

1. 添 付 資 料

目 次

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

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

目 次

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 1 - 1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	T4-添1-1-1
2. 基本方針	T4-添1-1-1
3. 記載の基本事項	T4-添1-1-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	
ロ、発電用原子炉施設の一般構造	
(3) その他の主要な構造	T4-添1-1-ロ-1
(i) a. 設計基準対象施設	
(j) 炉心等	
b. 重大事故等対処施設	
(c) 重大事故対処設備	
ハ、原子炉本体の構造及び設備	
(2) 燃料体	T4-添1-1-ハ-1
(i) 燃料材の種類	
(ii) 燃料被覆材の種類	
(iii) 燃料要素の構造	
(iv) 燃料集合体の構造	

1. 概要

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

2. 基本方針

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

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

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

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

3. 記載の基本事項

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

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

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ．発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本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><u>①燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>燃料体は、設置（変更）許可を受けた、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</u></p>	<p>設置変更許可申請書（本文）第五号ロ項において、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、<u>燃料体の仕様（輸送中又は取扱中の負荷を含む）に耐える設計であること含む）が、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針として</u>いることから、<u>設置変更許可申請書（本文）と整合している。</u></p>	<p>本申請の対象は、取替燃料であり、その他設備は認可済みの工事計画に記載。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>b. 重大事故等対処施設（原子炉制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a. 設計基準対象施設に記載）</p> <p>(c) 重大事故等対処設備 (c-4) 操作性及び試験・検査性 (c-4-2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p style="text-align: center;"><u>これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>1. 安全設計 1.1 安全設計の方針 1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針 1.1.7.4 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p style="text-align: center;"><u>これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>【原子炉冷却系統施設】 (基本設計方針)「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求 5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 5.1.6 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p style="text-align: center;"><u>これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>2020年4月の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の改正の施行により、設置変更許可申請書（本文）の「使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査」は、使用前事業者検査及び定期事業者検査となるため、設計及び工事の計画の「使用前事業者検査及び定期事業者検査」は整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																							
ハ. 原子炉本体の構造及び設備 (2) 燃料体 (i) 燃料材の種類 a. ①ウラン燃料集合体	3. 原子炉及び炉心 第3.2.1表 燃料の設計値 (1) 燃料ペレット 材 料 a. ①ウラン燃料	【原子炉本体】 (要目表) 原子炉本体 加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項 3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料 (1/5) <table border="1" data-bbox="1308 415 2386 1497"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td>—</td> <td>17行17列A型燃料集合体 (輸入) (ウラン燃料)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">種類</td> <td>—</td> <td>①17行17列ウラン燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">主要寸法</td> <td rowspan="5">燃料集合体</td> <td>全長 (下部支持板下端より上部支持板パッド上面までの長さ)</td> <td>mm</td> <td>—</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>—</td> <td>□×□ (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素ピッチ</td> <td>mm</td> <td>12.6 (注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部支持板下面と燃料要素上端の間隔</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□ (注4)</td> </tr> <tr> <td>下部支持板下面と燃料要素下端の間隔</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□ (注4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="9">二酸化ウラン燃料要素</td> <td>全長 (端栓とも)</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□ (注1,5)</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm</td> <td>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</td> <td>8.19 (注3)</td> <td>8.192 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>燃料材 (ペレット) 長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>9.8 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>9.50 (注1,3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>8.36 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>0.57 (注1,3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□ (注1,4)</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> <td>□ (注1,5)</td> </tr> </tbody> </table>			変更前	変更後	名称		—	17行17列A型燃料集合体 (輸入) (ウラン燃料)	種類		—	①17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パッド上面までの長さ)	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	上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	—	□ (注4)	下部支持板下面と燃料要素下端の間隔	mm	—	□ (注4)	二酸化ウラン燃料要素	全長 (端栓とも)	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)	8.192 (注1,4)	燃料材 (ペレット) 長さ	mm	—	9.8 (注1,4)	燃料被覆材外径	mm	9.50 (注1,3)	変更なし	燃料被覆材内径	mm	—	8.36 (注1,4)	燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注1,3)	変更なし	上部プレナム長さ	mm	—	□ (注1,4)	コイルばね (ペレット押えばね) 外径	mm	—	□ (注1,5)	設置変更許可申請書（本文）第五号ハ項において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり設置変更許可申請書（本文）と整合している。 ①設置変更許可申請書（本文）の「燃料集合体」と設計及び工事の計画の「燃料体」は同義であり、整合している。	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。
		変更前	変更後																																																																								
名称		—	17行17列A型燃料集合体 (輸入) (ウラン燃料)																																																																								
種類		—	①17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パッド上面までの長さ)	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																																																																						
		上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	—	□ (注4)																																																																						
		下部支持板下面と燃料要素下端の間隔	mm	—	□ (注4)																																																																						
	二酸化ウラン燃料要素	全長 (端栓とも)	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)	8.192 (注1,4)																																																																						
		燃料材 (ペレット) 長さ	mm	—	9.8 (注1,4)																																																																						
		燃料被覆材外径	mm	9.50 (注1,3)	変更なし																																																																						
		燃料被覆材内径	mm	—	8.36 (注1,4)																																																																						
		燃料被覆材肉厚	mm	0.57 (注1,3)	変更なし																																																																						
		上部プレナム長さ	mm	—	□ (注1,4)																																																																						
		コイルばね (ペレット押えばね) 外径	mm	—	□ (注1,5)																																																																						

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																											
<p>②二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% 第2領域 約2.6wt% 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物燃料集合体</p> <p>ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット 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 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-top: 10px;"> $\text{プルトニウム富化度} = \frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$ $\text{核分裂性プルトニウム富化度} = \frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$ </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>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% 第2領域 約2.6wt% 第3領域 約3.1wt%</p> <p>取替燃料 第4～第6領域 約3.6wt% 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 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物燃料</p> <p>ウラン・プルトニウム混合酸化物 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 8wt%以下(核分裂性 プルトニウム富化度)</p>	<p style="text-align: right;">(3/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="3"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">主要寸法</td> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取替燃料</td> <td style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">制御棒案内 シンプル</td> <td>外径 (太径部/細径部) mm</td> <td>—</td> <td>太径部: 12.24^(註1,4) 細径部: 10.90^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>肉厚 (太径部/細径部) mm</td> <td>—</td> <td>太径部: 0.41^(註1,4) 細径部: 0.41^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">案内 シンプル</td> <td style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">炉内計装用</td> <td>外径 mm</td> <td>—</td> <td>12.24^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>肉厚 mm</td> <td>—</td> <td>0.41^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="18" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">材料</td> <td rowspan="12" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取替燃料</td> <td rowspan="6" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">②二酸化ウラン燃料材</td> <td>ウラン235濃縮度 wt%</td> <td>4.10^(註1,9)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度(理論密度比) %</td> <td>95^(註3)</td> <td>95.0^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率 wt%</td> <td>—</td> <td>□以上^(註4)</td> </tr> <tr> <td>酸素対ウラン比</td> <td>—</td> <td>2.00^(註4)</td> </tr> <tr> <td>炭素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>水素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>窒素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="6" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">組成</td> <td rowspan="6" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">②ガドリニア混合二酸化ウラン燃料材</td> <td>ウラン235濃縮度 wt%</td> <td>2.60^(註1,9)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度(理論密度比) %</td> <td>95^(註3)</td> <td>95.0^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率</td> <td>—</td> <td>□以上^(註4)</td> </tr> <tr> <td>酸素対メタル比</td> <td>—</td> <td>2.00^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニア濃度 wt%</td> <td>6^(註9)</td> <td>6.00^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニウム濃度 wt%</td> <td>—</td> <td>5.21^(註4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="6" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">組成</td> <td rowspan="6" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">燃料被覆材</td> <td>炭素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>水素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>窒素 wt%</td> <td>—</td> <td>□以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ジルカロイ - 4^(註3)</td> <td>—</td> <td>Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ASTM B811 Grade R60804)^(註4)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				変更前	変更後	主要寸法	取替燃料	制御棒案内 シンプル	外径 (太径部/細径部) mm	—	太径部: 12.24 ^(註1,4) 細径部: 10.90 ^(註1,4)		肉厚 (太径部/細径部) mm	—	太径部: 0.41 ^(註1,4) 細径部: 0.41 ^(註1,4)	案内 シンプル	炉内計装用	外径 mm	—	12.24 ^(註1,4)		肉厚 mm	—	0.41 ^(註1,4)	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 ^(註1,9)	変更なし	密度(理論密度比) %	95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)	ウラン含有率 wt%	—	□以上 ^(註4)	酸素対ウラン比	—	2.00 ^(註4)	炭素 wt%	—	□以下 ^(註4)	ふっ素 wt%	—	□以下 ^(註4)	水素 wt%	—	□以下 ^(註4)	窒素 wt%	—	□以下 ^(註4)	組成	②ガドリニア混合二酸化ウラン燃料材	ウラン235濃縮度 wt%	2.60 ^(註1,9)	変更なし	密度(理論密度比) %	95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)	ウラン含有率	—	□以上 ^(註4)	酸素対メタル比	—	2.00 ^(註4)	ガドリニア濃度 wt%	6 ^(註9)	6.00 ^(註4)	ガドリニウム濃度 wt%	—	5.21 ^(註4)	組成	燃料被覆材	炭素 wt%	—	□以下 ^(註4)	ふっ素 wt%	—	□以下 ^(註4)	水素 wt%	—	□以下 ^(註4)	窒素 wt%	—	□以下 ^(註4)	ジルカロイ - 4 ^(註3)	—	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ASTM B811 Grade R60804) ^(註4)				<p>②設置変更許可申請書（本文）の「焼結ペレット」と設計及び工事の計画の「燃料材」は同義であり、整合している。</p>	<p>備考</p>
			変更前	変更後																																																																																											
主要寸法	取替燃料	制御棒案内 シンプル	外径 (太径部/細径部) mm	—	太径部: 12.24 ^(註1,4) 細径部: 10.90 ^(註1,4)																																																																																										
			肉厚 (太径部/細径部) mm	—	太径部: 0.41 ^(註1,4) 細径部: 0.41 ^(註1,4)																																																																																										
	案内 シンプル	炉内計装用	外径 mm	—	12.24 ^(註1,4)																																																																																										
			肉厚 mm	—	0.41 ^(註1,4)																																																																																										
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 ^(註1,9)	変更なし																																																																																										
			密度(理論密度比) %	95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)																																																																																										
			ウラン含有率 wt%	—	□以上 ^(註4)																																																																																										
			酸素対ウラン比	—	2.00 ^(註4)																																																																																										
			炭素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																										
			ふっ素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																										
		水素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																											
		窒素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																											
		組成	②ガドリニア混合二酸化ウラン燃料材	ウラン235濃縮度 wt%	2.60 ^(註1,9)	変更なし																																																																																									
				密度(理論密度比) %	95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)																																																																																									
				ウラン含有率	—	□以上 ^(註4)																																																																																									
				酸素対メタル比	—	2.00 ^(註4)																																																																																									
	ガドリニア濃度 wt%			6 ^(註9)	6.00 ^(註4)																																																																																										
	ガドリニウム濃度 wt%			—	5.21 ^(註4)																																																																																										
	組成	燃料被覆材	炭素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																										
			ふっ素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																										
			水素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																										
			窒素 wt%	—	□以下 ^(註4)																																																																																										
ジルカロイ - 4 ^(註3)			—	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ASTM B811 Grade R60804) ^(註4)																																																																																											

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>プルトニウム組成比 原子炉級 ウラン235濃度 約0.2～約0.4wt% 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。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>プルトニウム組成比 原子炉級 核分裂性プルトニウム割合 約55～約82wt% 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。 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>		

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																
(ii) 燃料被覆材の種類 <u>ジルカロイ-4</u>	第3.2.1表 燃料の設計値 (2) 被覆管 材 料 <u>ジルカロイ-4</u>	【原子炉本体】 (要目表) (3/5) <table border="1" data-bbox="1308 279 2377 1675"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要寸法</td> <td rowspan="2">制御棒案内 シンプル</td> <td>外径 (太径部/細径部)</td> <td>mm -</td> <td>太径部：12.24^(註1,4) 細径部：10.90^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td>肉厚 (太径部/細径部)</td> <td>mm -</td> <td>太径部：0.41^(註1,4) 細径部：0.41^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">案内シンプル 炉内計装用</td> <td>外径</td> <td>mm -</td> <td>12.24^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td>肉厚</td> <td>mm -</td> <td>0.41^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="18">材料</td> <td rowspan="14">二酸化ウラン燃料材 組成</td> <td>ウラン235濃縮度</td> <td>wt% 4.10^(註1,9)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度(理論密度比)</td> <td>% 95^(註3)</td> <td>95.0^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以上^(註4)</td> </tr> <tr> <td>酸素対ウラン比</td> <td>- -</td> <td>2.00^(註4)</td> </tr> <tr> <td>炭素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>水素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">ガドリニア混合二酸化ウラン燃料材 組成</td> <td>ウラン235濃縮度</td> <td>wt% 2.60^(註1,9)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>密度(理論密度比)</td> <td>% 95^(註3)</td> <td>95.0^(註1,4)</td> </tr> <tr> <td>ウラン含有率</td> <td>- -</td> <td><input type="text"/>以上^(註4)</td> </tr> <tr> <td>酸素対メタル比</td> <td>- -</td> <td>2.00^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニア濃度</td> <td>wt% 6^(註9)</td> <td>6.00^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ガドリニウム濃度</td> <td>wt% -</td> <td>5.21^(註4)</td> </tr> <tr> <td>炭素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>水素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>wt% -</td> <td><input type="text"/>以下^(註4)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料被覆材</td> <td>-</td> <td>ジルカロイ -4^(註3) Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ASTM B811 Grade R60804)^(註4)</td> </tr> </tbody> </table>			変更前	変更後	主要寸法	制御棒案内 シンプル	外径 (太径部/細径部)	mm -	太径部：12.24 ^(註1,4) 細径部：10.90 ^(註1,4)	肉厚 (太径部/細径部)	mm -	太径部：0.41 ^(註1,4) 細径部：0.41 ^(註1,4)	案内シンプル 炉内計装用	外径	mm -	12.24 ^(註1,4)	肉厚	mm -	0.41 ^(註1,4)	材料	二酸化ウラン燃料材 組成	ウラン235濃縮度	wt% 4.10 ^(註1,9)	変更なし	密度(理論密度比)	% 95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)	ウラン含有率	wt% -	<input type="text"/> 以上 ^(註4)	酸素対ウラン比	- -	2.00 ^(註4)	炭素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)	ふっ素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)	水素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)	窒素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料材 組成	ウラン235濃縮度	wt% 2.60 ^(註1,9)	変更なし	密度(理論密度比)	% 95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)	ウラン含有率	- -	<input type="text"/> 以上 ^(註4)	酸素対メタル比	- -	2.00 ^(註4)	ガドリニア濃度	wt% 6 ^(註9)	6.00 ^(註4)	ガドリニウム濃度	wt% -	5.21 ^(註4)	炭素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)	ふっ素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)	水素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)	窒素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)		燃料被覆材	-	ジルカロイ -4 ^(註3) Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ASTM B811 Grade R60804) ^(註4)		
		変更前	変更後																																																																																	
主要寸法	制御棒案内 シンプル	外径 (太径部/細径部)	mm -	太径部：12.24 ^(註1,4) 細径部：10.90 ^(註1,4)																																																																																
		肉厚 (太径部/細径部)	mm -	太径部：0.41 ^(註1,4) 細径部：0.41 ^(註1,4)																																																																																
	案内シンプル 炉内計装用	外径	mm -	12.24 ^(註1,4)																																																																																
		肉厚	mm -	0.41 ^(註1,4)																																																																																
材料	二酸化ウラン燃料材 組成	ウラン235濃縮度	wt% 4.10 ^(註1,9)	変更なし																																																																																
		密度(理論密度比)	% 95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)																																																																																
		ウラン含有率	wt% -	<input type="text"/> 以上 ^(註4)																																																																																
		酸素対ウラン比	- -	2.00 ^(註4)																																																																																
		炭素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																
		ふっ素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																
		水素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																
		窒素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																
		ガドリニア混合二酸化ウラン燃料材 組成	ウラン235濃縮度	wt% 2.60 ^(註1,9)	変更なし																																																																															
			密度(理論密度比)	% 95 ^(註3)	95.0 ^(註1,4)																																																																															
			ウラン含有率	- -	<input type="text"/> 以上 ^(註4)																																																																															
			酸素対メタル比	- -	2.00 ^(註4)																																																																															
			ガドリニア濃度	wt% 6 ^(註9)	6.00 ^(註4)																																																																															
			ガドリニウム濃度	wt% -	5.21 ^(註4)																																																																															
	炭素		wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																
	ふっ素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																	
	水素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																	
	窒素	wt% -	<input type="text"/> 以下 ^(註4)																																																																																	
	燃料被覆材	-	ジルカロイ -4 ^(註3) Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ASTM B811 Grade R60804) ^(註4)																																																																																	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																									
<p>(iii) 燃料要素の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>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>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(2) 被覆管</p> <p>④ 外径 約9.50mm</p> <p>④ 厚さ 約0.57mm 又は約0.64mm</p> <p>第3.1.1表 原子炉及び炉心の設備仕様</p> <p>④ 炉心有効高さ 約3.66 m</p>	<p>【原子炉本体】 （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】 （要目表）</p> <p style="text-align: right;">(1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1308 554 2386 1633"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td>-</td> <td>17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">種類</td> <td>-</td> <td>17行17列ウラン燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="13">主要寸法</td> <td rowspan="6">燃料集合体</td> <td>全長（下部支持板下端より上部支持板パッド上面までの長さ）</td> <td>mm -</td> <td>mm <input type="text"/> (注1,2)</td> </tr> <tr> <td>断面寸法（最大の断面寸法）</td> <td>mm -</td> <td>mm <input type="text"/> × <input type="text"/> (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>上部支持板下面と燃料要素上端の間隔</td> <td>mm -</td> <td>mm <input type="text"/> (注4)</td> </tr> <tr> <td>下部支持板下面と燃料要素下端の間隔</td> <td>mm -</td> <td>mm <input type="text"/> (注4)</td> </tr> <tr> <td>全長（端栓とも）</td> <td>mm -</td> <td>mm <input type="text"/> (注1,5)</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">二酸化ウラン燃料要素</td> <td>④有効長さ</td> <td>mm ④3.648 (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>8.192 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）長さ</td> <td>mm -</td> <td>9.8 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>④燃料被覆材外径</td> <td>mm ④9.50 (注1,3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm -</td> <td>8.36 (注1,4)</td> </tr> <tr> <td>④燃料被覆材肉厚</td> <td>mm ④0.57 (注1,3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm -</td> <td>mm <input type="text"/> (注1,4)</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 <input type="text"/> (注1,5)</td> </tr> </tbody> </table>			変更前	変更後	名称		-	17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）	種類		-	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パッド上面までの長さ）	mm -	mm <input type="text"/> (注1,2)	断面寸法（最大の断面寸法）	mm -	mm <input type="text"/> × <input type="text"/> (注1,2)	燃料要素ピッチ	mm 12.6 (注3)	変更なし	上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm -	mm <input type="text"/> (注4)	下部支持板下面と燃料要素下端の間隔	mm -	mm <input type="text"/> (注4)	全長（端栓とも）	mm -	mm <input type="text"/> (注1,5)	二酸化ウラン燃料要素	④有効長さ	mm ④3.648 (注3)	変更なし	燃料材（ペレット）直径	mm 8.19 (注3)	8.192 (注1,4)	燃料材（ペレット）長さ	mm -	9.8 (注1,4)	④燃料被覆材外径	mm ④9.50 (注1,3)	変更なし	燃料被覆材内径	mm -	8.36 (注1,4)	④燃料被覆材肉厚	mm ④0.57 (注1,3)	変更なし	上部プレナム長さ	mm -	mm <input type="text"/> (注1,4)	コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm -	mm <input type="text"/> (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、設置変更許可申請書（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、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	
		変更前	変更後																																																										
名称		-	17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）																																																										
種類		-	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パッド上面までの長さ）	mm -	mm <input type="text"/> (注1,2)																																																									
		断面寸法（最大の断面寸法）	mm -	mm <input type="text"/> × <input type="text"/> (注1,2)																																																									
		燃料要素ピッチ	mm 12.6 (注3)	変更なし																																																									
		上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm -	mm <input type="text"/> (注4)																																																									
		下部支持板下面と燃料要素下端の間隔	mm -	mm <input type="text"/> (注4)																																																									
		全長（端栓とも）	mm -	mm <input type="text"/> (注1,5)																																																									
	二酸化ウラン燃料要素	④有効長さ	mm ④3.648 (注3)	変更なし																																																									
		燃料材（ペレット）直径	mm 8.19 (注3)	8.192 (注1,4)																																																									
		燃料材（ペレット）長さ	mm -	9.8 (注1,4)																																																									
		④燃料被覆材外径	mm ④9.50 (注1,3)	変更なし																																																									
		燃料被覆材内径	mm -	8.36 (注1,4)																																																									
		④燃料被覆材肉厚	mm ④0.57 (注1,3)	変更なし																																																									
		上部プレナム長さ	mm -	mm <input type="text"/> (注1,4)																																																									
コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm -	mm <input type="text"/> (注1,5)																																																											

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>⑤燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンプ ル及び炉内計装用案内シンプルを支持格子によ り17行17列の一定ピッチの正方形に配列 し、制御棒案内シンプルの上端に上部ノズル、 下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでそ の荷重を支持する構造とする。</p> <p>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 シンプル、炉内計装用案内シンプル、支持格子、上部 ノズル及び下部ノズル等で構成される。燃料棒の配 列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24 本が制御棒案内シンプル、残り1本が炉内計装用案 内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒 クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源等の挿入 に使用する。</p> <p>3.2.1.2 設計方針</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体には、ウラン燃料集合体とウラン・プ ルトニウム混合酸化物燃料集合体があり、ウラン燃 料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニ ア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。</p> <p>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】 (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><中略></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、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>⑥設計及び工事の計画では、燃料体の仕様（輸送中又は取扱中の負荷を含む）に耐える設計であること含むが、設置許可を受けた構造及び設計とする基本設計方針としていることから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																									
<p>b. 主要寸法</p> <p>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>⑧燃料集合体当たりの制御棒案内シンプル本数 24</p> <p>⑧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>また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については、ウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用し、ウラン燃料集合体と同様、常温において6Gの荷重に対して燃料集合体としての機能が保持されるように設計する。ただし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下することから、輸送及び取扱い時の荷重を4Gと制限し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されることを確認する。</p> <p>第3.2.1表 燃料の設計値</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p>⑦燃料棒配列 17×17</p> <p>⑧集合体当たり燃料棒数 264</p> <p>⑦燃料棒ピッチ 約12.6mm</p> <p>⑧集合体当たり制御棒案内シンプル数 24</p> <p>⑧集合体当たり炉内計装用案内シンプル数 1</p>	<p>【原子炉本体】 (要目表)</p> <p style="text-align: right;">(1/5)</p> <table border="1" data-bbox="1308 260 2380 1346"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>名称</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>⑦17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>17行17列ウラン燃料体</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">主要寸法</td> <td rowspan="5">取替燃料</td> <td rowspan="5">燃料集合体</td> <td>全長（下部支持板下端より上部支持板パッド上面までの長さ）</td> <td>mm</td> <td>—</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>—</td> <td>□×□^(注1,2)</td> </tr> <tr> <td>⑦燃料要素ピッチ</td> <td>mm</td> <td>⑦12.6^(注3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部支持板下面と燃料要素上端の間隔</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□^(注4)</td> </tr> <tr> <td>下部支持板下面と燃料要素下端の間隔</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□^(注4)</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">二酸化ウラン燃料要素</td> <td rowspan="8">燃料要素</td> <td>全長（端栓とも）</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□^(注1,5)</td> </tr> <tr> <td>有効長さ</td> <td>mm</td> <td>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</td> <td>8.19^(注3)</td> <td>8.192^(注1,4)</td> </tr> <tr> <td>燃料材（ペレット）長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>9.8^(注1,4)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材外径</td> <td>mm</td> <td>9.50^(注1,3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材内径</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>8.36^(注1,4)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材肉厚</td> <td>mm</td> <td>0.57^(注1,3)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム長さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>□^(注1,4)</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> <td>□^(注1,5)</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>			変更前	変更後	名称	—	—	⑦17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）	種類	—	—	17行17列ウラン燃料体	主要寸法	取替燃料	燃料集合体	全長（下部支持板下端より上部支持板パッド上面までの長さ）	mm	—	□ ^(注1,2)	断面寸法（最大の断面寸法）	mm	—	□×□ ^(注1,2)	⑦燃料要素ピッチ	mm	⑦12.6 ^(注3)	変更なし	上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	—	□ ^(注4)	下部支持板下面と燃料要素下端の間隔	mm	—	□ ^(注4)	二酸化ウラン燃料要素	燃料要素	全長（端栓とも）	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)	8.192 ^(注1,4)	燃料材（ペレット）長さ	mm	—	9.8 ^(注1,4)	燃料被覆材外径	mm	9.50 ^(注1,3)	変更なし	燃料被覆材内径	mm	—	8.36 ^(注1,4)	燃料被覆材肉厚	mm	0.57 ^(注1,3)	変更なし	上部プレナム長さ	mm	—	□ ^(注1,4)	コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm	—	□ ^(注1,5)	<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、設置変更許可申請書（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、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	
		変更前	変更後																																																																										
名称	—	—	⑦17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）																																																																										
種類	—	—	17行17列ウラン燃料体																																																																										
主要寸法	取替燃料	燃料集合体	全長（下部支持板下端より上部支持板パッド上面までの長さ）	mm	—	□ ^(注1,2)																																																																							
			断面寸法（最大の断面寸法）	mm	—	□×□ ^(注1,2)																																																																							
			⑦燃料要素ピッチ	mm	⑦12.6 ^(注3)	変更なし																																																																							
			上部支持板下面と燃料要素上端の間隔	mm	—	□ ^(注4)																																																																							
			下部支持板下面と燃料要素下端の間隔	mm	—	□ ^(注4)																																																																							
二酸化ウラン燃料要素	燃料要素	全長（端栓とも）	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)	8.192 ^(注1,4)																																																																								
		燃料材（ペレット）長さ	mm	—	9.8 ^(注1,4)																																																																								
		燃料被覆材外径	mm	9.50 ^(注1,3)	変更なし																																																																								
		燃料被覆材内径	mm	—	8.36 ^(注1,4)																																																																								
		燃料被覆材肉厚	mm	0.57 ^(注1,3)	変更なし																																																																								
		上部プレナム長さ	mm	—	□ ^(注1,4)																																																																								
コイルばね（ペレット押えばね）外径	mm	—	□ ^(注1,5)																																																																										

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

目 次

	頁
1. 概要	T4-添1-2-1
2. 基本方針	T4-添1-2-1
3. 記載の基本事項	T4-添1-2-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な 体制の整備に関する事項	T4-添1-2-2

1. 概要

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

2. 基本方針

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

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

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

3. 記載の基本事項

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

(2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する原子力部門内における各組織の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 原子力部門の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、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>(3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p>	<p>工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</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> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 原子力部門の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況</p> <p>(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</p> <p>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</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> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</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) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>原子力部門は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。</p> <p>(3) 原子力部門は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果</p> <p>b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）</p> <p>e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 原子力部門は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																		
	第3.2-1表 設工認における設計、工事及び検査の各段階																																																				
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 15%;">各段階</th> <th style="width: 30%;">保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目</th> <th style="width: 45%;">概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">設計</td> <td>3.3</td> <td>設計に係る品質管理の方法</td> <td>7.3.1 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</td> </tr> <tr> <td>3.3.1</td> <td>適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化</td> <td rowspan="2">7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出</td> </tr> <tr> <td>3.3.2</td> <td>各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(1) ※</td> <td>基本設計方針の作成（設計1）</td> <td>7.3.3 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</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(2) ※</td> <td>適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(3)</td> <td>設計のアウトプットに対する検証</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>3.3.4 ※</td> <td>設計における変更</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td rowspan="8" style="text-align: center; vertical-align: middle;">工事及び検査</td> <td>3.4.1 ※</td> <td>設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>3.4.2</td> <td>具体的な設備の設計に基づく工事の実施</td> <td>— 適合性確認対象設備の工事の実施</td> </tr> <tr> <td>3.5.1</td> <td>使用前事業者検査での確認事項</td> <td>— 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</td> </tr> <tr> <td>3.5.2</td> <td>使用前事業者検査の計画</td> <td>— 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</td> </tr> <tr> <td>3.5.3</td> <td>検査計画の管理</td> <td>— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理</td> </tr> <tr> <td>3.5.4</td> <td>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理</td> <td>— 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</td> </tr> <tr> <td>3.5.5</td> <td>使用前事業者検査の実施</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>調達 3.6</td> <td>設工認における調達管理の方法</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>		各段階	保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要	設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 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 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 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		
	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 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出																																																		
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定																																																			
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 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																																																		
	<p>※：「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。</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>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能及び性能に係る要求事項</p> <p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p>	<p>第3.2-1図 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ</p> <p>※1: バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成(設計1)し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計(設計2)を行う業務をいう。また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。</p> <p>※2: 条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法(代替確認の考え方を含む。)の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書(本文十一号)に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発へのインプットとして、適合性確認対象設備に対する要求事項を明確化していることから整合している。</p>	<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していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定し</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発からのアウトプットを作成するために設計を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューには専門家を含めていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューの記録を管理していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の検証を実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 原子力部門は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 原子力部門は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 原子力部門は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <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、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p> <p>(1) 調達文書の作成 調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理における一般汎用品の管理及び原子力規制委員会の職員が供給先の工場等への施設への立ち入りがあることを供給者へ要求していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者の評価を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者を選定していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達仕様書を作成していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p> <p>7.5 個別業務の管理</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>原子力部門は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>(4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) 品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</p>	<p>(2) 調達製品の管理</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れていることの確認をQA検査に追加する。</p> <p>また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、その他の活動を含む調達製品の検証を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、工事の実施、使用前事業者検査の計画の策定を業務の管理として実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
	<p>3.5.2 使用前事業者検査の計画 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>(2) 原子力部門は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 原子力部門は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、</p>	<p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1101 275 2006 932"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</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>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p>工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。</p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 計量器の管理</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い識別管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い監視測定のための設備の管理を実施していることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																											
		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>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、<u>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。</u></p> <p>(7) 原子力部門は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価及び改善</p> <p>(1) 原子力部門は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 原子力部門は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する原子力部門の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う各組織その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 原子力部門は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、内部監査の対象となり得る各組織、個別業務、プロセスその他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 原子力部門は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 原子力部門は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 原子力部門は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。</p> <p>(7) 原子力部門は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 原子力部門は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。 b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 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>(2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p>			

資料 2 強度に関する説明書

目 次

資料 2 強度に関する説明書

資料 2-1 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 2-1 燃料体の強度に関する説明書

目 次

	頁
1. はじめに	T4-添 2-1-1
1.1 燃料集合体の構造	T4-添 2-1-1
2. 設計条件	T4-添 2-1-4
2.1 燃焼度	T4-添 2-1-4
2.2 線出力密度	T4-添 2-1-4
2.3 原子炉運転条件	T4-添 2-1-4
3. 燃料棒の強度計算	T4-添 2-1-5
3.1 燃料棒の設計基準	T4-添 2-1-5
3.2 燃料棒の強度評価方法	T4-添 2-1-7
3.2.1 強度評価に用いるコード	T4-添 2-1-7
3.2.2 コードに用いるモデル及び計算方法	T4-添 2-1-11
3.3 強度評価結果	T4-添 2-1-44
3.3.1 計算条件	T4-添 2-1-44
3.3.2 計算結果	T4-添 2-1-48
3.3.3 燃料棒の温度評価結果	T4-添 2-1-54
3.3.4 燃料棒の内圧評価結果	T4-添 2-1-57
3.3.5 被覆管の応力評価結果	T4-添 2-1-58
3.3.6 被覆管の歪評価結果	T4-添 2-1-61
3.3.7 被覆管の疲労評価結果	T4-添 2-1-62
3.4 その他の考慮事項	T4-添 2-1-72
4. 燃料集合体の強度計算	T4-添 2-1-86
4.1 燃料集合体の設計基準	T4-添 2-1-86
4.2 燃料集合体強度評価方法	T4-添 2-1-88
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法	T4-添 2-1-88
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	T4-添 2-1-90
4.3 強度評価結果	T4-添 2-1-93
4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果	T4-添 2-1-93
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	T4-添 2-1-95
5. 参考文献	T4-添 2-1-97

1. はじめに

本書は、17行17列A型燃料集合体（輸入）（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に設計されていることを示す強度計算書である。

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

本申請の燃料集合体を取替燃料として使用することによる影響については、「シーメンス・パワー・コーポレーション製燃料について」^注（関西電力、平成12年11月改1）に示されている。

1.1 燃料集合体の構造

燃料集合体は、燃料要素（以下、「燃料棒」と称する。）、上部ノズル組立体、下部ノズル組立体、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原子炉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溶接時に燃料棒内を真空引きしヘリウムが加圧充てんされ、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型され、水素／窒素混合雰囲気中で焼結された円柱形の焼結体であり、両端面中央部に凹部（以下、「ディッシュ」と称する。）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、燃料集合体の輸送時及び取扱い時に、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

^注 シーメンス・パワー・コーポレーションは現フラマトム・インコーポレイテッド（以下、「Framatome Inc.社」と称する。）

時の異常な過度変化時において、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組立体と燃料棒の間隔は、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組立体

上部ノズル組立体はステンレス鋼鋳鋼製の上部ノズル、析出硬化型ニッケル基合金製の上部ノズル押えばね及びスプリングスクリュー、ステンレス鋼鋳鋼製のクランプ及びオーステナイト系ステンレス鋼製のシムから構成される。また、上部ノズル組立体に孔を設けて流路を確保している。下部ノズル組立体は、ステンレス鋼鋳鋼製のフレームにオーステナイト系ステンレス鋼製の波板、水平棒及び下部ノズルブッシングから構成された波板部をろう付けした構造であり、流路を確保している。上部ノズル組立体の孔及び下部ノズル組立体の波板部は、下方より流入する1次冷却材を燃料集合体内へ導き、通過させることにより、燃料集合体内で発生する熱を除去する。

また、上部及び下部ノズル組立体は炉心内における燃料集合体の位置決めを行うための機能を有し、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、上部ノズル組立体及び下部ノズル組立体の対角位置の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クランプとスプリングスクリューによって取り付けられている。なお、シムを使用して、その取り付け位置により上部ノズル押えばねのばね力の調整を行っている。

上部ノズル組立体は、制御棒案内シンプル上部に取り付けられた結合部を留めることにより、制御棒案内シンプルと結合されている。

下部ノズル組立体はシンプルスクリューにより、制御棒案内シンプルと結合されている。

(3) 制御棒案内シンプル

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

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

(4) 炉内計装用案内シンプル

炉内計装用案内シンプルは、下部ノズル組立体下面から燃料集合体内に挿入される炉内中性子束検出器を導き、これを保持する機能を有する。

炉内計装用案内シンプルの上端及び下端は、上部ノズル組立体及び下部ノズル組立体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、支持格子ばねによって、線接触で燃料棒を保持する。また、燃料棒相互の間隔並びに燃料棒と制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルとの間隔を保ち、核的性能及び熱水力的性能を保つ機能を有する。

支持格子は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。

上部及び中間部支持格子は、2枚のSn-Fe-Cr系ジルコニウム合金製薄板（シングレット）を1枚に合わせて溶接し（ダブルット）、17行17列の格子状に組み合わせ、溶接された構造となっている。また、下部支持格子は、2枚の析出硬化型ニッケル基合金製薄板（シングレット）を1枚に合わせて溶接し（ダブルット）、17行17列の格子状に組み合わせ、溶接された構造となっている。

上部支持格子と制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルは、スポット溶接によって接合されている。中間部支持格子と制御棒案内シンプルも同様にスポット溶接によって接合されている。また、上部及び中間部支持格子7個には、1次冷却材の混合を助け、熱除去効率を高めるために、ミキシングノズルが設けられている。

一方、下部支持格子は、グリッドロックリング2個を下部支持格子の上下で下部支持格子スリーブに溶接した後、下部支持格子スリーブを制御棒案内シンプル端栓に溶接することにより、制御棒案内シンプルと機械的に結合されている。

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。

	二酸化ウラン燃料棒	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒
通常運転時の		
最大線出力密度 :	41.1 kW/m	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

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒（以下、「ガドリニア入り燃料棒」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より1.5wt%低下させ2.60wt%としているので、ガドリニア入り燃料棒の最大線出力密度は二酸化ウラン燃料棒の場合より低くなる。

2.3 原子炉運転条件

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

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

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

表3-1 燃料棒設計における基本的考慮事項と設計基準

項目	基本的考慮事項	設計基準
(1) 燃料温度	1) ペレット溶融に伴う過大な膨張を防ぐ。 2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。 3) 核分裂生成ガス（以下、「FP ガス」と称する。）の過度の放出あるいは移動を防ぐ。 4) ペレットと被覆管の有害な化学反応を防ぐ。	燃料中心最高温度は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 燃料棒設計計算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 F P 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	
BR3 ⁽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 F P 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 F P ガス放出データ
BR3	17 ² (2)	95	0.17		~10,000	15	ガドリニア入り燃料棒

燃料棒評価

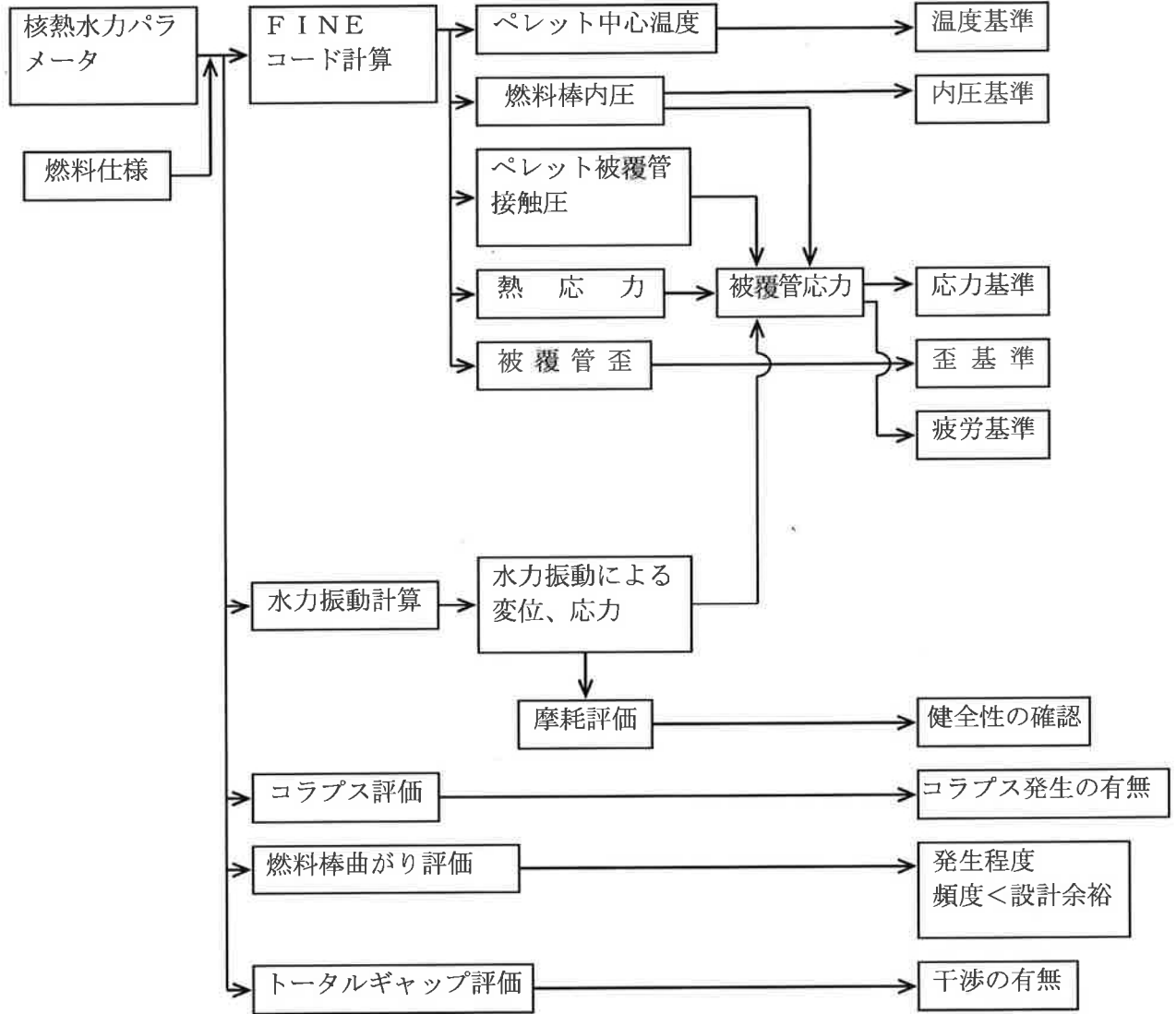


図 3-1 燃料棒強度評価流れ図

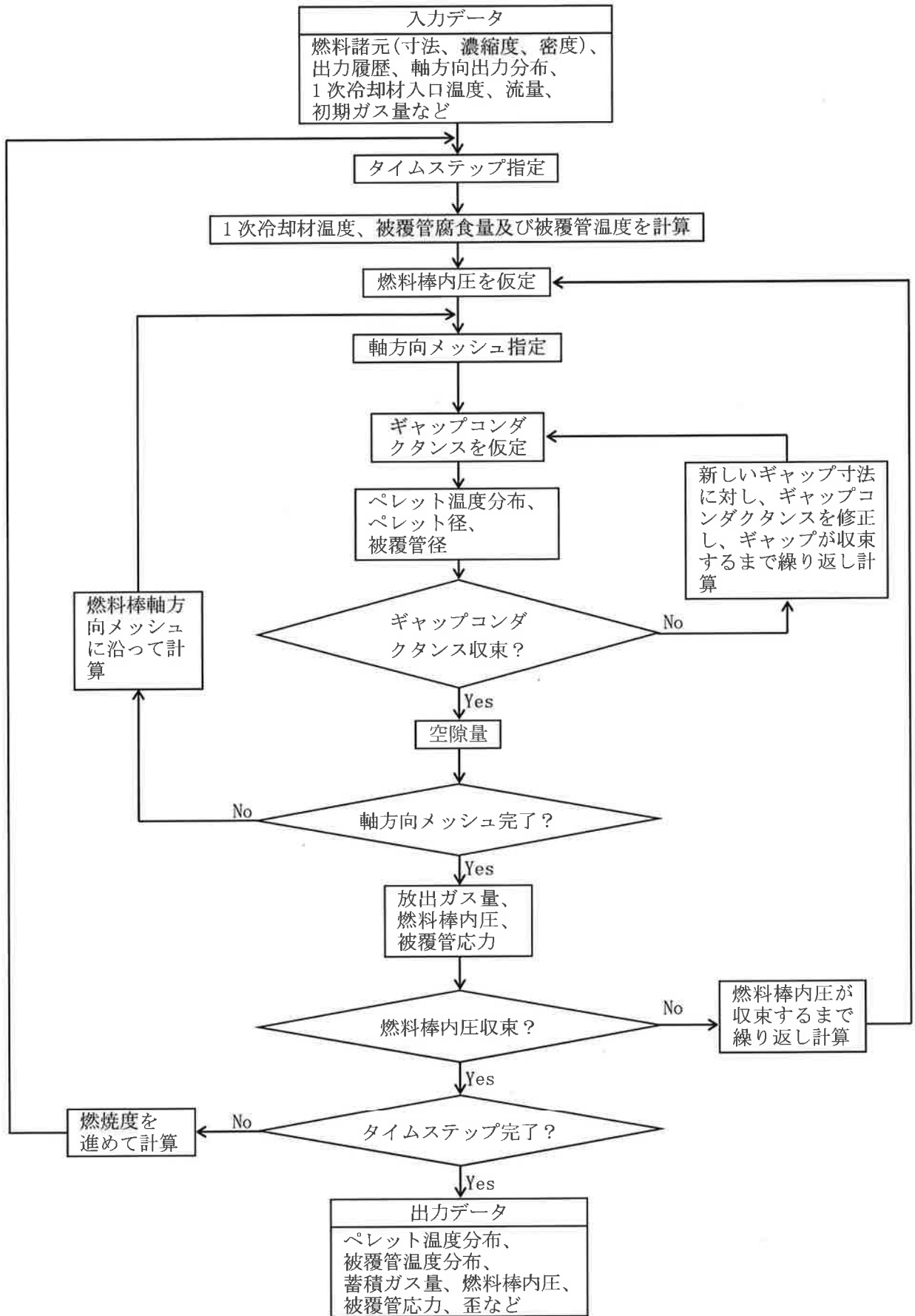


図 3-2 FINE コードの流れ図

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。

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

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・°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⁽⁷⁾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 ($\Delta r / r$) は次式によって与えられる。

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

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

B : 燃焼度、 $\text{fission} / \text{cm}^3$

ρ_0 : ペレット初期密度、%T.D.

T_s : ペレット焼結温度、°C

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3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3の4.2項参照）

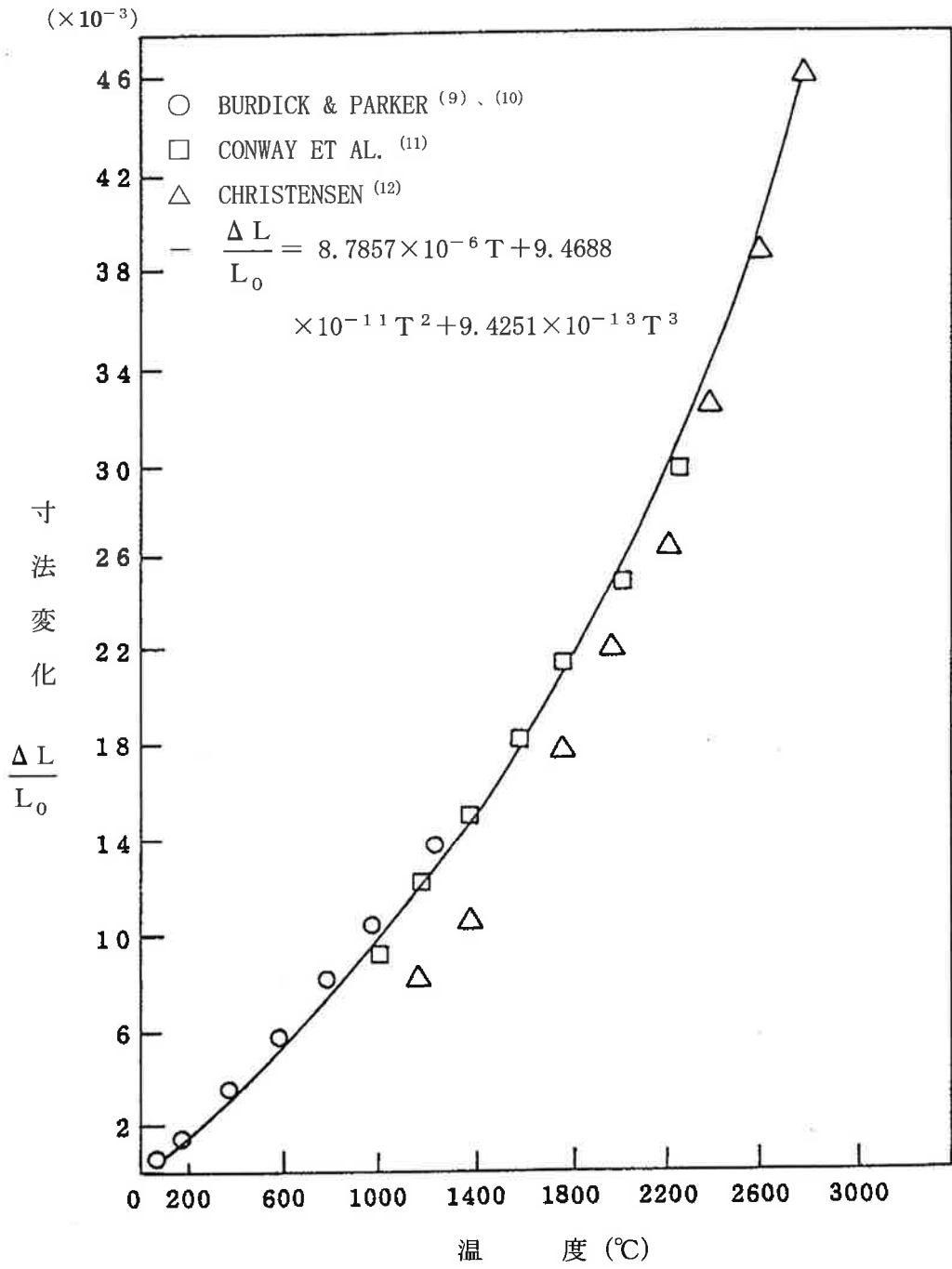


図 3-3 二酸化ウランペレットの熱膨張による寸法変化

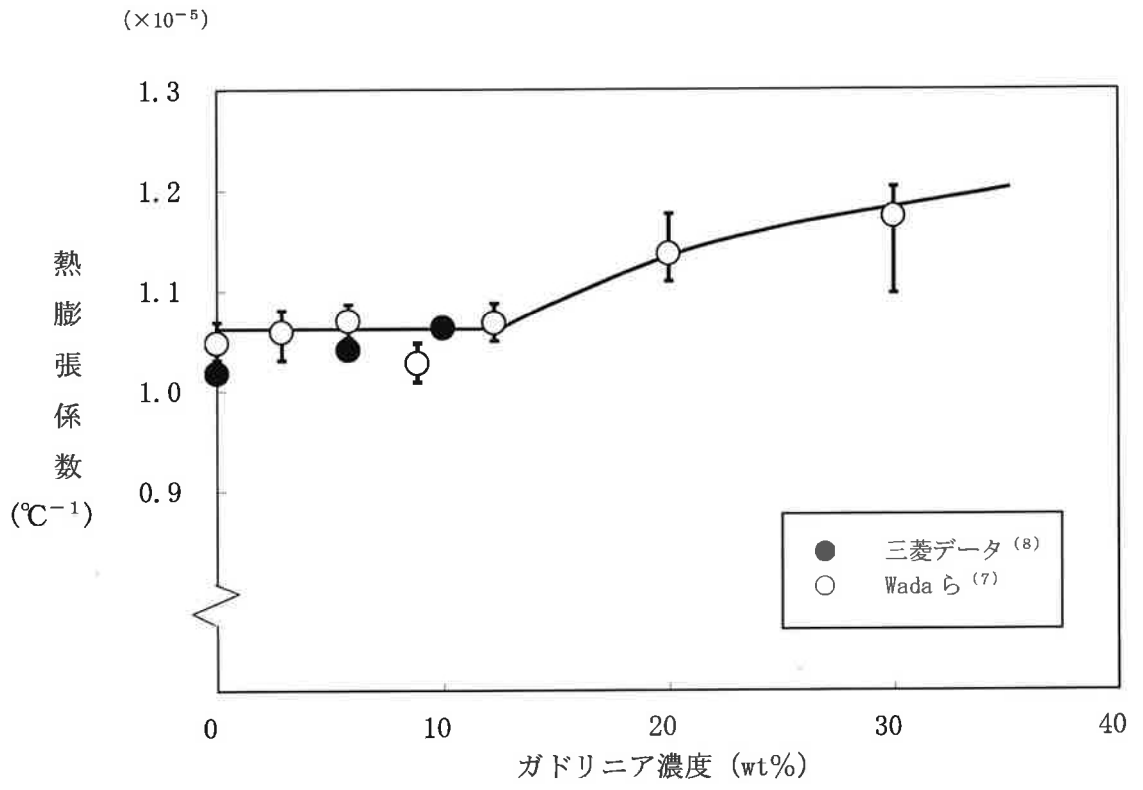


図3-4 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱膨張係数

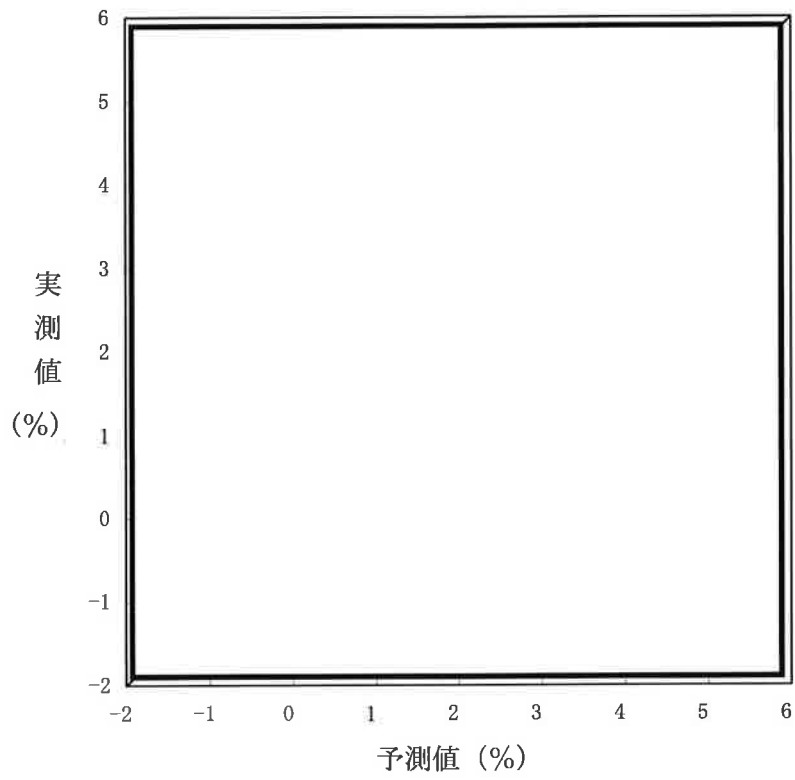


図 3-5 ペレット体積変化の実測値と予測値の比較

(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。

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

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 \cdot °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。

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

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。(13)

これに従い、炉内のクリープは次式で表される。

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

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。

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

ここで、

- $\dot{\epsilon}_{th}$: 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。

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

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。

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

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。

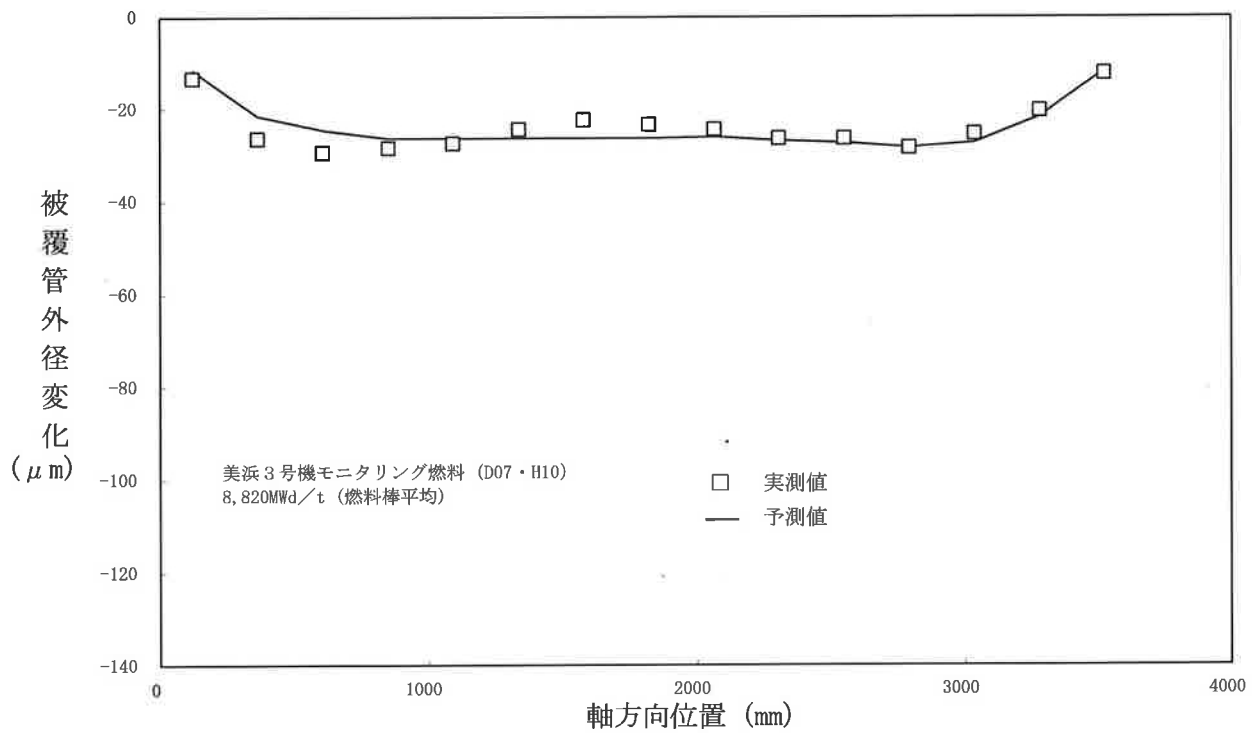


図 3-6 ジルカロイ-4 被覆管外径変化の実測値と予測値の比較

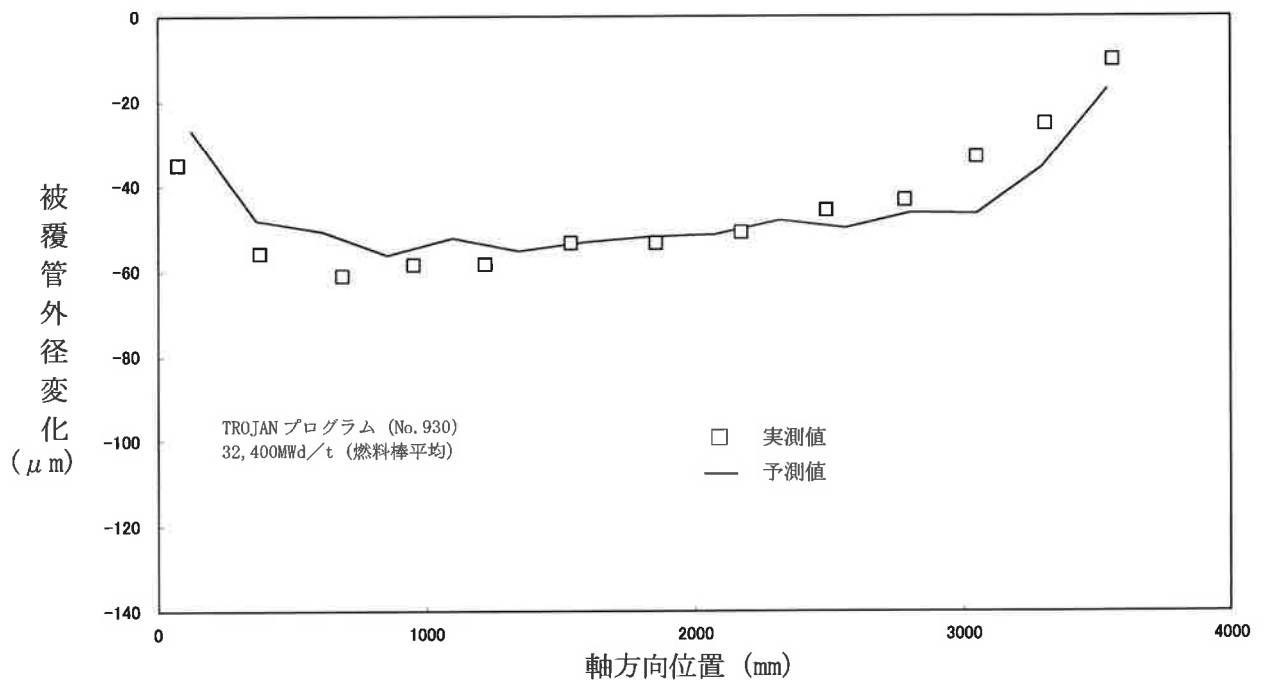


図 3-7 ジルカロイ-4 被覆管外径変化の実測値と予測値の比較

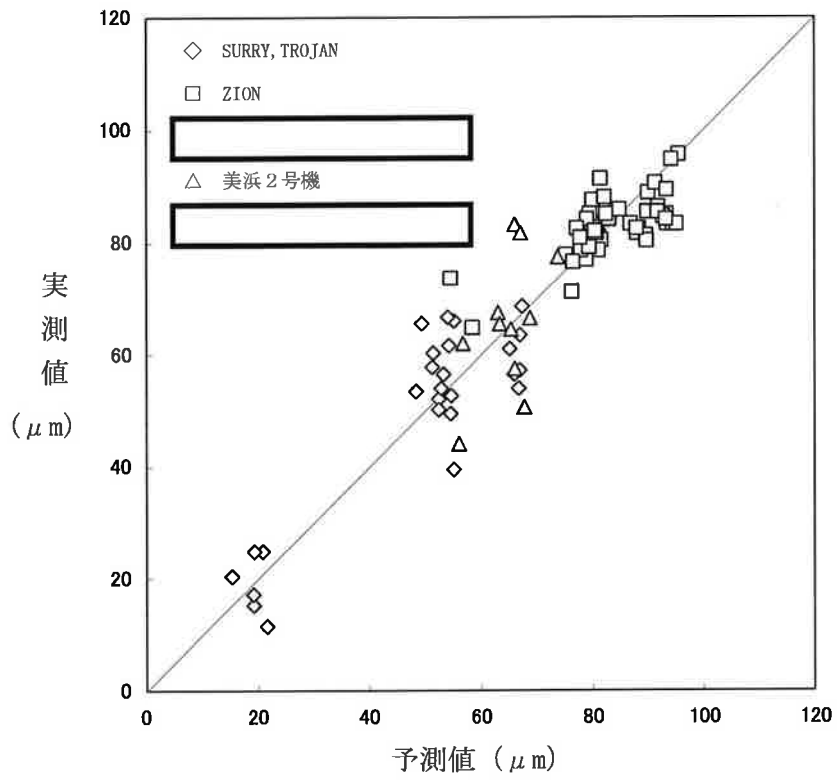


図 3-8 ジルカロイ-4 被覆管外径変化 (クリープダウン) の実測値と予測値の比較

(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。

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

ここで、

- $q''(Z)$: 位置Zにおける熱流束、W/m²
- C_p : 1次冷却材の比熱、J/(kg・°C)
- G : 質量速度、kg/(m²・h)
- D_e : 水力学的等価直径、m
- T_{in} : 1次冷却材入口温度、°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。

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

ここで、

- h : 熱伝達率、W/(m²・°C)
- D_e : 水力学的等価直径、m
- K : 流体の熱伝導率、W/(m・°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・°C)
 - μ : 粘性係数、Pa・s
 - ν : 動粘性係数、m²/s

表面温度は

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

ここで、

$T_{c.o.}$: 被覆管表面温度、℃

T_w : 流体温度、℃

q'' : 熱流束、 W/m^2

h : 熱伝達率、 $W/(m^2 \cdot ^\circ C)$

ただし、 $T_{c.o.}$ が式(3-12)に示すThomの式より大きいときは、局所沸騰が起こっているため同式により壁温を求める。

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

ここで、

$T_{s.a.t}$: 流体飽和温度、℃

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。

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

ここで、

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

P : 接触圧、MPa

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

(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。

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

又は、

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

であり、(3-14)式、(3-15)式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⁽¹⁴⁾に基づいている。

すなわち、

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

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

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

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。

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

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(15)～(27)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(27)～(32)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⁽³³⁾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。

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

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⁽³⁴⁾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⁽³⁵⁾のデータ及びKWUのM. Peehsら⁽³⁶⁾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⁽³⁷⁾により密度補正を行って使用する。

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

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⁽³⁸⁾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。^{(39), (40)}

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プ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。

ガドリニア入り燃料に関しては、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うち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。

したがって、ガドリニア入り燃料棒の評価では、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。

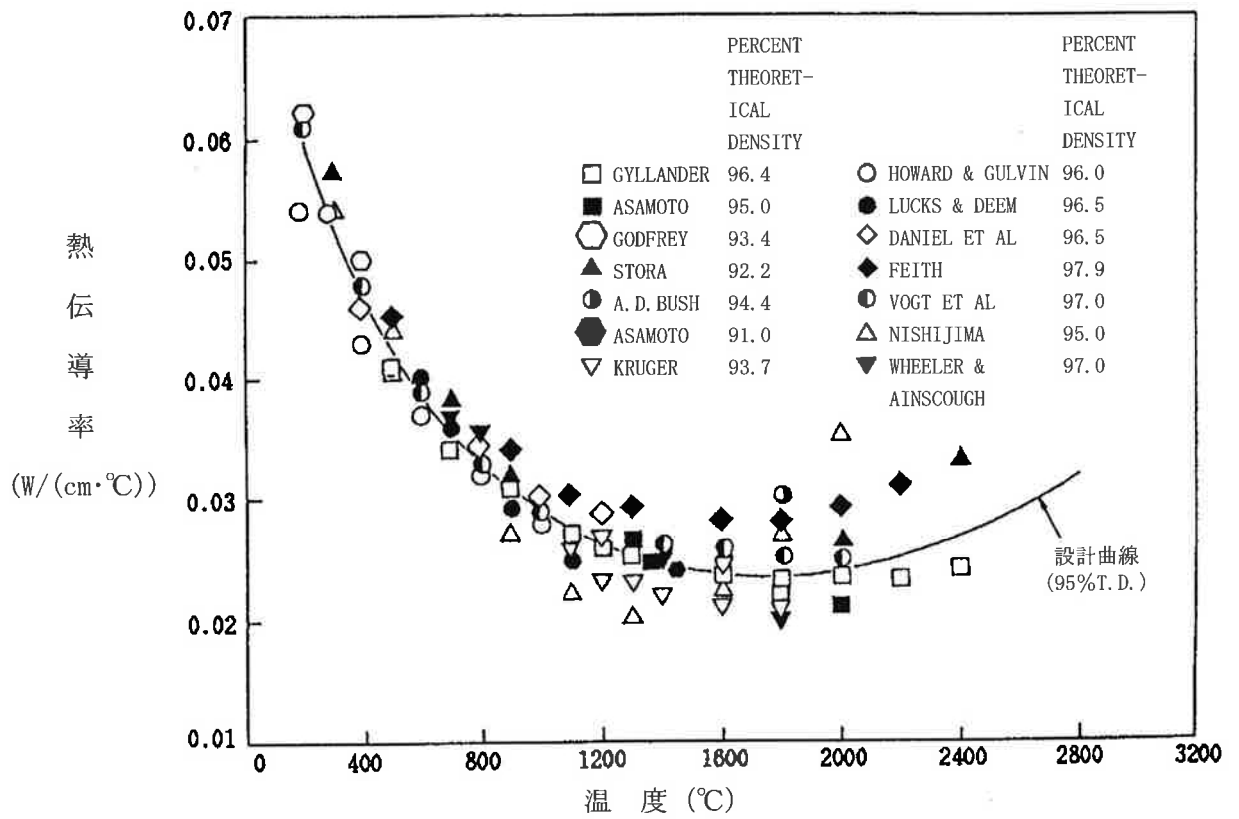


図3-9 二酸化ウランの熱伝導率
(図中のプロット点は全て95%T. D. に補正後の値を示す。)

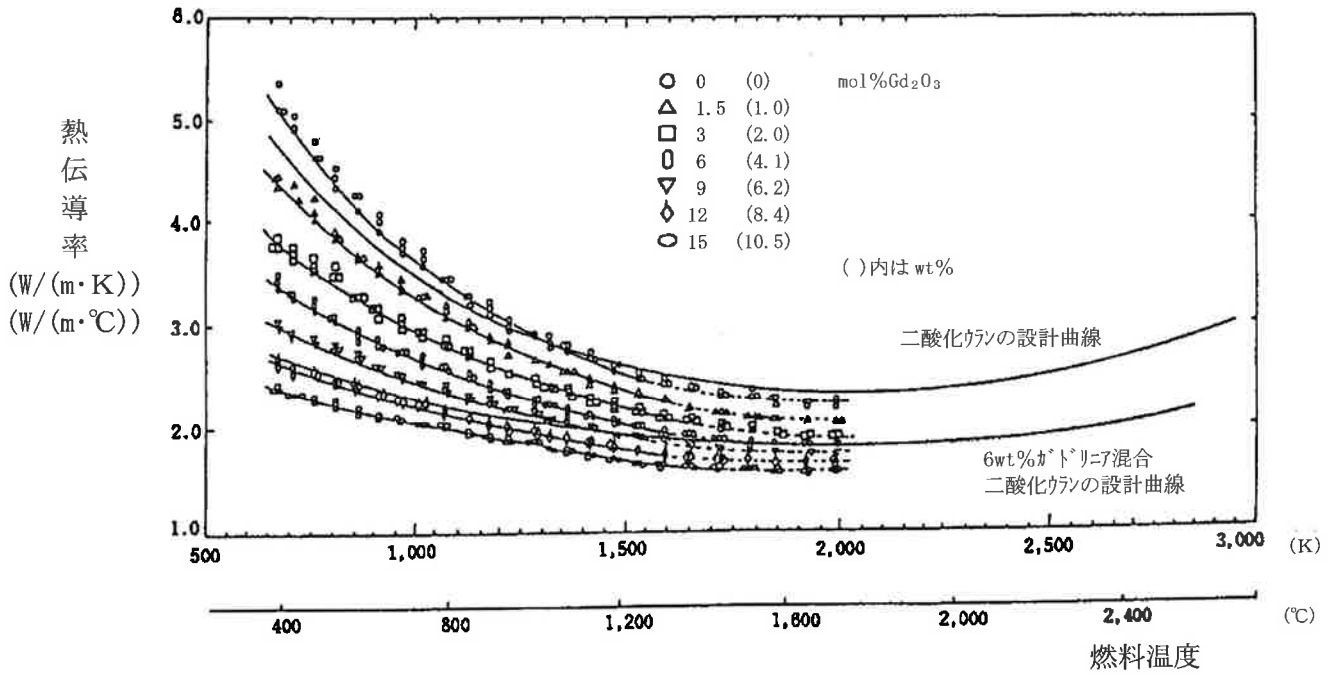


図3-10 ガドリニア混合二酸化ウランの熱伝導率

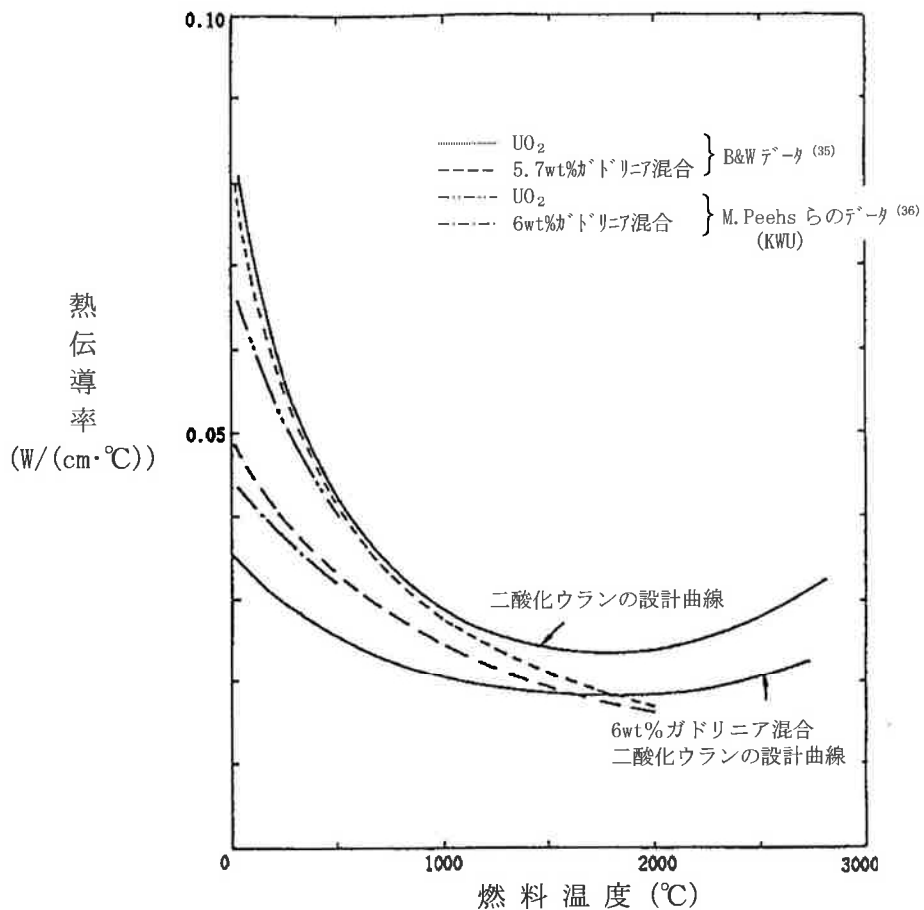


図3-11 ガドリニア混合二酸化ウラン熱伝導率モデルの実証性
(図中のプロット点は全て95%T.D.に補正後の値を示す。)

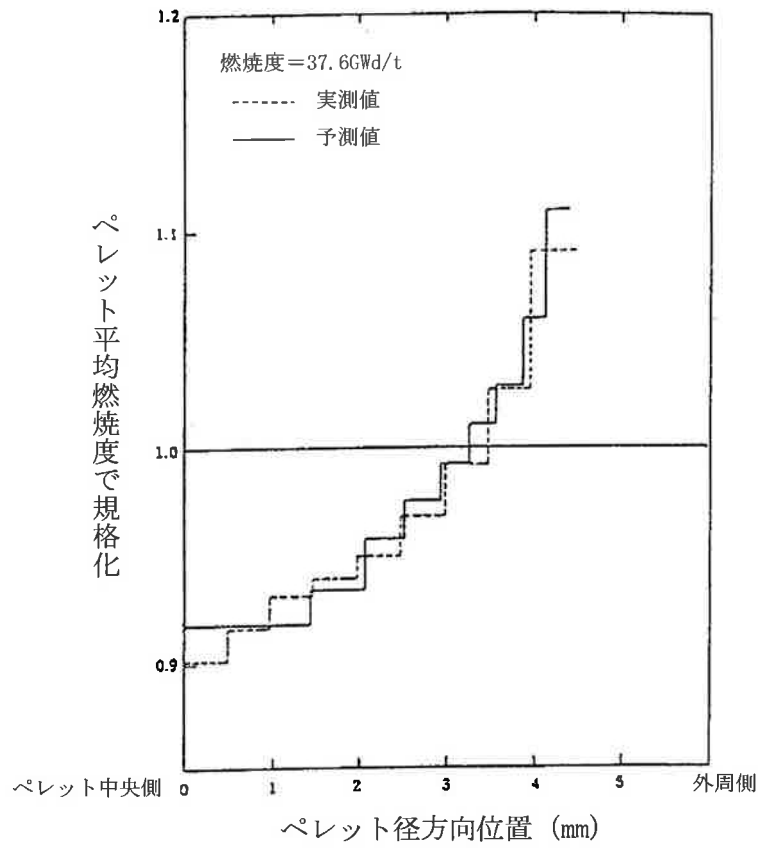


図3-12 径方向燃焼度分布の実測と予測 (PWR燃料集合体信頼性実証試験結果)

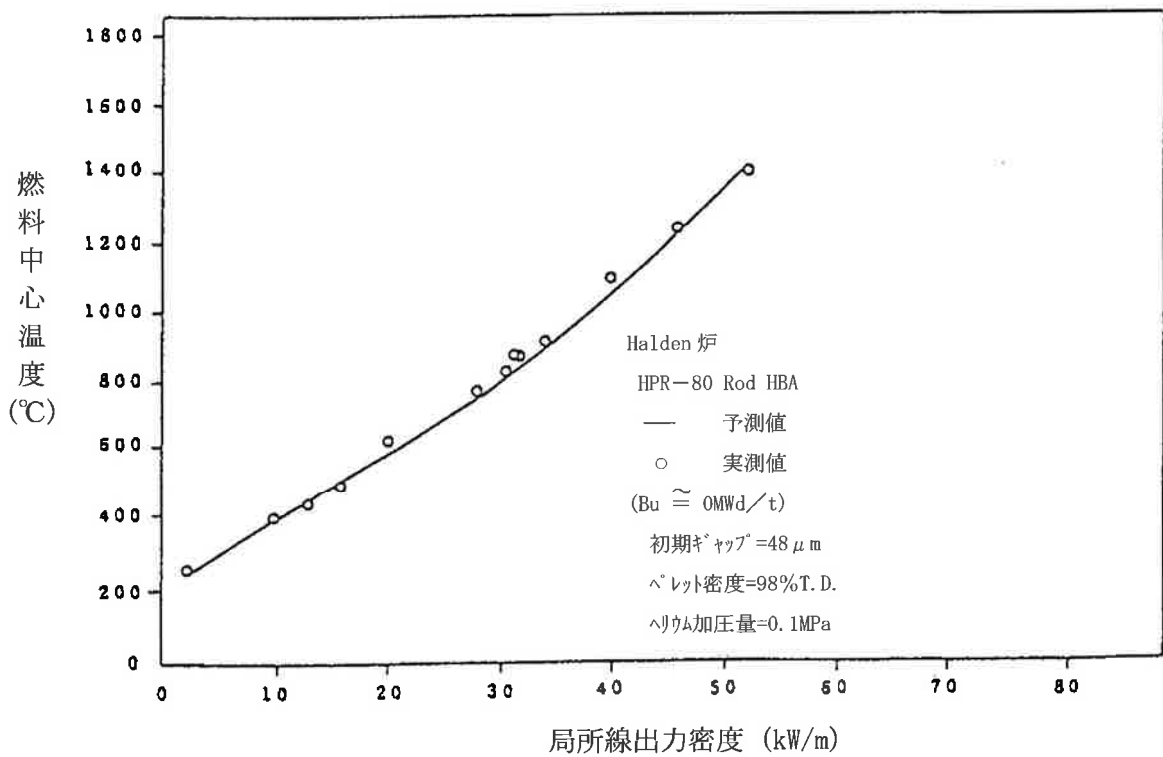


図3-13 燃料温度計算の実証性

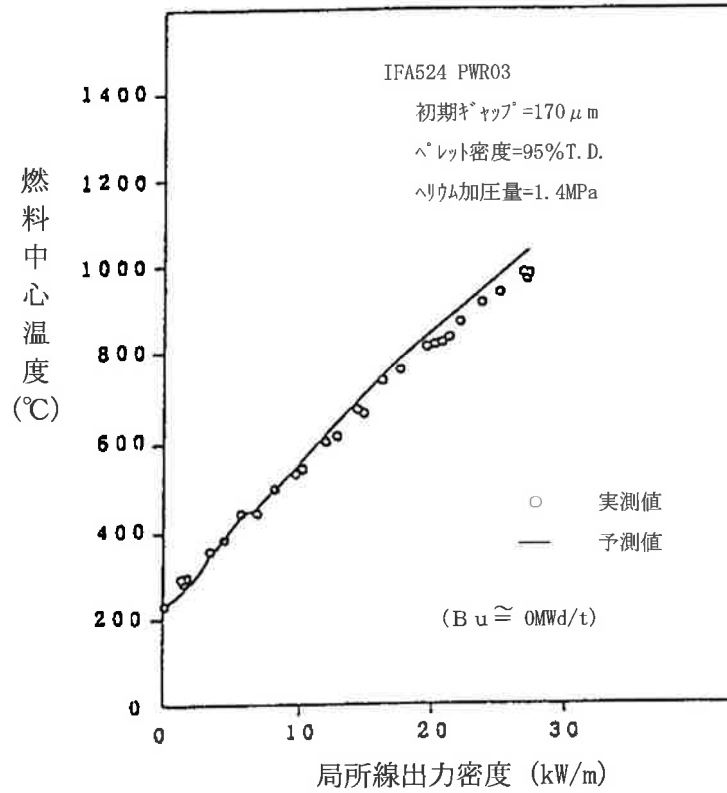


図3-14 (1) 燃料温度計算の実証性

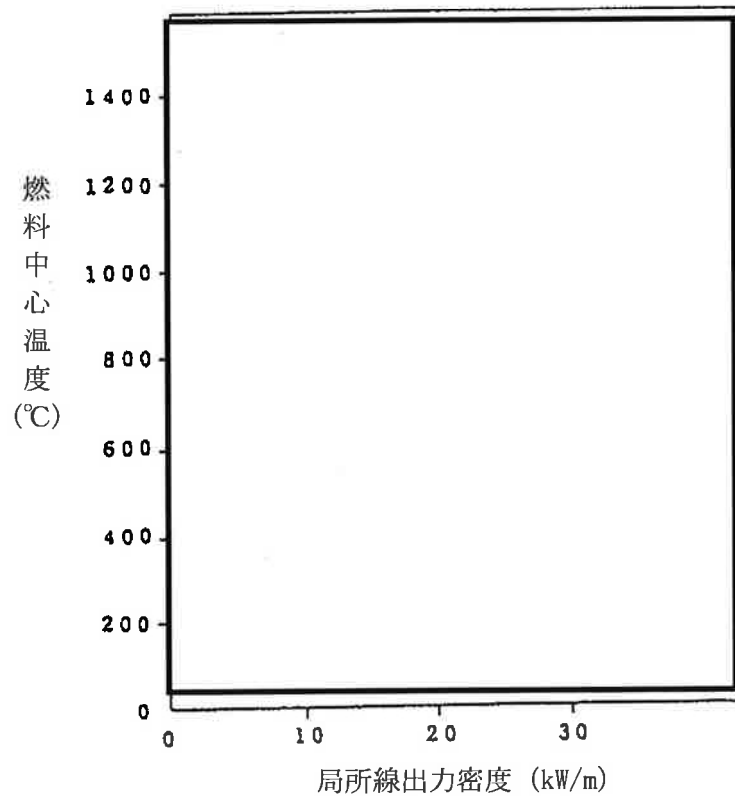


図3-14 (2) 燃料温度計算の実証性

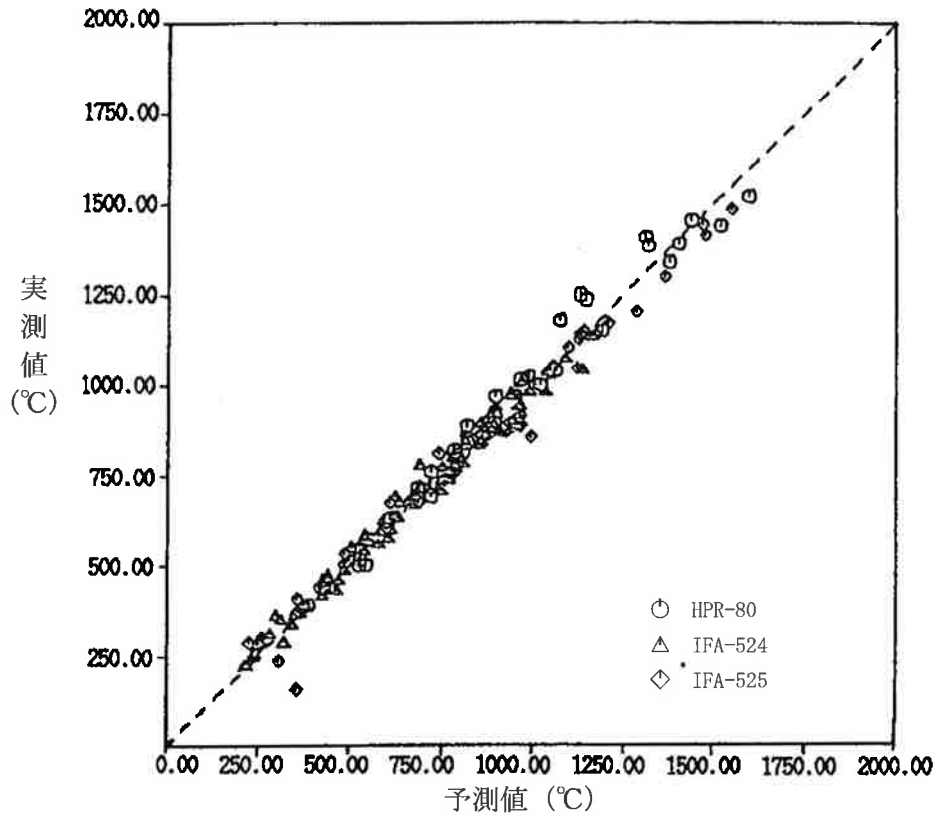


図 3-15 燃料温度計算の実証性
(燃料中心温度に関する実測—予測)

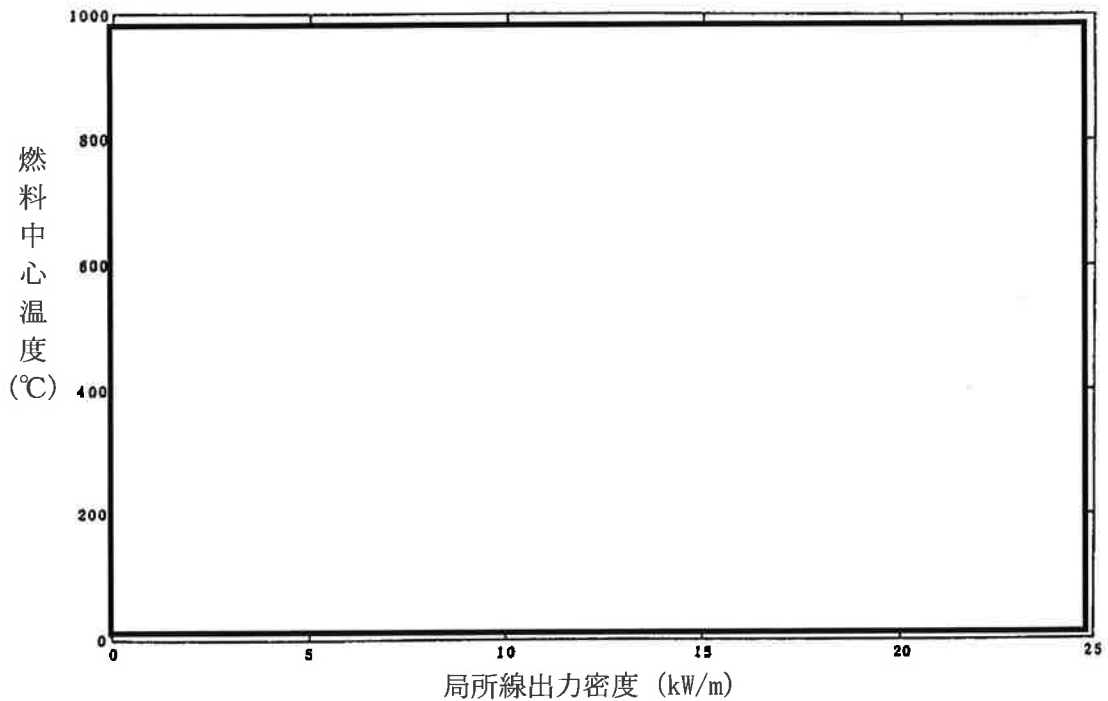


図 3-16 燃料温度計算の実証性
(Halden 炉における燃料中心温度 (二酸化ウラン燃料棒))

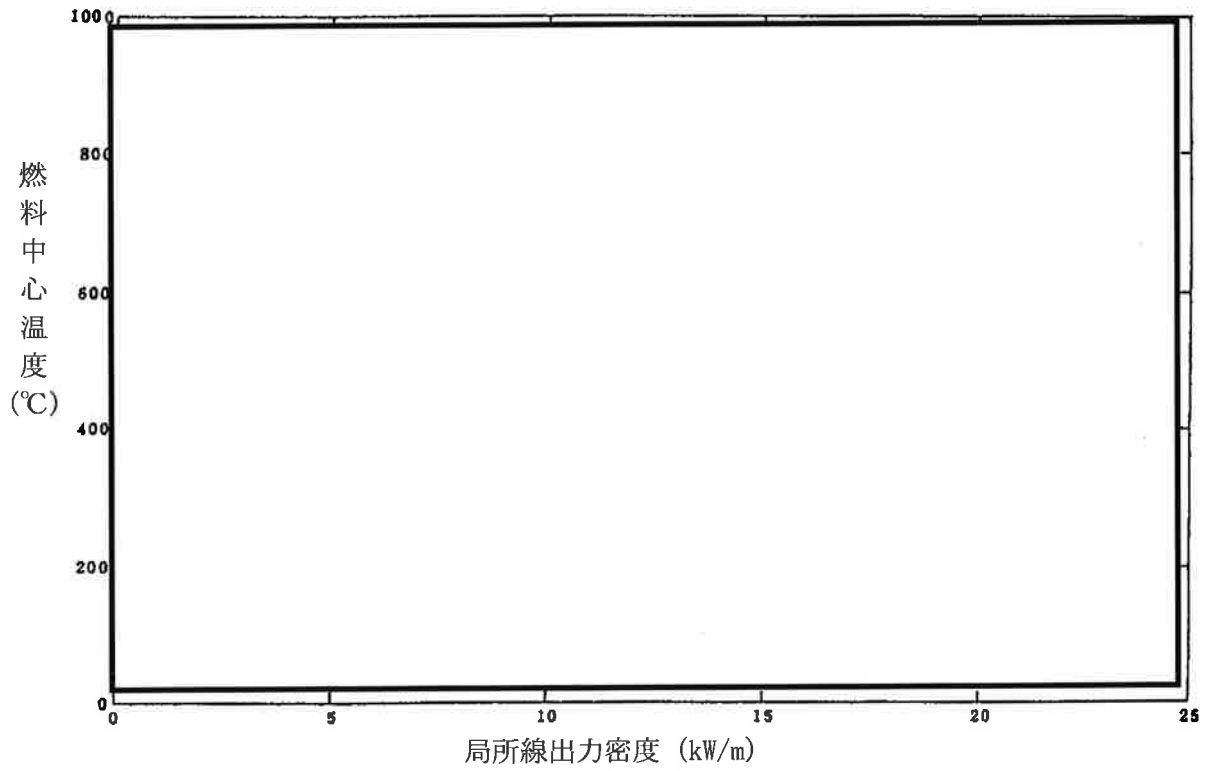


図 3-17 燃料温度計算の実証性

(Halden 炉における燃料中心温度 (ガドリニア入り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。

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

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、高温領域で顕著となる拡散メカニズム及び低温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。⁽¹³⁾

(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。

$$\begin{aligned} dR_D &= K_D(C-C^*)dt && (C \geq C^*) \\ &= 0 && (C < C^*) \end{aligned} \quad \text{----- (3-23)}$$

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⁽⁴¹⁾らが導出した考え方を基礎としている。

C. Vitanza⁽⁴²⁾、R. Hargreaves⁽⁴³⁾及びH. Nerman⁽⁴⁴⁾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。

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

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} : 時間 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^* : 時間 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⁽⁴⁵⁾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。

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

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。

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

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。

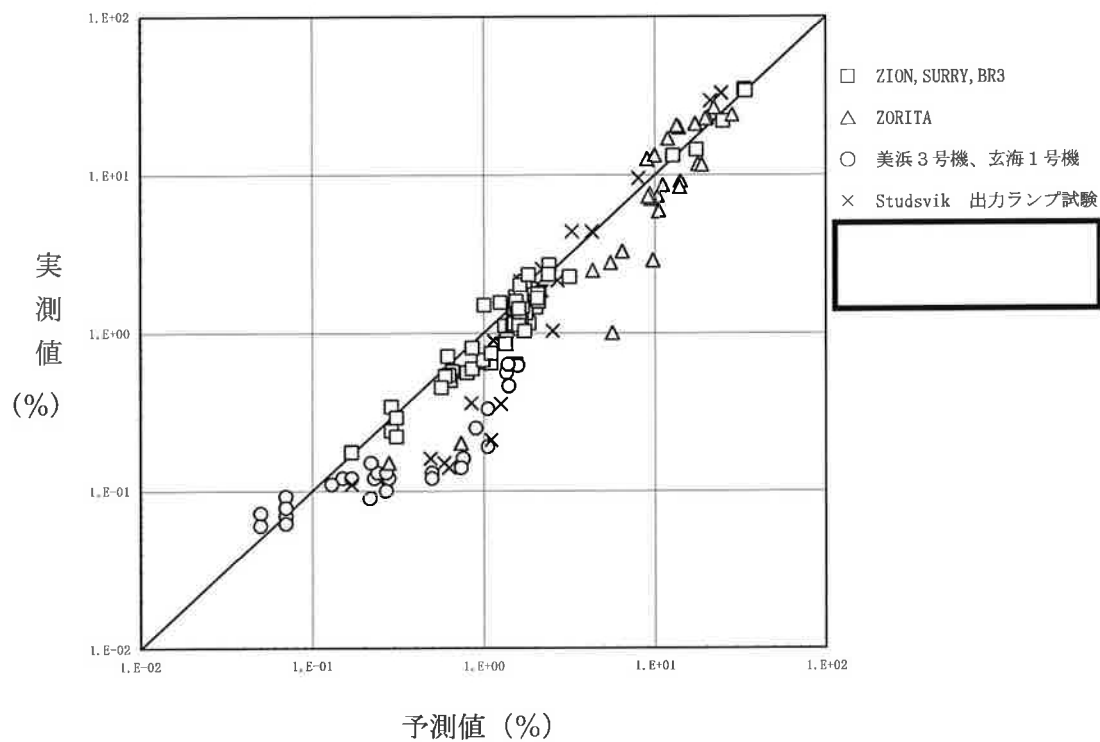


図 3-18 FP ガス放出率の実測値と予測値の比較

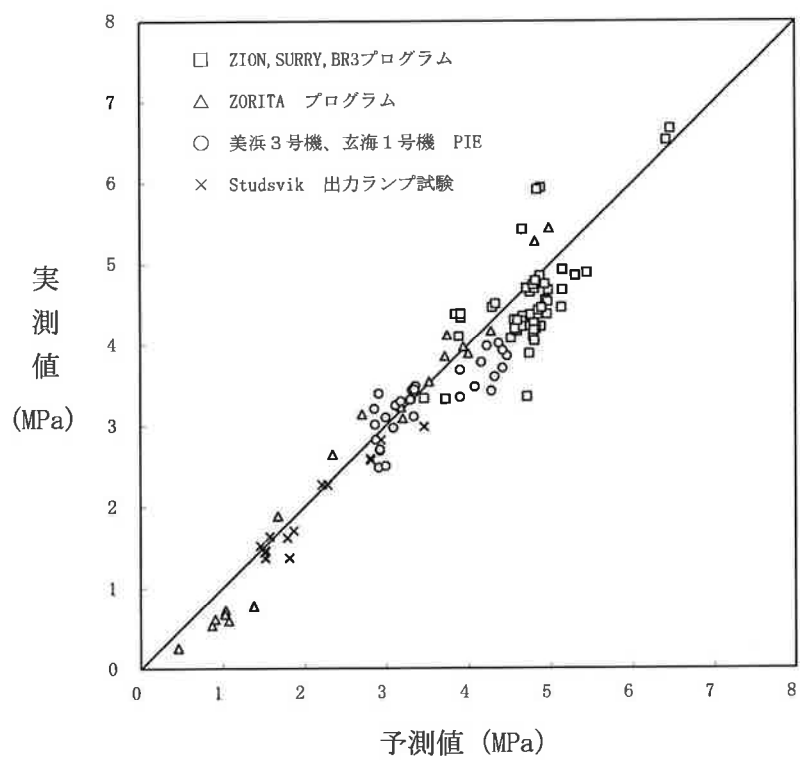


図 3-19 燃料棒内圧の実測値と予測値の比較

(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。

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

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 : 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。

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

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。

$$T = T_i - (T_i - T_o) \frac{\ln(r/r_i)}{\ln(r_o/r_i)} \\ = \frac{T_o \ln(r/r_i) + T_i \ln(r_o/r)}{\ln k} \quad (3-29)$$

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 : r_o/r_i

この温度分布より三軸方向の熱応力 σ_r 、 σ_θ 、 σ_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

$$\begin{aligned}\sigma_r &= \frac{\alpha \cdot E}{1-\nu} \left\{ \left(\frac{1-r_i^2/r^2}{r_o^2-r_i^2} \right) \int_{r_i}^{r_o} T \cdot r \cdot dr - \frac{1}{r^2} \int_{r_i}^r T \cdot r \cdot dr \right\} \\ &= \frac{\alpha \cdot E}{2(1-\nu)} \left[\{(k^2 \cdot T_o - T_i) - (T_o - T_i)(r_o/r)^2\} / (k^2 - 1) - T \right] \\ &\sigma_{r_i} = 0, \quad \sigma_{r_o} = 0, \quad k = r_o / r_i\end{aligned} \quad \text{----- (3-30-1)}$$

(b) 円周方向応力

$$\begin{aligned}\sigma_\theta &= \frac{\alpha \cdot E}{1-\nu} \left\{ \left(\frac{1+r_i^2/r^2}{r_o^2-r_i^2} \right) \int_{r_i}^{r_o} T \cdot r \cdot dr + \frac{1}{r^2} \int_{r_i}^r T \cdot r \cdot dr - T \right\} \\ &= \frac{\alpha \cdot E}{2(1-\nu)} \left[\{(k^2 T_o - T_i) + (T_o - T_i)(r_o/r)^2\} / (k^2 - 1) \right. \\ &\quad \left. - (T_o - T_i) / \ln k - T \right] \quad \text{----- (3-30-2)} \\ &(T_i > T_o)\end{aligned}$$

(c) 軸方向応力

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

ここで、

α : 熱膨張率、mm/(mm·°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⁽⁴⁶⁾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)	<input type="text"/>
η_d	燃料棒直径に関するスケールファクター	<input type="text"/>
η_D	水力学的直径に関するスケールファクター	<input type="text"/>
η_L	スパン長さに関するスケールファクター	<input type="text"/>
d	燃料棒直径、mm	9.5
L	スパン長さ、mm	<input type="text"/>
W	スパン当たりの燃料棒質量、kg	<input type="text"/>
f	燃料棒の固有振動数、Hz	<input type="text"/>
D	水力学的等価直径、mm	<input type="text"/>
ζ	減 衰 比	<input type="text"/>
U	流 速、mm/s	<input type="text"/>
ρ	流体の密度、kg/m ³	<input type="text"/>
ν	流体の動粘性係数、mm ² /s	<input type="text"/>

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。

$$\sigma = \pm \frac{48 \cdot E \cdot r_o \cdot \delta}{5 \cdot L^2}$$

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 : 燃料棒半径 (= 4.75mm)
 E : 被覆管縦弾性係数 (= MPa) (高温零出力)

$$\sigma = \pm 1.8 \text{ MPa} (\delta \text{ に対応})$$

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。

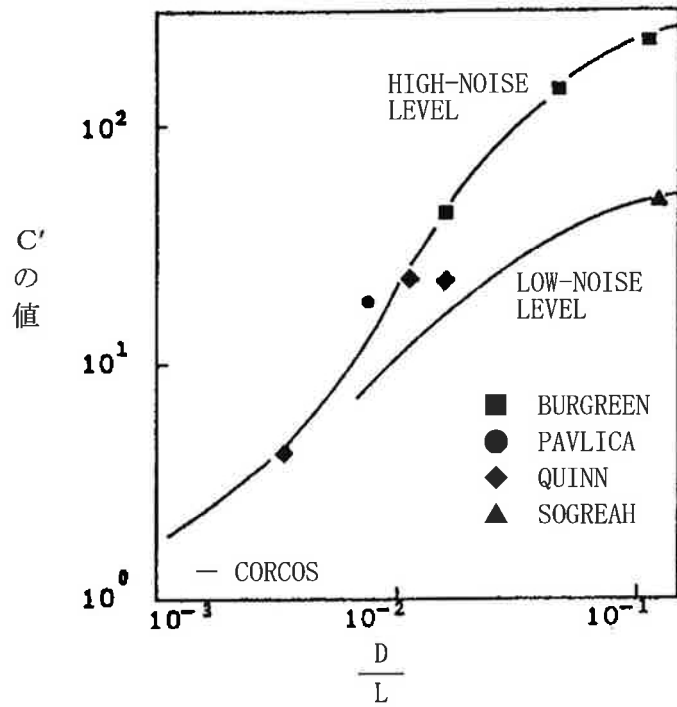


図 3-20 C' の値⁽⁴⁶⁾

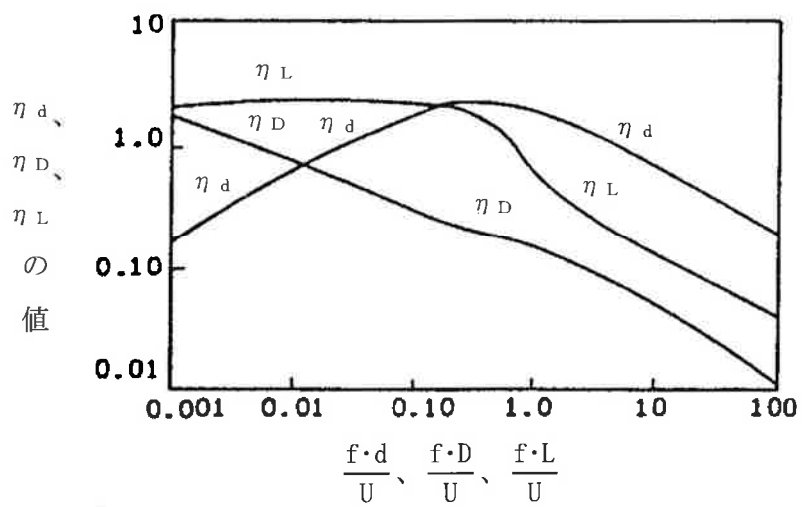


図 3-21 各係数 η_d 、 η_D 、 η_L の値⁽⁴⁶⁾

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	ガドリニア入り燃料棒
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="checkbox"/> (注1)	<input type="checkbox"/> (注1)
	燃料有効長さ	3,648	3,648
	ペレット長さ	9.8	9.8
	ペレット直径	8.192	8.192
	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="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
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	

(注1) プレナム長さは端栓溶接後の長さを記載。

表 3-5 出力履歴

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

(注1) 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2) 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3)

(注4) サイクル初期／サイクル末期の値。

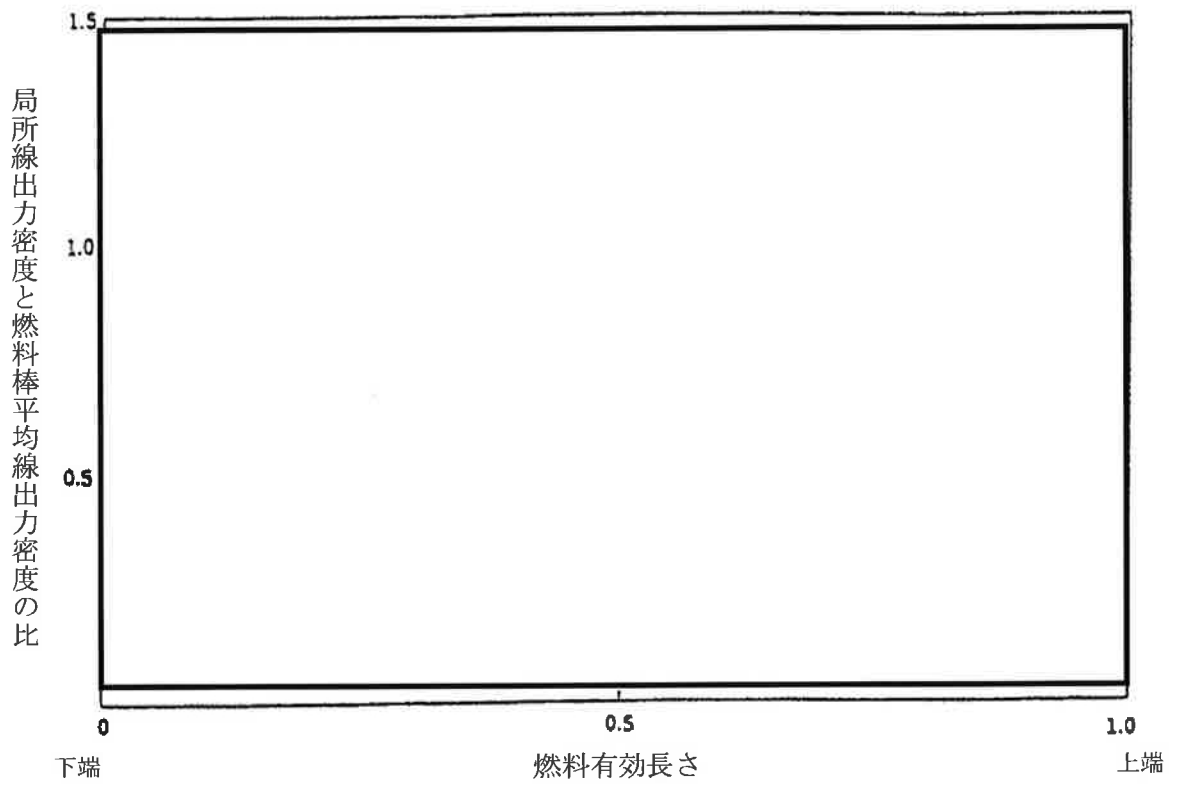


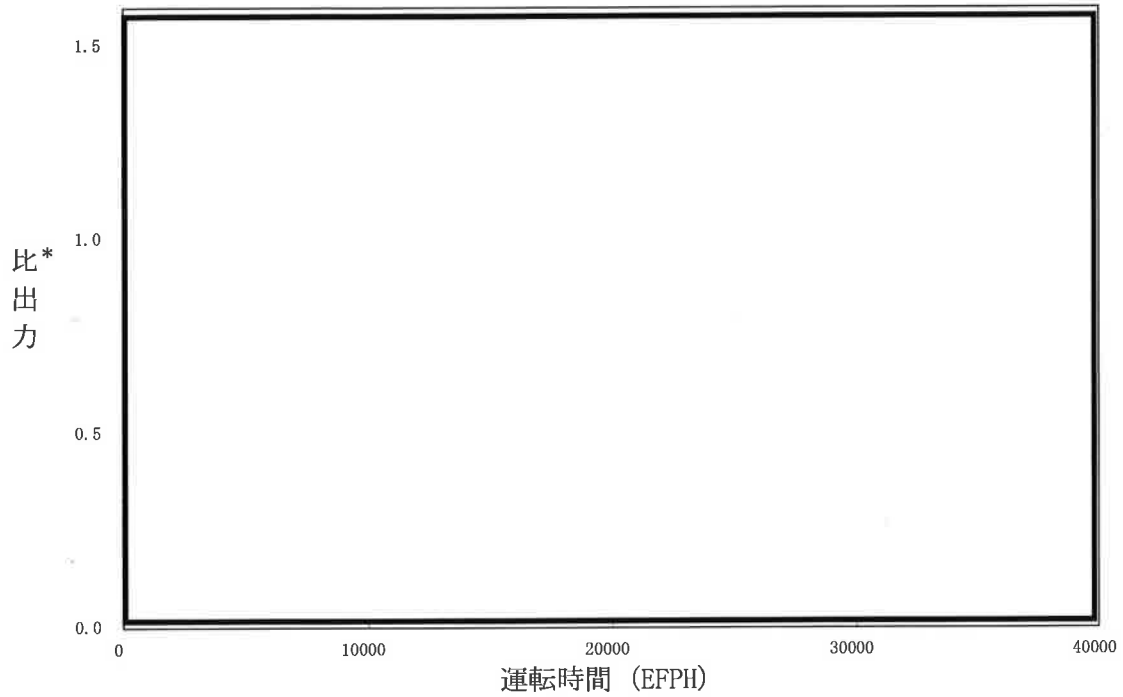
図 3-22 軸方向出力分布図

3.3.2 計算結果

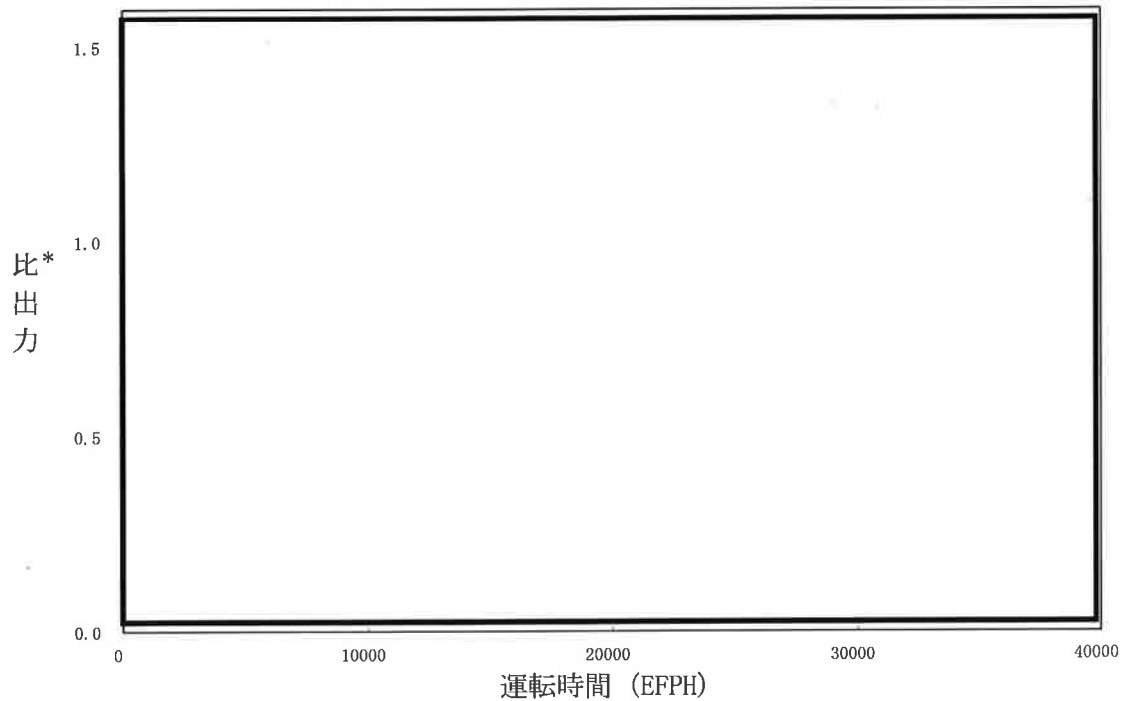
各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴(比出力)と内圧履歴をまとめて、図3-23及び図3-24に示す。

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入り燃料棒の中心温度、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)
 (ガドリニア入り燃料棒)

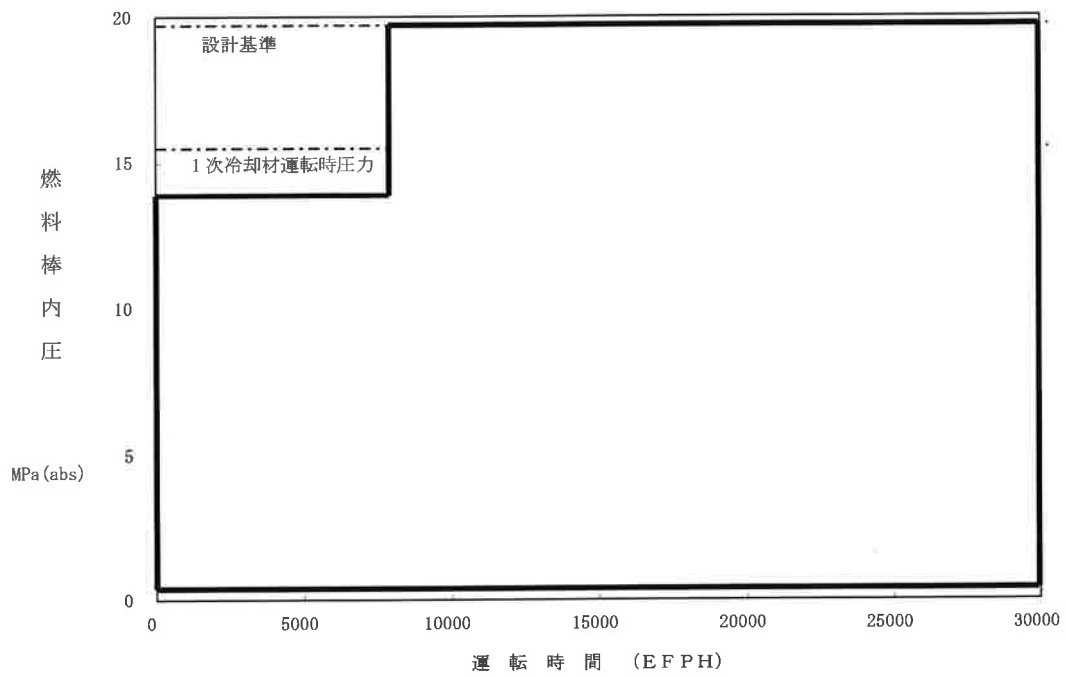


図3-24 内圧評価上で最も厳しくなる燃料棒の内圧履歴 (通常運転時)

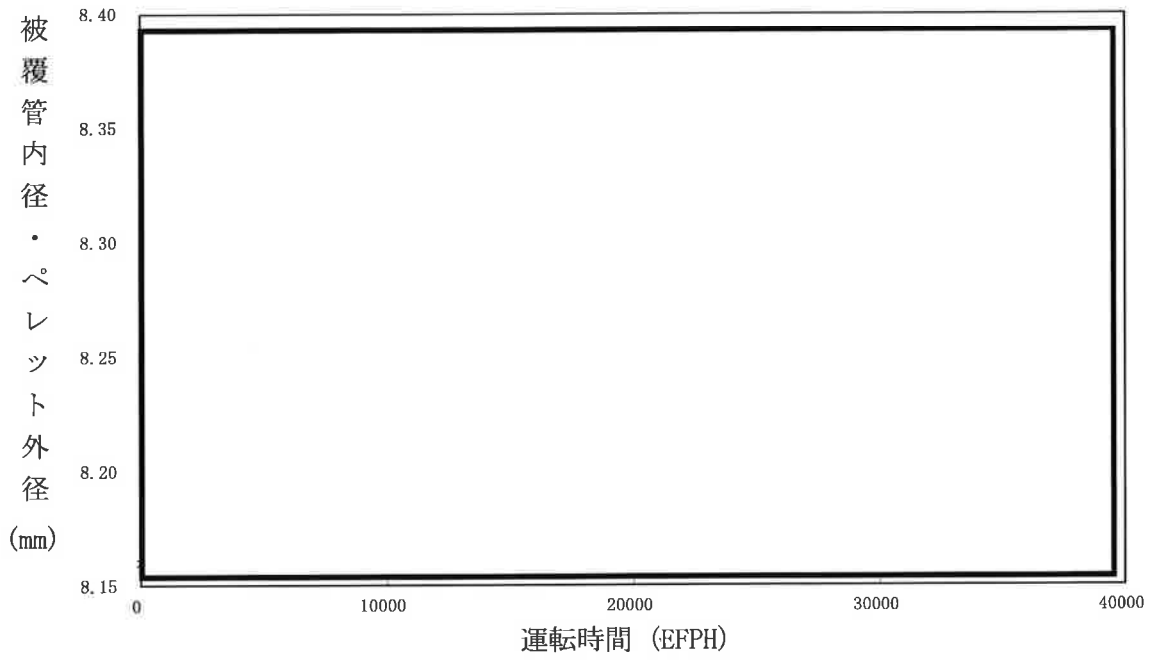


図 3-25 (1) 被覆管内径及びペレット外径変化
(二酸化ウラン燃料棒)

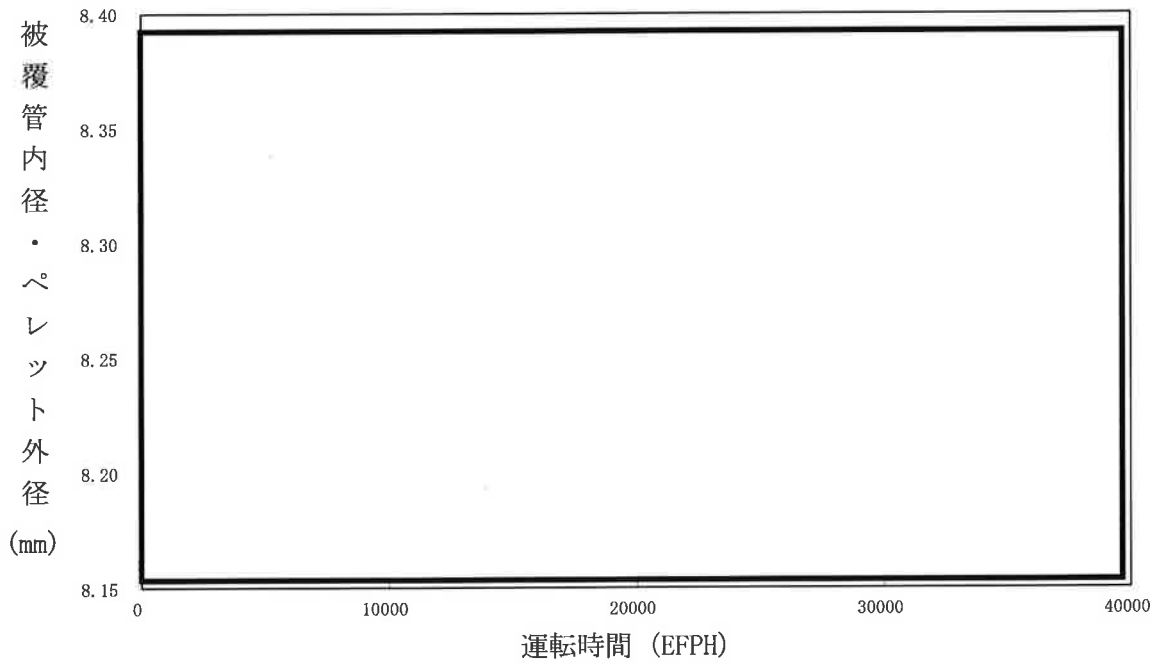


図 3-25 (2) 被覆管内径及びペレット外径変化
(ガドリニア入り燃料棒)

表 3-6 二酸化ウラン燃料棒の計算結果

項目	評価項目	中心温度		内圧	応力	歪
		通常運転時	過渡変化時	通常運転時	過渡変化時	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 ガドリニア入り燃料棒の計算結果

項目	評価項目	中心温度		内圧	応力	歪
		通常運転時	過渡変化時	通常運転時	過渡変化時	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恐れがある。これらを防ぐため、燃料寿命中の燃料最高温度（中心温度）を燃料の溶融点未満とする。

溶融点は、未照射状態における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あたり32°Cの割合で低下するとする。

(2) ガドリニア混合二酸化ウランペレット

未照射燃料では不確定性200°Cを考慮し、2,530°Cとする。以降燃焼に伴い10,000MWd/tあたり32°Cの割合で低下するとする。

二酸化ウランペレットについては、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 1,760	<	2,590
	運転時の異常な 過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,260		
ガドリニア入 り燃料棒	通常運転時 (32.9kW/m)	10,000	約 1,720	<	2,490
	運転時の異常な 過渡変化時 (39.4kW/m)		約 1,970		

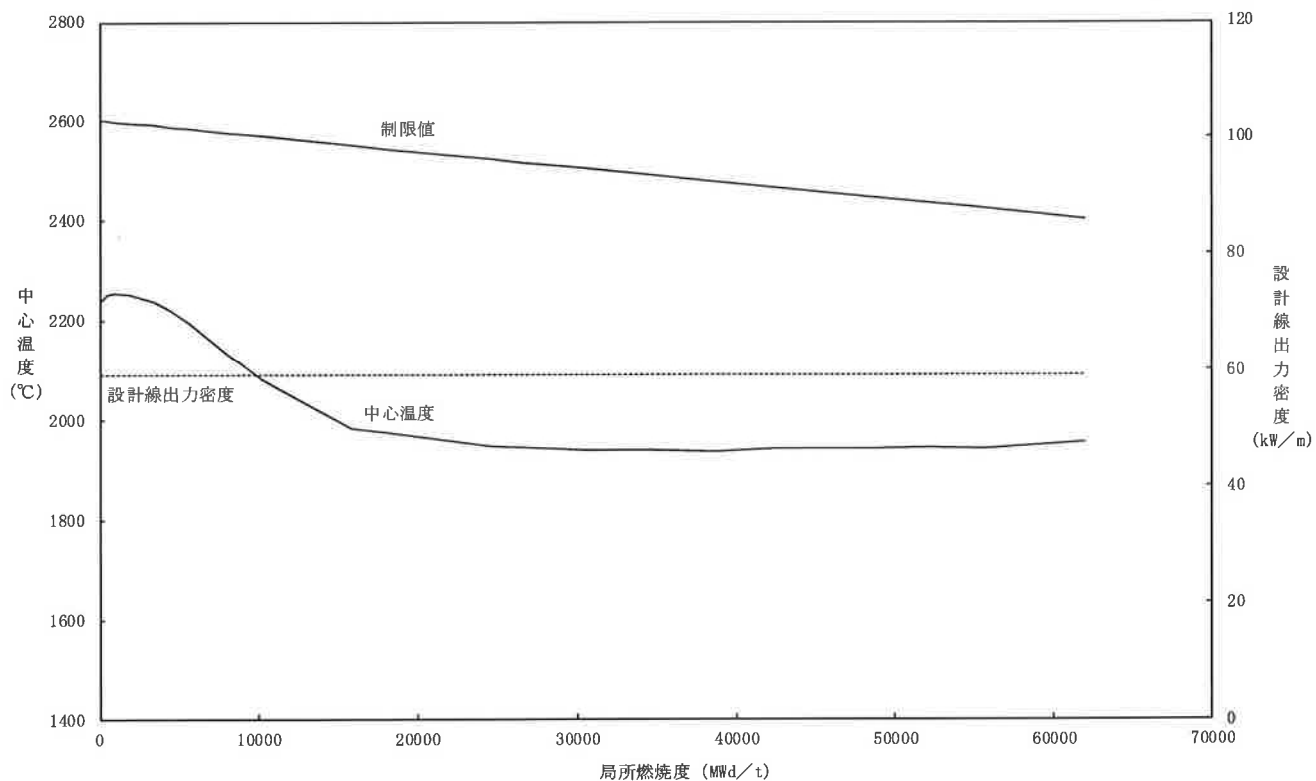
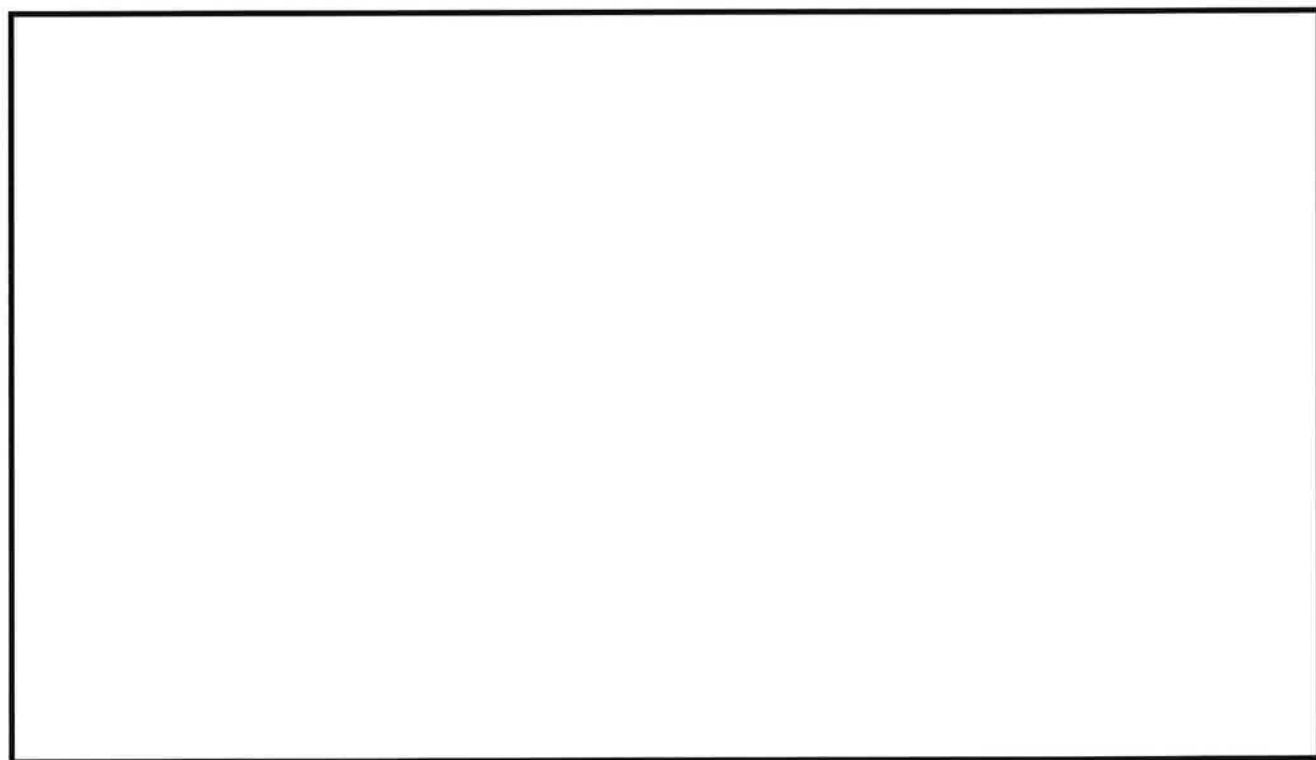


図 3-26 (1) 運転時の異常な過渡変化時における二酸化ウラン燃料中心最高温度の燃焼度依存性



局所燃焼度 (MWd/t)

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入り燃料中心最高温度の燃焼度依存性

3.3.4 燃料棒の内圧評価結果

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

(1) ギャップ増加限界内圧

ペレットと被覆管のギャップが増加しない限界内圧は、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)
		最確値	不確定性	合計		
二酸化ウラン燃料棒				12.9	≤19.7	0.66
ガドリニア入り燃料棒				15.6	≤19.7	0.80

(注) 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。

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

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。

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

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

被覆管の材料であるジルカロイ-4の耐力は、高速中性子照射によって増加するが、比較的短時間の照射で飽和する（資料3の5.1.2.1項参照）。したがって、高速中性子照射量に応じた耐力と比較する。ここに、未照射材及び照射材の耐力基準値は、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（耐力基準値は被覆管温度・高速中性子照射量の関数としている）を用いる⁽⁴⁷⁾。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±1.8MPa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入り燃料棒での被覆管応力はいずれも設計基準を満足している。

表3-10 二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒被覆管応力評価結果

(単位：MPa)

評価条件		運転時の異常な過渡変化時											
		二酸化ウラン燃料			ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料								
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	± 1.8	0	0	± 1.8						
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 ^{(*)、(**)}		0.44			0.43								
		0.44			0.43								

(*)上段は水力振動による応力を+方向に、下段は-方向にとったものである。

(**)設計基準（被覆材耐力）に対する評価値との比である。

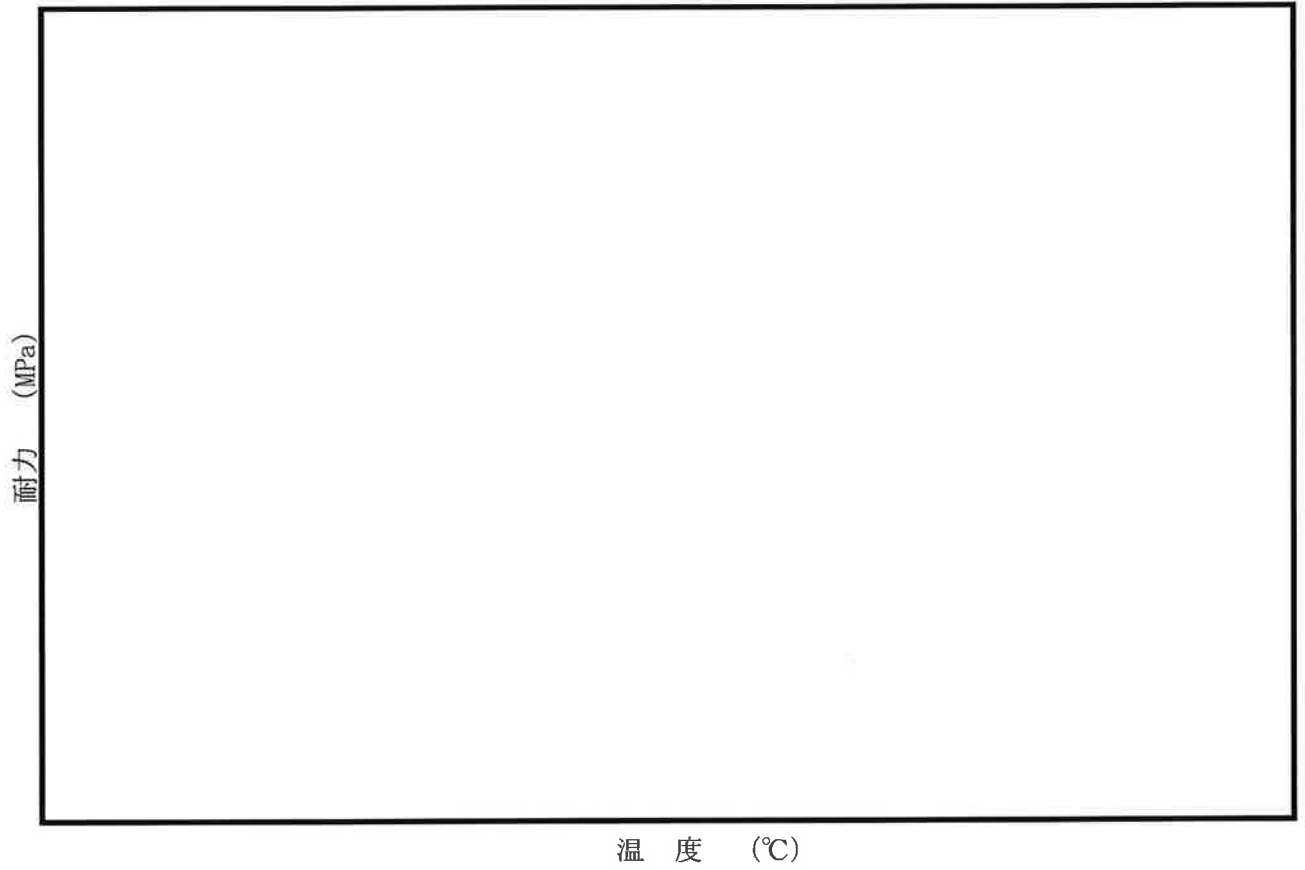


図 3-27 被覆管の耐力

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

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)
二酸化ウラン 燃料棒		0.32	≤1	0.32
ガドリニア入り 燃料棒		0.35	≤1	0.35

(注) 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以下の3つに分類し、表3-12に示す1次系機器の設計過渡条件及び燃料の炉内滞在期間を考慮して応力の繰り返し回数を設定し評価する。なお、評価対象燃料は被覆管応力が最も高くなる最大燃焼度燃料棒とする。

(1) 起動・停止 (0%冷態 ⇔ 0%温態)

表3-12の(a)、(b)を基に、燃料寿命中の繰り返し回数を□回と設定する。ここで、起動停止の両方向の変化を併せて1応力サイクルとする。また、サイクル長さが延びても、起動停止回数は増えないことを仮定している。

起動、停止時の応力変動幅は寿命初期が最も大きいので、燃料寿命中を通じてこの変動幅が繰り返されるものとする。

(2) 日間負荷変動を含む運転時出力変化 (0%温態 ⇔ 100%温態)

表3-12の(c)、(d)は、主に日間負荷変動に由来するが、安全側に、これに(e)、(f)と(g)、(h) (両者併せて0% ⇔ 100% 2000回と考える)を含めて、これらをすべて0%と100% (負荷変動時出力オーバーシュートを考慮)の間の日間負荷変動として扱う。また、(i)も安全側にこの分類を含めて、合計□回/年、サイクル長さ□箇月運転では、□回/サイクルの繰り返しを考える。

(3) 異常な過渡変化における原子炉トリップ

表3-12のその他の過渡変化をまとめて、0%と(100%出力からの)異常な過渡変化時局所線出力との間の出力変化が□回/年、サイクル長さ□箇月運転では□回/サイクルあるものとする。

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3-13及び表3-14に示す。

各事象に対する損傷係数を合計した結果を表3-15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 原子炉寿命中の過渡条件及び繰り返し回数

過 渡 条 件	繰り返し回数
(a) 起 動	200
(b) 停 止	200
(c) 負荷上昇	13,200
(d) 負荷減少	13,200
(e) 100%から90%負荷へのステップ状の負荷減少	2,000
(f) 90%から100%負荷へのステップ状の負荷上昇	2,000
(g) 0%から15%への負荷上昇	1,500
(h) 15%から0%への負荷減少	1,500
(i) 1ループ停止/1ループ起動 I) 停 止 II) 起 動	80 70
(j) 100%負荷からの大きいステップ状の負荷減少	200
(k) 100%負荷からの原子炉トリップ	400
(l) ポンプ1台停止による1次系の流量喪失	80
(m) 100%負荷からの負荷喪失	80
(n) 外部電源喪失	40
(o) 1次冷却材系の異常な減圧	20
(p) 制御棒クラスタ落下	80
(q) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤動作	40
(r) 1次冷却系停止ループの誤起動	10

表 3-13 (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 = <input type="text"/>	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 3-13 (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		-15.5										
	高温全出力		-15.5										
	(負荷追従)						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		-15.5										
	高温全出力		-15.5										
	(負荷追従)						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		-15.5										
	高温全出力		-15.5										
	(負荷追従)						S_{max}						
							S_{min}						
S_{alt}													
				N									
				$n =$ <input type="text"/>	$n/N\%$								

表 3-13 (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 3-14 (1) ガドリニア入り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) ガドリニア入り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"/>				<input type="text"/>						
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>										
	(負荷追従)	<input type="text"/>												S_{max}
														S_{min}
<input type="text"/>						S_{alt}								
						<input type="text"/>						N		
<input type="text"/>												n = <input type="text"/>		
						<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"/>								<input type="text"/>		
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>										
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}						
								S_{min}						
<input type="text"/>						S_{alt}								
						<input type="text"/>						N		
<input type="text"/>												n = <input type="text"/>		
						<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"/>								<input type="text"/>		
	高温全出力	<input type="text"/>	-15.5	<input type="text"/>										
	(負荷追従)	<input type="text"/>						S_{max}						
								S_{min}						
<input type="text"/>						S_{alt}								
						<input type="text"/>						N		
<input type="text"/>												n = <input type="text"/>		
						<input type="text"/>						n/N%		

表 3-14 (3) ガドリニア入り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 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)
二酸化ウラン 燃料棒	10 [*])	≤100	0.10
ガトリニア入り 燃料棒	14 ^{**)}	≤100	0.14

(注) 設計基準値に対する評価値の比である。

$$*) \sum \frac{n_i}{N_i} = \boxed{} = 9.81\%$$

$$**) \sum \frac{n_i}{N_i} = \boxed{} = 13.26\%$$

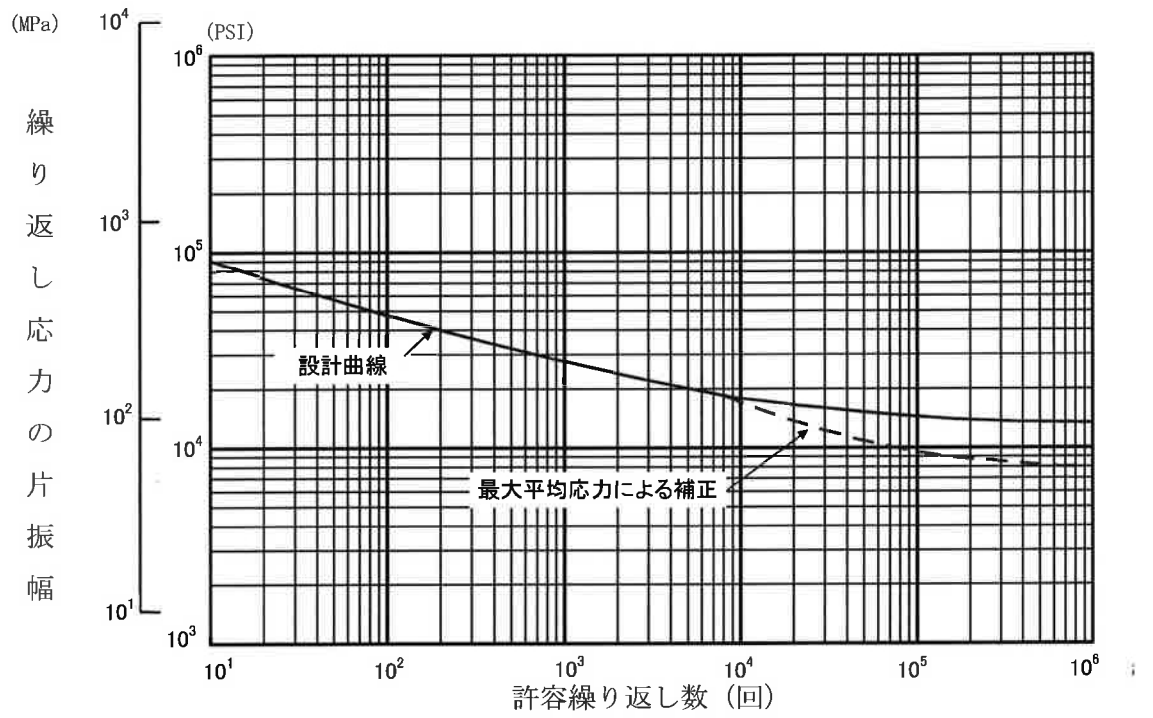


図3-28 ジルカロイ-4の設計疲労曲線⁽⁵¹⁾

3.4 その他の考慮事項

(1) 燃料棒曲がり評価

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

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

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ティ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。燃料棒と制御棒案内シンプルの照射成長の違いが、支持格子による燃料棒拘束力の大きさに依存して軸圧縮力を生み出し、初期曲がりが拡大していく。

そこで、本申請燃料集合体と類似設計の17×17・8段支持格子燃料集合体の海外実機における照射実績から得られた燃料棒の曲がりに L^2/I の比をかけることにより、17×17・9段支持格子燃料集合体燃料棒の曲がりに換算し、その結果を統計処理することで寿命末期における燃料棒曲がりを予測する。

ここで、

L : スパン長、mm

I : 断面二次モーメント ($= \frac{\pi}{64} (d_o^4 - d_i^4)$)、mm⁴

d_o : 被覆管外径、mm

d_i : 被覆管内径、mm

なお、燃料棒には主として、制御棒案内シンプルとの相互作用に基づく圧縮力が働くものの、ジルカロイ-4製支持格子ばねの照射による拘束力緩和は図3-30に示すように718合金製支持格子ばねより大きいことから、燃料棒に作用する圧縮力は寿命全般にわたって718合金製支持格子燃料よりも小さくなる方向である。したがって、ジルカロイ-4製支持格子燃料の燃料棒曲がりは、718合金製支持格子燃料より小さくなる方向である。

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。したが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。

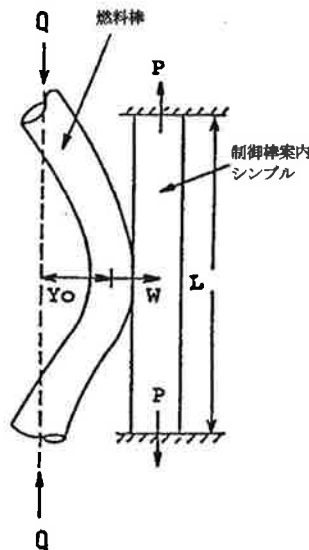
- ・燃料棒同士の接触の確率は小さい。
- ・フレットング摩耗の進行は緩慢で、ほかの原因による燃料破損と同様に、1次冷却材放射能レベルの監視が可能であり、必要な場合に適切な処置を取り得る時間的な余裕があること。

(c) 燃料棒曲がり制御棒案内シムルに及ぼす影響

燃料棒の曲がりにより、制御棒案内シムルと燃料棒が接触に至った場合に、制御棒案内シム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ムルの弾性的な変位の検討

燃料棒-制御棒案内シム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、制御棒案内シム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ムルの変位は、約 mm以下となる。

ここで、

P : 引張力

W : 接触力

Q : 軸圧縮力

L : 制御棒案内シムル長さ

Y_0 : 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（約 mm）に比べて小さい。

したがって、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、曲がりが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)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。

$$\sigma_c = Y_{0.3} / 2.75$$

これより、95%確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は

$$\Delta C_{95} = 1.645 \sigma_c$$

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

$$\delta_{95} = \frac{\Delta C_{95}}{0.85} \delta_{\text{pb}, 85}$$

で与えられ、また、0.85より大きい場合には

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

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3-16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) それよりも大きな曲がりが全体の0.3%に相当する閉塞割合

表3-16 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。

$$\sigma_c = Y_{0.3} / 2.75 = \square / 2.75 = \square$$

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。

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

ここで、

$$\begin{aligned} \delta_{pb, 85} &= \square \\ \delta_{95} &= \frac{\square}{0.85} \times \square = 0.035 \end{aligned}$$

となる。

[評価結果]

1. 燃料棒曲がりDNBペナルティ (δ_{95})	3.5%
2. 熱設計上のDNB余裕 (注)	12%

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

$$\begin{aligned} \text{DNB余裕} &= (1 - F_{DNBR}^M) \times 100 \\ \text{MDNBR} &= \text{DNBR}_{\text{NOM}} \times F_{DNBR} \\ F_{DNBR} &= F_{DNBR}^U \times F_{DNBR}^M \\ \text{MDNBR} &: \text{最小DNBR} \\ \text{DNBR}_{\text{NOM}} &: \text{DNBR最確値} \\ F_{DNBR} &: \text{DNBR乗数}(0.75) \\ F_{DNBR}^U &: \text{DNBR不確定性因子} \\ F_{DNBR}^M &: \text{DNBR余裕} \end{aligned}$$

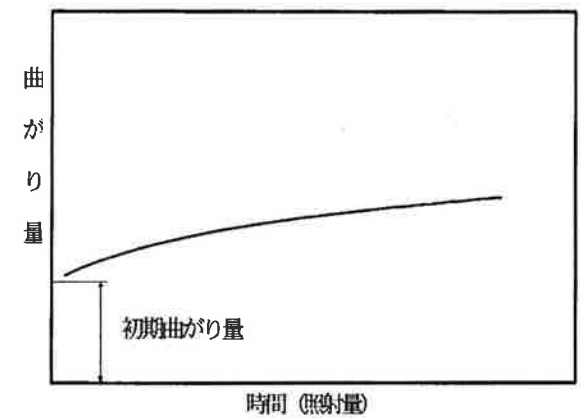
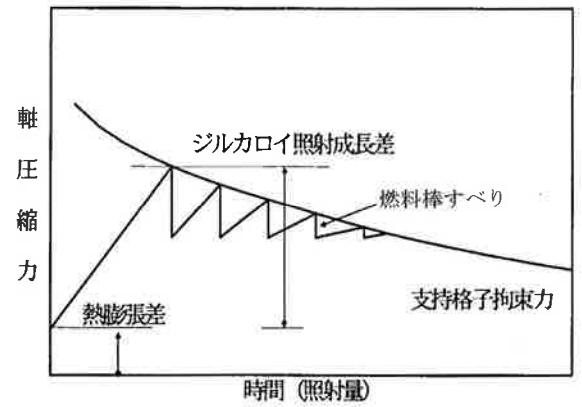
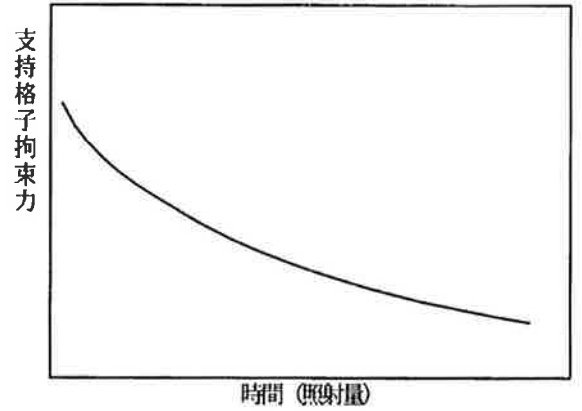
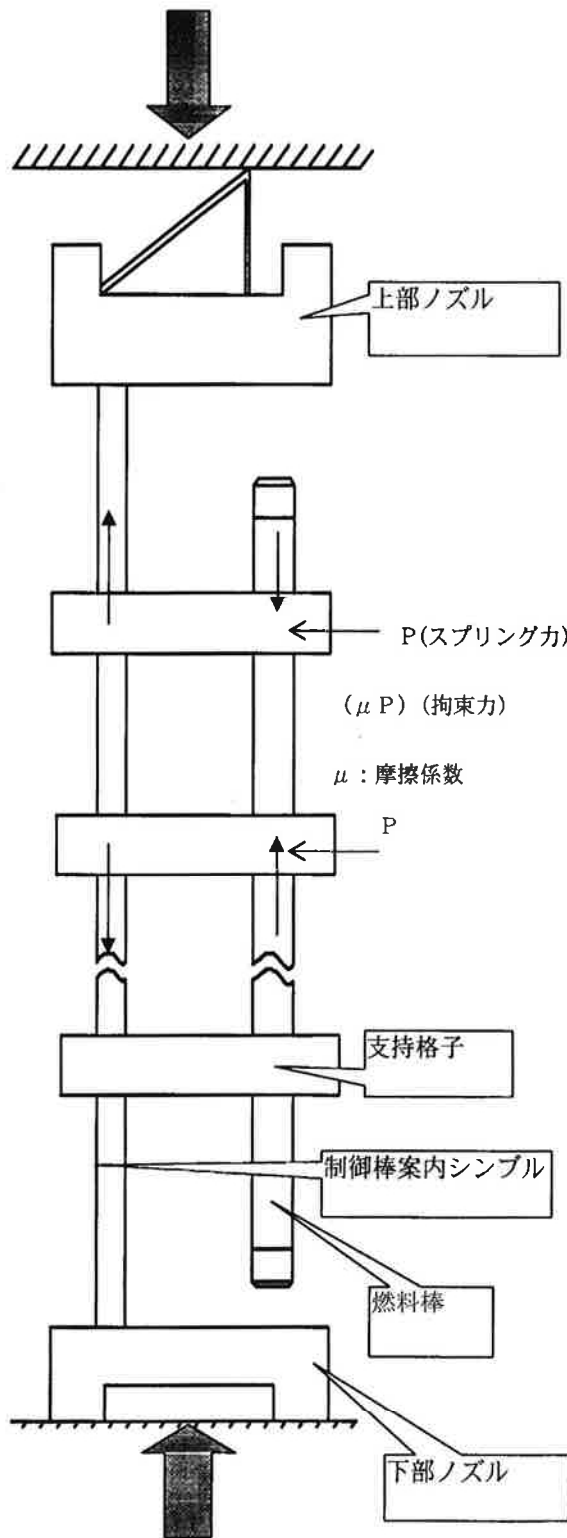


図3-29 燃料棒にかかる圧縮力と曲がり

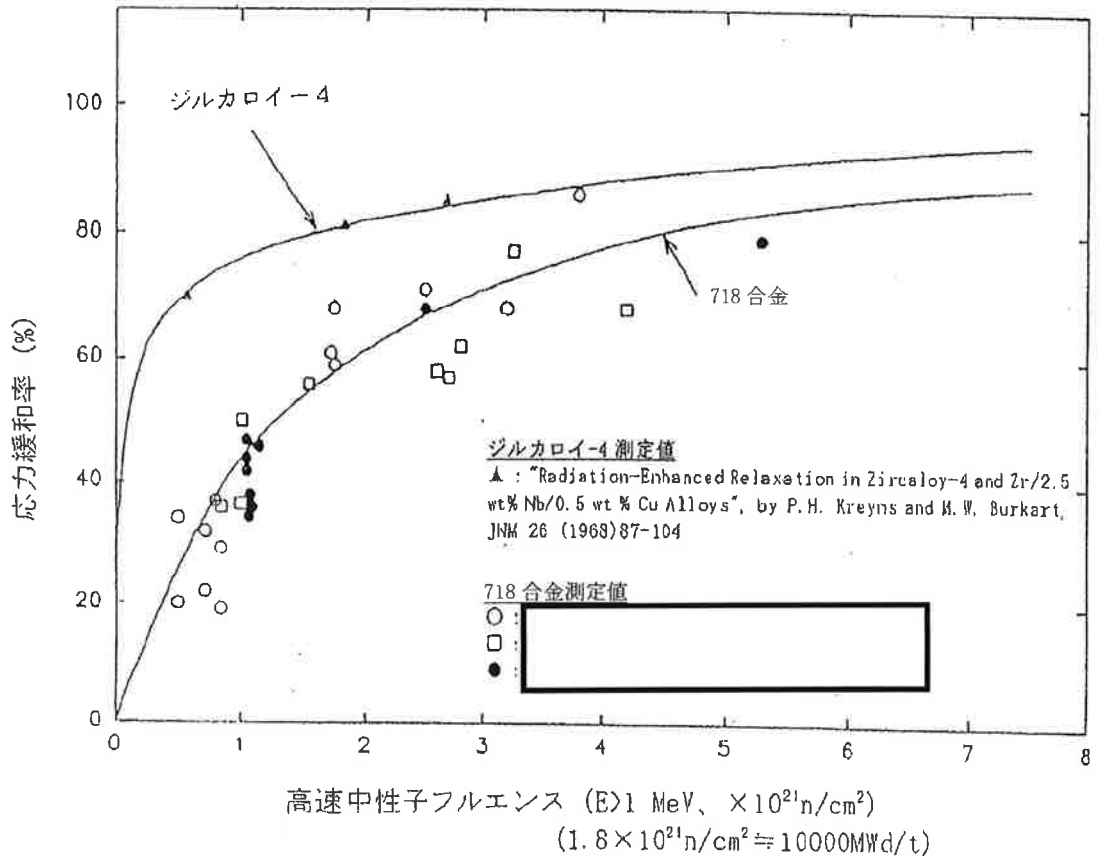


図3-30 (1) 応力緩和率の高速中性子フルエンス依存性

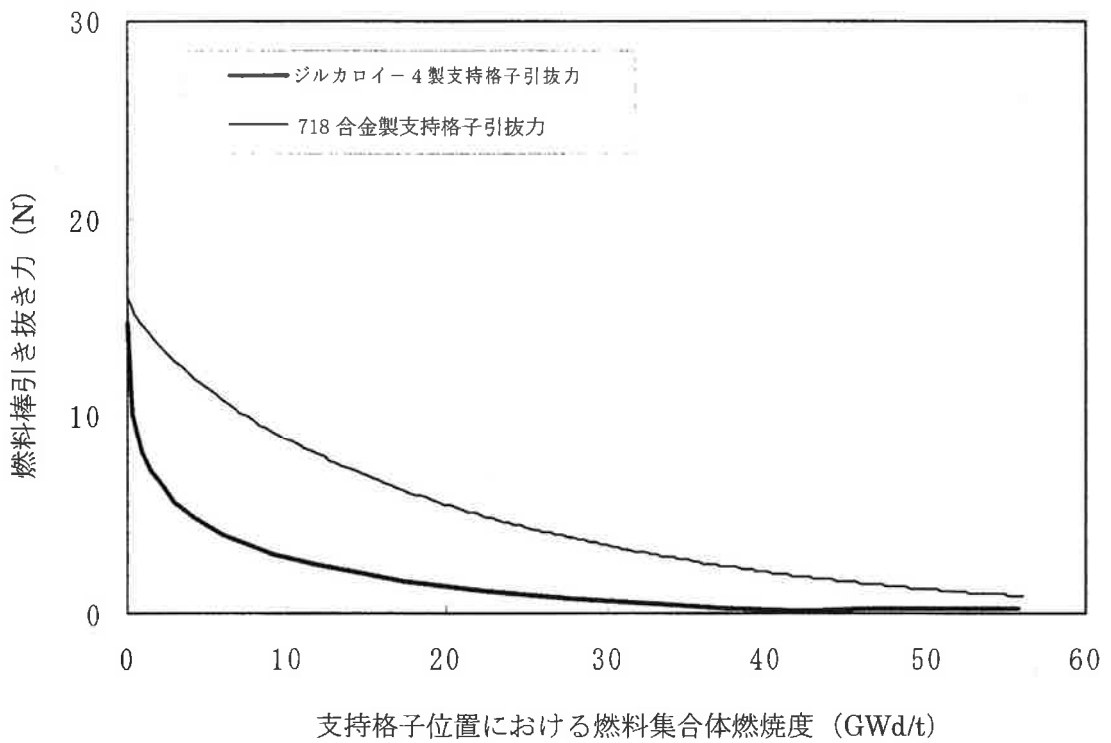


図3-30 (2) 支持格子の燃料拘束力の照射による変化 (Framatome Inc. 社評価)

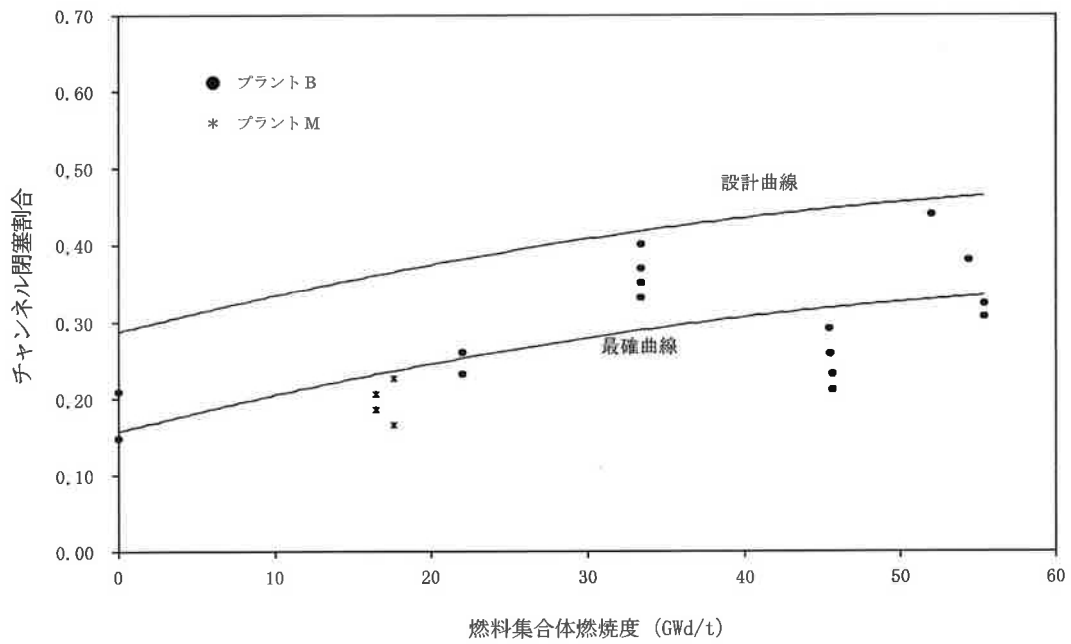


図3-31 燃料棒の曲がり (Framatome Inc. 社データ)

注：本データはFramatome Inc. 社欧米向け燃料（17×17・8段支持格子）の照射実績から（スパン長）² / （断面二次モーメント）により17×17・9段支持格子に換算したものである。

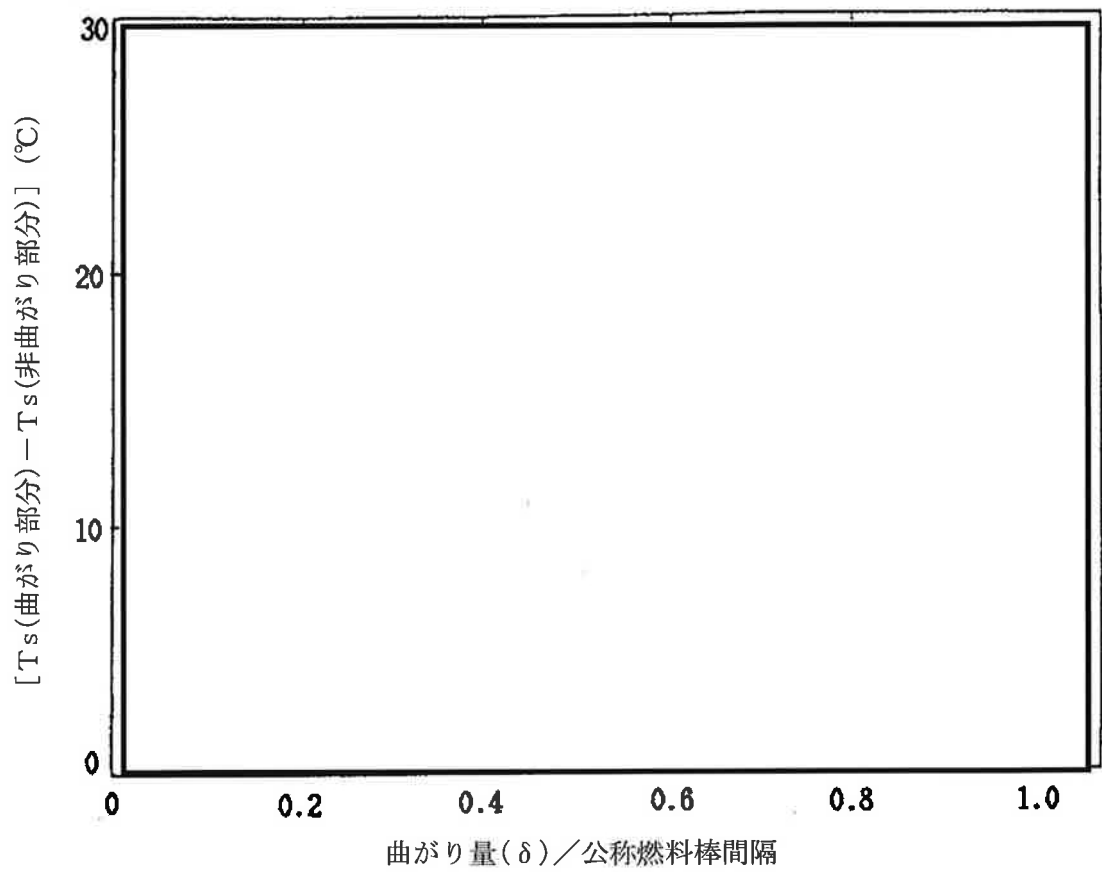


図3-32 曲がり部分のDNB以前の被覆管表面温度 (三菱評価)

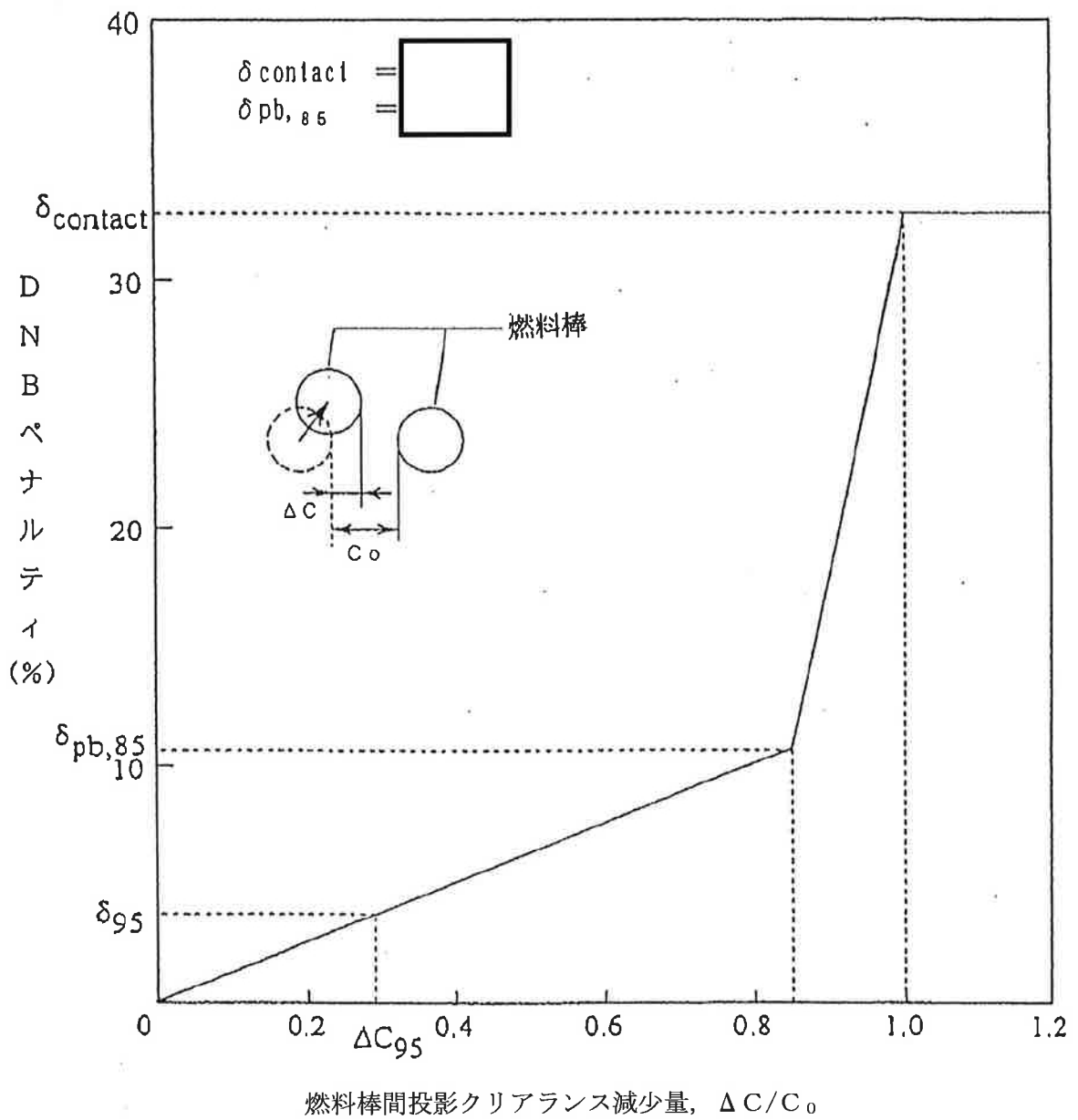


図3-33 DNBペナルティと燃料棒間投影クリアランス減少量の関係
 (発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針(平成12年8月改訂)に基づく)

(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。したがって、燃料集合体の伸びは炉心板と燃料集合体が干渉しないように制限する必要がある。

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。

図3-34に燃料集合体伸びのデータ及び設計曲線を示す。同図より、燃料集合体燃焼度48,000MWd/tにおける燃料集合体の伸びは、炉心板との間隙量である制限値内に収まっている。

b. 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隙

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

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3-35にトータルギャップのデータ及び設計曲線を示す。同図より、燃料集合体燃焼度48,000MWd/tにおいて、トータルギャップの減少量は制限値内に収まっている。

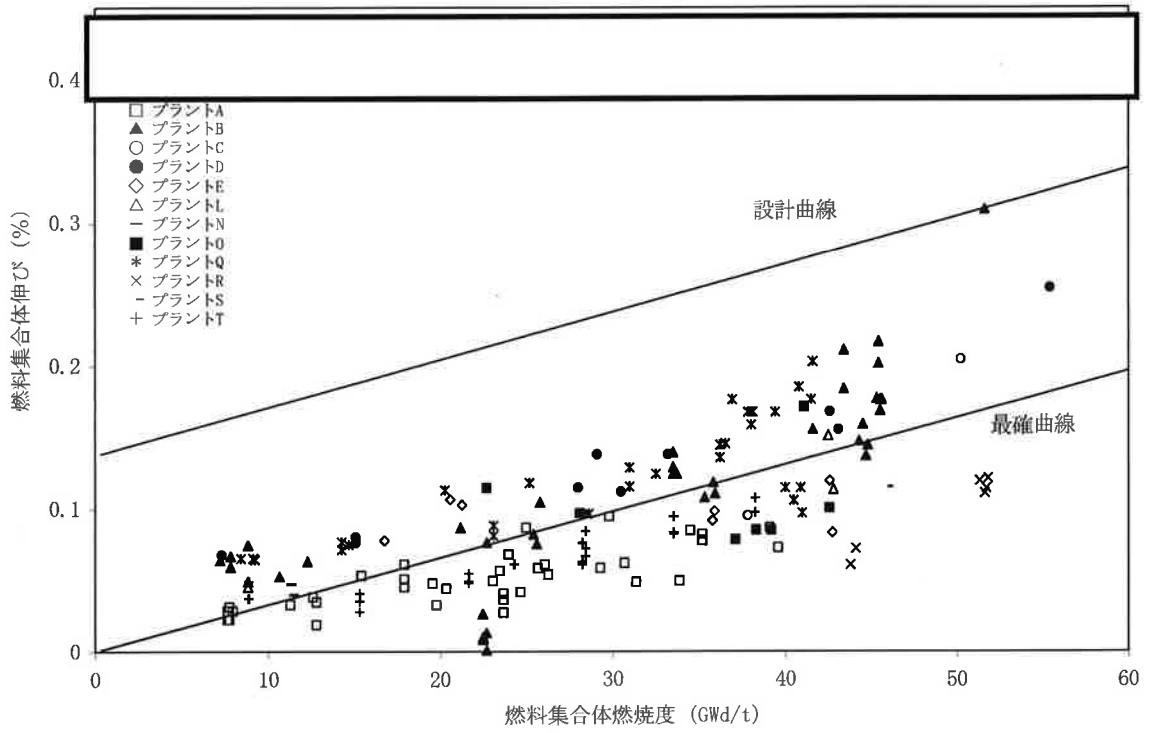


図3-34 燃料集合体伸び (Framatome Inc.社データ)

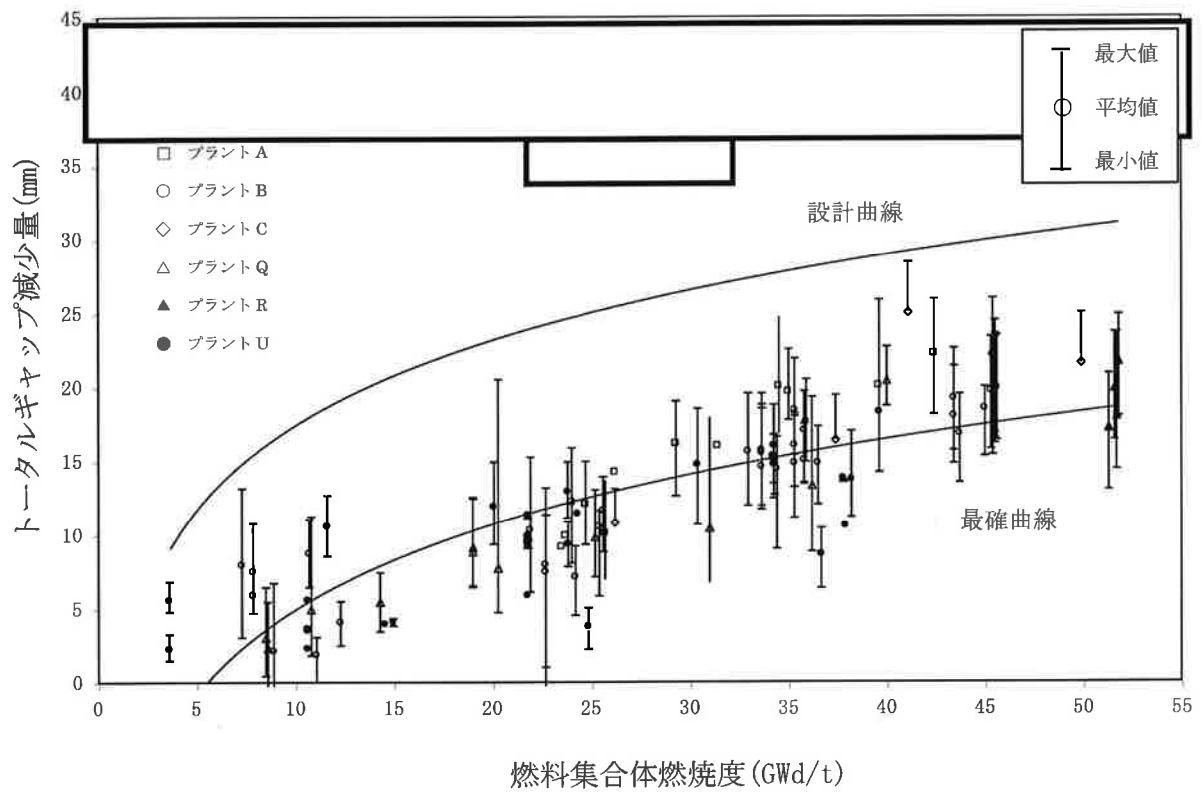


図3-35 トータルギャップの変化 (Framatome Inc. 社データ)

* 制限値は、寸法を保守的に設定 (集合体=公差下限値、その他部材=公差上限値) し、低温から高温への影響を加味した値。

(3) クリープコラプス評価

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

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

現在の燃料設計においては、燃料棒内初期ヘリウム加圧量を高くし、焼きしまりの少ないペレットを採用していることから、クリープコラプスは発生しないと判断できる。

(4) フレッシング摩耗評価

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

a. ジルカロイ-4被覆管とジルカロイ-4支持格子のフレッシング摩耗

17×17型8段支持格子燃料集合体（本申請の燃料集合体と比べ支持格子が1段少ない）を用いて、燃料棒の拘束条件をパラメータにフレッシング試験を行った結果、拘束条件、試験時間にかかわらず最大で□mmの摩耗が観察された。⁽⁴⁹⁾

また、保守的条件で実施された燃料棒1本の強制振動フレッシング試験の結果から、フレッシング摩耗が非常に早い段階で飽和することが確認された。⁽⁴⁹⁾

これらの結果から、照射開始直後に支持格子の支持力がなくなると仮定しても、寿命末期の摩耗量評価値は□mmとなり、摩耗量は被覆管肉厚に対し十分小さく、燃料健全性上問題とならない。

b. ジルカロイ-4被覆管と718合金製支持格子のフレッシング摩耗

718合金製下部支持格子の基本形状はジルカロイ-4製の上部・中間部支持格子と同じであることから、フレッシング特性も同じ傾向を持つ。また、718合金製支持格子は、ジルカロイ-4製支持格子に比べばね力の緩和が少ないことから、拘束条件においてはジルカロイ-4製支持格子よりも優れている。

17×17型9段支持格子燃料集合体（本申請の燃料集合体）を用いて、燃料棒の拘束条件をパラメータに、ジルカロイ-4製及び718合金製支持格子にてフレッシング試験を行った。この結果、ジルカロイ-4製及び718合金製支持格子の最大摩耗量は拘束条件に関係なく同等⁽⁵⁰⁾であったことから、寿命末期の摩耗量評価値は□mmとなり、摩耗量は被覆管肉厚に対し十分小さく、燃料健全性上問題とならない。