

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

資料 1 熱出力計算書

1. 熱出力

今回の申請に係る熱出力に関する説明は、平成22年10月4日付け平成22・07・23原第5号にて認可された工事計画から変更はない。

なお、平成22年10月4日付け平成22・07・23原第5号にて認可された工事計画の添付資料1「熱出力計算書」に基づき、認可された工事計画のとおり設計を行なうことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。

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

目 次

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 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

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

目 次

	頁
1. 概要	T3-添2-1-1
2. 基本方針	T3-添2-1-1
3. 記載の基本事項	T3-添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	T3-添2-1-ロ-1
(i) 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	T3-添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高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（令和2年12月2日付け原規規発第2012026号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

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

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

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

3. 記載の基本事項

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

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

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

設置許可申請書（本文）	設置許可申請書（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. ①ウラン燃料集合体</p>	<p>3. 原子炉及び炉心</p> <p>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(1) 燃料ペレット</p> <p>材 料</p> <p>a. ①ウラン燃料</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <p>3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料 (1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1558 367 2329 1281"> <thead> <tr> <th colspan="2">種 類</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">名 称</td> <td>—</td> <td>17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">種</td> <td>—</td> <td>①17行17列ウラン燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃料集合体</td> <td>全長(下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ)</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>断面寸法(最大の断面寸法)</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">二酸化ウラン燃料要素</td> <td>燃料要素ピッチ</td> <td>mm</td> <td>12.6 (注3)</td> </tr> <tr> <td>下部支持板上面と燃料要素下端の間隔</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>全長(端栓とも)</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm</td> <td>3,648 (注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)直径</td> <td>mm</td> <td>8.19 (注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>9.50 (注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>0.57 (注3)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素</td> <td>コイルばね(ペレット押えばね)外径</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>全長(端栓とも)</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm</td> <td>3,648 (注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)直径</td> <td>mm</td> <td>8.19 (注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>9.50 (注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>0.57 (注3)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>コイルばね(ペレット押えばね)外径</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	種 類		変 更 前	変 更 後	名 称		—	17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)	種		—	①17行17列ウラン燃料体	燃料集合体	全長(下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ)	mm	—	断面寸法(最大の断面寸法)	mm	—	二酸化ウラン燃料要素	燃料要素ピッチ	mm	12.6 (注3)	下部支持板上面と燃料要素下端の間隔	mm	—	全長(端栓とも)	mm	—	有効長さ	mm	3,648 (注3)	燃料材(ペレット)直径	mm	8.19 (注3)	燃料材(ペレット)長さ	mm	—	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3)	燃料被覆材内径	mm	—	燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注3)	上部プレナム長さ	mm	—	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	コイルばね(ペレット押えばね)外径	mm	—	全長(端栓とも)	mm	—	有効長さ	mm	3,648 (注3)	燃料材(ペレット)直径	mm	8.19 (注3)	燃料材(ペレット)長さ	mm	—	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3)	燃料被覆材内径	mm	—	燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注3)	上部プレナム長さ	mm	—	コイルばね(ペレット押えばね)外径	mm	—	<p>設置許可申請書(本文)第五号ハ項において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり設置許可申請書(本文)と整合している。</p> <p>①設置許可申請書(本文)の「燃料集合体」と設計及び工事の計画の「燃料体」は同義であり、整合している。</p>	<p>本申請の対象は、取替燃料であり、その他設備は認可済みの工事計画に記載。</p>
種 類		変 更 前	変 更 後																																																																																		
名 称		—	17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)																																																																																		
種		—	①17行17列ウラン燃料体																																																																																		
燃料集合体	全長(下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ)	mm	—																																																																																		
	断面寸法(最大の断面寸法)	mm	—																																																																																		
二酸化ウラン燃料要素	燃料要素ピッチ	mm	12.6 (注3)																																																																																		
	下部支持板上面と燃料要素下端の間隔	mm	—																																																																																		
	全長(端栓とも)	mm	—																																																																																		
	有効長さ	mm	3,648 (注3)																																																																																		
	燃料材(ペレット)直径	mm	8.19 (注3)																																																																																		
	燃料材(ペレット)長さ	mm	—																																																																																		
	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3)																																																																																		
	燃料被覆材内径	mm	—																																																																																		
	燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注3)																																																																																		
	上部プレナム長さ	mm	—																																																																																		
ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	コイルばね(ペレット押えばね)外径	mm	—																																																																																		
	全長(端栓とも)	mm	—																																																																																		
	有効長さ	mm	3,648 (注3)																																																																																		
	燃料材(ペレット)直径	mm	8.19 (注3)																																																																																		
	燃料材(ペレット)長さ	mm	—																																																																																		
	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注3)																																																																																		
	燃料被覆材内径	mm	—																																																																																		
	燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注3)																																																																																		
	上部プレナム長さ	mm	—																																																																																		
	コイルばね(ペレット押えばね)外径	mm	—																																																																																		



















設置許可申請書 (本文)	設置許可申請書 (添付書類八) 該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																						
<p>②二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む)</p> <p>ウラン 235 濃縮度</p> <p>初装荷燃料 第1領域 約 2.1wt%</p> <p>第2領域 約 2.6wt%</p> <p>第3領域 約 3.1wt%</p> <p>取替燃料 約 4.1wt%以下</p> <p>ただし、第4～第6領域燃料は濃縮度約 3.6wt%</p> <p>ガドリニア入り燃料については、濃縮度約 2.6wt%以下、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 95%</p> <p>b. ウラン・プルトニウム混合酸化燃料集合体</p> <p>ウラン・プルトニウム混合酸化燃料焼結ペレット</p> <p>プルトニウム富化度</p> <p>取替燃料 集合体平均 約 4.1wt%濃縮ウラン相当(*)以下 (約 11wt%以下)</p> <p>ペレット最大 13wt%以下</p> <p>8wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> $\text{プルトニウム富化度} = \frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$ $\text{核分裂性プルトニウム富化度} = \frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$ </div> <p>ただし、全Puには²⁴¹Puから壊変して生じる²⁴¹Amを含む</p> <p>プルトニウム組成比 原子炉級</p> <p>ウラン 235 濃度 約 0.2～約 0.4wt%</p> <p>ペレットの初期密度 理論密度の約 95%</p> <p>(*)プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。</p> <p>原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235濃度が約0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約9wt%となる。</p> <p>(ii) 燃料被覆材の種類</p> <p>ジルカロイ-4</p>	<p>②二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン</p> <p>ウラン 235 濃縮度</p> <p>初装荷燃料 第1領域 約 2.1wt%</p> <p>第2領域 約 2.6wt%</p> <p>第3領域 約 3.1wt%</p> <p>取替燃料 第4～第6領域 約 3.6wt%</p> <p>第7領域以降 約 4.1wt%以下</p> <p>ガドリニア入り燃料については約 2.6wt%以下</p> <p>ガドリニア濃度は約 6wt%</p> <p>b. ウラン・プルトニウム混合酸化燃料</p> <p>ウラン・プルトニウム混合酸化燃料</p> <p>プルトニウム富化度</p> <p>取替燃料 集合体平均 約 4.1wt%濃縮ウラン相当(*)以下 (約 11wt%以下)</p> <p>ペレット最大 13wt%以下</p> <p>8wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度)</p> <p>プルトニウム組成比 原子炉級</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> $\text{核分裂性プルトニウム割合} \approx 55 \sim 82\text{wt}\%$ </div> <p>ウラン 235 濃度 約 0.2～約 0.4wt%</p> <p>(*)プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。</p> <p>原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約 68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235濃度が約 0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約 9wt%となる。</p> <p>初期密度 約 95%理論密度</p> <p><中略></p> <p>(2) 被覆管</p> <p>材料 ジルカロイ-4</p> <p><中略></p>	<p style="text-align: right;">(3/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">材料</td> <td rowspan="14" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">取替燃料</td> <td rowspan="14" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">②二酸化ウラン燃料材</td> <td>ウラン 235 濃縮度 wt%</td> <td>4.10 (注1,12)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度 (理論密度比) %</td> <td>95 (注3)</td> <td>95.0 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率 wt%</td> <td>—</td> <td>□以上 (注4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">組成</td> <td>酸素対ウラン比</td> <td>—</td> <td>2.000 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>炭素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td>水素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td>窒素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">取替燃料</td> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">②ガドリニア混合酸化ウラン燃料材</td> <td>ウラン 235 濃縮度 wt%</td> <td>2.60 (注1,12)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度 (理論密度比) %</td> <td>95 (注3)</td> <td>95.0 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率 wt%</td> <td>—</td> <td>□以上 (注4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">組成</td> <td>酸素対ウラン比</td> <td>—</td> <td>2.048 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニア濃度 wt%</td> <td>6 (注1,12)</td> <td>6.00 (注4)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニウム濃度 wt%</td> <td>—</td> <td>5.21 (注4)</td> </tr> <tr> <td>炭素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td>水素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td>窒素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下 (注4)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">燃料被覆材</td> <td>—</td> <td>ジルカロイ-4 (注3)</td> <td>Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム合金 (JIS H 4751 ZrTN 804D 質別SR) (注4)</td> </tr> </tbody> </table>			変更前	変更後	材料	取替燃料	②二酸化ウラン燃料材	ウラン 235 濃縮度 wt%	4.10 (注1,12)	変更なし	密度 (理論密度比) %	95 (注3)	95.0 (注1,4)	ウラン含有率 wt%	—	□以上 (注4)	組成	酸素対ウラン比	—	2.000 (注1,4)	炭素 wt%	—	□以下 (注4)	ふっ素 wt%	—	□以下 (注4)	水素 wt%	—	□以下 (注4)	窒素 wt%	—	□以下 (注4)	取替燃料	②ガドリニア混合酸化ウラン燃料材	ウラン 235 濃縮度 wt%	2.60 (注1,12)	変更なし	密度 (理論密度比) %	95 (注3)	95.0 (注1,4)	ウラン含有率 wt%	—	□以上 (注4)	組成	酸素対ウラン比	—	2.048 (注1,4)	ガドリニア濃度 wt%	6 (注1,12)	6.00 (注4)	ガドリニウム濃度 wt%	—	5.21 (注4)	炭素 wt%	—	□以下 (注4)	ふっ素 wt%	—	□以下 (注4)	水素 wt%	—	□以下 (注4)	窒素 wt%	—	□以下 (注4)	燃料被覆材		—	ジルカロイ-4 (注3)	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム合金 (JIS H 4751 ZrTN 804D 質別SR) (注4)	<p>②設置許可申請書 (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>	
		変更前	変更後																																																																							
材料	取替燃料	②二酸化ウラン燃料材	ウラン 235 濃縮度 wt%	4.10 (注1,12)	変更なし																																																																					
			密度 (理論密度比) %	95 (注3)	95.0 (注1,4)																																																																					
			ウラン含有率 wt%	—	□以上 (注4)																																																																					
			組成	酸素対ウラン比	—	2.000 (注1,4)																																																																				
				炭素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																				
				ふっ素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																				
				水素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																				
				窒素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																				
			取替燃料	②ガドリニア混合酸化ウラン燃料材	ウラン 235 濃縮度 wt%	2.60 (注1,12)				変更なし																																																																
					密度 (理論密度比) %	95 (注3)				95.0 (注1,4)																																																																
					ウラン含有率 wt%	—				□以上 (注4)																																																																
					組成	酸素対ウラン比				—	2.048 (注1,4)																																																															
						ガドリニア濃度 wt%	6 (注1,12)	6.00 (注4)																																																																		
						ガドリニウム濃度 wt%	—	5.21 (注4)																																																																		
炭素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																								
ふっ素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																								
水素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																								
窒素 wt%	—	□以下 (注4)																																																																								
燃料被覆材		—	ジルカロイ-4 (注3)	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム合金 (JIS H 4751 ZrTN 804D 質別SR) (注4)																																																																						

設置許可申請書（本文）	設置許可申請書（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>③燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。</p> <p>b. 主要寸法</p> <p>④ 燃料棒外径 約9.5mm</p> <p>④ 被覆管厚さ 約0.6mm</p> <p>④ 燃料棒有効長さ 約3.7m</p>	<p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>3.2.1.5 主要設備</p> <p>(1) 燃料棒</p> <p>③燃料棒は、第3.2.1図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットのいずれかをジルカロイ-4被覆管に挿入し、輸送時、取扱い時等のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイ-4端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。</p> <p><中略></p> <p>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(2) 被覆管</p> <p><中略></p> <p>④ 外径 約9.50mm</p> <p>④ 厚さ 約0.57mm又は約0.64mm</p> <p><中略></p> <p>第3.1.1表 原子炉及び炉心の設備仕様</p> <p><中略></p> <p>④ 炉心有効高さ 約3.66m</p> <p><中略></p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>③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】</p> <p>(要目表)</p> <p>3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料</p> <p>(1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1558 682 2329 1596"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">種</td> <td>-</td> <td>17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">種</td> <td>-</td> <td>17行17列ウラン燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">主要寸法</td> <td rowspan="4">燃料集合体</td> <td>全長（下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ）</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>断面寸法（最大の断面寸法）</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素ピッチ</td> <td>mm 12.6 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>下部支持板上面と燃料要素下端の間隔</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">二酸化ウラン燃料要素</td> <td>全長（端栓とも）</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>④有効長さ</td> <td>mm ④ 3.648 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）直径</td> <td>mm 8.19 (注3)</td> <td>8.190 (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）長さ</td> <td>mm -</td> <td>9.5 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>④燃料被覆材外径</td> <td>mm 9.50 (注3)</td> <td>④ □ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>④燃料被覆材肉厚</td> <td>mm 0.57 (注3)</td> <td>④ □ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>コイルばね（ペレット押えばね）外径</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>全長（端栓とも）</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素</td> <td>④有効長さ</td> <td>mm ④ 3.648 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）直径</td> <td>mm 8.19 (注3)</td> <td>8.190 (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）長さ</td> <td>mm -</td> <td>9.5 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>④燃料被覆材外径</td> <td>mm 9.50 (注3)</td> <td>④ □ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>④燃料被覆材肉厚</td> <td>mm 0.57 (注3)</td> <td>④ □ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>コイルばね（ペレット押えばね）外径</td> <td>mm -</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> </tbody> </table>	名称		変更前	変更後	種		-	17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料）	種		-	17行17列ウラン燃料体	主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ）	mm -	□ (注1,2)	断面寸法（最大の断面寸法）	mm -	□ (注1,2)	燃料要素ピッチ	mm 12.6 (注3)	変更なし	下部支持板上面と燃料要素下端の間隔	mm -	□ (注1,4)	二酸化ウラン燃料要素	全長（端栓とも）	mm -	□ (注1,5)	④有効長さ	mm ④ 3.648 (注3)	変更なし	燃料材（ペレット）直径	mm 8.19 (注3)	8.190 (注1,5)	燃料材（ペレット）長さ	mm -	9.5 (注1,4)	④燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)	④ □ (注1,5)	燃料被覆材内径	mm -	□ (注1,5)	④燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)	④ □ (注1,5)	上部プレナム長さ	mm -	□ (注1,5)	コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm -	□ (注1,5)	全長（端栓とも）	mm -	□ (注1,5)	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	④有効長さ	mm ④ 3.648 (注3)	変更なし	燃料材（ペレット）直径	mm 8.19 (注3)	8.190 (注1,5)	燃料材（ペレット）長さ	mm -	9.5 (注1,4)	④燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)	④ □ (注1,5)	燃料被覆材内径	mm -	□ (注1,5)	④燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)	④ □ (注1,5)	上部プレナム長さ	mm -	□ (注1,5)	コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm -	□ (注1,5)	<p>③設計及び工事の計画では、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>④設計及び工事の計画では、詳細設計に基づく数値を記載しており、設置許可申請書（本文）と整合している。</p>	
名称		変更前	変更後																																																																																			
種		-	17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料）																																																																																			
種		-	17行17列ウラン燃料体																																																																																			
主要寸法	燃料集合体	全長（下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ）	mm -	□ (注1,2)																																																																																		
		断面寸法（最大の断面寸法）	mm -	□ (注1,2)																																																																																		
		燃料要素ピッチ	mm 12.6 (注3)	変更なし																																																																																		
		下部支持板上面と燃料要素下端の間隔	mm -	□ (注1,4)																																																																																		
	二酸化ウラン燃料要素	全長（端栓とも）	mm -	□ (注1,5)																																																																																		
		④有効長さ	mm ④ 3.648 (注3)	変更なし																																																																																		
		燃料材（ペレット）直径	mm 8.19 (注3)	8.190 (注1,5)																																																																																		
		燃料材（ペレット）長さ	mm -	9.5 (注1,4)																																																																																		
		④燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)	④ □ (注1,5)																																																																																		
		燃料被覆材内径	mm -	□ (注1,5)																																																																																		
		④燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)	④ □ (注1,5)																																																																																		
		上部プレナム長さ	mm -	□ (注1,5)																																																																																		
		コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm -	□ (注1,5)																																																																																		
		全長（端栓とも）	mm -	□ (注1,5)																																																																																		
ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	④有効長さ	mm ④ 3.648 (注3)	変更なし																																																																																			
	燃料材（ペレット）直径	mm 8.19 (注3)	8.190 (注1,5)																																																																																			
	燃料材（ペレット）長さ	mm -	9.5 (注1,4)																																																																																			
	④燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)	④ □ (注1,5)																																																																																			
	燃料被覆材内径	mm -	□ (注1,5)																																																																																			
	④燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)	④ □ (注1,5)																																																																																			
	上部プレナム長さ	mm -	□ (注1,5)																																																																																			
	コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm -	□ (注1,5)																																																																																			

設置許可申請書（本文）	設置許可申請書（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>⑤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>⑥燃料集合体は、原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。</p> <p>また、⑥燃料集合体は輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計とする。</p>	<p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>3.2.1.1 概要</p> <p>燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットのいずれかをジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シムプル、炉内計装用案内シムプル、支持格子、上部ノズル及び下部ノズル等で構成される。燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シムプル、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、バーナブルポイズン、中性子源等の挿入に使用する。</p> <p>3.2.1.2 設計方針</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体には、ウラン燃料集合体とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体があり、ウラン燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。</p> <p>⑥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>また燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。</p> <p>このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。</p> <p>a. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素がASME Sec. IIIの規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持されるよう設計する。</p> <p>b. ⑥輸送及び取扱い時に、ウラン燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で6Gと設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されるように設計する。</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑤⑥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>⑥燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力、温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量及び水質の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件において、耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに耐食性、水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。</p> <p><中略></p> <p>⑥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>⑤設計及び工事の計画では、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>⑥設計及び工事の計画では、燃料体の仕様（輸送中又は取扱中の荷重に耐える設計であること含む。）が、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置許可申請書（本文）と整合している。</p>	

設置許可申請書（本文）	設置許可申請書（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>また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については、ウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用し、ウラン燃料集合体と同様、常温において 6G の荷重に対して燃料集合体としての機能が保持されるように設計する。ただし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下することから、輸送及び取扱い時の荷重を 4G と制限し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されることを確認する。</p>			

設置許可申請書（本文）	設置許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																												
<p>b. 主要寸法</p> <p>⑦燃料集合体における燃料棒の配列 17×17</p> <p>⑦燃料棒ピッチ 約13mm</p> <p>⑧燃料集合体当たりの燃料棒本数 264</p>	<p>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p>＜中略＞</p> <p>⑦燃料棒配列 17×17</p> <p>⑧集合体当たり燃料棒数 264</p> <p>＜中略＞</p> <p>⑦燃料棒ピッチ 約12.6mm</p> <p>＜中略＞</p>	<p>【原子炉本体】 (要目表)</p> <p>3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料 (1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1558 289 2332 1205"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">種</td> <td>—</td> <td>⑦17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">種</td> <td>—</td> <td>17行17列ウラン燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">主要寸法</td> <td rowspan="3">燃料集合体</td> <td>全長(下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ)</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.2)</td> </tr> <tr> <td>断面寸法(最大の断面寸法)</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.2)</td> </tr> <tr> <td>⑦燃料要素ピッチ</td> <td>mm ⑦ 12.6 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">二酸化ウラン燃料要素</td> <td>下部支持板上面と燃料要素下端の間隔</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.4)</td> </tr> <tr> <td>全長(端栓とも)</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.5)</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm 3,648 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)直径</td> <td>mm 8.19 (注3)</td> <td>8.190 (注1.6)</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)長さ</td> <td>mm —</td> <td>9.5 (注1.4)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm 9.50 (注3)</td> <td>mm [] (注1.6)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.6)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm 0.57 (注3)</td> <td>mm [] (注1.6)</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.5)</td> </tr> <tr> <td>コイルばね(ペレット押えばね)外径</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.6)</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素</td> <td>全長(端栓とも)</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.5)</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm 3,648 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)直径</td> <td>mm 8.19 (注3)</td> <td>8.190 (注1.6)</td> </tr> <tr> <td>燃料材(ペレット)長さ</td> <td>mm —</td> <td>9.5 (注1.4)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm 9.50 (注3)</td> <td>mm [] (注1.6)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm —</td> <td>mm [] (注1.6)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm 0.57 (注3)</td> <td>mm [] (注1.6)</td> </tr> </tbody> </table> <p>【原子炉本体】 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑧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>	名称		変更前	変更後	種		—	⑦17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)	種		—	17行17列ウラン燃料体	主要寸法	燃料集合体	全長(下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ)	mm —	mm [] (注1.2)	断面寸法(最大の断面寸法)	mm —	mm [] (注1.2)	⑦燃料要素ピッチ	mm ⑦ 12.6 (注3)	変更なし	二酸化ウラン燃料要素	下部支持板上面と燃料要素下端の間隔	mm —	mm [] (注1.4)	全長(端栓とも)	mm —	mm [] (注1.5)	有効長さ	mm 3,648 (注3)	変更なし	燃料材(ペレット)直径	mm 8.19 (注3)	8.190 (注1.6)	燃料材(ペレット)長さ	mm —	9.5 (注1.4)	燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)	mm [] (注1.6)	燃料被覆材内径	mm —	mm [] (注1.6)	燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)	mm [] (注1.6)	上部プレナム長さ	mm —	mm [] (注1.5)	コイルばね(ペレット押えばね)外径	mm —	mm [] (注1.6)	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	全長(端栓とも)	mm —	mm [] (注1.5)	有効長さ	mm 3,648 (注3)	変更なし	燃料材(ペレット)直径	mm 8.19 (注3)	8.190 (注1.6)	燃料材(ペレット)長さ	mm —	9.5 (注1.4)	燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)	mm [] (注1.6)	燃料被覆材内径	mm —	mm [] (注1.6)	燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)	mm [] (注1.6)	<p>⑦設計及び工事の計画では、標記の違い、または、詳細設計に基づく数値を記載しており、設置許可申請書(本文)と整合している。</p> <p>⑧設計及び工事の計画では、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置許可申請書(本文)と整合している。</p>	
名称		変更前	変更後																																																																													
種		—	⑦17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)																																																																													
種		—	17行17列ウラン燃料体																																																																													
主要寸法	燃料集合体	全長(下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ)	mm —	mm [] (注1.2)																																																																												
		断面寸法(最大の断面寸法)	mm —	mm [] (注1.2)																																																																												
		⑦燃料要素ピッチ	mm ⑦ 12.6 (注3)	変更なし																																																																												
	二酸化ウラン燃料要素	下部支持板上面と燃料要素下端の間隔	mm —	mm [] (注1.4)																																																																												
		全長(端栓とも)	mm —	mm [] (注1.5)																																																																												
		有効長さ	mm 3,648 (注3)	変更なし																																																																												
		燃料材(ペレット)直径	mm 8.19 (注3)	8.190 (注1.6)																																																																												
		燃料材(ペレット)長さ	mm —	9.5 (注1.4)																																																																												
		燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)	mm [] (注1.6)																																																																												
		燃料被覆材内径	mm —	mm [] (注1.6)																																																																												
		燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)	mm [] (注1.6)																																																																												
		上部プレナム長さ	mm —	mm [] (注1.5)																																																																												
		コイルばね(ペレット押えばね)外径	mm —	mm [] (注1.6)																																																																												
		ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	全長(端栓とも)	mm —	mm [] (注1.5)																																																																											
有効長さ	mm 3,648 (注3)		変更なし																																																																													
燃料材(ペレット)直径	mm 8.19 (注3)		8.190 (注1.6)																																																																													
燃料材(ペレット)長さ	mm —		9.5 (注1.4)																																																																													
燃料被覆材外径	mm 9.50 (注3)		mm [] (注1.6)																																																																													
燃料被覆材内径	mm —		mm [] (注1.6)																																																																													
燃料被覆材肉厚	mm 0.57 (注3)		mm [] (注1.6)																																																																													

設置許可申請書（本文）	設置許可申請書（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</p> <p>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シンプル数 24</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>集合体当たり炉内計装用案内シンプル数 1</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>【原子炉本体】 （要目表）</p> <p>3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料 (2/5)</p> <table border="1" data-bbox="1552 289 2338 1123"> <thead> <tr> <th colspan="4"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">主要寸法</td> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">支持格子</td> <td>(注6) 外 寸 法</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td> (注7)</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td> (注1.4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">(上部ノズル)</td> <td>(注8) 外 寸 法</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td> (注1.9)</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1.4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">(下部ノズル)</td> <td>(注8) 外 寸 法</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td> (注1.9)</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td> (注1.4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">制御棒案内シンプル</td> <td>(注10) 外 径 （ 太 径 部 / 細 径 部 ）</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>太径部：12.24 (注1.4) 細径部：10.90 (注1.4)</td> </tr> <tr> <td>肉 厚 （ 太 径 部 / 細 径 部 ）</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>太径部：0.41 (注1.4) 細径部：0.41 (注1.4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">炉内計装用案内シンプル</td> <td>(注11) 外 径</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>12.24 (注1.4)</td> </tr> <tr> <td>肉 厚</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>0.41 (注1.4)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注10) 燃料体 当たり 24本</p> <p>(注11) 燃料体 当たり 1本</p>					変更前	変更後	主要寸法	支持格子	(注6) 外 寸 法	mm	—	 (注7)	高 さ	mm	—	 (注1.4)	(上部ノズル)	(注8) 外 寸 法	mm	—	 (注1.9)	高 さ（下 面 か ら パ ッ ド 上 端 ま で）	mm	—	 (注1.4)	(下部ノズル)	(注8) 外 寸 法	mm	—	 (注1.9)	高 さ	mm	—	 (注1.4)	制御棒案内シンプル	(注10) 外 径 （ 太 径 部 / 細 径 部 ）	mm	—	太径部：12.24 (注1.4) 細径部：10.90 (注1.4)	肉 厚 （ 太 径 部 / 細 径 部 ）	mm	—	太径部：0.41 (注1.4) 細径部：0.41 (注1.4)	炉内計装用案内シンプル	(注11) 外 径	mm	—	12.24 (注1.4)	肉 厚	mm	—	0.41 (注1.4)		
				変更前	変更後																																																			
主要寸法	支持格子	(注6) 外 寸 法	mm	—	 (注7)																																																			
		高 さ	mm	—	 (注1.4)																																																			
	(上部ノズル)	(注8) 外 寸 法	mm	—	 (注1.9)																																																			
		高 さ（下 面 か ら パ ッ ド 上 端 ま で）	mm	—	 (注1.4)																																																			
	(下部ノズル)	(注8) 外 寸 法	mm	—	 (注1.9)																																																			
		高 さ	mm	—	 (注1.4)																																																			
	制御棒案内シンプル	(注10) 外 径 （ 太 径 部 / 細 径 部 ）	mm	—	太径部：12.24 (注1.4) 細径部：10.90 (注1.4)																																																			
		肉 厚 （ 太 径 部 / 細 径 部 ）	mm	—	太径部：0.41 (注1.4) 細径部：0.41 (注1.4)																																																			
	炉内計装用案内シンプル	(注11) 外 径	mm	—	12.24 (注1.4)																																																			
		肉 厚	mm	—	0.41 (注1.4)																																																			

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

目 次

	頁
1. 概要	T3-添2-2-1
2. 基本方針	T3-添2-2-1
3. 記載の基本事項	T3-添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	T3-添2-2-2

1. 概要

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

2. 基本方針

設計及び工事の計画が高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（令和2年12月2日付け原規規発第2012026号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

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

3. 記載の基本事項

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

(2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																													
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 原子力部門は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p>	<p>3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等</p> <p>設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用</p> <p>設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）</p> <table border="1" data-bbox="1092 535 2012 865"> <thead> <tr> <th>重要度*</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事</td> <td>Aクラス 又は Bクラス</td> </tr> <tr> <td>上記以外の設備に係る工事</td> <td>Cクラス</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1092 961 2012 1171"> <thead> <tr> <th rowspan="2">発電への影響度区分</th> <th colspan="6">安全上の機能別重要度区分</th> <th rowspan="2">その他</th> </tr> <tr> <th colspan="2">クラス1</th> <th colspan="2">クラス2</th> <th colspan="2">クラス3</th> </tr> <tr> <td></td> <td>PS-1</td> <td>MS-1</td> <td>PS-2</td> <td>MS-2</td> <td>PS-3</td> <td>MS-3</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R1</td> <td colspan="2" rowspan="3">A</td> <td colspan="4" rowspan="2">B</td> <td rowspan="3">C</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R2</td> </tr> <tr> <td>R3</td> </tr> </tbody> </table> <p>R1：その故障により発電停止となる設備 R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く） R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）</p> <table border="1" data-bbox="1092 1333 2012 1537"> <thead> <tr> <th>重要度</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）</td> <td>SA常設</td> </tr> <tr> <td>○重大事故等対処設備（可搬設備）</td> <td>SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.6.2 供給者の選定</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、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p>	重要度*	グレードの区分	次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス	上記以外の設備に係る工事	Cクラス	発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						その他	クラス1		クラス2		クラス3			PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3		R1	A		B				C		R2	R3	重要度	グレードの区分	○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設	○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い品質管理を行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のグレード分けを行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達のグレード分けを行うことから整合している。</p>	
重要度*	グレードの区分																																															
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス																																															
上記以外の設備に係る工事	Cクラス																																															
発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						その他																																									
	クラス1		クラス2		クラス3																																											
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3																																										
R1	A		B				C																																									
R2																																																
R3																																																
重要度	グレードの区分																																															
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設																																															
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）																																															

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(3) 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。 (4) 要員に周知され、理解されていること。 (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 5.4.1 品質目標 (1) 社長は、原子力部門内における各組織において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。 (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 (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。 (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。 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 b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持 c. 資源の利用可能性 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 5.5.1 責任及び権限 社長は、原子力部門内における各組織及び要員の責任及び権限並びに原子力部門内における各組織相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者 (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。 a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。 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。 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。 d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者 (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。 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。 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。 c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。 d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。 e. 関係法令を遵守すること。</p>	<p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。） 設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。 設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき高浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																												
<p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 原子力部門は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 原子力部門は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</p>	<p>していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</p> <p>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施</p> <p>検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1101 533 2006 1192"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>解析書のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.3.4 設計における変更</p> <p>設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。</p> <p>3.6 設工認における調達管理の方法</p> <p>設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の変更管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理を実施していることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																											
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																											
評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																												
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																											

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 原子力部門は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 原子力部門は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 原子力部門は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <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) 原子力部門は、調達物品等要求事項として、原子力部門が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 原子力部門は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 原子力部門は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p>	<p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>(2) 調達製品の管理 調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</p> <p>(1) 調達文書の作成 調達を主管する箇所の長は、一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価 調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</p> <p>3.6.2 供給者の選定 調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p> <p>(1) 調達文書の作成 調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理における一般汎用品の管理及び原子力規制委員会の職員が供給先の工場等への施設への立ち入りがあることを供給者へ要求していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者の評価を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者を選定していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達仕様書を作成していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																									
<p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 原子力部門は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認の方法</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>原子力部門は、原子力部門の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</p>	<p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1101 436 2006 1094"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="3">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p>工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。</p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 計量器の管理</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	評価要求	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い識別管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安</p>	<p>備考</p>
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																									
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																								
		機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																							
			系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																							
	評価要求	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																								
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																								

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(5) 原子力部門は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 原子力部門は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。</p> <p>(7) 原子力部門は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 原子力部門は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 原子力部門は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 原子力部門は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</u></p> <p>(2) 原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>(3) 原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>(4) 原子力部門は、<u>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。</u>ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 原子力部門は、<u>保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と組織を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</u></p> <p>(6) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と必要に応じて組織を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p>	<p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p><u>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</u></p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p><u>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</u></p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</p> <p><u>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</u></p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成</p> <p><u>検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施</p> <p><u>検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</u></p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法</p> <p><u>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い使用前事業者検査を実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 原子力部門は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 原子力部門は、(3)a. の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 原子力部門の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>原子力部門は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 原子力部門は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。</p>	<p>3.8 不適合管理</p> <p>設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書(本文十一号)に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い不適合管理を実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じたすべての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 原子力部門は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p>			

資料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

1. 自然現象等による損傷の防止

今回の申請に係る自然現象等による損傷の防止に関する説明は、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画から変更はない。

なお、平成27年8月4日付け原規規発第1508041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。）」に基づき、認可された工事計画のとおり設計を行なうことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。

資料 4 安全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

1. 安全設備が使用される条件の下における健全性

今回の申請に係る安全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は、平成22年10月4日付け平成22・07・23原第5号にて認可された工事計画から変更はない。

なお、平成22年10月4日付け平成22・07・23原第5号にて認可された工事計画に基づき、認可された工事計画のとおり設計を行なうことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。

資料5 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

1. 火災防護

今回の申請に係る火災防護に関する説明は、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画から変更はない。

なお、平成27年8月4日付け原規規発第1508041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」に基づき、認可された工事計画のとおり設計を行なうことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。

資料6 耐震性に関する説明書

目 次

資料 6 耐震性に関する説明書

資料 6 - 1 燃料体の耐震性に関する説明書

資料 6 - 1 燃料体の耐震性に関する説明書

1. 耐震性

今回の申請に係る耐震性に関する説明は、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号及び令和元年8月19日付け原規規発第19081911号にて認可された工事計画から変更はない。

なお、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画の資料1.3「耐震性に関する説明書」のうち、資料1.3-1「耐震設計の基本方針」及び資料1.3-1.7-1-3「燃料集合体の耐震計算書」に基づき認可された工事計画並びに令和元年8月19日付け原規規発第19081911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」に基づき、認可された工事計画のとおり設計を行なうことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。

資料7 強度に関する説明書

目 次

資料 7 強度に関する説明書

資料 7-1 燃料体の強度に関する説明書

別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要

資料 7-1 燃料体の強度に関する説明書

目 次

	頁
1. はじめに	T3-添 7-1-1
1.1 燃料集合体の構造	T3-添 7-1-1
2. 設計条件	T3-添 7-1-4
2.1 燃焼度	T3-添 7-1-4
2.2 線出力密度	T3-添 7-1-4
2.3 原子炉運転条件	T3-添 7-1-4
3. 燃料棒の強度計算	T3-添 7-1-5
3.1 燃料棒の設計基準	T3-添 7-1-5
3.2 燃料棒の強度評価方法	T3-添 7-1-7
3.2.1 強度評価に用いるコード	T3-添 7-1-7
3.2.2 コードに用いるモデル及び計算方法	T3-添 7-1-11
3.3 強度評価結果	T3-添 7-1-45
3.3.1 計算条件	T3-添 7-1-45
3.3.2 計算結果	T3-添 7-1-49
3.3.3 燃料棒の温度評価結果	T3-添 7-1-55
3.3.4 燃料棒の内圧評価結果	T3-添 7-1-58
3.3.5 被覆管の応力評価結果	T3-添 7-1-59
3.3.6 被覆管の歪評価結果	T3-添 7-1-62
3.3.7 被覆管の疲労評価結果	T3-添 7-1-63
3.4 その他の考慮事項	T3-添 7-1-73
4. 燃料集合体の強度計算	T3-添 7-1-88
4.1 燃料集合体の設計基準	T3-添 7-1-88
4.2 燃料集合体強度評価方法	T3-添 7-1-90
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法	T3-添 7-1-90
4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法	T3-添 7-1-93
4.3 強度評価結果	T3-添 7-1-96
4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果	T3-添 7-1-96
4.3.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価結果	T3-添 7-1-98

5. 参考文献 T3-添 7-1-100

1. はじめに

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

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

1.1 燃料集合体の構造

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

以下に個々の構成要素を説明する。

(1) 燃料棒

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

燃料棒は、燃料被覆管（以下、「被覆管」と称する。）に、二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット、また、ペレットの上部には、コイルばね（以下、「ペレット押えばね」と称する。）が入れられ、上端及び下端に燃料被覆材端栓が溶接された構造となっている。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。

二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレットは、それぞれ二酸化ウラン粉末及びガドリニア混合二酸化ウラン粉末が圧縮成形され、水素又は水素／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」と称する。）を有する。また、両端面周縁部に面取り（以下、「チャンファ」と称する。）を有する。

ディッシュは照射中の軸方向の熱膨張及びスエリングによる膨張を吸収し、チャンファは、端面近傍の微小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、炉心内における燃料集合体の位置決めをする機能を有する。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、上部ノズル及び下部ノズルの対角位置の2コーナーに設けられている。

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正なばね力を発生する板状の上部ノズル押えばねが上部ノズルに組み込まれてスプリングスクリューによって取り付けられている。

上部ノズル組立体には、スリーブが溶接され、そのスリーブを介し3段の拡管により制御棒案内シムプルと結合されている。

また、下部ノズルは、最下部の支持格子に溶接されたインサートを介し、シムプルスクリューにより制御棒案内シムプルと結合されている。

(3) 制御棒案内シムプル

制御棒案内シムプルは、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。

制御棒案内シムプルは、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。

(4) 炉内計装用案内シムプル

炉内計装用案内シムプルは、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。

炉内計装用案内シム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。

(5) 支持格子

支持格子は、支持格子ばねとディンプルによって、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ムプル及び炉内計装用案内シム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。

支持格子はその燃料集合体における取り付け部位により、最上部及び最下部のものを、それぞれ上部支持格子、下部支持格子と称し、これ以外を中間部支持格子と称する。

支持格子は、薄板が17行17列の格子状に組み合わされたもので、ろう付けされた構造となっている。

上部及び中間部支持格子にはスリーブがろう付けされており、上部及び中間部支持格子

ともスリーブを介し、1段の拡管により、制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルと結合されている。また、中間部の支持格子7個には、1次冷却材の混合を助け、熱除去効率を高めるために、ミキシングペーンが設けられている。

一方、下部支持格子にはインサートが溶接されている。インサートには、制御棒案内シンプルが差し込まれ、下部ノズル下面からシンプルスクリューにより、下部ノズルと結合されている。

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	:	48,000	MWd/t
燃料棒最高	:	53,000	MWd/t
ペレット最高	:	62,000	MWd/t

2.2 線出力密度

炉心平均線出力密度は17.1kW/mである。また、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>二酸化ウラン燃料棒</u>	<u>ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒</u>
通常運転時の		
最大線出力密度	: 41.1 kW/m	32.9 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	39.4 kW/m

ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒（以下、「ガドリニア混合燃料棒」と称する。）ではガドリニアを6wt%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4.10wt%より1.50wt%低下させ2.60wt%としているので、ガドリニア混合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	:	45.7×10 ⁶	kg/h

3. 燃料棒の強度計算

3.1 燃料棒の設計基準

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

設計基準を設定するに当たっての基本的な考慮事項と設計基準を同表に示す。

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

このほか、燃料棒曲がり評価、トータルギャップ評価、クリープコラプス評価、フレッキング評価及び混在炉心における共存性について記載する。

表 3-1 燃料棒設計における基本的考慮事項と設計基準

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

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

(注2) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

3.2 燃料棒の強度評価方法

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

また、図 3-1 に燃料棒強度評価流れ図を示す。

3.2.1 強度評価に用いるコード

燃料棒の強度評価には、燃料棒設計計算コード (FINE^(*) コード⁽¹⁾) を用いる。評価に用いる解析コード「FINE Ver. 1.0」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。

FINE コードは燃料寿命中の温度、応力及び歪等を評価するものであり、以下に示す原子炉運転中の諸現象を考慮している。

(1) ペレット

FP ガスの生成及び放出、熱膨張、焼きしまり及びスエリング

(2) 被覆管

熱膨張、クリープ、照射成長、弾性変形及び腐食

(3) ペレット及び被覆管の相互作用

主な入力データ、出力データ及び FINE コードの流れ図を図 3-2 に示す。

この計算コードの基本的計算機能は次のとおりである。

- a. 軸方向各メッシュでペレットと被覆管のギャップを仮定し、ペレットをリング状に分割して温度計算を行う。
- b. a. の結果を基に軸方向各メッシュで、ペレットと被覆管のギャップを再計算する。
- c. b. で計算されたギャップと a. で仮定したギャップが合致するまで、収束計算を繰り返す。
- d. c. にて収束した温度分布を用いて、軸方向各メッシュ、径方向各リングメッシュで FP ガス放出量を計算する。
- e. 燃料棒内圧を計算する。
- f. 軸方向各メッシュで被覆管の応力及び歪を計算する。
- g. a. から f. の計算を照射時間を追いつつ実行する。

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

(*) FINE ; Fuel Rod Integrity Evaluation Code

表 3-2 燃料棒解析コードの実証データ (FINE コード)

照射炉	燃料型式 (本数)	ペレット 初期密度 (%T. D.)	ペレット- 被覆管直径 ギャップ(mm)	初期ヘリウム圧 (MPa[gage])	燃料棒平均 燃 焼 度 (MWd/t)	燃 料 棒 平均出力 (kW/m)	備 考
Halden 炉	17 ² (4)	95	0.08~0.17		0~5,000	—	ペレット中心温度データ (IFA524, 525)
(2)、(3) 美浜 3 号機	15 ² (30)	95	0.19		8,000~20,000	14~24	被覆管外径データ ペレット密度変化データ FP ガス放出データ
玄海 1 号機	14 ² (15)	95	0.19		31,000~39,000	17~22	
Zion ⁽⁴⁾	15 ² (49)	95	0.19		17,000~59,000	17~21	
Surry ⁽⁴⁾	17 ² (12)	94	0.17		30,000~45,000	14~15	
Zorita ⁽⁵⁾	14 ² (43)	93~94	0.19		21,000~55,000	19~30	
B R 3 ⁽⁶⁾	15 ² (5)	95	0.19		49,000~60,000	25~32	
Trojan	17 ² (7)	95	0.17		30,000~34,000	11~12	被覆管外径データ
R2 ⁽³⁾	17 ² (24)	94~95	0.17		9,000~29,000	20~30	負荷サイクル及び出力ランプ試験 過渡時 FP ガス放出データ
美浜 2 号機	14 ² (11)	94	0.19		8,000~10,000	13~18	被覆管外径データ
SAXTON	17 ² (24)	92~95	0.13~0.24		6,000~17,000	22~30	負荷サイクル FP ガス放出データ
B R 3	17 ² (2)	95	0.17		~10,000	15	ガドリニア混合燃料棒

燃料棒評価

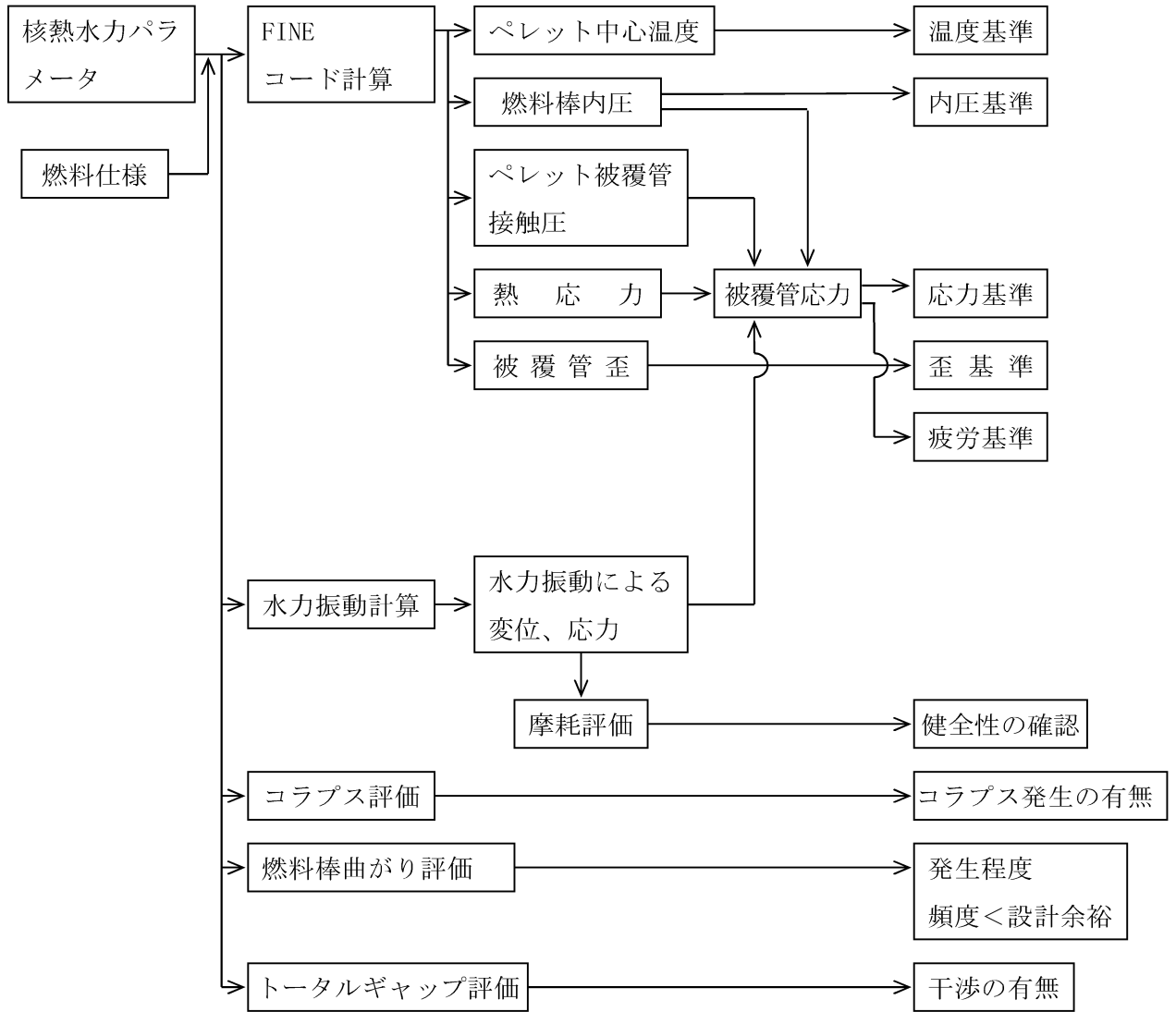


図 3-1 燃料棒強度評価流れ図

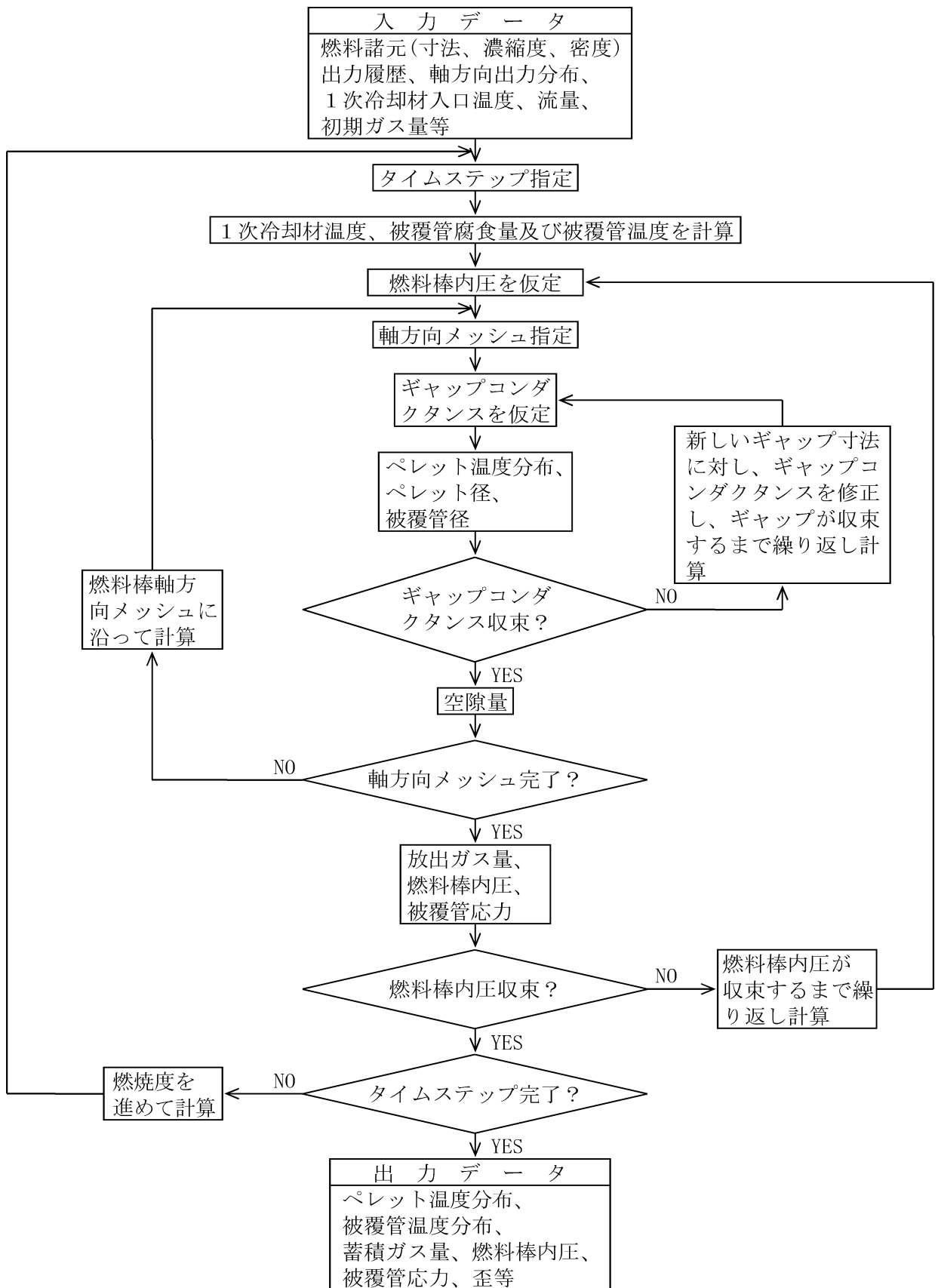


図 3-2 FINE コードの流れ図

3.2.2 コードに用いるモデル及び計算方法

(1) ペレットの寸法変化モデル

ペレットの寸法変化は、熱膨張と燃焼による焼きしまり及びスエリングを考慮して計算する。

a. 熱膨張モデル

径方向を各領域の温度変化を等しくする条件の下に 10 分割し、次式により熱膨張による寸法変化を計算する。

$$\begin{aligned} K &= \sum_{i=1}^{10} \Delta r_i \\ &= \sum_{i=1}^{10} \Delta r_{i0} \cdot [1 + \alpha(\overline{T}_i)] \quad \dots\dots\dots (3-1) \end{aligned}$$

ここで、

- K : 熱膨張によるペレットの外径、mm
- Δr_i : 各領域の高温状態寸法、mm
- Δr_{i0} : 各領域の室温状態寸法、mm
- α : 温度 \overline{T}_i に対する熱膨張率、mm/(mm \cdot °C)
- \overline{T}_i : 各領域の平均温度、°C

二酸化ウランペレットに対する熱膨張は、図3-3に示したとおりである。ガドリニア混合二酸化ウランペレットについては図3-4に示した和田ら⁽¹¹⁾による測定結果から、10wt%程度までは、二酸化ウランの熱膨張と同じとする。

b. 焼きしまり及びスエリングモデル

焼きしまり及びスエリングは、いずれも照射下における二酸化ウランペレットの体積が変化する現象である。

焼きしまりは気孔の収縮・消滅と空孔の粒界への拡散に関係した体積減少現象である。

一方、スエリングは、核分裂生成物が燃焼とともにペレット内に蓄積することと関係した体積膨張現象である。

(a) 焼きしまりと固体スエリング

ペレットの寸法変化 ($\frac{\Delta r}{r}$) は次式によって与えられる。

$$\frac{\Delta r}{r} = \frac{1}{3} \{S \cdot B + f(\rho_0, T_s, B)\} \quad \dots\dots\dots (3-2)$$

S : 固体スエリング率、 $(\Delta V/V)/(\text{fission}/\text{cm}^3)$

B : 燃焼度、fission/cm³

ρ_0 : ペレット初期密度、%T.D.

T_s : ペレット焼結温度、℃

この第 1 項の S・B は、固体スエリングによる寸法変化を表しており、燃焼度に比例して増加する。第 2 項の関数 f は、焼きしまりによる寄与を表している。

以上の関数 f と S, ρ_0 , T_s はペレットの密度変化測定データ (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 3.2.1 項参照) を基に決定した。

(b) ガスバブルスエリング

ガスバブルスエリングは、FP ガスによってペレット中に出来た気泡が高温状態で移動し、結晶粒界等において気泡が合体し、成長することによってペレットの体積が増加する現象である。

ガスバブルスエリングモデルは、次の 3 つの温度領域に分けている。

領域 A : 低温度領域 ($T < T_r$)

領域 B : 中間温度領域 ($T_r \leq T < T_c$)

領域 C : 高温度領域 ($T_c \leq T$)

T_r : ガスバブルスエリングが顕著になる温度

T_c : ガスバブルスエリングが飽和する温度

領域 A では、気泡の移動は起こらず、よってガスバブルスエリングは起こらない。ただし、前述の固体スエリングは起こる。領域 B では気泡の移動、合体及び成長によりガスバブルスエリングが起こるが、その後一定の温度に到達すると、気泡の生成及び成長と FP ガス放出とがバランスすることによって、ガスバブルスエリングは飽和し、それ以上の温度領域 C では、ガス放出が顕著となるためガスバブルスエリングは減少する。

ペレットの焼きしまり、固体及びガスバブルスエリングによる体積変化予測に対する FINE コードの実証性は、照射済ペレットの密度測定データとの比較により確認している。ペレット体積変化の実測値と予測値の比較を図 3-5 に示す。

実測値と予測値は一致しており、ペレットの焼きしまり及びスエリングモデルは実測値を適切に予測している。予測のばらつきは不確定性として評価に考慮する。

また、ガドリニア混合二酸化ウランペレットの焼きしまり及びスエリングは、二酸化ウランペレットと同等であることを確認している。(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 4.2 項参照)

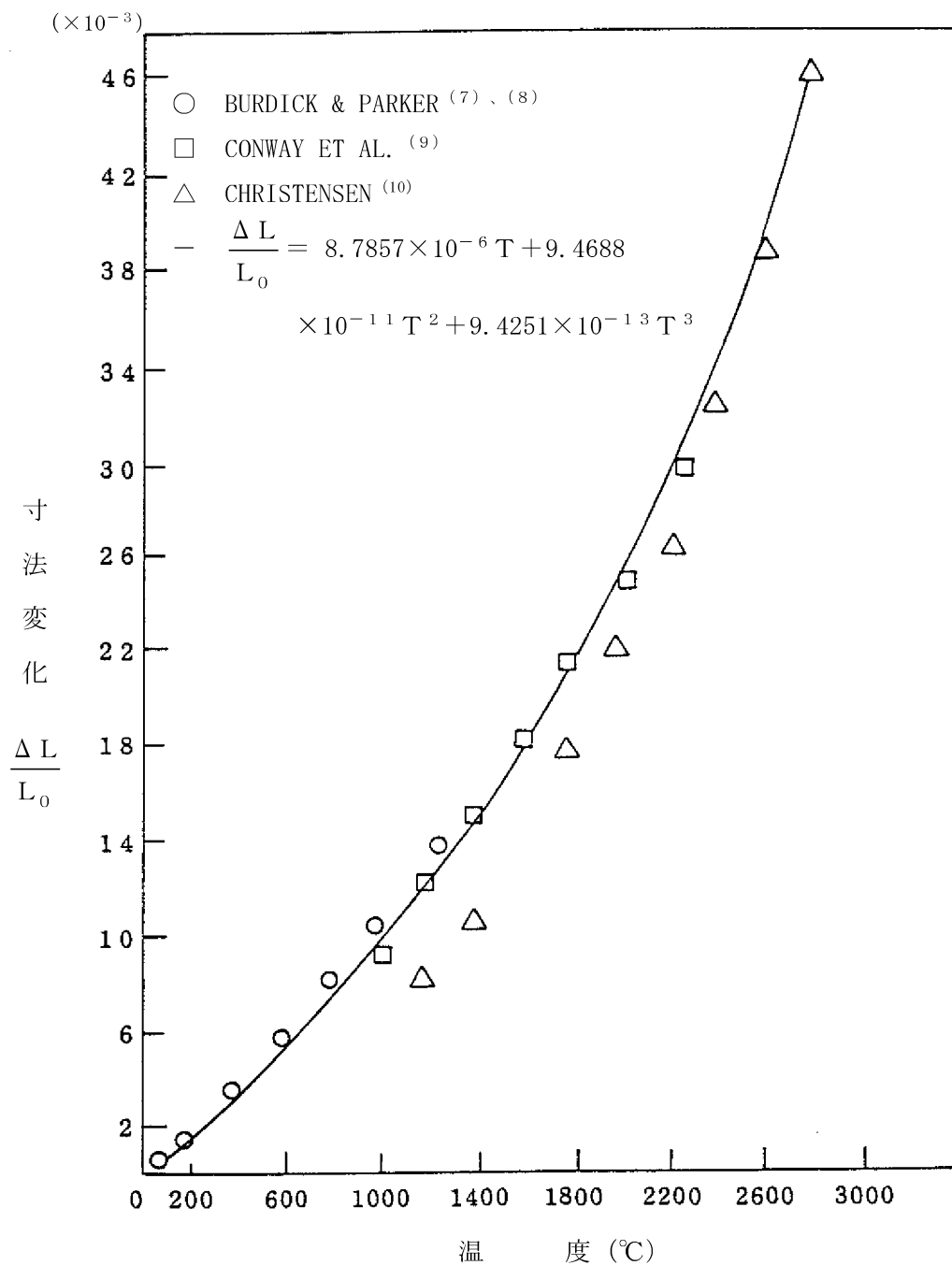


図 3-3 二酸化ウランペレットの熱膨張による寸法変化

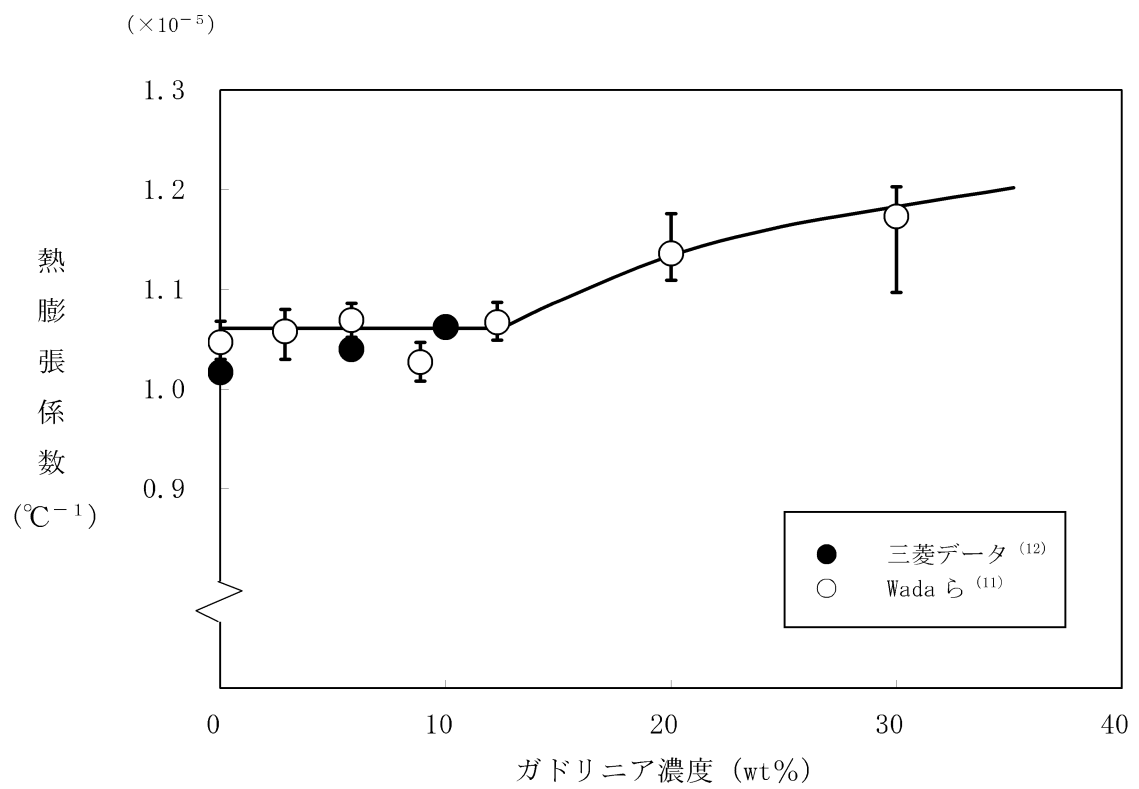


図 3-4 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱膨張係数^{(11)、(12)}

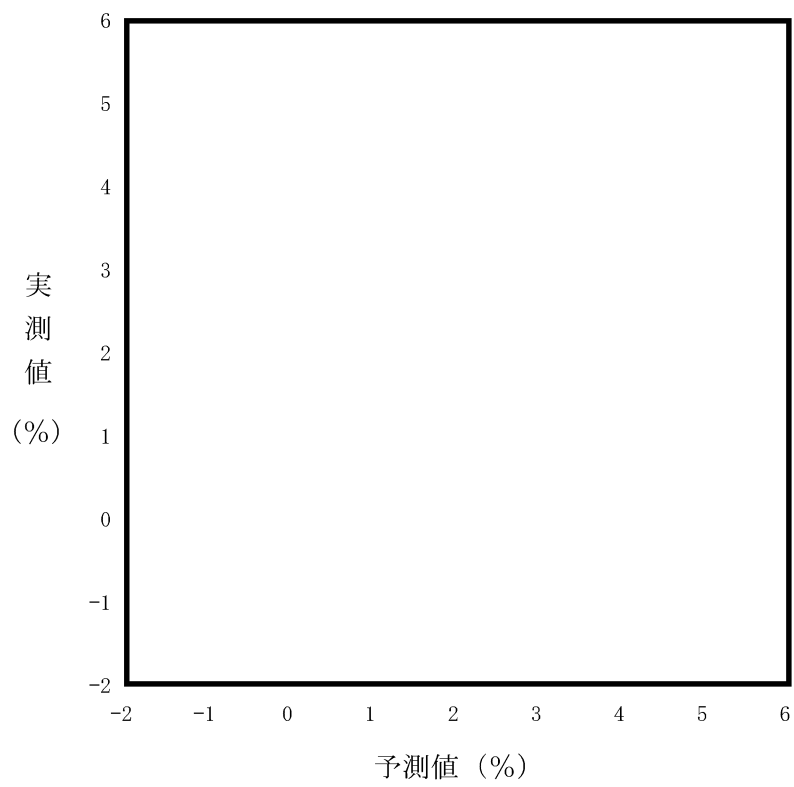


図 3-5 ペレット体積変化の実測値と予測値の比較

(2) 被覆管の寸法変化モデル

被覆管の寸法変化は、熱膨張、弾性変形及びクリープ変形等を考慮して決められる。

a. 熱膨張モデル

熱膨張による寸法変化は、次式により計算する。

$$r = r_o [1 + \alpha' (T_{avg} - 20)] \dots\dots\dots (3-3)$$

ここで、

r : 被覆管高温状態半径、mm

r_o : 被覆管室温状態半径、mm

α' : 被覆管平均温度 T_{avg} に対する熱膨張率、mm/(mm・°C)

b. 被覆管の弾性変形による内径変化モデル

内圧 P_i 、外圧 P_o をうける十分に長い円筒の内径の変化は次式で表される。

$$\frac{\Delta r_i}{r_i} = \frac{\{k^2 (1 + \nu) + (1 - 2\nu)\} \frac{P_i}{E} - k^2 (2 - \nu) \frac{P_o}{E}}{k^2 - 1} \dots\dots\dots (3-4)$$

ここで、

r_i : 被覆管内半径、mm

r_o : 被覆管外半径、mm

P_i : 内 圧、MPa

P_o : 外 圧、MPa

ν : ポアソン比

E : 縦弾性係数、MPa

k : $\frac{r_o}{r_i}$

c. クリープモデル

一般に、炉内での全クリープは熱クリープ、照射成長及び照射クリープの合成とされている。⁽³⁷⁾

これに従い、炉内のクリープは次式で表される。

$$\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_{th} + \dot{\epsilon}_{gr} + \dot{\epsilon}_{ir} \quad \dots\dots\dots (3-5)$$

ここで、

$\dot{\epsilon}_{th}$: 熱的に生じる炉外クリープ速度、1/h

$\dot{\epsilon}_{gr}$: 被覆材の照射成長に基づく歪速度、1/h

$\dot{\epsilon}_{ir}$: 照射によるクリープ速度、1/h

$\dot{\epsilon}$: 炉内での全クリープ速度、1/h

各々のクリープ成分の計算モデルは、以下のとおりである。

(a) 熱クリープ

応力及び温度の関数として定式化している。

$$\dot{\epsilon}_{th} = a \cdot \exp(b+cT) \cdot \sigma^{(d+eT)} \cdot \epsilon_{th}^{(f+gT)} \quad \dots\dots\dots (3-6)$$

ここで、

ϵ_{th} : 熱クリープによる実効歪、mm/mm

σ : 実効応力、MPa

T : 温度、K

a、b、c、d、e、f、g: 定数

(b) 照射クリープ

高速中性子束及び応力の関数として定式化している。

$$\dot{\epsilon}_{ir} = h \cdot \sigma^i \cdot \phi^j \quad \dots\dots\dots (3-7)$$

ここで、

σ : 実効応力、MPa

ϕ : 高速中性子束(>1MeV)、 $m^{-2} \cdot s^{-1}$

h、i、j : 定数

(c) 照射成長

高速中性子照射量の関数として定式化している。

$$\varepsilon_{gr} = k \cdot (\phi t)^{(V)} \dots\dots\dots (3-8)$$

ここで、

ε_{gr} : 照射成長に伴う歪、mm/mm

ϕt : 高速中性子(>1MeV)照射量、 m^{-2}

k 、(V) : 定数

被覆管のクリープによる外径変化の実測値と予測値の比較を図 3-6～図 3-8に示す。実測値と予測値は一致しており、クリープモデルは実測値を適切に予測している。予測のばらつきは不確定性として評価に考慮する。

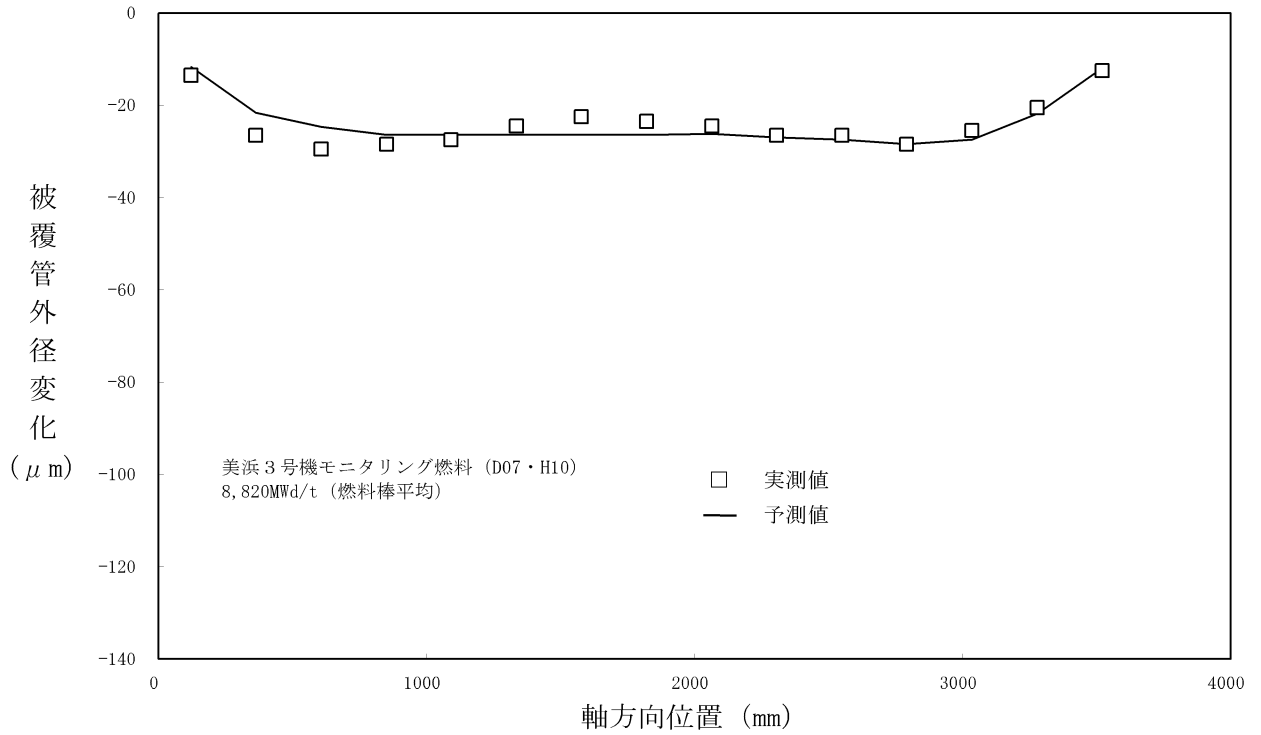


図 3-6 ジルカロイ-4 被覆管外径変化の実測値と予測値の比較

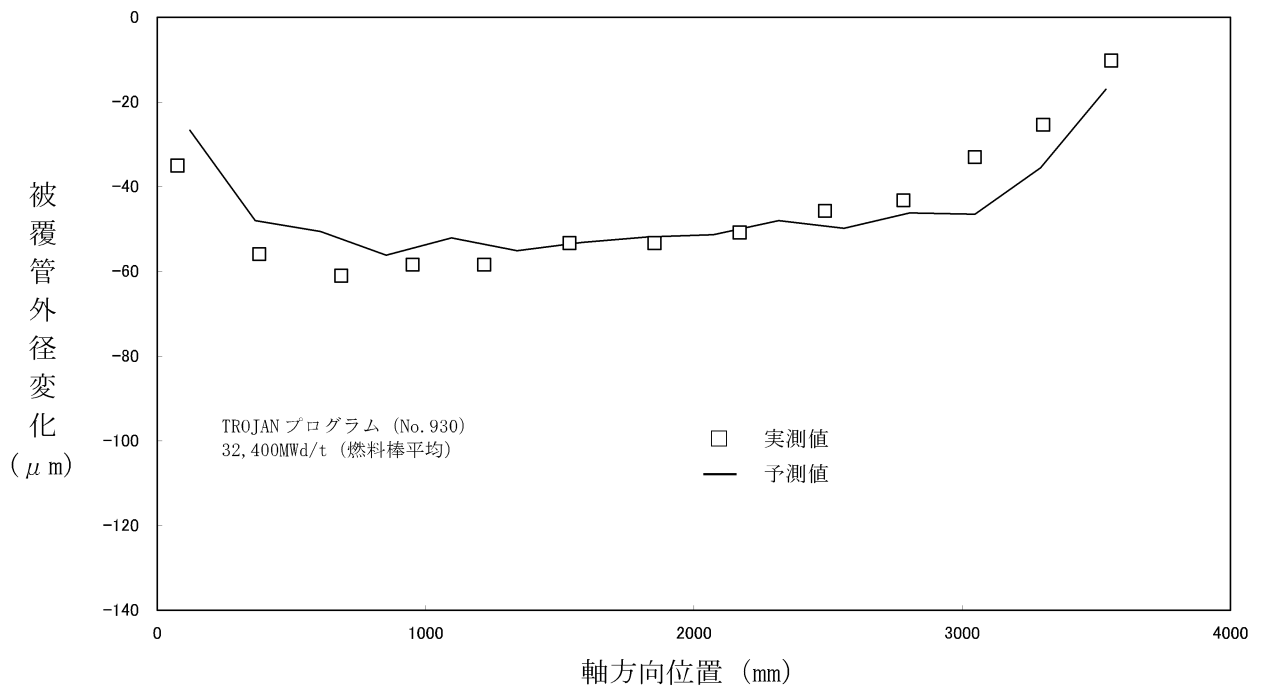


図 3-7 ジルカロイ-4 被覆管外径変化の実測値と予測値の比較

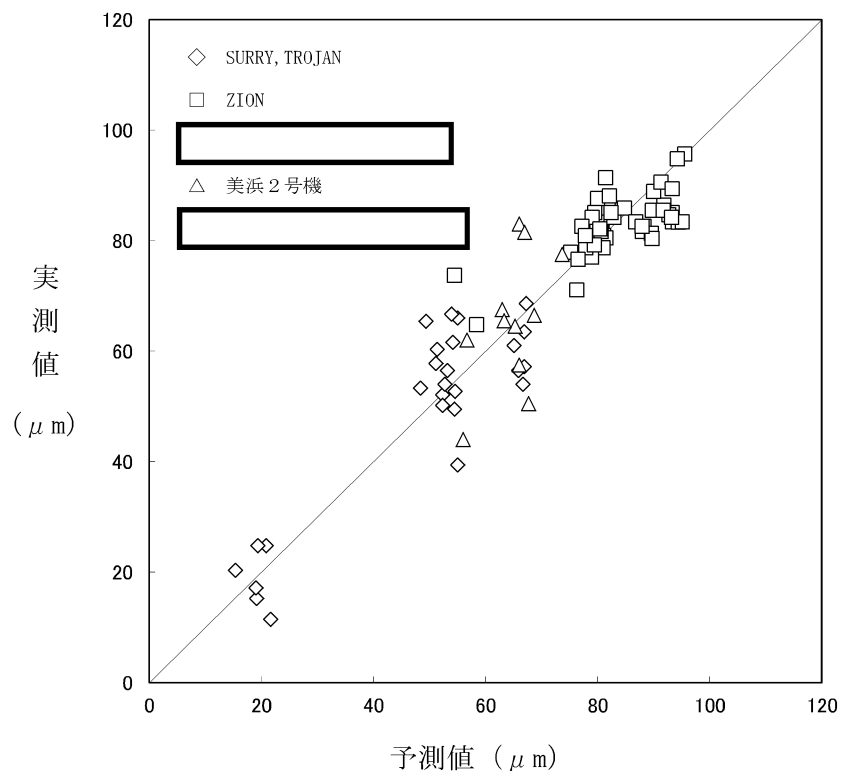


図 3-8 ジルカロイ-4 被覆管外径変化 (クリープダウン) の実測値と予測値の比較

(3) 熱計算モデル

a. 1次冷却材温度と被覆管表面温度モデル

(a) 1次冷却材温度

1次冷却材温度は軸方向位置に沿って、次の式で計算する。

$$T_w(Z) = T_{i n} + \int_0^z \frac{4q''(Z)}{C_p \cdot G \cdot D_e} dZ \quad \dots\dots\dots (3-9)$$

ここで、

- $q''(Z)$: 位置 Z における熱流束、 W/m^2
- C_p : 1次冷却材の比熱、 $J/(kg \cdot ^\circ C)$
- G : 質量速度、 $kg/(m^2 \cdot h)$
- D_e : 水力学的等価直径、 m
- $T_{i n}$: 1次冷却材入口温度、 $^\circ C$

(b) 被覆管表面温度

局所沸騰のない場合は、次の Dittus-Boelter の式により熱伝達率を求め、表面温度を計算する。

$$\frac{h \cdot D_e}{K} = 0.023 Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4} \quad \dots\dots\dots (3-10)$$

ここで、

- h : 熱伝達率、 $W/(m^2 \cdot ^\circ C)$
- D_e : 水力学的等価直径、 m
- K : 流体の熱伝導率、 $W/(m \cdot ^\circ C)$
- Re : レイノルズ数 $(= \frac{V \cdot D_e}{\nu})$
- Pr : プラントル数 $(= \frac{C_p \cdot \mu}{K})$

- ただし、 V : 流速、 m/s
- C_p : 定圧比熱、 $J/(kg \cdot ^\circ C)$
 - μ : 粘性係数、 $Pa \cdot s$
 - ν : 動粘性係数、 m^2/s

表面温度は

$$T_{c o} = T_w + \frac{q''}{h} \dots\dots\dots (3-11)$$

ここで、

$T_{c o}$: 被覆管表面温度、 $^{\circ}\text{C}$

T_w : 流体温度、 $^{\circ}\text{C}$

q'' : 熱流束、 W/m^2

h : 熱伝達率、 $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$

ただし、 $T_{c o}$ が式(3-12)に示す Thom の式より大きいときは、局所沸騰が起きているので同式により壁温を求める。

$$T_{c o} = T_{s a t} + \{0.072(q''/3.155)^{0.5} \exp(-0.1151P)\} / 1.8 \dots\dots (3-12)$$

ここで、

$T_{s a t}$: 流体飽和温度、 $^{\circ}\text{C}$

P : 流体圧力、 MPa

q'' : 熱流束、 W/m^2

b. ギャップコンダクタンスモデル

(a) 接触のある場合

二酸化ウランと被覆管が接触している場合のコンダクタンスは、その接触面におけるガスの成分及び表面の粗さによって変化する。このような場合に適用する計算式として次のものを使用する。

$$h_{g a p} = 494P + \frac{K_{g a s}}{43.9 \times 10^{-7}} \dots\dots\dots (3-13)$$

ここで、

$h_{g a p}$: 接触のある場合のコンダクタンス、 $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$

P : 接触圧、 MPa

$K_{g a s}$: ギャップガス熱伝導率、 $\text{W}/(\text{m} \cdot ^{\circ}\text{C})$

(b) 接触のない場合

接触のない場合には、ギャップコンダクタンス h_{gap} を次のように表す。

$$h_{gap} = \frac{3.281K_{gas}}{\frac{\Delta t_{gap}}{0.6096} + 14.4 \times 10^{-6}} \dots\dots\dots (3-14)$$

又は、

$$h_{gap} = 4921K_{gas} + \frac{22.71}{0.006 + 39.37 \Delta t_{gap}} \dots\dots\dots (3-15)$$

であり、式(3-14)、式(3-15)のうちの大きい方の値をギャップ温度差の計算に用いる。

ただし、

h_{gap} : ギャップコンダクタンス、 $W/(m^2 \cdot ^\circ C)$

K_{gas} : ギャップガス熱伝導率、 $W/(m \cdot ^\circ C)$

Δt_{gap} : 直径的ギャップ幅、m

c. 混合ガスの熱伝導率モデル

混合ガスの熱伝導率は、Brokaw⁽¹³⁾に基づいている。

すなわち、

$$K_{gas} = \sum_{i=1}^n \frac{K_i}{1 + \sum_{\substack{i=1 \\ j \neq i}}^n \phi_{ij} \frac{x_j}{x_i}} \dots\dots\dots (3-16)$$

$$\phi_{ij} = \phi_{ij} \left[1 + 2.41 \frac{(M_i - M_j)(M_i - 0.142M_j)}{(M_i + M_j)^2} \right] \dots\dots\dots (3-17)$$

$$\phi_{ij} = \frac{\left[1 + \left(\frac{K_i}{K_j} \right)^{0.5} \left(\frac{M_i}{M_j} \right)^{0.25} \right]^2}{2 \left[2 \left(1 + \frac{M_i}{M_j} \right) \right]^{0.5}} \dots\dots\dots (3-18)$$

ここで、

n : 混合ガス中の成分数

M : 分子量

X : モル分率

K : 熱伝導率、 $W/(m \cdot ^\circ C)$

d. ペレット内温度分布モデル

ペレット内の温度分布は、熱伝導率の温度依存性及び発熱量のペレット内の場所依存性を考慮して、次の熱伝導方程式を積分して計算する。

$$\frac{1}{r} \cdot \frac{d}{dr} (r \cdot k(T) \cdot \frac{dT}{dr}) + q'''(r) = 0 \quad \dots\dots\dots (3-19)$$

ここで、

- r : ペレット内任意の径方向位置
- k(T) : 温度 T に対するペレット熱伝導率、W/(cm・°C)
- T : ペレット内径方向位置 r での温度、°C
- q'''(r) : 径方向位置 r における出力密度、W/cm³

(a) 二酸化ウランペレット熱伝導率

熱伝導率式は参考文献 (14) ~ (26) に報告されるデータより導いた。高温領域の熱伝導率は、溶融点までの積分量で表示され、データの分析より $\int_{0^{\circ}\text{C}}^{2,800^{\circ}\text{C}} k dt$ の値は 93W/cm と結論した。この結論は、参考文献 (26) ~ (31) に報告される積分量を基にしている。

設計に用いる熱伝導率を図 3-9 に示す。0°C から 1,300°C までの部分は IAEA の推奨値⁽³²⁾ と一致している。

1,300°C 以上に対しては、積分量が 93W/cm になるように近似され、その範囲内でデータとの一致は良好である。

95% T. D. に対する熱伝導率を、次式で近似する。

$$K = \frac{1}{11.8 + 0.0238T} + 8.775 \times 10^{-13} T^3 \quad \dots\dots\dots (3-20)$$

ここで、

- K : 二酸化ウランペレット熱伝導率、W/(cm・°C)
- T : 二酸化ウランペレット温度、°C

(b) ガドリニア混合二酸化ウランペレット熱伝導率

ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率は図 3-10 に示した福島⁽³³⁾ のデータのように、ガドリニアの添加とともに低下する。

例えば 6wt% (8.68mol%) に対してみると、比較的低温域 (約 400°C) では二酸化ウランペレットの熱伝導率に対して約 40% 低下しているが、高温域 (約 1,400°C) では約 20% の減少となる。

このデータを基に、現在設計に使用している二酸化ウランペレット熱伝導率モデル (前述) に補正を加え、ガドリニア混合二酸化ウランペレット熱伝導率

モデルとしている。このモデルによる設計曲線を同図に示す。

また、このモデルをほかの測定データである B&W 社⁽³⁴⁾ のデータ及び KWU の M. Peehs 氏⁽³⁵⁾ のデータを図 3-11 に比較するが、FINE コードのモデルは安全側である。

なお、密度が 95%T.D. 以外の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場合には、次の Maxwell-Eucken の式⁽³⁶⁾ により密度補正を行って使用する。

$$K = \frac{\rho}{100 + \beta(100 - \rho)} \cdot \frac{100 + 0.5(100 - 95)}{95} K_{95} \dots\dots\dots (3-21)$$

ここで、

K : 密度 ρ に対する熱伝導率、W/(cm \cdot °C)

ρ : ペレット密度、%T.D.

β : 定数
= 0.5 ($\rho \geq 95\%$ T.D.)
= 1.0 ($\rho < 95\%$ T.D.)

K_{95} : $\rho = 95\%$ T.D. のときの熱伝導率、W/(cm \cdot °C)

(c) 径方向出力分布

FINE コードでは、中性子輸送理論に基づく LASER コード⁽⁴⁷⁾ により得られる径方向出力分布を濃縮度の関数として組み込んでおり、これを前述のペレット内熱伝導方程式に適用して、ペレット内の温度分布を計算する。

LASER コードの計算結果は、一例を図 3-12 に示すように径方向燃焼度分布の実験データと一致する。^{(48)、(49)}

燃焼が進むにつれてペレットの中心及びその近傍部は、より外側の部分に比べて相対的に出力が低下する。これは主としてペレット表面に生成するブルトニウムによる影響であり、燃焼度に依存する出力分布を使用している。

さらに、コード中ではペレットの密度依存出力分布を各リングに対して計算するが、各リングの密度変化に対し燃料の平均密度に対する局所密度の比の積をとってその補正を行う。

ガドリニア混合燃料に関しては、燃料寿命初期のガドリニウムの中性子吸収効果が大きい場合は二酸化ウラン燃料と比較して更にペレット中心の発熱が小さく、すなわち燃料温度が下がる方向にあり、その後のガドリニウムの燃焼後は二酸化ウランペレットと同様な発熱分布となる。

従って、ガドリニア混合燃料棒の評価では、初期のガドリニウム吸収効果を考慮せず、安全側に二酸化ウランペレットと同じ発熱分布を用いる。

e. 熱モデル実証性

FINE コードの熱モデルの妥当性を、照射中にペレット中心に熱電対等を取り付けた燃料棒の照射試験データにより確認している。

図 3-13～図 3-17に示されるように実測値と予測値は一致しており、熱モデルは実測値を適切に予測している。予測のばらつきは不確定性として評価に考慮する。

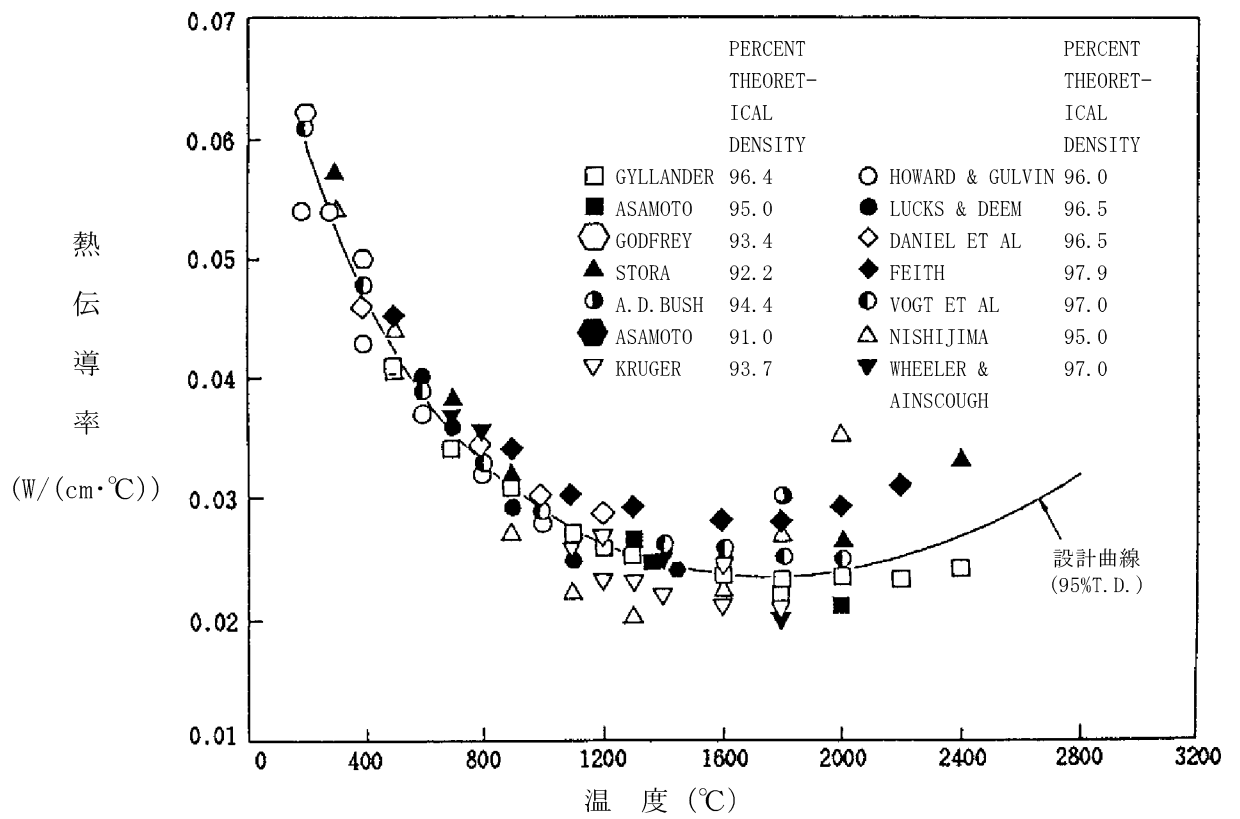


図 3-9 二酸化ウランの熱伝導率
(図中のプロット点はすべて 95% T. D. に補正後の値を示す。)

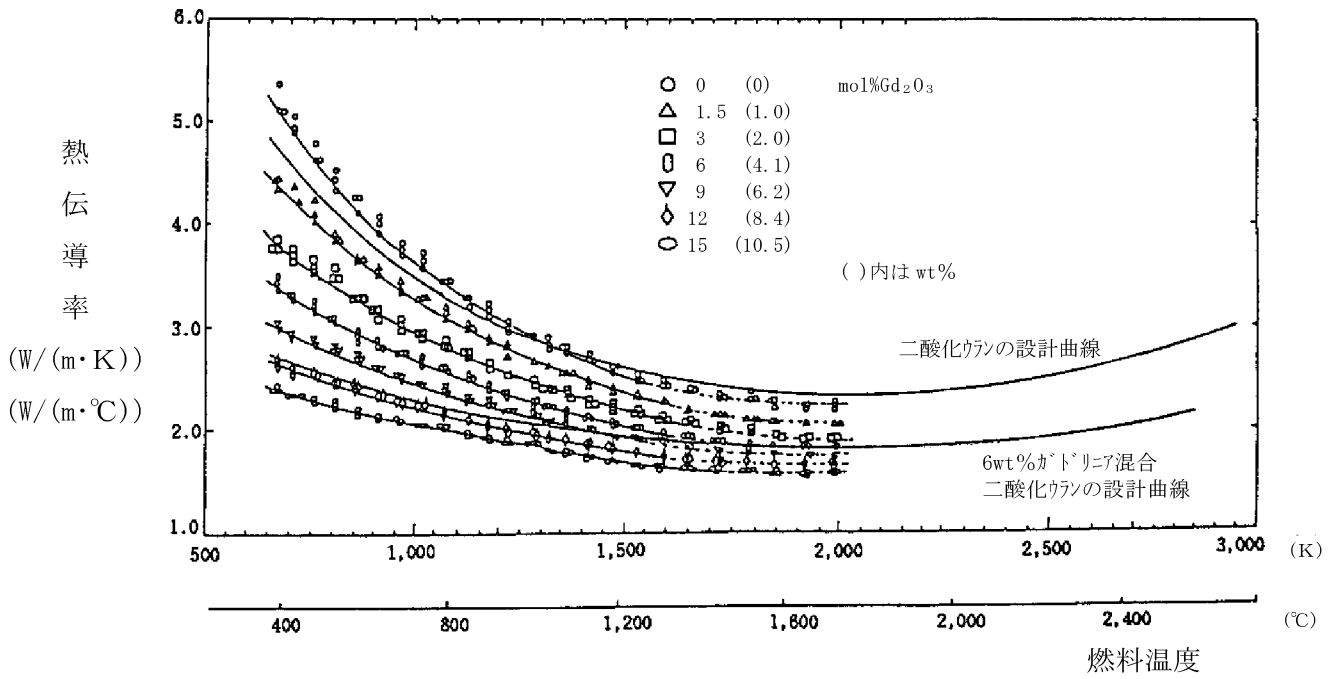


図 3-10 ガドリニア混合二酸化ウランの熱伝導率

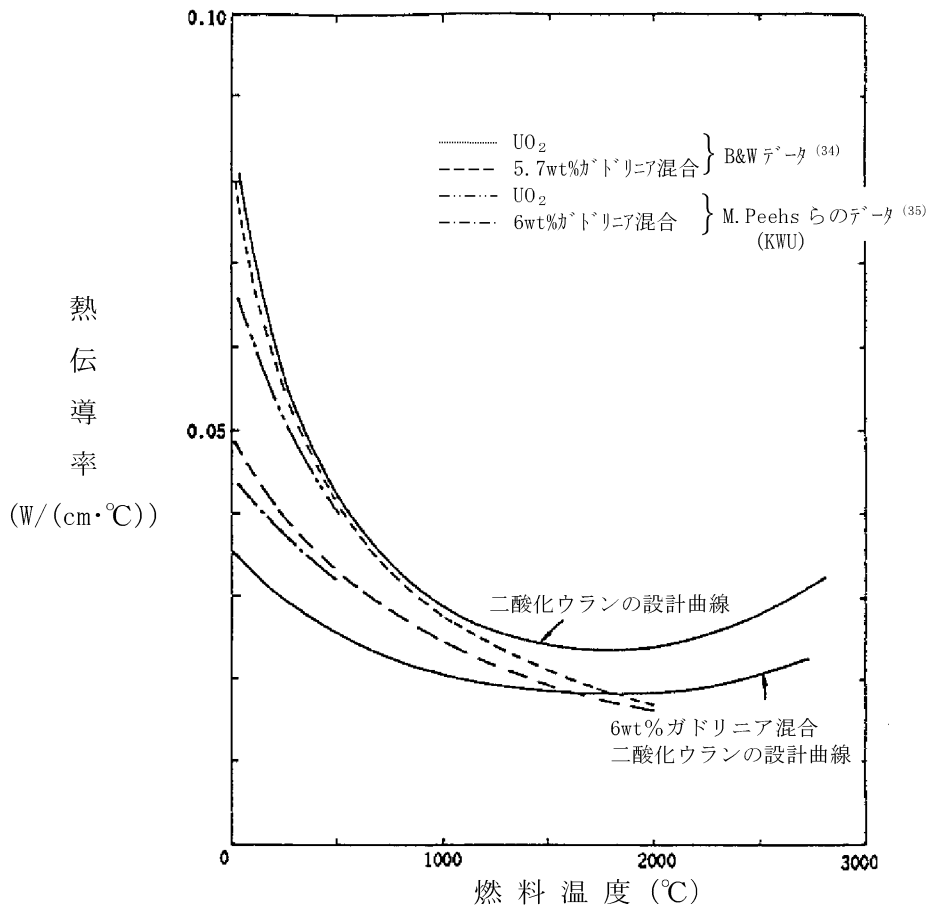


図 3-11 ガドリニア混合二酸化ウラン熱伝導率モデルの実証性
(図中のプロット点はすべて 95% T. D. に補正後の値を示す。)

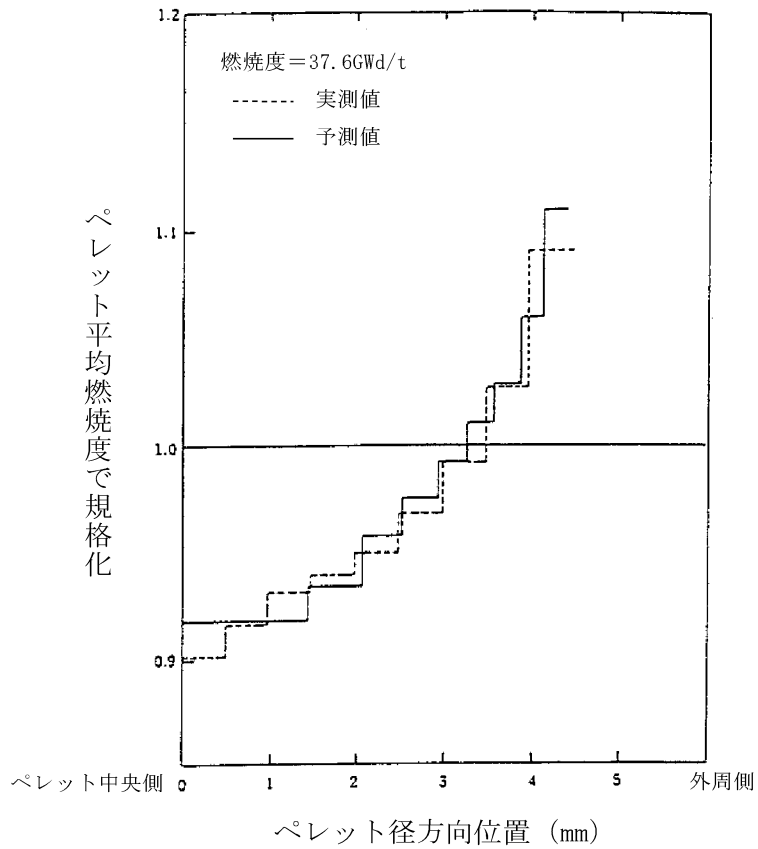


図 3-12 径方向燃焼度分布の実測と予測 (PWR 燃料集合体信頼性実証試験結果)

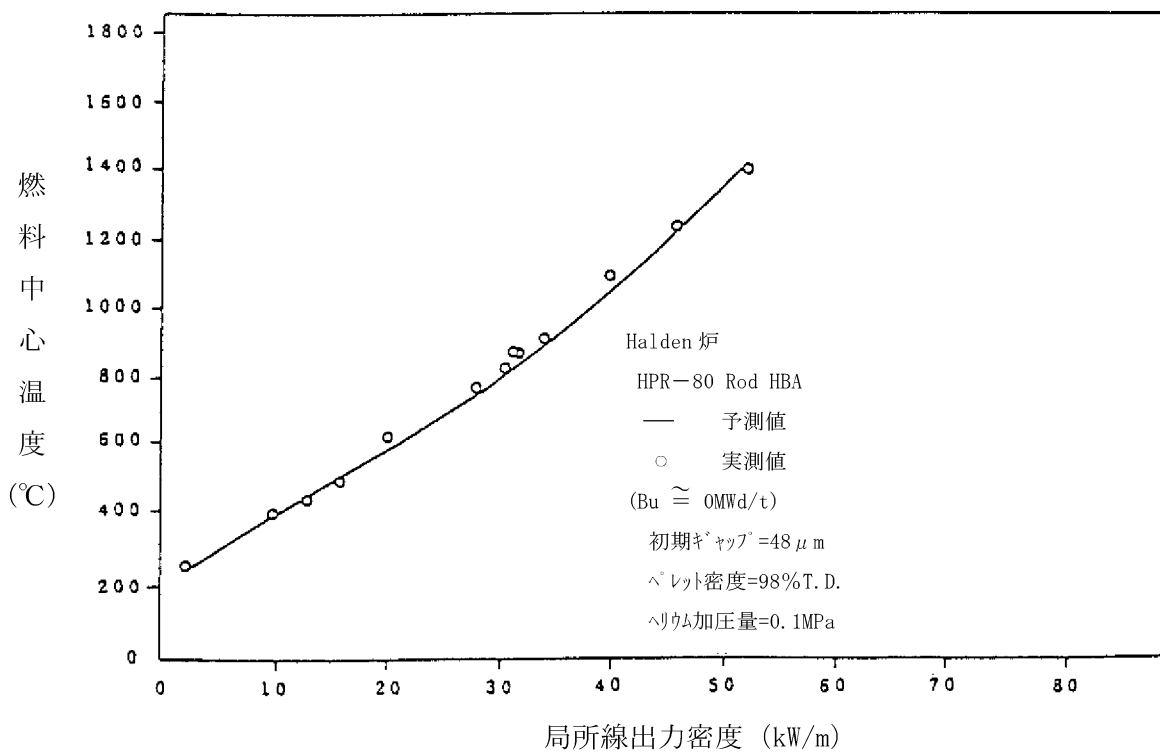


図 3-13 燃料温度計算の実証性

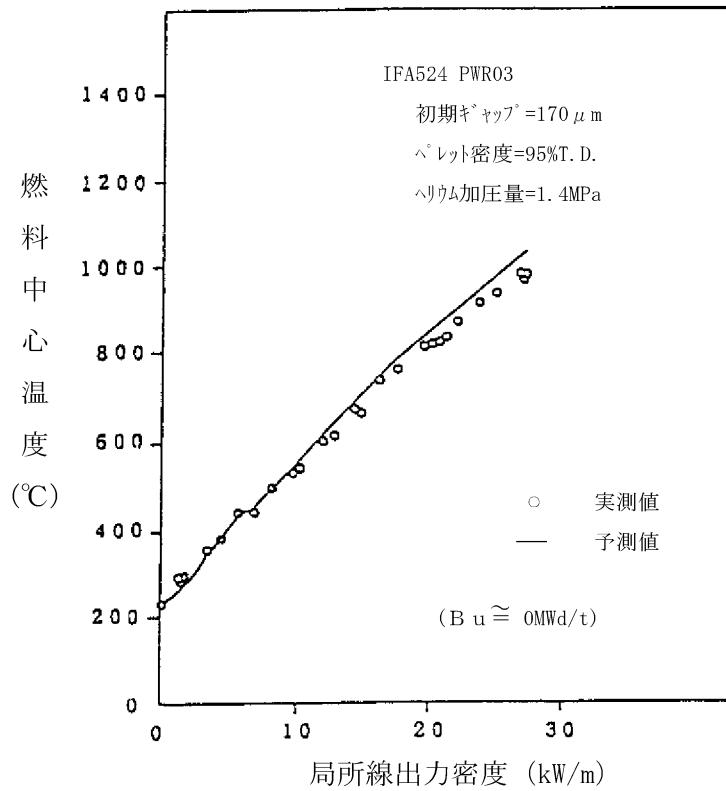


図 3-14 (1) 燃料温度計算の実証性

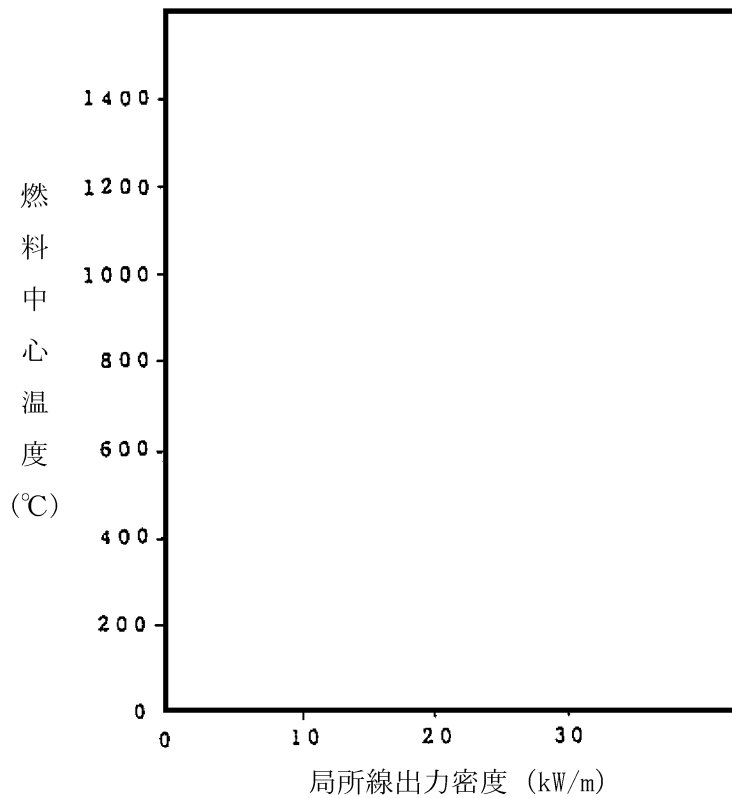


図 3-14 (2) 燃料温度計算の実証性

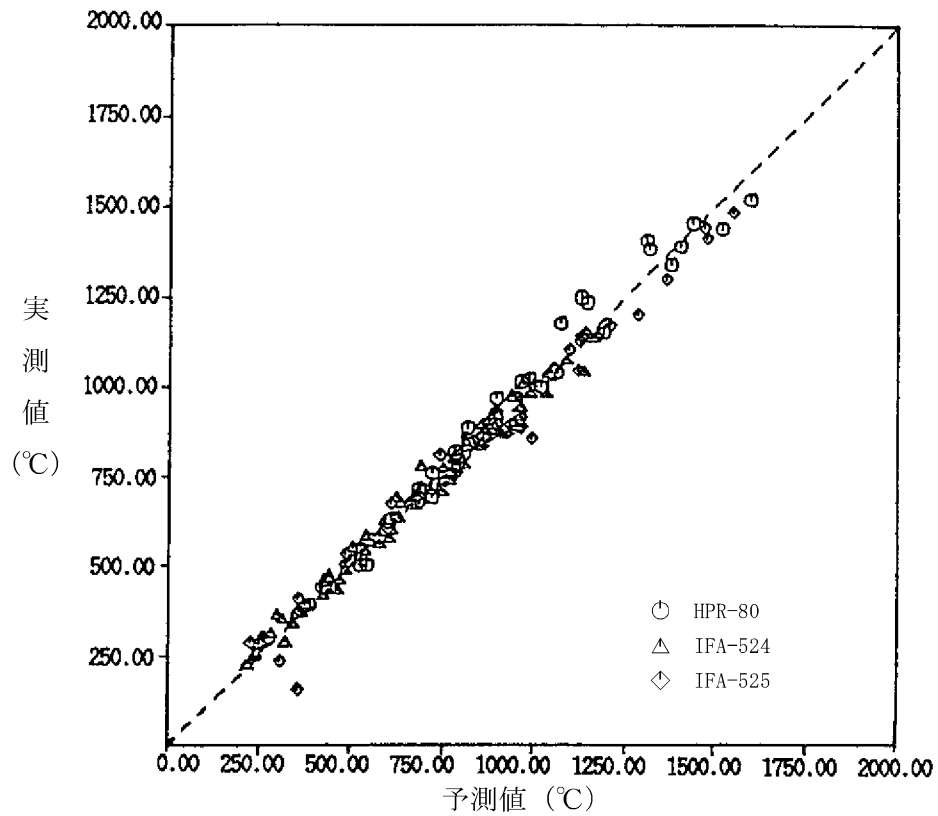


図 3-15 燃料温度計算の実証性
(燃料中心温度に関する実測—予測)

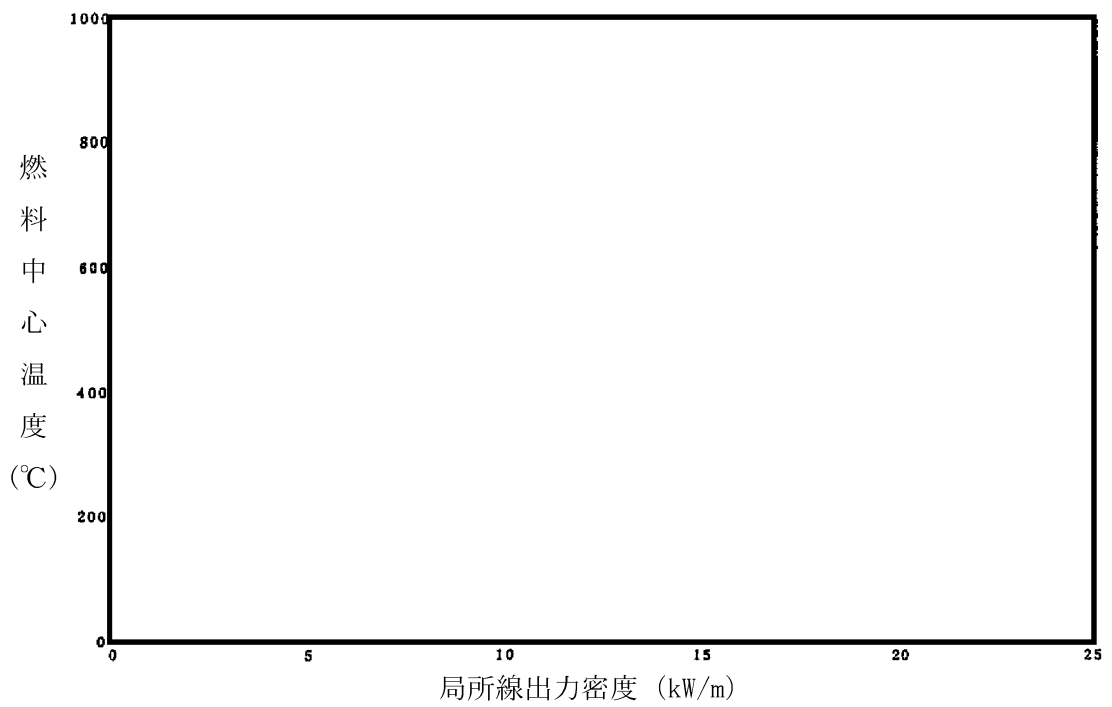


図 3-16 燃料温度計算の実証性
(Halden 炉における燃料中心温度 (二酸化ウラン燃料棒))

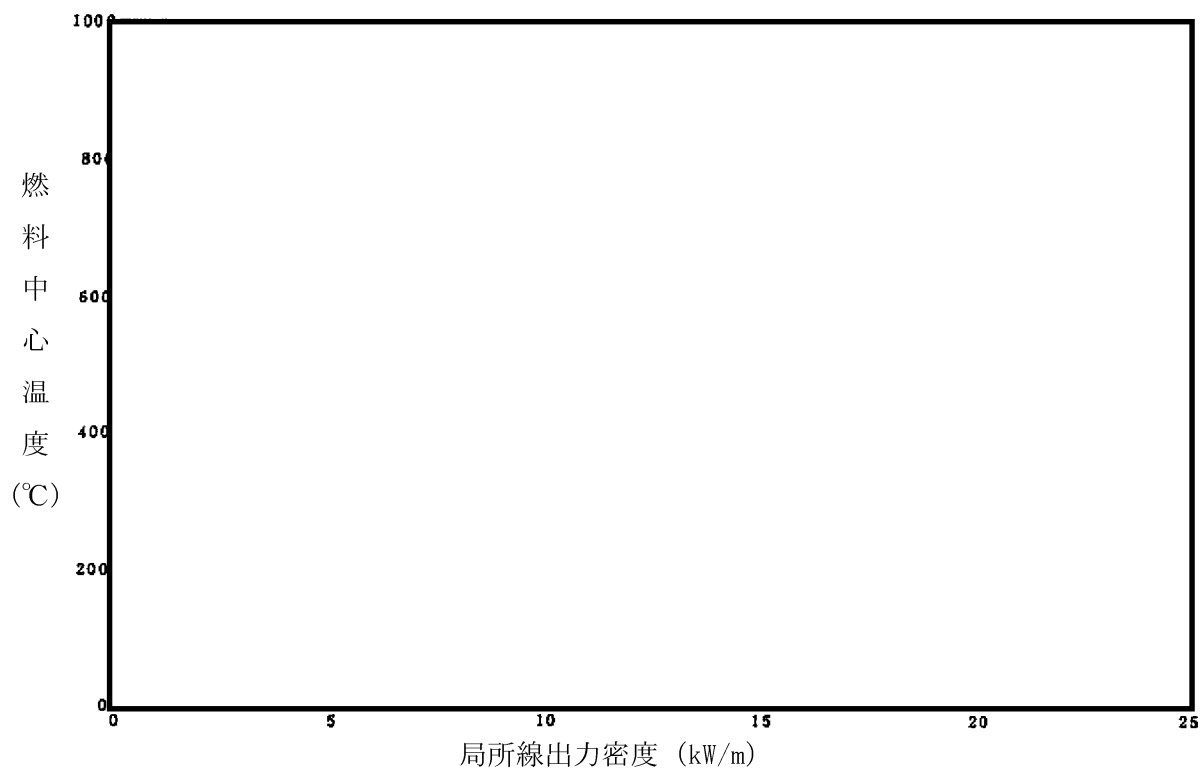


図 3-17 燃料温度計算の実証性

(Halden 炉における燃料中心温度 (ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒))

(4) 内圧計算モデル

a. 内圧計算式

燃料棒の内圧は、次の式に基づいて燃料棒内の蓄積ガス量、ボイド体積及び温度から計算する。

$$P = \frac{N \cdot R}{\sum \frac{V_i}{T_i}} \dots\dots\dots (3-22)$$

ここで、

P : 内圧、MPa

N : 総ガスモル数、mol

(初期ヘリウム + + 放出 FP ガス)

V_i : ボイド i の体積、cm³

T_i : ボイド i の温度、K

R : 気体定数 (=8.3144 J・mol⁻¹・K⁻¹)

ボイドとしては次のものを考慮している。

i	V _i	T _i
1	プレナム	プレナム温度
2	ギャップ	ギャップ温度
3	ディッシュ	燃料平均温度
4	クラック	燃料平均温度
5	チャンファ	燃料表面温度

b. FP ガスの放出モデル

ペレット内で生成される FP ガスは、高温度領域で顕著となる拡散メカニズム及び低温度領域で支配的である反跳（リコイル）、たたき出し（ノックアウト）によりペレット外へ放出される。⁽³⁷⁾

(a) 拡散メカニズムによる FP ガス放出

結晶粒内に蓄積された FP ガスは、濃度勾配により結晶粒界に拡散するが、逆に照射による結晶粒内への再溶解が起こるため、放出と吸収との間にある平衡状態が成立する。結晶粒内からの FP ガス放出は、この平衡状態以下では起こらず、それ以上で起こり得る。

微小時間 dt の間に拡散メカニズムによって放出される量 dR_D は、経験的に次の式で表すことができる。

$$\left. \begin{aligned} dR_D &= K_D (C - C^*) dt && (C \geq C^*) \\ &= 0 && (C < C^*) \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (3-23)$$

ここで、

C : ペレット単位体積当たりの結晶粒内の蓄積 (= 生成 (βt) - 放出) FP ガス濃度、 mol/cm^3

C^* : ペレット単位体積当たりの結晶粒界上に蓄積できる FP ガス濃度の最大値で温度の関数、 mol/cm^3

K_D : 単位時間当たりの放出割合で、温度及び燃焼度の関数、 $1/h$

上式は、M. V. Speight⁽³⁸⁾ らが導出した考え方を基礎としている。

C. Vitanza⁽³⁹⁾、R. Hargreaves⁽⁴⁰⁾ 及び H. Nerman⁽⁴¹⁾ らも同様な考え方のモデルを提案している。

FP ガス放出は、全時間をいくつかの時間間隔に分けて順次計算される。時刻 t_{i-1} から時刻 t_i までの時間間隔 Δt_i で放出される FP ガス量 ΔR_D^i は、出力（温度）が変動し、 $C_{i-1} > C^*$ の場合には式(3-23)を積分した結果を用いて式(3-24)のとおり表される。

$$\Delta R_D^i = \beta_i \cdot \Delta t_i - \left(C_i^* + \frac{\beta_i}{K_D^i} - C_{i-1} \right) \{ 1 - \exp(-K_D^i \cdot \Delta t_i) \} \dots\dots\dots (3-24)$$

ここで、

β_i : 時間間隔 Δt_i でのペレット単位体積当たりの FP ガス生成率、 $\text{mol}/(\text{cm}^3 \cdot h)$

C_{i-1} : 時刻 t_{i-1} までに結晶粒内に蓄積されているペレット単位体積当たりの FP ガス濃度、 mol/cm^3

C_i^* : 時刻 t_i での結晶粒界上に蓄積できるペレット単位体積当たりの最大 FP ガス濃度、 mol/cm^3

(b) リコイル・ノックアウトによる FP ガス放出

低温度領域で支配的である FP ガス放出量 ΔR_k^i は、ANS5.4⁽⁴²⁾ で提案されているリコイル・ノックアウトによる FP ガス放出量のモデルを考慮し、次のように表すことができる。

$$\Delta R_k^i = A^i \cdot B^i \cdot \left(\sum_{j=1}^i \beta_j \cdot \Delta t_j \right) \dots\dots\dots (3-25)$$

ここで、

A^i : 実効比表面積に比例する係数で、燃焼度及びペレット表面・中心温度差の関数、1/(MWd/t)

B^i : 時刻 t_i での燃焼度、MWd/t

β_j : 時間間隔 Δt_j でのペレット単位体積当たりの FP ガス生成率、mol/(cm³・h)

(c) FP ガス放出率

全放出量は上記 2 つのメカニズムにより放出された FP ガス量の和で表され、時刻 t_n における FP ガス放出率 F_n を次の式で表す。

$$F_n = \frac{\sum_{i=1}^n (\Delta R_D^i + \Delta R_k^i)}{\sum_{i=1}^n (\beta_i \cdot \Delta t_i)} \dots\dots\dots (3-26)$$

ここで、

ΔR_D^i : 時間間隔 Δt_i で拡散メカニズムにより放出されるペレット単位体積当たりの FP ガス量、mol/cm³

ΔR_k^i : 時間間隔 Δt_i でリコイル・ノックアウトにより放出されるペレット単位体積当たりの FP ガス量、mol/cm³

β_i : 時間間隔 Δt_i でのペレット単位体積当たりの FP ガス生成率、mol/(cm³・h)

以上のようなモデルによる FP ガス放出率の実測値と予測値の比較を図 3-18 に示す。FP ガス放出モデルは実測値を適切に予測している。なお、同図には通常運転状態とは異なる出力変化及び高出力状態を経験したランプ試験データについても参考として示している。予測のばらつきは不確定性として評価に考慮する。

c. 内圧評価の実証性

内圧計算の妥当性は、パンクチャーテストで得られる内圧測定データと比較することにより確認できる。図 3-19 に示されるように実測値と予測値との一致は良好なことを確認している。

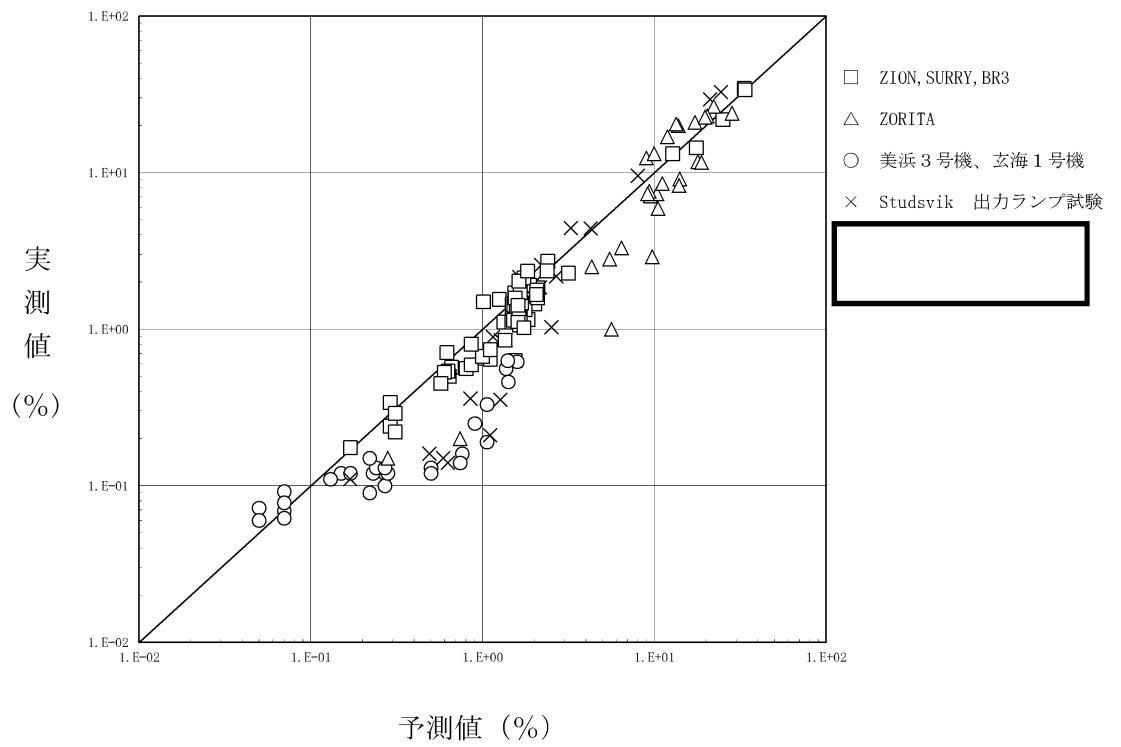


図 3-18 FP ガス放出率の実測値と予測値の比較

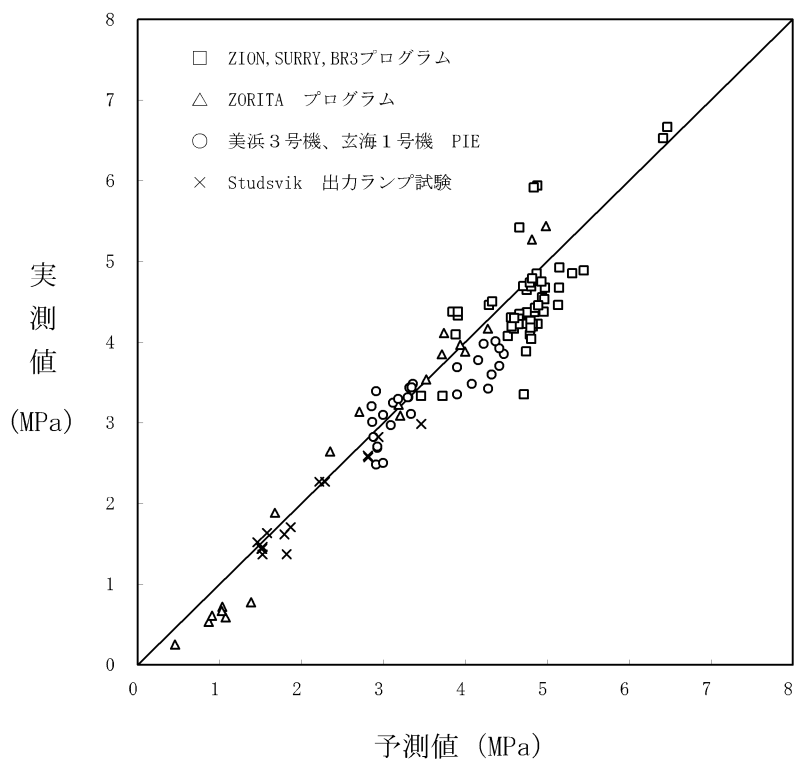


図 3-19 燃料棒内圧の実測値と予測値の比較

(5) 被覆管応力計算方法

被覆管に発生する応力の要因としては、内外圧差及びペレット－被覆管相互作用による応力、熱応力及び水力振動による応力が考えられる。

このうち、内外圧差及びペレット－被覆管相互作用による応力及び熱応力は、燃料棒の照射挙動（被覆管クリープ及び腐食等）を考慮して、FINE コードで計算する。

以下に、それぞれの計算式を示す。

a. 内外圧差及び接触圧による応力

内外圧差による応力は、一様な内外圧を受ける両端閉じの厚肉円筒公式を用いる。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_r &= \frac{1 - \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} \cdot P' - \frac{k^2 - \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} \cdot P_o \\ \sigma_\theta &= \frac{1 + \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} \cdot P' - \frac{k^2 + \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} \cdot P_o \\ \sigma_z &= \frac{1}{k^2 - 1} \cdot P' - \frac{k^2}{k^2 - 1} \cdot P_o \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (3-27)$$

ここで、

- σ_r : 径方向応力、MPa
- σ_θ : 円周方向応力、MPa
- σ_z : 軸方向応力、MPa
- P' : 内圧と接触圧の和、MPa
- P_o : 外 圧、MPa
- r_i : 被覆管内半径、mm
- r_o : 被覆管外半径、mm
- R : 被覆管任意半径／内半径
- k : $\frac{r_o}{r_i}$

接触圧は、次の焼きばめの式を使用し、ペレット、被覆管変形量より求める。

$$P_c = \frac{\frac{\delta}{r_i}}{\frac{r_o^2 + r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \cdot \frac{1}{E_1} + \frac{1}{E_2} + \frac{\nu_1}{E_1} - \frac{\nu_2}{E_2}} \dots\dots\dots (3-28)$$

ここで、

- r_i : 中心から接触面までの距離、mm
- r_o : 被覆管外半径、mm
- δ : ペレットと被覆管の相互干渉（半径分）、mm
- ν_1, ν_2 : 被覆管及びペレットのポアソン比
- E_1, E_2 : 被覆管及びペレットの縦弾性係数、MPa

なお、ペレットの縦弾性係数及びポアソン比はペレット密度の関数としている。

b. 熱応力

非発熱の円筒内の温度分布は次式で与えられる。

$$T = T_i - (T_i - T_o) \frac{\ln\left(\frac{r}{r_i}\right)}{\ln\left(\frac{r_o}{r_i}\right)}$$

$$= \frac{T_o \ln\left(\frac{r}{r_i}\right) + T_i \ln\left(\frac{r_o}{r}\right)}{\ln k} \dots\dots\dots (3-29)$$

ここで、

- T_i : 内面温度、℃
- T_o : 外面温度、℃
- r_i : 被覆管内半径、mm
- r_o : 被覆管外半径、mm
- r : 被覆管任意半径、mm
- k : $\frac{r_o}{r_i}$

この温度分布より三軸方向の熱応力 $\sigma_r, \sigma_\theta, \sigma_z$ は、各々次のような円筒の熱応力式で計算する。

(a) 径方向応力

$$\begin{aligned} \sigma_r &= \frac{\alpha \cdot E}{1-\nu} \left\{ \left(\frac{1-\frac{r_i^2}{r^2}}{r_o^2-r_i^2} \right) \int_{r_i}^{r_o} T \cdot r \cdot dr - \frac{1}{r^2} \int_{r_i}^r T \cdot r \cdot dr \right\} \\ &= \frac{\alpha \cdot E}{2(1-\nu)} \left\{ \frac{(k^2 \cdot T_o - T_i) - (T_o - T_i) \left(\frac{r_o}{r} \right)^2}{k^2 - 1} - T \right\} \\ &\dots\dots\dots (3-30-1) \end{aligned}$$

$$\sigma_{ri}=0, \quad \sigma_{ro}=0, \quad k = \frac{r_o}{r_i}$$

(b) 円周方向応力

$$\begin{aligned} \sigma_\theta &= \frac{\alpha \cdot E}{1-\nu} \left\{ \left(\frac{1+\frac{r_i^2}{r^2}}{r_o^2-r_i^2} \right) \int_{r_i}^{r_o} T \cdot r \cdot dr + \frac{1}{r^2} \int_{r_i}^r T \cdot r \cdot dr - T \right\} \\ &= \frac{\alpha \cdot E}{2(1-\nu)} \left\{ \frac{(k^2 \cdot T_o - T_i) + (T_o - T_i) \left(\frac{r_o}{r} \right)^2}{k^2 - 1} - \frac{T_o - T_i}{\ell n k} - T \right\} \\ &\dots\dots\dots (3-30-2) \end{aligned}$$

($T_i > T_o$)

(c) 軸方向応力

$$\begin{aligned} \sigma_z &= \sigma_r + \sigma_\theta \\ &= \left(\frac{\alpha \cdot E}{1-\nu} \right) \left\{ \frac{2}{r_o^2-r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T \cdot r \cdot dr - T \right\} \\ &= \left(\frac{\alpha \cdot E}{1-\nu} \right) \left\{ \frac{k^2 \cdot T_o - T_i}{k^2 - 1} - \frac{T_o - T_i}{2\ell n k} - T \right\} \\ &\dots\dots\dots (3-30-3) \end{aligned}$$

ここで、

- α : 熱膨張率、mm/(mm \cdot °C)
- E : 縦弾性係数、MPa
- ν : ポアソン比

c. 水力振動による応力

炉心内において、1次冷却材は燃料棒間水路を下から上方向に流れる。

この軸方向の流れによる燃料棒の振動振幅は、以下に示すWV-1⁽⁴³⁾の式を用いて計算する。各燃料棒は9箇所を支持格子で支持されているが、支持格子ではさまれたスパンのうち振動振幅評価上厳しくなる最長スパンを対象とする。

振動の要因には、流路の非一様性による横流れ、燃料棒支持構造の点で生じる流れの剥離及び乱流がある。

WV-1の式は、流れの条件及び乱れレベルが実際の流れと同じとなるような燃料棒の水力振動振幅測定試験により求めたものである。

高温高圧下での軸方向の流れに伴う乱れによって生じる燃料棒の水力振動振幅 δ は、WV-1の式によりあらかじめ常温条件下での振幅 $(\delta)_c$ を計算した後、温度補正を行って求める。

$$(\delta)_c = C \cdot \eta_d \cdot \eta_D \cdot \eta_L \cdot \frac{d \cdot L}{W \cdot f^{1.5} \cdot \zeta^{0.5}} \cdot U \cdot \rho \cdot \nu^{0.5} \dots\dots\dots (3-31)$$

各パラメータを表3-3にまとめた。

なお、 C' の値は図3-20より、 η_d 、 η_D 、 η_L の値については図3-21より求める。

上式を計算すると燃料棒の最大振幅は、

$$(\delta)_c = \boxed{} \text{ mm}$$

となる。高温高圧下での水力振動振幅 δ は、

$$\delta = k_1 \times (\delta)_c \quad k_1 : \text{温度補正係数} (= \boxed{})$$

で与えられ $\delta = \boxed{} \text{ mm}$ となる。

表 3-3 パラメータ一覧

記号	意 味	値
C	不等係数(= <input type="text"/> × C'、 <input type="text"/> は単位換算係数)	
η_d	燃料棒直径に関するスケールファクター	
η_D	水力学的等価直径に関するスケールファクター	
η_L	スパン長さに関するスケールファクター	
d	燃料棒直径、mm	9.5
L	スパン長さ、mm	
W	スパン当たりの燃料棒質量、kg	
f	燃料棒の固有振動数、Hz	
D	水力学的等価直径、mm	
ζ	減 衰 比	
U	流 速、mm/s	
ρ	流体の密度、kg/m ³	
ν	流体の動粘性係数、mm ² /s	

振幅 δ に対応する応力 σ は、次のはりのたわみ式から求める。

$$\sigma = \pm \frac{48 \cdot E \cdot r_o \cdot \delta}{5 \cdot L^2} \dots\dots\dots (3-32)$$

ここで、

δ : 水力振動振幅 (= mm) (軸方向流れ)

L : スパン長さ (= mm) *

r_o : 燃料棒外半径 (=4.75mm)

E : 被覆管縦弾性係数 (= MPa) (高温零出力)

$$\sigma = \pm 0.6 \text{ MPa} \text{ (} \delta \text{ に対応)}$$

となる。

* ; 応力を大きめに計算するため短いスパン長さをとる。

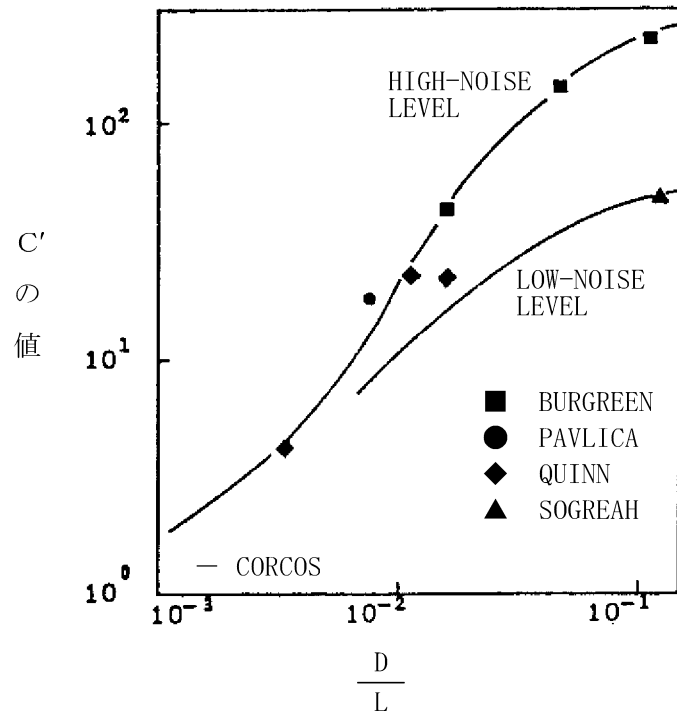


図 3-20 C' の値

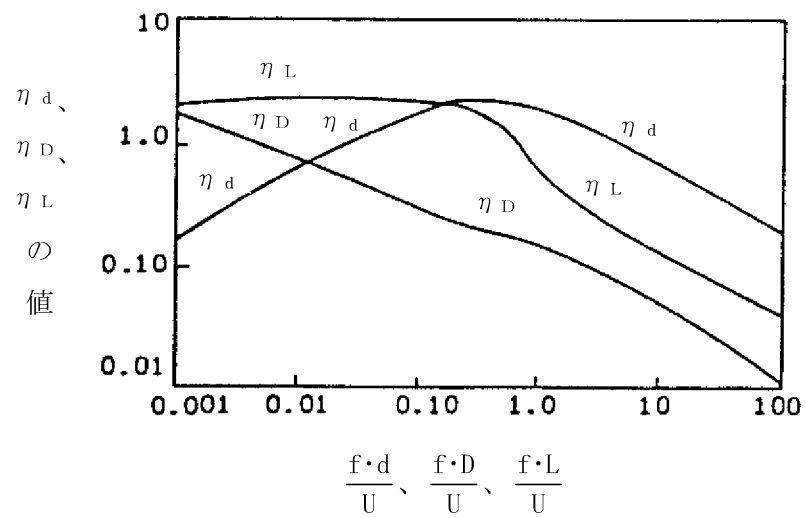


図 3-21 各係数 η_d 、 η_D 、 η_L の値

3.3 強度評価結果

本節で述べる燃料棒の強度評価において、FP ガスの発生、放出、ペレットのスエリング及び熱膨張、ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮し、燃料温度、内圧、被覆管応力、歪及び疲労が、プラントの運転上与えられる条件下においても、設計基準を満足していることを示している。

3.3.1 計算条件

強度評価に用いる設計出力履歴は実際の取替炉心での運用を想定し、取替炉心ごとの出力の変動を考慮した履歴を設定する。また、1 サイクル当たりの運転時間は、設計出力履歴と燃料棒設計燃焼度 53,000Mwd/t に基づき EFPD（全出力換算日）に設定している。

燃料棒の強度評価に用いた燃料諸元及び1次冷却材条件を表 3-4に示すとともに、表 3-5に出力履歴を示す。

出力履歴については、後述の計算により各評価項目で最も厳しくなるものを同表に示す。軸方向出力分布を図 3-22に示す。

表 3-4 燃料棒の強度評価に用いた計算条件

		二酸化ウラン燃料棒	ガドリニア混合燃料棒
燃 料 諸 元	寸 法 mm		
	被覆管外径	9.50	9.50
	被覆管内径	8.36	8.36
	プレナム長さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	燃料有効長さ	3,648	3,648
	ペレット長さ	9.5	9.5
	ペレット直径	8.19	8.19
	濃縮度 wt%	4.10	2.60
	密 度 %T. D.	95.0	95.0
	ガドリニア濃度 wt%	—	6.00
	初期ガス圧 MPa[abs]	<input type="text"/>	<input type="text"/>
1 次 冷 却 材	入口温度 °C (通常運転時)	283.6	283.6
	流 量 kg/(m ² ・h)	1.13×10 ⁷	1.13×10 ⁷
炉心平均線出力密度 kW/m		17.1	

表 3-5 出力履歴

燃料	出力履歴名称 (注1)	比出力 (注2)			厳しくなる項目		
		サイクル1 (注3)	サイクル2	サイクル3			
二酸化ウラン 燃料棒	1						
	2						
	3				内圧／疲労		
	4						
	5				応力／歪		
ガドリニア混合 燃料棒	1						
	2						
	3				応力／歪		
	4				内圧／疲労		
	5						

(注1)

--

(注2) 炉心平均線出力密度 (17.1kW/m) を1として規格化したもの。

(注3) サイクル i とは燃料集合体の i 回目の照射回数を示す。

(注4) サイクル初期／サイクル末期の値。

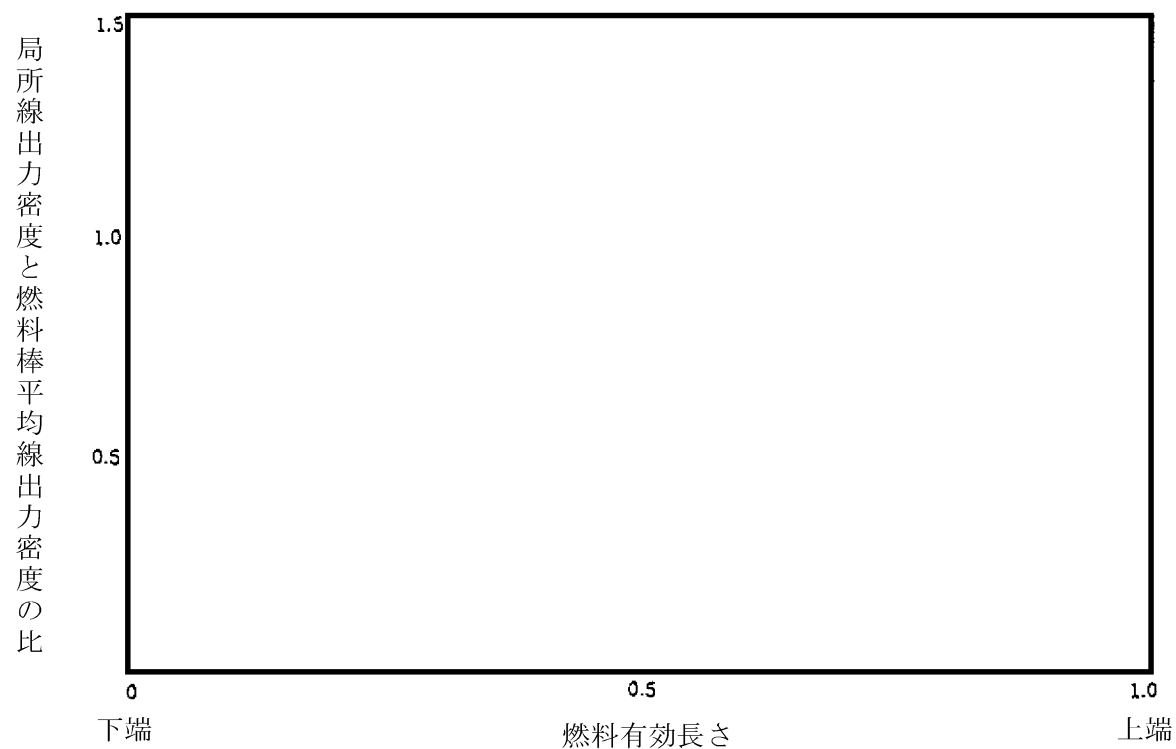


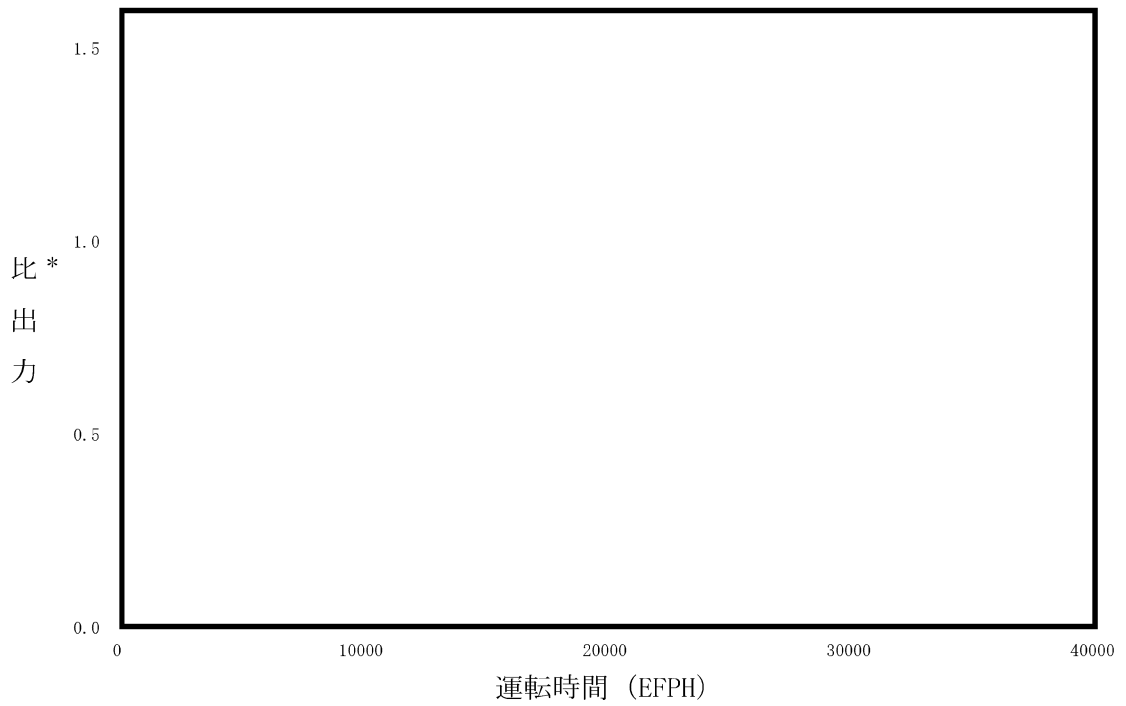
図 3-22 軸方向出力分布図

3.3.2 計算結果

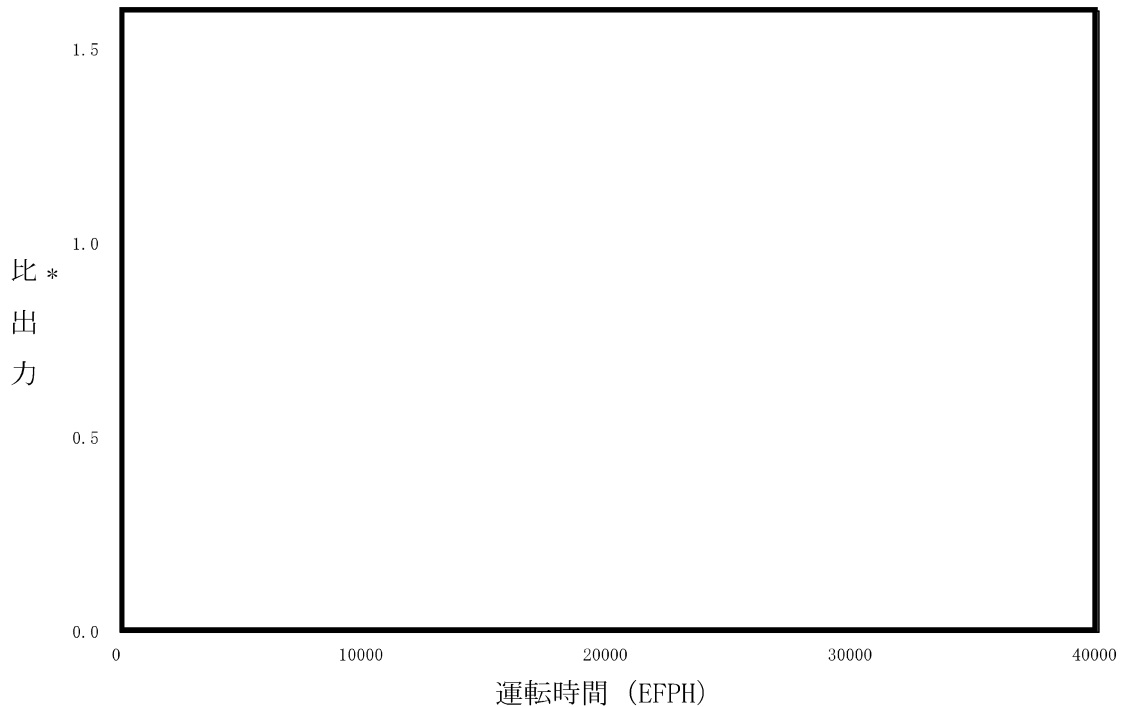
各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴（比出力）と内圧履歴をまとめて、図 3-23及び図 3-24に示す。

また、被覆管内径とペレット外径の変化について、図 3-25に示す。

表 3-5に示した二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア混合燃料棒の中心温度、内圧、応力及び歪評価における最も厳しい評価時点の計算結果をそれぞれ表 3-6及び表 3-7に示す。



* : 比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を 1 として規格化したもの
 図 3-23 (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)



* : 比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を 1 として規格化したもの
 図 3-23 (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)
 (ガドリニア混合燃料棒)

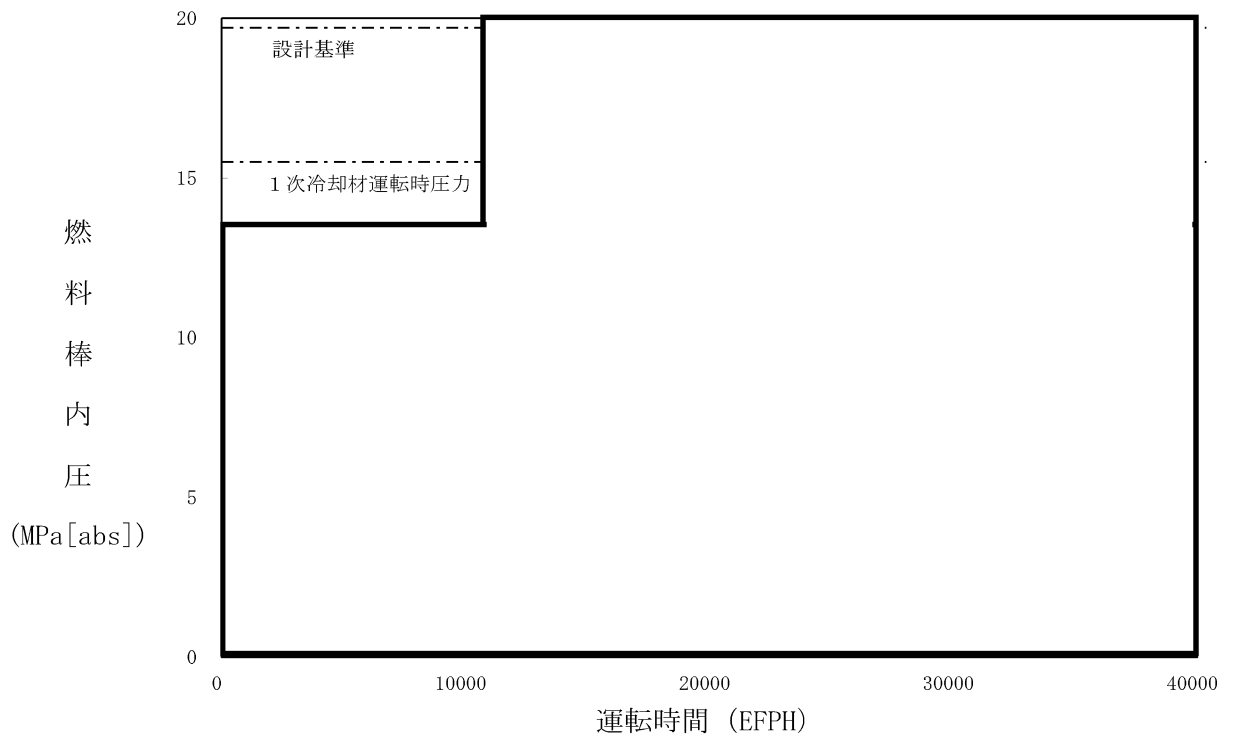


図 3-24 内圧評価上で最も厳しくなる燃料棒の内圧履歴（通常運転時）

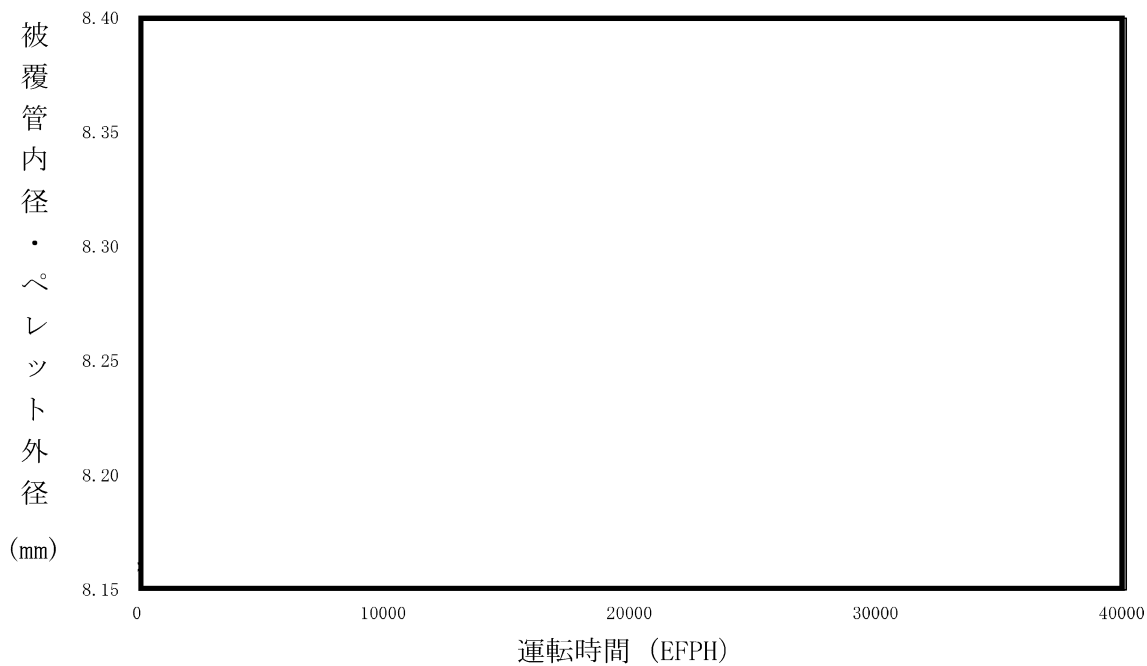


図 3-25 (1) 被覆管内径及びペレット外径変化
(二酸化ウラン燃料棒)

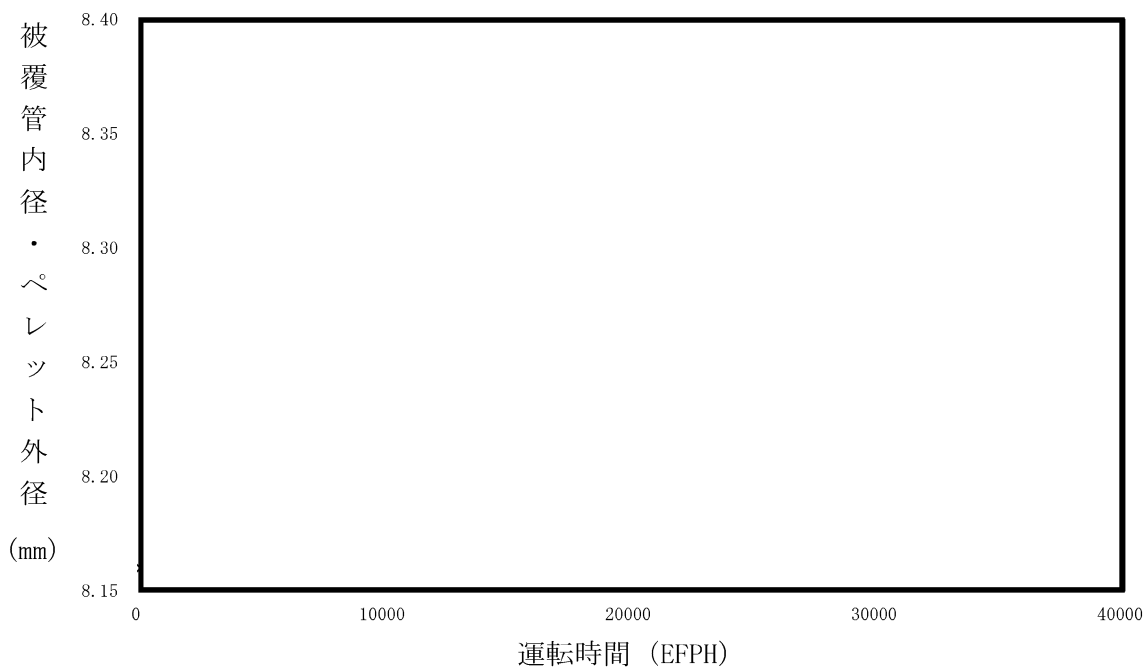


図 3-25 (2) 被覆管内径及びペレット外径変化
(ガドリニア混合燃料棒)

表 3-6 二酸化ウラン燃料棒の計算結果

	中心温度		内圧	応力	歪
	通常運転時	運転時の異常な 過渡変化時	通常運転時	運転時の異常な 過渡変化時	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) σ_{θ_i}	MPa				
円周方向 (外) σ_{θ_o}	MPa				
接 触 圧	MPa				
直径ギャップ	mm				
ボイド量	cm ³				
プレナム体積	cm ³				
クラック体積	cm ³				
FPガス放出率	%				
蓄積ガス量	moles				
内 圧	MPa				
歪	%		*		
被覆管物性値					
・縦弾性係数	MPa				
・ポアソン比					
・熱膨張率	mm/(mm・°C)				

* 歪の () 外は過渡変化時の値であり、() 内は通常運転時からの増分を示す。

表 3-7 ガドリニア混合燃料棒の計算結果

	中心温度		内圧	応力	歪
	通常運転時	運転時の異常な 過渡変化時	通常運転時	運転時の異常な 過渡変化時	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) σ_{θ_i}	MPa				
円周方向 (外) σ_{θ_o}	MPa				
接 触 圧	MPa				
直径ギャップ	mm				
ボイド量	cm ³				
プレナム体積	cm ³				
クラック体積	cm ³				
FPガス放出率	%				
蓄積ガス量	moles				
内 圧	MPa				
歪	%				
被覆管物性値					
・縦弾性係数	MPa				
・ポアソン比					
・熱膨張率	mm/(mm・°C)				

* 歪の () 外は過渡変化時の値であり、() 内は通常運転時からの増分を示す。

3.3.3 燃料棒の温度評価結果

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

溶融点は、未照射状態における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 2,730°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 200°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 200°C を考慮し、2,600°C とする。以降燃焼に伴い 10,000MWd/t 当たり 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 200°C を考慮し、2,530°C とする。以降燃焼に伴い 10,000MWd/t 当たり 32°C の割合で低下するとする。

二酸化ウランペレットについては、燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、中心温度が最高となり、かつ、中心温度と制限値との差が最も小さくなる 1,200MWd/t である。この時点の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料中心温度を表 3-8 に示す。同表に示されるように、評価上最も厳しい中心温度でも制限値を十分に下回っている。また、燃料中心最高温度の燃焼度依存性は図 3-26 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通常の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表 3-8 に示すように制限値を十分に下回っている。

表 3-8 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	通常運転時 (41.1kW/m)	1,200	約 1,770	<	2,590
	運転時の異常な 過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,270		
カトリニア混 合燃料棒	通常運転時 (32.9kW/m)	10,000	約 1,730	<	2,490
	運転時の異常な 過渡変化時 (39.4kW/m)		約 1,990		

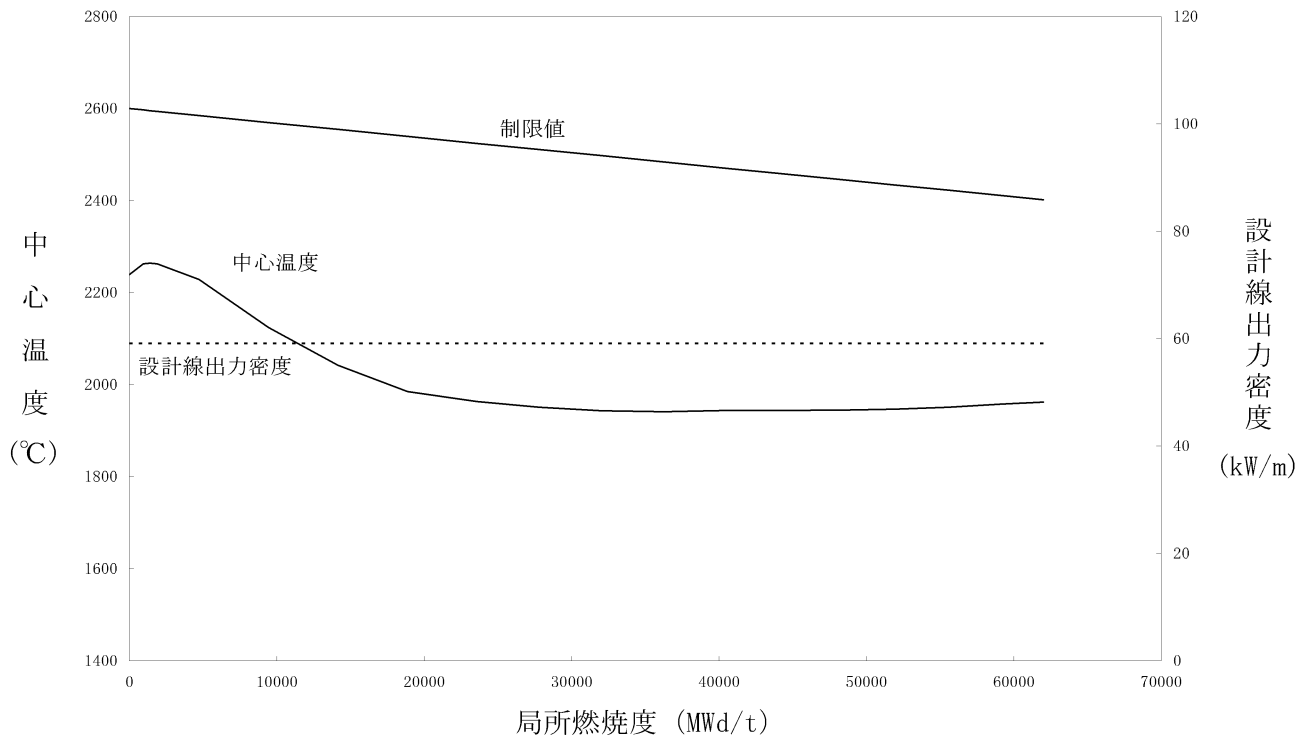


図 3-26 (1) 運転時の異常な過渡変化時における二酸化ウラン燃料中心最高温度の燃焼度依存性

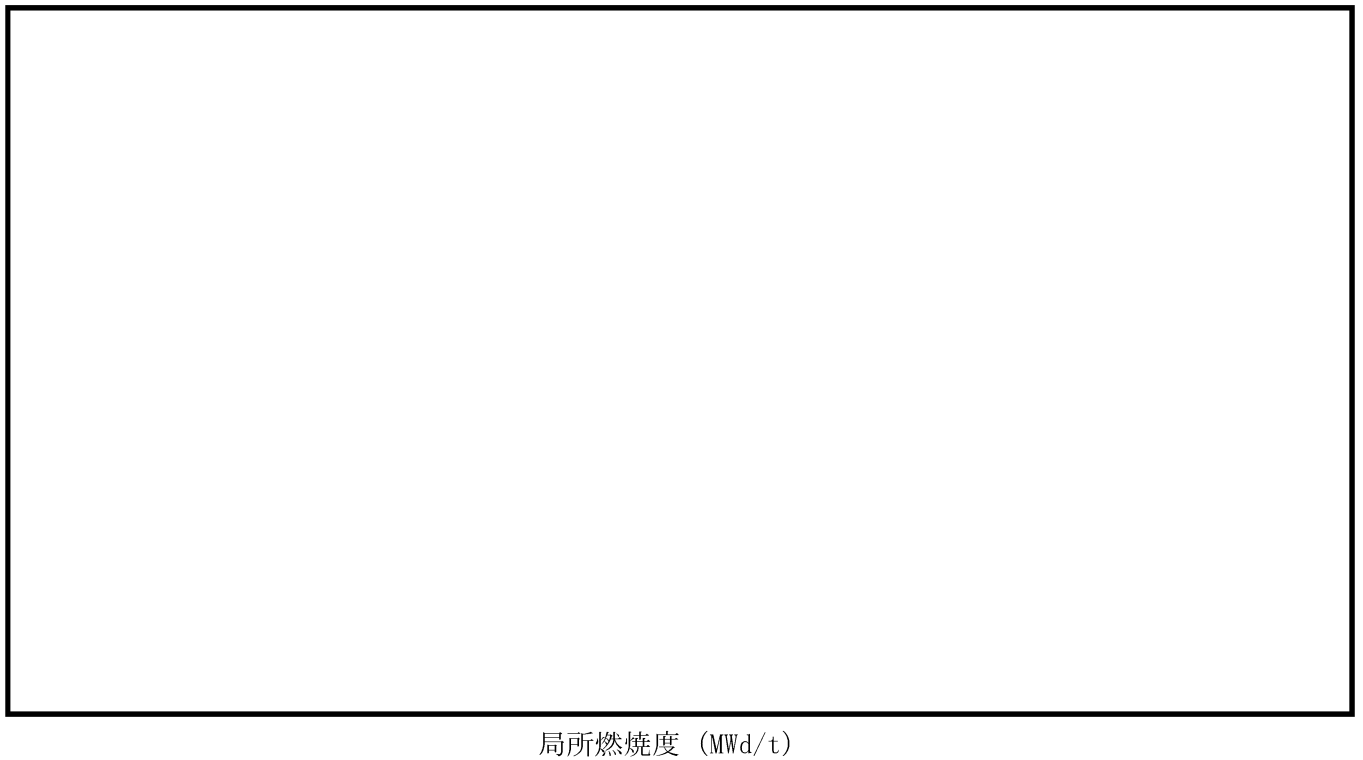


図 3-26 (2) 運転時の異常な過渡変化時におけるガドリニア混合燃料中心最高温度の燃焼度依存性

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、FINE 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及びFP ガス放出率を順次高くすることにより、内圧を高くした場合の計算を行い、このときペレットと被覆管のギャップ変化を求める。そして、ギャップが最小となる、あるいは、一旦閉じたギャップが開き始めるギャップを求めることにより、この時点での内圧を限界内圧とする。

限界内圧を一般化して求めるために、17×17 型燃料と 14×14 型(及び 15×15 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。

$$\text{限界内圧} = 19.7 \text{ MPa[abs]}$$

この値を判断基準として評価を行う。

(2) 内圧評価

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

最大内圧を示す燃料棒内圧に、燃料棒内圧が高くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確定性及び評価モデルの不確定性を考慮した結果を表 3-9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図 3-24に示したとおりである。

表 3-9 燃料棒内圧評価結果 (通常運転時)

(単位 : MPa[abs])

種 類	時 期	内 圧			設計基準	設計比 (注1)
		最確値	不確定性	合計		
二酸化ウラン燃料棒				15.6	≤19.7	0.79
ガドリニア混合燃料棒				17.2	≤19.7	0.87

(注1) 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

被覆管の応力評価は、体積平均相当応力を被覆管の耐力と比較することで行う。

体積平均相当応力とは、被覆管にかかる合応力を体積の重み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。

$$\sigma_{eff}(r) = \sqrt{\frac{(\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + (\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_r)^2}{2}} \dots\dots\dots (3-33)$$

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

$$\begin{aligned} \sigma_{eff} &= \frac{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 \sigma_{eff}(r) dz \cdot r d\theta \cdot dr}{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 dz \cdot r d\theta \cdot dr} \\ &= \frac{2 \int_{r_i}^{r_o} r \cdot \sigma_{eff}(r) dr}{(r_o^2 - r_i^2)} \dots\dots\dots (3-34) \end{aligned}$$

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

被覆管の材料であるジルカロイ-4 の耐力は、高速中性子照射によって増加するが、比較的短時間の照射で飽和する（資料 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 5.1.2.1 項参照）。従って、燃料寿命初期は未照射材の耐力と、またそれ以外の時点では、照射材の耐力と比較する。ここに、未照射材及び照射材の耐力基準値は、それぞれ耐力実績データに基づき、データのばらつきを考慮して導いた値（また、耐力基準値は被覆管温度の関数としている）を用いる。許容基準の求め方を図 3-27 に示す。

燃料寿命初期においては、被覆管とペレット間のギャップにより、被覆管には主に内外圧差による応力が発生するが、その値は小さい。燃焼が進むと被覆管は径方向内向きにクリープ変形（クリープダウン）し、ペレットはスエリングにより外径が増加し、ペレットと被覆管の接触が生じ被覆管応力が大きくなる。通常運転時におけるこのような被覆管とペレットの径変化を図 3-25 に示す。

被覆管応力評価では、内外圧差及びペレット－被覆管相互作用による応力、熱応力、水力振動による応力を考慮する。ここで、水力振動による応力は、3.2.2(5)c. 項により得られる応力を安全側に $\pm 0.6\text{MPa}$ としている。発生応力が厳しくなる運転時の異常な過渡変化時における評価結果を表 3-10 に示す。これより二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア混合燃料棒での被覆管応力はいずれも設計基準を満足している。

表 3-10 二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア混合燃料棒被覆管応力評価結果

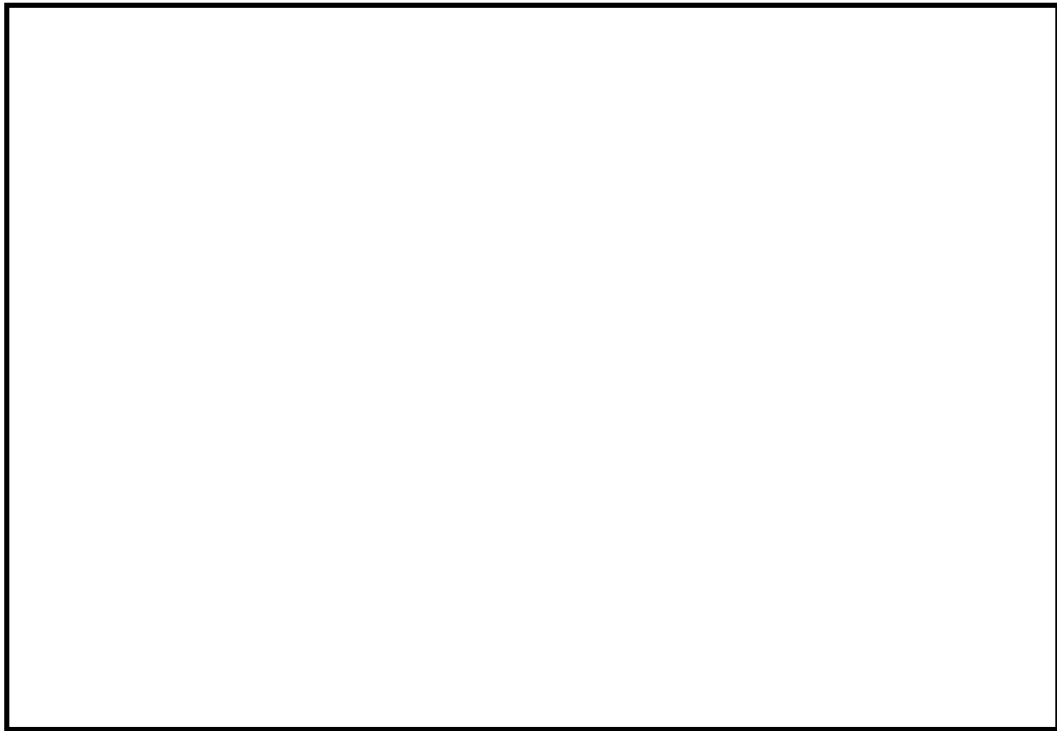
(単位：MPa)

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			ガドリニア混合燃料棒								
項目	応力成分		σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z					
	1. 内外圧差及び接触圧による応力	内面											
外面													
2. 熱応力	内面												
	外面												
3. 水力振動による応力	内外面	0							0	± 0.6	0	0	± 0.6
4. 合計応力 ^(*) 1+2+3	内面												
	外面												
評価時点													
体積平均相当応力 ^(*)													
被覆材耐力													
設計比 ^{(*)、(**)}								0.41			0.44		
		0.41			0.44								

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

(**) 設計基準（被覆材耐力）に対する評価値との比である。

耐
力
(MPa)



温 度 (°C)

図 3-27 被覆管の耐力

3.3.6 被覆管の歪評価結果

被覆管の内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材運転圧力より低いので、被覆管は運転中、内外圧差による圧縮荷重を受け、ペレットに接触するまでクリープにより徐々に径が減少する。ペレットとの接触は照射の最も進んだ燃料棒の高出力部で生じ、それ以後はペレットのスエリングにより被覆管の径は増加をはじめ、最終的にはスエリングによる膨張速度と接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。(図 3-25参照)

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

これに対して、運転時の異常な過渡変化時には、被覆管にはペレットと被覆管の接触後に引張歪が発生する。このため、応力評価と同様にペレットと被覆管の接触後引張歪は大きくなる。運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張歪の変化量は、表 3-11に示すとおり二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア混合燃料棒ともに設計基準1%以下を満足している。

表 3-11 運転時の異常な過渡変化時の引張歪評価結果

(単位：%)

種 類	時 期	歪	設計基準	設計比 ^(注1)
二酸化ウラン 燃料棒		0.26	≤ 1	0.26
ガドリニア混合 燃料棒		0.30	≤ 1	0.30

(注1) 設計基準値に対する評価値の比である。

3.3.7 被覆管の疲労評価結果

被覆管の累積疲労は燃料寿命中に想定される過渡条件を、1次系機器の設計過渡条件に基づいて3つに分類し、それぞれ [] 保守的に設定した表 3-12に示す年当たりの繰り返し回数に、炉内滞在期間を考慮して応力の繰り返し回数を設定し、表 3-13に示す評価手順により評価する。

ジルカロイ-4 被覆管の設計疲労曲線としては図 3-28を用いる。疲労評価の手順と結果を表 3-14及び表 3-15に示す。

各事象に対する損傷係数を合計した結果を表 3-16に示すが、両燃料棒とも設計基準 100%を満足している。

表 3-12 疲労評価に用いる繰り返し回数

(単位：回)

過渡条件の分類	年当たりの繰り返し回数	サイクル長さ [] 箇月運転 ^(注1) 当たりの繰り返し回数
起動・停止 (低温停止 ↔ 高温停止)	[]	(注2)
負荷追従を含む運転時出力変化 (高温零出力 ↔ 高温全出力)		
異常な過渡変化における原子炉トリップ ^(注3) (高温零出力 ↔ 過渡変化)		

(注1) 評価上の想定運転期間

(注2) 燃料寿命中の繰り返し回数

(注3) 燃料棒の線出力密度が最も増大する2事象（出力運転中の制御棒の異常な引き抜き及び1次冷却材中のほう素の異常な希釈事象）を想定し、かつ2事象の初期線出力が零出力にあるものと仮定することにより、保守的な評価としている。

表 3-13 疲労評価手順

①表 3-12に示した過渡条件（出力条件）での応力を計算する。

出力条件	径方向応力	周方向応力	軸方向応力
高温零出力 (起動)	σ_{r1}	$\sigma_{\theta1}$	σ_{z1}
高温全出力 (停止)	σ_{r2}	$\sigma_{\theta2}$	σ_{z2}

②応力の差を求め、最大の応力と最小の応力との応力変動に対する片振幅 S_{alt} を求める。

出力条件	径方向応力－ 周方向応力	周方向応力－ 軸方向応力	軸方向応力－ 径方向応力
高温零出力 (起動)	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta1}$	$\sigma_{\theta1} - \sigma_{z1}$	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$
高温全出力 (停止)	$\sigma_{r2} - \sigma_{\theta2}$	$\sigma_{\theta2} - \sigma_{z2}$	$\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$
最大の応力 S_{max}	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta1}$ と $\sigma_{r2} - \sigma_{\theta2}$ の うち大きい方	$\sigma_{\theta1} - \sigma_{z1}$ と $\sigma_{\theta2} - \sigma_{z2}$ の うち大きい方	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$ と $\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$ の うち大きい方
最小の応力 S_{min}	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta1}$ と $\sigma_{r2} - \sigma_{\theta2}$ の うち小さい方	$\sigma_{\theta1} - \sigma_{z1}$ と $\sigma_{\theta2} - \sigma_{z2}$ の うち小さい方	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$ と $\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$ の うち小さい方

$$S_{alt} = \frac{1}{2} (S_{max} - S_{min})$$

③図 3-28に示した設計疲労曲線よりある期間 i における許容繰返し回数 N_i を求める。

④表 3-12に示した繰返し回数 n_i と上記の許容繰返し回数 N_i との比

$\left(\frac{n_i}{N_i}\right)$ を求め各過渡条件ごとに合計 $\left(\sum \frac{n_i}{N_i}\right)$ し、さらにこれらの値の和（累積損傷

係数）が設計基準を満足することを確認する。

表 3-14 (1) 二酸化ウラン燃料棒被覆管の疲労評価

(単位：MPa)

燃焼時点	出力	主 応 力						主 応 力 差					
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$	
		内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面
寿命初期	低温停止		-0.1										
	高温停止		-15.5										
						S_{max}							
						S_{min}							
						S_{alt}							
					N								
					n =								
					n/N%								

S_{max} : 最大応力

S_{min} : 最小応力

S_{alt} : 応力変動の片振幅

N : 許容繰り返し回数

n : 応力繰り返し回数

n/N : 損傷係数

表 3-14 (2) 二酸化ウラン燃料棒被覆管の疲労評価

(単位：MPa)

燃焼時点	出力	主 応 力						主 応 力 差							
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$			
		内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面		
サイクル1 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>											
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5												
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}							
	S_{min}														
	S_{alt}														
N															
$n =$ <input type="text"/>	$n/N\%$														
サイクル2 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>											
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5												
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}							
	S_{min}														
	S_{alt}														
N															
$n =$ <input type="text"/>	$n/N\%$														
サイクル3 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>											
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5												
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}							
	S_{min}														
	S_{alt}														
N															
$n =$ <input type="text"/>	$n/N\%$														

表 3-14 (3) 二酸化ウラン燃料棒被覆管の疲労評価

(単位：MPa)

燃焼時点	出力	主 応 力						主 応 力 差					
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$	
		内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面
サイクル1 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
	過渡変化	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
						S_{max}							
						S_{min}							
					S_{alt}								
					N								
					n = <input type="text"/>	n/N%							
サイクル2 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
	過渡変化	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
						S_{max}							
						S_{min}							
					S_{alt}								
					N								
					n = <input type="text"/>	n/N%							
サイクル3 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
	過渡変化	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
						S_{max}							
						S_{min}							
					S_{alt}								
					N								
					n = <input type="text"/>	n/N%							
累 積 損 傷 係 数 %													

表 3-15 (1) ガドリニア混合燃料棒被覆管の疲労評価

(単位：MPa)

燃焼時点	出力	主 応 力						主 応 力 差					
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$	
		内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面
寿命初期	低温停止		-0.1										
	高温停止		-15.5										
						S_{max}							
						S_{min}							
						S_{alt}							
					N								
					n =								
					n/N%								

S_{max} : 最大応力

S_{min} : 最小応力

S_{alt} : 応力変動の片振幅

N : 許容繰り返し回数

n : 応力繰り返し回数

n/N : 損傷係数

表 3-15 (2) ガドリニア混合燃料棒被覆管の疲労評価

(単位：MPa)

燃焼時点	出力	主 応 力						主 応 力 差							
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$			
		内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面		
サイクル1 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>											
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5												
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}							
	S_{min}														
	S_{alt}														
N															
$n =$ <input type="text"/>	$n/N\%$														
サイクル2 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>											
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5												
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}							
	S_{min}														
	S_{alt}														
N															
$n =$ <input type="text"/>	$n/N\%$														
サイクル3 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>											
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5												
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}							
	S_{min}														
	S_{alt}														
N															
$n =$ <input type="text"/>	$n/N\%$														

表 3-15 (3) ガドリニア混合燃料棒被覆管の疲労評価

(単位：MPa)

燃焼時点	出力	主 応 力						主 応 力 差					
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$	
		内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面
サイクル1 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
	過渡変化	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
						S_{max}							
						S_{min}							
						S_{alt}							
					N								
					n = <input type="text"/>								
					n/N%								
サイクル2 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
	過渡変化	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
						S_{max}							
						S_{min}							
						S_{alt}							
					N								
					n = <input type="text"/>								
					n/N%								
サイクル3 末 期	高温零出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
	過渡変化	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>									
						S_{max}							
						S_{min}							
						S_{alt}							
					N								
					n = <input type="text"/>								
					n/N%								
累 積 損 傷 係 数 %													

表 3-16 被覆管の疲労評価結果

(単位：%)

種 類	累積損傷係数	設計基準	設計比 ^(注1)
二酸化ウラン 燃料棒	5 ^(注2)	≤100	0.05
ガドリニア混合 燃料棒	6 ^(注3)	≤100	0.06

(注1) 設計基準値に対する評価値の比である。

$$(注2) \sum \frac{n_i}{N_i} = \boxed{} = 4.05\%$$

$$(注3) \sum \frac{n_i}{N_i} = \boxed{} = 5.16\%$$

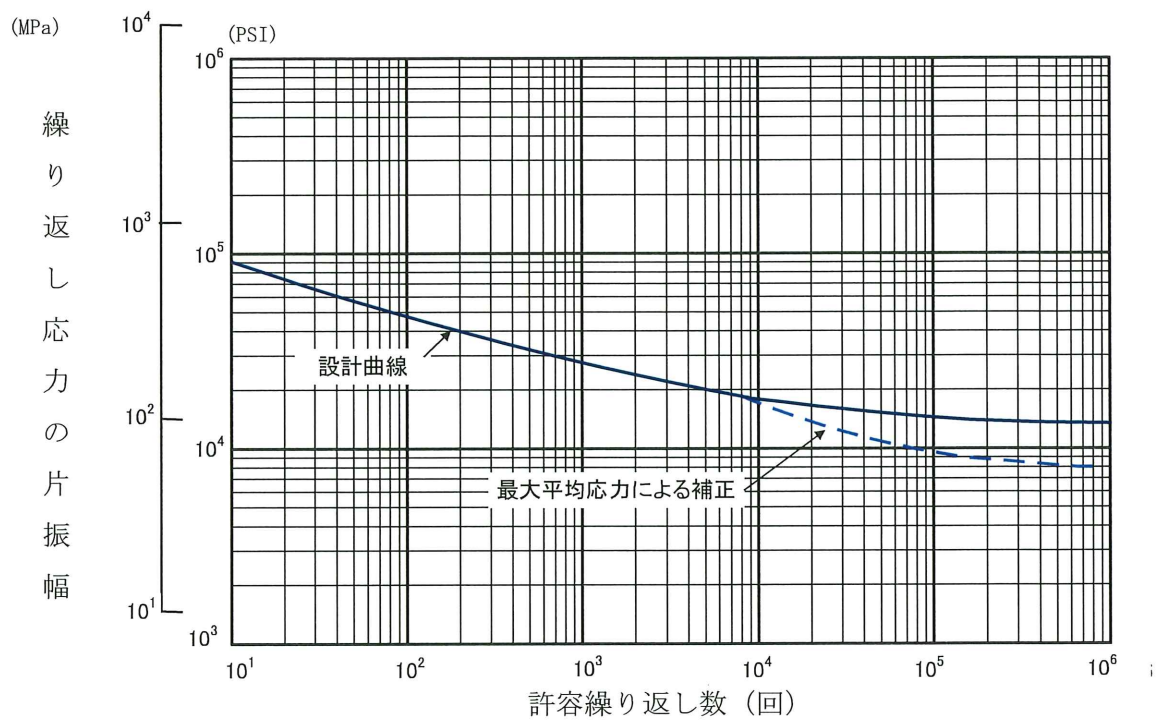


図 3-28 ジルカロイ-4 の設計疲労曲線⁽⁴⁴⁾

3.4 その他の考慮事項

(1) 燃料棒曲がり評価⁽⁴⁵⁾

燃料集合体の制御棒案内シム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、制御棒案内シムプルには逆に引張力が作用する。

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

これらによって生じる燃料棒曲がりに伴う燃料棒間ギャップの減少や燃料棒同士の接触により、被覆管表面温度上昇や燃料棒同士のフレットング摩耗等の曲がり燃料棒健全性（後述の 3.4(1)a. 項に示す）や炉心性能（DNB 評価、後述の 3.4(1)b. 項に示す）に影響を及ぼすため、燃料棒曲がりについて考慮する必要がある。

図 3-29に燃料棒にかかる圧縮力と曲がりの関係を示す。燃料棒の曲がりモデルは、燃料棒と制御棒案内シムプルの照射成長の違い及び支持格子の燃料棒拘束力に依存して発生した軸圧縮力により、燃料棒曲がりが初期曲がりより拡大していくモデルとしている。

ここで、支持格子の燃料棒拘束力は照射によって緩和するため、上記圧縮力は燃焼とともに小さくなることを考慮している。拘束力の照射による緩和実績を図 3-30に示す。

燃料集合体の燃料棒間隔の閉塞割合を図 3-31に示す。

a. 接触時の曲がり燃料棒の健全性

前述の燃料寿命末期の予測曲がり量（チャンネル閉塞割合）から、燃料寿命末期における接触チャンネル数を求めると、1チャンネル以下となる。

仮に接触に至るチャンネルが生じるとした場合の評価結果を以下に示す。

(a) 被覆管表面温度の上昇の検討

燃料棒曲がりによる燃料棒間ギャップの減少に伴って、強制対流領域では、熱伝達は悪くなり、被覆管表面温度は上昇する。表面温度が前述の式(3-12)に示す Thom の式より得られる温度に達すると局所沸騰が始まる。

局所沸騰の間は、これ以上に曲がりが大きくなっても、被覆管表面温度は上昇しない。

図 3-32に燃料棒間のギャップの大きさと被覆管表面温度についての計算例を示す。

前述の式(3-12)から局所沸騰時の被覆管表面温度は、1次冷却材飽和温度+数℃となり、腐食、水素吸収への影響は小さいと考えられる。

(b) 燃料棒同士のフレットング摩耗の検討

イ. 燃料棒が曲がりによって接触に至った場合、水力振動に基づく燃料棒相互間の相対運動によるフレットング摩耗が問題となる。

安全側に燃料棒の相互干渉が生じている期間を 時間としても、燃料棒同士の接触による摩耗量は、被覆管肉厚の %以下である。従って摩耗の進行は緩慢でかつ程度も小さく、このメカニズムによる燃料破損は生じないと考えられる。

ロ. 仮に、このメカニズムで破損が生じたとしても、次の点から破損の伝播は防護されている。

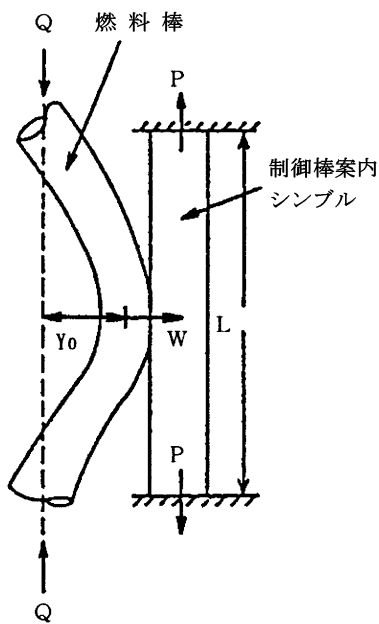
- ・燃料棒同士の接触の確率は小さい。
- ・フレットング摩耗の進行は緩慢で、ほかの原因による燃料破損と同様に、1次冷却材放射能レベルの監視が可能であり、必要な場合に適切な処置を取り得る時間的な余裕があること。

(c) 燃料棒曲がり制御棒案内シンプルに及ぼす影響

燃料棒の曲がりにより、制御棒案内シンプルと燃料棒が接触に至った場合に、制御棒案内シンプルが受ける影響を検討し、制御棒クラスタ挿入の機能について評価した。

イ. 熱膨張差により生じる制御棒案内シンプルの弾性的な変位の検討

燃料棒—制御棒案内シンプルが接触状態にあり、燃料棒が支持格子で拘束された状態で、更に熱膨張差により燃料棒の弾性的な曲がりが増大する場合、制御棒案内シンプルに変位が伝達される。



左図に示す体系で、安全側に燃料棒が支持点で回転自由であり、曲がり形状が、放物線であると仮定すると、固定端の条件にある制御棒案内シンプルの変位は、約 mm 以下となる。

ここで、

- P : 引張力
- W : 接触力
- Q : 軸圧縮力
- L : 制御棒案内シンプル長さ
- Y₀ : 曲がりによる燃料棒の変位

ロ. 接触による制御棒案内シンプルクリープ変形量の検討

燃料棒と制御棒案内シンプルが接触状態にある場合、運転時制御棒案内シンプルに接触力及び引張力が働くが、これによって制御棒案内シンプルがクリープ変形する可能性がある。

イ. 項と同様の体系で、制御棒案内シンプルに接触力W及び引張力Pが加わった場合のスパン中央のクリープ変形量を求めると 時間で約 mm 以下となる。

ハ. 制御棒クラスタ挿入機能

イ. 項、ロ. 項で検討した結果、弾性的な変位は約 mm 以下、クリープ変形量は接触期間 時間で約 mm 以下となり、制御棒と制御棒案内シンプルクリアランス (mm) に比べて小さい。

従って、制御棒クラスタ挿入に対して影響を与えないと考えられる。

b. 燃料棒曲がりの炉心性能に及ぼす影響（DNB 評価）

燃料棒曲がり DNB 試験結果から、接触曲がり DNB ペナルティ δ_{contact} 及び 85% 曲がり DNB ペナルティ $\delta_{\text{pb}, 85}$ が求められる。

部分曲がりに対する DNB ペナルティは、図 3-33 に示すように原点と $\delta_{\text{pb}, 85}$ と δ_{contact} を直線で結んだもので与えられる。

一方、図 3-31 は、曲がり最大になるクリティカルスパンでの 0.3% タイル曲がり^(注1)を表しているが、これから標準偏差 σ_c が次のように求まる。

$$\sigma_c = \frac{Y_{0.3}}{2.75} \dots\dots\dots (3-35)$$

これより、95% 確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は、

$$\Delta C_{95} = 1.645 \sigma_c \text{ で与えられる。}$$

ΔC_{95} が 0.85 より小さければ、95% 確率の DNB ペナルティ δ_{95} は

$$\delta_{95} = \frac{\Delta C_{95}}{0.85} \delta_{\text{pb}, 85} \dots\dots\dots (3-36)$$

で与えられ、また、0.85 より大きい場合には

$$\delta_{95} = \delta_{\text{pb}, 85} + \frac{\Delta C_{95} - 0.85}{1 - 0.85} \times (\delta_{\text{contact}} - \delta_{\text{pb}, 85}) \dots\dots\dots (3-37)$$

で与えられる。

本申請の燃料集合体を装荷する原子炉に関する評価結果を表 3-17 に示す。同表より明らかのように、DNB ペナルティは熱設計上の余裕の範囲内にある。

(注1) それよりも大きな曲がり全体が 0.3% に相当する閉塞割合

表 3-17 燃料棒曲がり炉心性能に及ぼす影響 (DNB 評価結果)

標準偏差 σ_c は図 3-31 より次のように求まる。

$$\sigma_c = \frac{Y_{0.3}}{2.75} = \frac{\boxed{}}{2.75} = \boxed{}$$

これより 95% 確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は次のように求まる。

$$\begin{aligned} \Delta C_{95} &= 1.645 \sigma_c \\ &= 1.645 \times \boxed{} = \boxed{} \end{aligned}$$

ここで、

$$\begin{aligned} \delta_{pb,85} &= \boxed{} \\ \delta_{95} &= \frac{\boxed{}}{0.85} \times \boxed{} = 0.037 \end{aligned}$$

となる。

[評価結果]

1. 燃料棒曲がり DNB ペナルティ (δ_{95})	3.7%
2. 熱設計上の DNB 余裕 (注1)	11.8%

(注1) DNB 余裕は次式における F_{DNBR}^M により考慮している。

$$\text{DNB 余裕} = (1 - F_{DNBR}^M) \times 100$$

$$\text{MDNB} = \text{DNBR}_{\text{NOM}} \times F_{DNBR}$$

$$F_{DNBR} = F_{DNBR}^U \times F_{DNBR}^M$$

MDNBR : 最小 DNBR

DNBR_{NOM} : DNBR 最確値

F_{DNBR} : DNBR 乗数 (0.75)

F_{DNBR}^U : DNBR 不確定性因子

F_{DNBR}^M : DNBR 余裕

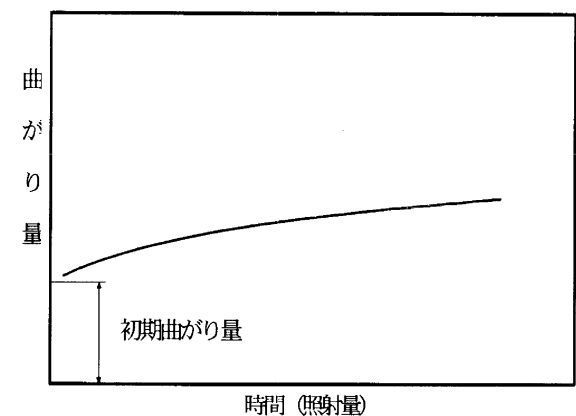
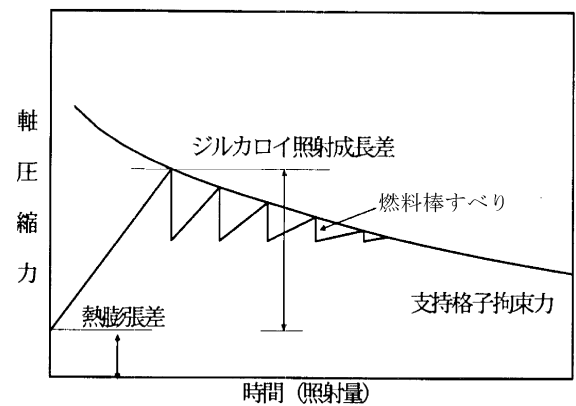
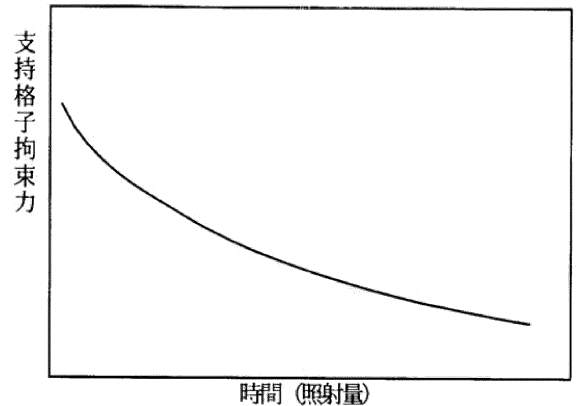
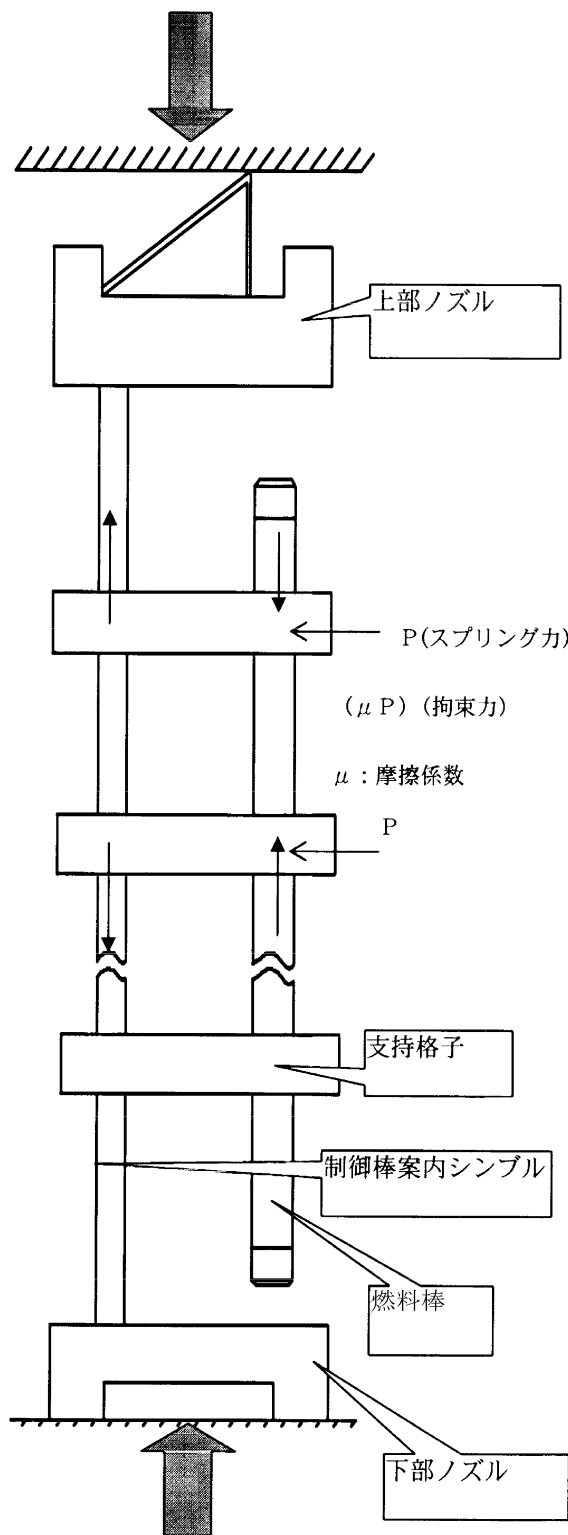


図 3-29 燃料棒にかかる圧縮力と曲がり

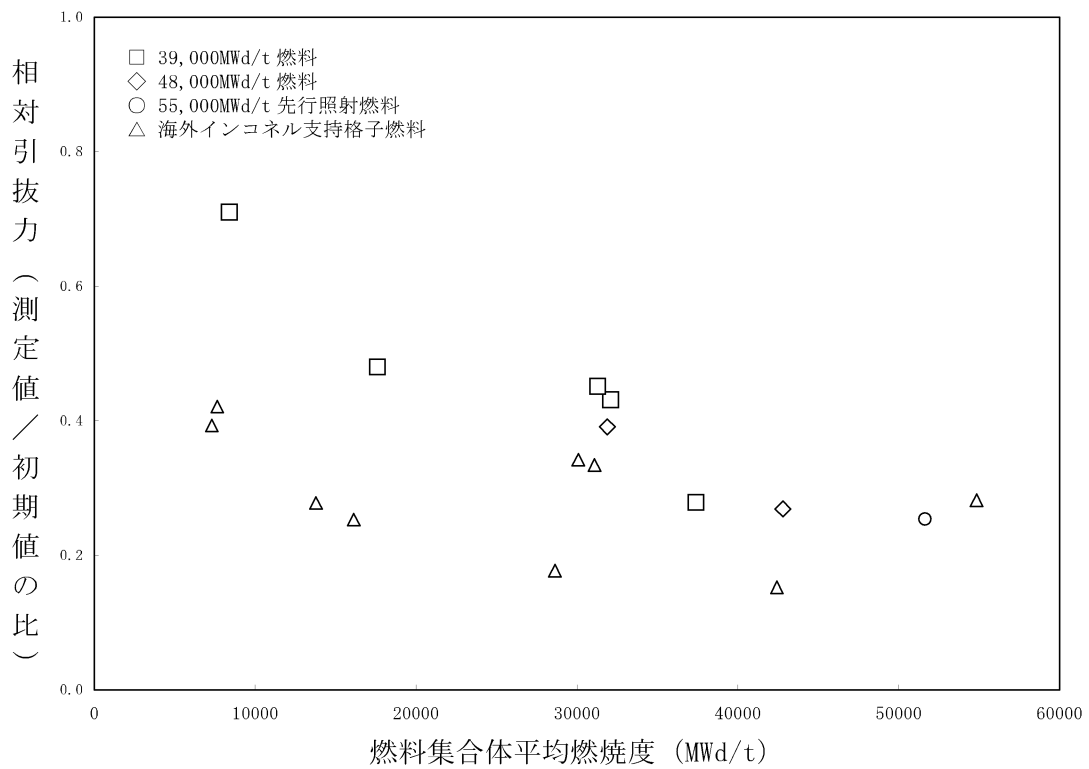


図 3-30 拘束力の照射による緩和実績

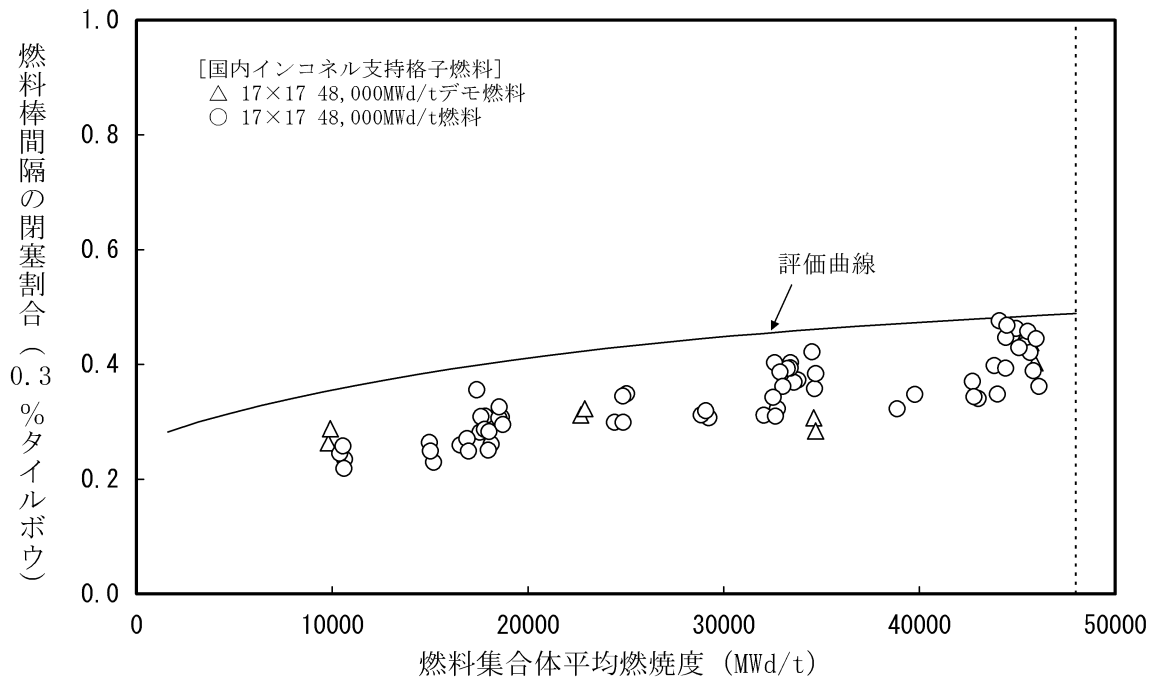


図 3-31 燃料棒（17×17、9 支持格子）間隔の閉塞割合⁽¹⁶⁾

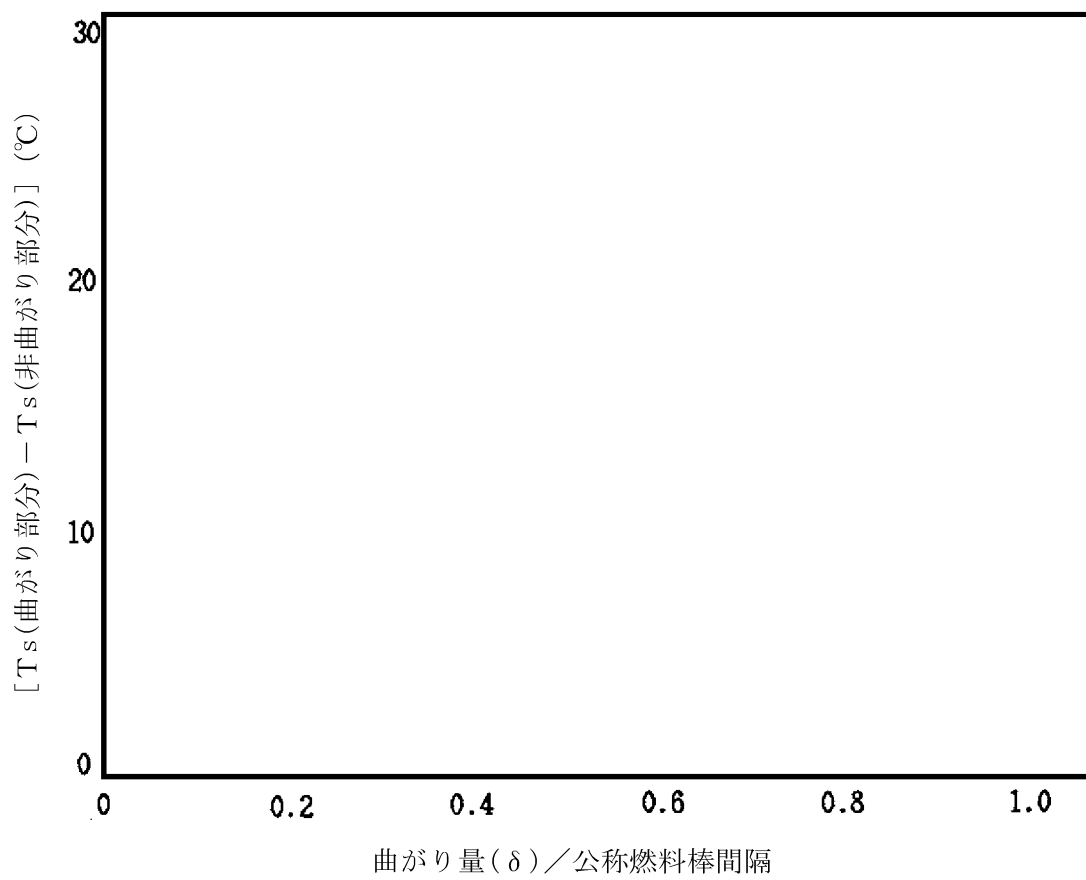
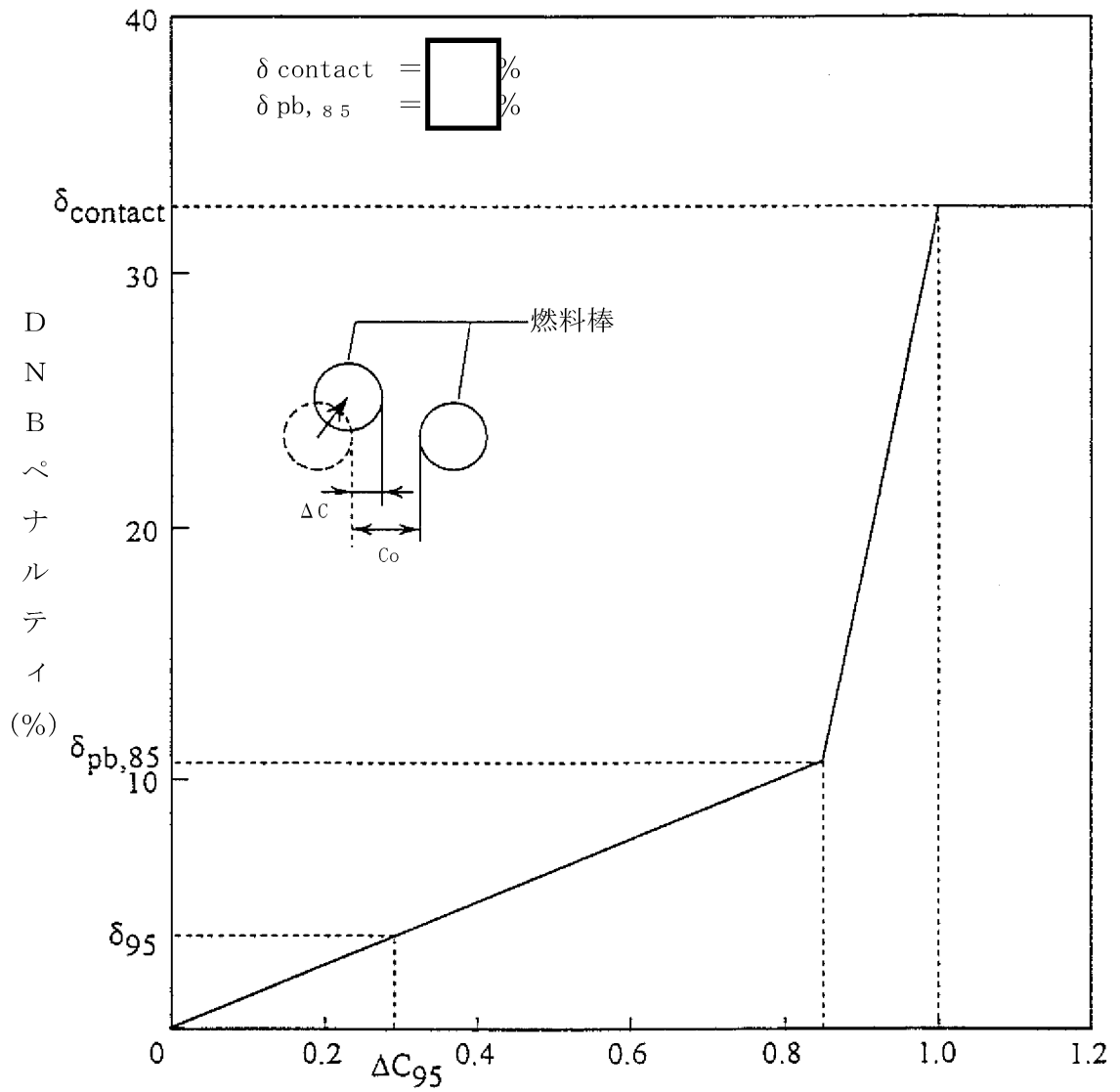


図 3-32 曲がり部分の DNB 以前の被覆管表面温度



燃料棒間投影クリアランス減少量、 $\Delta C/C_0$

図 3-33 DNB ペナルティと燃料棒間投影クリアランス減少量の関係

(2) トータルギャップ評価

a. 燃料集合体の伸び

燃料集合体は、制御棒案内シンプルの照射成長によって伸びる。それとともに、燃料棒と制御棒案内シンプルとの製造方法の違いによる照射成長の差が生じることから、制御棒案内シンプルには燃料棒から支持格子の拘束力に応じた軸方向の引張力が働く。この引張力により、シンプルに発生する照射クリープ伸びが永久変形となることによって、更に燃料集合体の伸びが増加する。従って、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、国内燃料の実績を図 3-34に示す。

設計においては、48,000MWd/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、48,000MWd/t までの燃料集合体の伸びは析出硬化型ニッケル基合金（以下、「718 合金」と称する。なお、718 合金のうち支持格子の材料は「インコネル-718」と称する。）支持格子燃料集合体の伸びの実績データに基づく最確評価にばらつきを考慮して評価している。

b. 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隙

燃料棒と上部及び下部ノズルとの間隔の合計（以下、「トータルギャップ」と称する。）は、燃料棒の照射成長による伸びが燃料集合体の伸びよりも大きいために、燃焼とともに減少する。従って、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、国内燃料の実績を図 3-35に示す。

設計においては、燃料集合体で 48,000MWd/t まで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及び下部ノズルとの軸方向ギャップを設定している。

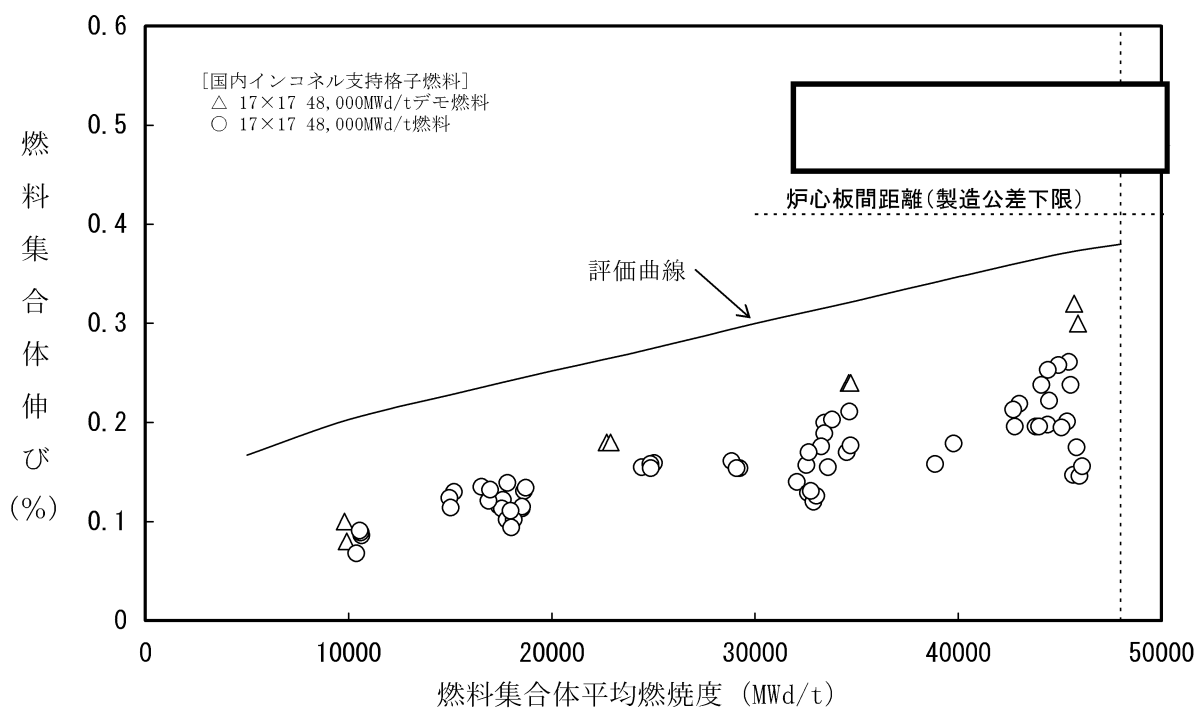


図 3-34 燃料集合体伸び

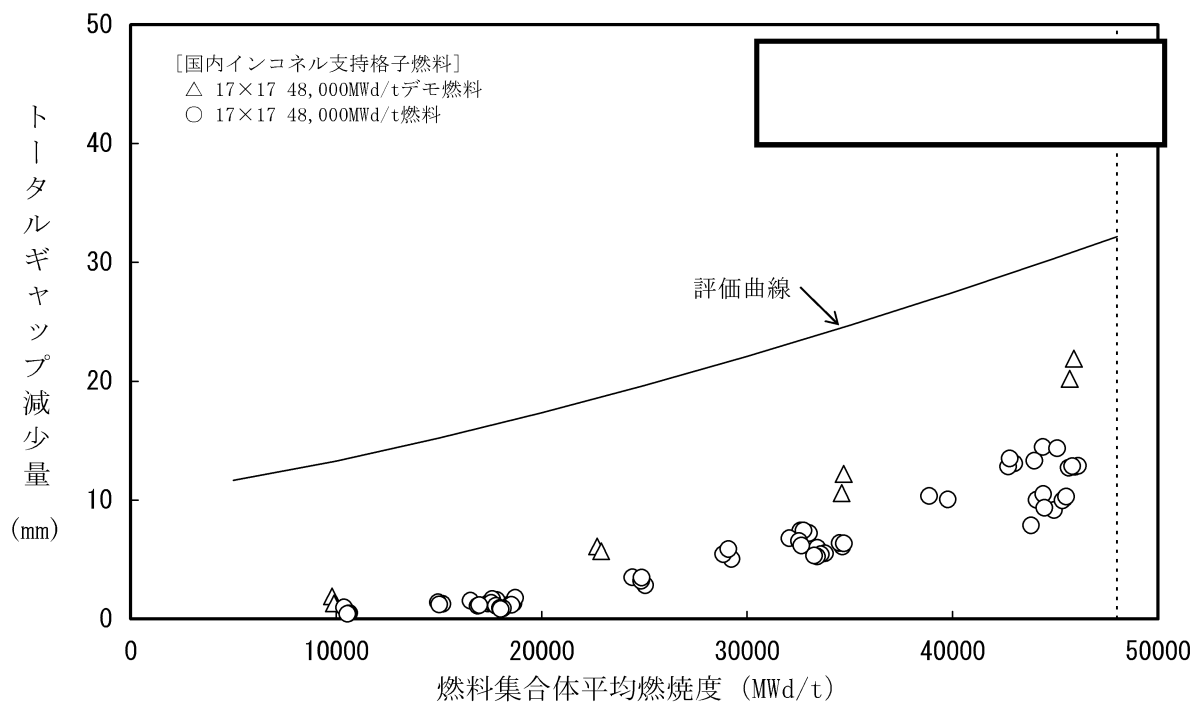


図 3-35 トータルギャップ減少量

(3) 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。

(4) フレッチング摩耗評価

フレッチング摩耗は、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。

流水試験結果によると、ジルカロイ-4被覆管とインコネル-718支持格子の間でのフレッチング摩耗は、燃料寿命末期での支持格子ばね力においても発生しないが、それ以下あるいはばね力がない場合にはわずかながら発生していることを確認している。この試験結果を基に、全寿命を4サイクルとし、評価上はサイクル1のばね力を [] に、また、サイクル2、3、4のばね力を [] と安全側に仮定して被覆管の摩耗減肉量を求めると、終 [] mm であり被覆管肉厚の10%より小さいことから、被覆管の健全性は確保される。

(5) 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（国産）、ウラン燃料（輸入））とB型燃料集合体（ウラン燃料（国産）、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料））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。従って、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、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^(注1)にあることを確認している。

(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は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17×17型A型55GWd/t燃料の漏えいの推定要因として、炉心流速の大きい17×17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

(注1) 中間部支持格子位置ずれは、A型とB型の位置ずれは、最大約 mm、B型とB型の位置ずれは最大約 mmとなる可能性がある。なお、最下部支持格子位置ずれは約 mmである。

- 炉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ティング摩耗が発生したのに対して、本申請の燃料集合体を含む混在炉心については、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、問題ないと考える。

- A型燃料集合体、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 17×17 型 3 ループ炉心の流速は、17×17 型 4 ループ炉心より小さい。

以上のとおり、17×17 型 4 ループ炉心の A 型 55Gwd/t 燃料では、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く、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 mm 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

A型燃料集合体とB型燃料集合体は被覆管肉厚及びペレット径がわずかに異なる。少数群定数計算コードによる計算では、この構造上の差異を考慮しており、炉心計算コードを用いてA型燃料集合体とB型燃料集合体の混在炉心の核特性が問題のないことを確認している。

ここではこれらの計算コードの計算モデルに含まれていない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。

従って、炉心を構成する燃料の間で最大となる位置ずれは、燃料棒がオンボトムの状態になったA型燃料集合体と、製造時の状態のA型燃料集合体との間の約 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、反応度変化は約 %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等燃料集合体各部の圧力損失差が存在する場合には混在による DNB ペナルティを評価する必要があるが、DNB ペナルティは最大でも 2.7% であることを確認しており、燃料棒曲がりによる DNB ペナルティを考慮しても設計上の DNB 余裕 12% より小さく問題ない。

従って、混在炉心において、設計の異なる燃料が隣接した場合においても DNBR への影響はない。

4. 燃料集合体の強度計算

4.1 燃料集合体の設計基準

燃料集合体は、輸送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表 4-1 及び表 4-2 に示す。

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

表 4-1 輸送及び取扱い時の燃料集合体の評価項目

(軸方向荷重に対する評価、設計荷重=6G)

構成部品	考慮点	材料	応力 ^(注1)	許容値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	上部及び下部ノズルの応力評価を行う。	ステンレス鋼	$P_m + P_b$	$1.5 S_m$
上部ノズル— 制御棒案内シン ブル結合部	荷重分布を考慮し、 拡管部、溶接部及び スリーブの強度評価 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 ブル結合部	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	—	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 ブル	荷重分布を考慮し、 応力評価を行う。	ジルカロイ-4	P_m	S_m

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

構成部品	考慮点	材料	応力 ^(注1)	許容値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	スクラム時の衝撃力	ステンレス鋼	$P_m + P_b$	$1.5 S_m$
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_m ^(注2)	S_m
	運転時荷重			
上部ノズル押え ばね	機械設計流量時	718 合金	—	燃料集合体の浮き上がり防 止のための必要ばね力
	ポンプオーバースピ ード時		—	上部ノズル押えばねの塑性 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 : 1次応力 (一般膜応力)

P_b : 1次応力 (曲げ応力)

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

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

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

4.2 燃料集合体強度評価方法

4.1 項で述べた設計基準に従って強度評価を行う。以下にこれら評価方法の概要を述べる。

また、図 4-1 に燃料集合体強度評価流れ図を示す。

燃料集合体の強度評価においては、燃料輸送及び取扱い中に加わる 6G の設計荷重及び通常運転時並びに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 5.2.2 項及び 7.2 項参照) また、718 合金は高速中性子照射により耐力は増加し、引張強さはわずかに変化する。(資料 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 項参照) これらより燃料集合体の健全性評価は、安全側に未照射材の強度を用いる。

なお、評価に使用する解析コードは「ANSYS Ver. 10.0」及び「ANSYS Ver. 11.0」(以下、「ANSYS」と称する。)である。評価に用いる解析コード「ANSYS」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、取扱いクレーンによる荷重はクレーンが燃料集合体を吊り上げたときに上部ノズルに引張荷重が加わり、着底したときに下部ノズルに圧縮荷重が加わるが、荷重の大きさは使用されるクレーンの特性で決まり、3~4G 以下である。

以上を考慮して、設計荷重は 6G を設定し評価している。ただし、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、燃料輸送及び燃料取扱い時で、上述のように荷重の加わり方が異なるため、それぞれの荷重条件を考慮し、有限要素法にて最大応力を ANSYS コードを用いて評価する。

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

(2) 上部ノズルスリーブ制御棒案内シムブル結合部強度評価

上部ノズルスリーブ制御棒案内シムブル拡管部、上部ノズル-上部ノズルスリーブ溶接部及び上部ノズルスリーブに加わる荷重を評価する。

(3) 支持格子－制御棒案内シンプル結合部強度評価

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

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

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

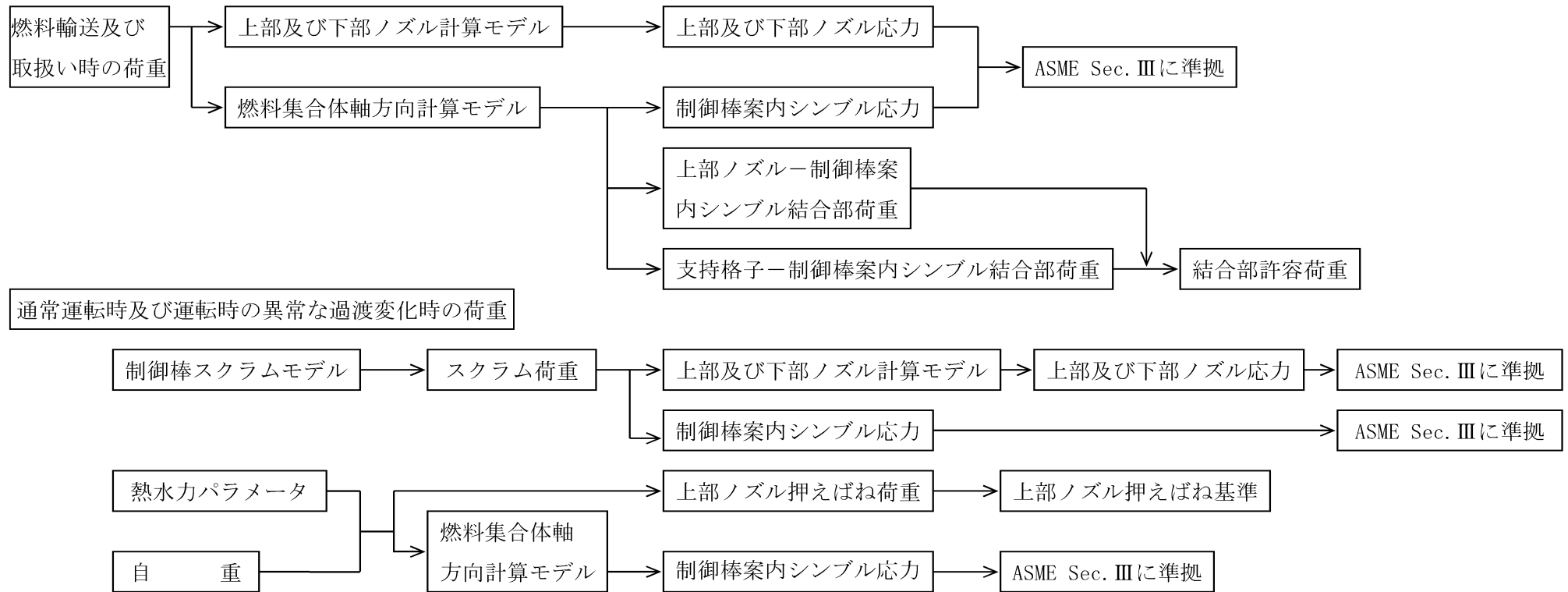


図 4-1 燃料集合体強度評価流れ図

4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における応力評価

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

スクラム時の荷重としては、

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

従って、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評価を行う。図 4-3に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及び下部ノズルで□%、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。

(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

(2) 上部ノズル押えばねの機能評価

上部ノズル押えばねに要求される機能は次のとおりである。

- a. 機械設計流量に対して、燃料集合体の浮き上がりを防止する。
- b. 運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード^(注1)条件で、上部ノズル押えばねの塑性変形は進行しない。

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、上部ノズル押えばねの健全性を評価する。

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

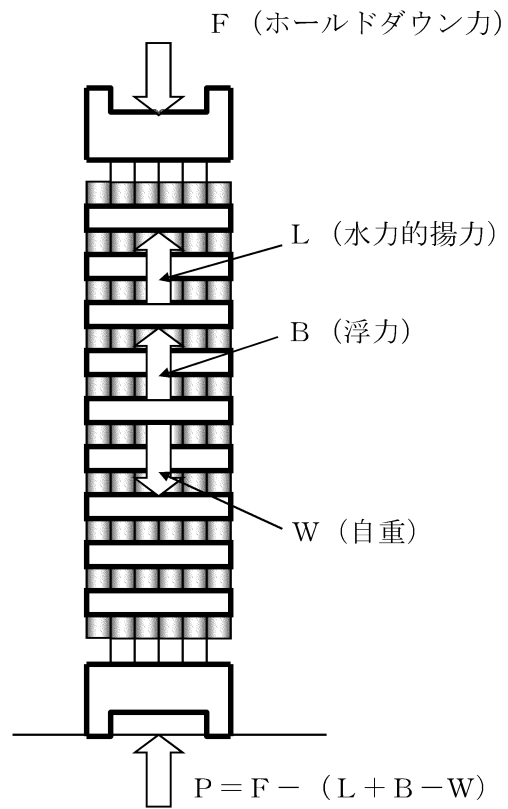


図 4-2 通常運転時荷重

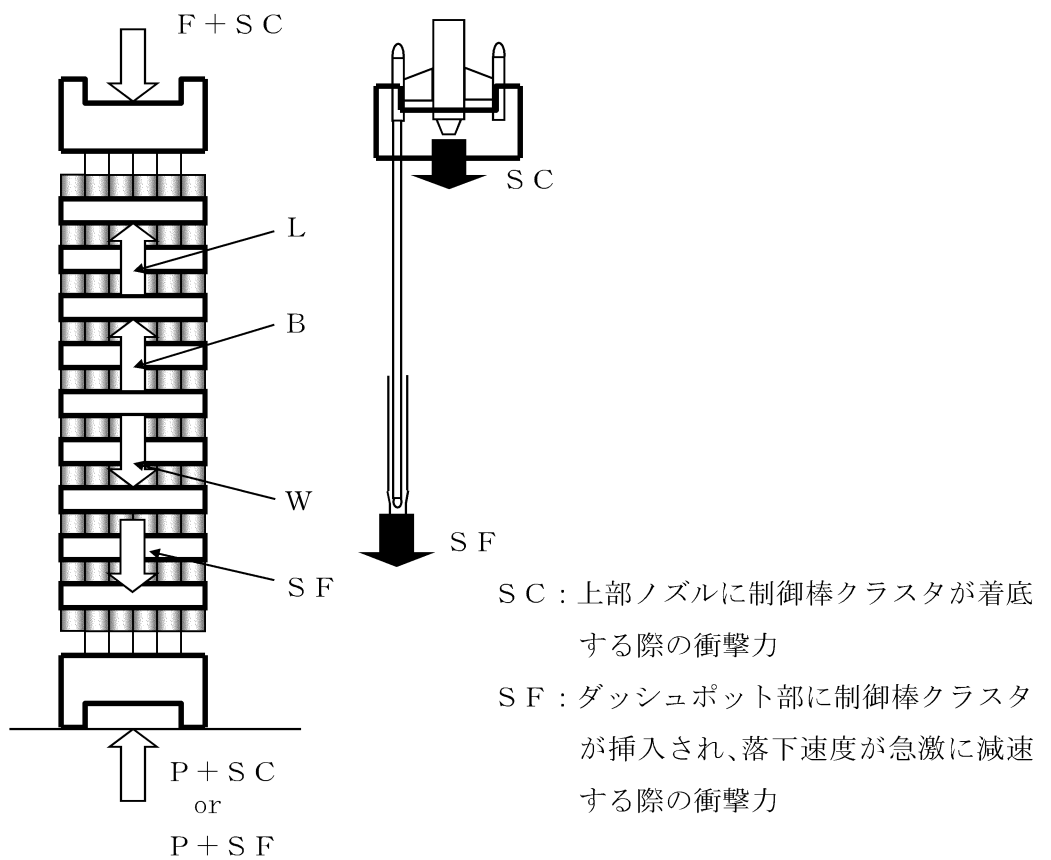


図 4-3 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時荷重

4.3 強度評価結果

4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

表 4-3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中央部の水抜き穴間隔が狭い部位で発生し、下部ノズルの最大応力は下部ノズルプレートの内側で発生するが、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

表 4-3に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は外周コーナー位置にある上部ノズルスリーブで発生するが、永久変形は生じない。

(3) 支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

表 4-3に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は外周コーナー位置にある上部支持格子拡管結合部で発生するが、永久変形は生じない。

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

表 4-3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。最大応力は外周コーナー位置にある上部ノズルスリーブと上部支持格子スリーブ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 MPa と耐力（約 MPa）に比べ十分小さい。また、支持格子のばねに作用する荷重は約 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 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。

表 4-3 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 ^(注1)	
上 部 ノ ズ ル			0.79	
下 部 ノ ズ ル			0.75	
上部ノズルー制御棒 案内シンプル結合部			^(注2)	^(注3) 0.74 ^(注4)
支持格子ー制御棒案 内シンプル結合部			^(注2)	^(注3) 0.45 ^(注4)
制御棒案内シンプル				0.83

(注1) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注2) 最大荷重 (N)

(注3) 許容荷重 (N)

(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表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

b. 下部ノズル

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

c. 制御棒案内シンプル

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

また、通常運転時の荷重に対する応力を評価した。ダッシュポット部の応力評価結果を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

なお、2 次応力を考慮しても、制御棒案内シンプルに生じる最大応力は許容応力よりも小さいことを確認している。

(2) 上部ノズル押えばねの機能評価

燃料寿命初期の低温起動時及び高温全出力時の評価結果を表 4-5 に示す。それぞれの場合に上部ノズル押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 でも、燃料集合体は浮き上がらず、上部ノズル押えばねの機能は損なわれない。

表 4-4 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の応力評価結果

(単位：MPa)

	最大応力	許容応力	設計比 ^(注1)
上部ノズル			0.21
下部ノズル ^(注2)			0.34
制御棒案内シムブル ^(注2) ダッシュポット部			0.46
制御棒案内シムブル ^(注3) ダッシュポット部			0.05

(注1) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注2) 制御棒案内シム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) 制御棒案内シムブルに対する通常運転時の応力。

表 4-5 上部ノズル押えばね評価結果

(単位：N)

	上部ノズル押えばねに要求される力 ^(注1)	上部ノズル押えばね力	評価	設計比 ^(注2)
低温起動時			浮き上がらない。	0.72
高温全出力時			浮き上がらない。	0.32
ポンプオーバー スピード時 (高温)			浮き上がらない。	0.98

(注1) 水力的揚力+浮力-自重

(注2) 「上部ノズル押えばね力」に対する「上部ノズル押えばねに要求される力」の比である。

5. 参考文献

- (1) 三菱原子力工業(株), "三菱PWRの燃料設計計算コードの概要", MAPI-1019 改1, 昭和63年5月
- (2) Mishima, Y.Y.Takada et al., "Proving Test On The Reliability For PWR 15×15 Fuel Assemblies In Japan", IAEA 1984 Specialists' Meeting at Tokyo
- (3) "PWR Fuel Performance and Burnup Extension Program in JAPAN", IAEA Int. Sym. on Improvements in Water Reactor Fuel Technology and Utilization, Stockholm, Sept. 1986.
- (4) R.A.Weiner. "Evaluation of High Burnup Fission Gas Release Data", ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Orlando, Florida, April 1985.
- (5) M.G.Balfour et al., "Zorita Research and Development Program Final Report", WCAP-10180
- (6) M.G.Balfour et al., "BR3 High Burnup Fuel Rod Hot Cell Program Final Report", WCAP-10238
- (7) M.D.Burdick and H.S.Parker, "Effect of Particle Size on Bulk Density and Strength Properties of Uranium Dioxide Specimens", Journal of the American Ceramic Society, Vol. 39 (1956) p181.
- (8) Belle. J., "Uranium Dioxide Properties and Nuclear Applications. " U.S. Government Printing Office, 1961.
- (9) Conway, J.B., Fincel, R.M., Jr., and Hein, R.A., "The Thermal Expansion and Heat Capacity of UO₂ to 2200°C", GE-NMPO, TM 63-6-6, June(1963).
- (10) Christensen, J.A., "Thermal Expansion and Change in Volume on Melting for Uranium Dioxide", HW-75148 (1962).
- (11) T.Wada et al., "Behavior of UO₂-Gd₂O₃ Fuel", BNES Conference, 1973, pp.63.1-63.3

- (12) 入佐ら, "高濃度ガドリニア入り燃料の炉外物性試験(1) -熱膨張率測定-", 日本原子力学会「1990 秋の大会」, 1990 年 10 月, 東北大
- (13) R. S. Brokaw, "Alignment Charts for Transport Properties, Viscosity, Thermal Conductivity and Diffusion Coefficients for Nonpolar Gases and Gas Mixtures at Low Density", Report NASA TR R-81 (1961).
- (14) V. C. Howard and T. F. Gulvin, "Thermal Conductivity Determinations on Uranium Dioxide by a Radial Flow Method", UKAEA IG Report 51 (RD/C) (1961).
- (15) R. W. Dayton, C. R. Tipton, Jr, "Progress Relating to Civilian Applications during June 1960", July 1 1960, BMI-1448(rev.)
- (16) J. L. Daniel, J. Matolich, Jr., and H. W. Deem, "Thermal Conductivity of UO_2 ", HW-69945, September (1962).
- (17) A. D. Feith, "Thermal Conductivity of UO_2 by a Radial Heat Flow Method", TM63-9-5 (1963).
- (18) J. Vogt, L. Grandell and U. Runfors, "Determination of the Thermal Conductivity of Nonirradiated Uranium Dioxide", AB Atomenergi Report RMB-527, 1964. (Quoted by IAEA Technical Reports Series No. 59 on Thermal Conductivity of Uranium Dioxide.)
- (19) T. Nishijima, T. Kawada and A. Ishihata, "Thermal Conductivity of Sintered UO_2 and Al_2O_3 at High Temperatures", J. Amer. Ceram. Soc., Vol. 48, No.1 31-34 (1965).
- (20) J. B. Ainscough and M. J. Wheeler, "The Thermal Diffusivity and Thermal Conductivity of Sintered Uranium Dioxide", The Seventh Conference on Thermal Conductivity, p.467, National Bureau of Standards, Washington(1968).
- (21) T. G. Godfrey, W. Fulkerson, T. G. Kollie, J. P. Moore and D. L. McElroy, "Thermal Conductivity of Uranium Dioxide and Armco Iron by an Improved Radial Heat Flow Technique", ORNL-3556, June (1964).

- (22) J.P. Stora, B. de Bernardy de Sigoyer, R. Delmas, P. Deschamps, C. Ringot and B. Lavaud, "Thermal Conductivity of Sintered Uranium Oxide under In-Pile Conditions", EURAEC-1095 (1964).
- (23) A. J. Bush, "Apparatus for Measuring Thermal Conductivity to 2500°C", Westinghouse R & D Report 64-1P6-401-R3, February (1965).
- (24) R.R. Asamoto, F.L. Anselin and A.E. Conti, "The Effect of Density on the Thermal Conductivity of Uranium Dioxide", GEAP-5493, April (1968).
- (25) O.L. Kruger, "Heat Transfer Properties of Uranium and Plutonium Dioxide", Paper 11-N-68F presented at the Fall Meeting of Nuclear Division of the American Ceramic Society, September 1968, Pittsburgh.
- (26) J. A. Gyllander, "In-Pile Determination of the Thermal Conductivity of UO₂ in the Range 500-2500 Degrees Centigrade", AE-411, January(1971).
- (27) M.F. Lyons et al., "UO₂ Powder and Pellet Thermal Conductivity During Irradiation", GEAP-5100-1, March (1966).
- (28) D.H. Coplin et al., "The Thermal Conductivity of UO₂ by Direct In-reactor Measurement", GEAP-5100-6, May (1968).
- (29) R.N. Duncan, "Rabbit Capsule Irradiation of UO₂ ", June (1962).
- (30) A.S. Bain, "The Heat Rating Required to Produce Central Melting in Various UO₂ Fuels", ASTM Symposium on Radiation Effects in Refractory Fuel Compounds, Atlantic City, June 1961, PP. 30-46, American Society for Testing and Materials, Philadelphia (1962). (ASTM STP 306)
- (31) J.P. Stora, "In-Reactor Measurement of the Integrated Thermal Conductivity of UO₂ Effect of Porosity", Trans. Amer. Nucl. Soc. 13, 137 (1970).

- (32) International Atomic Energy Agency, "Thermal Conductivity of Uranium Dioxide", Report of the Panel held in Vienna, April 1965, IAEA Technical Reports Series, No. 59, Vienna (1966).
- (33) S. Fukushima, T. Ohmichi, A. Maeda and H. Watanabe, "The Effect of Gadolinium Content on the Thermal Conductivity of Near-Stoichiometric (U,Gd)O₂ Solid Solutions" (J. of Nucl. Mat. 105, 1982).
- (34) T. A. Thornton, J. A. Ewanich (B&W), J. F. Lagedrost and E. A. Eldridge (EMTL), "Thermal Conductivity of Sintered Urania-Gadolinia" (ANS. TRANSACTIONS, Vol. 43, 1982).
- (35) Martin Peehs, Wolfgang Dorr, Gerhard Gradel and Georg Main (KWU), "Zur Wärmeleitfähigkeit und Plastizität von UO₂ mit Gd-Zusätzen" (J of Nuclear Materials 106, 1982).
- (36) J. Belle et al., "Thermal Conductivity of Bulk Oxide Fuels", WAPD-TM-586 (Revised) (1967).
- (37) (財)原子力安全研究協会 "軽水炉燃料のふるまい 実務テキストシリーズ No. 3", 平成10年7月
- (38) M. V. Speight, "A Calculation on the Migration of Fission Gas in Material Exhibiting Precipitation and Re-solution of Gas Atoms Under Irradiation.", Nuclear Science and Engineering: 37, 180-185 (1969)
- (39) C. Vitanza et al., "Fission Gas Release From In-pile Pressure Measurements, ", Enlarged HPGM Loen Norway, 5-9 June 1978. F7-1
- (40) R. Hargreaves and D. A. Collins. "A Quantitative Model for Fission Gas Release and Swelling in Irradiated Uranium Dioxide", J. Br. Nucl Energy Soc. 1976 15. Oct., No. 4 311-318

- (41) H.Nerman, "Application of STAV5 code for the Analysis of Fission Gas Release in Power Reactor Rods", IAEA specialists mtg. on Water Reactor fuel element performance computer modeling, Preston, UK March 1982
- (42) USNRC "Background and Derivation of ANS5.4 Standard Fission Product Release Model", NUREG/CR-2507, July, 1981
- (43) J.R.Reavis, "Vibration Correlation for Maximum Fuel-Element Displacement in Parallel Turbulent Flow", Nuclear Science and Engineering: 38, 63-69(1969)
- (44) W. J. O'Donnell and B.F.Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components" Nuclear Science and Engineering: 20, 1-12 (1964)
- (45) 三菱原子力工業(株), "燃料棒のわん曲(Bowing)について", MAPI-1031 改 3, 昭和 63 年 5 月
- (46) (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
- (47) C. G. Poncelet, "LASER - a Depletion Program for Lattice Calculations Based on MUFT and THERMOS", WCAP-6073, April (1966).
- (48) C. G. Poncelet, "Burnup Physics of Heterogeneous Reactor Lattices", WCAP-6069, June (1965).
- (49) R. J. Nodvik, "Saxton Core II Fuel Performance Evaluation Part II, Evaluation of Mass Spectrometric and Radiochemical Analysis of Irradiated Saxton Plutonium Fuel", WCAP-3385-56, Part II, July (1970).

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. はじめに	T3-別紙-1
2. 解析コードの概要	T3-別紙-2
2.1 FINE Ver. 1.0	T3-別紙-2
2.2 ANSYS Ver. 10.0	T3-別紙-3
2.3 ANSYS Ver. 11.0	T3-別紙-4

1. はじめに

本資料は、資料 7-1 「燃料体の強度に関する説明書」において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 FINE Ver. 1.0

2.1.1 FINE Ver. 1.0の概要

対象：燃料集合体

項目	コード名
	FINE
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	1988年
使用したバージョン	Ver. 1.0
使用目的	A型48GWd/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、被覆管引張歪の変化量等の算出が可能である。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p>FINE Ver. 1.0は、燃料棒（A型48GWd/t燃料）の燃料棒強度評価に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国内外の商業炉・試験炉の照射データ等による結果とFINEコードによる解析結果との比較を行い、FPガス放出率・燃料棒内圧等の燃料挙動が概ね一致することを確認している。詳細は、公開文献「三菱PWRの燃料設計計算コードの概要」(MAPI-1019改1昭和63年 三菱原子力工業(株))に示されている。また、「PWR燃料の新燃料設計手法について」(昭和62年)に示されているとおり、通商産業省原子力発電技術顧問会 高燃焼度化検討会にてFINEコードの妥当性が確認されている。 ・FINE Ver. 1.0は、48GWd/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。 ・本設計及び工事計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・本設計及び工事計画における構造に対し使用する要素、A型48GWd/t燃料燃料棒強度評価の使用目的に対し、使用用途及び使用方法に関する適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。

2.2 ANSYS Ver.10.0

2.2.1 ANSYS Ver.10.0の概要

対象：燃料集合体

項目	コード名
	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc (米国)
開発時期	1970年
使用したバージョン	Ver. 10.0
使用目的	3次元有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析
コードの概要	<p>線形／非線形の静解析及び動解析 (固有値解析、応答解析等) を行うことができる汎用有限要素法構造解析コードである。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送・取扱時の荷重等を入力として、下部ノズルに生じる応力を算出する。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>ANSYS Ver. 10.0 は下部ノズルの 3 次元有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 材料力学分野における一般的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、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは、航空宇宙、自動車等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。 ・ 開発機関が提示するマニュアルにより、本設計及び工事計画で使用する 3 次元有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。 ・ 本設計及び工事計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。

2.3 ANSYS Ver.11.0

2.3.1 ANSYS Ver.11.0の概要

対象：燃料集合体

項目	コード名
	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc (米国)
開発時期	1970年
使用したバージョン	Ver. 11.0
使用目的	3次元有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析
コードの概要	<p>線形／非線形の静解析及び動解析 (固有値解析、応答解析等) を行うことができる汎用有限要素法構造解析コードである。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送・取扱時の荷重等を入力として、上部ノズルに生じる応力を算出する。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>ANSYS Ver. 11.0 は上部ノズルの 3 次元有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・材料力学分野における一般的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、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは、航空宇宙、自動車等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。 ・開発機関が提示するマニュアルにより、本設計及び工事計画で使用する 3 次元有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。 ・本設計及び工事計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。

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

目 次

	頁
1. はじめに	T3-添 8-1
2. 構成材料の概要	T3-添 8-2
3. 二酸化ウラン	T3-添 8-8
3.1 耐熱性	T3-添 8-8
3.2 耐放射線性	T3-添 8-8
3.2.1 二酸化ウランペレットの照射焼きしまり	T3-添 8-9
3.2.2 二酸化ウランペレットのスエリング	T3-添 8-9
3.2.3 ガス状核分裂生成物の放出挙動	T3-添 8-10
3.3 耐食性	T3-添 8-10
3.3.1 二酸化ウランペレットとジルカロイ-4 被覆管との反応	T3-添 8-10
3.3.2 二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応	T3-添 8-11
3.3.3 二酸化ウランペレットと水との反応	T3-添 8-11
4. ガドリニア混合二酸化ウラン	T3-添 8-15
4.1 耐熱性	T3-添 8-15
4.2 耐放射線性	T3-添 8-15
4.3 耐食性	T3-添 8-16
4.3.1 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと ジルカロイ-4 被覆管との反応	T3-添 8-16
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	T3-添 8-16
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	T3-添 8-16
5. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金（ジルカロイ-4）	T3-添 8-19
5.1 ジルカロイ-4（冷間加工材）	T3-添 8-19
5.1.1 耐熱性	T3-添 8-19
5.1.2 耐放射線性	T3-添 8-19
5.1.2.1 機械的性質	T3-添 8-20
5.1.2.2 疲労特性	T3-添 8-20
5.1.2.3 クリープ特性	T3-添 8-20

5.1.2.4 照射成長	T3-添 8-21
5.1.3 耐食性	T3-添 8-21
5.1.3.1 酸化腐食による影響	T3-添 8-21
5.1.3.2 水素吸収による影響	T3-添 8-22
5.1.4 その他の性能	T3-添 8-22
5.1.4.1 耐摩耗性	T3-添 8-22
5.2 ジルカロイ-4（再結晶焼鈍材）	T3-添 8-23
5.2.1 耐熱性	T3-添 8-23
5.2.2 耐放射線性	T3-添 8-23
5.2.3 耐食性	T3-添 8-23
5.2.3.1 酸化腐食による影響	T3-添 8-23
5.2.3.2 水素吸収による影響	T3-添 8-24
6. 析出硬化型ニッケル基合金（718 合金）	T3-添 8-35
6.1 耐熱性	T3-添 8-35
6.2 耐放射線性	T3-添 8-35
6.3 耐食性	T3-添 8-35
7. オーステナイト系ステンレス鋼	T3-添 8-38
7.1 耐熱性	T3-添 8-38
7.2 耐放射線性	T3-添 8-38
7.3 耐食性	T3-添 8-38
8. 参考文献	T3-添 8-43

1. はじめに

本書は、17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料）（以下、「燃料集合体」と称する。）の各材料の耐熱性、耐放射線性、耐食性及びその他の性能を述べるものである。

2. 構成材料の概要

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

表 2-1 燃料集合体主材料の化学成分（続き）

構成部品	材料の種類	主成分 (wt%)		不 純 物 (ppm)					
燃料被覆材	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム 合金 (注2) JIS H 4751 ZrTN 804 D 質別 SR	Sn	1.20/1.70	Al	≤75	Hf	≤100	Nb	≤100
		Fe	0.18/0.24	B	≤0.5	H	≤25	Si	≤120
		Cr	0.07/0.13	Ca	≤30	Mg	≤20	Ti	≤50
		Fe+Cr	0.28/0.37	Cd	≤0.5	Mn	≤50	U	≤3.5
		O		C	≤270	Mo	≤50	W	≤100
		Zr	残り	Co	≤20	Ni	≤70	X	
		X		Cu	≤50	N	≤80		
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2) ASTM B 353 Grade R60804	Sn	1.20/1.70	Al	≤75	Hf	≤100	Nb	≤100
		Fe	0.18/0.24	B	≤0.5	H	≤25	Si	≤120
		Cr	0.07/0.13	Ca	≤30	Mg	≤20	Ti	≤50
		Fe+Cr	0.28/0.37	Cd	≤0.5	Mn	≤50	U	≤3.5
		O		C	≤270	Mo	≤50	W	≤100
		Zr	残り	Co	≤20	Ni	≤70	X	
		X		Cu	≤50	N	≤80		
燃料被覆材 端 栓	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム 合金 (注2) ASTM B 351 Grade R60804 (JIS H 4751 ZrTN 804D 相当)	Sn	1.20/1.70	Al	≤75	Hf	≤100	Nb	≤100
		Fe	0.18/0.24	B	≤0.5	H	≤25	Si	≤120
		Cr	0.07/0.13	Ca	≤30	Mg	≤20	Ti	≤50
		Fe+Cr	0.28/0.37	Cd	≤0.5	Mn	≤50	U	≤3.5
		O		C	≤270	Mo	≤50	W	≤100
		Zr	残り	Co	≤20	Ni	≤70	X	
		X		Cu	≤50	N	≤80		
制御棒案内 シンプル 端 栓	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム 合金 (注2) ASTM B 351 Grade R60804	Sn	1.20/1.70	Al	≤75	Hf	≤100	Nb	≤100
		Fe	0.18/0.24	B	≤0.5	H	≤25	Si	≤120
		Cr	0.07/0.13	Ca	≤30	Mg	≤20	Ti	≤50
		Fe+Cr	0.28/0.37	Cd	≤0.5	Mn	≤50	U	≤3.5
		O		C	≤270	Mo	≤50	W	≤100
		Zr	残り	Co	≤20	Ni	≤70	X	
		X		Cu	≤50	N	≤80		

表 2-1 燃料集合体主材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料の種類	化学成分 (wt%)			
<ul style="list-style-type: none"> 支持格子 上部ノズル 押えばね 	析出硬化型 ニッケル合金 (注3) ASTM B 670 UNS N07718	Ni	50.0/55.0	Cu	≤0.30
		Cr	17.0/21.0	Si	≤0.35
		Nb+Ta	4.75/5.50	Mn	≤0.35
		Mo	2.80/3.30	P	≤0.015
		Ti	0.65/1.15	S	≤0.015
		Al	0.20/0.80	C	≤0.08
		Fe	残り	B	≤0.006
<ul style="list-style-type: none"> 上部ノズル 下部ノズル 	オーステナイト系 ステンレス鋼 ASTM A <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		Ni	<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"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
<ul style="list-style-type: none"> シンプル スクリュー スプリング スクリュー 	オーステナイト系 ステンレス鋼 ASTM A <input type="text"/> <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		Ni	<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"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
<ul style="list-style-type: none"> インサート 端栓 	オーステナイト系 ステンレス鋼 ASTM A <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		Ni	<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"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
<ul style="list-style-type: none"> インサート 管 	オーステナイト系 ステンレス鋼 ASTM A <input type="text"/> 又は ASTM A <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		Ni	<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"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 2-1 燃料集合体主材料の化学成分（続き）

構成部品	材料の種類	化学成分（wt%）			
・スリーブ	オーステナイト系 ステンレス鋼 JIS G <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		Ni	<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"/>	<input type="text"/>
・コイルばね （ペレット 押えばね）	オーステナイト系 ばね用ステンレス鋼 ASTM A <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		Ni	<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"/>	<input type="text"/>

（注1）不純物の総中性子吸収をBoron量で換算したもの

（注2）以下、「ジルカロイ-4」と称する。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3）以下、「718合金」と称する。なお、718合金のうち支持格子の材料は「インコネル-718」と称する。

表 2-2 燃料集合体主材料の機械的性質 (17×17 型)

構成部品	材料の種類	項目	規定値
・燃料被覆材	ジルカロイ-4	(高温引張試験：385℃) 引張強さ 耐 力 伸 び	 MPa MPa %
・制御棒案内 シンプル ・炉内計装用案内 シンプル	ジルカロイ-4	(常温引張試験：室温 ^(注1)) 引張強さ 耐 力 伸 び	 MPa MPa %
・燃料被覆材端栓	ジルカロイ-4	(高温引張試験：316℃) 引張強さ 耐 力 伸 び	 MPa MPa %
・上部支持格子 ・中間部支持格子 ・下部支持格子	インコネル-718	(常温引張試験：室温 ^(注1)) 引張強さ 耐 力 伸 び	 MPa MPa %
・上部ノズル ・下部ノズル	オーステナイト系 ステンレス鋼	(常温引張試験：室温 ^(注1)) 引張強さ 耐 力 伸 び	 MPa MPa %

(注1) 10～35℃

3. 二酸化ウラン

3.1 耐熱性

二酸化ウランは蛍石 (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。図 3-1 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」と称する。）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。⁽³³⁾ 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 62,000MWd/t で約 2,600°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。

燃料要素（以下、「燃料棒」と称する。）の設計及び炉心の熱水力設計に当たっては燃料中心最高温度が、二酸化ウランの溶融点未満となるようにする。

二酸化ウラン焼結ペレット（以下、「二酸化ウランペレット」と称する。）は、1,600°C 以上で容易に塑性変形するといわれている⁽⁵⁾ が、ペレット熱膨張による燃料被覆材（以下、「被覆管」と称する。）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、気体状核分裂生成物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 7-1 「燃料体の強度に関する説明書」の 3.2.2(4)b. 項に示す）設計評価に反映している。

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

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製造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⁽⁶⁾、あるいは核分裂片の気孔への衝突による気孔の収縮⁽⁷⁾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図 3-2 に示すが、焼きしまりによる密度上昇は比較的低燃焼度域で完了している。その密度増大量は約 1% 程度であり、焼きしまりに対して安定している。本申請の燃料集合体に使用する二酸化ウランペレットは、これらの知見から製造時の密度を高密度にすることにより、照射中の寸法安定性を得るため、ペレット密度^(注1)が 95% T. D. のものを使用している。

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、前記図 3-2 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。⁽¹⁷⁾

また気体状核分裂生成物 (Xe, Kr) 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、従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。⁽¹⁷⁾

(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^3 ）より小さくなり、理論密度に対する比として定める。

3.2.3 ガス状核分裂生成物の放出挙動

FP ガスの放出挙動は、リコイル・ノックアウト^(注1)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 (Xe, Kr 等) が燃料ペレット中に生成される。そのほとんどがペレット中に捕獲されているが、一部がペレット外に放出される。図 3-3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 3%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、燃料棒の設計に当たっては、上記の耐放射線性に関する事項を考慮した上で、強度評価を行う各項目がすべて設計基準を満足するようにする。

3.3 耐食性

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）、ジルカロイ-4 被覆管、コイルばね（ステンレス鋼）及び燃料被覆材端栓（ジルカロイ-4）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⁽²⁶⁾、加圧水型軽水炉（以下、「PWR」と称する。）燃料の照射後試験において反応は認められていない⁽¹⁹⁾ことから、二酸化ウランペレットとコイルばね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カロイ-4 被覆管との反応

ジルカロイ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カロイ中に拡散し、被覆管内面酸化膜 (ZrO_2) が形成される。さらに、両者が強く接触するようになるとジルコニウム酸化層への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。⁽⁶⁶⁾ これらは、被覆管の腐食及び応力へ影響を及ぼす可能性が考えられる。

(注1) 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。

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。⁽⁵⁾ 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。

また、海外商業炉で照射された約 60,000Mwd/t までのジルカロイ-4 被覆管の燃料棒では被覆管内面酸化及びボンディングが認められるが、その反応層は高々 10~20 μm と小さく、被覆管応力への影響は小さい。さらに、燃料棒が急激な出力上昇を受けた場合、約 30,000~40,000Mwd/t において破損が認められる出力レベルでも、約 60,000Mwd/t 程度まで燃料棒は破損していないことから、この程度の反応層であれば破損への影響はない。⁽¹⁶⁾

同様に、二酸化ウランペレットと燃料被覆材端栓との反応についても、PWR 燃料の照射後試験^{(14)、(27)}により反応は認められていないことから、二酸化ウランペレットと燃料被覆材端栓とは安定に共存する。従って有意な反応が認められていないことからそれらの反応を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^{(14)、(27)}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。従って、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

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（蛍石型結晶構造）に変化がなく、その格子定数測定データから酸素対ウラン比の増加に伴い体積がわずかに減少することが知られている。⁽⁶⁴⁾

約 340°C の高温水中での二酸化ウランペレットの挙動については、環境水中の溶存酸素量に依存することが明らかにされており、0.01ppm 程度の低酸素量領域では腐食は認められないことが知られている。⁽²⁸⁾ 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⁽⁵⁾、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。従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。

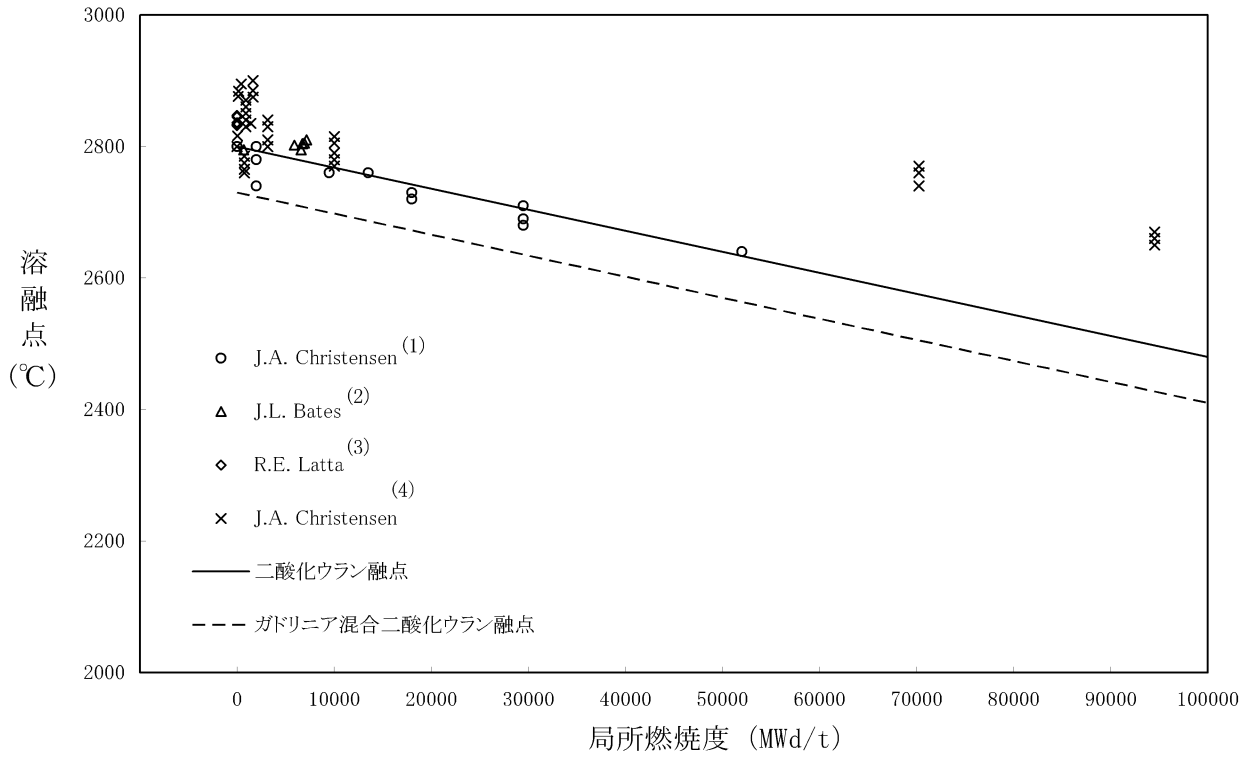


図 3-1 二酸化ウラン及びガドリニア混合二酸化ウランの溶融点

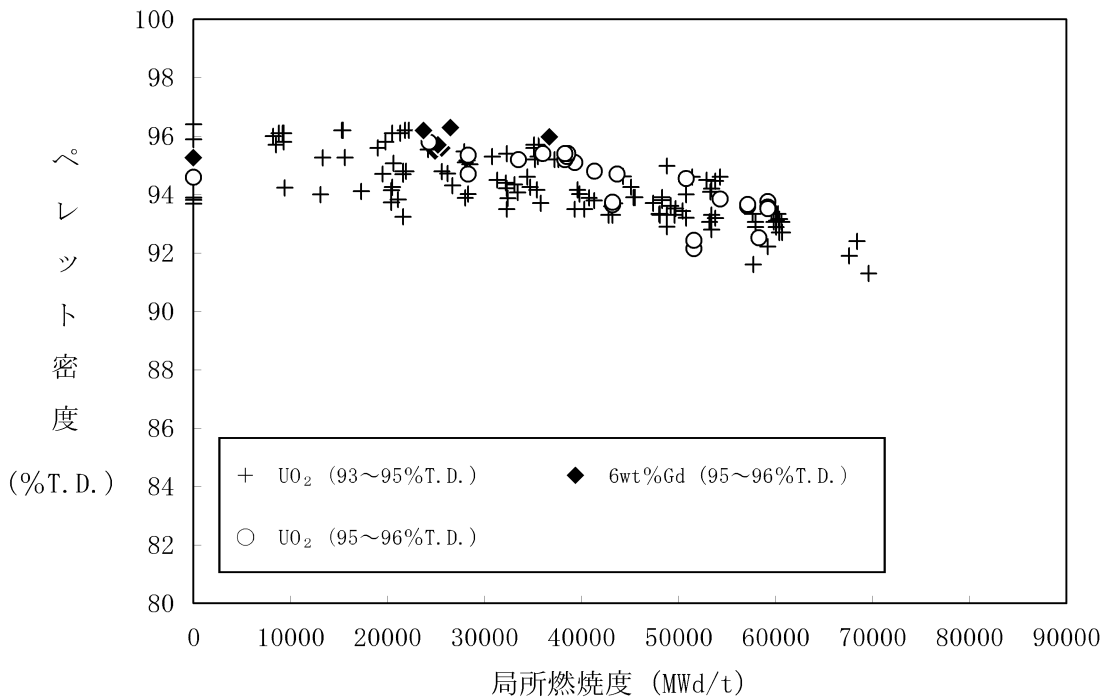


図 3-2 ペレット密度の燃焼に伴う変化^{(8)~(16)}

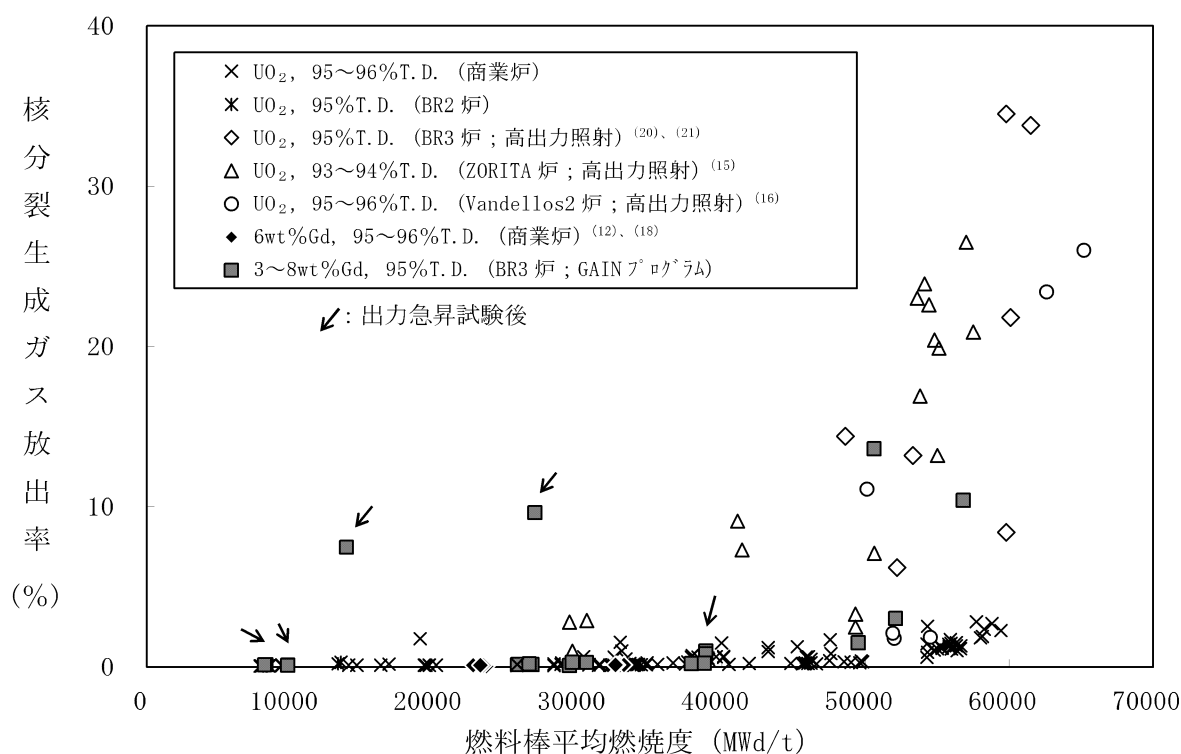


図 3-3 (1) 二酸化ウランペレット及びガドリニウム混合二酸化ウランペレットの FP ガス放出率 (8)、(9)、(12)、(14) ~ (16)、(18) ~ (23)、(65)

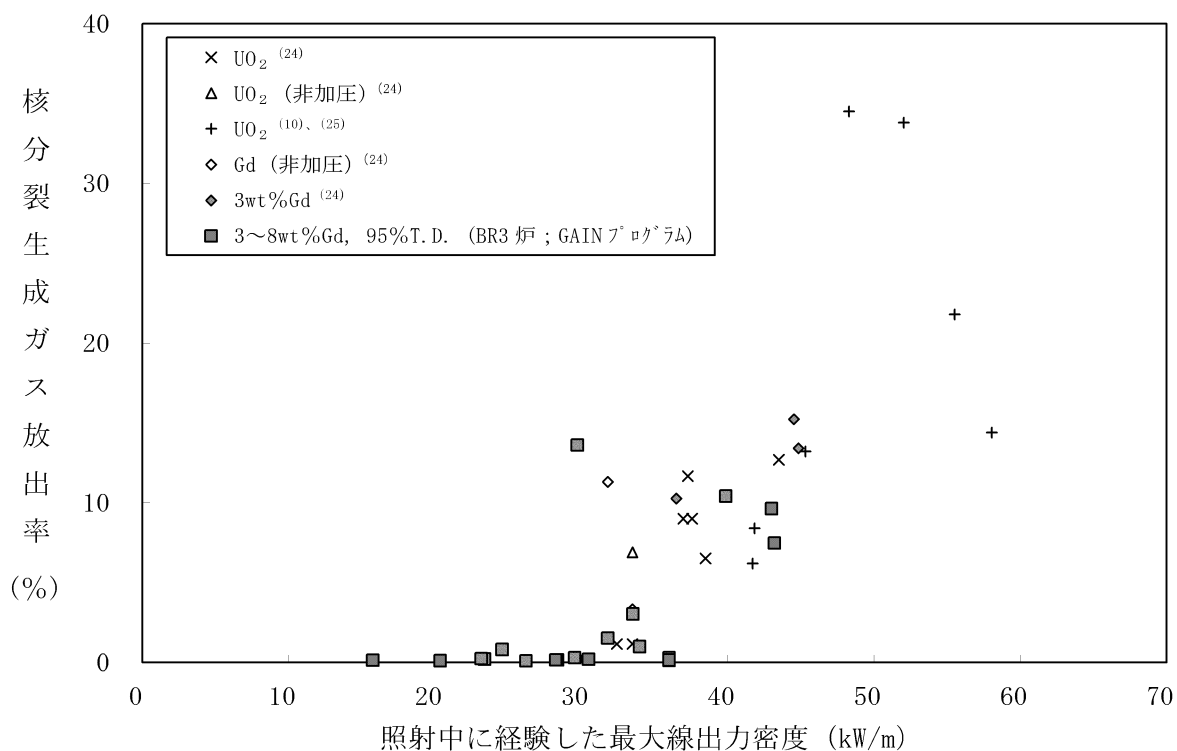


図 3-3 (2) 二酸化ウランペレット及びガドリニウム混合二酸化ウランペレットの FP ガス放出率と線出力密度の関係 (10)、(22) ~ (25)

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 CaF_2 型面心立方構造の結晶構造であり、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、Beals ら⁽²⁹⁾、和田ら⁽³⁰⁾、Grossman ら⁽³¹⁾、水野ら⁽³²⁾により報告されている。

これらのデータの内 Beals ら及び Grossman らのデータについては測定条件の違いが指摘されている。二酸化ウラン (ガドリニウム添加なし) における測定値が他の多くの測定者による報告値並びに和田ら及び水野らの測定結果に比較し低い値が報告されていることから、ガドリニア濃度 6wt% における溶融点は、二酸化ウランに対する測定値の妥当性を考慮し、安全側に和田らのデータ (図 4-1) の下限値をとって評価すると、未照射材で 2,730°C となる。

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 原子が置き換わ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。⁽³³⁾ 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、前記図 3-1 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。

従って、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 2,700°C となる。

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あわせて前記図 3-2 に示す。約 6wt% 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^(注1) 及び ZORITA 炉^(注2) 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 ガス放出率を前記図 3-3 (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。燃料棒の設計評価に当たっては上記の事項を考慮した上で、温度評価を行う項目がすべて設計基準を満足するようにする。

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(ヘリウム)、ジルカロイ-4 被覆管、コイルばね及び燃料被覆材端栓と接触しており、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、ペレットとコイルばね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カロイ-4 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。10wt%までの濃度のガドリニア混合二酸化ウランとジルカロイ-4 の共存性については、二酸化ウランと同等あるいはそれ以上に良好な共存性を有することが報告されている⁽³⁴⁾。従って、ガドリニア混合二酸化ウランペレットとジルカロイ-4 被覆管との反応は、二酸化ウランペレットとジルカロイ-4 被覆管が安定に共存する場合と大差はない。さらに、上述のとおり、ガドリニア混合二酸化ウランペレットと燃料被覆材端栓とは安定に共存する。従って、当該の反応を設計評価では考慮していない。

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。従って、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

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⁽³⁵⁾ ことが確かめられている。

(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

る。

ガドリニア (Gd_2O_3) と水との反応を考えても、図 4-2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。従って、当該の反応を設計評価では考慮していない。

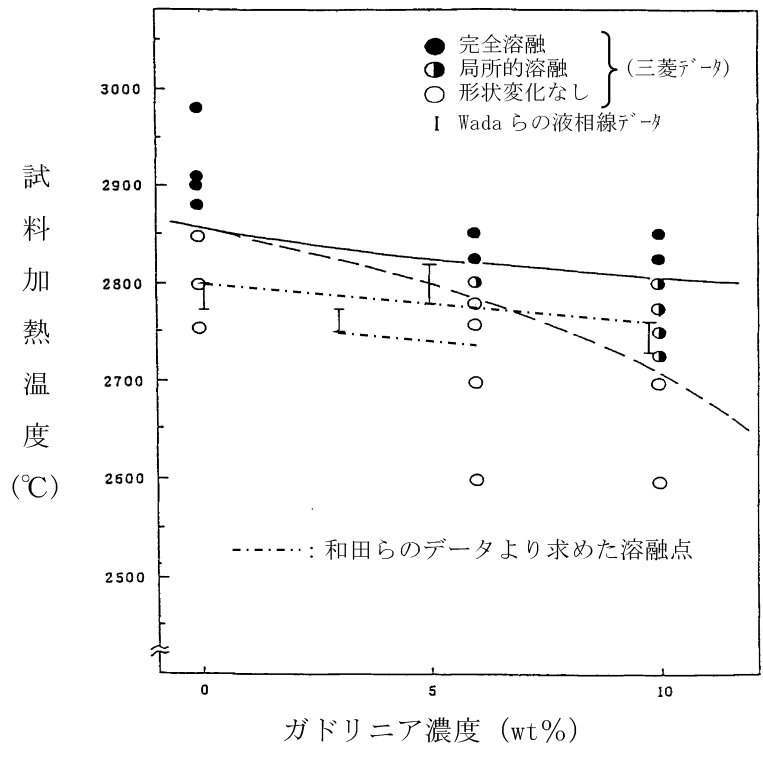


図 4-1 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの溶融点^{(30)、(32)}

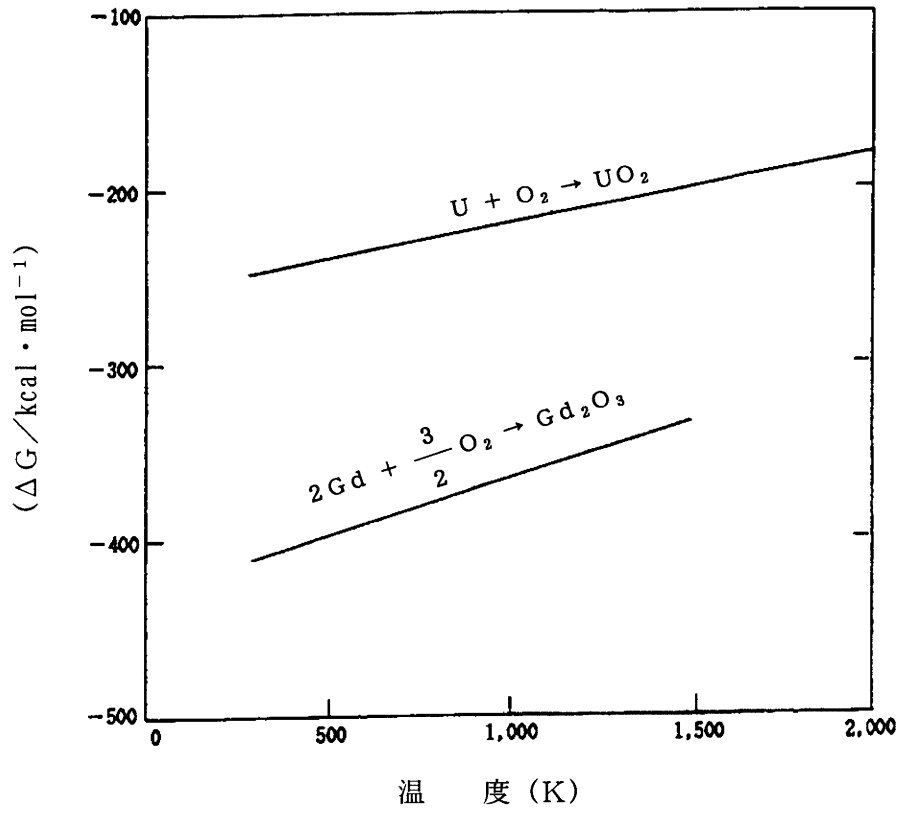


図 4-2 二酸化ウラン及びガドリニアの生成自由エネルギー

5. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金（ジルカロイ-4）

燃料被覆管には冷間加工応力除去焼鈍されたジルカロイ-4 が使用され、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル、制御棒案内シンプル端栓、炉内計装用案内シンプル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、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、資料 8 中に示すジルカロイ-4 被覆管の照射挙動データには、ジルカロイ-4 とジルカロイ-4-RT の 2 種類のデータがあり、前者は通常組織管、後者は集合組織調整管を指している。集合組織調整管は、被覆管の圧延工程を調整することによって、ジルコニウムの稠密六方晶 C 軸^(注1)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。

5.1 ジルカロイ-4（冷間加工材）

5.1.1 耐熱性

ジルカロイ-4 の融融点は $1,825^{\circ}\text{C}$ であり^{(36)、(37)}、結晶構造が 820°C で α 相から ($\alpha + \beta$) 相へ、また、 970°C で ($\alpha + \beta$) 相から β 相に変態する。

ジルカロイ-4 の融融点及び相変態温度の測定結果を表 5-1 及び表 5-2 に示すように、燃料被覆管の異常な過渡変化時の最高温度（約 $\square^{\circ}\text{C}$ ）よりもかなり高いので、プラントの使用条件の下で融融あるいは相変態が生じることはない。従って、プラントの使用条件の下で融融あるいは相変態が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

5.1.2 耐放射線性

ジルカロイ-4 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、 α 線、 β 線、 γ 線、核分裂片及び中性子の影響を受ける。

α 線及び β 線のような荷電粒子は、金属中を通り抜けるとき、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、 γ 線も軌道電子を原子から引き離す作用を起こす。このように α 線、 β 線、 γ 線は、主に金属原子の軌道電子と作用してエネルギーを消失していくので、ジルカロイ-4 被覆管の照射損傷に与える影響は軽微である。

核分裂片は、その飛程が限定された近距離にしか及ばないため、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等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

(注1) 稠密六方晶に垂直な軸

的欠陥が材料の巨視的な物性値に変化をもたらすことになる。中性子が金属中を通り抜けるときに形成される格子欠陥の濃度は、中性子のエネルギーに比例するため、ジルカロイ-4 被覆管の照射損傷に最も大きな寄与をするのは高速中性子である。

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

5.1.2.1 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、時間に依存する。実機炉内照射では高速中性子束と被覆管温度は定常運転状態ではほぼ一定であり、欠陥の蓄積と温度による回復が平衡状態になるため、ある照射量以上では照射脆化の著しい変化はないと考えられる。ジルカロイ-4 被覆管の引張試験結果を図 5-1に示す。引張強さ及び耐力^(注1)は、照射初期において増加した後、照射量によらず著しい変化が見られない。また、破断伸びは、照射初期に低下した後、照射量によらず著しい変化がない。

また、水素脆化については、水素を吸収させた未照射材についての引張試験結果は、図 5-2に示すとおり約 800ppm までは延性が確保されていることから本申請の燃料集合体の使用範囲まで機械特性は変わらない。照射材については、図 5-3に示すとおり約 800ppm まで延性が確保されている。

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がある⁽⁶³⁾。

5.1.2.2 疲労特性

ジルカロイに対する Langer and O'Donnell の疲労試験結果を図 5-4に示す。ジルカロイ-4 被覆管の設計疲労曲線は同図の機械特性を考慮し設定する。

5.1.2.3 クリープ特性^(注2)

燃料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量を図 5-5に示す。ジルカロイ-4 被覆管のクリープ特性はこれらの挙動を計算モデルに組み込んで（資料 7-1 「燃料体の強度に関する説明書」の 3.2.2(2)c. 項に示す）設計評価に反映している。

(注1) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

(注2) 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。

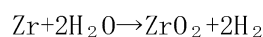
5.1.2.4 照射成長^(注1)

照射成長の支配要因は、ジルカロイ中の稠密六方晶（ α 相）の向きが比較的揃った組織において中性子照射で生じる格子欠陥のうち、空孔は六方晶底面へ、格子間原子は柱面へ選択的に集まるためと言われている。図 5-6に示すように、ジルカロイ-4 被覆管の照射成長は、高速中性子照射量にほぼ比例し、高燃焼度領域でもこの傾向が認められる。従って、ジルカロイ-4 被覆管の照射成長は、これらの挙動を計算モデルに組み込んで（資料 7-1 「燃料体の強度に関する説明書」の 3.2.2(2)c. 項に示す）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。

5.1.3 耐食性

ジルカロイ-4 被覆管が 1 次冷却材と接触すると、



の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。

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

5.1.3.1 酸化腐食による影響

ジルカロイ被覆管外面には、炉内使用条件下で高温の 1 次冷却材との反応により酸化膜が形成される。一般に、ジルカロイ被覆管の腐食速度は、酸化膜と被覆管金属母材の界面温度についてのアレニウス型温度依存性を示す。また、その腐食増量（酸素による質量増加）の時間変化を図 5-7に示すが、初期の段階では時間に対して立方則（時間の 3 乗根に比例）に従って増加し、酸化膜厚が 2 ~ 3 μm （遷移点）を超えた後は時間に対して直線的に増加する。炉内での被覆管酸化膜を図 5-8に示す。炉内では滞在期間が長くなり酸化膜が厚くなるに従って、形成された酸化膜と金属母材の境界温度が上昇するため、燃焼度の進行に伴って酸化膜厚さは増大する傾向になる。更に腐食が進行すると腐食量の急激な増加が見られるが、これは酸化により発生する水素のうち、被覆管に吸収された水素が被覆管外面に析出し、この析出物が腐食に起因すると考えられている。

(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。

図 5-8から分かるように、ジルカロイ-4 被覆管の炉内腐食データは、高燃焼度領域まで取得されており、腐食の進行に伴う腐食量の急激な増加が認められる。

図より、1次冷却材温度が国内プラントと同等以下のプラントでは燃焼度 60,000MWd/t（燃料棒平均）までで最大約 70 μm であり、反応厚さでみると約 44 μm である^(注1)。これは被覆管肉厚の約 8%程度であり、被覆管の機械的健全性の観点から目安としている 10%減肉以下であることから、本申請の燃料集合体の使用範囲までジルカロイ-4 被覆管を使用しても、機械的特性には影響しないと考えられる。

5.1.3.2 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。実機で照射された被覆管の水素吸収量データを図 5-9に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加しており、1次冷却材温度が国内プラントと同等以下のプラントでは燃焼度 60,000MWd/t（燃料棒平均）までで最大約 400ppm である。

これは、本申請燃料の燃料棒最高燃焼度 53,000MWd/t よりも高い燃焼度でのデータであるが、炉外試験及び照射材の照射後試験により延性が確保されていることが確認できている約 800ppm より小さい。

5.1.4 その他の性能

5.1.4.1 耐摩耗性

原子炉内では、燃料棒の流動振動による支持格子との接触部で、被覆管の摩耗が発生する可能性がある。被覆管の硬さの測定結果を表 5-3に示す。フレッティング摩耗評価はこれらの特性を考慮する。

(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。

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

従って、酸化膜厚さ約70 μmは約44 μmの減肉（反応厚さ）を示す。

5.2 ジルカロイ-4（再結晶焼鈍材）

5.2.1 耐熱性

燃料被覆材端栓、制御棒案内シムプル、制御棒案内シムプル端栓及び炉内計装用案内シムプルにはジルカロイ-4 が使用されているが、炉心内での使用温度は最大約 350℃であるため、表 5-1及び表 5-2に示した熔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熔融あるいは相変態が生じることはない。

5.2.2 耐放射線性

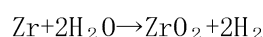
高速中性子の照射によりジルカロイ-4 材料内には格子欠陥が生じる。材料の機械的特性は金属内の転位の運動と関係するため、照射により生じた欠陥の影響を受ける。一般に、欠陥が転位の運動を妨げるため、強度が増加し、延性が低下すると考えられている。

ジルカロイ-4 材の案内シムプ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図 5-10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、制御棒案内シムプル端栓及び炉内計装用案内シムプルは案内シムプルと同じジルカロイ-4 材で構成され、高速中性子照射量は案内シムプルと同等であり、放射線照射の影響も同等と考えられる。

5.2.3 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。

5.2.3.1 酸化腐食による影響

実機で照射された案内シムプルの腐食データを図 5-11に示すが、酸化膜厚さは燃焼とともに増加する傾向を示している。図 5-11で照射データを包絡した条件で燃焼度約 48,000MWd/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 40 μm となり、反応厚さで見ると約 25 μm である。これは案内シムプル肉厚の 6%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端栓及び炉内計装用案内シンプルはジルカロイ-4 で構成されるが、いずれも案内シンプルと温度条件は同程度であるので腐食挙動は案内シンプルと同等であり、各部材の機械特性には影響しないと考えられる。従って、腐食による機械的特性への影響は設計評価では考慮していない。

5.2.3.2 水素吸収による影響

ジルコニウムと水の反応で発生した水素の一部は、母材に吸収される。実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データを図 5-12に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加する傾向を示している。図 5-12で照射データを包絡した条件で燃焼度約 48,000MWd/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 500ppm 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⁽⁵⁵⁾ 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端栓及び炉内計装用案内シンプル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。従って、ジルカロイ-4 材で構成されるこれらの部材に、水素吸収による機械的特性への影響を設計評価では考慮していない。

表 5-1 ジルカロイ-4 の溶融点測定結果

(単位：℃)

種類	溶融点測定結果
ジルカロイ-4	1,825

表 5-2 ジルカロイ-4 の相変態温度測定結果

(単位：℃)

種類	$\alpha \rightarrow \alpha + \beta$	$\alpha + \beta \rightarrow \beta$
ジルカロイ-4	820	970

表 5-3 ジルカロイ-4 被覆管の硬さの測定結果

(単位：HK (ヌープ硬さ値))

種類	平均値 (HK 0.1 ^(注1))
ジルカロイ-4	204

(注1) HK 0.1 : ヌープ硬さ試験力 0.9807N

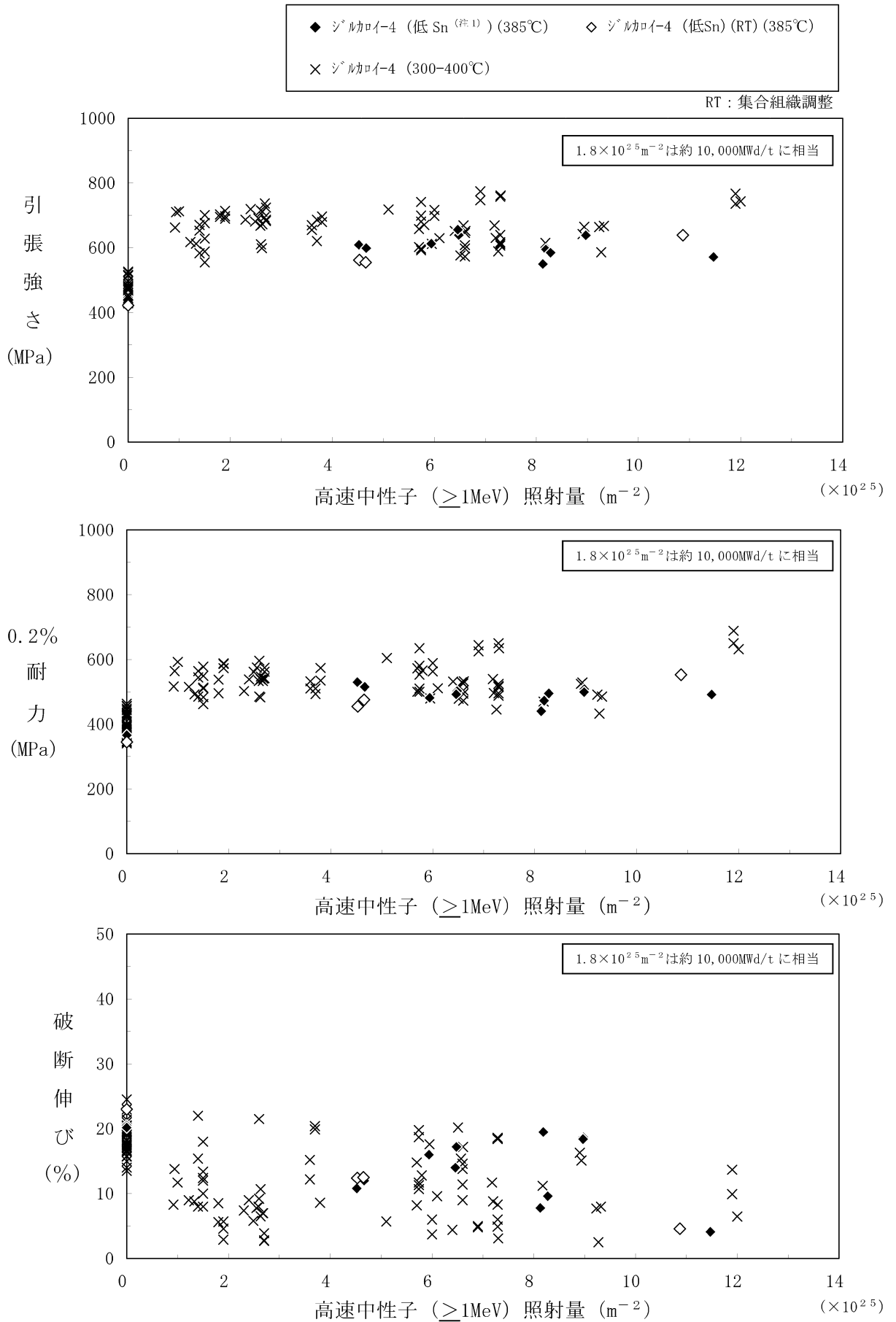


図 5-1 ジルカロイ-4 被覆管の機械特性 (13) ~ (15)、(19)、(36)、(38) ~ (40)、(65)

(注1) 仕様内でSn含有量を下限近くまで下げたもの。

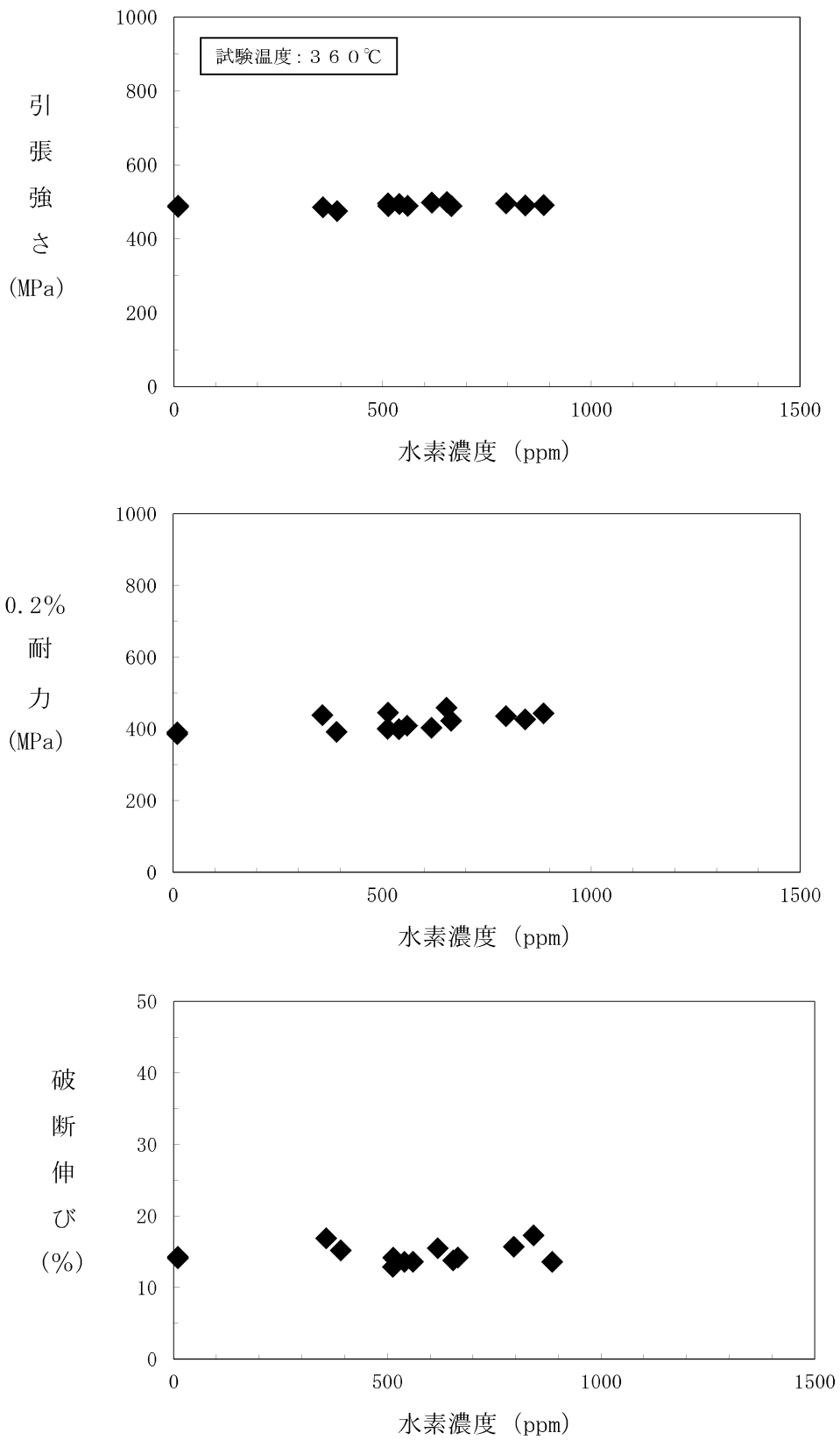


図 5-2 ジルカロイ-4 未照射被覆管の機械的特性と水素濃度の関係 ⁽³⁷⁾

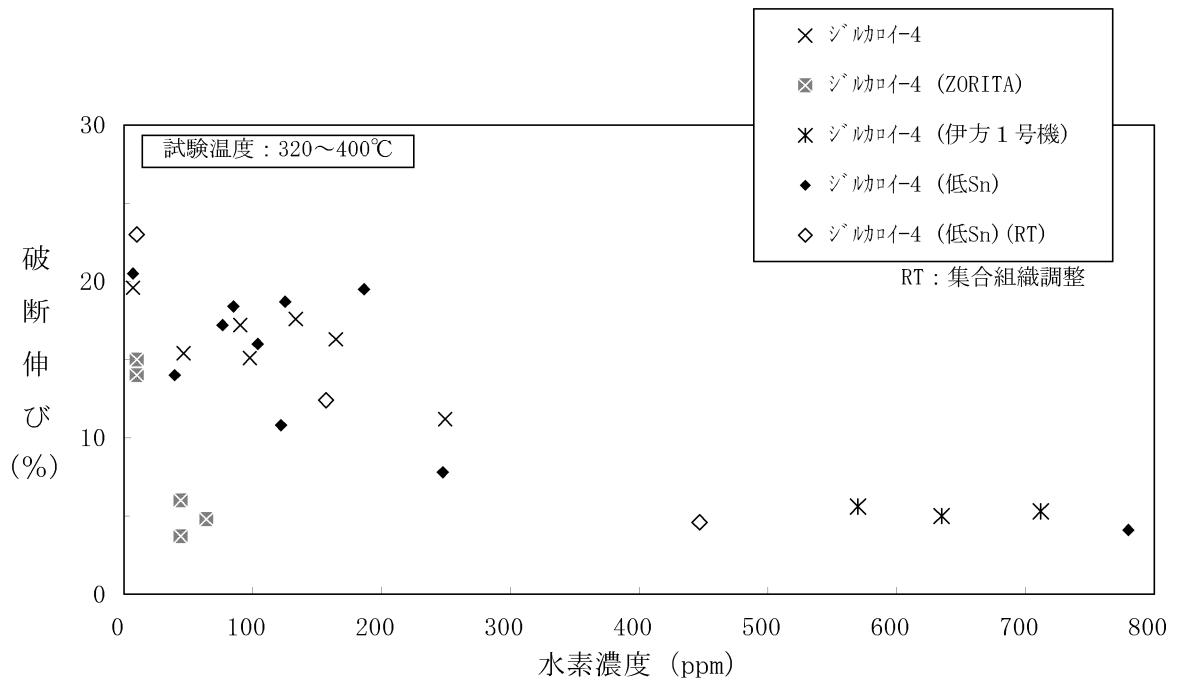


図 5-3 被覆管水素濃度と破断伸びの関係⁽³⁷⁾

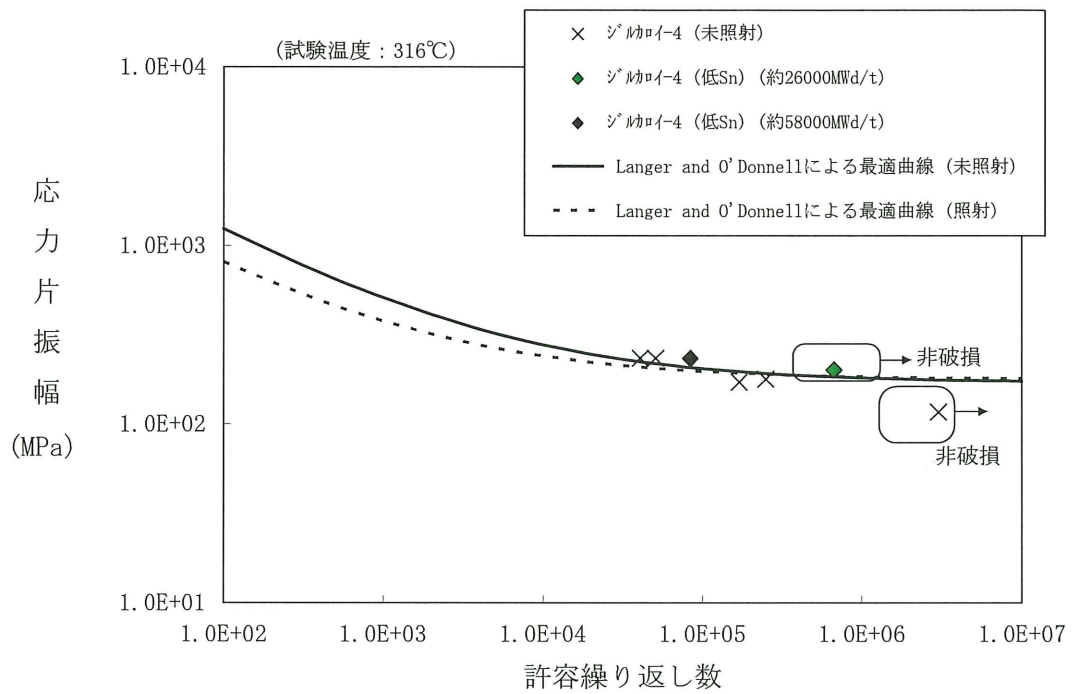


図 5-4 ジルカロイ-4 被覆管の疲労強度 ⁽¹³⁾、⁽³⁶⁾、⁽⁴¹⁾、⁽⁴²⁾

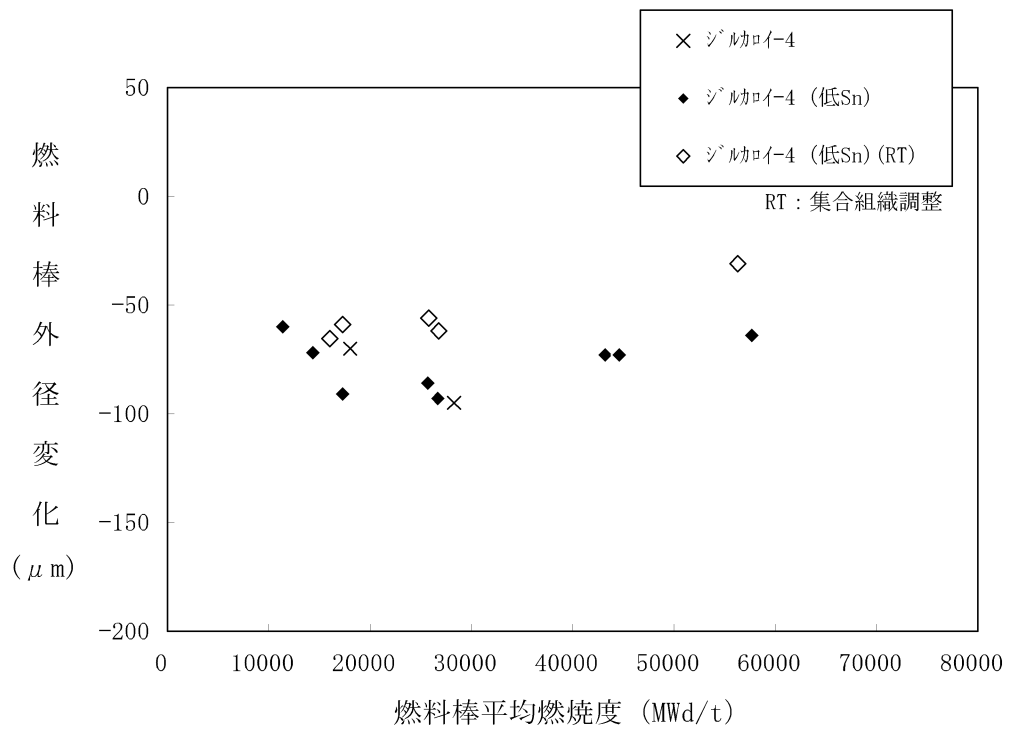


図 5-5 燃料棒外径変化 (実機照射セグメント燃料棒) ⁽¹³⁾、⁽³⁶⁾、⁽⁴³⁾

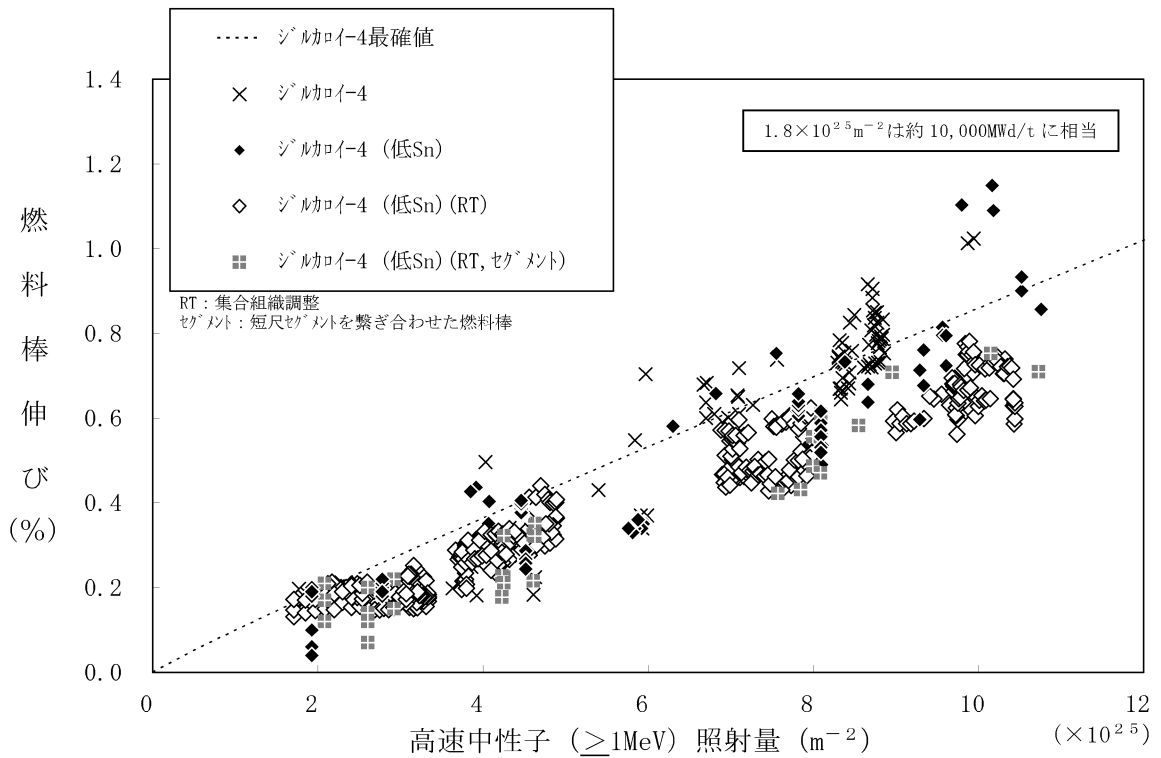


図 5-6 ズルカロイ-4 被覆管の照射成長 ⁽¹²⁾、⁽¹⁴⁾、⁽¹⁹⁾、^{(44) ~ (49)}

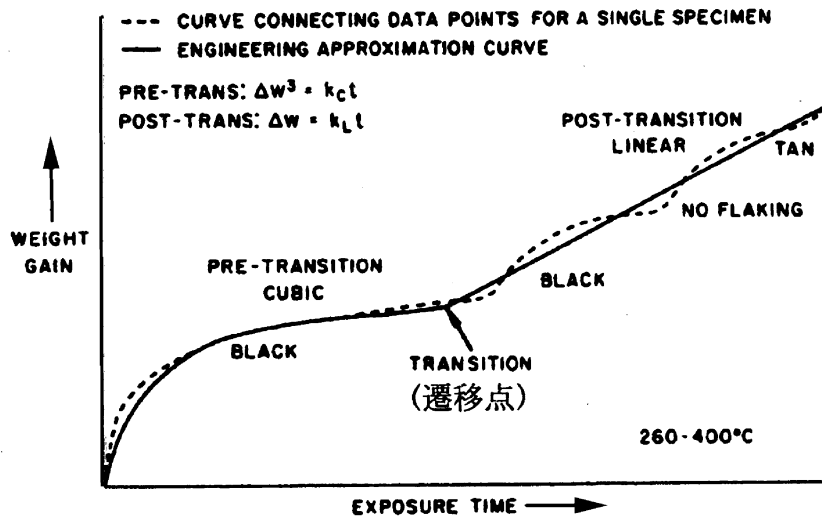


図 5-7 炉外腐食試験におけるジルカロイ-2 とジルカロイ-4 の典型的な腐食増量曲線 ⁽⁵⁰⁾

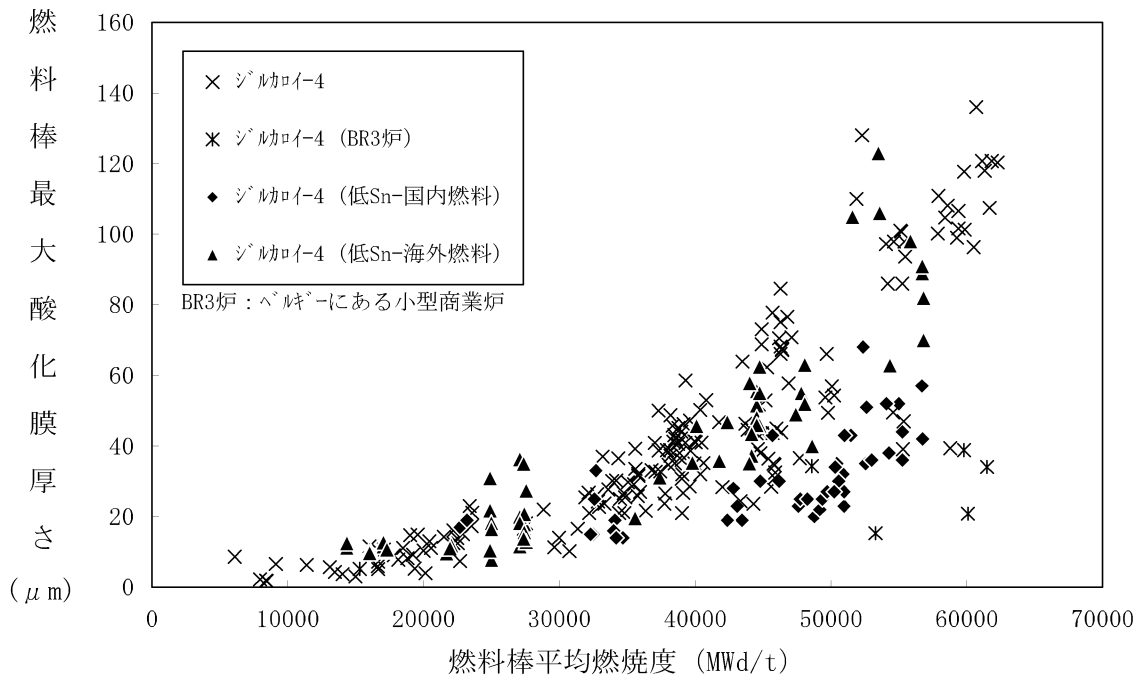


図 5-8 ジルカロイ-4 被覆管の

炉内酸化膜厚さ ^{(8) ~ (12)、(18)、(19)、(36)、(41)、(46) ~ (48)、(51) ~ (53)、(65) (注1)}

(注1) オンサイト酸化膜厚さデータの一部はホットセルデータを参考に評価。

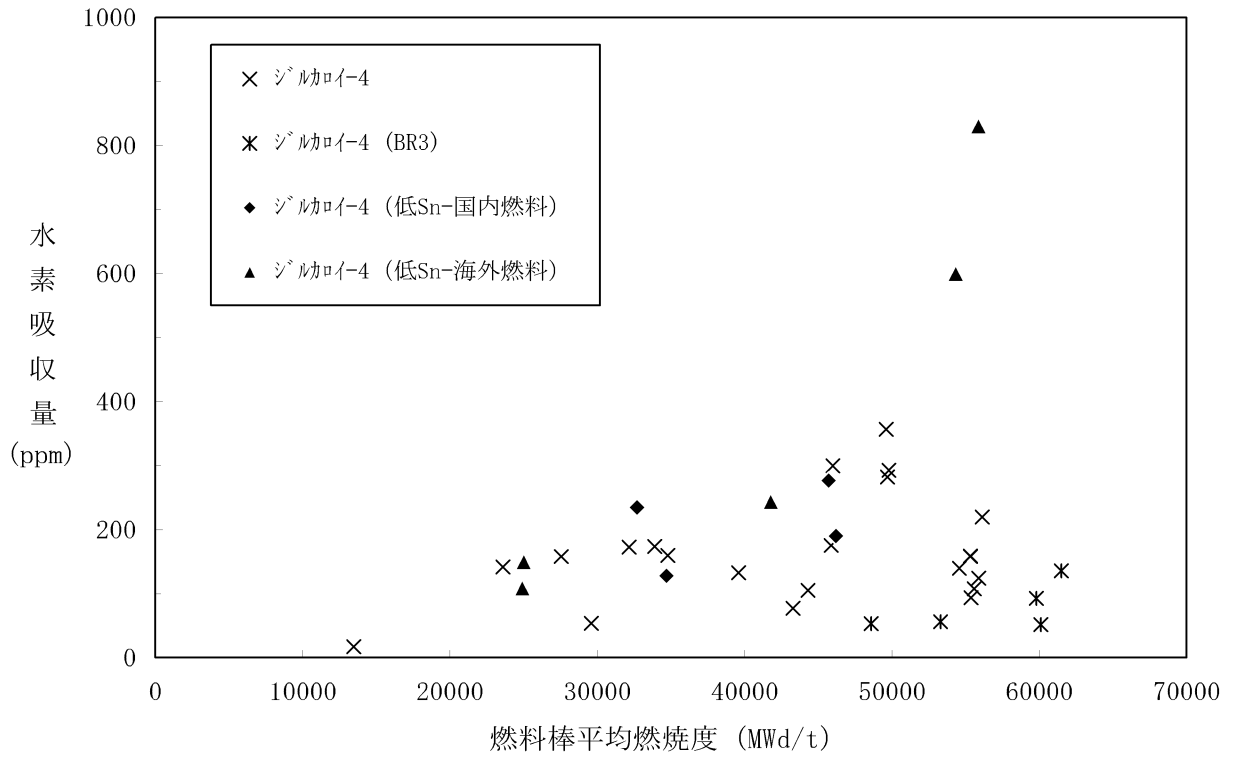


図 5-9 ジルカロイ-4 被覆管水素吸収量

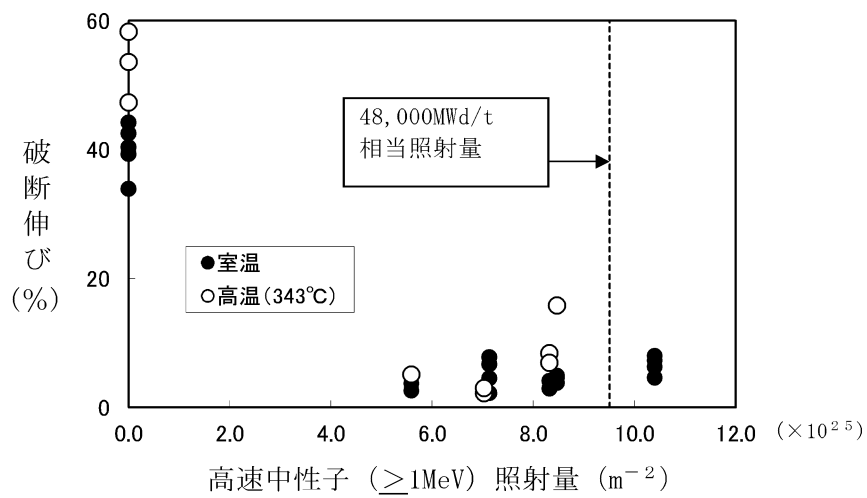
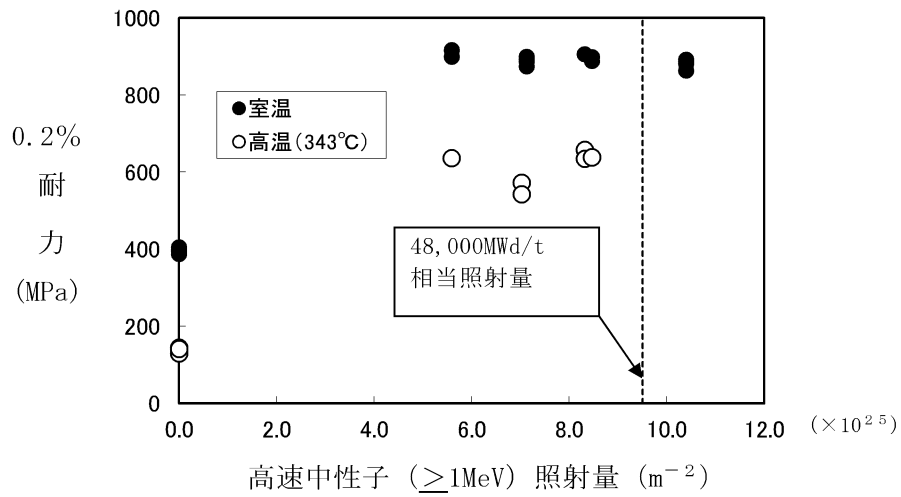
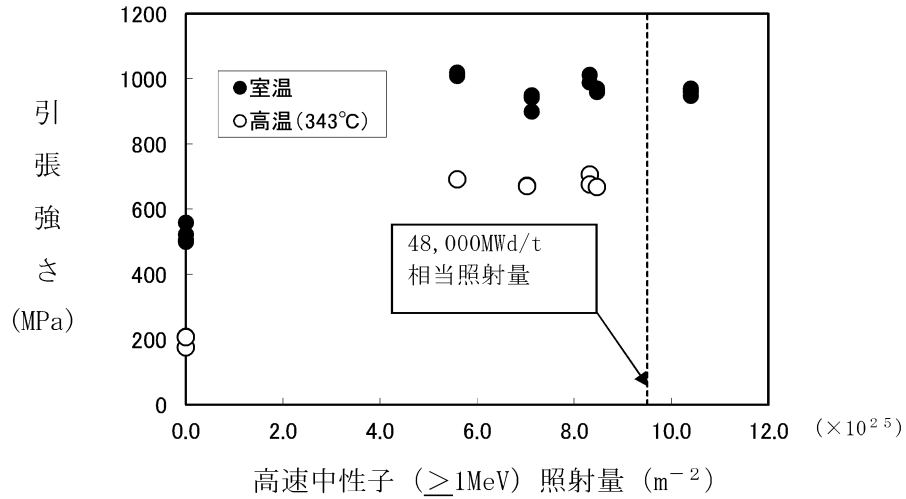


図 5-10 実機で照射された案内シンプルの機械特性データ ⁽⁵⁴⁾

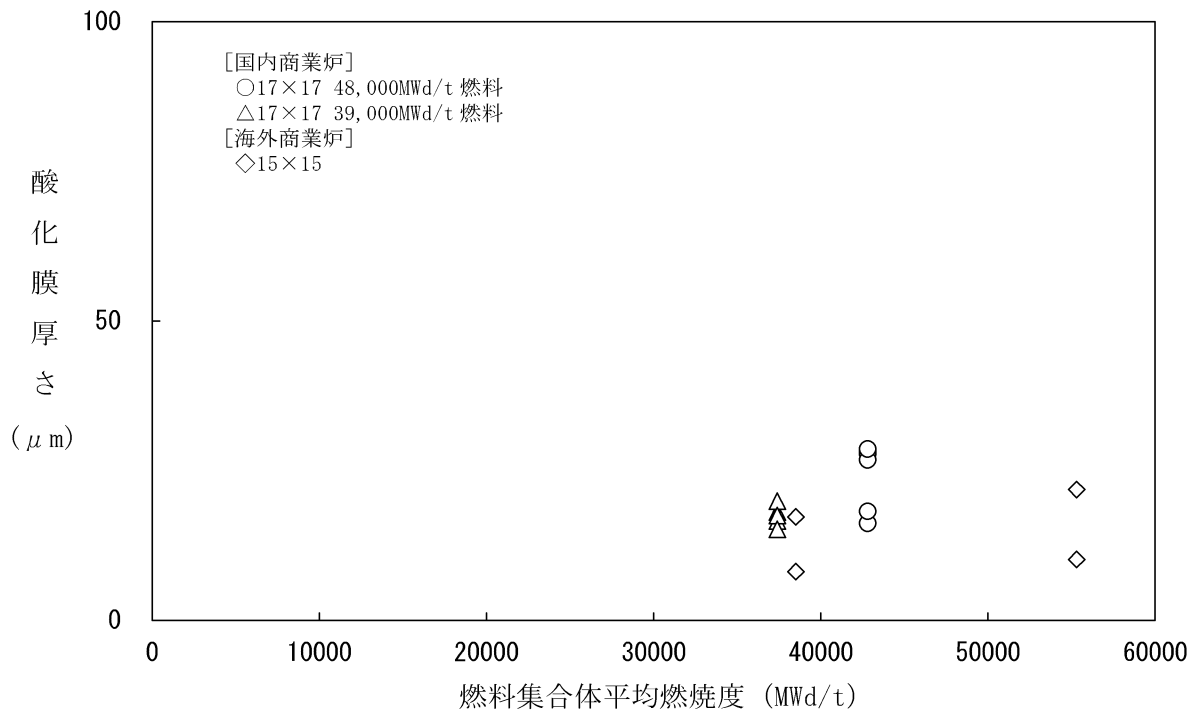


図 5-11 実機で照射された案内シンプルの腐食データ⁽⁵⁴⁾

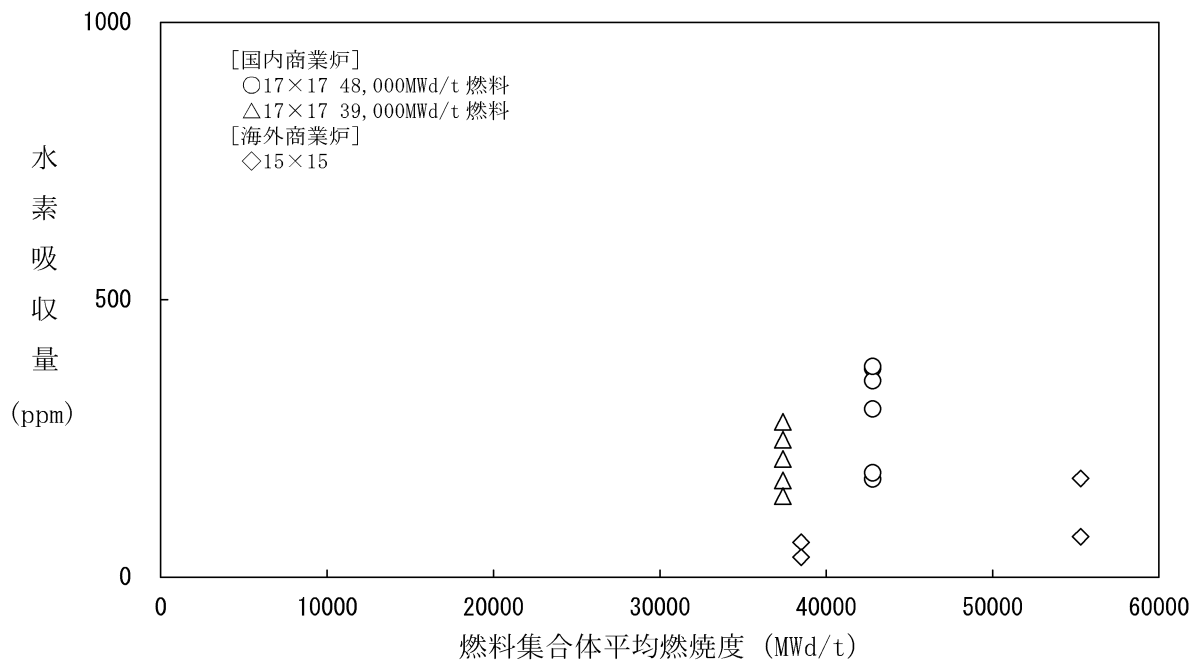


図 5-12 実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データ⁽⁵⁴⁾

6. 析出硬化型ニッケル基合金^(注1) (718 合金)

6.1 耐熱性

718 合金の溶融点は約 1,300°C である。718 合金は上部ノズル押えばね及び支持格子に使用されるが、炉心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。従って、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。

6.2 耐放射線性

718 合金は図 6-1⁽⁵⁶⁾ 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。⁽⁵⁶⁾、⁽⁵⁷⁾ 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。

従って、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。

6.3 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°C のヘリウム水蒸気混合ガスで酸化させても 300 時間で酸化の進行は抑制される。図 6-2 に示すように腐食増量は約 0.4 mg/cm² で著しい変化がなくなる傾向にある。⁽⁵⁸⁾ 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。従って、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。

(注1) 析出硬化型ニッケル基合金 (718合金)

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

718 合金の場合には、時効処理によって生地である γ 相の中に Ni を主成分とした γ' 相 (Ni₃ (Al, Nb, Ti)) が析出、分散されることにより硬化される。

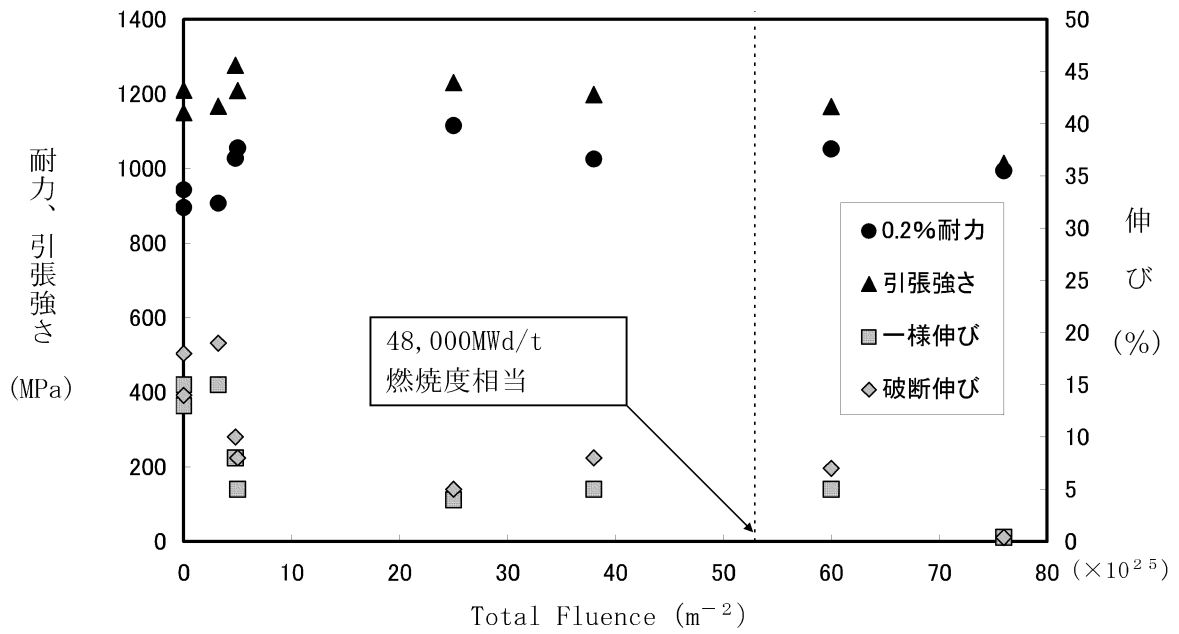


図 6-1 718 合金の照射による引張性質の変化⁽⁵⁶⁾

(照射温度 400~430°C、試験温度 427°C)

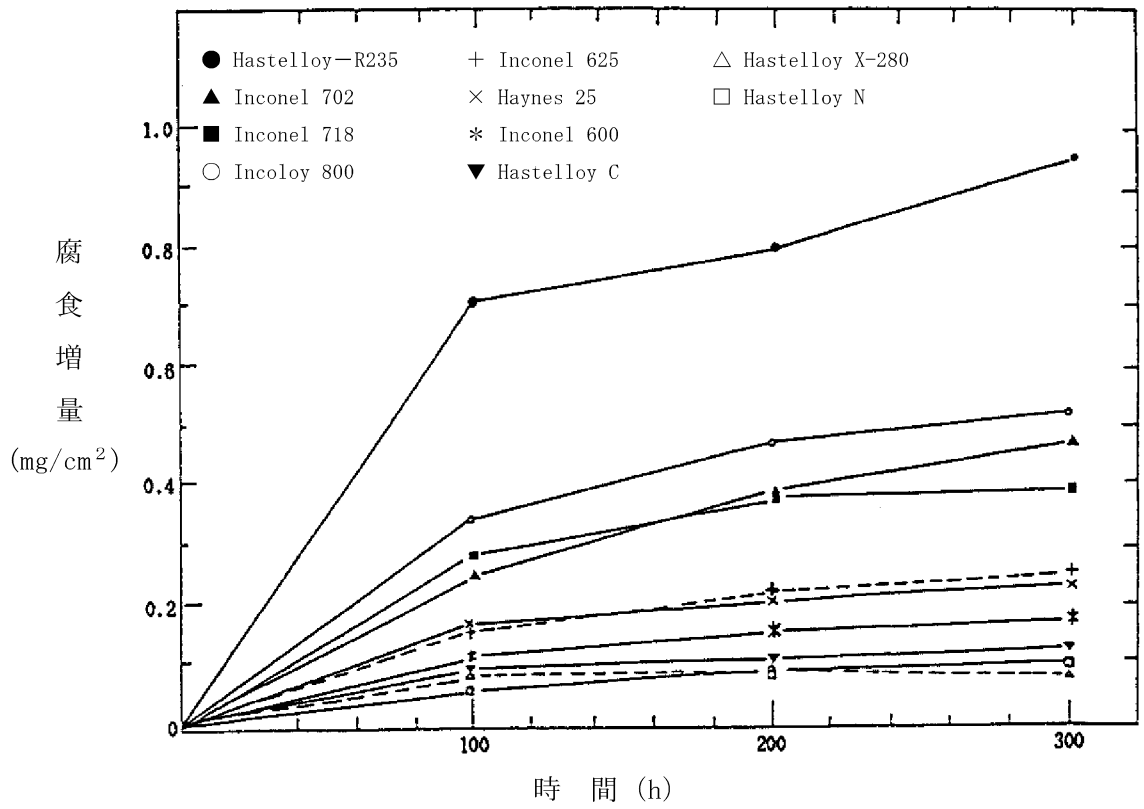


図 6-2 ニッケル基合金の腐食増量 (815°C) ⁽⁵⁸⁾

7. オーステナイト系ステンレス鋼

7.1 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」と称する。)の溶融点は約1,400～1,500°Cである。ステンレス鋼は上部ノズル、下部ノズル、スプリングスクリュー、スリーブ、インサート管、インサート端栓、シンプルスクリュー及びペレット押えばねに使用されるが、炉心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。従って、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。

7.2 耐放射線性

ステンレス鋼が高速中性子の照射を受けると、図7-1⁽⁵⁹⁾に示すように耐力が増加し、伸びが減少する傾向を示す。また、図7-2⁽⁵⁹⁾に示すように引張強さについても増加する傾向を示す。⁽²⁶⁾

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。⁽⁵⁹⁾、⁽⁶⁰⁾ 従って、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。

7.3 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、図7-3⁽⁶¹⁾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図7-4⁽⁶¹⁾より推定すると約0.4mg/cm²であり^(注1)、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。

(注1) 図7-4の縦軸は、その時間までの月当たりの平均腐食率を計算した結果を表しており、5年間(43,800hr)での平均腐食率をみると、約0.6mg/dm²・monthであることから5年間の増量は、 $0.6\text{mg/dm}^2 \cdot \text{month} \times 5\text{年} \times 12\text{月} = 36\text{mg/dm}^2$
 $= 0.36\text{mg/cm}^2$
 $= \text{約}0.4\text{mg/cm}^2$

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、上記の酸化膜厚を金属部の減肉量に換算すると約0.5μmに相当する。

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図 7-5 に示すようにステンレス鋼で応力腐食割れはないと考えられる。従って、ステンレス鋼で応力腐食割れを発生させないようにプラントの運転管理で考慮していることから、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

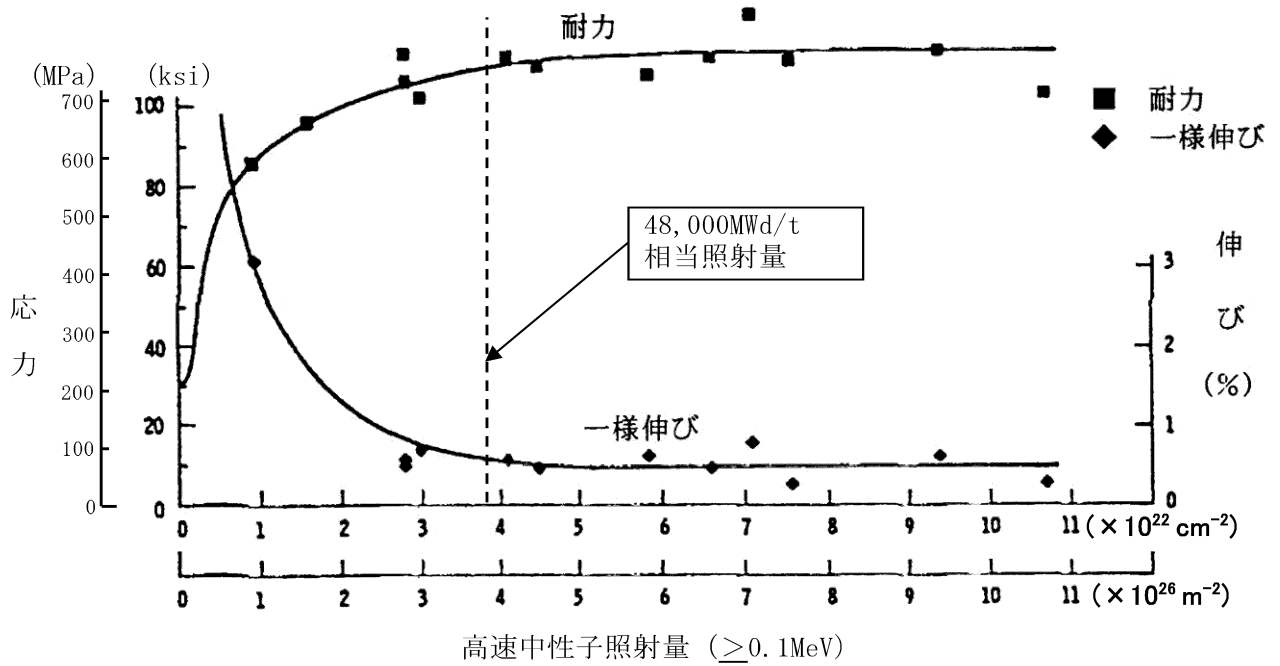


図 7-1 SUS304 鋼の照射による機械的性質の変化⁽⁵⁹⁾
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)

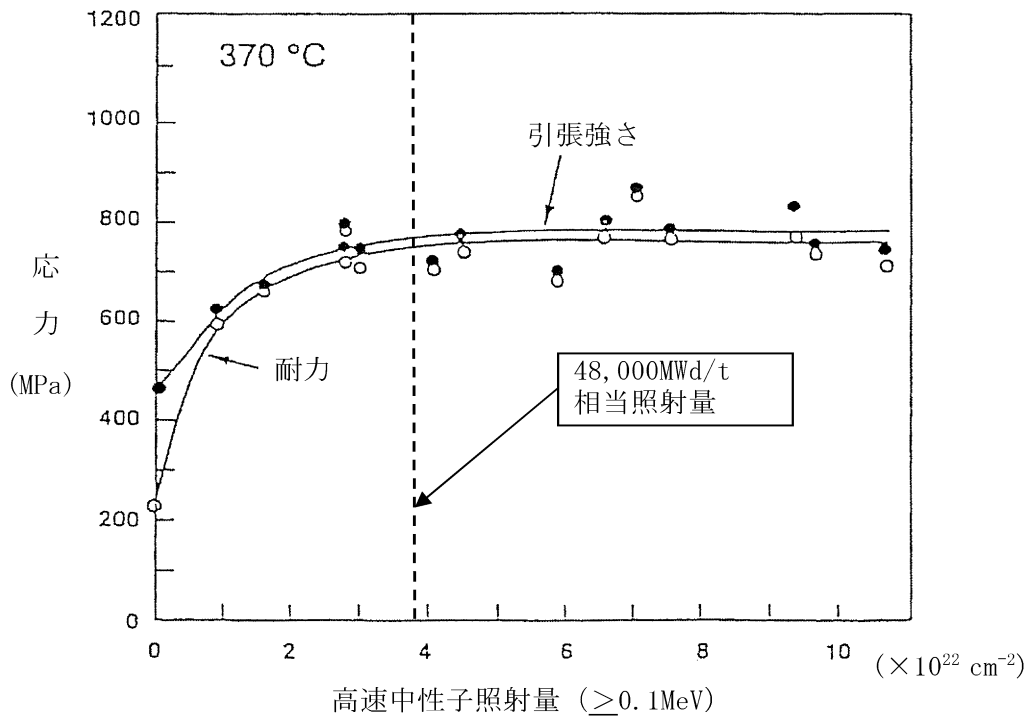


図 7-2 SUS304 鋼の照射による機械的性質の変化⁽⁵⁹⁾
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)

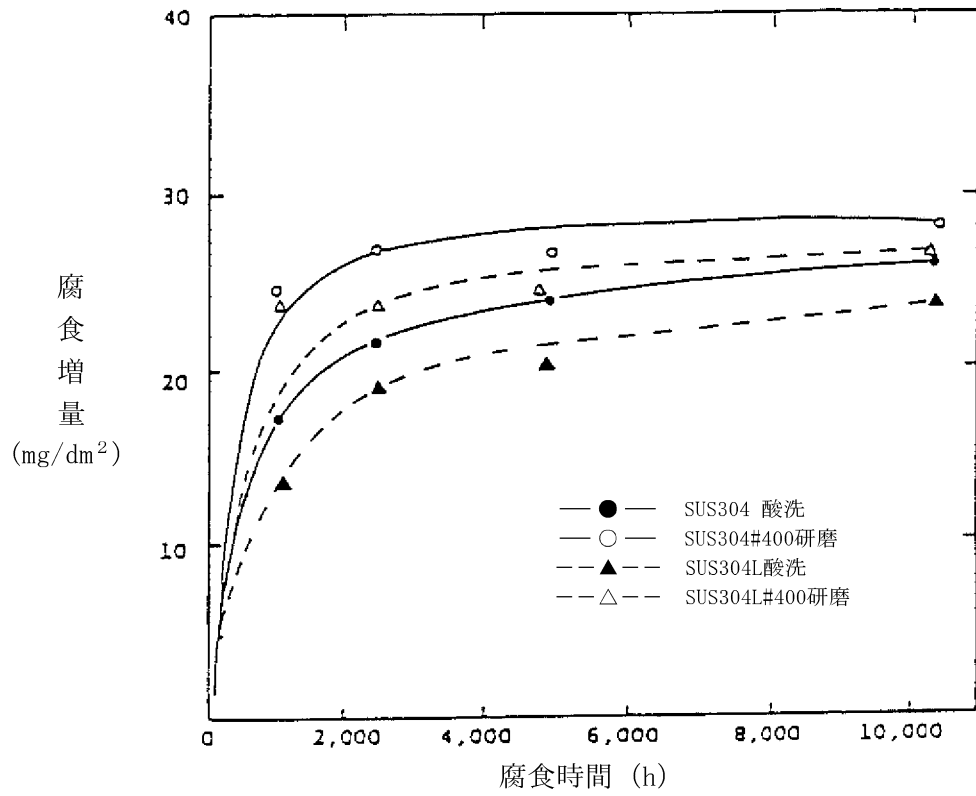


図 7-3 SUS304 鋼の高温水中腐食 (試験温度 300°C) ⁽⁶¹⁾

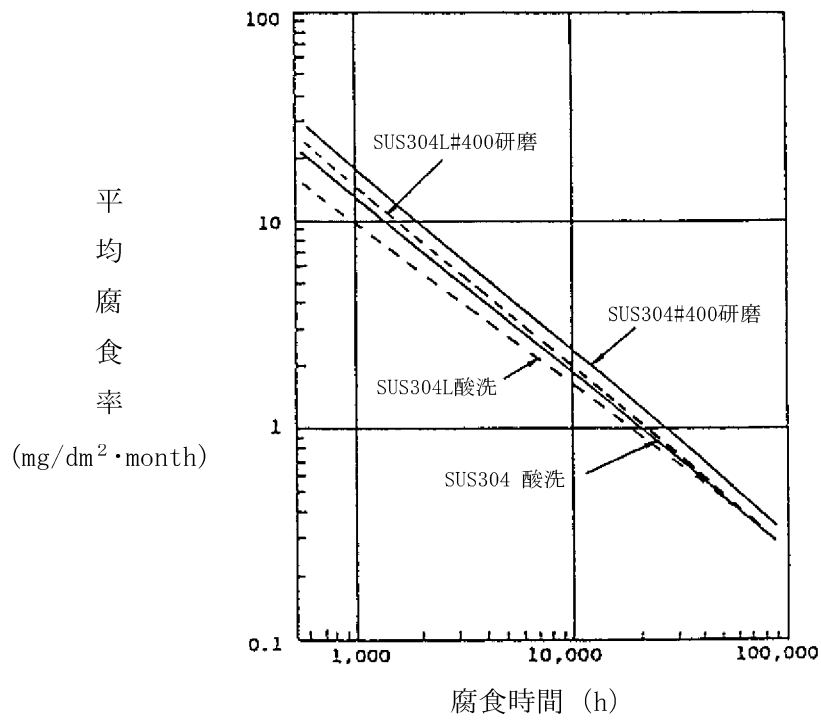


図 7-4 SUS304 鋼の溶存酸素を含まない 300°C の 0.92% ホウ酸水中における平均腐食率 ⁽⁶¹⁾

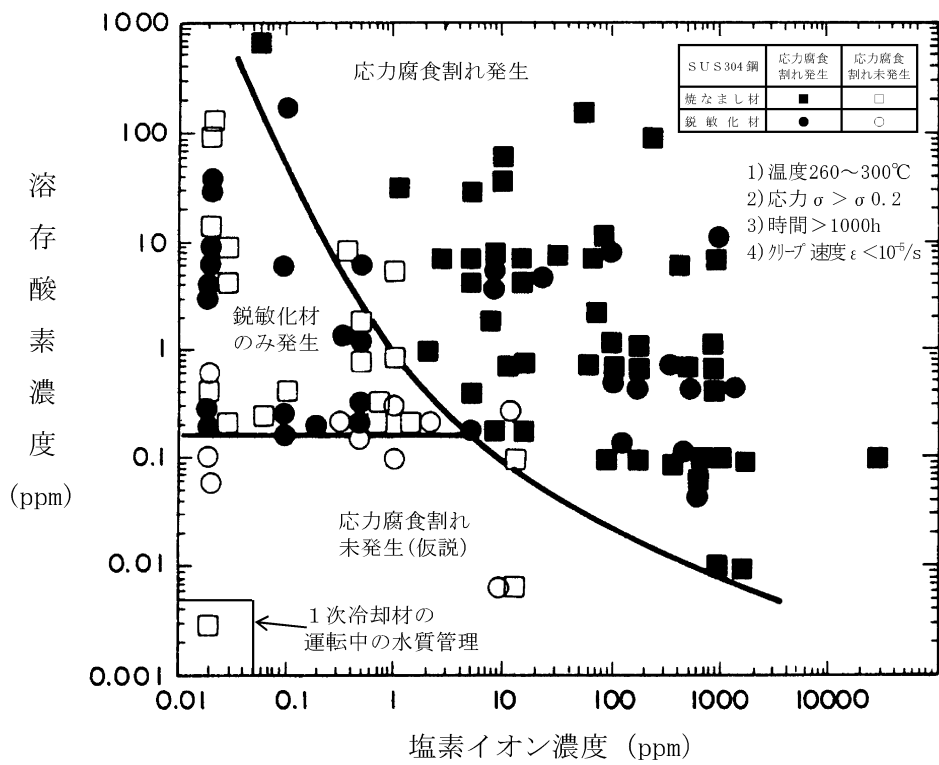


図 7-5 SUS304 鋼の応力腐食割れ発生におよぼす塩素イオン濃度及び溶存酸素濃度の限界量⁽⁶²⁾

8. 参考文献

- (1) J.A. Christensen, R.J. Allio and A. Biancheria, "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide" WCAP-6065 (1965).
- (2) J.L. Bates, "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", J. Nuclear Materials, 36, 234 (1970).
- (3) R.E. Latta and R.E. Fryxell, "Determination of Solidus-Liquidus Temperatures in the UO_{2+x} System ($-0.50 < x < 0.20$)", J. Nuclear Materials, 35, 195 (1970).
- (4) J.A. Christensen. "Irradiation Effects on Uranium Dioxide Melting", HW-69234
- (5) J. Belle, "Uranium Dioxide: Properties and Nuclear Applications", USAEC(1961).
- (6) H. Stehle and H. Assmann, J. Nucl. Mat., 52, 303 (1974). "The Dependence of In-reactor UO_2 Densification on Temperature and Microstructure"
- (7) M.O. Marlowe, Trans. Amer. Nucl. Soc., 17, 166 (1973). "Predicting in-reactor Densification Behavior of UO_2 "
- (8) M.G. Balfour et al., Final Report "EP80-16, Hot Cell Examination of Zion Fuel Cycles 1 through 4, WCAP-10473", ESEERCO report, 1985
- (9) U.P. Nayak et al., Final Report "EP80-16, Hot Cell Examination of Zion Fuel Cycle 5, WCAP-10543", ESEERCO report, 1985
- (10) M.G. Balfour et al., "BR-3 High Burnup Fuel Rod Hot Cell Program, Volume 2: Final Report", WCAP-10238, Vol.2, DOE/ET 34073-1, 1982
- (11) J.A. Kuszyk, "Hot Cell Examination of Surry Three- and Four-Cycle 17×17 Demonstration Fuel, Volume 1: Principal Results and Evaluation", WCAP-10514, Vol. 1, DOE/ET 34014-14, 1984

- (12) (財)原子力発電技術機構, 平成 10 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 11 年 3 月
- (13) (財)原子力発電技術機構, 平成 12 年度 高燃焼度等燃料確証試験に関する報告書, 平成 13 年 6 月
- (14) 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
- (15) M. G. Balfour et al., "Zorita Research and Development Program: Volume 1, Final Report", WCAP-10180, Vol. 1, 1982
- (16) (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
- (17) 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)
- (18) M. Yokote et al., "PWR Fuel in Japan, Progress and Future Trends", Nuclear Engineering International, 1994, pp. 24-29
- (19) (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
- (20) 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
- (21) S. Doi et al., "High Burnup MOX Fuel and Fuel Rod Design Improvement", ANS 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, March 1997, Portland, Oregon
- (22) P. Blanpain et al., "GAIN" Final Report, GN89/48, 1991

- (23) M. Lippens, "GAP" Final Report, GP 90/28 D, 1990
- (24) P. Blanpain et al., "High Rated and High Burnup Gadolinia Fuel Irradiated in the BR3 17x17 PWR", IAEA-SM-288/40, Improvements in Water Reactor Fuel Technology and Utilization, September 1986, Stockholm
- (25) J. O. Barner et al., "High Burnup Effects Program Final Report", HBEP-61, 1990
- (26) ステンレス協会編, ステンレス鋼便覧 初版, 日刊工業新聞社
- (27) 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)
- (28) 日本原子力学会「1995 春の年会」予稿集 L45, 「高温高圧水中における未照射ペレットの腐食挙動」, (1995 年 3 月 28~30 日, 東工大)
- (29) R. J. Beals, J. H. Handwerk and B. J. Wrona, "Behavior of Urania-Rare-Earth Oxides at High Temperatures", J. Am. Cer. Soc. Vol. 52 No. 11, 578-581 (1969).
- (30) T. Wada, K. Noro and K. Tsukui, "Behavior of $UO_2-Gd_2O_3$ Fuel", Paper 63, Presented at BNES Conference, London Oct. 1973.
- (31) L. N. Grossman, D. R. Packard and H. W. Hill, "(U, Gd) $O_{2.00}$ Phase Equilibria at High Temperatures", Paper 205, presented to C. N. R. S. colloquium, 1972.
- (32) 水野ら, "高濃度ガドリニア入り燃料の炉外物性試験(3) -融点測定-", 日本原子力学会「1990 秋の大会」, 1990 年 10 月, 東北大
- (33) N. Oi et al., "BWR Fuel Performance and Recent Trend of R&D in Japan", ANS 1988 (Williamsburg)
- (34) 松岡ら, "ガドリニア入り UO_2 燃料とジルカロイ-4 の共存性に関する研究", 日本原子力学会「1990 秋の大会」1990 年 10 月 2~5 日, 東北大

- (35) R. M. Adams and A. Glassner, "Reactor Development Program Progress Report", ANL-6705, April 15, 1963
- (36) 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
- (37) 三菱原子燃料株式会社, "三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計", MNF-1001改1, 平成23年3月
- (38) Y. Irida et al., "Proving Test on the Reliability of PWR 15×15 Fuel Assemblies through Three Reactor Cycles in Japan", ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1988, Williamsburg, Virginia
- (39) H. Ikehata et al., "Irradiation Test on High Performance Fuel", ANS 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, March 1997, Portland, Oregon
- (40) Y. Irida et al., "Segmented Fuel Rod Irradiation Programme on Advanced Materials for High Burnup", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah
- (41) (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
- (42) W. J. O'Donnell and B. F. Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components" Nuclear Science and Engineering, 20, 1964, pp.1-12
- (43) (財)原子力発電技術機構, 平成7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8年3月
- (44) G. P. Sabol et al., "Development of a Cladding Alloy for High Burnup", Zirconium in the Nuclear Industry: 8th International Symposium, ASTM STP 1023, 1989, pp. 227-244

- (45) M.G.Balfour et al., "Westinghouse Fuel Operating Experience at High Burnup and with Advanced Fuel Features", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France
- (46) G.P.Sabol et al., "In-Reactor Fuel Cladding Corrosion Performance at Higher Burnups and Higher Coolant Temperatures", ANS 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, March 1997, Portland, Oregon
- (47) S.DoI et al., "Advanced Fuel Design and Performance for Burnup Extension ", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah
- (48) T.Takahashi et al., "Advanced Fuel Development for Burnup Extension", ANS 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, March 1997, Portland, Oregon
- (49) 田原ら, "国内PWRにおける高燃焼度先行照射燃料 (A型) の3サイクル照射後オンサイト検査結果", 日本原子力学会「2001年秋の大会」, 2001年9月, 北海道大学
- (50) E.Hillner, "Corrosion of Zirconium-Base Alloys - An Overview", Zirconium in the Nuclear Industry : 3^{r d} International Conference, ASTM STP 633, 1977, pp.211-235
- (51) G.R.Kilp et al., "Corrosion Experience with Zircaloy and ZIRLO™ in Operation PWRs", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France
- (52) E.DeMatias et al., "European Fuel Group's Fuel Performance", Top Fuel '97, BNES, 1997, pp.2.28-2.39
- (53) J.Moon, "Farley Unit 1 EOC-7 ; 17×17 OFA Onsite Examinations Report", WCAP-11561, 1987
- (54) RESEARCH REPORT EP80-16, HOT CELL EXAMINATION OF ZION FUEL CYCLE 5, Empire State Electric Energy Research Corporation, June, 1985

- (55) J. BAI et al., "Effect of Hydrides on the Ductile-brittle Transition in Stress-relieved, Recrystallized and β Treated Zircaloy-4"
- (56) W. J. Mills, "Effect of irradiation on the fracture toughness of Alloy 718 plate and weld", Journal of Nuclear Materials 199 (1992), pp.68-78
- (57) A. F. Rowcliffe et al., "Environmental Effects on Cladding Mechanical Properties", Trans. AM. Nucl. Soc. V38, P. 266~267 (1981)
- (58) T. T. Claudson, R. E. Westerman, "An Evaluation of the Corrosion Resistance of Several High Temperature Alloys for Nuclear Applications", BNWL-155 (1965).
- (59) R. W. Cahn et al., "Materials Science and Technology"
- (60) T. Matsuoka et al., "Intergranular Cracking in Cladding Tube of PWR RCCA Rodlets", The Sixth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, August 1-5, 1993 San Diego, California.
- (61) T. Maekawa and M. Kagawa, "Corrosion of Stainless Steels in High-Temperature Boric Acid Solutions", Corrosion Engineering, Vol.17, No. 3 (1968).
- (62) A. John Sedriks, "Corrosion of Stainless Steels" 1979
- (63) S. T. Mahmood et al., "Post-Irradiation Characterization of Ultra-High-Fluence Zircaloy-2 Plate", ASTM STP 1354, 2000
- (64) 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
- (65) T. Kitagawa et al., "Post irradiation examination of fuel rods in 55GWd/t lead use assembly", 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, October 2005, Kyoto
- (66) (財)原子力安全研究協会 "軽水炉燃料のふるまい 実務テキストシリーズ No. 3", 平成10年7月

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

目 次

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

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

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

目 次

	頁
1. 概要	T3-添9-1-1
2. 基本方針	T3-添9-1-1
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	T3-添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含む。)	T3-添9-1-3
3.1.1 設計に係る組織	T3-添9-1-4
3.1.2 工事及び検査に係る組織	T3-添9-1-4
3.1.3 調達に係る組織	T3-添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	T3-添9-1-7
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用	T3-添9-1-7
3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査	T3-添9-1-7
3.3 設計に係る品質管理の方法	T3-添9-1-10
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	T3-添9-1-10
3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	T3-添9-1-10
3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証	T3-添9-1-12
3.3.4 設計における変更	T3-添9-1-22
3.4 工事に係る品質管理の方法	T3-添9-1-22
3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施 (設計3)	T3-添9-1-22
3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	T3-添9-1-23
3.5 使用前事業者検査の方法	T3-添9-1-24
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項	T3-添9-1-24
3.5.2 使用前事業者検査の計画	T3-添9-1-25
3.5.3 検査計画の管理	T3-添9-1-28
3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	T3-添9-1-28
3.5.5 使用前事業者検査の実施	T3-添9-1-28
3.6 設工認における調達管理の方法	T3-添9-1-33
3.6.1 供給者の技術的評価	T3-添9-1-33
3.6.2 供給者の選定	T3-添9-1-33
3.6.3 調達製品の調達管理	T3-添9-1-33
3.6.4 請負会社他品質監査	T3-添9-1-37
3.6.5 設工認における調達管理の特例	T3-添9-1-37
3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ	T3-添9-1-38

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

1. 概要

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

2. 基本方針

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

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

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

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

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

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

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

(2) 工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画

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

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

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

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

(3) 設工認対象設備の施設管理

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

(4) 設工認で記載する設計、工事及び検査以外の品質保証活動

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

また、当社の品質保証活動は、健全な安全文化を育成し及び維持するための活動と一体

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、品質マネジメントシステム及び保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき実施する。

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

(1) 秘密情報の管理

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

(2) セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理

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

以下に、設計、工事及び検査、調達管理等のプロセスを示す。

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

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

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

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

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

設計から工事及び検査への設計結果の伝達、当社から供給者への情報伝達など、組織

内外や組織間の情報伝達については、設工認に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

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

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

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

3.1.2 工事及び検査に係る組織

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

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

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

3.1.3 調達に係る組織

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

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

第3.1-1表 設計及び工事の実施の体制

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全・技術部門 本店 原子力発電部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.4 3.5	工事に係る品質管理の方法 使用前事業者検査の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全・技術部門 本店 原子力発電部門 本店 原子燃料部門 発電所 品質保証室 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 第一発電室 発電所 第二発電室 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.6	設工認における調達管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全・技術部門 本店 原子力発電部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

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

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

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

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

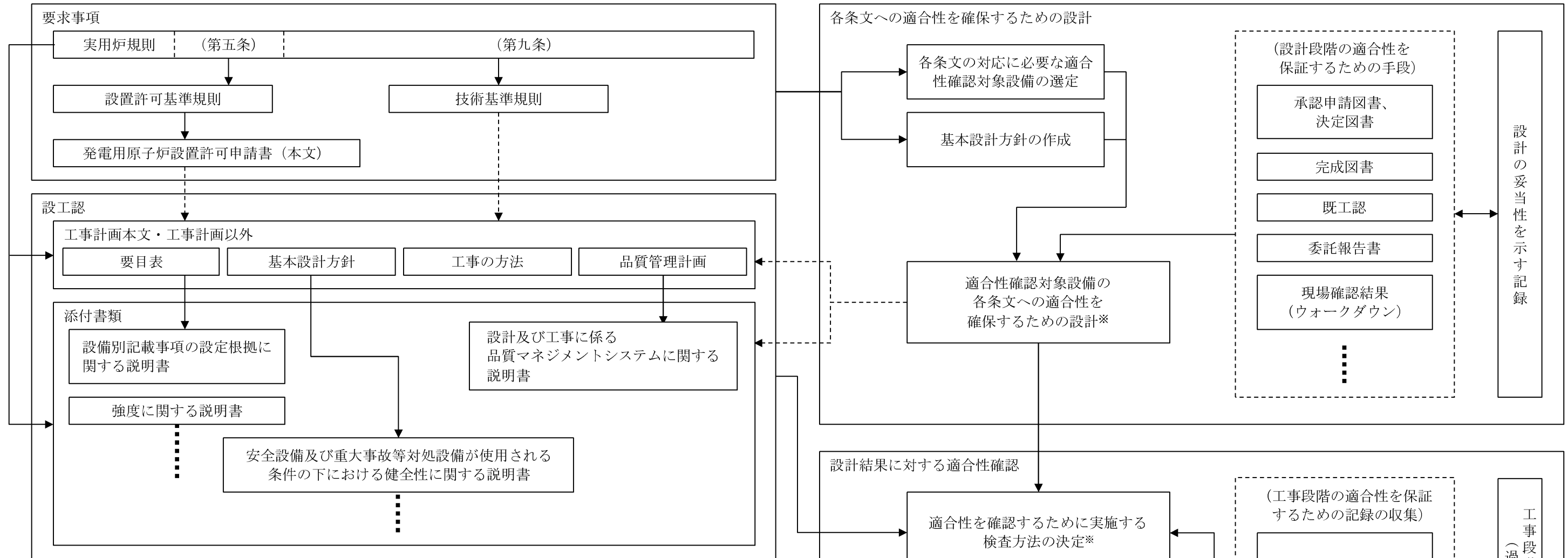
また、適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを第3.2-1図に示す。

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

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

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

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



※：基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表

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

第 3.2-1 図 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画
	3.3.1 ※	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報
	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 設計開発の結果に係る情報
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理
工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	—
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—
	3.5.3	検査計画の管理	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等

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

3.3 設計に係る品質管理の方法

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

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

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

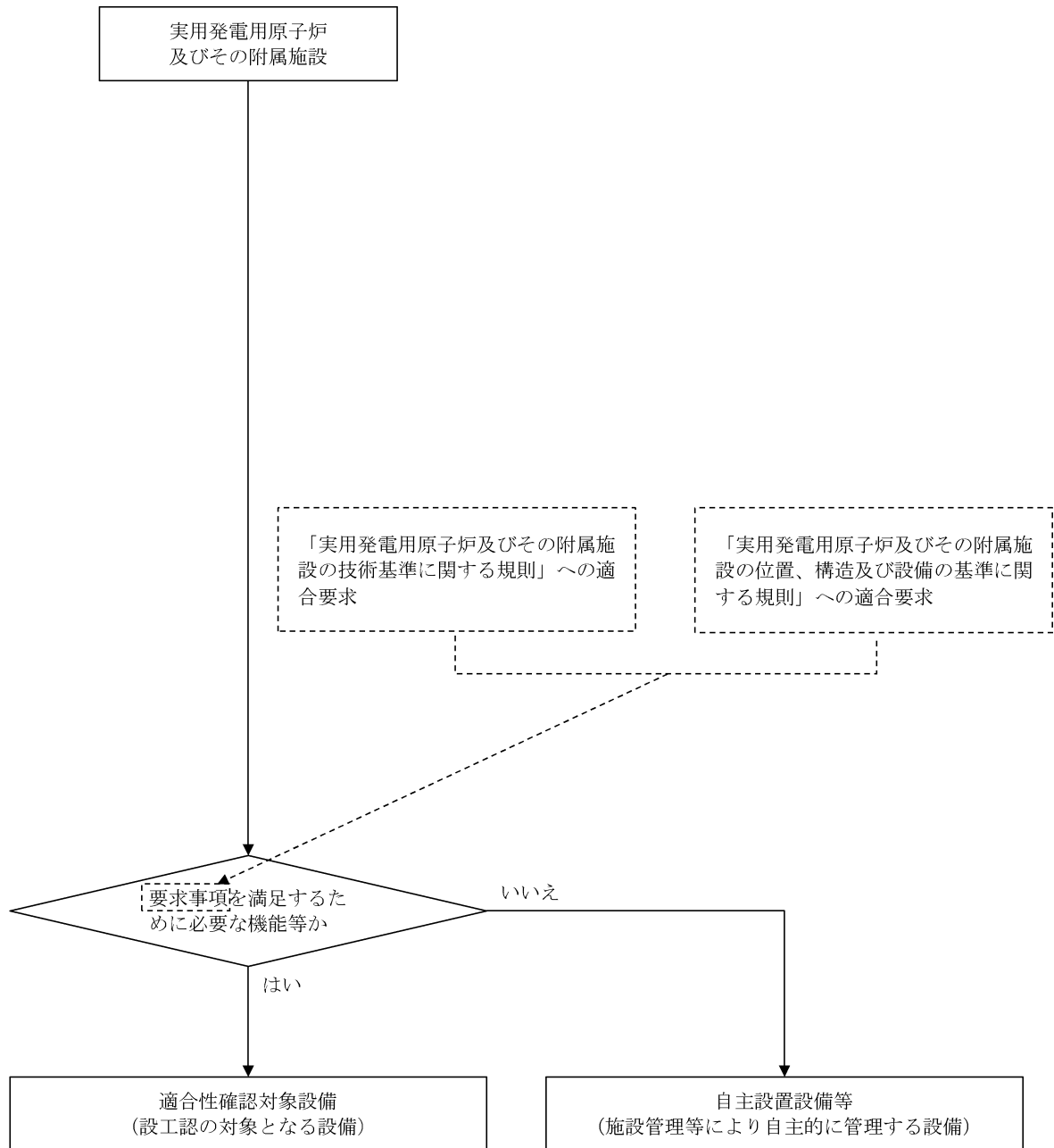
- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された「高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）
- ・技術基準規則
また、必要に応じて以下を参照する。
- ・許可された設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

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

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

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



第3.3-1図 適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

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

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

これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

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

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

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

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

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

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

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

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

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

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

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

用いて実施する。

a. 基本設計方針の整理

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

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

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

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

また、具体的な設計の流れを第3.3-2図に示す。

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

能、性能目標、防護方針等を含む。)を定めるための設計を実施する。

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

イ. 評価を行う場合

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

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

ロ. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

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

ハ. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

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

ニ. 他号機と共用する設備の設計を行う場合

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

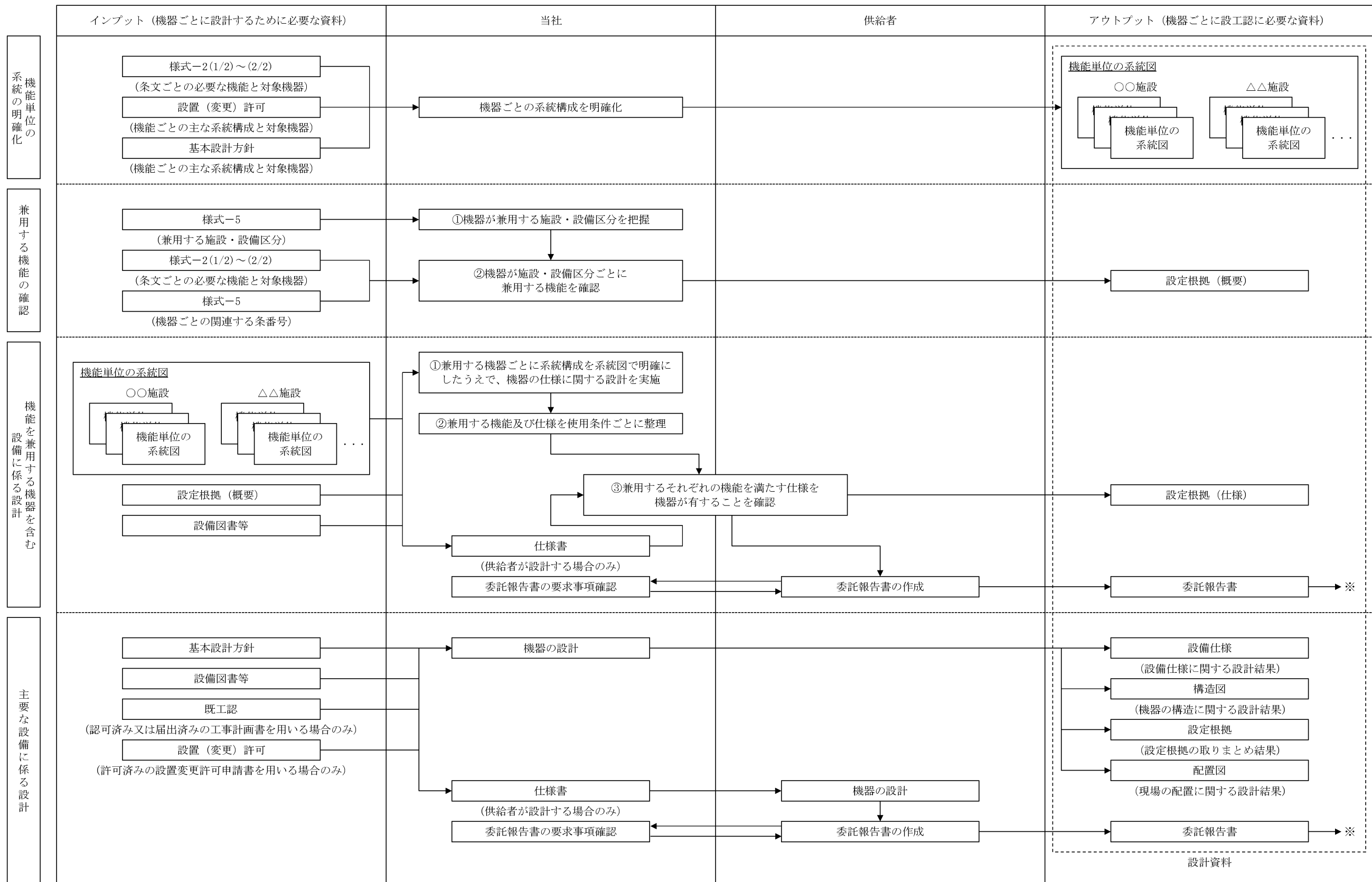
上記イ～ニの場合において、設計の妥当性を検証し、詳細設計方針を満たすことを確認するために検査を実施しなければならない場合は、条件及び方法を定めた上で実施する。

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

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

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

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



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

第 3.3-2 図 主要な設備の設計

c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

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

(a) 調達による解析の管理

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

イ. 調達による解析

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

なお、解析の調達管理に関する具体的な流れを添付3「設工認における解析管理について」の「別図1」に示す。

(イ) 解析業務を実施するに当たり、あらかじめ解析業務の計画を策定し、解析業務実施計画書等により文書化する。

なお、解析業務の計画には、以下に示す事項の計画を明確にする。

- ・解析業務の作業手順（デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。）
- ・使用する計算機プログラムとその検証結果※

※：解析業務実施計画書の作成段階で、使用する計算機プログラムの検証が完了していない場合は、計算機プログラムの検証計画を解析業務実施計画書に記載し当社に提出させ、また計算機プログラム検証後にその結果を当社へ提出させる。

- ・解析業務の実施体制
- ・解析結果の検証
- ・委託報告書の確認
- ・解析業務の変更管理

- ・記録の保管管理

(ロ) 解析業務に係る必要な力量を定めるとともに、従事する要員（原解析者・検証者）は必要な力量を有した者とする。

ロ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用する。

- ・簡易的なモデルによる解析解の検算
- ・標準計算事例を用いた解析による検証
- ・実験又はベンチマーク試験結果との比較
- ・他の計算機プログラムによる計算結果との比較 等

ハ. 解析業務で用いる入力情報の伝達

当社は供給者に対し調達管理に基づく品質マネジメントシステム上の要求事項として、ISO9001の要求事項に従った文書及び記録の管理の実施を要求し、適切な版を管理することを要求する。

これにより、設工認に必要な解析業務のうち、設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で、同じ最新性を確保する。

また、設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は、当社で管理している図面を供給者に提供することで、供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ. 入力根拠の作成

供給者に、解析業務実施計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ、また計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで、入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析

自社で実施する解析（手計算）は、評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で、当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また、実施した解析結果に間違いがないようにするために、入力根拠、入力結果及び解析結果について、解析を実施した者以外の者によるダブルチェックを実施し、解析結果の信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の「設計1」及び「設計2」で取りまとめた様式-8を設計のアウトプットとして、これが設計のインプット（「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、組織の要員に指示する。

なお、この検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

(4) 設工認申請（届出）書の作成

設計を主管する箇所の長は、設工認の設計として実施した「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、実用炉規則別表第二の「記載すべき事項」の要求に従って、必要な事項（種類、主要寸法、材料、個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの基本設計方針のまとめ

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した施設ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を、「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 工事の方法の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備等が、期待される機能を確実に発揮することを示すため、当該工事の手順並びに使用前事業者検査の項目及び方法を記載するとともに、工事中の従事者及び公衆に対する放射線管理や他の設備に対する悪影響防止等の観点から特に留意すべき事項を「工事の方法」として取りまとめる。

d. 各添付書類の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、基本設計方針に対する詳細設計の結果、及び設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6及び様式-7を用いて、実用炉規則別表第二に示された添付書類を作成する。

なお、実用炉規則別表第二に示された添付書類において、解析コードを使用している場合には、添付書類の別紙として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

e. 設工認申請（届出）書案のチェック

設計を主管する箇所の長は、設工認申請（届出）書の取りまとめを主管する箇所の長が定めた作成分担に基づき、作成した設工認申請（届出）書案について、要員を指揮して、以下の要領でチェックする。

- (a) 設計を主管する箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。
- (b) コメントが付されている場合は、その反映要否を検討し、必要に応じ資料を修正した上で、再度チェックする。
- (c) 設計対象の追加または変更をした場合は、関連書類の整合が取られていることをチェックする。
- (d) 必要に応じこれらを繰り返し、設工認申請（届出）書案のチェックを完了する。

(5) 設工認申請（届出）書の承認

「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)e. 設工認申請（届出）書案のチェック」を実施した設工認申請（届出）書案について、設工認申請（届出）書の取りまとめを主管する箇所の長は、設計を主管する箇所の長が

作成した資料のチェックが確実に実施されたことを確認した上で取りまとめ、原子力発電安全委員会（原子力発電安全運営委員会）へ付議し、審議及び確認を得る。

また、設工認申請（届出）書の提出手続きを主管する箇所の長は、原子力発電安全委員会（原子力発電安全運営委員会）の審議及び確認を得た設工認申請（届出）書について、原子力規制委員会及び経済産業大臣への提出手続きを承認する。

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じて修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく具体的な設備の設計の実施及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「3.6 設工認における調達管理の方法」の管理を適用して実施する。

3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかの方法で、設工認を実現するための具体的な設計（設計3）を実施し、決定した具体的な設備の設計結果（既に工事を着手し設置を終えている設備について、既に実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認することを含む。）を様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

(1) 自社で設計する場合

本店組織又は発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「設計3」を実施する。

(2) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施

する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (4) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、本店組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

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

なお、この工事の中で使用前事業者検査を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で使用前事業者検査を含めて実施する。

また、設工認に基づき設置する設備のうち、既に工事を着手し設置を終えている設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

(2) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い、着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

なお、この工事の中で適合性確認を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

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

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

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

①実設備の仕様の適合性確認

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

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

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

また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録（工事実施箇所が採取した記録・ミルシート等。）の信頼性確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「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」、「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）」で実施した設計1、2及び設計3のアウトプットに対する妥当性を確認するための方法を様式-8に整理し、使用前事業者検査を計画する。

使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3.3-1表の要求種別ごとに第3.5-1表に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

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

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式-8に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

検査を担当する箇所の長は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3.3-1表の要求種別ごとに定めた第3.5-1表に示す確認項目、確認視点、主な検査項目の考え方を使得、確認項目ごとに設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。第3.5-1表の検査項目ごとの概要及び判定基準の考え方を第3.5-2表に示す。

- a. 様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、第3.5-2表に示す「検査項目、検査概要、判定基準の考え方について（代表例）」及び「工事の方法」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する以下の内容を、様式-8の「確認方法」欄に取りまとめる。なお、「確認方法」欄では、以下の内容を明確にする。
 - (a) 検査項目
 - (b) 検査方法

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

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

第3.5-2表 検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであることを、また関係規格※1,2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであることを、また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内であることを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 (組立て及び据付け状態を確認する検査)	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・設工認に記載のとおりに設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを、記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を、記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が設工認に記載のとおり製作され、組み立てられていること、また関係規格※1,2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること、また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査 可搬型設備の実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを、記録（工場での試験記録等を含む。）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査、警報検査、インターロック検査 電気設備又は計測制御設備について、ロジック確認、インターロック確認及び警報確認等を行い、設備の機能・性能又は特性を、記録又は目視により確認する。	・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を、記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設工認に記載のとおりに設置されていること。
	・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を、記録（工場での校正記録等を含む。）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査	・設置要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が、設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を、記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され、利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され、利用できること。
基本設計方針に係る検査※3	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していることを確認する。	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していること。
QA 検査	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていることを確認する。	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていること。

※1：消防法及びJIS

※2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格

※3：基本設計方針のうち、各検査項目で確認できない事項を対象とする。

3.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整の上、発電所全体の主要工程及び調達先の工事工程を加味した適合性確認の検査計画を作成し、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

なお、検査計画は、進捗状況に合わせて関係箇所と適宜調整を実施する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

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

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

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、「検査・試験通達」に基づき、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

検査を担当する箇所の長は、組織的独立した箇所に検査の実施を依頼する。

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、第3.5-1図を参考に検査要領書で明確にする。

なお、検査における役務は、以下のとおりとする。

a. 総括責任者

- ・発電所における保安に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。（燃料体に係る検査を除く。）
- ・燃料体の工事に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。（燃料体に係る検査に限る。）

b. 主任技術者

- ・検査内容、手法等に対して指導・助言を行うとともに、検査が適切に行われていることを確認する。

- ・ 検査要領書制定時の審査並びに検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を審査する。
 - ・ 発電用原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
 - ・ ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力設備の工事、維持及び運用（電氣的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
 - ・ 電気主任技術者は、主に電気設備の構造、機能及び性能に係る事項等、電気工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。
- c. 品質保証責任者
- ・ 品質マネジメントシステムの観点から、検査範囲、検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに、検査要領書の制定又は改訂が適切に行われていることを審査する。（QA検査を除く。）
- d. 検査実施責任者
- ・ 検査を担当する箇所の長からの依頼に基づき検査を実施する。
 - ・ 検査要領書を制定する。また、検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を確認、承認し、関係者に周知する。
 - ・ 検査員から報告された検査結果（合否判定）が技術基準規則に適合していることを最終確認し、若しくは自らが合否判定を実施し、リリース許可する。
- e. 検査員
- ・ 検査実施責任者からの指示に従い、検査を実施する。
 - ・ 検査要領書の判定基準に従い、立会い又は記録の確認により合否判定する。
 - ・ 検査記録及び検査成績書を作成し、検査実施責任者へ報告する。
- f. 助勢員
- ・ 検査実施責任者又は検査員からの指示に従い、検査に係る作業を行う。
 - ・ 検査員の役務内容のうち、合否判定以外を行う。

(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「検査・試験通達」に基づき、「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定した様式-8の「確認方法」欄で明確にした確認方法に従った使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。

また、検査を担当する箇所の長は、検査目的、検査場所、検査範囲、設備項目、

検査方法、判定基準、検査体制、不適合処置要領、検査手順、検査工程、検査用測定機器、検査成績書の事項等を記載した検査要領書を作成し、主任技術者（燃料体に係る検査を除く。）及び品質保証責任者（QA検査は除く。）の審査を経て検査実施責任者が制定する。

なお、検査要領書には使用前事業者検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にするとともに、適合性確認対象設備ではない使用前事業者検査の対象を明確にする。

各検査項目における代替検査を行う場合、「3.5.5(4) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(4) 代替検査の確認方法の決定

a. 代替検査の条件

代替検査を用いる場合は、通常の方法で検査ができない場合であり、例えば以下の場合をいう。

- ・ 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- ・ 構造上外観が確認できない場合
- ・ 系統に実注入ができない場合
- ・ 電路に通電できない場合
- ・ 当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）※

※：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）」とは、以下の場合をいう。

- ・ 材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・ 寸法検査記録がなく、実測不可の場合

b. 代替検査の評価

検査を担当する箇所の長は、代替検査による確認方法を用いる場合、本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し、その結果を「3.5.5(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による審査を経て適用する。

なお、検査目的に対する代替性の評価においては、以下の内容を明確にする。

- ・ 設備名称

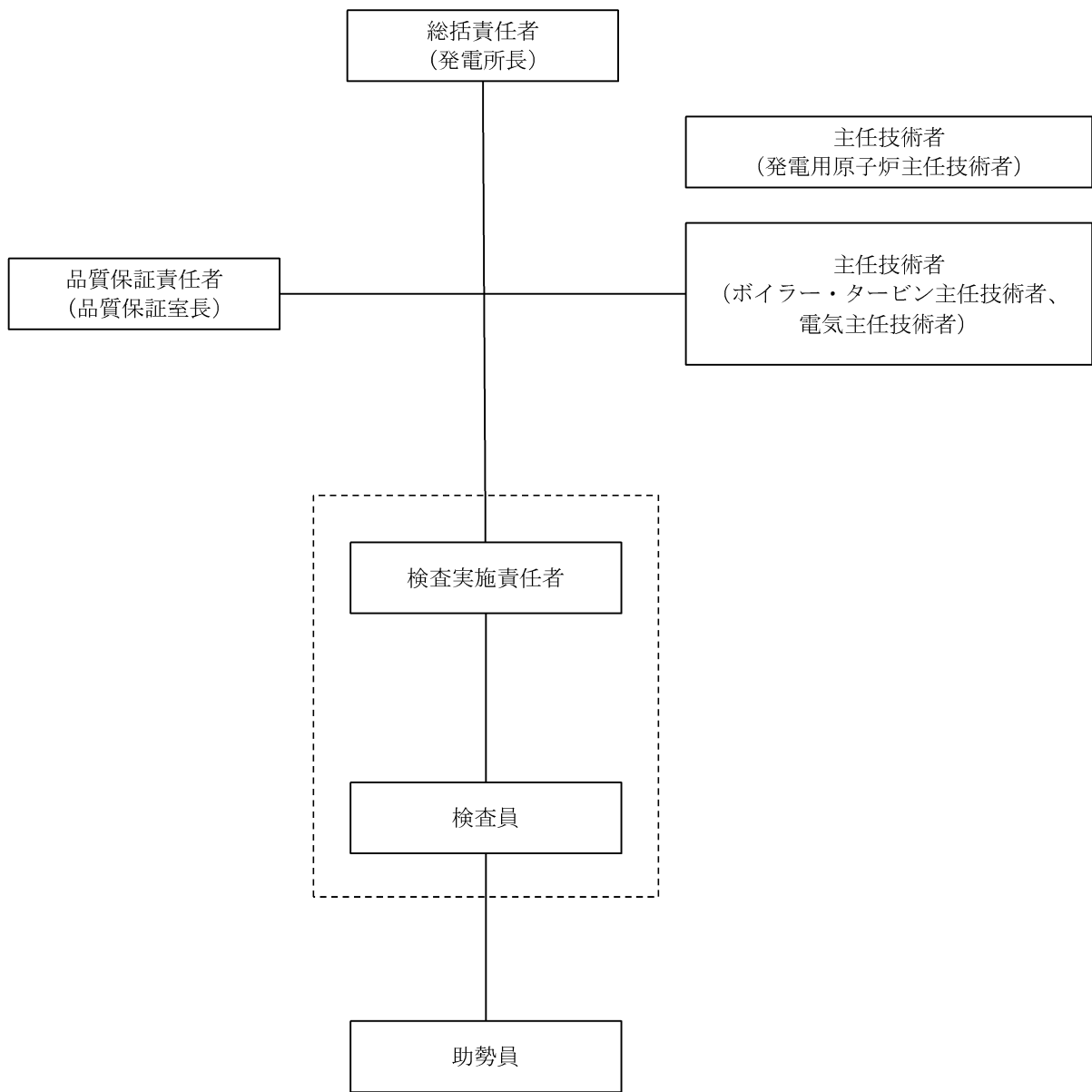
- ・ 検査項目
- ・ 検査目的
- ・ 通常の方法で検査ができない理由
 - (例) 既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすための困難性
 - 現状の設備構成上の困難性
 - 作業環境における困難性 等
- ・ 代替検査の手法及び判定基準
- ・ 検査目的に対する代替性の評価

(5) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査員等を指揮して、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで使用前事業者検査を実施し、その結果を検査を担当する箇所の長に報告する。

報告を受けた検査を担当する箇所の長は、検査プロセスが検査要領書に基づき適正に実施されたこと、及び検査結果が判定基準を満足していることを確認したのち、検査結果を受領する。

また、検査を担当する箇所の長は、受領した検査結果を主任技術者に通知する(燃料体に係る検査を除く。)とともに、総括責任者に報告する。



破線部は工事を主管する箇所から組織的独立した者

第3.5-1図 検査実施体制（例）

3.6 設工認における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、「施設管理通達」、「原子力部門における調達管理通達」及び「原子燃料サイクル通達」に基づき、以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。（添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「1. 供給者の技術的評価」参照）

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響、供給者の実績等を考慮し、調達の内容に応じたグレード分けの区分（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照）を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、当社においては、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、設計管理及び調達管理に係るグレード分けを適用している。

設工認に適用した機器ごとの現行の各グレードに該当する実績は様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）」（以下「様式-9」という。）に取りまとめる。

設工認に係る品質管理として、仕様書作成のための設計から調達までのグレードごとの流れ、各グレードで実施した各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別図1(1/3)～(3/3)」に示す。

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力の安全に及ぼす影響及び供給者の実績等を考慮し、グレード分けの区分（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照）を明確にした上で、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

また、一般産業用工業品については、(1)の仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、原子力施設の安全機能に係る機器

等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、以下のa～oを記載した仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理[※]する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

※：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス、Bクラス、Cクラス又は「別表1(2/2)」に示すSA常設のうち、設計・開発を適用する場合は、仕様書の作成に必要な設計として、添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「2. 仕様書作成のための設計について」の活動を実施する。

- a. 工事又は購入に関する機器仕様（グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）を含む。）
- b. 供給者が実施する業務範囲
- c. 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する以下の要求事項（出荷許可の方法を含む。）
 - (a) 法令、基準、規格、仕様、図面、プロセス要求事項等の技術文書の引用
 - (b) 当社の承認を必要とする範囲（手順、プロセス等）
 - (c) 適用する法令、基準、規格等への適合性及び技術的な妥当性等を保証するために必要な要求事項
 - (d) グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）に応じた性能、機能、設計のインターフェイス、材料・部品、製作、据付、検査・試験、洗浄、保管、取扱い、梱包、運転上の要求事項等の要求の範囲・程度
 - (e) 主要部材の品名・仕様（寸法・材質等）、数量
 - (f) 部材の保存に関する要求事項
 - (g) 検査・試験に関する要求事項
 - (h) 特殊な装置等を取り扱う場合、装置等を安全かつ適正に使用するために必要な設備の機能・取扱方法
 - (i) 設備が安全かつ適正に機能するために必要な運転操作、並びに保守及び保管における注意・考慮すべき事項
- d. 要員の適格性確認に関する要求事項
- e. 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - (a) 当社が要求する品質マネジメントシステム規格[※]

※：ISO9001を基本とし、設工認品質管理計画及び保安規定の要求事項及びIAEA基準の特徴、並びにキャスク問題等の不適合反映の要求事項を考慮した、原子力発電所の保守等に係る品質マネジメントシステム仕様をいう。

(b) 文書・記録に関する要求事項

(c) 外注先使用時における要求事項

f. 特殊工程等に関する要求事項

g. 秘密情報の範囲

h. 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項

i. 健全な安全文化を育成し及び維持するために必要な要求事項

j. 調達製品を当社に引き渡す場合における調達要求事項への適合の証拠となる記録の提出に関する要求事項

k. 製品の引渡し後における製品の維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の提供及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する要求事項

l. 解析業務に関する要求事項（解析委託の管理については、添付3「設工認における解析管理について」参照）

m. 悪天候における屋外機材の安全確保措置

n. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項

o. 調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることに関する事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、「施設管理通達」、「原子力部門における調達管理通達」及び「原子燃料サイクル通達」に従い、業務の実施に当たって必要な図書（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス及びBクラス、「別表1(2/2)」に示すSA常設、及び「別表4」に示す業務委託のグレードI、作業計画書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等を考慮した調達製

品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか1つ以上の方法により実施する。

a. 検査・試験

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、「検査・試験通達」に基づき工場又は発電所で検査・試験を実施する。

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、検査・試験のうち、当社が立会又は記録確認を行う検査・試験に関して、以下の項目のうち必要な項目を含む要領書を供給者に提出させ、それを事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査・試験を実施する。

- ・対象機器名（品名）
- ・検査・試験項目
- ・適用法令、基準、規格
- ・検査・試験装置仕様
- ・検査・試験の方法、手順、記録項目
- ・品質管理員における作業記録、作業実施状況、検査データの確認時期、頻度
- ・準備内容及び復旧内容の整合性
- ・判定基準
- ・検査・試験成績書の様式
- ・測定機器、試験装置の校正
- ・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査・試験を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、設備のグレード分けの区分に応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

なお、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA可搬（購入のみ）については、当社にて機能・性能の確認をするための検査・試験を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、製品の受入に当た

り、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 請負会社他品質監査（「3.6.4 請負会社他品質監査」参照）

3.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し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、請負会社他品質監査を実施する。

（請負会社他品質監査を実施する場合の例）

- ・設備：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」に示すAクラス、Bクラス及びCクラスのうち設工認申請（届出）の対象設備並びにSA常設に該当する場合（原則として3年に1回の頻度で実施）
 - ・役務：過去3年以内に監査実績がない供給者で、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表4」に示すグレードIに該当する場合
- また、供給者の発注先（以下「外注先」という。）について、以下に該当する場合は、直接外注先の監査を行う。
- ・供給者が実施した外注先に対する品質監査、又は更に外注先が実施した外注又は下請会社の品質マネジメントシステム状況が不十分と判断した場合
 - ・トラブル等で必要と認めた場合

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

- (1) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

(2) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」の第3.1-1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを「原子力部門における文書・記録管理通達」に基づき管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを第3.7-1表に示すとともに、技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を第3.7-1図に示す。

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

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制を確認した供給者で、かつ、対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を、当該設備として識別が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。

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

当該設備に関する設計図書がない場合で、代替可能な設計図書が存在する場合、供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し、設工認に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

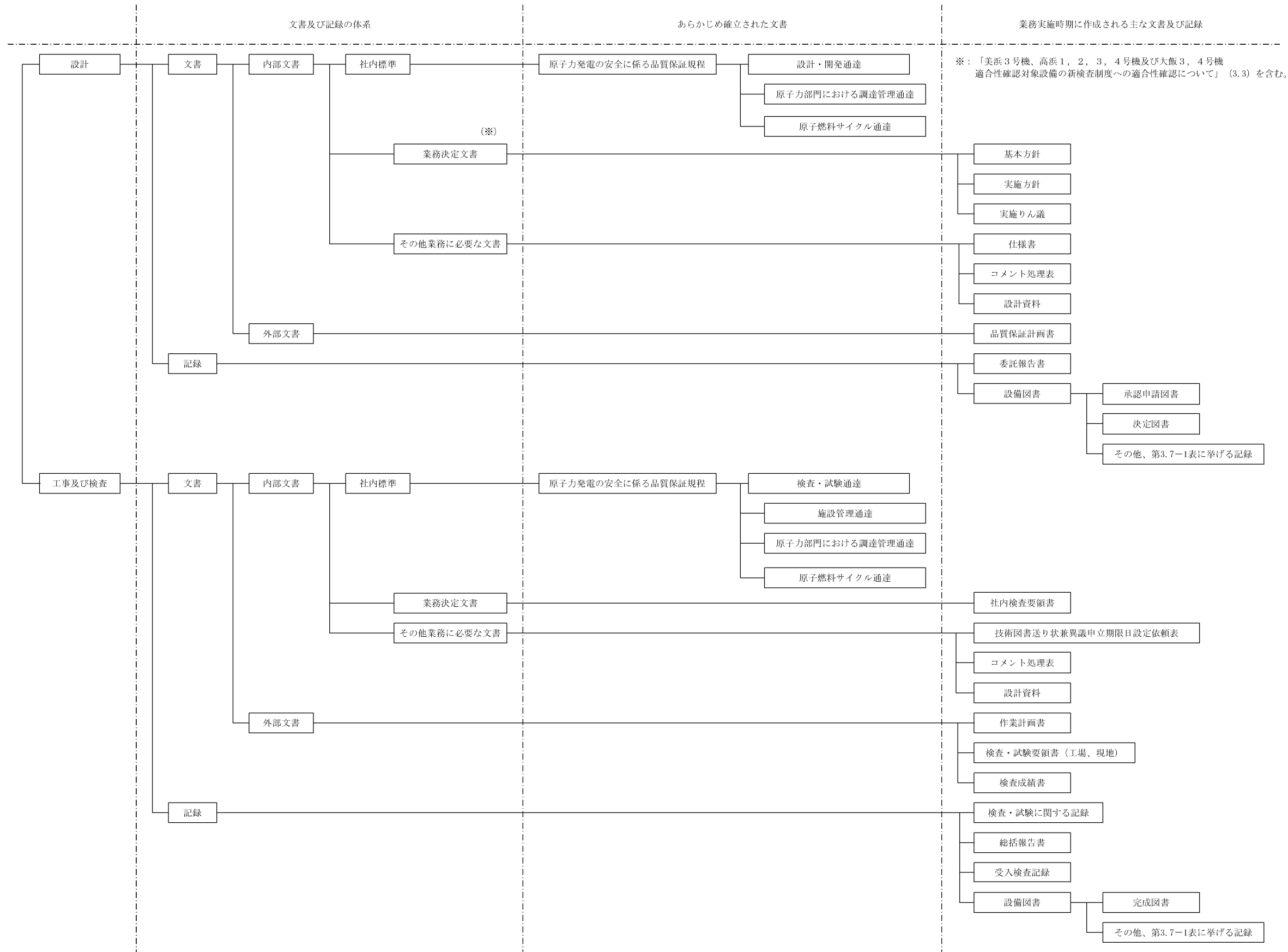
(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査を担当する箇所の長は、使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合、第3.7-1表に示す記録を用いて実施する。

なお、適合性確認対象設備のうち、既に工事を着手し設工認申請（届出）時点で工事を継続している設備、並びに添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA可搬（購入のみ）の設備に対して記録確認検査を実施する場合は、検査に用いる文書及び記録の内容が、使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合、確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること。）を確認することにより、使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

第3.7-1表 記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
承認申請図書、決定図書	設備の工事中の図書であり、このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては、工事完了後に完成図書として管理する図書
完成図書	品質マネジメントシステム体制下で作成され、建設当時から設備の改造等に併せて最新版に管理している図書
既工認	設置又は改造当時の工事計画書の認可を受けた図書で、当該工事計画に基づく使用前検査の合格を以って、その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録（自社解析の記録を含む。）
委託報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた、業務委託の結果の記録（解析結果を含む。）
供給者から入手した文書・記録	供給者を通じて入手した、供給者所有の設計図書、製作図書、検査記録、ミルシート等
製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で、設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 (ウォークダウン)	品質マネジメントシステム体制下で確認手順書を作成し、その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録



※：「美浜3号機、高浜1、2、3、4号機及び大飯3、4号機
適合性確認対象設備の新検査制度への適合性確認について」(3.3)を含む。

第3.7-1図 設計、工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 計量器の管理

a. 当社所有の計量器の管理

(a) 校正・検証

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、校正の周期を定め管理するとともに、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b) 識別管理

イ. 計量器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、校正の状態を明確にするため、計量器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別する。

なお、計量器が故障等で使用できない場合、使用禁止を計量器管理台帳に記載するとともに、修理等で使用可能となれば、使用禁止から校正日へ記載を変更することで、使用可能であることを明確にする。

ロ. 有効期限表示ラベルによる識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、計量器の校正の状態を明確にするため、有効期限表示ラベルに必要事項を記載し、計量器の目立ちやすいところに貼り付けて識別する。

b. 当社所有以外の計量器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、供給者所有の計量器を使用する場合、計量器の管理が適正に行われていることを確認する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁、配管等を、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については「不適合管理および是正処置通達」に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備の工事は、「施設管理通達」の「保全計画の策定」の中の「設計および工事の計画の策定」として、施設管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施している。また、特定重大事故等対処施設に関わる秘匿性を保持する必要がある情報については、3. (1)、(2)に示す「秘密情報の管理」及び「セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理」を実施している。

施設管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を第4-1図に示す。

4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全

工事又は検査を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の保全を、以下のとおり実施する。

4.1.1 工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

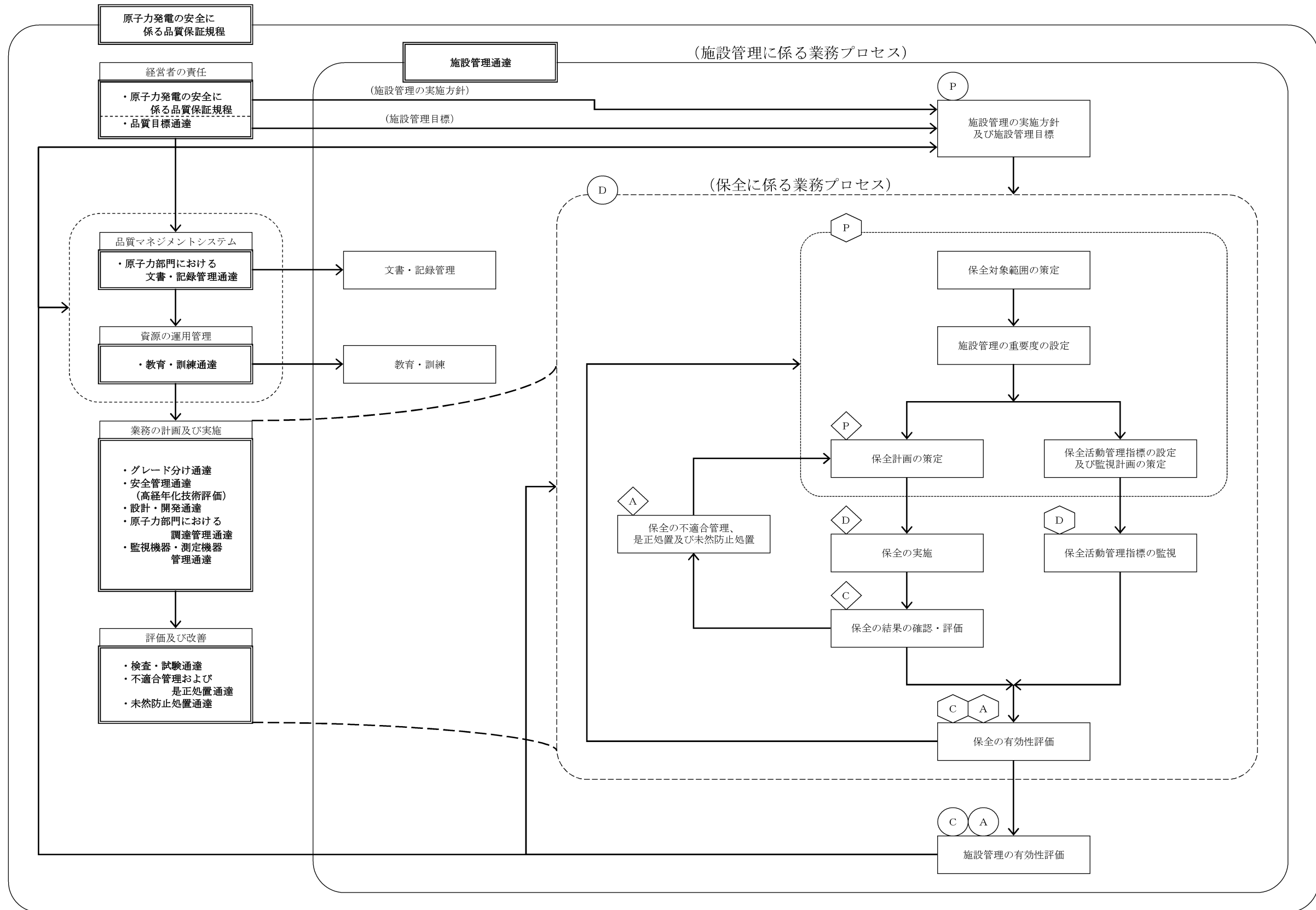
工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.1.2 設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.2 使用開始後の適合性確認対象設備の保全

工事を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。



第4-1図 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	インプット	アウトプット	他の記録類
		◎：主担当	○：関連	発給者				
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	各条文的対応に必要な適合性確認対象設備の選定							
3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）							
3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）							
3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証							
3.3.3(4)	設工認申請（届出）書の作成							
3.3.3(5)	設工認申請（届出）書の承認							
3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）							
3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施							
3.5.2	使用前事業者検査の計画							
3.5.3	検査計画の管理							
3.5.4	主要な前任部署の溶接部に係る使用前事業者検査の管理							
3.5.5	使用前事業者検査の実施							
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ							

設備リスト (例) (設計基準対象施設)

表題は、リスト作成時に具体的な名称に書き換える。
網掛け欄は記載設備に応じて記載する。

設置許可 技術基準 規則	設置許可 技術基準 規則及び解説	技術基準規則及び解説	必要な機能等	設備等	設備 運用 / 既設 新設	要件事項に 対して必須の 設備、運用か (○、×)	実用戸規則 別添第二の 記載対象 設備か (○、×)	既工段に 記載がされて いないか (○、×)	必要な対象が (a),(b),(c)のうち、 どこに対応するか	審判所規則 別添第二に 関連する 施設・設備区分	設置変更許可 申請書 添付書類 主要設備 記載有無	備考

※:(a),(b)及び(c)が示す分類は以下のとおり。
 (a):適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの既工段に記載されていない設備
 (b):適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの既工段に記載されている設備
 (c):適合性確認対象外の設備(自主設置設備等)

設備リスト (例) (重大事故等対処設備)

表題は、リスト作成時に具体的な名称に書き換える。
網掛け欄は記載設備に応じて記載する。

設備許可基準別 技術基準別 文	技術基準別 及び種別	設備(増設+新設)	添付 人 認 定 機 構	系統	設備種別		設備 運用 設備:○ 運用:×	詳細設計に関する事項				採用規則 別表第二の 記載対象 設備か? 対象:○ 対象外:×	既工現に 記載して いるか? 記載有:○ 記載無:×	使用目的が DREと 異なるか? 異なる:○ 同じ:×	使用条件が DREと 異なるか? 異なる:○ 同じ:×	重大事故 クラスが DREと 異なるか? 異なる:○ 同じ:×	フローに よる分類※	採用規則別表第二に 照準する施設・設備区分	今後の竣工認識別表 ○ 要目+基本設計方針+ 関連設計 △ 基本設計方針	
					既設 新設	管 可 機														

※①、②、③及び④が示す分類は以下のとおり。
 ①: 新設の竣工認識対象(要目表に記載)
 ②: 既設のうち使用目的変更・増設クラスアップのいずれかを伴う竣工認識対象(要目表に記載)
 ③: 既設のうち使用目的変更・増設クラスアップのいずれも伴わない竣工認識対象(要目表に記載)
 ④: 採用規則別表第二の記載要求事項のうち要目表に該当しない竣工認識対象設備(基本設計方針のみに記載)

技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）

技術基準規則 第〇〇条（〇〇〇〇〇）		条文の分類	
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	
対象施設	適用要否判断 (○□△)	理由	備考
原子炉本体			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
原子炉冷却系統施設			
計測制御系統施設			
放射性廃棄物の廃棄施設			
放射線管理施設			
原子炉格納施設			
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備		
	常用電源設備		
	補助ボイラー		
	火災防護設備		
	浸水防護施設		
	補機駆動用燃料設備		
	非常用取水設備		
	敷地内土木構造物		
緊急時対策所			
第7、13条への対応に必要なとなる施設 (原子炉冷却系統施設)			
【記号説明】		○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。	

施設と条文の対比一覧表（例）（重大事故等対処設備）

条文	重大事故等対処施設																													
	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
施設の種類	地震	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	ハウンのタワリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートアップ	CV冷却	CV過圧破壊防止	下部格殻炉心冷却	CV水系爆発	原子炉建屋水素燃焼	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉影響室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	78
分類	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通
原子炉施設の種類																														
原子炉本体																														
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																														
原子炉冷却系統施設																														
計測制御系統施設																														
放射性廃棄物の廃棄施設																														
放射線管理施設																														
原子炉格納施設																														
非常用電源設備																														
常用電源設備																														
補助ボイラー																														
火災防護設備																														
浸水防護施設																														
補機駆動用燃料設備																														
非常用取水設備																														
敷地内土木構造物																														
緊急時対策所																														

【記号説明】
 ○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。
 △：条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。
 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。
 一：条文要求を受けない設備がない。

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇〇〇〇〇）					
1. 技術基準の条文、解釈への適合に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する 事項	設工認資料作成の考え方（理由）	項・号	解釈	添付書類
2. 設置許可本文のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
3. 設置許可添人のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
4. 添付書類等					
No.	書類名				

要求事項との対比表 (例)

技術基準規則	設工認申請 (届出) 書 基本設計方針	設置許可申請書 本文	設置許可申請書 添付資料八	備考

当社におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、グレード分けの考え方を適用している。

設計管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」）及び調達管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」）に係るグレード分けについては以下のとおりである。

なお、平成25年7月に施行された新規制基準を見据えて、平成25年3月に重大事故等対処設備に対する重要度の考え方を策定し運用を開始した。（別表1(2/2)参照）

1. 当社におけるグレード分けの考え方と適用

設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方とその適用については、以下のとおりである。

1.1 設備の設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方

当社における設備の設計・調達の管理に係るグレード分けの考え方は、「グレード分け通達」に規定しており、その内容を別表1(1/2)～(2/2)に示す。

なお、解析単独の調達の場合については、役務の調達として管理し、供給者に対する品質マネジメントシステム上の要求事項にグレード分けを適用している。

1.2 設備の設計・調達の各段階におけるグレードの適用

設備の設計・調達の各段階において「施設管理通達」、「設計・開発通達」、「原子力部門における調達管理通達」、「検査・試験通達」及び「原子燃料サイクル通達」並びに業務決定文書「シビアアクシデント対策設備に係る品質管理活動および保全活動の基本的な考え方」に基づき、別表1(1/2)～(2/2)のグレードに応じた品質保証活動を適用しており、その内容を別表2に示す。

また、設備の設計・調達の業務の流れを、別表2に基づき以下の3つに区分する。

(1) 業務区分Ⅰ

Aクラス、Bクラス、Cクラス又はSA常設のうち設計・開発を適用する場合を対象とし、その業務の流れを別図1(1/3)に示す。

(2) 業務区分Ⅱ

Aクラス、Bクラス、Cクラス又はSA常設のうち設計・開発を適用しない場合並びにSA可搬（工事等含む。）を対象とし、その業務の流れを別図1(2/3)に示す。

(3) 業務区分Ⅲ

SA可搬（購入のみ）を対象とし、その業務の流れを別図1(3/3)に示す。

1.3 調達要求事項と検査・試験におけるグレードの適用

調達要求事項と検査・試験の項目においては、別表1(1/2)～(2/2)のグレードのほか、工事等の範囲、内容の複雑さ、実績等を勘案の上、品質保証活動を適用しており、その内容を別表3に示す。

なお、別表1(1/2)に示すCクラスについては、品質保証計画書の提出を要求しないことから、品質マネジメントシステムに関する要求事項は適用していないが、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請（届出）の対象となる場合は、検査等が追加されることから、品質マネジメントシステムに関する要求事項等を追加している。

また、SA可搬（購入のみ）については、汎用（市販）品であり、原子力特有の技術仕様を要求するものではないことから、供給者に対する要求事項は必要なものに限定している。

なお、具体的な適用は個々の設備により異なることから、仕様書で明確にしている。

1.4 業務委託におけるグレードの適用

解析業務等を委託する場合には、「原子力事業本部他業務委託取扱要綱」に基づき供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項についてグレード分けを適用しており、その内容を別表4に示す。

供給者のグレード分けの考え方は、別表1(1/2)～(2/2)のグレード等に応じて、供給者の品質管理活動を品質保証計画書の提出又は品質監査により確認している。

別表1(1/2) 設計・調達に管理に係るグレード分け
(原子炉施設)

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

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

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

R1：その故障により発電停止となる設備

R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く）

R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備

別表1(2/2) 設計・調達に管理に係るグレード分け
(原子炉施設のうち重大事故等対処施設)

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

別表2 設計・調達に於ける各段階とその実施内容

管理の段階	実施内容	グレードの区分				
		A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬	
					工事等 含む	購入 のみ
I	工事計画 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」に基づき、工事の基本となる計画を作成する。 (設計開発計画と兼ねる場合がある※1)	○	○	○	○	○
II	調達要求事項作成のための設計 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.1 設計開発計画」～「7.3.5 設計開発の検証」に基づき、仕様書作成のための設計を実施する。	○※1	○※1	○※1	—	—
III	調達 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」に基づき、設計・工事及び検査のための仕様書を作成する。(購入のみの調達を含む。)	○	○	○	○	○
IV	設備の設計 保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.5 設計開発の検証」に基づき、詳細設計の確認を実施する。	○	○	○	○	—
V	工事及び検査 工事は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」及び「7.5.1 個別業務の管理」に基づき管理する。 また、検査は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」、「7.3.6 設計開発の妥当性確認」、「7.5.1 個別業務の管理」及び「8.2.4 機器等の検査等」に基づき管理する。	○	○	○	○※2,3	○※3
	SA可搬(購入のみ)に対する機能・性能確認 SA可搬(購入のみ)においても、機能・性能を確認するための検査・試験を実施する。	—	—	—	—	○

○：該当あり —：該当なし

※1：以下の工事における業務は保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用し、それ以外の工事の計画は保安規定品質マネジメントシステム計画「7.1 個別業務に必要なプロセスの計画」を適用している。

【保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用する工事】

「設計・開発通達」に定めるところの、既設備の原設計を機能的又は構造的に変更する工事であって、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請（届出）を伴う工事のうち、以下のいずれかに該当する工事をいう。

ただし、当社で過去に実績のある工事は除く。（SA常設の場合は海外での実績を含む。）

- ・ Aクラス又はBクラスの機器を対象とした工事
- ・ Aクラス又はBクラスの機器に影響を及ぼすおそれのあるCクラスの機器を対象とした工事

※2：必要な場合は確認を実施する。

※3：当社による受入検査を含む。

別表3 調達要求事項と検査・試験に係るグレード分け

項目	グレードの区分	A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬	
					工事等 含む	購入 のみ
調達 要求 事項	機器仕様	○	○	○	○	○
	適用法令等	○	○	○	○	—
	設計要求事項	○	○	○	○	—
	材料・製作・据付等	○	○	○	○	—
	要員の適格性	○	○	○	○	—
	品質マネジメントシステム要求事項	○	—※1	○	—	—
	不適合の報告・処理	○	—※1	○	○	—
	健全な安全文化を育成し及び維持するための活動	○	—※1	○	—	—
	調達要求事項適合の記録	○	○	○	○	—
	調達後の技術情報提供	○	○	○	○	○
	解析業務	○※2	—※1,2	○※2	○※2	—
	耐震・強度計算等	○※2	—※1,2	○※2	○※2	—
検査・ 試験	材料検査	○	○	○	—※2	—
	寸法検査	○	○	○	—※2	—
	非破壊検査	○	○	○	—※2	—
	耐圧・漏えい検査	○	○	○	—※2	—
	外観検査	○	○	○	○	○
	性能機能検査	○	○	○	—※2	—

○：該当あり —：該当なし

※1：Cクラスのうち、発電用原子炉設置変更許可申請、設工認申請（届出）の対象設備並びに使用前事業者検査（溶接）の対象設備に適用する。

※2：必要に応じ実施する。

別表4 業務委託に係るグレード分け

グレードの区分	内 容	品質保証 計画書	品質監査
グレードⅠ	成果が設備・業務に直接反映される委託 ・関連法令に定める「設工認申請（届出）」及び検査に係る業務 ・重要度分類Aクラス又はBクラスの設備の設計・評価に係る役務 等	○	○
グレードⅡ	成果が設備・業務に直接反映される委託 ・上記以外	—※	—
グレードⅢ	成果が設備・業務に直接反映されない委託	—	—

※：業務に従事する要員の必要な力量等を含めた「品質管理事項の説明書」を、供給者から提出させる。

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 ※1	発電所	供給者			
I	工事計画	基本方針の作成				設計を主管する箇所の長は、設計の基本となる計画を「基本方針」として作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・基本方針
II	調達要求事項作成のための設計					<p>設計を主管する箇所の長は、設計へのインプットとして要求事項を明確にした「実施方針」を作成し、「実施方針」の承認過程で適切性をレビューする。また、設計に関する組織間のインターフェイスを明確にし、効果的なコミュニケーション及び明確な責任の割当てを実施する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、設計からのアウトプットとして「実施りん議」及び「仕様書」を作成し、「実施りん議」及び「仕様書」の承認過程でレビューするとともに、インプットの要求事項を満たしていることを確実にするために検証を実施する。</p>	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議 ・仕様書
III	調達	仕様書の作成				<p>工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。</p> <p>契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。</p>	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計					<p>工事を主管する箇所の長は、供給者の品質保証システムを審査するために「品質保証計画書」を徴収し、審査・承認する。（ただし、定期的に徴収している場合はこの限りではない。）</p> <p>また、供給者の詳細設計結果を「承認申請図書」として提出させ、「コメント処理表」により審査・承認し、「決定図書」として提出させる。</p>	・3.6.3 調達製品の調達管理	・品質保証計画書 ・承認申請図書 ・コメント処理表 ・決定図書
V	工事及び検査					<p>工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確実にするために、供給者から「作業計画書」、「検査・試験要領書（工場、現地）」等の必要な承認申請図書を提出させ、「技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表」及び「コメント処理表」を用いて審査・承認する。</p> <p>検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。また、供給者の検査・試験の結果を立会いまたは記録により確認する。</p> <p>工事を主管する箇所の長は、工事及び検査の結果を「総括報告書」及び「完成図書」として提出させる。</p>	・3.6.3 調達製品の調達管理	・作業計画書 ・検査・試験要領書（工場、現地） ・技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表 ・コメント処理票 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録 ・総括報告書 ・完成図書

※1：調達本部を含む。

※2：設計・開発の計画は、保安規定品質保証計画「7.1 業務の計画」に基づく実施方針を兼ねる。

※3：（）表示は、燃料体に係る検査の場合を示す。

別図 1(1/3) 業務フロー（業務区分 I）

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 ※1	発電所	供給者			
I	工事計画	実施方針の作成				設計又は工事を主管する箇所の長は、設計の要求事項を明確にした「実施方針」又は「実施りん議」を作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議
II	調達要求事項作成のための設計					-	-	-
III	調達	仕様書の作成				工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計	調達製品の検証		供給者の設計 詳細設計図書		工事を主管する箇所の長は、供給者の品質保証システムを審査するために「品質保証計画書」を徴収し、審査・承認する。（ただし、定期的に徴収している場合はこの限りではない。） また、供給者の詳細設計結果を「承認申請図書」として提出させ、「コメント処理表」により審査・承認し、「決定図書」として提出させる。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・品質保証計画書 ・承認申請図書 ・コメント処理表 ・決定図書
V	工事及び検査	調達製品の検証 (工場での検査・試験) 図書の審査 調達製品の検証 (現地での検査・試験)		製 作 現地作業関連図書 現地据付工事 竣 工		工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確実にするために、供給者から「作業計画書」、「検査・試験要領書（工場、現地）」等の必要な承認申請図書を提出させ、「技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表」及び「コメント処理表」を用いて審査・承認する。 検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。 また、供給者の検査・試験の結果を立会いまたは記録により確認する。 工事を主管する箇所の長は、工事及び検査の結果を「総括報告書」及び「完成図書」として提出させる。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・作業計画書 ・検査・試験要領書（工場、現地） ・技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表 ・コメント処理票 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録 ・総括報告書 ・完成図書

※1：調達本部を含む。

※2：（）表示は、燃料体に係る検査の場合を示す。

別図1(2/3) 業務フロー（業務区分II）

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 ※1	発電所	供給者			
I	工事計画	実施方針の作成	◎	◎	—	設計又は工事を主管する箇所の長は、設計の要求事項を明確にした「実施方針」又は「実施りん議」を作成する。	・3.6 設工認における調達管理の方法	・実施方針 ・実施りん議
II	調達要求事項作成のための設計		—	—	—		—	—
III	調達	仕様書の作成	◎	◎	○	工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（工）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・実施りん議 ・仕様書
IV	設備の設計		—	—	—		—	—
V	工事及び検査	調達製品の検証 (受入検査、社内検査)	—	◎	○	工事を主管する箇所の長は、必要に応じ供給者から「検査成績書」等を提出させて確認する。 工事を主管する箇所の長は、受入検査を実施し、「受入検査記録」を作成する。 検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・検査成績書 ・受入検査記録 ・社内検査要領書 ・検査・試験に関する記録

※1：調達本部を含む。

別図 1(3/3) 業務フロー（業務区分Ⅲ）

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から、設置変更許可申請書本文に記載している適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」、及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。
2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項（多様性拡張設備等）がある場合は、その理由を様式－6「各条文の設計の考え方（例）」に明確にした上で記載する。
3. 自主的に設置したものは、原則として記載しない。
4. 基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の記載順となるように構成し、箇条書きにする等表現を工夫する。
5. 基本設計方針の作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方で作成する。
 - (1) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるために特定できる手段がわかるように記載する。

また、技術基準規則への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。

なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
 - (2) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの2次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼びみを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。

また、技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。
 - (3) 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、設工認申請（届出）書の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。

- a. 評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認申請（届出）の対象とする。
 - b. 今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、並びにその評価結果に応じて取る措置の両方を設計対象とする。
- (4) 各条文のうち、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。
- (5) 条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という設工認申請（届出）の審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。
- (6) 技術基準規則の解釈等に示された指針、原子力規制委員会文書、（旧）原子力安全・保安院文書、他省令等の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載を行う。
- a. 設置時に適用される要求等、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。
 - b. 監視試験片の試験方法を示した規格等、条文等で特定の版が示されているが、施設管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先を示すとともに、当該文書名及び必要に応じそのコード番号を記載する。
 - c. 解釈等に示された条文番号は、当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題で記載する。
 - d. 条件付の民間規格又は設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する。

また、設置変更許可申請書の添付書類を呼び込む場合は、対応する本文のタイトルを呼び込む。

なお、文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

設工認に必要な解析のうち、調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析は、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（一般社団法人日本原子力技術協会、平成22年12月発行）」に示される要求事項に、当社の要求事項を加えて策定した「原子力発電所保守業務要綱」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」のうち別紙「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な調達管理の実施について」により、供給者への設工認申請（届出）に係る解析業務の要求事項を明確にしている。

これに基づき、解析業務を主管する箇所の長は、調達要求事項に解析業務を含む場合、以下のとおり特別な調達管理を実施する。

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

また、過去に国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況を別表1(1/2)～(2/2)に示す。

1. 仕様書の作成

解析業務を主管する箇所の長は、解析業務に係る必要な品質保証活動として、通常の調達要求事項に加え、「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」の別紙で定めた「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な品質管理の実施について」を仕様書で追加要求する。

2. 解析業務の計画

解析業務を主管する箇所の長は、供給者から解析業務を実施する前に下記事項の計画（実施段階、目的、内容、実施体制等）を明確にした解析業務実施計画書を提出させ、仕様書の要求事項を満たしていることを確実にするため検証する。

- (1) 解析業務の作業手順（デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。）
- (2) 解析結果の検証
- (3) 委託報告書の確認
- (4) 解析業務の変更管理

また、解析業務を主管する箇所の長は、供給者の解析業務に変更が生じた場合、及び契約

締結後に当社の特別の理由により契約内容等に変更の必要が生じた場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき必要な手続きを実施する。

3. 解析業務の実施

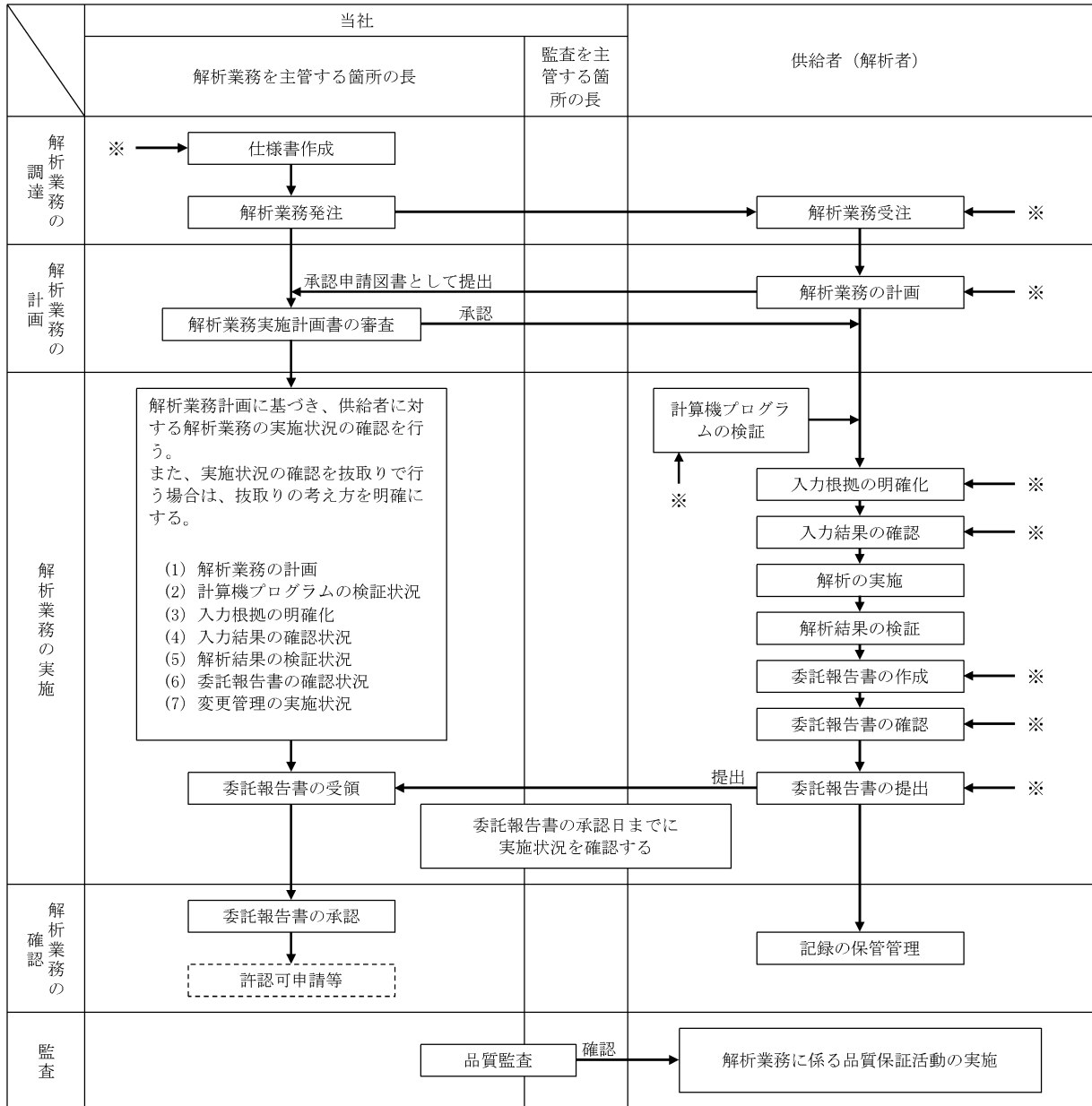
解析業務を主管する箇所の長は、供給者から委託報告書が提出されるまでに解析業務が確実に実施されていることを確認する。

当社の供給者に対する確認は「解析業務実施状況の確認チェックシート」を参考に、確認者を指名し実施する。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4. 委託報告書の確認

解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された委託報告書が要求事項に適合していること、また供給者が実施した検証済みの解析結果が適切に反映されていることを確認する。



※：解析業務に変更が生じる場合は、各段階においてその変更を反映させる。

別図1 解析業務の流れ

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業 原子 本部	発 電 所	供 給 者			
仕様書の作成			◎	—	—	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」を作成し、解析業務に係る要求事項を明確にした。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.1 供給者の技術的評価 3.6.2 供給者の選定 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> (委託・工事) 仕様書
解析業務の計画			◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「解析業務実施計画書」で、計画（解析業務の作業手順／使用する計算機プログラムとその検証結果／解析業務の実施体制／解析結果の検証／委託報告書の確認／解析業務の変更管理／記録の保管管理）が明確にされていることを確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務実施計画書（供給者提出）
解析業務の実施			◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、「解析業務実施状況の確認チェックシート」を用いて、実施状況（解析業務の計画状況／計算機プログラムの検証状況／入力根拠の明確化状況／入力結果の確認状況／解析結果の検証状況／委託報告書の確認状況／解析業務の変更管理状況）について確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務実施状況の確認チェックシート
委託報告書の確認			◎	—	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「委託報告書」で、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認した。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	<ul style="list-style-type: none"> 委託報告書（供給者提出）

別図2 本工事に係る設計・調達の流れ（解析）

別表1(1/2) 国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった

不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事象とその対策	
1	報告年月	平成 22 年 3 月
	件 名	美浜 2, 3 号機耐震バックチェック中間報告書（追補版）の応力評価値誤りについて
	事 象	平成 21 年 3 月 31 日付け*で国等へ提出した「美浜発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書（追補版）」において、美浜 2 号機及び美浜 3 号機の一次冷却材管の応力評価値に誤りが確認された。 原因は、エクセルを用いた簡易評価を行う際、「地震応力」と「地震以外の応力」を取り違えて入力してしまったことにより発生したものであった。 ※：本事象は「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成 22 年 12 月発行、一般社団法人日本原子力技術協会）」（以下「解析ガイドライン」という。）の制定以前に発生した。
	対策実施状況	対策として、チェックシートの改善、入力フォーム（エクセル）の色分けによる識別及び注意喚起を行った。 また、解析担当者（原解析者）以外の者による、入出力データのダブルチェックの実施を「原子力発電所請負工事一般仕様書」にて調達要求している。
2	報告年月	平成 23 年 9 月
	件 名	高浜 3, 4 号機耐震安全性評価報告書の再点検結果の追加報告について
	事 象	原子力安全・保安院文書「九州電力株式会社玄海原子力発電所第 3 号機の原子炉建屋及び原子炉補助建屋の耐震安全性評価における入力データの誤りを踏まえた対応について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日）を受け、指示があった九州電力と同じ調達先へ発注した原子炉建屋・原子炉補助建屋の入力データに加え、それ以外の調達先へ発注した原子炉建屋・原子炉補助建屋の入力データについても自主的に調査を実施した結果、平成 19 年度に実施した高浜 3, 4 号機の原子炉建屋の耐震安全性評価の解析において、3 箇所に入力データ誤りがあることが確認された。 原因は、解析を実施した平成 19 年当時*は解析担当者自身が入力データを確認することになっており、客観的な視点で誤入力をチェックできる体制になっていなかったことによるものであった。 ※：本解析は解析ガイドラインの制定以前に実施していた。
	対策実施状況	解析業務に係る品質管理の充実を図るため、平成 23 年 3 月 8 日に「原子力発電所保守業務要綱指針」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」を改正して解析ガイドラインを反映し、平成 23 年 4 月 8 日に施行して以下のとおり実施している。 ・解析担当者（原解析者）以外の者による、入出力データのダブルチェックの実施を、「原子力発電所請負工事一般仕様書」にて調達要求している。 ・「原子力発電所保守業務要綱指針」に基づき、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合、「原子力発電所請負工事一般仕様書」の別紙「許認可申請等に係る解析業務に関する特別な品質管理の実施について」に基づく特別な品質管理を実施する旨を調達文書へ明記することにより、調達要求事項の明確化を図っている。 ・「原子力発電所保守業務要綱指針」に基づき、当社は契約の都度、調達先に対して「原子力発電所保守業務要綱指針」の別紙に基づく業務の実施状況の確認を行っている。 ・上記の事象を受け、更なる改善として、建屋の設工認申請（届出）に係る解析業務については、当社による解析結果の全数チェックを自主的に実施している。

別表1(2/2) 国に提出した解析関係の委託報告書等でデータ誤りがあった

不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事象とその対策	
3	報告年月	平成 26 年 7 月
	件名	高浜発電所新規規制基準適合性に係る審査会合のうち津波水位評価における入力データ誤りについて
	事象	<p>高浜発電所の設置変更許可申請書の補正に向けて、高浜発電所の津波影響評価に係るデータの最終確認を実施していたところ、「原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 高浜発電所津波水位評価」における入力データ誤りを確認した。</p> <p>入力データ誤りについては、入力根拠書作成段階において、鉛直方向破壊伝播速度と地すべり地形変化分布図より、供給者が「地すべり終了時間」を算出しておらず、「破壊継続時間（120 秒）」を「地すべり終了時間」として誤って入力したものである。</p> <p>原因は、計算プログラムを変更（地形変化計算プログラムを追加）した際に、当社と供給者で解析に用いる入力根拠書の作成にコミュニケーションが不足していたことによるものであった。</p>
対策実施状況	原子力部門全体の入力根拠の確認方法を改善するため、解析業務の調達管理に関する品質マネジメントシステムの社内標準「原子力発電所保修業務要綱指針」及び「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」を改正した。	
4	報告年月	2021 年 2 月
	件名	美浜 3 号機特重設工認申請書のうち耐震計算書の記載修正について
	事象	<p>2020 年 7 月 10 日に申請した美浜 3 号機特重設工認申請書のうち、の耐震評価において、入力地震動と断面二次モーメントの入力誤りがあり、それらを基にした評価結果において誤りがあることが確認された。</p> <p>入力地震動の入力誤りについては、解析モデルに水平方向の入力地震動（断層波：Ss-2～22）を入力する際に、位相が反転した状態で入力を行ったものである。断面二次モーメントの入力誤りについては、解析モデルのはり要素の入力条件である断面二次モーメントの値を誤って入力し解析を実施したものである。</p> <p>原因は、当社が受注者の解析業務の実施状況の確認を行ったことを確認する際に、その具体的な確認方法を定めておらず、両事象の入力誤りに気付くことができなかったことによるものであった。</p>
対策実施状況	<p>受注者が解析業務の実施状況の確認を行ったことを当社が確認する方法を改善するため、社内マニュアルを改正し、以下の対策を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・以下の 2 点を受注者に対する当社からの調達要求としている。 <ul style="list-style-type: none"> - 受注者が下請先の解析業務の実施状況を確認において、確認した項目を示すこと。 - 入力根拠書のうち計算を伴う項目について、エビデンスの再計算を実施すること。 ・受注者が下請先の解析業務の実施状況を確認するにあたり、そのチェック項目に不足がないか、当社が確認している。 ・入力根拠書のうち計算を伴う項目について、受注者がエビデンスの作成時に再計算を実施していることを当社が確認している。 	

別表2 解析業務を実施する供給者に対する確認の視点

No.	検証項目	当社の供給者に対する確認の視点
1	解析業務の計画	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務に係る必要な力量が明確にされ、また従事する要員（原解析者・検証者）が必要な力量を有していること。 ・ 解析業務をアウトソースする場合、解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書、文書等で供給者に要求していること。
2	計算機プログラムの検証	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムは、適正なものであることを事前に検証し、リストへ登録していること。 ・ バージョンアップがある場合は、その都度検証を行い、リストへ登録していること。 ・ リストには、検証された計算機プログラム名称及びバージョンを明記していること。
3	入力根拠の明確化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務実施計画書に基づき解析ごとに入力根拠を明確にしていること。
4	入力結果の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムへの入力データに間違いがないことを確認していること。 ・ エコーバック以外の方法で入力データを検証している場合は、入力桁数についても確認していること。
5	解析結果の検証	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析結果に問題がないことを、原解析者以外の者が検証していること。
6	委託報告書の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機プログラムを用いた解析結果、又は汎用表計算ソフトウェアを用いた計算、若しくは手計算による解析・計算結果を、当社の指定する書式に加工及び編集して、委託報告書としてまとめていること。 ・ 作成された委託報告書が、解析業務実施計画書の内容を満足していることを確認していること。
7	解析業務の変更管理	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析業務に変更が生じた場合は、変更内容を文書化し、解析業務の各段階（解析業務の調達、計画及び実施）においてその変更を反映していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者（以下「取引先」という。）が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、取引先の評価、登録及び再評価を「原子力部門における調達管理通達」に基づき実施する。

また、設工認については、取引先の評価を実施し、取引先の調達製品を供給する能力に問題はないことを確認しており、必要に応じて監査を実施している。

1.1 取引先の評価

契約を主管する箇所の長は、取引希望先に対して、契約前に信頼性、技術力、実績及び品質マネジメントシステム体制等について調査及び評価を行うものとする。

なお、評価基準については、設備重要度等に応じて定めることができる。

1.2 取引先の登録

取引先登録とは、評価の結果、取引先として認定することをいう。ただし、調達の都度、評価を行う場合（以下「都度評価」という。）は、取引先登録を省略することができる。

1.3 取引先の再評価

契約を主管する箇所の長は、登録取引先及び都度評価した取引先について、継続取引を行う場合には、経営状態、発注実績及び品質マネジメントシステム体制並びにその状況等についての再評価を定期的又は都度行い、継続取引の可否等を検討する。

なお、再評価基準については、設備重要度等に応じて定めることができる。

別表1 取引先に係るグレード分け

グレードの区分	対 象
第1種取引先	重要度分類Aクラス又はBクラスの機器施工会社、機器製作会社（メーカー）、機器の運転等業務委託会社
第2種取引先	上記以外の原子炉施設施工会社（土木建築工事施工会社を含む。）、機器製作会社（メーカー）、機器の運転等業務委託会社、第1種取引先又は第2種取引先の代理店
第3種取引先	原子炉施設関連の汎用（市販）品購入先、原子炉施設以外の施工・業務委託会社

2. 仕様書作成のための設計について

設計、工事を主管する箇所の長及び検査を担当する箇所の長は、「施設管理通達」、「設計・開発通達」及び「原子力部門における調達管理通達」に基づき、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス、Bクラス及びCクラス並びに「別表1(2/2)」に示すSA常設のうち、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用する場合の仕様書作成のための設計を、設計・調達の管理の各段階（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」に示す管理の段階Ⅱ、Ⅳ及びⅤ）において、管理を実施する。

なお、仕様書作成のための設計の流れを別図1(1/2)～(2/2)に示すとともに、仕様書作成のための設計に関する活動内容を以下に示す。

2.1 設計・開発の管理

2.1.1 設計・開発の計画

設計を主管する箇所の長は、以下の事項を明確にした設計・開発の計画を策定する。

- (1) 設計・開発の段階（インプット、アウトプット、検証及び妥当性確認）
- (2) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
- (3) 設計・開発に関する責任及び権限

2.1.2 設計・開発へのインプット

設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプットとして、以下の要求事項を明確にした実施方針等を作成する。

- (1) 機能及び性能に関する要求事項
- (2) 適用される法令・規制要求事項
- (3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
- (4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

2.1.3 インプット作成段階のレビュー

設計を主管する箇所の長は、実施方針等の承認過程で、実施方針等の適切性をレビューする。

2.1.4 アウトプットの作成

設計を主管する箇所の長は、アウトプットとして仕様書を作成する。

アウトプットは、調達管理に用いられることから、「原子力部門における調達管理通達」の要求事項も満たすように作成する。

2.1.5 アウトプット作成段階のレビュー及び検証

設計を主管する箇所の長は、仕様書の承認過程で、仕様書が「原子力部門における調達管理通達」の要求事項を満たすように作成していることを確認するためにレビューするとともに、仕様書がインプットの要求事項を満たしていることを確実にするために対比して検証する。

インプット及びアウトプットのレビュー及び検証の結果の記録並びに必要な処置があればその記録を維持する。

なお、レビューへの参加者には、工事範囲がまたがる組織の長及び当該設計・開発に係る専門家を含め、必要に応じ、レビュー会議を開催する。

また、検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

2.1.6 設計・開発の検証（設備の設計段階）

設計又は工事を主管する箇所の長は、設計図書及び検査・試験要領書の審査・承認の段階で、調達要求事項を変更する必要がある場合、「原子力発電所保守業務要綱」等に基づき変更手続きを行う。

2.1.7 設計・開発の妥当性確認

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事段階で実施する検査・試験の結果により、設計・開発の妥当性を確認する。

2.2 設計・開発の変更管理

設計を主管する箇所の長は、設計・開発の変更を要する場合、以下に従って手続きを実施する。

(1) 次の設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。

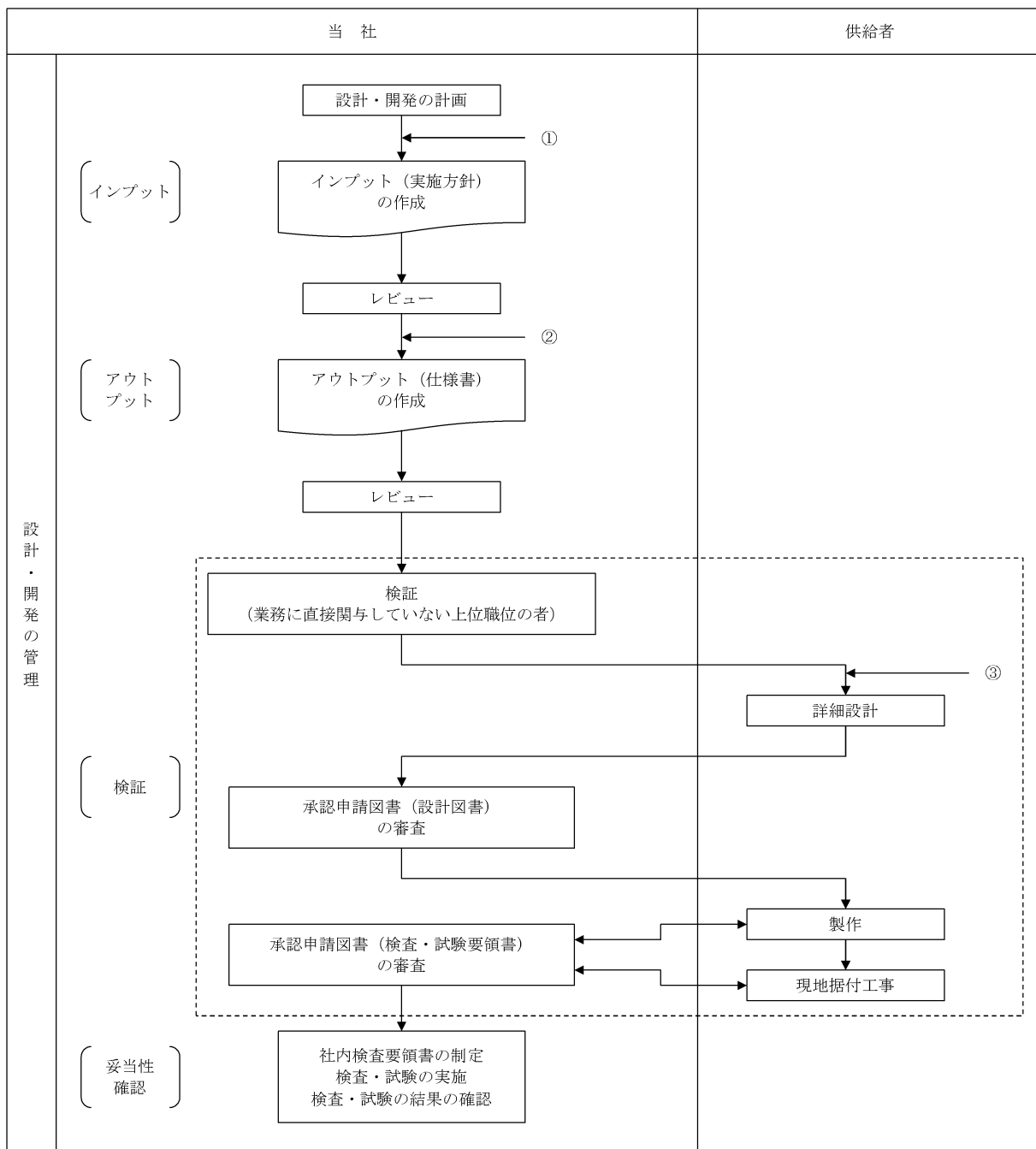
a. 仕様書の変更

b. 承認申請図書確認以降の調達先での内容変更

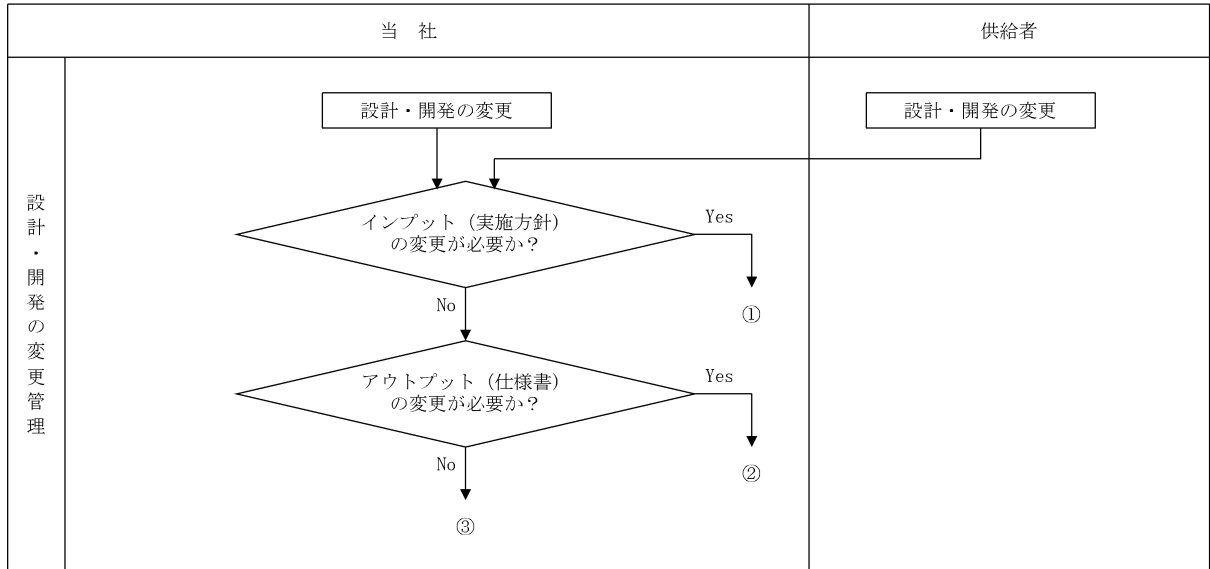
(2) (1)の変更に対し、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施す

る前に承認する。

- (3) レビューには、その変更が、原子炉施設を構成する要素及び関係する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。



別図1(1/2) 設計・開発業務の流れ



別図1(2/2) 設計・開発業務の流れ

資料 9 - 2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

目 次

	頁
1. 概要	T3-添9-2-1
2. 基本方針	T3-添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	T3-添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

高浜発電所第3号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、高浜発電所第3号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（1/2）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		原子力 事業本部	発電所	供給者				
設 計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	－	－	設置（変更）許可、技術基準規則、設置許可基準規則	－	業務決定文書：美浜3号機、高浜1～4号機、大飯3・4号機 原子炉本体（燃料体：A型およびB型ウラン燃料）および高浜3・4号機 原子炉本体（燃料体：A型MOX燃料）に係る設計及び工事の計画の策定について
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	－	－	設置（変更）許可、技術基準規則、設置許可基準規則	様式－2	
	3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	－	－	様式－2、技術基準規則	様式－3、4	
						様式－2、4、技術基準規則、実用炉規則別表第二	様式－5	
						設置（変更）許可、技術基準規則、実用炉規則別表第二、設置許可基準規則	様式－6、7	
	3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	－	－	様式－5、7（基本設計方針）	様式－8	設計のレビュー・検証の記録（設計の段階）
		資料1 熱出力計算書 熱出力に関する設計	◎	－	－	既工認	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 自然現象等への配慮に関する設計	◎	－	－	既工認	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）	
		耐津波設計	◎	－	－	既工認	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 安全設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 健全性に関する設計	◎	－	－	既工認	設計資料（安全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 火災防護に関する設計	◎	－	－	既工認	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 地震による損傷防止に関する設計	◎	－	－	既工認	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 材料及び構造に係る設計	◎	－	○	様式－5、7（基本設計方針）設置（変更）許可、燃料体設計認可申請書	設計資料（燃料体の強度に関する説明書、構造図）		
	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 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設計	◎	－	○	様式－5、7（基本設計方針）設置（変更）許可、燃料体設計認可申請書	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、構造図）		

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（2/2）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		原子力 事業本部	発電所	供給者			
設 計	3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	様式-2～8	設計のレビュー・検証の記録（設計の段階）	
	3.3.3(4) 設工認申請（届出）書の作成	◎	—	—	設計-1、2	設工認申請書案	設工認申請書品質チェックシート
	3.3.3(5) 設工認申請（届出）書の承認	◎	—	—	設工認申請書案	設工認申請書	原子力発電安全委員会議事録
工 事 及 び 検 査	3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	◎	—	○	設計資料	様式-8、仕様書	設計のレビュー・検証の記録（工事の段階）
	3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	◎	—	○	仕様書	工事記録	
	3.5.2 使用前事業者検査の計画	◎	—	○	様式-8（中欄）	様式-8（右欄）、使用前事業者検査工程表（計画）	
	3.5.3 検査計画の管理	◎	—	○	使用前事業者検査工程表（計画）	使用前事業者検査工程表（実績）	
	3.5.5 使用前事業者検査の実施	◎	—	○	使用前事業者検査実施計画、様式-8 検査要領書	検査要領書 検査記録	
3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ	◎	—	○	—	検査記録		

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

施設区分／設備区分／機器区分			名 称			グレードの区分				工事の 区分 保安規 定品質 マ ネ ジ メ ン ト シ ス テ ム の 適 用	該当する業務区分※			備 考	
						A、B クラス	C クラス	SA 常設	SA可搬		業 務 区 分 I	業 務 区 分 II	業 務 区 分 III		
									工事等 含む						購入 のみ
原子 炉 本 体	燃 料 体	—	17行17列A型燃料集合体(ウラン燃料)			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。									

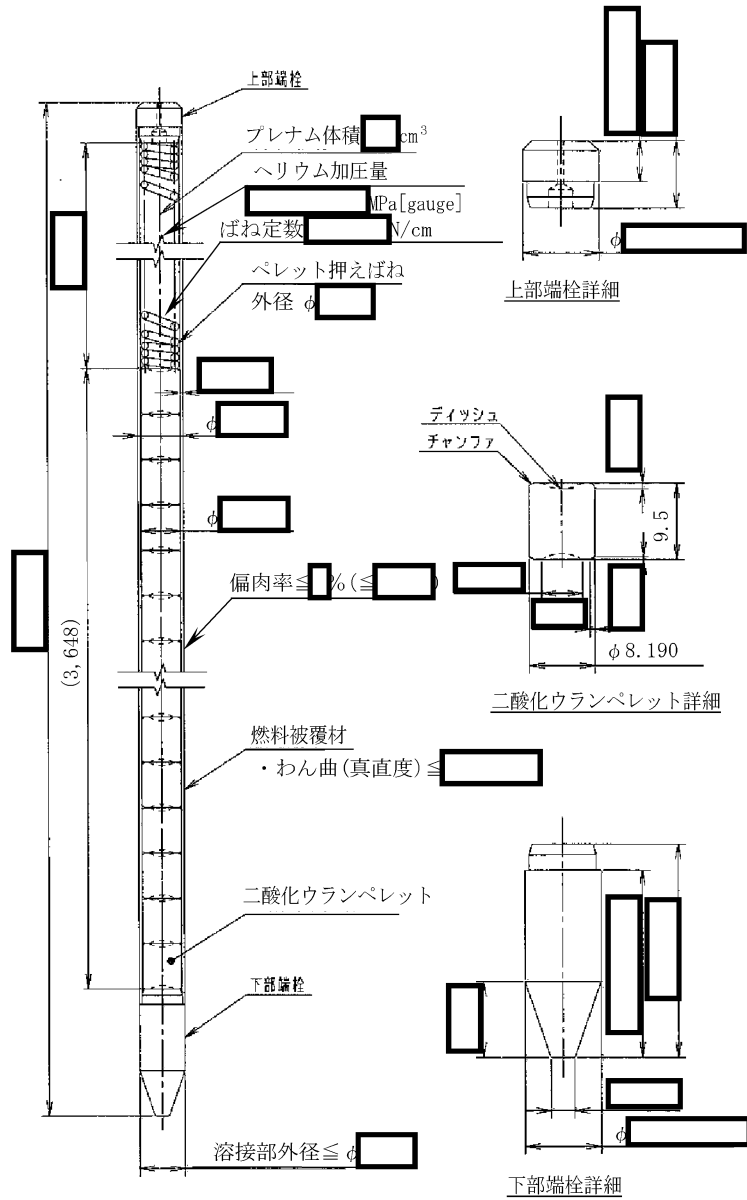
※：「業務区分Ⅰ～Ⅲ」とは添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「1.2(1)～(3)」をいう。

2. 添 付 図 面

目 次

<原子炉本体>

- ・原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））二酸化ウラン燃料要素
【第1-1-1図】
【第1-1-1図】の補足
- ・原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素
【第1-1-2図】
【第1-1-2図】の補足
- ・原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））燃料体
【第1-1-3図】
【第1-1-3図】の補足
- ・原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））支持格子
【第1-1-4図】
【第1-1-4図】の補足
- ・原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプル
【第1-1-5図】
【第1-1-5図】の補足
- ・原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））燃料集合体各結合部
【第1-1-6図】



ウラン 235 濃縮度 4.10 [] wt%
 密度 (理論密度比) 95.0 [] %

被覆材表面粗さ R_a [] 以下
 燃料要素の表面汚染 0.00004Bq/mm² 以下
 ヘリウム漏えい 304×10^{-8} MPa \cdot mm³/s 以下

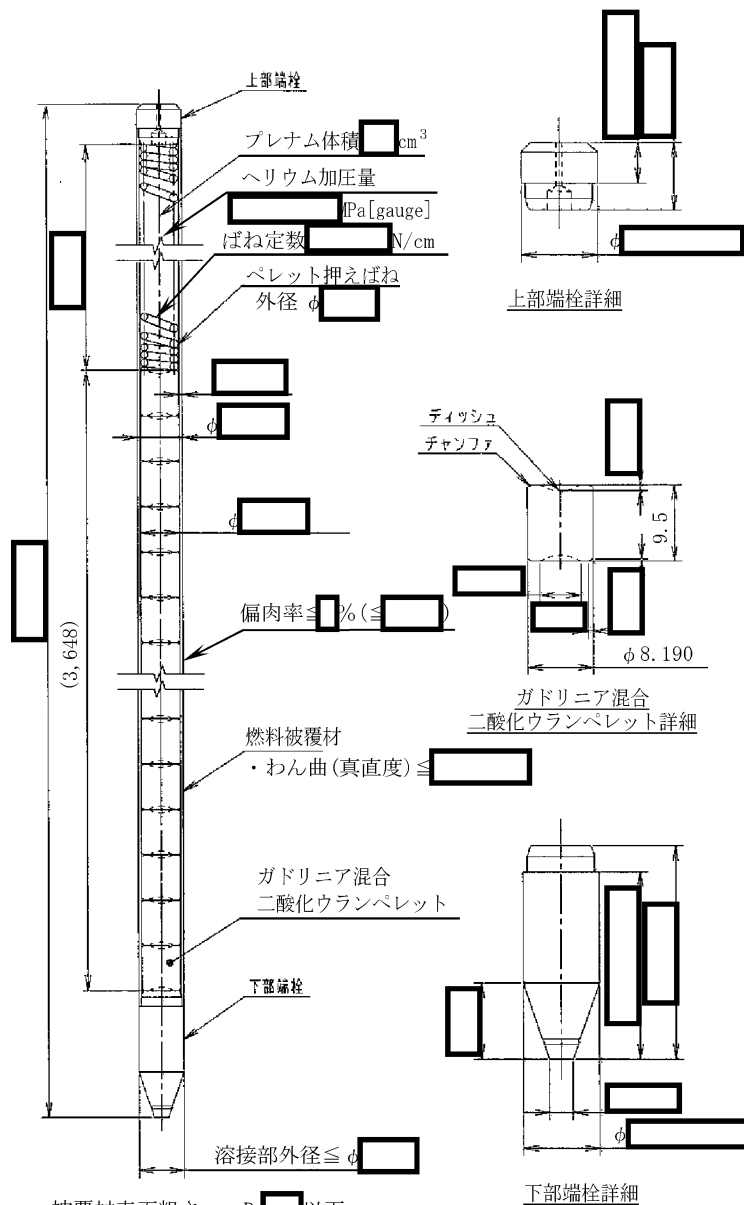
寸法は公称値 (単位: mm)
 () 内寸法は参考寸法
 ただし、「以下」と記載のものを除く

設計及び工事計画認可申請	第1-1-1図
高浜発電所第3号機	
原子炉本体の構造図 燃料体(17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)) 二酸化ウラン燃料要素	
関西電力株式会社	

第1-1-1図「原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））
二酸化ウラン燃料要素」の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値 (mm)		許容範囲 (mm)	根 拠
二酸化ウラン燃料要素	ペレット直径	8.190		メーカー基準
	ペレット長さ	9.5		メーカー基準
	全長(端栓とも)			メーカー基準
	上部プレナム長さ			メーカー基準
	燃料被覆材外径			メーカー基準
	燃料被覆材内径			メーカー基準
	燃料被覆材肉厚			メーカー基準
	コイルばね(ペレット 押えばね)外径			メーカー基準



ウラン 235 濃縮度 2.60 [] wt%
 密度(理論密度比) 95.0 [] %
 ガドリニア均一度 遊離ガドリニア粒径 [] μm 以下

被覆材表面粗さ R_a [] 以下
 燃料要素の表面汚染 0.00004 Bq/mm^2 以下
 ヘリウム漏えい $304 \times 10^{-8} \text{ MPa} \cdot \text{mm}^3/\text{s}$ 以下

寸法は公称値 (単位: mm)
 () 内寸法は参考寸法
 ただし、「以下」と記載のものを除く

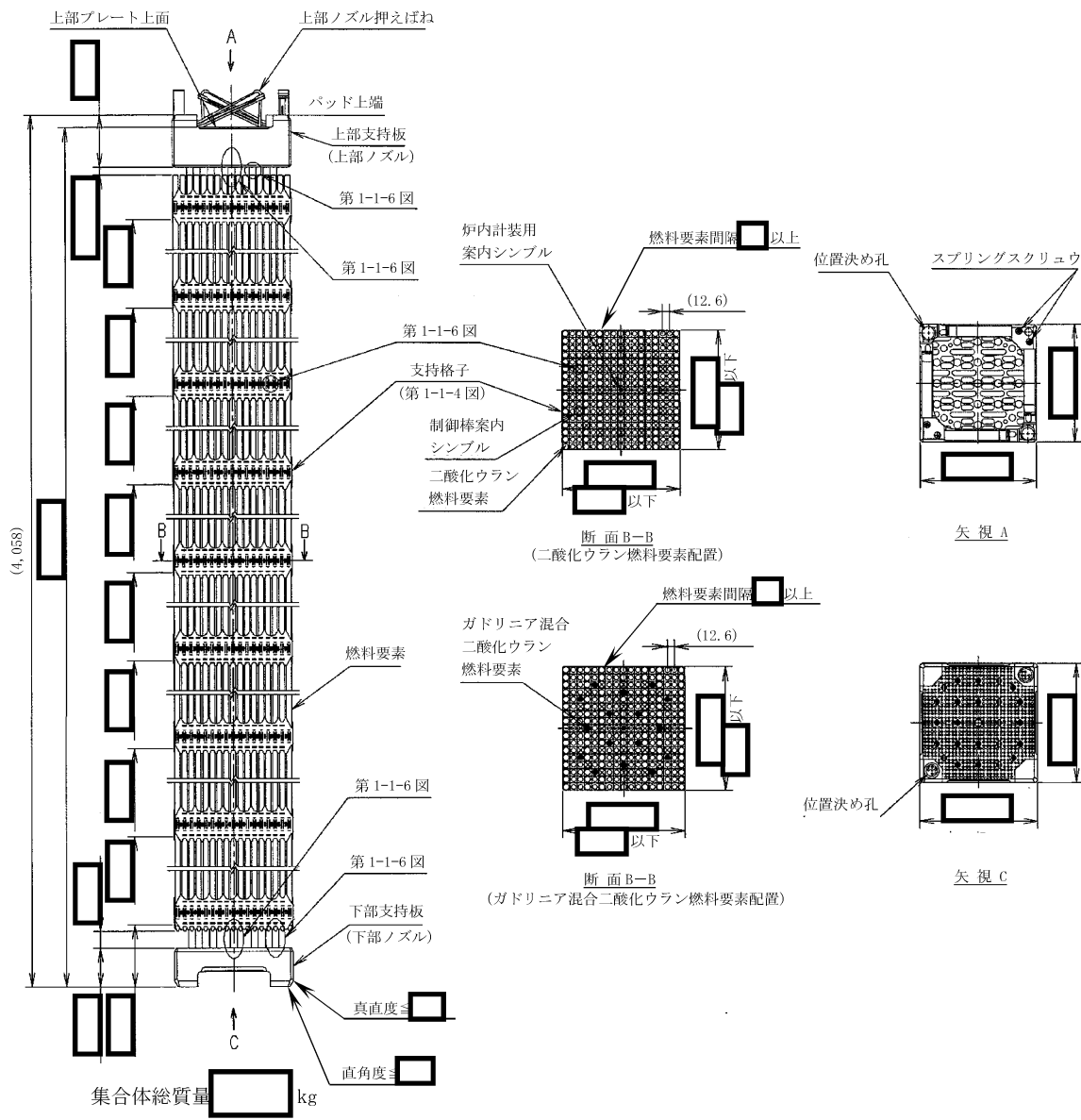
設計及び工事計画認可申請	第1-1-2図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
原子炉本体の構造図 燃料体(17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)) ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	
関 西 電 力 株 式 会 社	

第1-1-2図「原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））

ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素」の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値 (mm)		許容範囲 (mm)	根 拠	
ガドリニア混合二酸化ウラン燃料要素	ペレット直径	8.190	□	メーカー基準	
	ペレット長さ	9.5		メーカー基準	
	全長(端栓とも)	□		メーカー基準	
	上部プレナム長さ			メーカー基準	
	燃料被覆材外径			メーカー基準	
	燃料被覆材内径			メーカー基準	
	燃料被覆材肉厚			メーカー基準	
	コイルばね(ペレット 押えばね)外径			□	
メーカー基準					



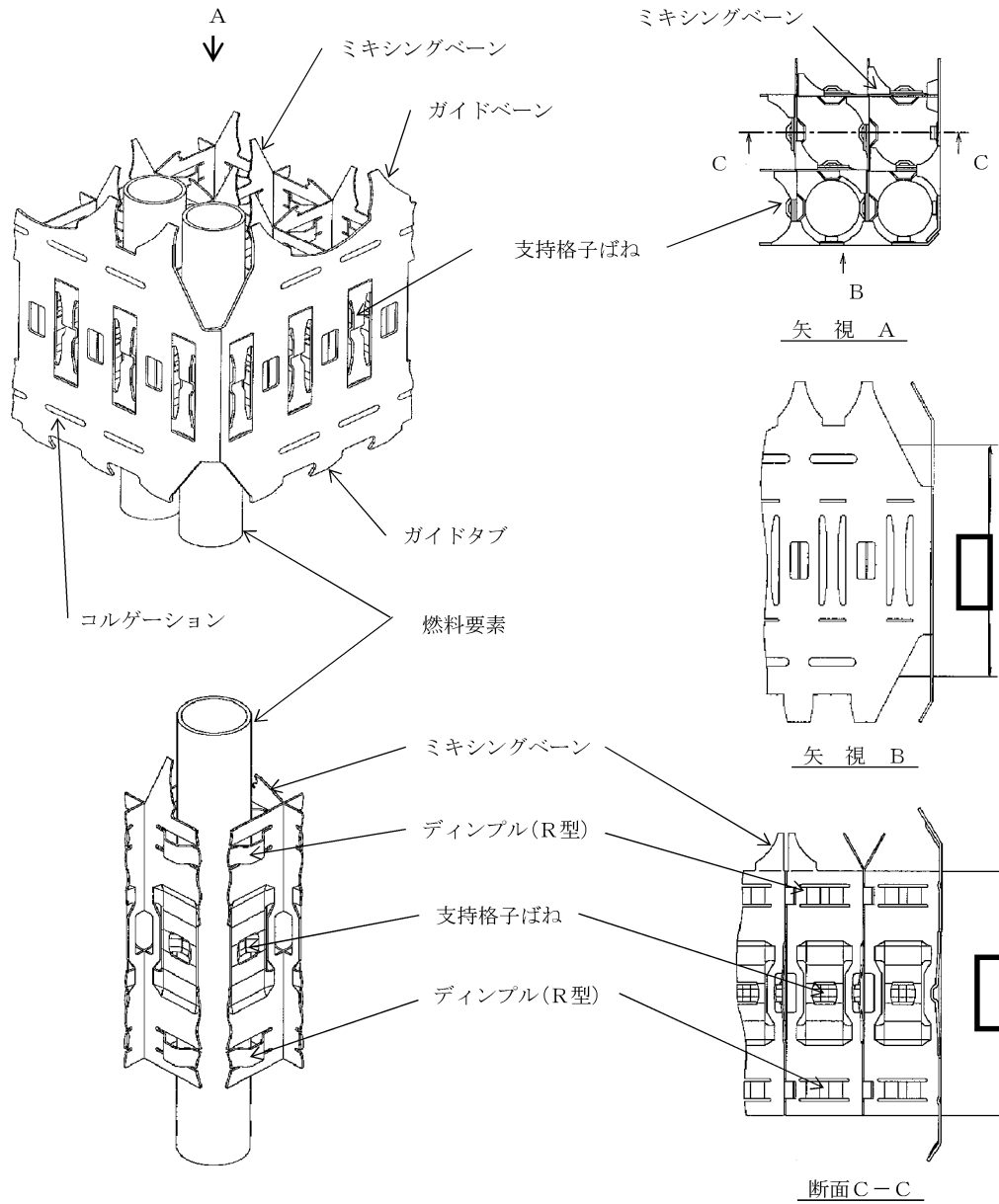
寸法は公称値 (単位: mm)
 ただし、「以上」又は「以下」と記載のものを除く
 ()内寸法は参考寸法

設計及び工事計画認可申請	第1-1-3図
高浜発電所第3号機	
原子炉本体の構造図 燃料体(17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)) 燃料体	
関西電力株式会社	

第1-1-3図「原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））
燃料体」の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値(mm)	許容範囲(mm)	根 拠
燃料集合体	全長（下部支持板下端より上部支持板プレート上面までの長さ）	[Redacted]	メーカー基準
	下部支持板上面と燃料要素下端の間隔		メーカー基準
（上部ノズル） 上部支持板	外寸法		メーカー基準
	高さ（下面からパッド上端まで）		メーカー基準
（下部ノズル） 下部支持板	外寸法		メーカー基準
	高さ		メーカー基準



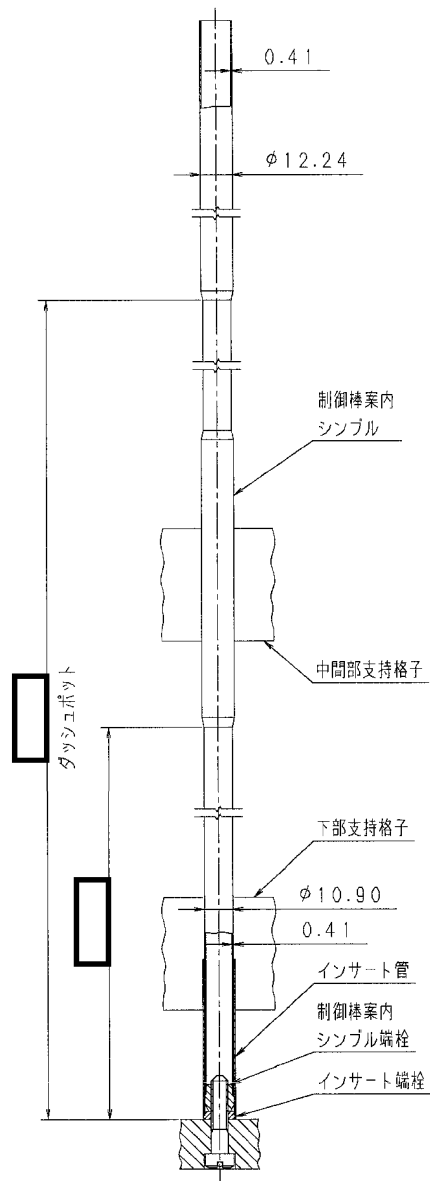
寸法は公称値 (単位: mm)

設計及び工事計画認可申請	第1-1-4図
高浜発電所第3号機	
原子炉本体の構造図 燃料体(17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)) 支持格子	
関西電力株式会社	

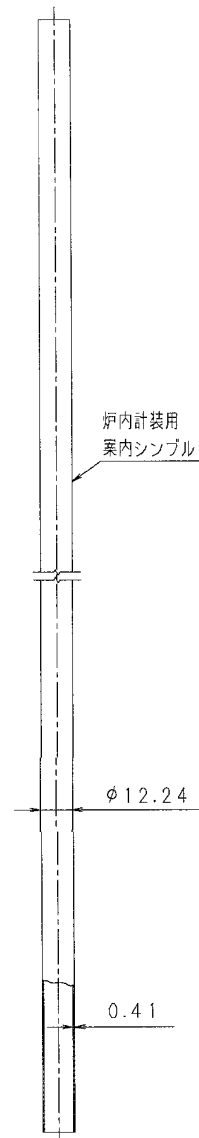
第1-1-4図「原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））
支持格子」の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

名称	公称値 (mm)		許容範囲 (mm)	根 拠
支持格子	高さ			メーカー基準



制御棒案内シンプル



炉内計装用案内シンプル

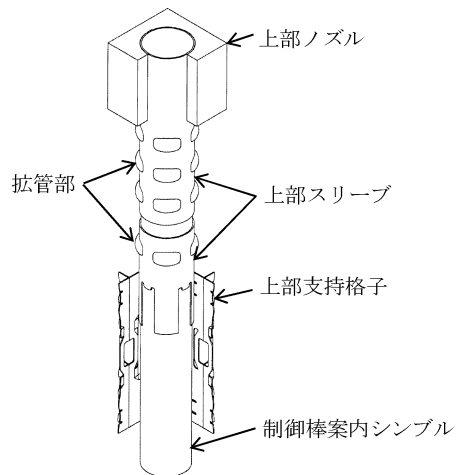
寸法は公称値 (単位: mm)
()内寸法は参考寸法

設計及び工事計画認可申請	第1-1-5図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
原子炉本体の構造図 燃料体(17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)) 制御棒案内シンプル及び 炉内計装用案内シンプル	
関 西 電 力 株 式 会 社	

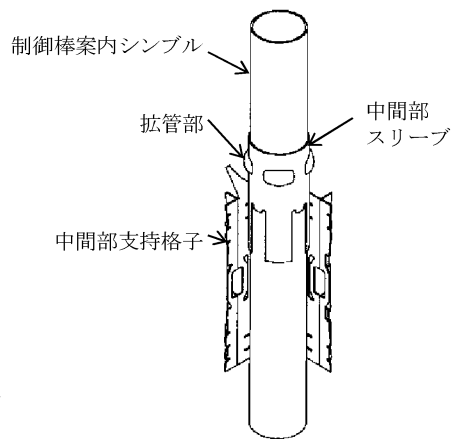
第1-1-5図「原子炉本体の構造図 燃料体（17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料））
制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプル」の補足

設計及び工事計画書に記載の公称値に関する許容範囲と根拠は次のとおり

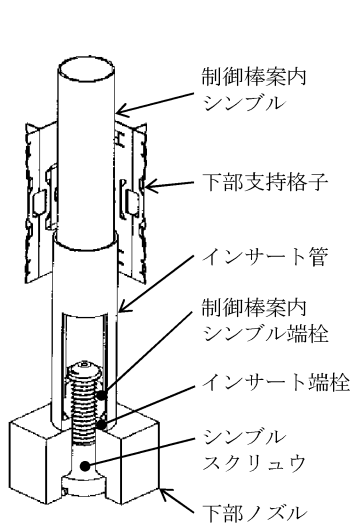
名称	公称値 (mm)		許容範囲 (mm)	根 拠
制御棒案内シンプル	外径(太径部)	12.24		メーカー基準
	外径(細径部)	10.90		メーカー基準
	肉厚(太径部)	0.41		メーカー基準
	肉厚(細径部)	0.41		メーカー基準
炉内計装用案内シンプル	外径	12.24		メーカー基準
	肉厚	0.41		メーカー基準



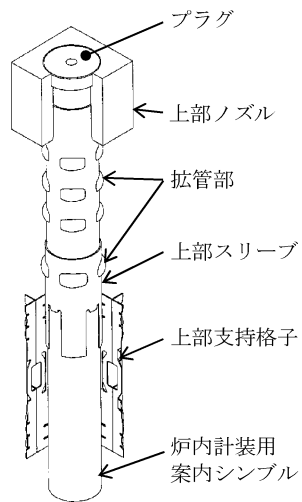
(a) 制御棒案内シンプルと上部ノズル
及び上部支持格子の結合



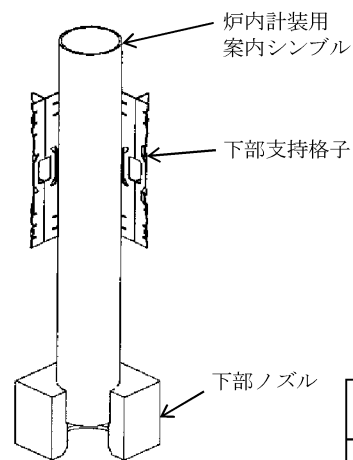
(b) 制御棒案内シンプルと
中間部支持格子の結合



(c) 制御棒案内シンプルと
下部ノズル及び
下部支持格子の結合



(d) 炉内計装用案内シンプル
と上部ノズル及び
上部支持格子の結合



(e) 炉内計装用案内シンプル
と下部ノズル及び
下部支持格子の結合

設計及び工事計画認可申請	第1-1-6図
高 浜 発 電 所 第 3 号 機	
原子炉本体の構造図 燃料体(17行17列A型燃料集合体 (ウラン燃料)) 燃料集合体各結合部	
関 西 電 力 株 式 会 社	