な設備	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の設備 2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を低く抑える設備	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって事象を緩和する設備 2) 異常事態への対応上必要な設備		1) PS-1, 2, 3及びMS-1, 2, 3以外の設備
発電への影響度区分 (信頼性)	具 体 的 適 用 範 囲								
		原子炉冷却圧力バウンダリを構成する機器、配管系、制御棒駆動装置、炉心支持構造物	原子炉停止系、残留熱を除去する系統、非常用炉心冷却系、原子炉格納容器及び格納容器バウンダリ	工学的安全施設の間接系及び補助施設、制御室空調系設備	化学体制御設備の油出・浄化系、放射性廃棄物処理設備、使用済燃料ビット、燃料取扱設備	使用済燃料ビット補給水系、燃料集合体常下事故時放射能を低減する系、加圧器ヒータ、制御室外原子炉停止装置	主蒸気系、主給水系、計装配管、試料採取管、液体及び固体放射性廃棄物処理系、送電機、消火系非常用照明	一次冷却系補助水系、計装配管、試料採取管、遠征監視設備、放射線監視設備、消火系非常用照明	
R1	その故障により発電停止となる設備	発電のために必要な設備であり、その故障により直ちに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)	A		B1		B2			
R3	上記以外でその故障がプラント運転にほとんど影響を及ぼさない設備	R1, R2以外の設備							
		C							

### 1.1 設計管理に係るグレード分けの適用

設計管理に係る品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用することから、社内規定（原子力発電所品質保証基準等）において、工事段階における設計管理は、以下の改造工事、取替工事、ソフトウェア変更等に関する設計と規定している。

設計管理に係る活動内容を「添付-4 当社における設計管理・調達管理について」に示す。

「7.3 設計開発」を適用しない改造工事、取替工事、ソフトウェア変更等については、「7.4 調達」に従い品質保証活動を実施する。

#### 【改造工事、取替工事等】

- ・ 発電用原子炉設置変更許可申請に係る工事
- ・ 設計及び工事計画認可申請（届出）に係る工事
- ・ 品質重要度分類A、Bクラスの設備において、機能的、性能的、構造的又は材料的に原設計を変更する場合又は新規設計する場合
- ・ 火災、溢水、自然災害（地震、津波、竜巻、火山）、有毒ガスに係る評価に影響する工事（品質重要度クラスCを含む。）

なお、令和2年3月31日までに実施した設計管理の適用については、以下の改造工事、取替工事等に関する設計であって既設設備を機能的、構造的又は材料的に原設計を変更する場合又は機能を追加する場合に適用し、伊方発電所において過去に実績のある設計の場合は、この限りではないと規定している。

#### 【改造工事、取替工事等】

- ・ 設置変更許可申請に係る工事
- ・ 工事計画認可（届出）申請に係る工事
- ・ 品質重要度クラスA、Bの設備に係る工事
- ・ 火災、溢水、自然災害（地震、津波、竜巻、火山）に係る評価に影響する工事（品質重要度クラスCを含む。）

### 1.2 調達管理に係るグレード分けの適用

調達管理（解析業務委託を含む。）に係る品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」を適用することから、調達する製品及び役務の品質重要度に応じて表-2及び表-3に示す調達管理程度を踏まえて、発注仕様書で調達要求事項を明確にし、品質保証活動を実施する。

設工認における調達管理に係る活動内容を「3.6 設工認における調達管理の方法」に示すとともに、その業務フローを「添付-4 当社における設計管理・調達管理について」の第2表及び第3表に示す。

### 1.3 検査に係るグレード分けの適用

検査に係る品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画「8.2.4 機器等の検査等」を適用することから、表-4に示す検査のグレードを踏まえて、検査の独立の程度を明確にし、品質保証活動を実施する。

表-2 調達管理程度表（原子力施設関係）

要求項目	重要度 クラスA/B (注)	重要度クラスC (注)	
		設計及び工事計画認可 (届出)に係る 製品または役務を 調達する場合	左記以外
4. 調達要求事項			
(1) 供給者の業務の範囲	○	○	○
(2) 技術的要求事項	○	○	○
(3) 品質保証計画の提出に関する事項	○	○	× 〔(9) 項を要求する 場合は○〕
(4) 検査・試験、監査等のための供給者への立入に関する事項	○	×	×
(5) 提出書類に関する事項	○	○	○
(6) 不適合の報告および処理に関する事項	○	○	○
(7) 供給者の下請先に対する管理	○	×	×
(8) 材料の管理に関する事項	○	×	×
(9) 許認可申請等に係る解析業務に関する事項		標準本文の規定による	
(10) 健全な安全文化を育成および維持するための活動に関する 要求事項	○	○	○
6. 供給者の評価、選定			
(1) 供給者の評価	○	○	×
(2) 供給者の選定	—	—	—
7. 調達物品等の検証			
(1) 確認事項 a. 工程確認 b. 検査・試験および監査 c. 供給者から提出される文書 d. 供給者が実施する検査の立ち合い e. 許認可申請等に係る解析業務の確認 (標準本文の規定による) f. 提出書類に関する確認	○	○	○
(2) 供給者に対する指導・助言	○	×	×
(3) 調達物品等の受入(検収)時点で調達要求 事項を満足していることが確認できない場合の後 処理方法	○	×	×
8. 品質保証計画に関する監査	○	×	×

○: 基本的要求事項

×: 原則として要求を必要としない事項 (調達内容に応じて、必要な要求事項を追加する)

—: 該当しない事項

(注): 消耗品およびカタログ等をもとに購入する一般産業用工業品は重要度クラスCの「左記以外」にて管理する。

表-3 調達管理程度表（原子燃料関係）

要求項目	(1) 2 品新燃料の輸送を含む 国内ウラン燃料及NFBC	海外MOX燃料	取替炉心設計	使用済燃料の輸送	低レベル放射性固体廃棄物の輸送	返還廃棄物の事業所外廃棄	炉心管理コードシステム	使用済燃料乾式貯蔵容器
4. 調達要求事項								
(1) 供給者の業務の範囲	○	○	○	○	○	○	○	○
(2) 技術的要求事項	○	○	○	○	○	○	○	○
(3) 品質保証計画の提出に関する事項	○	○	○※1	○	○	○	○	○
(4) 検査・試験・監査等のための供給者への立入に関する事項	○	○	○	○	○	○	○	○
(5) 提出書類に関する事項	○	○	○	○	○	○	○	○
(6) 不適合の報告および処理に関する事項	○	○	○	○	○	○	○	○
(7) 供給者の下請先に対する管理	○	○	○	○	○	○	○	○
(8) 材料の管理に関する事項	○	○	—	○	○	○	—	○
(9) 許認可申請等に係る解析業務に関する事項	標準本文の規定による							
(10) 健全な安全文化を育成および維持するための活動に関する要求事項	○	○	○	○	○	○	○	○
6. 供給者の評価、選定								
(1) 供給者の評価	○	○	○	○	○	○	○	○
(2) 供給者の選定	○※2	○	—	○	○	○	—	—
7. 調達物品等の検証								
(1) 確認事項								
a. 工程確認								
b. 検査・試験および監査								
c. 供給者から提出される文書の管理	○	○	○	○	○	○	○	○
d. 供給者が実施する検査の立ち会い								
e. 許認可申請等に係る解析業務の確認 (標準本文の規定による)								
f. 提出書類に関する確認								
(2) 供給者に対する指導・助言	○	○	○	○	○	○	○	○
(3) 調達物品等の受入（検収）時点で調達要求事項を満足していることが確認できない場合の後処理方法	○	○	○	○	○	○	○	○
8. 品質保証計画に関する監査	○	○	○	○	○	○	○	○

○：基本的要求事項※3

—：該当しない事項

※1：関係会社による解析のみの場合は、品質保証計画の提出は必ずしも可能

※2：NFBCの場合は、該当しない事項

※3：使用済燃料の輸送、低レベル放射性固体廃棄物の輸送及び返還廃棄物の事業所外廃棄に係る役割については、契約時点において、令和元年6月26日に廃止した「原子燃料貯蔵器/調達管理票集」の要求事項となっていない場合は、該当しない事項とする。

表-4 検査段階に係るグレード分け

検査の内容 設備の重要度	①機能・性能を確認 する最終段の検査	②機器の構造等を 確認する検査	③事後検証 可能な検査
クラス1	A	B	C
クラス2 特定重大事故等対処施設 常設重大事故等対処設備			
上記以外の設備			

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するための「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から、設置変更許可申請書本文以外に示すべき詳細設計が必要な要求事項がある場合は、その理由を様式-5 に明確にしたうえで記載する。
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、箇条書きにするなど表現を工夫する。
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うえで、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、技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点から、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に記載する。

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記載事項のうち、運転管理段階で実現すべき事項は保安規定に規定する。このため、設備設計の前提条件を担保する事項で、これに該当する事項は、保安規定に規定する旨を基本設計方針に記載する。また、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資料の中で、その詳細を記載する。
  - (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、設工認の添付資料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、その評価結果に応じて取る措置の両者を設計対象とする。
- (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、他省令の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載する。
- a. 設置時に適用される要求など、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など、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て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、調達を通じて実施した解析については、「3.6 設工認における調達管理の方法」により社内規定（設計／調達管理標準）に基づき、以下のとおり品質保証活動を実施する。

なお、事業者と供給者の解析業務の流れを第1図に示すとともに、設工認の解析業務の調達の流れを第2図に示す。

### 1. 発注仕様書の作成

設計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、解析ガイドライン※に基づき解析業務を実施すること等を調達要求事項として明確にした発注仕様書を作成する。

※解析ガイドラインは、「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及びその解釈」、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111)及び「品質マネジメントシステム - 要求事項」(ISO9001[JIS Q 9001])の要求事項に基づいた品質マネジメントシステムが事業者及び供給者に構築されていることが前提で、解析業務の品質を向上させるために特に実施すべき事項を具体的にまとめたものである。

### 2. 解析業務の計画

設計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までに業務計画書（目的、業務範囲、体制、解析業務の計画書の策定方針※等）を提出させ、発注仕様書で明確にした調達要求事項が適切に反映され、解析業務に係る内容が明確になっていることを確認し、承認する。

※ 解析業務の計画書は業務計画書に含む場合がある。

なお、供給者は、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、解析業務の計画書により文書化する。

解析業務の計画書には、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。）
- ・ 解析結果の検証
- ・ 業務報告書の確認
- ・ 解析業務の変更管理

また、設計を主管する箇所の長は、契約締結後に当社の理由により契約内容等に変更の必要性が生じた場合は、「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

設計を主管する箇所の長は、供給者から報告書が提出されるまでに解析業務が適切に実施されていることを供給者への立入調査等により確認する。

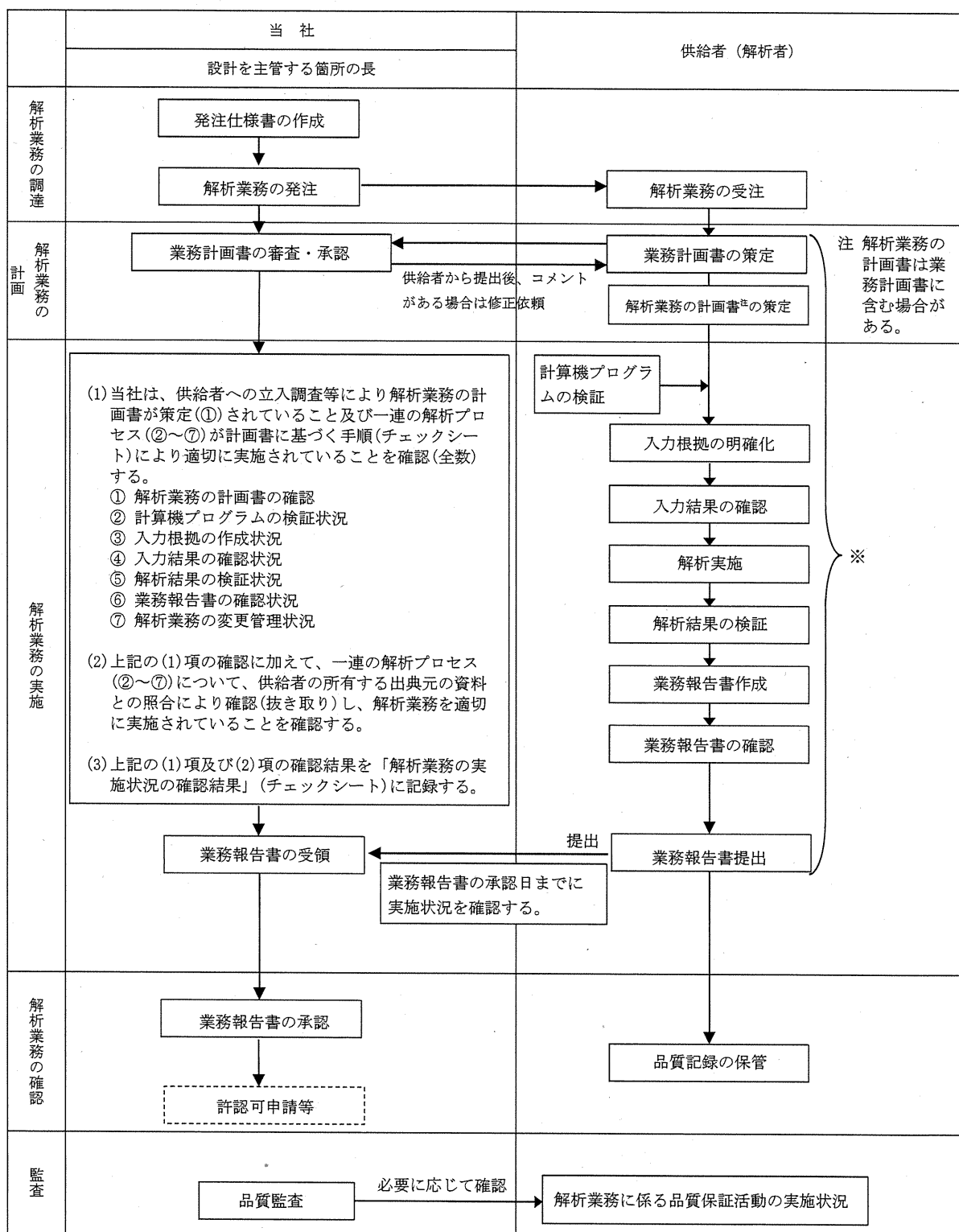
当社の供給者に対する確認内容を以下に示すとともに、具体的な確認の観点を第1表に示す。

#### 【供給者への立入調査等による確認】

- (1) 供給者が当社からの要求事項に基づき解析業務の手順（チェックシート）等を定めた解析業務の計画書（以下の①）を策定していることを確認する。
- (2) 供給者が当該計画書に定めた解析業務の手順（チェックシート）に基づき一連の解析プロセス（以下の②～⑦）が適切に実施されていることを全数確認する。
- (3) 上記の(1)項及び(2)項の確認に加えて、一連の解析プロセス（以下の②～⑦）について、供給者の所有する出典元の資料との照合により確認（抜き取り）する。
- (4) 上記の(1)項～(3)項の確認結果を「解析業務の実施状況の確認結果」（チェックシート）に記録する。
  - ① 解析業務の計画書の確認
  - ② 計算機プログラムの検証状況
  - ③ 入力根拠の作成状況
  - ④ 入力結果の確認状況
  - ⑤ 解析結果の検証状況
  - ⑥ 業務報告書の確認状況
  - ⑦ 解析業務の変更管理状況

### 4. 業務報告書の確認

設計を主管する箇所の長は、供給者から提出された業務報告書が要求事項に適合していること、また、供給者が実施した解析結果が適切に反映されていることを確認し、承認する。



※：解析業務に変更が生じた場合は、各段階において変更内容を反映する。

第1図 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 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電箇所 供給者			
発注仕様書の作成	「発注仕様書」の作成		◎	-	設計を主管する箇所の長は、「発注仕様書」を作成し、解析業務に係る要求事項を明確にする。	・ 3.6.1 供給者の技術的評価 ・ 3.6.2 供給者の選定 ・ 3.6.3 調達物品等の調達管理	・ 発注仕様書
解析業務の計画	「業務計画書」の審査、承認	「業務計画書」の作成、確認 「解析業務の計画書」の作成、確認	◎	-	設計を主管する箇所の長は、発注仕様書で明確にした解析業務に係る要求事項が供給者から提出された「業務の計画書」に適切に反映され、解析業務に係る内容が明確にされていることを確認する。	・ 3.6.3 調達物品等の調達管理	・ 業務計画書 (供給者から提出)
解析業務の実施	解析実施状況の確認	解析業務の実施	◎	-	設計を主管する箇所の長は、供給者への立入調査等により解析業務の計画書が策定され、一連の解析プロセス(計算機プログラムの検証状況/入力情報の作成状況/入力結果の確認状況/解析結果の検証状況等)が当該計画書に基づき手順(チェックシート)により適切に実施されていることを確認(全数)する。 また、上記の確認に加えて、一連の解析プロセスについて、供給者の所有する出典元の資料との照合により確認(抜き取り)し、解析業務を適切に実施されていることを確認する。 これらの確認結果を「解析業務の実施状況の確認結果」(チェックシート)に記載する。	・ 3.6.3 調達物品等の調達管理	・ 解析業務の実施状況の確認結果(チェックシート)
業務報告書の確認	「業務報告書」の承認	「業務報告書」の作成、確認	◎	-	設計を主管する箇所の長は、供給者から提出された「業務報告書」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する。	・ 3.6.3 調達物品等の調達管理	・ 業務報告書 (供給者から提出)

注 解析業務の計画書は業務計画書を含む場合がある。

第2図 設工認に係る調達管理の流れ (解析)

第1表 解析業務を実施する供給者に対する確認の観点

No.	確認項目	確認の観点
1	解析業務の計画書	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解析業務の作業手順、解析結果の検証、業務報告書の確認等について、計画（どの段階で、何を目的に、どのような内容で、誰が実施するのか）を明確にしていること。</li> </ul>
2	計算機プログラムの検証	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、計算機プログラム名称及びバージョンを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。）</li> <li>・登録されていない計算機プログラムを使用する場合は、その都度、検証を行うこと。</li> </ul>
3	入力根拠の作成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解析業務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。</li> </ul>
4	入力結果の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計算機プログラムへの入力が正確に実施されたことをエコーバック等により確認していること。</li> </ul>
5	解析結果の検証	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果は、解析業務の計画書で定めたチェックシート等により検証されていること。</li> </ul>
6	業務報告書の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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結果等を当社の指定する書式に加工、編集して業務報告書としてまとめていること。</li> <li>・作成された業務報告書が解析業務の計画書の内容を満足していることを確認すること。</li> </ul>
7	解析業務の変更管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解析業務に変更が生じた場合は、変更内容を文書化し、解析業務の各段階においてその変更内容を反映していること。</li> </ul>

## 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

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物品等を供給する技術的な能力を判断するための根拠として、品質重要度に応じて「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」の表-2及び表-3 調達管理程度表を踏まえて、以下に示す評価項目（(1)項又は(2)項のいずれかで評価）について供給者の技術的評価を実施する。

## (1) 調達実績（前年又は前々年）のある場合

工事、購入、委託等により調達した調達物品等に関し、工事竣工評価報告書、委託報告書等により供給者の供給能力上問題がなかったことを確認する。

## (2) 調達実績（前年又は前々年）のない場合

供給能力の評価は、品質保証体制及び供給者の技術能力に関する次のいずれかの項目で実施する。

- a. 供給者における調達物品等の供給実績
- b. 調達物品等の使用実績
- c. 製品サンプル等

## 2. 設計管理・調達管理について

設計及び工事を主管する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用する場合は、社内規定（設計／調達管理標準又は設計管理内規）に基づき以下に示す「2.1 設計開発の計画」から「2.8 設計開発の変更管理」までの設計管理に係る発注仕様書の作成のための設計等の各段階の活動を実施する。設計管理に係る業務フロー及び各段階の管理、組織内外の相互関係を第1表に示す。

また、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用外で保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」を適用する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す発注仕様書の作成のための設計等の各段階の活動を実施するとともに、その業務フロー及び各段階の管理、組織内外の相互関係を第2表及び第3表に示す。

## 2.1 設計開発の計画

設計開発の対象となった工事について、工事内容、工事時期、官庁手続き、工事に関与する組織間のインターフェイス及び責任を割り当てた業務分担（体制）等を明確にした設計開発に係る計画を策定する。

## 2.2 設計開発に用いる情報

設計開発のインプットとして、以下の要求事項を明確にした設計検討書等を作成する。

- (1) 機能及び性能等に関する要求事項
- (2) 適用される法令、基準及び規格
- (3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計からの反映事項
- (4) 設計に不可欠なその他の要求事項

## 2.3 設計開発のレビュー

設計レビュー会議等を開催し、設計開発のインプットの適切性をレビューし、レビューの結果及び必要な処置があればその記録は品質記録として管理する。

なお、レビューへの参加者には、設計開発に係る専門家を含め実施する。

## 2.4 設計開発の結果に係る情報

設計開発のインプットの要求事項を踏まえて設計開発のアウトプットとして発注仕様書を作成する。

## 2.5 設計開発の検証（発注段階）

発注仕様書の承認過程で、発注仕様書が設計開発のインプットの要求事項を満足していることを確実にするために対比して検証し、検証の結果及び必要な処置があればその記録は品質記録として管理する。

なお、検証は原設計者以外の者が実施する。

## 2.6 設計開発の検証（設備の設計段階）

供給者から提出される設計図書及び試験・検査要領書等の審査・承認の段階で、調達要求事項を満足していることを検証し、検証の結果及び必要な処置があればその記録は品質記録として管理する。

なお、検証は原設計者以外の者が実施する。

## 2.7 設計開発の妥当性確認

工事段階で実施する試験・検査の結果により、設計開発の妥当性を確認する。

## 2.8 設計開発の変更管理

設計開発の変更を要する場合、変更内容を明確にするとともに以下に従って手続きを実施する。

- (1) 当該設計変更に伴う影響及び他の設計に対する影響を評価し、設計管理の必要な各段階に応じて「2.2 設計開発に用いる情報」、「2.3 設計開発のレビュー」、「2.4 設計開発の結果に係る情報」、「2.5 設計開発の検証（発注段階）」、「2.6 設計開発の検証（設備の設計段階）」、「2.7 設計開発の妥当性確認」の要求事項に基づく管理を行う。
- (2) 変更内容及び変更レビューの結果の記録並びに必要な処置があればその記録は品質記録として管理する。



第1表 設計管理に係る業務フロー（標準的な業務フロー）

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 ◎：主担当 ○：関連		実施内容	保安規定品質マネジメントシステム計画等 (記載項目)	証拠書類
		当社	供給者			
発注仕様書の作成のための設計		◎	○	<p>設計を主管する箇所の長は、工事内容、工事時期、官庁手続き、工事に關与する組織間のインターフェース及び明確な責任を割り当てた業務分担(体制)等を明確にした「工事計画説明書」を作成し、工事を計画する。</p> <p>設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプット項目として要求事項を「設計検討書等」で明確にする。</p> <p>設計を主管する箇所の長は、「設計検討書等」にて明確にした設計・開発に係る専門家を「設計・開発からのアウトプット」として「発注仕様書」を作成する。</p> <p>設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプット項目を明確にした「設計検討書等」とその設計・開発からのアウトプットを明確にした「発注仕様書」の内容から要求事項を満たしていることを確認し、「発注仕様書」を承認する。</p> <p>設計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物品等を供給する技術的な能力を判断するための根拠として、「供給者の評価記録」を用いて、供給者の技術的評価を実施し、発注手続きを行い、資材部へ供給者の選定を依頼する。資材部門は、全社規定である「資材調達業務要領」に基づき、供給者の選定(契約業務を含む。)を実施する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「品質保証計画書」及び「試験・検査要領書(工場)」について、審査・承認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、供給者の詳細設計の結果を「納入図」として提出させ、「コメント処理票」により審査・承認し、「最終図」を提出させる。</p>	<p>設計開発計画</p> <p>設計開発に用いる情報</p> <p>設計開発のレビュー</p> <p>設計開発の結果に係る情報</p> <p>設計開発の検証</p> <p>供給者の評価・選定・発注</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計開発計画</li> <li>設計開発の結果に係る情報</li> <li>設計開発のレビュー</li> <li>設計開発の検証</li> <li>設計検討書等</li> <li>設計検討書等</li> <li>議事録</li> <li>発注仕様書</li> <li>設計検討書等</li> <li>発注仕様書</li> </ul>
発注		◎	○	<p>設計を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「作業要領書」及び「試験・検査要領書(現地)」について、審査・承認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、承認した「作業要領書」に基づき、現地据付工事の作業管理を実施する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書(現地)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。</p>	<p>7.4.1 調達プロセス (添付資料 13.6.1 供給者の技術的評価、13.6.2 供給者の選定)及び「添付-1」当社におけるグレード分けの考え 方(参照)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>品質保証計画書</li> <li>試験・検査要領書(工場)</li> <li>納入図</li> <li>コメント処理票</li> <li>最終図</li> <li>供給者の評価記録</li> </ul>
設備の詳細設計		◎	◎	<p>設計を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、承認した「作業要領書」に基づき、現地据付工事の作業管理を実施する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書(現地)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。</p>	<p>7.3.5 設計開発の検証 (添付-4 当社における設計管理・調達管理について(参照))</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>品質保証計画書</li> <li>試験・検査要領書(工場)</li> <li>納入図</li> <li>コメント処理票</li> <li>最終図</li> <li>試験・検査成績書(工場)</li> <li>作業要領書</li> <li>試験・検査要領書(現地)</li> <li>工事記録</li> <li>試験・検査成績書(現地)</li> </ul>
工事及び検査		◎	◎	<p>設計を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、承認した「作業要領書」に基づき、現地据付工事の作業管理を実施する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書(現地)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。</p>	<p>7.3.5 設計開発の検証 (添付-4 当社における設計管理・調達管理について(参照))</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験・検査成績書(工場)</li> <li>作業要領書</li> <li>試験・検査要領書(現地)</li> <li>工事記録</li> <li>試験・検査成績書(現地)</li> </ul>

第2表 調達管理に係る業務フロー（標準的な業務フロー（1））

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 ◎：主担当 ○：関連		実施内容	保安規定品質マネジメントシステム計画等 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	伊方発電所 供給者			
計画			◎	○	設計を主管する箇所の長は、工事内容、工事時期、官庁手続き、工事に関与する組織間のインターフェイス及び明確な責任を割り当てた業務分担（体制）等を明確にした「工事計画説明書」を作成し、工事を計画する。		・工事計画説明書
発注仕様書作成			◎	○	設計を主管する箇所の長は、調達要求事項を明確にした「発注仕様書」を作成し、審査・承認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>7.4.1 調達プロセス</li> <li>7.4.2 調達要求事項 (添付資料「3.6.1 供給者の技術的評価」、「3.6.2 供給者の選定」及び「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」参照)</li> </ul>	・発注仕様書
発注			◎	○	設計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物品等を供給する技術的な能力を判断するための根拠として、「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」の表2 調達管理程度表を踏まえて、供給者の技術的評価を実施し、発注手続きを行い、資材部へ供給者の選定を依頼する。 資材部門は、全社規定である「資材調達業務要領」に基づき、供給者の選定（契約業務を含む。）を実施する。		・供給者の評価記録
設備の詳細設計				◎	工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「品質保証計画書」及び「試験・検査要領書（工場）」について、審査・承認する。		<ul style="list-style-type: none"> <li>品質保証計画書</li> <li>試験・検査要領書（工場）</li> <li>納入図</li> <li>コメント処理票</li> <li>最終図</li> </ul>
工事及び検査				◎	工事を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書（工場）」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。 工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「作業要領書」及び「試験・検査要領書（現地）」について、審査・承認する。 工事を主管する箇所の長は、承認した「作業要領書」に基づき、現地据付工事の作業管理を実施する。 工事を主管する箇所の長は、承認した「試験・検査要領書（現地）」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>7.4.3 調達物品等の検証 (添付資料「3.6.3 調達物品等の調達管理」参照)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験・検査成績書（工場）</li> <li>作業要領書</li> <li>試験・検査要領書（現地）</li> <li>工事記録</li> <li>試験・検査成績書（現地）</li> </ul>

第3表 調達管理に係る業務フロー（標準的な業務フロー（2））

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 ◎:主担当 ○:関連		実施内容	保安規定品質マネジメントシステム計画等 (記載項目)	証拠書類	
	当社	供給者	本店	伊方発電所 供給者				
計画	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">工事の計画</div>		◎	○	設計を主管する箇所の長は、工事内容、工事時期、官庁手続き、工事に関与する組織間のインタフェース及び明確な責任を割り当てた業務分担（体制）等を明確にした「工事計画説明書」を作成し、工事を計画する。		・工事計画説明書	
発注仕様書作成	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">発注仕様書作成</div>		◎	○	設計を主管する箇所の長は、調達要求事項を明確にした「発注仕様書」を作成し、審査・承認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>7.4.1 調達プロセス</li> <li>7.4.2 調達要求事項</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>発注仕様書</li> </ul>	
発注	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">供給者の評価・選定・発注</div>		◎	○	設計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物品等を供給する技術的な能力を判断するための根拠として、「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」の表-2 調達管理程度表を踏まえて、供給者の技術的評価を実施し、発注手続きを行い、資材部へ供給者の選定を依頼する。 資材部門は、全社規定である「資材調達業務要領」に基づき、供給者の選定（契約業務を含む。）を実施する。 工事を主管する箇所の長は、供給者から提出が必要な「検査成績書」等の資料が全て提出されていることを確認し、調達物品等の受入検査を実施する。		<ul style="list-style-type: none"> <li>7.4.1 調達プロセス</li> <li>7.4.2 調達要求事項</li> <li>7.4.3 供給者の技術的評価、「3.6.2 供給者の選定」及び「添付-1 当社におけるグレード分けの考え方」参照</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>供給者の評価記録</li> </ul>
工事及び検査	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">調達物品等の検証</div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">製作、性能検査</div>	◎	◎		<ul style="list-style-type: none"> <li>7.4.3 調達物品等の検証</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査成績書</li> </ul>	

# 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

設計及び工事計画認可申請 資料9-2

伊方発電所第3号機

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	資9-2-1
2. 基本方針 .....	資9-2-1
3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画 .....	資9-2-1

## 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

本設計及び工事計画の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、組織内外の部門関係、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、本設計及び工事計画の設計の実績、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マネジメントシステムに関する説明書」の様式-8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【原子炉本体（燃料体）】

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			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	備考
		本店	発電所	供給者				
3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	○	設置変更許可申請書、設置許可基準規則、技術基準規則	様式-2（主条文）	
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、様式-2（主条文） 設置変更許可申請書、設置許可基準規則、様式-2	様式-2 様式-3	
3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	○	様式-2、3、技術基準規則、実用炉規則別表第二 設置変更許可申請書、設置許可基準規則、技術基準規則、実用炉規則別表第二	様式-4 様式-5、6	
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-4、6	設計資料	詳細を以下に示す。

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 本店 発電所 供給者			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	備考
		◎	○	△				
設計	要目表							
	原子炉本体	◎	—	○	○	様式-4、6 (基本設計方針)、品質記録(既工事計画)、調達図書(委託報告書)	設計資料 (要目表)	
	資料 1 熱出力計算書	◎	—	—	○	様式-4、6 (基本設計方針)、品質記録(既工事計画)	設計資料 (熱出力計算書)	
	資料 3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	◎	—	—	○	様式-4、6 (基本設計方針)、品質記録(既工事計画)	設計資料 (発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書)	
	資料 4 安全設備及び重大事故等対処設備が条件の下における健全性に関する説明書	◎	—	—	○	様式-4、6 (基本設計方針)、品質記録(既工事計画)	設計資料 (安全設備及び重大事故等対処設備が条件の下における健全性に関する説明書)	



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			実績 (○) ／ 計画 (△)	インプット	アウトプット	備考
		本店	発電所	供給者				
設計	資料5 発電用原子炉施設の 火災防護に関する説明書	◎	—	—	○	様式-4、6 (基本設計方針)、品質記録 (既工事計画)	設計資料 (発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書)	
	資料6 耐震性に関する説明書	◎	—	—	○	様式-4、6 (基本設計方針)、品質記録 (既工事計画)	設計資料 (耐震性に関する説明書)	
	資料7 強度に関する説明書	◎	—	○	○	様式-4、6 (基本設計方針)、調達図書 (委託報告書)	設計資料 (強度に関する説明書)	
	資料8 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書	◎	—	○	○	様式-4、6 (基本設計方針)、調達図書 (委託報告書)	設計資料 (燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書)	

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			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	備考
		本店	発着所	供給者				
添付図面								
3.3.3(2)	原子炉本体の構造図 (燃料体) 17 行 17 列 B 型燃料集合体 (ウラン燃料)	◎	—	○	○	様式-4,6 (基本設計方針)、調達図書 (委託報告書)	設計資料 (原子炉本体の構造図 (燃料体) 17 行 17 列 B 型燃料集合体 (ウラン燃料))	
3.3.3(3)	設工認の作成	◎	—	—	○	様式-4,6 (基本設計方針)、設計資料	設工認申請書案	
3.3.3(4)	設計のアウトプットに対する検証	◎	○	—	○	設工認申請書案	伊方発電所安全運営委員会議事録 (レビューの記録)、設工認確認チェックシート (検証の記録)	
3.3.3(5)	設工認の承認	◎	○	—	○	設工認申請書案	設工認申請書、決定書	
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)	◎	—	○	△	基本設計方針、設計資料	調達図書	
3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	◎	—	○	△	調達図書	調達図書	設工認における工事の範囲は制作工場での燃料体の加工が完了した時まで
工事及び検査								

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			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	備考
		本店	発注所	供給者				
3.5.2	設計の結果と使用前事業者 検査対象の繋がりの明確化	○	◎	—	△	設工認申請書	様式-7（左欄、中欄）	
3.5.3	使用前事業者検査の計画	○	◎	○	△	様式-7（左欄、中欄）	様式-7（右欄）	
3.5.4	検査計画の管理	○	◎	○	△	様式-7（右欄）	使用前事業者検査工 程表	
3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係 る使用前事業者検査の管理	—	—	—	—	—	—	対象なし
3.5.6	使用前事業者検査の実施	○	◎	○	△	様式-7	検査記録	様式-7 に従い検査要 領書を作成し、使用前 事業者検査を実施
3.7.2	識別管理及びトレーサビリ ティ	◎	○	○	△	—	調達図書、検査記録	

工事及び検査

適合性確認対象設備ごとの調達に係るグレード分け及び実績（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			業務区分		備 考
				品質重要度分類			「保安規定品質設計開発」の適用業務	「保安規定品質調達」の適用業務	
				クラスA	クラスB	クラスC			
原子炉本体	燃料体	-	17行17列B型燃料集合体 (ウラン燃料)	○	-	-	○	-	

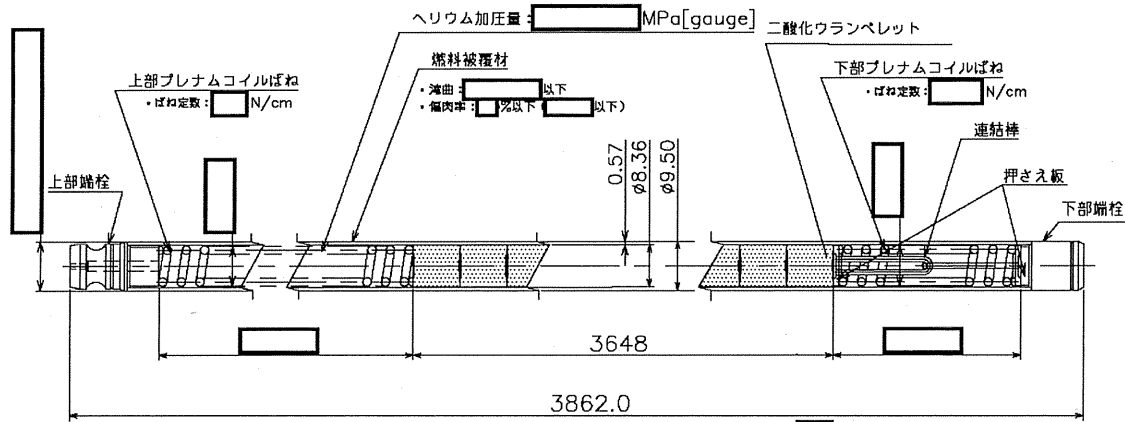
## 2. 添付 図 面

## 目 次

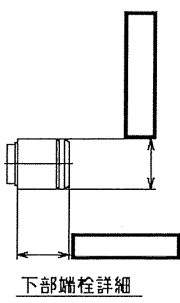
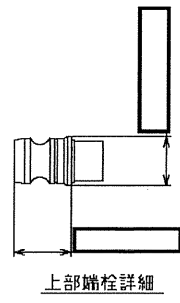
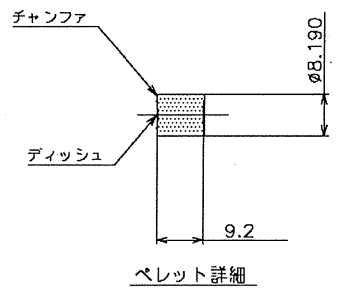
### <原子炉本体>

- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（1/12）  
【第1-1図】  
【第1-1図】の補足
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（2/12）  
【第1-2図】  
【第1-2図】の補足
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（3/12）  
【第1-3図】  
【第1-3図】の補足
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（4/12）  
【第1-4図】  
【第1-4図】の補足
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（5/12）  
【第1-5図】
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（6/12）  
【第1-6図】
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（7/12）  
【第1-7図】
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（8/12）  
【第1-8図】  
【第1-8図】の補足

- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（9/12）  
【第1-9図】  
【第1-9図】の補足
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（10/12）  
【第1-10図】  
【第1-10図】の補足
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（11/12）  
【第1-11図】  
【第1-11図】の補足
- ・原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）（12/12）  
【第1-12図】



二酸化ウランペレット  
 プレナム体積 [ ] cm<sup>3</sup>  
 燃料要素の表面汚染 0.00004Bq/mm<sup>2</sup> 以下  
 ヘリウム漏えい 304×10<sup>-8</sup> MPa・mm<sup>3</sup>/s以下



タイプA  
 ウラン235 濃縮度 4.80 [ ] wt%  
 密度(理論密度比) 97.0 [ ] %

タイプB  
 ウラン235 濃縮度 4.10 [ ] wt%  
 密度(理論密度比) 97.0 [ ] %

二酸化ウラン燃料要素

(単位: mm)

主要目表

材料 取替燃料	二酸化ウラン燃料材(タイプA)	ウラン235濃縮度	wt%	4.80	
		密度(理論密度比)	%	97.0	
		ウラン含有率	wt%	[ ] 以上	
		組成	酸素対ウラン比	-	2.00
			炭素	wt%	[ ] 以下
			ふっ素	wt%	[ ] 以下
			水素	wt%	[ ] 以下
	窒素	wt%	[ ] 以下		
	二酸化ウラン燃料材(タイプB)	ウラン235濃縮度	wt%	4.10	
		密度(理論密度比)	%	97.0	
		ウラン含有率	wt%	[ ] 以上	
		組成	酸素対ウラン比	-	2.00
			炭素	wt%	[ ] 以下
			ふっ素	wt%	[ ] 以下
水素			wt%	[ ] 以下	
窒素	wt%	[ ] 以下			
燃料被覆材	-	Sn・Fe・Cr・Nb・Ni 系 ジルコニウム基合金			
燃料被覆材端栓	-	ASTM B351 Gr. R60804 (Zr/TN 804D相当)			
上部プレナムコイルばね	-	[ ]			
下部プレナムコイルばね	-	AMS [ ]			
押さえ板(下部プレナムコイルばね用部品)	-	[ ]			
連結棒(下部プレナムコイルばね用部品)	-	[ ]			

設計及び工事計画認可申請	第 1-1 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体) 17 行 17 列 B 型燃料集合体(ウラン燃料) (1/12)	
四国電力株式会社	



第1-1図「原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）  
（1/12）」の補足

(1) 二酸化ウラン燃料要素の寸法許容範囲

設計及び工事計画記載の二酸化ウラン燃料要素に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

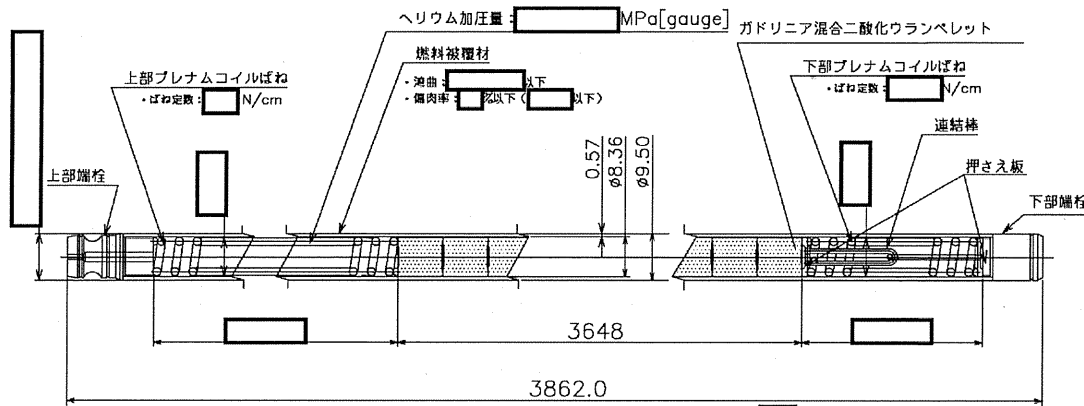
名 称	適用寸法(mm)			備 考	
	最大値	公称値	最小値		
二酸化ウラン燃料要素	全長（端栓とも）	<input type="text"/>	3,862.0	<input type="text"/>	第1-1図
	有効長さ	—	3,648 <sup>(注)</sup>	—	
	ペレット直径	<input type="text"/>	8.190	<input type="text"/>	
	ペレット長さ	<input type="text"/>	9.2	<input type="text"/>	
	燃料被覆材外径	<input type="text"/>	9.50	<input type="text"/>	
	燃料被覆材内径	<input type="text"/>	8.36	<input type="text"/>	
	燃料被覆材肉厚	<input type="text"/>	0.57	<input type="text"/>	
	上部プレナム長さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	下部プレナム長さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	上部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	下部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	

(注) 参考寸法

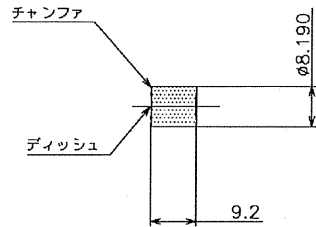
(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称	許容差(mm)	根 拠	
二酸化ウラン燃料要素	全長 (端栓とも)	3,862.0 <input type="text"/>	メーカー基準
	有効長さ	—	参考寸法のため規定しない
	ペレット直径	8.190 <input type="text"/>	メーカー基準
	ペレット長さ	9.2 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材外径	9.50 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材内径	8.36 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材肉厚	0.57 <input type="text"/>	メーカー基準
	上部プレナム長さ	<input type="text"/>	メーカー基準
	下部プレナム長さ	<input type="text"/>	メーカー基準
	上部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	メーカー基準
	下部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	メーカー基準



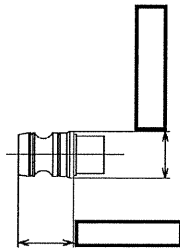
プレナム体積  cm<sup>3</sup>  
 燃料要素の表面汚染 0.00004Bq/mm<sup>2</sup> 以下  
 ヘリウム漏えい 304×10<sup>-8</sup> MPa・mm<sup>3</sup>/s以下



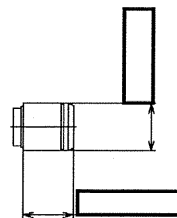
ペレット詳細

**タイプC**  
 ウラン235 濃縮度 3.20  wt%  
 ガドリニア濃度 10.00wt%  
 密度(理論密度比) 96.0  %  
 ガドリニア均一度 遊離ガドリニア 粒径  μm以下

**タイプD**  
 ウラン235 濃縮度 3.20  wt%  
 ガドリニア濃度 6.00wt%  
 密度(理論密度比) 96.0  %  
 ガドリニア均一度 遊離ガドリニア 粒径  μm以下



上部端栓詳細



下部端栓詳細

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素

(単位: mm)

主要目表

材料	取替燃料	ガドリニア混合酸化ウラン燃料材(タイプC)	ウラン235濃縮度	wt%	3.20
			密度(理論密度比)	%	96.0
			ウラン含有率	wt%	<input type="text"/> 以上
			酸素対ウラン比	-	<input type="text"/>
			ガドリニア濃度	wt%	10.00
			ガドリニウム濃度	wt%	<input type="text"/>
			炭素	wt%	<input type="text"/> 以下
			ふっ素	wt%	<input type="text"/> 以下
		水素	wt%	<input type="text"/> 以下	
		窒素	wt%	<input type="text"/> 以下	
		ガドリニア混合酸化ウラン燃料材(タイプD)	ウラン235濃縮度	wt%	3.20
			密度(理論密度比)	%	96.0
			ウラン含有率	wt%	<input type="text"/> 以上
			酸素対ウラン比	-	<input type="text"/>
ガドリニア濃度	wt%		6.00		
ガドリニウム濃度	wt%		<input type="text"/>		
炭素	wt%	<input type="text"/> 以下			
ふっ素	wt%	<input type="text"/> 以下			
水素	wt%	<input type="text"/> 以下			
窒素	wt%	<input type="text"/> 以下			
燃料被覆材			-	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金	
燃料被覆材端栓			-	ASTM B351 Gr. R60804 (Zr/TN 804D相当)	
上部プレナムコイルばね			-	<input type="text"/>	
下部プレナムコイルばね			-	AMS <input type="text"/>	
押さえ板(下部プレナムコイルばね用部品)			-	<input type="text"/>	
連結棒(下部プレナムコイルばね用部品)			-	<input type="text"/>	

設計及び工事計画認可申請 第1-2図

伊方原子力発電所第3号機

原子炉本体の構造図  
 (燃料体)  
 17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料) (2/12)

四国電力株式会社

第1-2図「原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）  
（2/12）」の補足

(1) ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素の寸法許容範囲

設計及び工事計画記載のガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

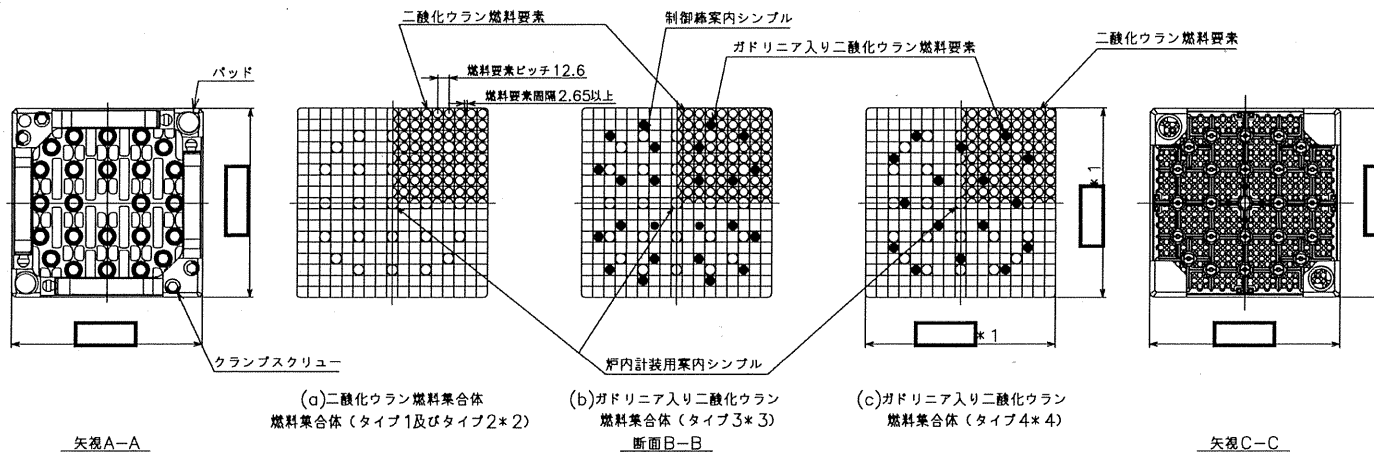
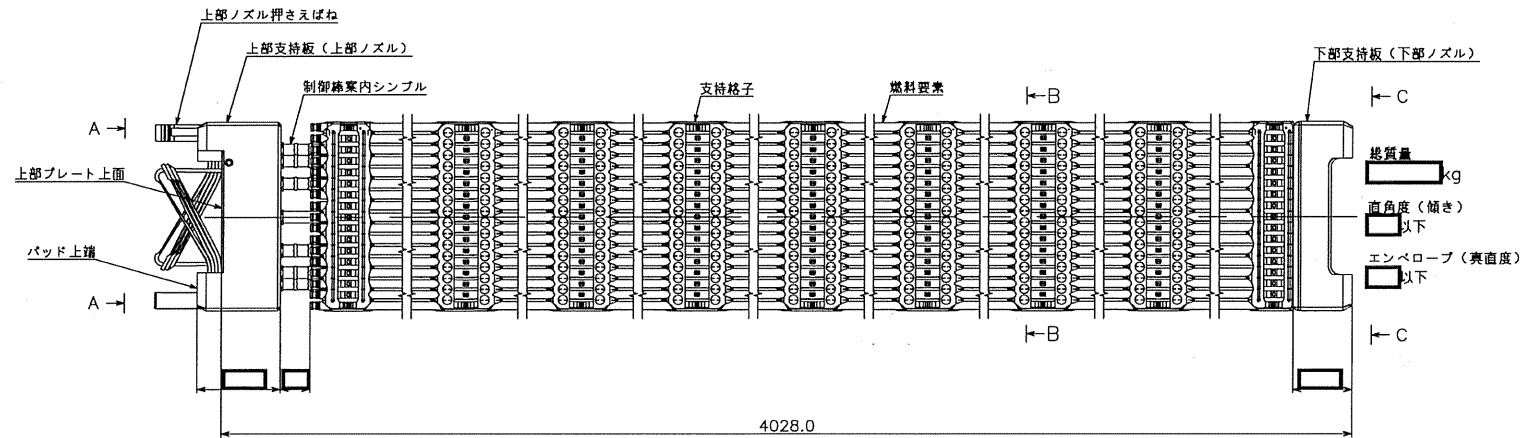
名 称	適用寸法(mm)			備 考	
	最大値	公称値	最小値		
ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素	全長（端栓とも）	<input type="text"/>	3,862.0	<input type="text"/>	第1-2図
	有効長さ	—	3,648 <sup>(注)</sup>	—	
	ペレット直径	<input type="text"/>	8.190	<input type="text"/>	
	ペレット長さ	<input type="text"/>	9.2	<input type="text"/>	
	燃料被覆材外径	<input type="text"/>	9.50	<input type="text"/>	
	燃料被覆材内径	<input type="text"/>	8.36	<input type="text"/>	
	燃料被覆材肉厚	<input type="text"/>	0.57	<input type="text"/>	
	上部プレナム長さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	下部プレナム長さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	上部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	下部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	

(注) 参考寸法

(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称	許容差(mm)	根 拠	
ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素	全長（端栓とも）	3,862.0 <input type="text"/>	メーカー基準
	有効長さ	—	参考寸法のため規定しない
	ペレット直径	8.190 <input type="text"/>	メーカー基準
	ペレット長さ	9.2 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材外径	9.50 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材内径	8.36 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材肉厚	0.57 <input type="text"/>	メーカー基準
	上部プレナム長さ	<input type="text"/>	メーカー基準
	下部プレナム長さ	<input type="text"/>	メーカー基準
	上部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	メーカー基準
	下部プレナム コイルばね外径	<input type="text"/>	メーカー基準



- \*1 最大の断面寸法  
214.3×214.3
- \*2 タイプ1: 二酸化ウラン燃料要素  
(ウラン235濃縮度 4.80wt%)  
タイプ2: 二酸化ウラン燃料要素  
(ウラン235濃縮度 4.10wt%)
- \*3 タイプ3: ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素  
(ガドリニア濃度 10.00wt%)
- \*4 タイプ4: ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素  
(ガドリニア濃度 6.00wt%)

燃料集合体

(単位: mm)

設計及び工事計画認可申請	第1-3図
伊方原子力発電所第3号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料)(3/12)	
四国電力株式会社	

第1-3図「原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列B型燃料集合体（ウラン燃料）  
（3/12）」の補足

(1) 燃料集合体及び支持板の寸法許容範囲

設計及び工事計画記載の燃料集合体及び支持板に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称		適用寸法(mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
(注1) 燃料集合体	全長（下部支持板 下端より上部支持 板上部プレート上面 までの長さ）	<input type="text"/>	4,028.0	<input type="text"/>	第1-3図
	燃料要素ピッチ	—	12.6 (注2)	—	
	上部支持板下面と 燃料要素上端の間隔	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
上部支持板 （上部ノズル）	外寸法	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	高さ（下面からパッ ド上端まで）	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
下部支持板 （下部ノズル）	外寸法	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	高さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	

(注1) 燃料集合体の最大の断面寸法は、支持格子の外寸法の最大値が該当する。

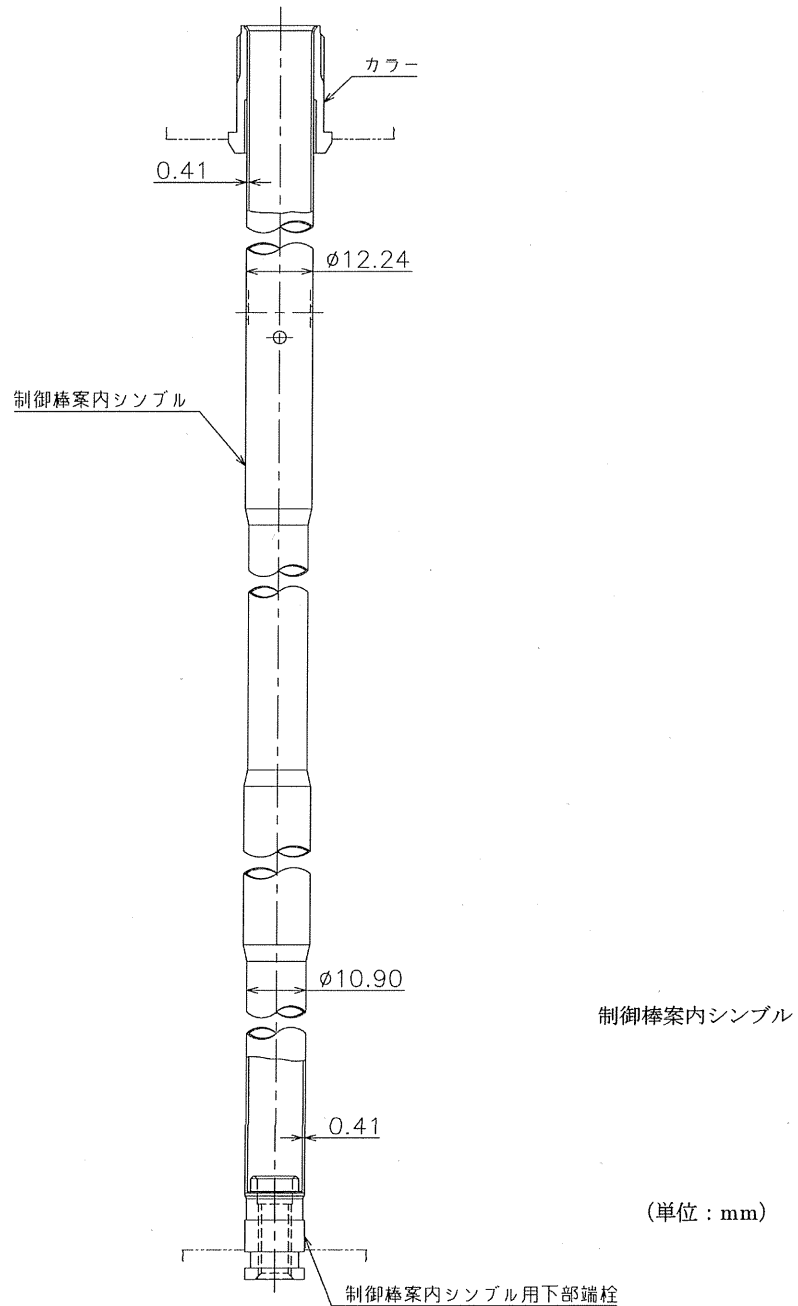
(注2) 参考寸法

(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称	許容差(mm)	根 拠	
燃料集合体	全長（下部支持板下端より上部支持板上部プレート上面までの長さ）	4,028.0 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料要素ピッチ	—	参考寸法のため規定しない
	上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	<input type="text"/>	メーカー基準
上部支持板（上部ノズル）	外寸法	<input type="text"/>	メーカー基準
	高さ（下面からパッド上端まで）	<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"/>	メーカー基準
	高さ	<input type="text"/>	メーカー基準





主 要 目 表				
材 料	取 替 燃 料	制御棒案内シンプル	—	ASTM B353 Gr. R60804
		制御棒案内シンプル用 下部端栓及びカラー	—	ASTM B351 Gr. R60804

設計及び工事計画認可申請	第 1-4 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17 行 17 列 B 型燃料集合体 (ウラン燃料) (4/12)	
四 国 電 力 株 式 会 社	

第 1-4 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 B 型燃料集合体（ウラン燃料）  
（4/12）」の補足

(1) 制御棒案内シンプルの寸法許容範囲

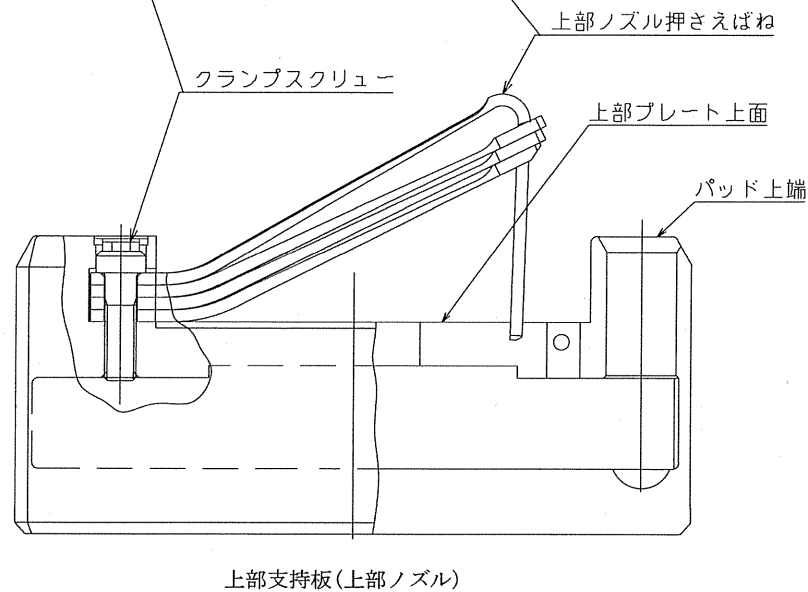
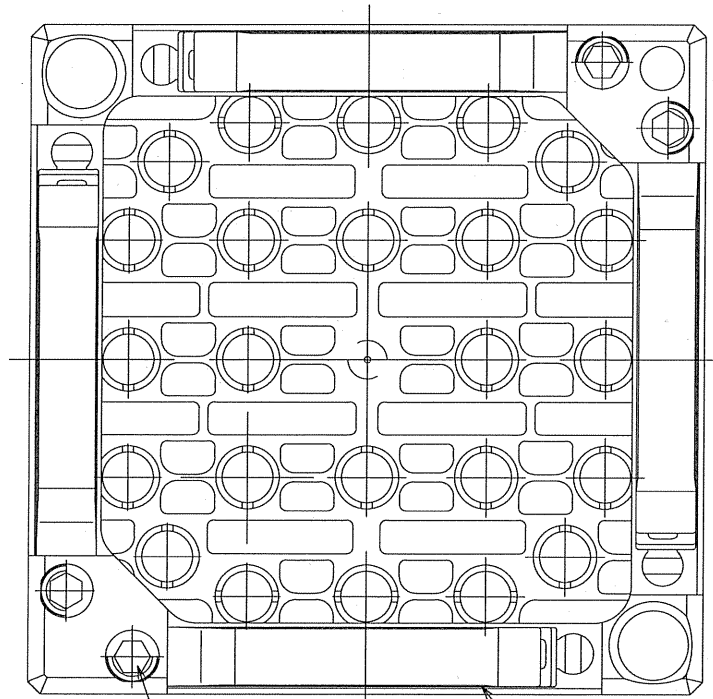
設計及び工事計画記載の制御棒案内シンプルに関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称	適用寸法(mm)			備 考	
	最大値	公称値	最小値		
制御棒案内シンプル	外径(太径部)	<input type="text"/>	12.24	<input type="text"/>	第 1-4 図
	外径(細径部)	<input type="text"/>	10.90	<input type="text"/>	
	肉厚(太径部)	<input type="text"/>	0.41	<input type="text"/>	
	肉厚(細径部)	<input type="text"/>	0.41	<input type="text"/>	

(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

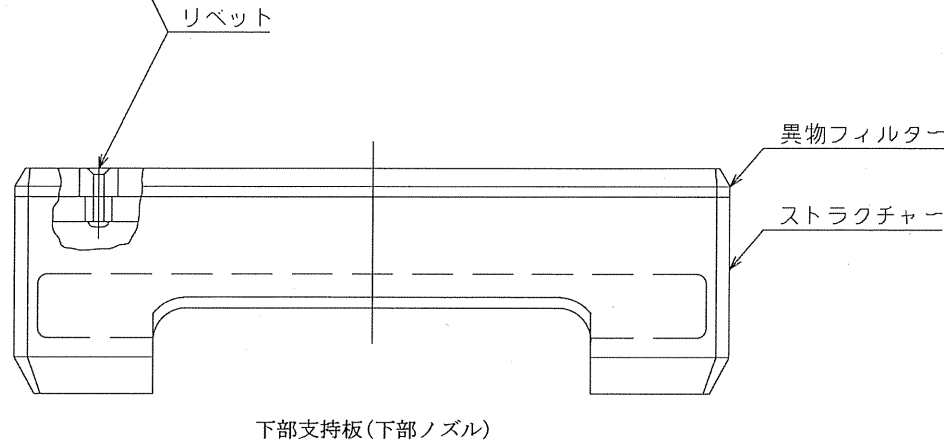
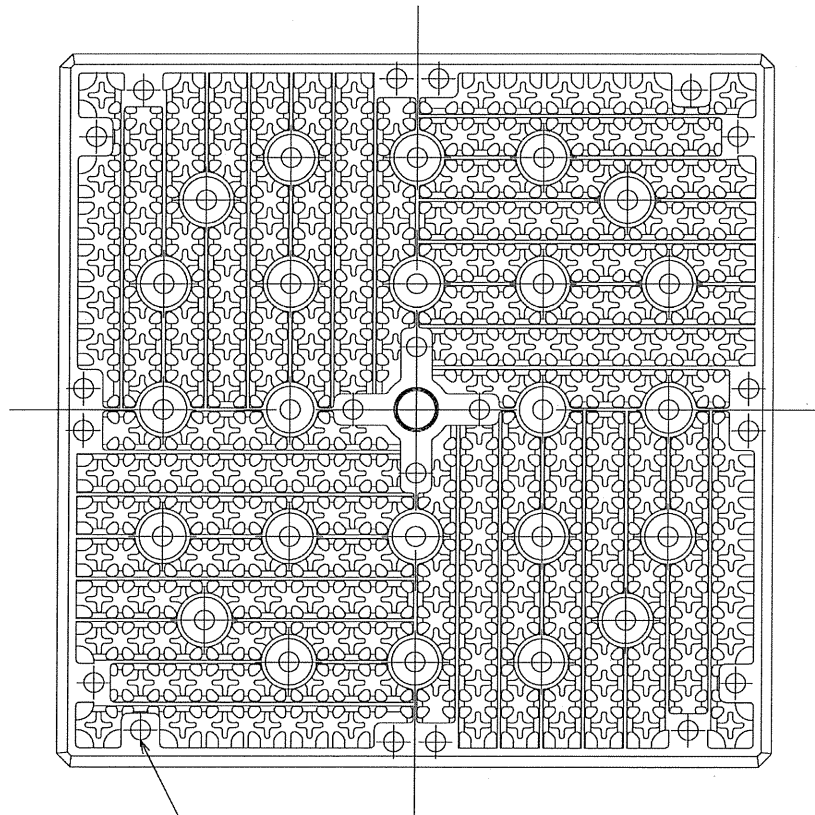
名 称	許容差(mm)	根 拠
制御棒案内シンプル	12.24 <input type="text"/>	メーカー基準
	10.90 <input type="text"/>	メーカー基準
	0.41 <input type="text"/>	メーカー基準
	0.41 <input type="text"/>	メーカー基準



主 要 目 表

材 替 燃 料	上部支持板 (上部ノズル)	-	ASTM <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>
	上部ノズル押さえばね	-	AMS 5596
	クランプスクリュー	-	ASTM <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>

設計及び工事計画認可申請	第 1-5 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体) 17 行 17 列 B 型燃料集合体(ウラン燃料) (5/12)	
四 国 電 力 株 式 有 限 公 司	

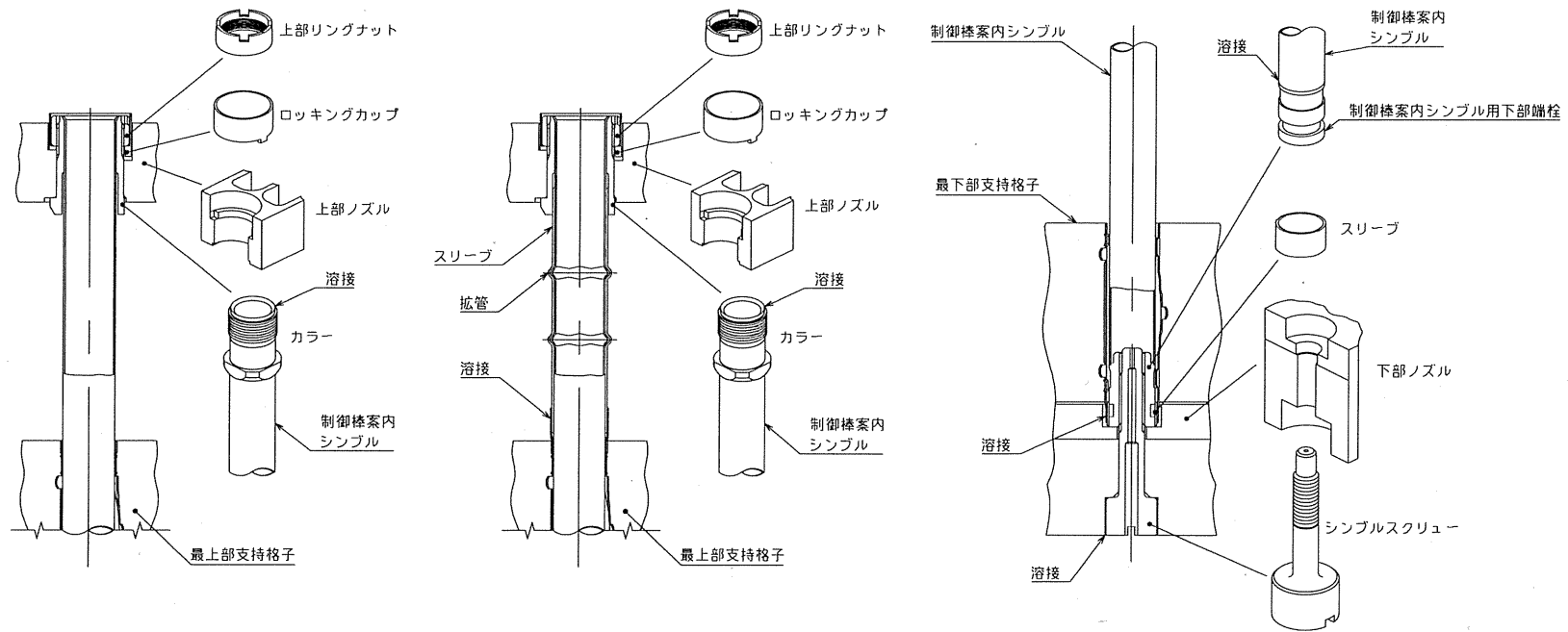


主 要 目 表			
材 替 燃 料	下部支持板 (下部ノズル)	-	ASTM <input type="text"/>
	リベット	-	<input type="text"/>

設計及び工事計画認可申請	第 1-6 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17 行 17 列 B 型燃料集合体(ウラン燃料) (6/12)	
四 国 電 力 株 式 会 社	

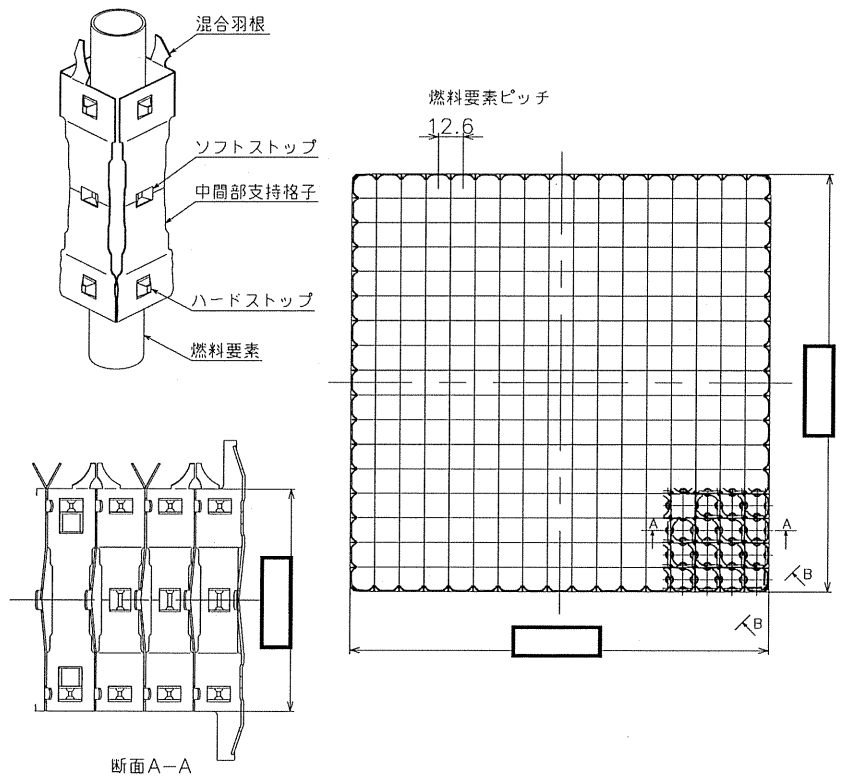
主 要 目 表

材 料	取 替 燃 料	上部リングナット・ シンプルスクリュー・ ロックンクナップ	—	□



上部、下部ノズルと制御棒案内シンプルの結合部

設計及び工事計画認可申請	第 1-7 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体) 17 行 17 列 B 型燃料集合体 (ウラン燃料) (7/12)	
四 国 電 力 株 式 有 限 公 司	



断面A-A

矢視B-B

(単位：mm)

中間部支持格子

主 要 目 表			
材 料	取 替 燃 料	中間部支持格子	ASTM B352 Gr. R60804

設計及び工事計画認可申請	第 1-8 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17 行 17 列 B 型燃料集合体(ウラン燃料) (8/12)	
四 国 電 力 株 式 会 社	

第 1-8 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 B 型燃料集合体（ウラン燃料）  
（8/12）」の補足

(1) 中間部支持格子の寸法許容範囲

設計及び工事計画記載の中間部支持格子に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称		適用寸法(mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
中間部支持格子	外寸法	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	第 1-8 図
	高さ	—	<input type="text"/> (注)	—	


(注) 参考寸法

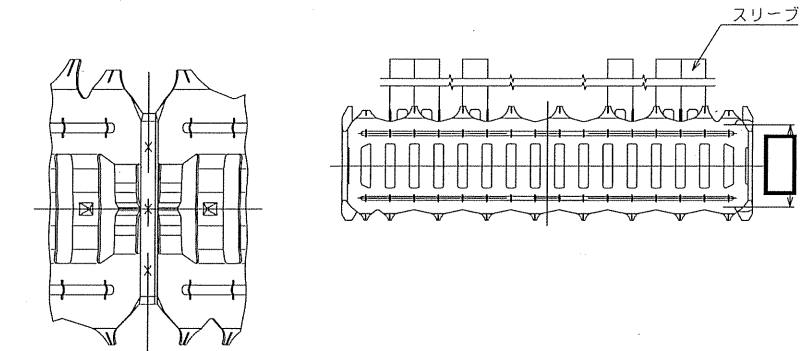
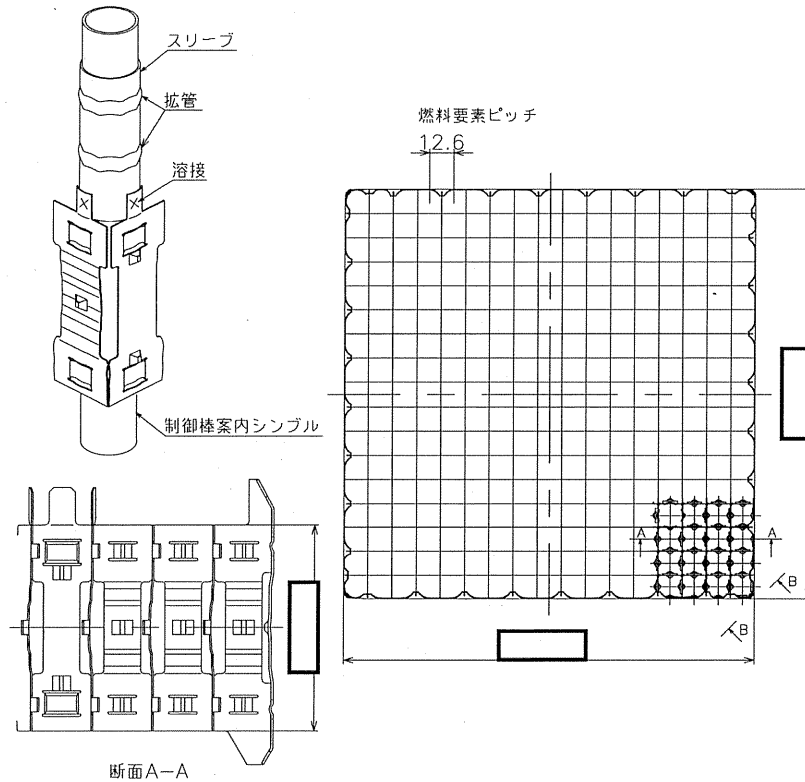
(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称		許容差(mm)	根 拠
中間部支持格子	外寸法	<input type="text"/>	メーカー基準
	高さ	—	参考寸法のため規定しない

主 要 目 表

材 替 燃 料	最上部支持格子	-	AMS 5596
	スリーブ	-	



断面A-A

矢視B-B

(単位：mm)

最上部支持格子

設計及び工事計画認可申請	第1-9図
伊方原子力発電所第3号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体) 17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料) (9/12)	
四国電力株式会社	



第 1-9 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 B 型燃料集合体（ウラン燃料）  
（9/12）」の補足

(1) 最上部支持格子の寸法許容範囲

設計及び工事計画記載の最上部支持格子に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

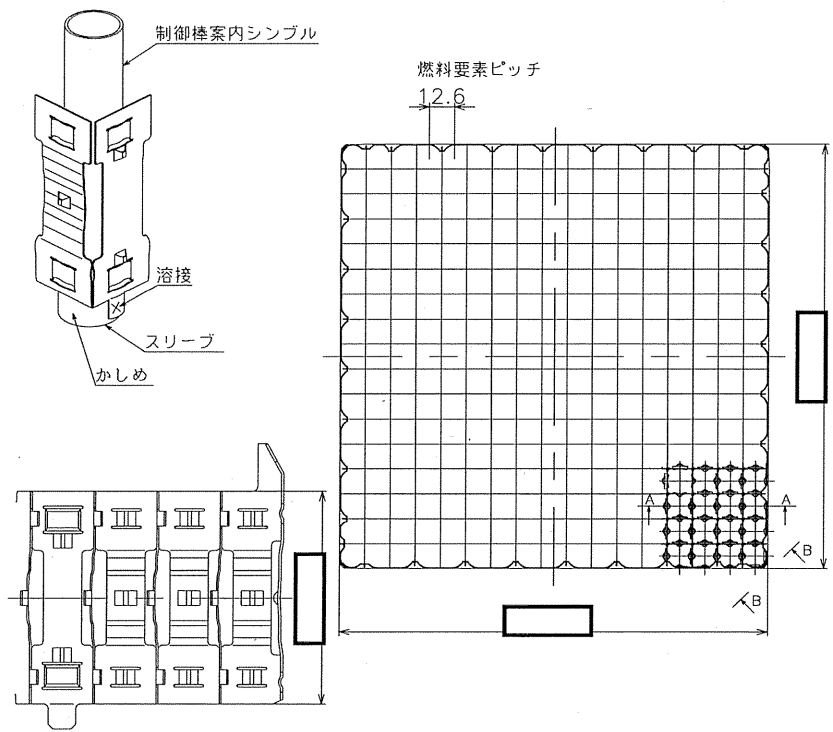
名 称		適用寸法(mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
最上部支持格子	外寸法	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	第 1-9 図
	高さ	—	<input type="text"/> (注)	—	

(注) 参考寸法

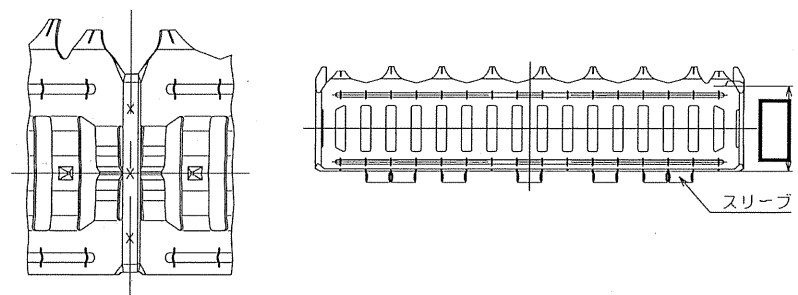
(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称		許容差(mm)	根 拠
最上部支持格子	外寸法	<input type="text"/>	メーカー基準
	高さ	—	参考寸法のため規定しない



断面A-A



矢視B-B

(単位 : mm)

最下部支持格子

主 要 目 表			
材 料	取 替 燃 料	最下部支持格子	AMS 5596
		スリーブ	

設計及び工事計画認可申請	第 1-10 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料) (10/12)	
四国電力株式会社	

第 1-10 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 B 型燃料集合体（ウラン燃料）（10/12）」の補足

(1) 最下部支持格子の寸法許容範囲

設計及び工事計画記載の最下部支持格子に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称		適用寸法(mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
最下部支持格子	外寸法	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	第 1-10 図
	高さ	—	<input type="text"/> (注)	—	

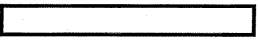
(注) 参考寸法

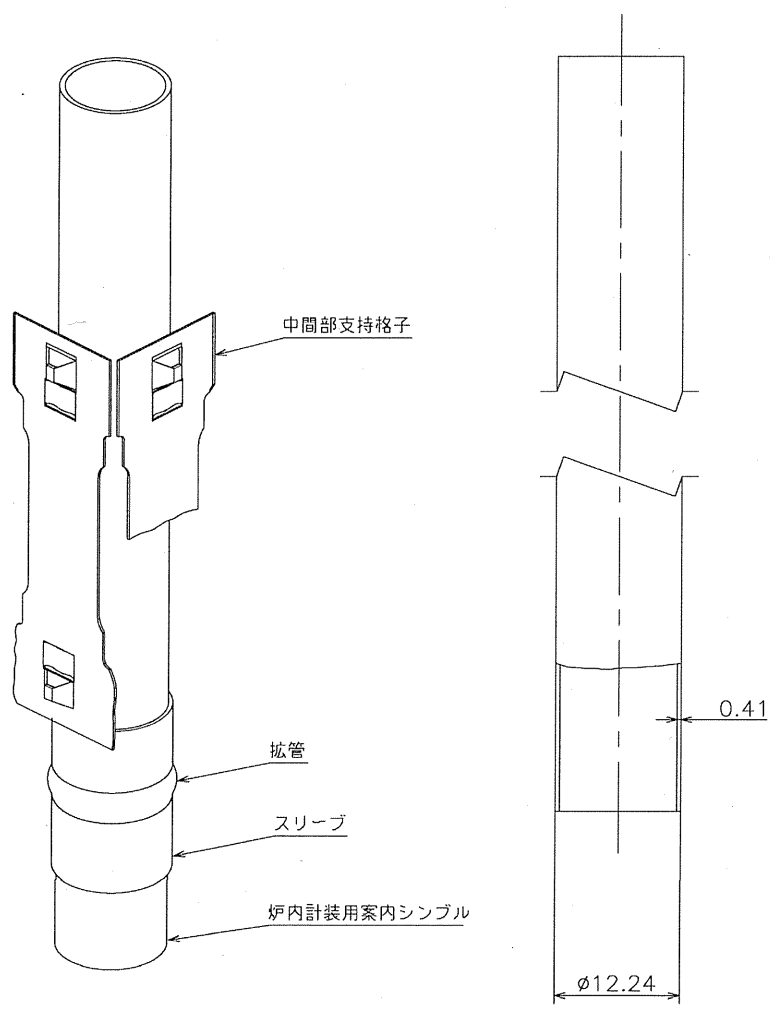
(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称		許容差(mm)	根 拠
最下部支持格子	外寸法	<input type="text"/>	メーカー基準
	高さ	—	参考寸法のため規定しない

主 要 目 表

材 料	取 替 燃 料	炉内計装用案内シンプル	-	ASTM B353 Gr. R60804
		スリーブ	-	



炉内計装用案内シンプル

(単位 : mm)

設計及び工事計画認可申請	第 1-11 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料) (11/12)	
四国電力株式会社	

第 1-11 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 B 型燃料集合体（ウラン燃料）（11/12）」の補足

(1) 炉内計装用案内シンプルの寸法許容範囲

設計及び工事計画記載の炉内計装用案内シンプルに関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称	適用寸法(mm)			備 考	
	最大値	公称値	最小値		
炉内計装用案内シンプル	外径	<input type="text"/>	12.24	<input type="text"/>	第 1-11 図
	肉厚	<input type="text"/>	0.41	<input type="text"/>	

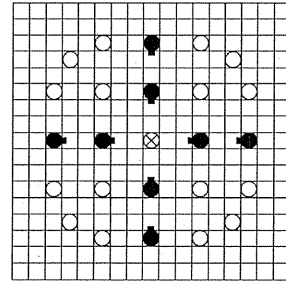
(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称	許容差(mm)	根 拠
炉内計装用案内シンプル	12.24 <input type="text"/>	メーカー基準
	0.41 <input type="text"/>	メーカー基準

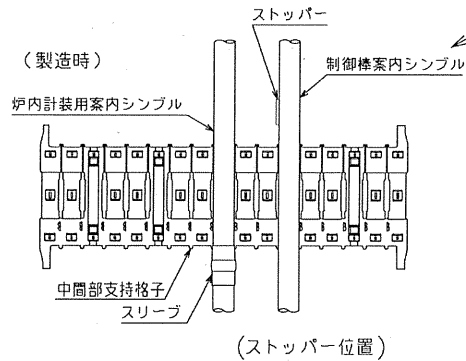
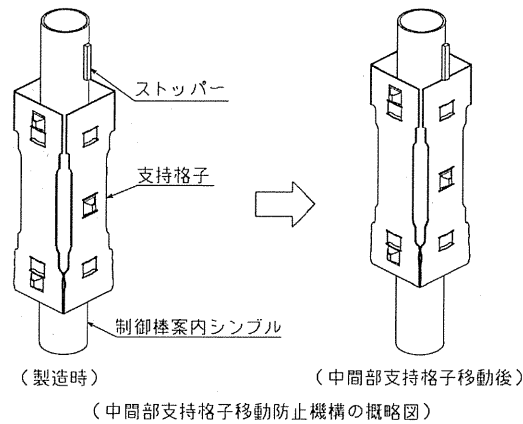
主 要 目 表

材 料	取 替 燃 料	ストッパー	—	ASTM B352 Gr. R60304

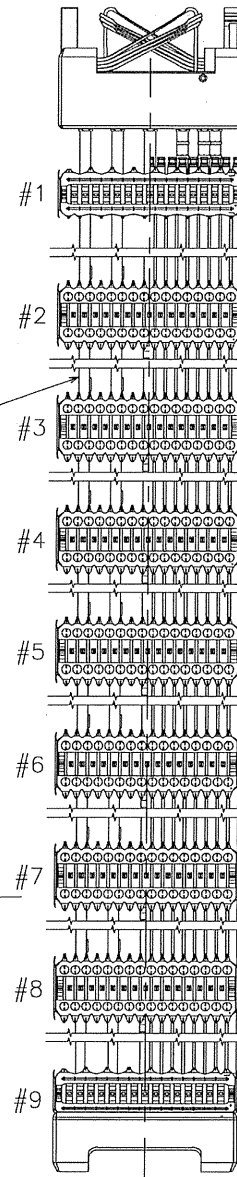


⊗ 炉内計装用案内シンプル  
 ○ 制御棒案内シンプル  
 ● ストッパー付き制御棒案内シンプル  
 (支持格子内制御棒案内シンプル配置図)

制御棒案内シンプル (ストッパー付き)



ストッパー



設計及び工事計画認可申請	第 1-12 図
伊方原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17行 17列 B型燃料集合体(ウラン燃料) (12/12)	
四国電力株式会社	