

設計及び工事計画認可申請書

〔 玄海原子力発電所第 3 号機
原子炉本体の改造の工事 〕

原発本第 151 号
令和 5 年 1 月 13 日

原子力規制委員会 殿

福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号
九州電力株式会社
代表取締役 池辺 和弘
社長執行役員

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

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

設計及び工事計画認可申請書目次

	頁
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 ……	I (3) - 1
2. 工事計画 ……	II (3) - 1
3. 工事工程表 ……	III (3) - 1
4. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム ……	IV (3) - 1
5. 変更の理由 ……	V (3) - 1
6. 添付書類 ……	VI (3) - 1

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名	称	九州電力株式会社
住	所	福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号
代表者の氏名	代表取締役 社長執行役員	池辺 和弘

2. 工事計画

各発電用原子炉施設に共通

1. 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	玄海原子力発電所
所 在 地	佐賀県東松浦郡玄海町大字今村

2. 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出 力	3,478,000kW
第 1 号機	559,000kW
第 2 号機	559,000kW
第 3 号機	1,180,000kW (今回申請分)
第 4 号機	1,180,000kW
周 波 数	60Hz

申請範囲目次
(改造の工事に係るものに限る。)

原子炉本体

3 燃料体

- ・ 17 行 17 列 A 型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請に係るものに限る。）

9 原子炉本体に係る工事の方法

原子炉本体

加圧水型発電用原子炉施設に係るものについては、次の事項

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

				変更前		変更後						
名		称		—	17行17列A型燃料集合体 ^(注1) (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)		変更なし					
種		類		—	—	17行17列ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体						
主 要 寸 法	取 替 燃 料	燃 料 集 合 体	全	長	mm	—	<input type="text"/> ^{(注2) (注3)}					
			断	面	寸		法	mm	<input type="text"/> ^{(注4) (注5)}			
			燃	料	要	素	ピ	ッ	チ	mm	12.6 ^{(注6) (注7)}	同左
			下部支持板上面と燃料要素下端の間隔			mm	—	<input type="text"/> ^{(注7) (注8)}				
			上部支持板下面と燃料要素上端の間隔			mm	—	<input type="text"/> ^{(注7) (注9)}				
	燃 料	(注10) ウ ラ ン ・ プ ル ト ニ ウ ム 混 合 酸 化 物 燃 料 要 素	全	長	mm	<input type="text"/> ^{(注7) (注11)}	同左					
			有	効	長	さ		mm	3,648 ^{(注7) (注12)}			
			ペ	レ	ッ	ト		直	径	mm	8.190 ^{(注7) (注13)}	
			ペ	レ	ッ	ト		長	さ	mm	11.5 ^{(注7) (注14)}	
			燃	料	被	覆		材	外	径	mm	<input type="text"/> ^{(注7) (注15)}
			燃	料	被	覆		材	内	径	mm	<input type="text"/> ^{(注7) (注16)}
			燃	料	被	覆		材	肉	厚	mm	<input type="text"/> ^{(注7) (注17)}
			プ	レ	ナ	ム		長	さ	mm	<input type="text"/> ^{(注7) (注18)}	
	コイルばね（ペレット押えばね） ^(注19) 外径			mm	—	<input type="text"/> ^{(注7) (注20)}						

					変 更 前	変 更 後
主 要 寸 法	取	(注21) 支持格子	外 寸 法	mm	<input type="text"/> (注7) (注22)	同左
			高 さ	mm	—	<input type="text"/> (注7) (注8)
	替	(注23) (上部ノズル) 上部支持板	外 寸 法	mm	<input type="text"/> (注7) (注24)	同左
			高 さ	mm	—	<input type="text"/> (注8) (注25)
	燃	(注26) (下部ノズル) 下部支持板	外 寸 法	mm	<input type="text"/> (注7) (注22)	同左
			高 さ	mm		<input type="text"/> (注7) (注27)
	料	(注28) 制御棒案内シンプル	外 径	mm	—	太径部 : 12.24 (注7) (注8) 細径部 : 10.90 (注7) (注8)
			肉 厚	mm		太径部 : 0.41 (注7) (注8) 細径部 : 0.41 (注7) (注8)
		(注29) 案内シンプル 炉内計装用	外 径	mm		12.24 (注7) (注8)
			肉 厚	mm		0.41 (注7) (注8)

				変 更 前	変 更 後		
材 取 替 燃 料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材	プルトニウム含有率 ^(注30)	wt%	集合体平均：4.1wt%濃縮ウラン相当以下 ^(注31) (約11以下) ペレット最大：13以下	同左		
		核分裂性プルトニウム富化度 ^(注30)	wt%	ペレット最大 8 以下 ^(注31)			
		ウラン 2 3 5 濃 度	wt%	約0.2～約0.4 ^(注6)			
		高 プ ル ト ニ ウ ム	核 分 裂 物 質 量	wt%	—	7.33 ^(注32)	
			プルトニウム含有率 ^(注30)	wt%		10.59 ^(注32)	
			核分裂性プルトニウム富化度 ^(注30)	wt%		7.15 ^(注32)	
			ウラン 2 3 5 濃 度	wt%		0.20 ^(注33)	
		中 プ ル ト ニ ウ ム	核 分 裂 物 質 量	wt%		4.34 ^(注32)	
			プルトニウム含有率 ^(注30)	wt%		6.15 ^(注32)	
			核分裂性プルトニウム富化度 ^(注30)	wt%		4.15 ^(注32)	
			ウラン 2 3 5 濃 度	wt%		0.20 ^(注33)	
		低 プ ル ト ニ ウ ム	核 分 裂 物 質 量	wt%		3.24 ^(注32)	
			プルトニウム含有率 ^(注30)	wt%		4.52 ^(注32)	
			核分裂性プルトニウム富化度 ^(注30)	wt%		3.05 ^(注32)	
			ウラン 2 3 5 濃 度	wt%		0.20 ^(注33)	
		密 度 (理 論 密 度 比)		%		95.0 ^(注7) ^(注34)	同左
		酸 素 対 ウ ラ ン ・ プ ル ト ニ ウ ム 比		—		—	2.00 ^(注7) ^(注35)
		組 成	ウ ラ ン ・ プ ル ト ニ ウ ム	wt%		—	□以上 ^(注8)
			炭 素	wt%			□以下 ^(注8)
			ふ つ 素	wt%			□以下 ^(注8)
水 素	wt%		□以下				
窒 素	wt%		□以下 ^(注8)				

				変更前	変更後
材 取 替 燃 料	燃 料 被 覆 材 端 栓 支 持 格 子 上 部 支 持 板 （ 上 部 ノ ズ ル ） 及 び 下 部 支 持 板 （ 下 部 ノ ズ ル ） 制 御 棒 案 内 シ ン ブ ル 上 部 ノ ズ ル 押 え ば ね ス プ リ ン グ ス ク リ ュ ウ ス リ ー ブ シ ン ブ ル ス ク リ ュ ウ 炉 内 計 装 用 案 内 シ ン ブ ル コ イ ル ば ね （ ペ レ ッ ト 押 え ば ね ） 制 御 棒 案 内 シ ン ブ ル 端 栓 イ ン サ ー ト 管 イ ン サ ー ト 端 栓	燃 料 被 覆 材	—	—	ZrTN 804D (注8)
		燃 料 被 覆 材 端 栓	—		ASTM B351 Gr.R60804 (注8) (ZrTN 804D 相当)
		支 持 格 子	—		ASTM B670 UNS N07718 (注8)
		上 部 支 持 板 (上 部 ノ ズ ル) 及 び 下 部 支 持 板 (下 部 ノ ズ ル)	—		ASTM A [] (注8)
		制 御 棒 案 内 シ ン ブ ル	—		ASTM B353 Gr.R60804 (注8)
		上 部 ノ ズ ル 押 え ば ね	—		ASTM B670 UNS N07718 (注8)
		ス プ リ ン グ ス ク リ ュ ウ	—		ASTM A [] (注8)
		ス リ ー ブ	—		[] (注8)
		シ ン ブ ル ス ク リ ュ ウ	—		ASTM A [] (注8)
		炉 内 計 装 用 案 内 シ ン ブ ル	—		ASTM B353 Gr.R60804 (注8)
		コ イ ル ば ね (ペ レ ッ ト 押 え ば ね)	—		ASTM A [] (注8)
		制 御 棒 案 内 シ ン ブ ル 端 栓	—		ASTM B351 Gr.R60804 (注8)
		イ ン サ ー ト 管	—		ASTM A [] 又は ASTM A [] (注8)
		イ ン サ ー ト 端 栓	—		ASTM A [] (注8)

- (注1) 記載の適正化を行う。記載内容は、令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）」と記載。
- (注2) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（平成20年9月9日付け原発本第221号、平成21年12月24日付け原発本第279号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では「4,036」と記載。
- (注3) 記載値は公称値であり、下部支持板下端より上部支持板上部プレート上面までの長さを示す。
- (注4) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（平成20年9月9日付け原発本第221号、平成21年12月24日付け原発本第279号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では「214×214」と記載。
- (注5) 記載値は最大の断面寸法を示す。
- (注6) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成21年7月15日付け平成21・04・21原第6号にて認可された工事計画の添付資料1「熱出力計算書」による。
- (注7) 公称値
- (注8) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（平成20年9月9日付け原発本第221号、平成21年12月24日付け原発本第279号申請）による。
- (注9) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（平成20年9月9日付け原発本第221号、平成21年12月24日付け原発本第279号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では下限値「10.2」のみ記載。
- (注10) ヘリウム加圧量（公称値）：MPa[gage]
- (注11) 記載の適正化を行う。記載内容は、令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「3,852」と記載。
- (注12) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の原子炉本体における「2 炉心」のうち「(1)炉心有効高さ」による。
- (注13) 記載の適正化を行う。記載内容は、令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「8.19」と記載。
- (注14) 記載の適正化を行う。記載内容は、令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」による。
- (注15) 記載の適正化を行う。記載内容は、令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「9.5」と記載。
- (注16) 記載の適正化を行う。記載内容は、令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「8.36」と記載。
- (注17) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成21年7月15日付け平成21・04・21原第6号にて認可された工事計画の添付資料1「熱出力計算書」による。なお、熱出力計算書では「0.57」と記載。
- (注18) 記載の適正化を行う。記載内容は、令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「」と記載。
- (注19) コイルばね（ペレット押えばね） ばね定数（公称値）：N/cm、数量：燃料体当たり 264個
- (注20) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（平成20年9月9日付け原発本第221号、平成21年12月24日付け原発本第279号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では「」と記載。
- (注21) 上部支持格子数量 : 燃料体当たり 1個
中間部支持格子数量 : 燃料体当たり 7個

下部支持格子数量 : 燃料体当たり 1個

(注22) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の添付資料3「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「214×214」と記載。

(注23) 上部支持板数量 : 燃料体当たり 1個

(注24) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の添付資料3「耐震性に関する説明書」による。なお、耐震性に関する説明書では「213×213」と記載。

(注25) 記載値は公称値であり、下面からパッド上端までの高さを示す。

(注26) 下部支持板数量 : 燃料体当たり 1個

(注27) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（平成20年9月9日付け原発本第221号、平成21年12月24日付け原発本第279号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では「」と記載。

(注28) 制御棒案内シンプル数量 : 燃料体当たり 24本

(注29) 炉内計装用案内シンプル数量 : 燃料体当たり 1本

(注30) プルトニウム含有率 = $\frac{\text{全 Pu}}{\text{全 Pu} + \text{全 U}} \times 100\text{wt}\%$ 核分裂性プルトニウム富化度 = $\frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{全 Pu} + \text{全 U}} \times 100 \text{ wt}\%$ 但し、全Puには ${}^{241}\text{Pu}$ から壊変して生じる ${}^{241}\text{Am}$ を含む。

(注31) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の原子炉本体における「2 炉心」のうち「(2)燃料材の濃縮度又は富化度」による

(注32) 記載値は公称値であり、代表組成（核分裂性プルトニウム同位体割合：約68wt%）における4.1wt%濃縮ウラン相当の場合の値を示しており、工事の都度プルトニウム同位体組成及びウラン235濃度に基づき制限値を満たすように設定する。

(注33) 記載値は公称値であり、代表組成（核分裂性プルトニウム同位体割合：約68wt%）における4.1wt%濃縮ウラン相当のプルトニウム富化度を算出するに当たって設定した値を示しており、工事の都度燃料体製造者からの通知に基づき制限値を満たすよう設定する。

(注34) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成21年7月15日付け平成21・04・21原第6号にて認可された工事計画の添付資料1「熱出力計算書」による。なお、熱出力計算書では「95」と記載。

(注35) 記載内容は、輸入燃料体検査申請書（平成20年9月9日付け原発本第221号、平成21年12月24日付け原発本第279号申請）による。なお、輸入燃料体検査申請書では「2.000」と記載。

8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請に係るものに限る。）

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。） 	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5.2 特定重大事故等対処施設、5.6 安全弁等、5.7 逆止め弁、5.8 内燃機関及びガスタービンの設計条件、5.9 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>燃料体（燃料材、燃料要素その他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p> <p>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力、温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量及び水質の組合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、核性質等のうち必要な物理的性質並びに耐食性、化学的安定性等のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。燃料体の物理的性質及び化学的性質について、具体的には「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」における「燃料体に関する要求事項（別記-10）」に基づき設計</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>燃料体（燃料材、燃料要素その他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p> <p>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力、温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量及び水質の組合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、核性質等のうち必要な物理的性質並びに耐食性、化学的安定性等のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。燃料体の物理的性質及び化学的性質について、具体的には「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」における「燃料体に関する要求事項（別記-10）」に基づき設計</p>

変更前	変更後
<p>する。</p> <p>燃料体は下部炉心板の上に配列され、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する設計とする。</p> <p>燃料体は、「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について」（昭和 51 年原子炉安全専門委員会）及び「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和 63 年 5 月 12 日 原子力安全委員会了承）」に基づき、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重及び地震力に加え、熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p> <p>燃料体（燃料要素以外の燃料体の構成要素）、減速材、反射材及び炉心支持構造物（原子炉容器内で炉心付近に位置する燃料体以外の構成要素）は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p> <p>炉心の過剰増倍率の低下等に応じて燃料取替を行い、燃料取替時の炉心設計については、設置（変更）許可を受けた炉心の安全性確認項目が安全解析使用値から逸脱しないことを確認するため、保安規定に取替炉心の安全性評価を実施することを定め管理する。</p>	<p>する。</p> <p>燃料体は下部炉心板の上に配列され、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する設計とする。</p> <p>燃料体は、「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について」（昭和 51 年原子炉安全専門委員会）及び「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」（昭和 63 年 5 月 12 日 原子力安全委員会了承）に基づき、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。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体については、上記に加え、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月 19 日 原子力安全委員会了承）に基づく設計とする。</p> <p>炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重及び地震力に加え、熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p> <p>燃料体（燃料要素以外の燃料体の構成要素）、減速材、反射材及び炉心支持構造物（原子炉容器内で炉心付近に位置する燃料体以外の構成要素）は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p> <p>炉心の過剰増倍率の低下等に応じて燃料取替を行い、燃料取替時の炉心設計については、設置（変更）許可を受けた炉心の安全性確認項目が安全解析使用値から逸脱しないことを確認するため、保安規定に取替炉心の安全性評価を実施することを定め管理する。</p>

変更前	変更後
<p>4. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体、炉心支持構造物、熱遮蔽体及び原子炉容器は、1次冷却材の循環、沸騰その他の1次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の1次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p>	<p>4. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>
<p>5. 主要対象設備</p> <p>原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>5. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

共通項目の基本設計方針として、原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の共通項目の基本設計方針を以下に示す。（申請に係るものに限る。）

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。） 4. 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設を耐震重要施設とする。（以下「耐震重要施設」という。） 5. 重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動を基準地震動とする。（以下「基準地震動」という。） 6. 設置許可基準規則第2条第2項第11号に規定される「重大事故等対処施設」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。 7. 設置許可基準規則第2条第2項第14号に規定される「重大事故等対処設備」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。 8. 浸水防止機能を有する設備を浸水防止設備という。なお、特に断りがない場合、浸水防止設備は基準津波に対するものをいい、基準津波を一定程度超える津波に対するものについては、これを付記し、基準津波を一定程度超える津波に対するものを含めて浸水防止設備という場合は、浸水防止設備（基準津波を一定程度超える津波に対するものを含む。）とする。 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>2.1.1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可（平成 29 年 1 月 18 日）を受けた基準地震動（以下「基準地震動」という。)) による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、S クラス、B クラス又は C クラスに分類（以下「耐震重要度分類」という。）し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力を適用するものとする。</p> <p>c. 建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>d. Sクラスの施設（f.に記載のもののうち、津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止設備及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、設置（変更）許可（平成29年1月18日）の弾性設計用地震動（以下「弾性設計用地震動」という。）による地震力又は静的地震力のいずれか大</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>e. Sクラスの施設（f.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>また、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>f. 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並び</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>に浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>なお、基準地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれがある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じたものとする。当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>h. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設が、それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>j. 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>k. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。</p> <p>弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全面的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(2) 設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処設備の施設区分</p> <p>a. 設計基準対象施設の耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を次のように分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・ 使用済燃料を貯蔵するための施設 ・ 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・ 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

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

変更前	変更後
<p>重大事故等対処設備について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下の区分に分類する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>イ 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>ロ 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、イ以外のもの</p> <p>(b) 常設重大事故緩和設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第 2.1.2 表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法</p> <p>耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力</p> <p>設計基準対象施設に適用する静的地震力は、S クラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、B クラス及び C クラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後						
<p>係数 C_i 及び震度に基づき算定するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設について、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用する静的地震力を適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <table border="0" data-bbox="468 766 727 898"> <tr> <td>Sクラス</td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>Bクラス</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>Cクラス</td> <td>1.0</td> </tr> </table> <p>ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>但し、土木構造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方</p>	Sクラス	3.0	Bクラス	1.5	Cクラス	1.0	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
Sクラス	3.0						
Bクラス	1.5						
Cクラス	1.0						

変更前	変更後
<p>向の組合せで作用するものとする。 但し、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数 C₀等の割増係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれがあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれがあるものについては、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれがある施設については、共振のおそれがあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析又は加振試験等を実施する。</p> <p>動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、3号炉及び4号炉の地質調査の結果から、0.7km/s以上のS波速度(1.35km/s)を持つ堅固な岩盤が十分な広がりを持つていることが確認されているため、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底板位置のEL.-15.0mとしている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動を基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。</p> <p>地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。</p> <p>また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震Bクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震Bクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動を1/2</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>倍したものをを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。</p> <p>動的解析は、スペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、時刻歴応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばねは、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものをを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p> <p>基準地震動及び弾性設計用地震動に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>地震応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>また、ばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ぼす影響を検討し、地盤物性等のばらつきを適切に考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋については、3次元 FEM 解析等から、建物・構築物の 3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形又は非線形解析のいずれかにて行う。</p> <p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。</p> <p>配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点（燃料集合体、クレーン類）又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>物・構築物の剛性及び地盤物性のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の 3 次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平 2 方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の 1.2 倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>地盤と屋外重要土木建造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中建造物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ハの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ニの状態を考慮する。</p> <p>イ 運転時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の下条件下におかれている状態</p> <p>但し、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p>	<p>変更なし</p>

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

変更前	変更後
<p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。</p> <p>イ 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重</p> <p>ロ 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>但し、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時の土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。</p> <p>イ 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ロ 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上、設定する。</p> <p>なお、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、その際に用いる荷重の継続時間に係る復旧等の対応について、保安規定に定める。</p> <p>保安規定に定める対応としては、故障が想定される機器に対してあらかじめ確保した取替部材を用いた既設系統の復旧手段、及び、あらかじめ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>確保した部材を用いた仮設系統の構築手段について、手順を整備するとともに、社内外から支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ホ Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力及び動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又はBクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの）とを組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれがある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>ホ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。</p> <p>なお、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重と地震力との組合せについては、以下を基本設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、その際に用いる荷重の継続時間に係る復旧等の対応について、保安規定に定める。</p> <p>保安規定に定める対応としては、故障が想定される機器に対してあらかじめ確保した取替部材を用いた既設系統の復旧手段、及び、あらかじめ確保した部材を用いた仮設系統の構築手段について、手順を整備するとともに、社内外から支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>さらに、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>へ Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力及び</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又はBクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの）とを組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>上記(c)イ及びロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b. 荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせるものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>力度を許容限界とする。</p> <p>但し、1次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。</p> <p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>ロ Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（へ及びトに記載のものを除く。）</p> <p>上記イ(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ 耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（へ及びトに記載のものを除く。）</p> <p>上記イ(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ニ 建物・構築物の保有水平耐力（へ及びトに記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ここでは、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ホ 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定す</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>るものとする。</p> <p>へ 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材の曲げについては、曲げ耐力、限界層間変形角又は圧縮縁コンクリート限界ひずみに対して適切な安全余裕を持たせることとし、構造部材のせん断については、せん断耐力に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。 但し、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。 それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>ト その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。 但し、1次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ(原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。)に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。 また、重大事故等時に作用する荷重との組合せに対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まっ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>て破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限とする値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については、基準地震動による応答に対して試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。</p> <p>ロ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>イ(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>但し、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動と設計基準事故の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ(イ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ハ B クラス及び C クラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>ニ 燃料集合体</p> <p>地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の 1 次冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生じることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ 燃料被覆材</p> <p>炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震動のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする。浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。</p> <p>(5) 設計における留意事項</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能（以下「上位クラス施設の有する機能」という。）を損なわない設計とする。</p> <p>波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。</p> <p>なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平 2 方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。</p> <p>この設計における評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行う。ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p> <p>上位クラス施設に対する波及的影響については、以下に示す a. から d. の 4 つの事項から検討を行う。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合は、これを追加する。</p> <p>a . 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>(a) 不等沈下</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設の設置地盤の不等沈下により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(b) 相対変位</p> <p>上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設との相対変位により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>b. 上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響</p> <p>上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、接続する下位クラス施設が損傷することにより、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>c. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響</p> <p>上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>d. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響</p> <p>上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策棟内）については、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物については、耐震構造とする。</p> <p>また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保するため、基準地震動</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>による地震力に対する構造強度の確保に加え、遮蔽性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまった十分な気密性を維持する設計とする。</p> <p>さらに、施設全体の更なる安全性を確保するため、基準地震動による地震力との組合せに対して、弾性範囲に収める設計とする。</p> <p>地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「(3) 地震力の算定方法」及び「(4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p> <p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>2.1.2.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、設置（変更）許可を受けた、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (1 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	・原子炉容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁	S S	・隔離弁を閉とするに 必要な電気及び計装設備	S	・原子炉容器・蒸気発生器・1次冷却材ポンプ・加圧器の支持構造物 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S S	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss
	(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	・使用済燃料ピット ・使用済燃料ラック	S S	—	—	—	—	・原子炉周辺建屋	Ss
	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	・制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置（トリップ機能に関する部分） ・化学体積制御設備のうち、ほう酸注入系	S S	・炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管 ・非常用電源（燃料油系含む。）及び計装設備	S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss
	(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・主蒸気・主給水設備（主給水逆止弁より蒸気発生器2次側を経て、主蒸気隔離弁まで） ・補助給水設備 ・復水タンク ・余熱除去設備	S S S S	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・燃料取替用水タンク ・炉心支持構造物（炉心冷却に直接影響するもの） ・非常用電源（燃料油系含む。）及び計装設備	S S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・燃料取替用水タンク建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss Ss

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (2 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・安全注入設備 ・余熱除去設備（低圧注入系） ・燃料取替用水タンク	S S S	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・中央制御室の遮蔽と空調設備 ・非常用電源（燃料油系含む。）及び計装設備	S S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・燃料取替用水タンク建屋 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss Ss
	(vi) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	S S	・隔離弁を閉とするに 必要な電気及び計装設備	S	・機器・配管等の支持構造物 ・電気計装設備の支持構造物	S S	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss Ss

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (3 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(vi) 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記(vi)の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ設備 燃料取替用水タンク アニュラスシール アニュラス空気浄化設備 排気筒 安全補機室空気浄化設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水設備 (当該主要設備に係わるもの) 原子炉補機冷却海水設備 非常用電源 (燃料油系含む。)及び計装設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器 原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋 燃料取替用水タンク建屋 海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 非常用電源の燃料油系を支持する構造物 	Ss
	(vii) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプエリア防護壁 海水ポンプエリア水密扉 取水ビット搬入口蓋 原子炉周辺建屋水密扉 原子炉補助建屋水密扉 	S	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 機器等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋 海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 	Ss
	(ix) 敷地における津波監視機能を有する施設	<ul style="list-style-type: none"> 津波監視カメラ 取水ビット水位計 	S	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源 (燃料油系含む。)及び計装設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋 海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 非常用電源の燃料油系を支持する構造物 	Ss

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (4 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(x) その他	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ビット水補給設備 (非常用) 	S	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源 (燃料油系含む。)及び計装設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋 非常用電源の燃料油系を支持する構造物 	Ss
		<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物 	S	—	—	—	—	—	—

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (5 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Bクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	・化学体積制御設備のうち、抽出系と余剰抽出系	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss
	(ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設 (ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。)	・放射性廃棄物廃棄施設 (ただし、Cクラスに属するものは除く。)	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋 ・雑固体溶解処理建屋	Ss Ss Ss Ss
	(iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備 (浄化系) ・化学体積制御設備のうち、S及びCクラスに属する以外のもの ・放射線低減効果の大きい遮蔽 ・燃料取扱機クレーン ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取扱機クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (6 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Bクラス	(iv) 使用済燃料を冷却するための施設	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備 (冷却系)	B	・原子炉補機冷却水設備 (当該主要設備に係わるもの) ・原子炉補機冷却海水設備 ・電気計装設備	B B B	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	Ss Ss Ss
	(v) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設	—	—	—	—	—	—	—	—

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (7 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主 要 設 備 (注1)		補 助 設 備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Cクラス	(i) 原子炉の反応度を制御するための施設でS及びBクラスに属さない施設	・制御棒クラスタ駆動装置 (トリップ機能に関する部分を除く。)	C	—	—	・電気計装設備の支持構造物	C	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Sc Sc Sc
	(ii) 放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でS及びBクラスに属さない施設	・試料採取設備 ・床ドレン系 ・洗浄排水処理系 ・固化処理装置より下流の固体廃棄物取扱い設備 (貯蔵庫を含む。) ・ペイラ ・雑固体溶融処理設備のうち、溶融炉、セラミックフィルタ及び微粒子フィルタを除く。 ・化学体積制御設備のうち、ほう酸補給タンク廻り ・液体廃棄物処理設備のうち、ほう酸回収装置蒸留水側及び廃液蒸発装置蒸留水側 ・原子炉補給水設備 ・新燃料貯蔵設備 ・その他	C C C C C C C C C C C C C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・雑固体溶融処理建屋	Sc Sc Sc Sc Sc Sc Sc

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (8 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主 要 設 備 (注1)		補 助 設 備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Cクラス	(iii) 原子炉施設ではあるが、放射線安全に関係しない施設	・蒸気タービン設備 ・原子炉補機冷却水設備 ・補助ボイラ及び補助蒸気設備 ・消火設備 ・主発電機・変圧器 ・空調設備 ・蒸気発生器ブローダウン系 ・所内用圧縮空気設備 ・格納容器ポーラクレーン ・緊急時対策所 (緊急時対策棟内) ・その他	C C C C C C C C C C C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋 ・雑固体溶融処理建屋 ・タービン建屋 ・緊急時対策棟	SC SC SC SC SC SC SC

- (注1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
 (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
 (注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
 (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
 (注5) Ss: 基準地震動により定まる地震力
 Sd: 弾性設計用地震動により定まる地震力
 SB: Bクラス施設に適用される地震力
 SC: Cクラス施設に適用される静的地震力

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、代替する機能を有する設計基準 事故対処設備の属する耐震重要度分類）
I. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	(i) 計測制御系統施設 ・格納容器圧力 [C] ・無線連絡設備 [C] ・衛星携帯電話設備 [C] ・緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS) [C] ・SPDSデータ表示装置 [C] (ii) 非常用取水設備 ・取水口 [C] ・取水管路 [C] ・取水ビット [C]

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
II. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(i) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料ピット〔S〕 ・使用済燃料ラック〔S〕 (ii) 原子炉冷却系統施設 ・蒸気発生器〔S〕 ・1次冷却材ポンプ〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・加圧器安全弁〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・主蒸気安全弁〔S〕 ・主蒸気逃がし弁〔S〕 ・主蒸気隔離弁〔S〕 ・余熱除去冷却器〔S〕 ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・余熱除去ポンプ入口弁〔S〕 ・高圧注入ポンプ〔S〕 ・充てんポンプ〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・蓄圧タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・蓄圧タンク出口弁〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁〔S〕 ・格納容器再循環サンブ〔S〕 ・格納容器再循環サンブスクリーン〔S〕 ・原子炉補機冷却水冷却器〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・海水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕 ・海水ストレーナ〔S〕 ・炉心支持構造物〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・電動補助給水ポンプ〔S〕 ・タービン動補助給水ポンプ〔S〕 (iii) 計測制御系統施設 ・制御棒クラスタ〔S〕 ・ほう酸ポンプ〔S〕 ・1次冷却材ポンプ〔S〕 ・充てんポンプ〔S〕 ・ほう酸タンク〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・ほう酸フィルタ〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・緊急ほう酸注入弁〔S〕 ・中性子源領域中性子束検出器〔S〕 ・中間領域中性子束検出器〔S〕 ・出力領域中性子束検出器〔S〕 ・1次冷却材圧力計〔S〕 ・1次冷却材高温側温度計（広域）〔S〕 ・1次冷却材低温側温度計（広域）〔S〕 ・余熱除去流量計〔S〕 ・高圧注入ポンプ流量計〔S〕 ・AM用消火水積算流量計 ・原子炉容器水位計

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3 / 7）

設備分類	定義	主要設備 〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類
II. 常設耐震重要重大事故防止設備		(iii) 計測制御系統施設 ・ 加圧器水位計 [S] ・ AM 用格納容器圧力計 [S] ・ 格納容器内温度計 [C] ・ 格納容器内温度計 (SA) ・ 燃料取替用水タンク水位計 [S] ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位計 [S] ・ 復水タンク水位計 [S] ・ 蒸気発生器広域水位計 [S] ・ 蒸気発生器狭域水位計 [S] ・ 主蒸気ライン圧力計 [S] ・ 補助給水流量計 [S] ・ ほう酸タンク水位計 [S] ・ B 格納容器スプレイ流量積算流量計 ・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域) [S] ・ 格納容器再循環サンプ水位計 (狭域) [S] ・ 原子炉下部キャビティ水位計 ・ 原子炉格納容器水位計 ・ 格納容器再循環ユニット入口温度計 ・ 格納容器再循環ユニット出口温度計 ・ 炉外核計装保護盤 [S] ・ 主盤 [S] ・ 原子炉補助盤 [S] ・ 多様化自動作動設備 ・ 原子炉トリップ遮断器 ・ 炉心支持構造物 [S] ・ 蒸気発生器 [S] (iv) 放射線管理施設 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) [S] ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) [S] ・ 中央制御室循環ファン [S] ・ 中央制御室空調ファン [S] ・ 中央制御室非常用循環ファン [S] ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット [S] ・ 中央制御室遮蔽 [S] ・ 外部遮蔽 [S] ・ 補助遮蔽 (原子炉周辺棟) [B] ・ 中央制御室空調ユニット [S] (v) 原子炉格納施設 ・ 原子炉格納容器 [S] ・ 格納容器スプレイ冷却器 [S] ・ 格納容器スプレイポンプ [S] ・ 常設電動注入ポンプ ・ 燃料取替用水タンク [S] ・ 復水タンク [S] ・ 格納容器再循環サンプ [S] ・ 格納容器再循環サンプスクリーン [S] ・ 格納容器再循環ユニット [C] (vi) 非常用電源設備 ・ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ [S] ・ 大容量空冷式発電機用燃料タンク ・ 燃料油貯蔵タンク [S] ・ 燃料油貯蔵そう [S] ・ 燃料油貯蔵そう (他号機) [S] ・ 大容量空冷式発電機 ・ ディーゼル発電機 [S] ・ ディーゼル発電機 (他号機) [S]

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
II. 常設耐震重要重大事故防止設備		(vi) 非常用電源設備 ・計装電源盤（3系統 蓄電池用） ・蓄電池（安全防護系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・蓄電池（3系統 ） ・号間電力融通回路 ・メタルクラッド開閉装置 ・パワーセンタ ・コントロールセンタ ・動力変圧器 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・常設電動注入ポンプ電源切替盤 ・重大事故等対処用直流コントロールセンタ ・重大事故等対処用分電盤 ・計装用電源切替盤 ・代替電源接続盤1 ・代替電源接続盤2 (vii) 補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類）
III. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(i) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料ピット〔S〕 ・使用済燃料ラック〔S〕 ・使用済燃料ピット温度計〔SA〕 ・使用済燃料ピット水位計〔SA〕 ・使用済燃料ピット水位計〔広域〕 ・使用済燃料ピット状態監視カメラ (ii) 原子炉冷却系統施設 ・蒸気発生器〔S〕 ・1次冷却材ポンプ〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・余熱除去冷却器〔S〕 ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・高圧注入ポンプ〔S〕 ・充てんポンプ〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・原子炉補機冷却水冷却器〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・海水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕 ・海水ストレーナ〔S〕 ・炉心支持構造物〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 (iii) 計測制御系統施設 ・1次冷却材圧力計〔S〕 ・1次冷却材高温側温度計〔広域〕〔S〕 ・1次冷却材低温側温度計〔広域〕〔S〕 ・余熱除去流量計〔S〕 ・高圧注入ポンプ流量計〔S〕 ・AM用消火水積算流量計 ・原子炉容器水位計 ・加圧器水位計〔S〕 ・AM用格納容器圧力計 ・格納容器圧力計〔S〕 ・格納容器内温度計〔C〕 ・格納容器内温度計〔SA〕 ・燃料取替用水タンク水位計〔S〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位計〔S〕 ・復水タンク水位計〔S〕 ・補助給水流量計〔S〕 ・B格納容器スプレイ流量積算流量計 ・格納容器再循環サンプ水位計〔広域〕〔S〕 ・格納容器再循環サンプ水位計〔狭域〕〔S〕 ・原子炉下部キャビティ水位計 ・原子炉格納容器水位計 ・格納容器再循環ユニット入口温度計 ・格納容器再循環ユニット出口温度計 ・アニュラス水素濃度計 ・無線連絡設備〔C〕 ・衛星携帯電話設備〔C〕 ・統合原子力防災ネットワークに接続する 通信連絡設備〔C〕 ・緊急時運転パラメータ伝送システム〔SPDS〕〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
III. 常設重大事故緩和設備		(iii) 計測制御系統施設 ・格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器〔C〕 ・格納容器雰囲気ガスサンプル水分分離器〔C〕 ・重大事故等対処用制御盤 ・重大事故等対処用入出力盤 ・原子炉安全保護計装盤〔S〕 ・炉外核計装保護盤〔S〕 (iv) 放射線管理施設 ・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）〔S〕 ・使用済燃料ピット周辺線量率計測定器収納盤（低レンジ） ・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台（低レンジ） ・使用済燃料ピット周辺線量率計プリアンプ箱（中間レンジ・高レンジ） ・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台（中間レンジ・高レンジ） ・中央制御室循環ファン〔S〕 ・中央制御室空調ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕 ・緊急時対策所非常用空気浄化ファン ・緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・中央制御室空調ユニット〔S〕 ・放射線監視盤〔S〕 ・外部遮蔽〔S〕 ・補助遮蔽（原子炉周辺棟）〔B〕 ・緊急時対策所遮蔽（緊急時対策棟内） (v) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注水ポンプ ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・格納容器再循環ユニット〔C〕 ・静的触媒式水素再結合装置 ・電気式水素燃焼装置 ・アニュラス空気浄化ファン〔S〕 ・アニュラス空気浄化フィルタユニット〔S〕 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・電気式水素燃焼装置動作監視装置 ・排気筒〔S〕 (vi) 非常用電源設備 ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ〔S〕 ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・大容量空冷式発電機付き燃料タンク ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 ・燃料油貯油そう〔S〕 ・燃料油貯油そう（他号機）〔S〕 ・大容量空冷式発電機 ・ディーゼル発電機〔S〕 ・ディーゼル発電機（他号機）〔S〕 ・大容量空冷式発電機励磁装置

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類）
III.常設重大事故緩和設備		(vi)非常用電源設備 ・大容量空冷式発電機保護継電器 ・ディーゼル発電機保護継電器〔S〕 ・計装電源盤（3系統目蓄電池用） ・蓄電池（安全防护系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・蓄電池（3系統目） ・号炉間電力融通電路 ・メタルクラッド開閉装置 ・パワーセンタ ・コントロールセンタ ・動力変圧器 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・常設電動注入ポンプ電源切替盤 ・重大事故等対処用直流コントロールセンタ ・重大事故等対処用分電盤 ・計装用電源切替盤 ・代替電源接続盤1 ・代替電源接続盤2 ・緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ ・緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機車接続盤 ・緊急時対策棟メタルクラッド開閉装置 ・緊急時対策棟動力変圧器 ・緊急時対策棟コントロールセンタ ・緊急時対策棟計装電源盤 ・緊急時対策棟計装分電盤 ・緊急時対策棟指揮所内分電盤 (vii)補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 (viii)非常用取水設備 ・取水口〔C〕 ・取水管路〔C〕 ・取水ビット〔C〕 (ix)緊急時対策所（緊急時対策棟内） ・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）〔C〕 ・SPDS データ表示装置〔C〕

変更なし

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

変更前	変更後
<p>定に定期的に航空路の変更状況を確認し、防護措置の要否を判断することを定め、管理を行う。</p> <p>航空機の墜落並びに爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。</p> <p>重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性及び位置的分散等」、「5.1.3 悪影響防止等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に対して防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。</p> <p>2.3.1.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「防護対象施設」という。）とする。また、防護対象施設の防護設計については、外部からの衝撃により防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある防護対象施設以外の施設についても考慮する。さらに、重大事故等対処設備についても、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。</p> <p>2.3.1.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる応力との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、防護対象施設及び屋内の重大事故等対処設備</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建屋内に設置すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる応力と重なり合わない設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管することにより、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が重大事故等時に生じる応力と重なり合わない設計とする。</p> <p>2.3.1.3 設計方針</p> <p>防護対象施設及び重大事故等対処設備は、以下の自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>自然現象（地震及び津波を除く。）のうち森林火災、人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガスの設計方針については外部火災の設計方針に基づき設計する。</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p> <p>防護対象施設は、竜巻防護に係る設計時に、設置（変更）許可を受けた最大風速 100m/s の竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し、防護対象施設が安全機能を損なわないよう、それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し、防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。また、重大事故等対処設備は、「5.1.2 多様性及び位置的分散等」の位置的分散、「5.1.3 悪影響防止等」及び「5.1.5 環境条件等」を考慮した設計とする。さらに、防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随件事象による影響について考慮した設計とする。</p> <p>なお、保安規定に定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>評価を行うことを定め、管理を行う。</p> <p>(a) 影響評価における荷重の設定</p> <p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。</p> <p>飛来物の衝撃荷重としては、設置（変更）許可を受けた設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行き 0.2m、重量 135kg、飛来時の水平速度 51m/s、飛来時の鉛直速度 34m/s）よりも運動エネルギー又は貫通力が大きな重大事故等対処設備、資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し、固縛、固定、防護対象施設等からの離隔、建屋内収納又は撤去を実施すること、並びに車両については入構管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから、設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。さらに、設計飛来物に加えて、竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し、評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。</p> <p>なお、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな重大事故等対処設備、資機材等については、その保管場所、設置場所及び障害物の有無を考慮し、防護対象施設、防護対策施設及び防護対象施設を内包する施設に衝突し、防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、風圧力による荷重が作用する場合においても、固縛、固定又は建屋内収納により浮き上がり又は横滑りにより飛来物とならない設計とする。重大事故等対処設備の保管場所内の資機材等は、風圧力による荷重が作用する場合においても、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、固縛、固定又は建屋内収納により浮き上がり又は横滑りにより飛来物とならない設計とするか、当該保管エリア以外の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させない位置に保管する設計とする。重大事故等対処設備、資機材等の固縛、固定、防護対象施設等からの離隔、建屋内収納又は撤去を実施すること、並びに車両については入構管理及び退避を実施することを保安規定に定め、管理を行う。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策</p> <p>屋外の防護対象施設は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を保持する設計とすることを基本とする。屋内の防護対象施設については、設計荷重に対して安全機能を損なわないよう、防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を保持する設計とすることを基本とする。防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、建屋内に収納又は浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより、当該設備の機能が損なわれない設計とするか、あるいは同じ機能を有する他の重大事故等対処設備にこれらの措置を講じることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。但し、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両型等の重大事故等対処設備のうち、地震時の横滑り等を考慮して地震後の機能を保持するものは、重大事故等に対処するために必要となる機能を損なわず、また、重大事故等に対処するために必要となる機能に悪影響を及ぼさないよう、通常時は拘束せず固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合は、たるみ巻取装置（3,4号機共用（以下同じ。））により固縛のたるみを巻き取ることで拘束若しくは余長を有する固縛（3,4号機共用（以下同じ。））で拘束する。これらの運用については、保安規定に定め、管理を行う。屋内の重大事故等対象設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、環境条件を考慮して竜巻による荷重により機能を損なわないように、重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とすることを基本とする。</p> <p>防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット（ネット（硬鋼線材、線径φ4mm、網目寸法40mm）及び防護壁（炭素鋼、厚さ22mm（公称値）以上）により構成する。）、竜巻防護扉（炭素鋼、厚さ22mm（公称値）以上）、竜巻防護鋼板（炭素鋼、厚さ22mm（公称値）以上）及び竜巻防護建屋（鉄筋コンクリート、厚さ45cm（公称値）以上）を設置し、内</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>包する防護対象施設、防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう、防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が防護対象施設等に衝突すること又は屋外の重大事故等対処設備が風圧力による荷重の影響を受けることを防止する設計とする。防護対策施設は、地震時において防護対象施設、防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設及び重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包する施設については、設計荷重に対する構造強度評価を実施し、内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう、飛来物が、内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突することを防止可能な設計又は飛来物の衝突により内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能喪失に至るような損傷が生じない設計とすることを基本とする。飛来物が、内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突し、その機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、防護対象施設及び重大事故等対処設備は、設計荷重により、機械的及び機能的な波及的影響により機能を損なわない設計とする。防護対象施設に対して、重大事故等対処設備を含めて機械的な影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、当該施設の倒壊、損壊等により防護対象施設に損傷を与えない設計とする。タンクローリ（3,4号機共用（以下同じ。））等当該施設が機能喪失に陥った場合に、防護対象施設も機能喪失させる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、必要な機能を保持する設計とすることを基本とする。屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、防護対象施設及び重大事故等に対処するために必要な機能に悪影響を及ぼさない設計とする。屋内の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重を考慮して他の設備に悪影響を及ぼさないよう、重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とする。</p> <p>防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他適切な措置を講じる。</p> <p>竜巻随件事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>防護対象施設及び重大事故等対処設備に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、ディーゼル発電機による電源供給が可能な設計とする。</p> <p>b. 火 山</p> <p>防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、「5.1.5 環境条件等」を考慮した設計とする。</p> <p>なお、保安規定に定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価することを定め、管理を行う。</p> <p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚 10cm、粒径 2mm 以下、密度 1.0g/cm³（乾燥状態）～1.7g/cm³（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス 3（発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類）に属する施設（以下「防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス 3 に属する施設」という。）のうち、屋外に設置している施設及び防護対象施設を内包する施設について、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>なお、保安規定に当該施設に堆積する降下火砕物を除去することを定め、降下火砕物が長期的に堆積しないよう管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、環境条件を考慮して降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、環境条件を考慮して降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を除去することにより、重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお、保安規定に屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを定め、降下火砕物が堆積しないよう管理する。</p> <p>(ロ) 閉塞</p> <p>i. 水循環系の閉塞</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物の粒径より大きな流路幅を設けること又はストレーナ等により降下火砕物を捕獲することにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気空調設備（外気取入口）については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、平型フィルタの設置により降下火砕物が侵入しにくい構造とし、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>換気空調設備（外気取入口）以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計装制御系の施設についても、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により流路が閉</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>塞しない設計とする。</p> <p>なお、保安規定に外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止及び閉回路循環運転を定め、降下火砕物により閉塞しないよう管理する。</p> <p>(ハ) 磨耗</p> <p>i. 水循環系の内部における磨耗</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、磨耗しにくい材料を使用することにより、磨耗しにくい設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（磨耗）</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計装制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は磨耗しにくい材料を使用することにより、磨耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、保安規定に外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止を定め、磨耗が進展しないよう管理する。</p> <p>(ニ) 腐食</p> <p>i. 構造物の化学的影響（腐食）</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、屋外に設置している施設及び防護対象施設を内包する施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように、耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を適宜除去することにより、降下火砕物による腐食に対して重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>なお、保安規定に降下火砕物の適宜除去を定め、屋外の重大事故等対処設備が降下火砕物により腐食しにくいよう管理する。</p> <p>ii. 水循環系の化学的影響（腐食）</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>iii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計装制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、中央制御室換気空調設備については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、平型フィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室に侵入しにくい設計とする。</p> <p>なお、保安規定に閉回路循環運転の実施等を定め、降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう管理する。</p> <p>(ヘ) 絶縁低下</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設のうち、空気を取り込む機構を有する電気系及び計装制御系の盤については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）の設置場所の空調設備に平型フィルタを設置することにより、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p>なお、保安規定に外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転の実施を定め、降下火砕物による計装盤の絶縁低下を防止するよう管理する。</p> <p>ロ 間接的影響に対する設計方針</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外の交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないようにするために、7日間の電源供給が継続できるよう、燃料を貯蔵するためのディーゼル発電機燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクを降下火砕物の影響を受けないよう設置すること並びに燃料移送用のタンクローリを配備することで、非常用電源施設から受電できる設計とする。</p> <p>さらに発電所内の交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、タンクローリによる燃料供給に必要な発電所内のアクセスルートの降下火砕物の除去を実施可能とすることにより安全性を損なわない設計とする。</p> <p>なお、保安規定にタンクローリ及びアクセスルートに堆積する降下火砕物を適宜除去することを定め、降下火砕物が堆積しないよう管理する。</p> <p>c. 外部火災</p> <p>想定される外部火災において、火災源を発電所敷地内及び敷地外に設定し防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>防護対象施設は、防火帯の設置、建屋による防護、離隔距離の確保による防護、危険物タンク貯蔵量の低減対策を行うことで、許容温度以下となるよう安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、「5.1.2 多様性及び位置的分散等」のうち、位置的分散を考慮した設計とする。</p> <p>外部火災の影響については、保安規定に定期的な評価の実施を定めることにより評価する。</p> <p>(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針</p> <p>自然現象として想定される森林火災については、延焼防止を目的として森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度から設定し、設置（変更）許可を受けた防火帯（約 35m）を敷地内に設ける設計とする。</p> <p>(b) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針</p> <p>外部火災では火災源として森林火災、発電所敷地内に存在する危険物タ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ンク等の火災、危険物を搭載した車両の火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及び敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定し、火災源からの防護対象施設への熱影響を評価する。</p> <p>防護対象施設の評価条件を以下のように設定し、評価する。評価結果より火災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、森林火災については、防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び屋外の防護対象施設の温度が許容温度（海水ポンプ周囲温度 74℃）となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とし、発電所敷地内に存在する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及び敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災については、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、その温度が許容温度を満足する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・森林火災については、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等より求めた、設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火災側）における火炎輻射強度（500kW/m²）による危険距離を求め評価する。 ・発電所敷地内に存在する危険物タンク等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。 ・航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 21・06・25 原院第 1 号（平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院一部改正））により落下確率が 10⁻⁷（回／炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し、防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定した建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。 ・発電所港湾内に入港する船舶の火災については、港湾内で防護対象施設から最も近い地点で起こることを想定し、貯蔵量等を勘案して建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。 ・重畳火災については、敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災の評価条件により算出した輻射強度及び燃焼継続時間等により、 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と防護対象施設を選定し、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。</p> <p>なお、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の許容温度を上回る場合は、貯蔵量低減対策を実施し、許容温度を満足する設計とする。</p> <p>発電所敷地内において、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合は、保安規定に消火活動を実施することを定めることにより防護対象施設に影響がない設計とする。</p> <p>(c) 発電所敷地外の火災源に対する設計方針</p> <p>外部火災では近隣の産業施設の火災・爆発に対し、発電所との離隔距離を確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>・ 発電所敷地外に設置されている石油コンビナート施設については、石油コンビナート施設から発電所までの距離を確認し、発電所からの離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>発電所敷地外 10km 以内の範囲において、火災・爆発により防護対象施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による防護対象施設への影響については考慮しない。</p> <p>危険物を搭載した車両による火災の影響は、タンクローリ等が移動する主要道路について、発電所から離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針</p> <p>屋外に開口しており空気の流路となる施設及び換気空調系統等に対し、ばい煙の侵入を防止するため、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>イ 換気空調系統</p> <p>外部火災によるばい煙が発生した場合には、侵入を防止するためフィルタを設置する設計とする。</p> <p>なお、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために保安規定に外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転の実施による外気のしゃ断を定めることにより、ばい煙の侵入を防止するよう管理する。</p> <p>ロ ディーゼル発電機</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ディーゼル発電機については、フィルタを設置することによりばい煙が容易に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、ばい煙が侵入した場合においてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>ハ 海水ポンプ</p> <p>海水ポンプについては、モータ部を全閉構造とすることでばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>空気冷却部は、ばい煙が侵入した場合においてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>ニ 主蒸気逃がし弁消音器、主蒸気安全弁排気管、排気筒</p> <p>防護対象施設のうち屋外に開口しており空気の流路となる主蒸気逃がし弁消音器、主蒸気安全弁排気管及び排気筒については、配管流路にばい煙が侵入した場合でも弁の吹き出しにより、ばい煙を再び大気へ放出可能な設計とする。</p> <p>ホ 安全保護系計装盤、制御用空気圧縮機</p> <p>防護対象施設のうち空調系統にて空調管理されており間接的に外気と接する計装盤や施設については、空調系統にフィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。</p> <p>(e) 有毒ガスに対する設計方針</p> <p>外部火災による有毒ガスが発生した場合には、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために外気をしゃ断するダンパを設置し、又は建屋内の空気を循環させるファンの設置により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。</p> <p>なお、保安規定に外気取入ダンパの閉止、閉回路循環運転の実施による外気のしゃ断又は空調ファンの停止による外気流入の抑制を定めることにより、有毒ガスの侵入を防止するよう管理する。</p> <p>幹線道路、鉄道路線及び船舶は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p> <p>石油コンビナート施設は、発電所敷地から離隔距離が確保されているため、有毒ガスの影響については考慮しない。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>d. 風（台風） 防護対象施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、防護する設計とする。重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準対象施設等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>e. 凍 結 防護対象施設及び重大事故等対処設備は、凍結に対して、最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものは凍結防止対策を行う設計とする。</p> <p>f. 降 水 防護対象施設は、降水に対して、観測記録を上回る降雨強度の排水能力を有する構内排水路（構内排水設備）を設けて海域に排水を行う設計とする。重大事故等対処設備は、降水に対して防水対策を行う設計とする。</p> <p>g. 積 雪 防護対象施設は、積雪荷重を建築基準法に基づき設定し、積雪による荷重に対して安全機能を損なうおそれがない設計とする。重大事故等対処設備は、除雪することにより、積雪による荷重に対してその必要な機能を損なうおそれがない設計とする。 なお、保安規定に重大事故等対処設備に堆積した雪を適宜除去することを定め、積雪しないよう管理する。</p> <p>h. 落 雷 防護対象施設は、落雷に対して、発電所の雷害防止対策として原子炉格納施設等に避雷針を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行う設計とする。重大事故等対処設備は、必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。</p> <p>i. 生物学的事象 防護対象施設は、生物学的事象に対して、海生生物や小動物の侵入を防止する設計とする。重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>侵入を防止し、海生生物に対して、多重性をもつ設計とするか、複数の取水箇所を選定できる設計とする。</p> <p>j. 高 潮 防護対象施設及び重大事故等対処設備は、敷地の整地レベルを EL.+11m 以上とすることにより、高潮により影響を受けることがない設計とする。</p> <p>(2) 外部人為事象</p> <p>a. 船舶の衝突 防護対象施設は、敷地前面の護岸等により船舶が衝突して止まること及び海水取水口の呑口高さを十分低くすることにより船舶の衝突による取水路の閉塞が生じない設計とする。重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>b. 電磁的障害 防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないように、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルを適用し、電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>c. 航空機の墜落 重大事故等対処設備は、建屋内に設置するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り設置する。</p>	<p>変更なし</p>
<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>保安規定に、高温停止状態及び低温停止状態において炉心を十分な未臨界状態に保つため炉心が有する設計とした反応度停止余裕を定めることにより臨界を防止する。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>通常運転時において、放射性物質を含む流体が漏えいすることを許容しているポンプの軸封部及び原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁のグランド部は、系統外に漏えいさせることなく液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</p> <p>中央制御室内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、燃料取替用水タンク建屋内及び緊急時対策棟内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3,4号機共用）は、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、横滑りも含めて地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、建屋内に収納又は浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより、当該設備の機能が損なわれない設計とするか、あるいは同じ機能を有する他の重大事故等対処設備にこれらの措置を講じることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。但し、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両型等の重大事故等対処設備のうち地震時の横滑り等を考慮して地震後の機能を保持するものは、その機能を損なわないよう、通常時は拘束せず固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合には、固縛のたるみを巻き取ることで拘束若しくは余長を有する固縛で拘束する。</p> <p>積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉容器は最低使用温度を 21℃に設定し、関連温度（初期）を－12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>計とする。</p> <p>設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、八田浦貯水池又は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、自然現象、外部人為事象、火災及び溢水による他の設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、自然現象、外部人為事象、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>このうち、地震以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、それぞれ重大事故等に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図るとともに、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、全てを一つの保管場所又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、保管場所内の資機材等は、竜巻による風荷重が作用する場合においても、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とするか、当該保管エリア以外の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させない位置に保管する設計とす</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。位置的分散については「5.1.2 多様性及び位置的分散等」に示す。</p> <p>地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響によりその機能を喪失しない場所に保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。</p> <p>火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>(5) 冷却材の性状</p> <p>冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(6) 設置場所における放射線</p> <p>安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合に</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行うことで、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定める。重大事故等対処設備の操作性に対する設計上の考慮事項を以下に示す。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、操作が可能な設計とする（「5.1.5 環境条件等」）。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管する。可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は資機材（ホース展張回収車 2 台以上、ユニック車 2 台以上及びフォークリフト 2 台以上）による運搬又は車両による移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等が可能な設計とす</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。操作に際しては手順どおりの操作でなければ接続できない構造の設計としている。現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。現場での接続作業は、コネクタ、プラグ、ボルト締めフランジ又は簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とし、操作が確実にできる設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作スイッチは運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替える設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、原則として、ケーブルはコネクタ又はプラグを用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においては簡便な接続規格を用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法を用いる設計とする。また、発電用原子炉施設が相互に使用することができるように、3号機及び4号機とも同一規格又は同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管のうち、当該ポンプを同容量かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備は、資機材（ホース展張回収車2台以上、ユニック車2台以上及びフォークリフト2台以上）を用いて運搬又は車両により移動するとともに、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。</p> <p>アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。</p> <p>屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを3号機及び4号機で1セット1台使用する。ホイールローダの保有数は、3号機及び4号機で1セット1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台（3号及び4号機共用）を分散して保管する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所アクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>自然現象のうち凍結及び森林火災、並びに外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊や道路面の地盤の滑りに対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策や陥没対策を講じるが、想定を上回る段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。さらに、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な配置、空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。また、非破壊検査が必要な設備は、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、試験及び検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験及び検査ができる設計とする。</p> <p>多様化自動作動設備は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち電源は、電気系統の重要な部分として適切な定期</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>的試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として、分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

共通項目の基本設計方針として、火災防護設備の個別項目の基本設計方針を以下に示す。(申請に係るものに限る。)

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」の第2条(定義)及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」の1.2(用語の定義)による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」(解釈を含む。)を重要施設とする(以下「重要施設」という。) 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする(以下「安全施設」という。) 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする(以下「重要安全施設」という。) 4. 火災防護設備の基本設計方針「第2章 個別項目」の「1. 火災防護設備の基本設計方針」においては、設置許可基準規則第2条第11項に規定される「重大事故等対処施設」は、設置許可基準規則第2条第12項に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。 5. 火災防護設備の基本設計方針「第2章 個別項目」の「1. 火災防護設備の基本設計方針」においては、設置許可基準規則第2条第14項に規定される「重大事故等対処設備」は、設置許可基準規則第2条第12項に規定される「特定重大事故等対処施設」を構成するものを含まないものとする。 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>火災防護上重要な機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものである設計基準対象施設のうち、原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等とする。</p> <p>原子炉の安全停止に必要な機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生し</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>た場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な反応度制御機能、1次冷却システムのインベントリと圧力の制御機能、崩壊熱除去機能、プロセス監視機能及び電源、補機冷却水等のサポート機能を確保するための構築物、系統及び機器とする。</p> <p>放射性物質の貯蔵等の機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な構築物、系統及び機器とする。</p> <p>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>建屋内の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の配置を系統分離も考慮して、火災区域として設定する。建屋内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の安全停止に必要な機器等並びに放射性物質の貯蔵、かつ、閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）により他の区域と分離する。</p> <p>火災区域の目皿は、煙等流入防止装置の設置によって、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。</p> <p>屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、火災防護上重要な機器等を設置する区域及び重大事故等対処施設の配置を考慮するとともに火災区域外への延焼防止を考慮した管理を踏まえた区域を、火災区域として設定する。この延焼防止を考慮した管理については、保安規定に定める。</p> <p>火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離の状況及び壁の設置状況並びに重大事故等対処施設の配置に応じて分割して設定する。</p> <p>設定する火災区域及び火災区画に対して、以下に示す火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>概念に基づき、必要な運用管理を含む火災防護対策を講じる内容の火災防護の計画を保安規定に定め、その他の設計基準対象施設、可搬型重大事故等対処設備等のその他の発電用原子炉施設は、設備等に応じた火災防護対策を講じる内容の火災防護の計画を保安規定に定め、管理する。</p> <p>(1) 火災発生防止</p> <p>a. 火災の発生防止対策</p> <p>火災の発生防止における発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は、火災区域に設置する潤滑油及び燃料油を内包する設備並びに水素を内包する設備を対象とする。</p> <p>潤滑油及び燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造、オイルパン、ドレンリム、堰及び油回収装置によって、漏えい防止、拡大防止及び防爆の対策を行う設計とし、潤滑油及び燃料油を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁の設置又は離隔による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>潤滑油及び燃料油を内包する設備がある火災区域は、空調機器による機械換気又は自然換気を行う設計とする。</p> <p>潤滑油及び燃料油を貯蔵する設備は、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量にとどめる設計とする。</p> <p>水素を内包する設備のうち気体廃棄物処理設備、体積制御タンク及びこれらに関連する配管、弁は、溶接構造、ベローズ及び金属ダイヤフラムによって、漏えい防止、拡大防止及び防爆の対策を行う設計とし、水素を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁の設置による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>水素を内包する設備である気体廃棄物処理設備、体積制御タンク及びこれらに関連する配管、弁並びに蓄電池、混合ガスボンベ及び水素ボンベを設置する火災区域は、各火災区域に対して多重化した空調機器による機械換気を行い、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。</p> <p>水素を内包する設備である混合ガスボンベ及び水素ボンベは、予備を設置せず、必要な本数のみを貯蔵する設計とする。また、通常時はボンベ元弁を閉弁とする運用を保安規定に定め、管理する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>火災の発生防止における水素漏えい検知は、蓄電池室、体積制御タンク室及び活性炭式希ガスホールドアップ装置室に水素ガス検知器を設置し、設定濃度にて中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>蓄電池室の換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。また、蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない。</p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域には、崩壊熱による火災の発生を考慮する必要がある放射性物質を貯蔵しない設計とする。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及び微粒子フィルタは、金属製の容器や不燃シートに包んで保管することを保安規定に定め、管理する。</p> <p>火災の発生防止のため、可燃性の蒸気に対する対策として、火災区域において有機溶剤を使用する場合は、使用する作業場所の局所排気を行うとともに、機械換気によって、有機溶剤の滞留を防止すること及び引火点の高い潤滑油及び燃料油を使用することを保安規定に定め、管理する。</p> <p>火災の発生防止のため、可燃性の微粉を発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を火災区域に設置しないことによって、可燃性の微粉及び静電気による火災の発生を防止する設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発火源への対策として、設備を金属製の本体内に収納する等、火花が設備外部に出ない設備を設置するとともに、高温部分を保温材で覆うこと又は電気式水素燃焼装置は通常時に高温とならない措置を行うことによって、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の加熱防止を行う設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発電用原子炉施設内の電気系統は、保護継電器及び遮断器によって故障回路を早期に遮断し、過電流による過熱及び焼損を防止する設計とする。</p> <p>安全補機開閉器室は、電源供給のみに使用することを保安規定に定め、管理</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>する。</p> <p>火災の発生防止のため、加圧器以外の 1 次冷却材は高圧水の一相流とし、また、加圧器内も運転中は常に 1 次冷却材と蒸気を平衡状態とすることで、放射線分解等により発生する水素や酸素の濃度が高い状態で滞留、蓄積することを防止する設計とする。重大事故時の原子炉格納容器内及びアニュラス内の水素については、重大事故等対処施設にて、蓄積防止対策を行う設計とする。</p> <p>b. 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、若しくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とするが、配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるため、金属で覆われた狭隘部に設置し直接火炎に晒されることのない設計とし、機器躯体内部に設置する電気配線は、機器躯体内部の設置によって、発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しない設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は、原則、「不燃材料を定める件」(平成 12 年建設省告示第 1400 号)に定められたもの又は建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材は、「不燃材料を定める件」(平成 12 年建設省告示第 1400 号)に定められた不</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>燃材料、建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料又はこれと同等の性能を有することを試験により確認した不燃性材料並びに消防法に基づく防災物品又はこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料を使用する設計とする。但し、原子炉格納容器内部コンクリートの表面に塗布するコーティング剤は、不燃材料であるコンクリートに塗布すること、火災により燃焼し難く著しい燃焼をしないこと、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらず他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないこと、並びに原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等対処施設は不燃性又は難燃性の材料を使用し、その周辺における可燃物管理を保安規定に定め、管理することから、難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>中央制御室の床面は、防災性を有するカーペットを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは、原則、自己消火性を確認する UL 1581 (Fourth Edition) 1080.VW-1 垂直燃焼試験並びに延焼性を確認する IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験又は IEEE Std 1202-1991 垂直トレイ燃焼試験によって、自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが、核計装ケーブル、放射線監視設備用ケーブル及び通信連絡設備の専用ケーブルのように実証試験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計とするか、難燃ケーブルと同等以上の性能を有するケーブルの使用が技術上困難な場合は、当該ケーブルの火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、換気空調設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き、日本規格協会「繊維製品の燃焼性試験方法」(JIS L 1091) 又は日本空気清浄協会「空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針」(JACA No.11A) を満足する難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、建屋内の変圧器及び遮断器は、可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。</p> <p>c. 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に従い、耐震クラスに応じた耐震設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処施設は、森林火災から、防火帯による防護等により、火災発生防止を講じる設計とし、竜巻（風（台風）含む。）から、竜巻防護対策施設の設置や固縛及び大容量空冷式発電機の燃料油が漏えいした場合の拡大防止対策等により、火災の発生防止対策を講じる設計とする。</p> <p>(2) 火災の感知及び消火</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。</p> <p>a. 火災感知設備</p> <p>火災感知設備のうち火災感知器（「3号機設備」、「3,4号機共用、3号機に設置」、「3,4号機共用、1号機に設置」、「3,4号機共用、2号機に設置」、「4号機設備、3,4号機共用、4号機に設置」）（以下「火災感知器」という。）は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件、想定される火災の性質や、火災防護上重要な機器等の種類を考慮し、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、非アナログ式の炎感知器から異なる種類の火災感知器を組み合わせて設置する設計を基本とし、一部の火災感知器は、放射線等の環境条件を考慮し、非アナログ式の防爆型の熱感知器、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の炎感知器等を選定し設置する設計とする。</p> <p>非アナログ式の炎感知器は、アナログ式ではないが、炎が発する赤外線又は</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>紫外線を感知するため、煙や熱が感知器に到達する時間遅れがなく、火災の早期感知に優位性がある。</p> <p>火災感知設備のうち火災報知盤（「3,4号機共用、3号機に設置」、「4号機設備、3,4号機共用、3号機に設置」）（以下「火災報知盤」という。）は、作動した火災感知器を1つずつ特定できるアナログ式の受信機とし、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において常時監視できる設計とする。</p> <p>火災感知設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時においても火災の感知を可能とするため、蓄電池を設ける設計とする。また、原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、非常用電源からの受電も可能な設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備は、凍結等の自然現象によっても、機能を保持する設計とする。</p> <p>屋外に設置する火災感知設備は、外気温度が-10℃まで低下しても使用可能な火災感知器を設置する。</p> <p>b. 消火設備</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、設備の破損、誤作動又は誤操作により、原子炉を安全に停止させるための機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を有する電気及び機械設備に影響を与えない設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところは、手動操作による固定式消火設備である全域ハロン消火設備（「3号機設備」、「3,4号機共用、3号機に設置」、「3,4号機共用、2号機に設置」、「4号機設備、3,4号機共用、4号機に設置」）（以下「全域ハロン消火設備」という。）、泡消火設備（「3,4号機共用、3号機に設置」、「3,4号機共用、1号機に設置」（以下同じ。））及び水噴霧消火設備（「3,4号機共用、3号機に設置」、「4号機設備、3,4号機共用、4号機に設置」（以下同じ。））を設置して消火を行う設計とするとともに、自動消火設備である全域ハロン自動消火設備（「3号機設備」、「3,4号機共用、3号機に設置」、「3,4号機共用、1号機に設置」）（以下「全域ハロン自動消火設備」という。）及び二酸化炭素自動消火設備を設置して消火を行う設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難とならないところは、消防法に適合する可搬型の消火器又は水により消火を行う設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子炉格納容器は、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響による消火活動が困難とならない場合は、早期に消火が可能である消防要員及び運転員（以下「消防要員等」という。）による消火を行うが、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響のため消防要員等による消火活動が困難である場合は、格納容器スプレー設備による消火を行う設計とする。</p> <p>フロアケーブルダクトを除く中央制御室及び中央制御盤は、常駐運転員による早期の消火を行う設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、以下の設計を行う。</p> <p>(a) 消火設備の消火剤の容量</p> <p>消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備するために、消防法施行規則に基づく消火剤を配備する設計とする。</p> <p>消火用水供給系の水源である原水タンク（3,4号機共用（以下同じ。））は、最大放水量である主変圧器の消火ノズルから放水するために必要な圧力及び流量を満足する消火ポンプの定格流量で、消火を2時間継続した場合の水量を確保する設計とする。</p> <p>屋内消火栓及び屋外消火栓の容量は、消防法施行令に基づき設計する。</p> <p>(b) 消火設備の系統構成</p> <p>イ 消火用水供給系の多重性又は多様性</p> <p>消火用水供給系は、電動消火ポンプ（3,4号機共用（以下同じ。））及びディーゼル消火ポンプ（3,4号機共用（以下同じ。））の設置による多様性並びに水源である原水タンクの2基設置による多重性を有する設計とする。</p> <p>ディーゼル消火ポンプの駆動用の燃料は、ディーゼル消火ポンプ燃料油槽（3,4号機共用（以下同じ。））に貯蔵する。</p> <p>格納容器スプレー設備は、格納容器スプレーポンプを2台設置等による系統の多重性及び使用可能な場合に水源とする原水タンクの2基設置による多重性を有する設計とする。原水タンクが使用できない場合に水源とする静的機器である燃料取替用水タンクは、格納容器スプレー設備による消火時間を考慮した容量とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ロ 系統分離に応じた独立性</p> <p>原子炉の安全停止に必要な機器等の相互の系統分離を行うために設置する全域ハロン自動消火設備は、単一故障を想定した選択弁等動的機器の多重化並びに消火濃度を満足するために必要な本数及び個数以上のポンベ及び容器弁を設置することによって、系統分離に応じた独立性を有する設計とする。(第1図)</p> <p>ハ 消火用水の優先供給</p> <p>消火用水供給系は、飲料水系や所内水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水の供給を優先する設計とする。水消火設備の水源である原水タンクは、重大事故等対処時に使用する設計とするが、火災時には消火活動の水源として優先して使用する設計とする。</p> <p>(c) 消火設備の電源確保</p> <p>イ 消火用水供給系</p> <p>ディーゼル消火ポンプは、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも起動できるように、蓄電池により電源が確保される設計とする。</p> <p>また、格納容器スプレイ設備は外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも起動できるように、非常用電源より受電できる設計とする。</p> <p>ロ 二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン自動消火設備等</p> <p>二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン自動消火設備、全域ハロン消火設備、泡消火設備及び水噴霧消火設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも設備の作動に必要な電源が蓄電池により確保される設計とする。</p> <p>(d) 消火設備の配置上の考慮</p> <p>イ 火災による二次的影響の考慮</p> <p>二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン自動消火設備、全域ハロン消火設備、泡消火設備及び水噴霧消火設備のポンベ及び制御盤等は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう、消防法施行規則に基づき、消火対象空間に設置しない設計とする。</p> <p>また、固定式ガス消火設備は、電気絶縁性の高いガスの採用、自動消火</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>及び手動消火による早期消火を可能とすることにより、火災の火炎、熱による直接的な影響、煙、流出流体、断線、爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に及ばない設計とする。</p> <p>固定式ガス消火設備のポンペは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ポンペの容器弁に設ける破壊板によりポンペの過圧を防止する設計とする。</p> <p>ロ 管理区域内からの放出消火剤の流出防止</p> <p>管理区域内で放出した消火水は、放射性物質を含むおそれがある場合には、管理区域外への流出を防止するため、各フロアの目皿や配管により排水及び回収し、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。</p> <p>ハ 消火栓の配置</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は、消防法施行令に準拠し、屋外消火栓及び屋内消火栓を設置する。但し、モニタリングステーション及びモニタリングポストを設置する火災区域は、全域ハロン自動消火設備による消火を実施することから、消火栓は設置しない。</p> <p>(e) 消火設備の警報</p> <p>イ 消火設備の故障警報</p> <p>消火ポンプ、全域ハロン自動消火設備等の消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。</p> <p>ロ 固定式ガス消火設備の退出警報</p> <p>固定式ガス消火設備として設置する二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン自動消火設備、及び全域ハロン消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とする。</p> <p>(f) 消火設備に対する自然現象の考慮</p> <p>イ 凍結防止対策</p> <p>外気温度が0℃まで低下した場合に、屋外の消火設備の凍結防止を目的として、消火栓及び消火配管のブロー弁を微開し通水する運用について保安規定に定め、気温の低下時における消火設備の機能を維持する設計とす</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>ロ 風水害対策 消火ポンプ、全域ハロン自動消火設備等は、風水害により性能が阻害されないよう、屋内に設置する。 屋外に設置する消火設備の制御盤、ポンベ等は、風水害により性能が阻害されないよう、浸水防止対策を講じる設計とする。</p> <p>ハ 地盤変位対策 消火配管は、地震時における地盤変位対策として、建屋貫通部付近の接続部には溶接継手を採用するとともに、地上化又はトレンチ内に設置する。また、建屋外部から建屋内部の消火栓に給水することが可能な給水接続口を設置する。</p> <p>(g) その他</p> <p>イ 移動式消火設備（3,4号機共用、3号機に保管（以下同じ。）） 移動式消火設備は、複数の火災を想定した消火活動が可能な水源を有し、機動性のある化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を配備する設計とする。</p> <p>ロ 消火用の照明器具 建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、1時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する。</p> <p>ハ ポンプ室の煙の排気対策 自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置するポンプ室は、固定式消火設備によらない消火活動も考慮し、消防要員等による可搬型の排風機の配備によって、排煙による消防要員等の視界の改善が可能な設計とする。</p> <p>ニ 燃料設備 使用済燃料及び新燃料を貯蔵する設備は、消火水が流入しても未臨界となるように設計する。</p> <p>(3) 火災の影響軽減</p> <p>a. 火災の影響軽減対策</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>火災の影響軽減対策の設計に当たり、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の安全停止に必要な機能を確保するための手段を策定し、この手段に必要な火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを火災防護対象機器等とする。</p> <p>火災が発生しても、原子炉を安全停止するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、原子炉の安全停止に必要な機能を確保するための手段を、手動操作に期待してでも、少なくとも1つ確保する必要がある。</p> <p>このため、火災防護対象機器等に対して、火災区域内又は火災区画内の火災の影響軽減のための対策や隣接する火災区域又は火災区画における火災の影響を軽減するために、以下の対策を講じる。</p> <p>(a) 火災防護対象機器等の系統分離による影響軽減対策</p> <p>中央制御盤及び原子炉格納容器内を除く火災防護対象機器等は、以下のいずれかの系統分離によって、火災の影響軽減のための対策を講じる。</p> <p>イ 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等</p> <p>火災防護対象機器等は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等によって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。</p> <p>ロ 1時間耐火隔壁等、火災感知設備及び自動消火設備</p> <p>火災防護対象機器等は、想定される火災に対して1時間の耐火能力を有する隔壁等の設置によって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。</p> <p>隔壁等は、材料、厚さ等を設計するための火災耐久試験により1時間の耐火性能を有する設計であることを確認する設計とする。</p> <p>1時間耐火隔壁を施工するケーブルトレイの上部には火災源を置かない設計とし、ケーブルトレイ真下に火災源がある場合は、火災源の火災に伴う火炎が、ケーブルトレイ上面まで達しない設計とする。</p> <p>火災感知設備は、自動消火設備の誤作動防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を作動させる設計とする。</p> <p>消火設備は、早期消火を目的として、自動消火設備である全域ハロン自動消火設備を設置し、(2)火災の感知及び消火 b.消火設備 (b) 消火設備の</p>	<p>変更なし</p>

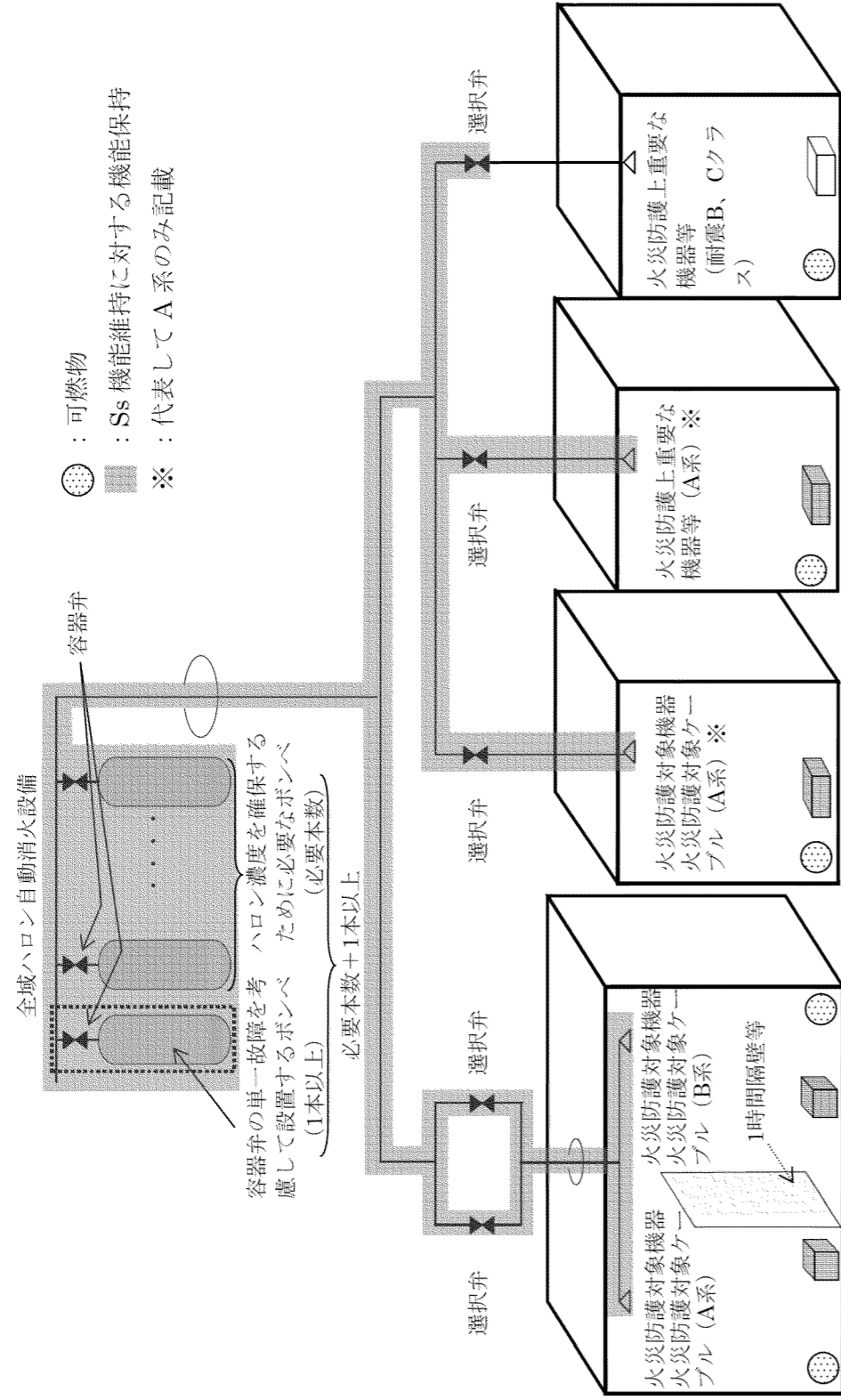
変更前	変更後
<p>系統構成 ロに示す系統分離に応じた独立性を有する設計とする。</p> <p>(b) 中央制御盤の火災の影響軽減対策</p> <p>中央制御盤は、火災により中央制御盤の1つの区画の安全機能の全喪失を想定した場合に、原子炉を安全停止するために必要な運転操作を保安規定に定め管理する措置を行うとともに、(a)に示す火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同等の設計として、以下に示す火災の影響軽減対策を行う設計とする。</p> <p>離隔距離等による系統分離として、中央制御盤の操作スイッチ間、盤内配線間、盤内配線ダクト間は、近接する他構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験の結果に基づく分離対策を行う設計とし、中央制御盤のケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えないことを実証試験によって確認した金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用する設計とする。</p> <p>中央制御盤は、中央制御盤内に火災の早期感知を目的として、高感度煙感知器を設置し、また、保安規定に常駐する運転員の早期消火活動に係る運用を定め、管理することによって、相違する系列の火災防護対象機器等に対する火災の影響軽減対策を行う。</p> <p>火災の発生箇所の特が困難な場合も想定し、可搬型のサーモグラフィカメラ（3,4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））の配備によって、火災の発生箇所を特定できる設計とする。</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策</p> <p>原子炉格納容器内は、火災により原子炉格納容器内の動的機器の動的機能喪失を想定した場合に、原子炉の安全停止に必要な運転操作を保安規定に定め管理する措置を行うとともに、(a)に示す火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同等の設計として、以下に示す火災の影響軽減対策を行う設計とする。</p> <p>イ 原子炉格納容器内のケーブルトレイは、以下に示すケーブルトレイへの鉄製の蓋の設置によって、火災の影響軽減対策を行う設計とする。</p> <p>鉄製の蓋には、開口の設置によって、消火水がケーブルトレイへ浸入する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(イ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイ同士が 6m 以上の離隔を有する場合は、いずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイの周囲 6m 範囲に位置するケーブルトレイ</p> <p>(ロ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイ同士が 6m 以上の離隔を有しない場合は、同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される両方のケーブルトレイ及びいずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイの周囲 6m 範囲に位置するケーブルトレイ</p> <p>(ハ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される電線管同士が 6m 以上の離隔を有する場合は、いずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設される電線管の周囲 6m 範囲に位置するケーブルトレイ</p> <p>(ニ) 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される電線管同士が 6m 以上の離隔を有しない場合は、上記(ハ)と同じ対策を実施</p> <p>ロ 原子炉格納容器内は、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する。</p> <p>ハ 相違する系列の火災防護対象機器等に対する火災の影響軽減対策を行うため、保安規定に消防要員等による早期の手動による消火活動及び進入困難な場合の格納容器スプレイ設備を用いた手動による消火活動に係る運用を定め、管理する。</p> <p>(d) 換気設備に対する火災の影響軽減対策 火災防護対象機器等を設置する火災区域に関連する換気設備は、他の火災区域又は火災区画の火災の影響を軽減するために、防火ダンパを設置する。 換気設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐために、排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できる設計とする。</p> <p>(e) 煙に対する火災の影響軽減対策 運転員が常駐する中央制御室は、建築基準法に準拠した容量の排煙設備(3,4号機共用、3号機に設置(以下同じ。))の設置によって、火災発生時の煙を排気する設計とする。 電気ケーブルが密集するフロアケーブルダクトは、ハロン消火設備による</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>手動消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。</p> <p>(f) 油タンクに対する火災の影響軽減対策 火災区域又は火災区画に設置する油タンクは、換気空調設備による排気又はベント管により、屋外へ排気する設計とする。</p> <p>b. 原子炉の安全確保</p> <p>(a) 原子炉の安全停止対策</p> <p>イ 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計 発電用原子炉施設内の火災により安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、当該火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定しても、火災の影響軽減のための系統分離対策によって、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全に停止できる設計とする。</p> <p>ロ 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計 発電用原子炉施設内の火災に起因した運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に対し、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づく単一故障を想定しても、原子炉を支障なく安全停止できるよう、中央制御盤内の延焼時間内に対応操作を行うことを保安規定に定め管理するとともに、制御盤間の離隔距離によって、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を収束するために必要な機能が失われないよう設計する。</p> <p>(b) 火災の影響評価</p> <p>イ 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計に対する評価 火災区域又は火災区画（以下「火災区域等」という。）における設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量を基に、発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の安全停止</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>が可能であることを、当該火災区域等の火災が隣接する火災区域等に影響を与えるか否かを評価する火災伝播評価の結果に応じ、以下に示す火災影響評価によって確認する。</p> <p>火災影響評価は、火災区域等の火災荷重の増加等又は設備改造等により、必要な場合には再評価を実施する。</p> <p>火災影響評価の評価方法及び再評価については、保安規定に定め、管理する。</p> <p>(イ) 隣接する火災区域等に影響を与える場合</p> <p>当該火災区域等及び火災影響を受ける隣接火災区域等の2区画に対して火災を想定し、原子炉の安全停止が可能であることを評価する。</p> <p>(ロ) 隣接する火災区域等に影響を与えない場合</p> <p>当該火災区域等の火災を想定し、原子炉の安全停止が可能であることを評価する。</p> <p>ロ 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計に対する評価</p> <p>内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される運転時の異常な過渡変化と設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に対し単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。</p> <p>(4) 設備の共用</p> <p>火災感知設備の一部は、共用する他号機設置の火災区域に設け、中央制御室での監視を可能とすることで、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>消火設備の一部は、共用する他号機設置の火災区域に対し必要な容量の消火水等を供給できるものとし、消火設備の故障警報を中央制御室に発することで、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>火災区域構造物の一部は、共用する火災区域を設定するために必要な構造物により構成し、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前



- 系統分離対応の自動消火設備は、消火困難対応の消火設備と共用する。
- 自動消火設備の耐震性は、火災防護対象機器等の耐震クラスに応じて、機能を保持する設計とする。

第1図 系統分離に応じた独立性を考慮した全城ハロン自動消火設備概要図

変更後

変更なし

共通項目の基本設計方針として、浸水防護施設の個別項目の基本設計方針を以下に示す。(申請に係るものに限る。)

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条(定義)による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」(解釈を含む。)を重要施設とする。(以下「重要施設」という。) 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。(以下「安全施設」という。) 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。(以下「重要安全施設」という。) 4. 浸水防護施設の基本設計方針「第2章 個別項目」の「1. 津波による損傷防止、2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」においては、設置許可基準規則第2条第2項第11号に規定される「重大事故等対処施設」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。 5. 浸水防護施設の基本設計方針「第2章 個別項目」の「1. 津波による損傷防止、2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」においては、設置許可基準規則第2条第2項第14号に規定される「重大事故等対処設備」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。 6. 浸水防止機能を有する設備を浸水防止設備という。なお、特に断りがない場合、浸水防止設備は基準津波に対するものをいい、基準津波を一定程度超える津波に対するものについては、これを付記し、基準津波を一定程度超える津波に対するものを含めて浸水防止設備という場合は、浸水防止設備(基準津波を一定程度超える津波に対するものを含む。)とする。 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 津波による損傷の防止 <ol style="list-style-type: none"> 1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設 <ol style="list-style-type: none"> 1.1.1 耐津波設計の基本方針 <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が設置(変更)許可を受けた基準津波によりその安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれ</p> 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 津波防護対象設備</p> <p>設計基準対象施設が、基準津波により、その安全性が損なわれるおそれがないよう、津波より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「津波防護対象設備」という。）とする。津波防護対象設備の防護設計においては、津波により防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある防護対象施設以外の施設についても考慮する。また、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備についても、設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう、津波防護対象設備に含める。</p> <p>さらに、津波が地震の随件事象であることを踏まえ、耐震Sクラスの施設を含めて津波防護対象設備とする。</p> <p>1.1.2 入力津波の設定</p> <p>各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う入力津波（以下「遡上波」という。）と取水路・放水路等の経路からの流入に伴う入力津波（以下「経路からの津波」という。）を設定する。</p> <p>入力津波の設定の諸条件の変更により、評価結果が影響を受けないことを確認するために、評価条件変更の都度、津波評価を実施することとし、保安規定に定めて管理する。</p> <p>(1) 遡上波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(2) 経路からの津波については、浸水経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(3) (1),(2)においては、水位変動として、朔望平均潮位を考慮する。上昇側の水位変動に対しては、満潮位の標準偏差を潮位のバラツキとして加えて設定し、下降側の水位変動に対しては、干潮位の標準偏差及び津波計算で用いた朔望平均干潮位と観測地点「仮屋」の朔望平均干潮位との潮位差を潮位のバラツキとして減じて設定する。地殻変動については、水位上昇側の基準津波の波源である対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動による地震により、発電所敷地の隆起が想定されるが、上昇側の水位変動量に対しては考慮しない。水位下降側の基準津波の波源である西山断層帯による地震により、発電所敷地の隆起が想定されるため、下降側の水位変動量から隆起量を減じることで安全側の評価を実施する。また、入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮することを基本とする。</p> <p>1.1.3 津波防護対策</p> <p>「1.1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。</p> <p>入力津波の変更等が津波防護対策に影響を与えないことを確認することとし、定期的な評価及び改善に関する手順を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(1) 敷地への浸水防止（外郭防護 1）</p> <p>a. 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水の高さ分布を基に、津波防護対象設備（浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画が設置された敷地において、遡上波の地上部からの到達、流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のバラツキの合計との差を設計上の裕度の判</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>断において考慮する。</p> <p>評価の結果、遡上波が地上部から到達し流入する可能性がある場合は、津波防護対象設備（浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋又は区画は津波による遡上波が地上部から到達、流入しない十分高い場所に設置する。</p> <p>b. 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p>取水路又は放水路等の経路のうち、津波の流入の可能性のある経路につながる海水系、循環水系、それ以外の屋外排水路、配管又はケーブルダクトの開口部等の標高に基づく許容津波高さと同経路からの津波高さを比較することにより、津波防護対象設備（浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画への、津波の流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のバラツキの合計との差を設計上の裕度の判断において考慮する。</p> <p>評価の結果、流入する可能性のある経路がある場合は、津波防護対象設備（浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋又は区画に、浸水防止設備として、開口部等の浸水経路からの流入を防止するための扉、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部止水処置（「3 号機設備」、「3,4 号機共用、3 号機に設置」、「4 号機設備、3,4 号機共用、4 号機に設置」（以下同じ。））を実施する設計とする。また、浸水防止設備として設置する扉については、経路からの津波の流入を防止するため、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>a.,b.において、外郭防護として浸水防止設備による対策の範囲は、海水ポンプエリアで考慮する取水ピットの入力津波高さ EL.7.0m に対し、設計上の裕度を考慮し、EL.8.0m 以下とする。</p> <p>(2) 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護 2）</p> <p>a. 漏水対策</p> <p>経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設及び地下部等において、津波による漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>当該範囲の境界における浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）について、浸水防止設備を設置することにより、浸水範囲を限定する設計とする。さらに、浸水想定範囲及びその周辺にある津波防護対象設備（浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）に対しては、浸水防止設備として、防水区画化するための設備を設置するとともに、防水区画内への浸水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。</p> <p>(3) 津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）</p> <p>a. 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波防護対象設備（浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲として設定する。</p> <p>b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>経路からの津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を基に、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性の有無を評価する。浸水範囲及び浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認する。地震による溢水のうち、津波による影響を受けない範囲の評価については、「2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」に示す。</p> <p>評価の結果、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路、浸水口がある場合には、浸水防止設備として、地震による設備の損傷箇所からの津波の流入を防止するための扉、壁、蓋、床ドレンライン逆止弁（「3号機設備」、「3,4号機共用、3号機に設置」）の設置及び貫通部止水処置を実施する設計とする。浸水防止設備として設置する扉については、津波の流入を防止するため、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>内郭防護として、浸水防止設備による対策の範囲は、海水ポンプエリアについては EL.13.0m 以下、タービン建屋と原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び海水管ダクトの境界については EL.8.0m 以下とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(4) 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止</p> <p>a. 海水ポンプ等の取水性</p> <p>海水ポンプについては、取水ピット（重大事故等時のみ 3,4 号機共用（以下同じ。））の入力津波の下降側の水位が、海水ポンプの取水可能水位を上回ることにより、取水機能が保持できる設計とする。</p> <p>海水ポンプについては、津波による取水ピットの上昇側の水位変動に対しても、取水機能が保持できる設計とする。</p> <p>取水用水中ポンプ（3,4 号機共用（以下同じ。））及び移動式大容量ポンプ車（3,4 号機共用（以下同じ。））についても、取水ピットの入力津波の水位に対して、取水性が確保できるものを用いる設計とする。</p> <p>b. 津波の二次的な影響による海水ポンプ等の機能保持確認</p> <p>基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して、取水口（重大事故等時のみ 3,4 号機共用（以下同じ。））が閉塞することがなく取水口、取水管路（重大事故等時のみ 3,4 号機共用（以下同じ。））及び取水ピットの通水性が確保できる設計とする。また、海水ポンプ取水時に浮遊砂が軸受に混入した場合にも、海水ポンプの軸受部の異物逃がし溝から排出できること及び浮遊砂に対する耐性を有することで、海水ポンプが機能保持できる設計とする。取水用水中ポンプ及び移動式大容量ポンプ車には、浮遊砂の混入に対しても取水機能が保持できるものを用いる設計とする。</p> <p>漂流物に対しては、発電所構内及び構外で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合に、海水ポンプへの衝突及び取水口の閉塞が生じることがなく、海水ポンプの取水性確保並びに取水口、取水管路及び取水ピットの通水性が確保できる設計とする。</p> <p>(5) 津波監視</p> <p>津波監視設備として、敷地への津波の繰返しの襲来を察知し、浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視カメラ（「3,4 号機共用、3 号機に設置」、「4 号機設備、3,4 号機共用、4 号機に設置」（計測制御系統施設の設備で兼用）（以下同じ。））及び取水ピット水位計を設置する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>1.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>浸水防止設備及び津波監視設備については、「1.1.2 入力津波の設定」で設定している繰返しの襲来を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。</p> <p>a. 浸水防止設備</p> <p>浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。また、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に浸水時及び冠水後に津波が浸水することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に設置するとともに、想定される浸水高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を維持する。</p> <p>海水ポンプエリアの浸水防止設備については、外郭防護として EL.8.0m、内郭防護として EL.13.0m の高さまでの海水ポンプエリア周辺から内部に通じる開口部に設置する設計とする。原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び海水管ダクトの浸水防止設備については、EL.8.0m までのタービン建屋から原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び海水管ダクト内部に通じる開口部に設置する設計とする。浸水防止設備は、試験等により閉止部等の止水性を確認した設備を設置する設計とする。</p> <p>b. 津波監視設備</p> <p>津波監視設備は、津波の襲来状況を監視できる設計とする。また、波力及び漂流物の影響を受けにくい高い位置に設置する。</p> <p>津波監視設備のうち津波監視カメラは、非常用電源設備から給電するとともに映像信号を中央制御室へ伝送し、中央制御室にて周囲の状況を昼夜にわたり監視できるよう、暗視機能及び回転機能を有する設計とする。</p> <p>津波監視設備のうち取水ピット水位計は、経路からの津波に対し取水ピットの上昇側及び下降側の水位変動のうち EL. -7.0m から EL.8.0m を測定可能とし、非接触式の水検出器により計測できる設計とする。また、取水ピット水位計は非常用電源設備から給電し、中央制御室から監視可能な設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(2) 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p>浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、津波による荷重及び津波以外の荷重を適切に設定し、それらの組合せを考慮する。また、想定される荷重に対する部材の健全性や構造安定性について適切な許容限界を設定する。</p> <p>a. 荷重の組合せ</p> <p>津波と組み合わせる荷重については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」のうち「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風、積雪の荷重及び余震として考えられる地震(Sd)に加え、漂流物による荷重を考慮する。漂流物の衝突荷重については、取水管路及び取水ピット内の構造物について、漂流物となる可能性を評価の上、その設置場所、構造等を考慮して、組み合わせる。なお、発電所構外及び構内の漂流物は、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地並びに取水口に到達しないことから、取水口に流入せず、衝突荷重として考慮する必要はない。津波による荷重の設定に当たっては、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮し、余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。</p> <p>b. 許容限界</p> <p>浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料がおおむね弾性状態に留まることを基本とする。</p> <p>1.5 設備の共用</p> <p>浸水防護施設のうち津波防護に関する施設の一部は、号機の区分けなく一体となった津波防護対策を実施することで、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

表 1 原子炉本体の主要設備リスト(1/1)

		変 更 前						変 更 後							
設備区分	機器区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)(注2)				名 称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)(注2)			
			耐震重要度 分類	機器 クラス	重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設			耐震重要度 分類	機器 クラス	重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設	
					設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス				設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
燃料体		17行17列 A型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)	S	—	—				変更なし		変更なし				

(注 1) 表 1 に用いる略語の定義は「付表 1」による。

(注 2) 特定重大事故等対処施設含む。

付表 1 略語の定義(1/3)

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

付表 1 略語の定義(2/3)

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

付表 1 略語の定義(3/3)

		略語	定義
重大事故等 対処設備	設備分類	常設／防止	技術基準規則第四十九条第一号に規定する「常設重大事故防止設備」
		常設耐震／防止	技術基準規則第四十九条第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設／緩和	技術基準規則第四十九条第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」
		常設／その他	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備
		可搬／防止	重大事故防止設備のうち可搬型のもの
		可搬／緩和	重大事故緩和設備のうち可搬型のもの
		可搬／その他	可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備以外の可搬型重大事故等対処設備
		特重	技術基準規則第四十九条第四号に規定する「特定重大事故等対処施設」
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの
	重大事故等 機器クラス	SAクラス1	技術基準規則第二条第二項第三十七号に規定する「重大事故等クラス1容器」、「重大事故等クラス1管」、「重大事故等クラス1ポンプ」、「重大事故等クラス1弁」又はこれらを支持する構造物
		SAクラス2	技術基準規則第二条第二項第三十八号に規定する「重大事故等クラス2容器」、「重大事故等クラス2管」、「重大事故等クラス2ポンプ」、「重大事故等クラス2弁」又はこれらを支持する構造物
		SAクラス3	技術基準規則第二条第二項第三十九号に規定する「重大事故等クラス3容器」、「重大事故等クラス3管」、「重大事故等クラス3ポンプ」又は「重大事故等クラス3弁」
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの又は使用条件を踏まえ、十分な強度を有していることを確認できる一般産業品規格を準用するもの
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの又は上記以外のもの

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

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉本体に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>	<p>第 1 章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格のうち、本工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">● 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)● 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)」	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格のうち、本工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <p>変更なし</p> <ul style="list-style-type: none">● 原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について (平成 7 年 6 月 19 日)」

共通項目の適用基準及び適用規格として、原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の共通項目の適用基準及び適用規格を以下に示す。

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格のうち、本工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">● 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）	<p>変更なし</p>

火災防護設備、浸水防護施設の共通項目の適用基準及び適用規格に、適用する基準及び規格はない。

9 原子炉本体に係る工事の方法

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

変更前

変更後

2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査

2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査

構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表 1 に示す検査を実施する。

表 1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く。）^(注1)

検査項目	検査方法		判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査） ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。
	外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。
	組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）	組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおり組立て、据付けされていること。
	状態確認検査	評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること。

変更なし

変更前			変更後
表 1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く。） ^(注1)			
検査項目	検査方法		判定基準
	^(注2) 耐圧検査	技術基準の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを確認する。耐圧検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
	^(注2) 漏えい検査	耐圧検査終了後、技術基準の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を確認する。なお、漏えい検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	著しい漏えいのないこと。
	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	地盤の地質状況が、原子炉格納施設の基盤として十分な強度を有することを確認する。	設工認のとおりであること。
	建物・構築物の構造を確認する検査	主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設工認のとおりであること。
<p>(注1) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>(注2) 耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合は、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。</p> <p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第</p>			
			変更なし

変更前	変更後
<p>15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格(JSME S NB1-2007)又は(JSME S NB1-2012/2013)」(以下「溶接規格」という。)第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表2-1、表2-2に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法 ・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法 <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表2-1、表2-2に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成12年6月30日以前に電気事業法（昭和39年法律第170号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法 ・平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・平成 25 年 7 月 8 日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法 ・前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物埋設施設、特定廃棄物管理施設をいう。 <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶接規格第 3 部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5 に示されている溶接士が溶接を行う場合 ・溶接規格第 3 部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5 の有効期間内に溶接を行う場合 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前		変更後
表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）		
検査項目	検査方法及び判定基準	
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。	
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。	
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。	
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。	
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。	
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	
(判定) ^(注)	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。	
(注) () 内は検査項目ではない。		変更なし

変更前		変更後
表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）		
検査項目	検査方法及び判定基準	
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。	
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。	
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。	変更なし
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。	
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	
(判定) ^(注)	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。	
(注) () 内は検査項目ではない。		

変更前	変更後
<p>(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項</p> <p>発電用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について、表 3-1 に示す検査を行う。</p> <p>また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービード溶接を適用することができ、この場合、テンパービード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については、表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。</p> <p>① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <p>② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法 ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

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

変更前						変更後					
表 3-2 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)											
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バターリング材の溶接						
材料検査	1. 中性子照射 10^{19}nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	2. 溶接材料の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用						
開先検査	1. 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。	適用	適用	適用	適用						
	2. 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	3. 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	4. 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であること。	適用	—	適用	—						
	5. 個々の溶接部の面積は 650cm^2 以下であることを確認する。	適用	—	適用	—						
	6. 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	適用	—	—						
	7. 適用する溶接施工法に、溶接開先部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	—	適用	—						
						変更なし					

変更前					変更後
表 3-2 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)					
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接
溶接作業検査	自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。				
	1. 自動ティグ溶接は、溶加材を通电加熱しない方法であることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。				
	①各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	②2層目端部の溶接は、1層目溶接端の母材熱影響部(1層目溶接による粗粒化域)が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接端と2層目溶接端の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。	適用	-	適用	-
	③予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	④当該施工法にパス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	⑤当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
⑥余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。	適用	-	適用	-	
⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ビードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。	適用	-	適用	-	
					変更なし

変更前					変更後
表 3-2 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)					
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリン グ材の 溶接
非 破 壊 検 査	溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。				
	1. 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	-	-	-
	2. 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。				
	①溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で48時間以上経過した後実施していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
	②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用
	③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	-	適用	適用	-
④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	-	-	-	
⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	-	-	-	適用	
3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用	
					変更なし

変更前	変更後
<p>2.1.3 燃料体に係る検査</p> <p>燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表 4 に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。</p> <p>(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時</p> <p>(2) 燃料要素の加工が完了した時</p> <p>(3) 加工が完了した時</p> <p>また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

表 4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）^(注1)

検査項目	検査方法		判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	^(注2) 材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 圧力検査 六 漏えい検査（この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。）	外観検査	有害な欠陥等がないことを確認する。	
	表面汚染密度検査	表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	
	溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
	圧力検査	初期圧力が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査（この表の(2)六に掲げる検査が行われる場合を除く。） 四 質量検査	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	

変更なし

(注 1) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

(注 2) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料^(※1)における実際の製造段階で確定するプルトニウム含有率の燃料体平均、プルトニウム含有率及び核分裂性プルトニウム富化度^(※2)のペレット最大並びにウラン 235 濃度の設計値と許容範囲は使用前事業者検査要領書に記載し、要目表に記載した条件に合致していることを確認する。

変更前	変更後						
<p>2.2 機能又は性能に係る検査</p> <p>機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。</p> <p>但し、表 1 の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表 5、表 6 又は表 7 の表中に示す検査を表 1 の表中に示す検査に替えて実施する。</p> <p>また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。</p> <p>構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。</p> <p>2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査</p> <p>発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表 5 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 5 燃料体を挿入できる段階の検査^(注)</p> <table border="1" data-bbox="261 1102 1439 1606"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th>検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査</td> <td>発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。</td> <td>原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p>	検査項目	検査方法	判定基準	発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。					

変更前

変更後

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表 6 に示す検査を実施する。

表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査^(注)

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合すること。

(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表 7 に示す検査を実施する。

表 7 工事完了時の検査^(注)

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合すること。

(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更なし

変更前	変更後												
<p>2.3 基本設計方針検査</p> <p>基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表 8 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 8 基本設計方針検査</p> <table border="1" data-bbox="261 562 1439 800"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th>検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本設計方針検査</td> <td>基本設計方針のうち表 1、表 4、表 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。</td> <td>「基本設計方針」のとおりであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.4 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <p>実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」のとおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカー等の記録の信頼性を確保するため、表 9 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 9 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <table border="1" data-bbox="261 1245 1439 1745"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th>検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>品質マネジメントシステムに係る検査</td> <td>工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。</td> <td>設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりに行われていること。</td> </tr> </tbody> </table>	検査項目	検査方法	判定基準	基本設計方針検査	基本設計方針のうち表 1、表 4、表 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。	検査項目	検査方法	判定基準	品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりに行われていること。	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準											
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表 1、表 4、表 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。											
検査項目	検査方法	判定基準											
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりに行われていること。											

変更前	変更後
<p>3. 工事上の留意事項</p> <p>3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、図 1、図 2 及び図 3 に示す。</p> <p>a. 設置又は変更の工事をを行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工事用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 設置又は変更の工事をを行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 設置又は変更の工事をを行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺監視区域外の空气中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。</p>	<p>変更なし</p>

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

変更前

変更後

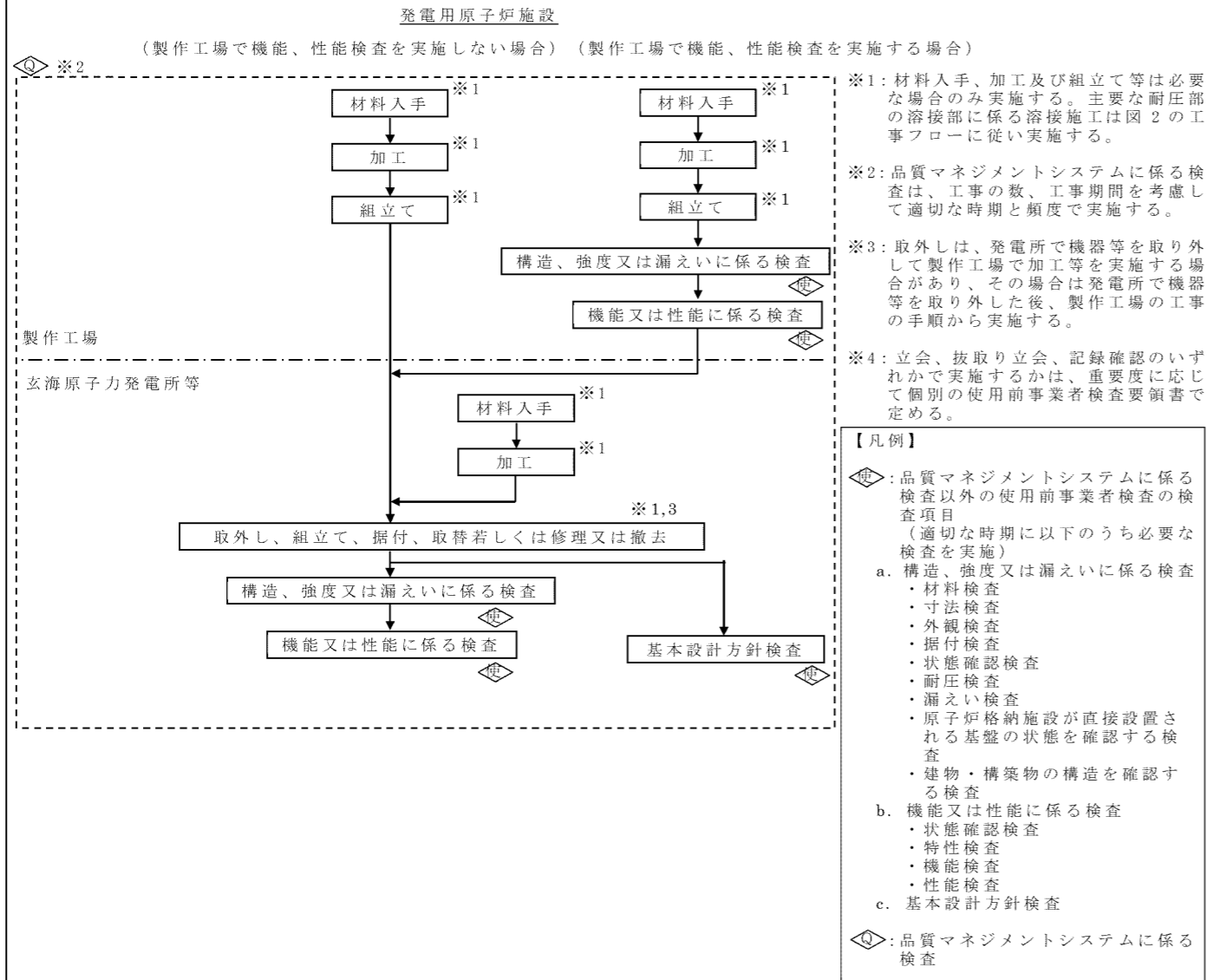
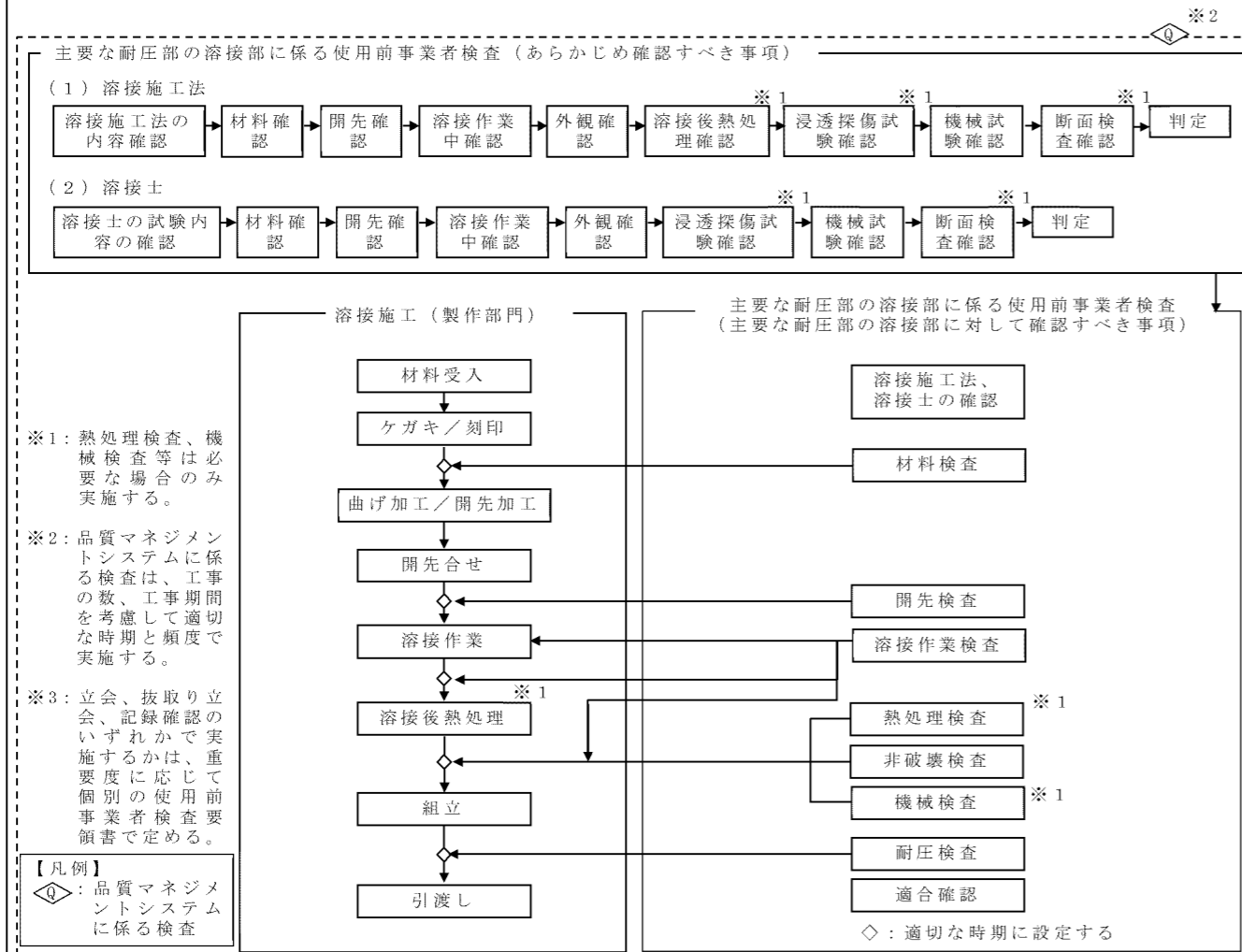


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

変更なし

変更前

変更後



変更なし

図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査のフロー

変更前

変更後

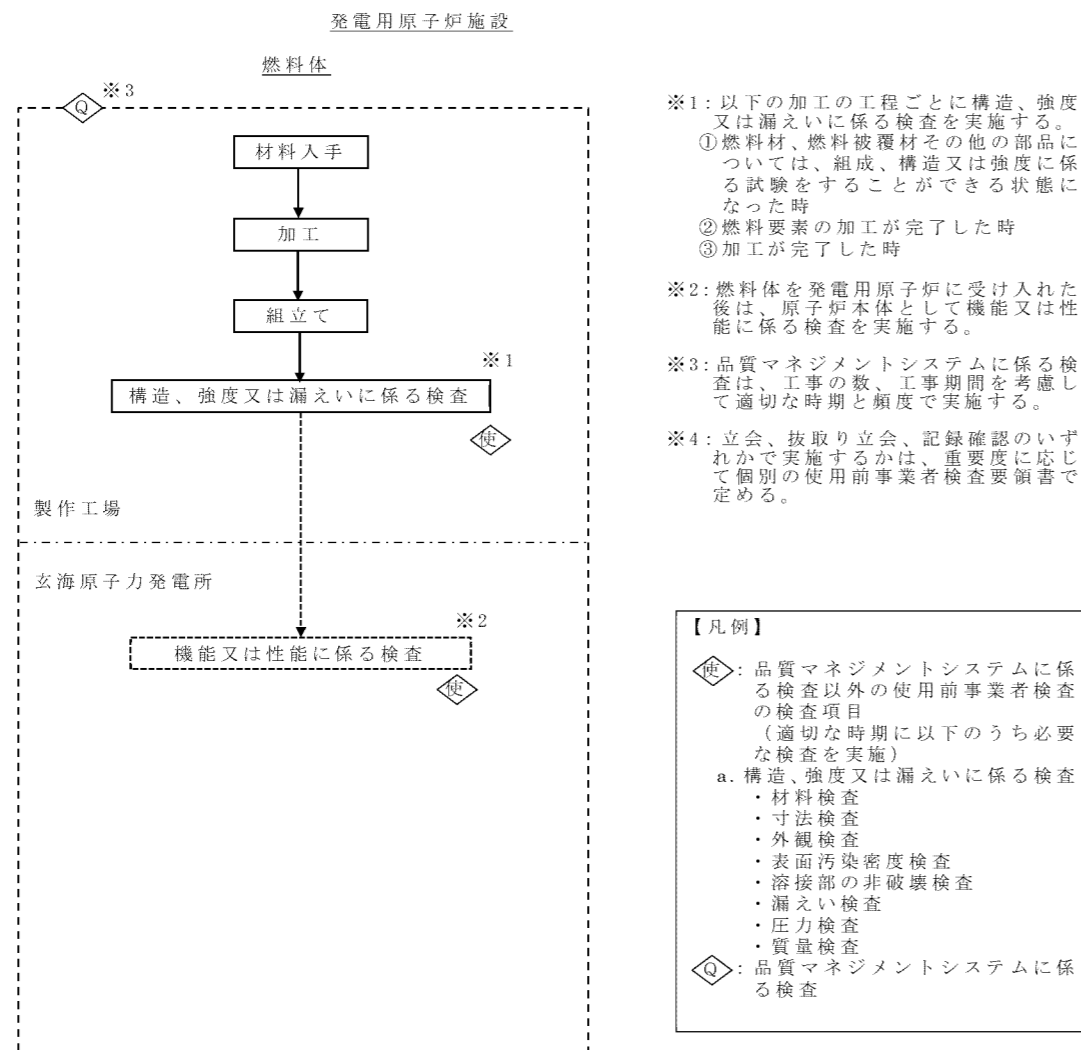


図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）

変更なし

- (※1) 記載の適正化を行う。既工事計画には「MOX燃料」と記載。
- (※2) 記載の適正化を行う。既工事計画には「核分裂プルトニウム富化度」と記載。

3. 工事工程表

第1表 工事工程表

年月 項目	2023年度		2024年度		2025年度	
	上期	下期	上期	下期	上期	下期
原子炉本体		—	■	—	—	■ ◎

—：現地工事期間（現地工事を伴わないことから、製作工場での加工期間を示す。）

■：燃料体に係る検査^{※1, 2}

◎：品質マネジメントシステムに係る検査^{※2}

※1 燃料体については、以下の加工の工程ごとに検査を実施する。

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

※2 検査時期は、設計及び工事の計画の進捗により変更となる可能性がある。

4. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

当社は、原子力の安全を確保するための品質マネジメントシステムを構築し、「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）に品質マネジメントシステム計画を定めている。

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

2. 適用範囲・定義

2.1 適用範囲

設工認品管計画は、玄海原子力発電所第3号機の原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。

2.2 定義

設工認品管計画における用語の定義は、以下を除き品質マネジメントシステム計画に従う。

(1) 実用炉規則

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

(2) 技術基準規則

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

(3) 実用炉規則別表第二対象設備

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

(4) 適合性確認対象設備

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

3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、品質マネジメントシステムに基づき以下のとおり実施する。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織

設計、工事及び検査は、品質マネジメントシステム計画に示す、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。

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

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

品質マネジメントシステムにおいて、設工認に係る設計・開発のグレード分けを以下のとおり定めている。

グレード	工事区分	設計区分
グレード 1	原子力発電所の安全上重要な設備及び構築物等に関する工事	実用炉規則別表第二対象設備に該当する原子炉施設に関する工事の要求事項への適合性を確保するための設計
グレード 2		実用炉規則別表第二対象設備以外の原子炉施設の工事のための設計
グレード 3	上記以外の原子炉施設に関する工事	

設工認におけるグレードは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり適用する。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に係る管理

実用炉規則別表第二対象設備に係る設計は、「実用炉規則別表第二対象設備に該当する原子炉施設に関する工事の要求事項への適合性を確保するための設計」を適用し、グレード 1 として管理する。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に係る管理

主要な耐圧部の溶接部に係る設計は、当該溶接部が含まれる設備に応じたグレードを適用し管理する。

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

設工認における設計、工事及び検査の各段階を第 3.2-1 表に示す。

原子力部門は、設計の各段階におけるレビューを、第 3.2-1 表に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。このレビューについては、原子力部門で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

設工認のうち、実用炉規則別表第二対象設備に対する設計、工事及び検査の管理を第 3.2-1 表に示す。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品管計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、工事が設工認のとおりであること及び技術基準規則に適合していることを確認する。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な設計、工事及び検査の管理は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す事項（第 3.2-1 表における「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を実施し、工事が設工認のとおりであること及び技術基準規則に適合していることを確認する。

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階		
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画
	3.3.1※	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化
	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)※	設計（設計 1、2）の実施
	3.3.3(2)	設計開発の結果に係る情報に対する検証
	3.3.4※	設計における変更
工事及び検査	3.4.1※	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項
	3.5.2	設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がりでの明確化
	3.5.3	使用前事業者検査の計画
	3.5.4	検査計画の管理
	3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理
3.5.6	使用前事業者検査の実施	
調達	3.6	設工認における調達管理の方法

※「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」でいう、レビュー対応項目

3.3 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画

原子力部門は、設工認における設計を実施するための設計開発計画を策定し、この計画に基づき設計を以下のとおり実施する。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

原子力部門は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

原子力部門は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）のうち、対象となる適合性確認対象設備（運用を含む。）の要求事項への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる運用を考慮し選定する。

3.3.3 設工認における設計及び設計開発の結果に係る情報に対する検証

原子力部門は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

(1) 設計（設計 1、2）の実施

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

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

(2) 設計開発の結果に係る情報に対する検証

設計 1 及び設計 2 の結果について、原設計者以外の者に検証を実施させる。

3.3.4 設計における変更

原子力部門は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

原子力部門は、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。

なお、実用炉規則別表第二対象設備外の設備の主要な耐圧部の溶接部については、設計3の実施に先立ち該当設備の抽出を工事段階で実施する。

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

3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）

原子力部門は、工事段階において、設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計3）（主要な耐圧部の溶接部については溶接部に係る設計が設工認対象となる。）を実施する。

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

原子力部門は、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」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。

設工認に基づく設備のうち、新たな工事を伴わない設工認申請（届出）時点で設置されている設備がある場合には、使用前事業者検査により技術基準規則に適合していることを確認する。

3.5 使用前事業者検査

原子力部門は、適合性確認対象設備が設工認のとおりに行われていること、技術基準規則に適合していることを確認（設工認のうち、設工認品管計画については、認可（届出後 30 日経過）された内容から設計、工事及び検査プロセスが変更されている場合には、品質マネジメントシステム計画に従い変更した後の設計、工事及び検査プロセスに従っていることを確認する。）するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、原子力部門に属する工事を主管する組織（以下「工事を主管する組織」という。）からの独立性を確保した検査体制のもと実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

原子力部門は、以下の項目について使用前事業者検査を実施する。

I 実設備の仕様の適合性確認

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

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

II については工事全般に対して実施するものであるが、「3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事を主管する組織が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認を QA 検査に追加する。

また、QA 検査では上記 II に加え、上記 I のうち工事を主管する組織（供給者含む。）が検査記録を採取する場合には記録の信頼性の確認を行い、設工認に基づく工事の信頼性を確保する。

なお、主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査では、供給者が作成する検査項目毎の記録を用いるが、検査を主管する組織（供給者含む。）が「3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」に基づく管理を行うため工事を主管する組織（供給者を含む。）が実施する検査項目毎の記録の信頼性は確保済みであるため、この範囲は QA 検査の対象外とする。

3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり の明確化

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

3.5.3 使用前事業者検査の計画

原子力部門は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び第 3.5-1 表に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目をもとに使用前事業者検査の計画を策定する。

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

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

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

3.5.4 検査計画の管理

原子力部門は、使用前事業者検査を適切な時期で実施するため、関係組織と調整のうえ検査計画を作成し、使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

原子力部門は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを確認し、必要な管理を実施する。

3.5.6 使用前事業者検査の実施

原子力部門は、以下のとおり使用前事業者検査を実施する。

(1) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

適合性確認対象設備が設工認に適合していることを確認するため「3.5.3 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査実施要領書を作成する。

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

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。

(3) 使用前事業者検査の実施

検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目		
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数	設計要求のとおり（名称、取付箇所、個数）に設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査	
	設計要求	系統構成	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。	機能・性能検査	
		機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載のとおりである事を確認する。	材料検査 寸法検査 外観検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする能力（機能・性能）が発揮できることを確認する。	据付検査 耐圧検査 漏えい検査 建物・構築物構造検査 機能・性能検査 特性検査 状態確認検査
		評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	状態確認検査
			評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用
	運用	運用要求	手順確認	手順化されていることを確認する。（保安規定）	状態確認検査

3.6 設工認における調達管理の方法

設工認で行う調達管理は、品質マネジメントシステム計画に基づき以下の管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

原子力部門は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.6.2 供給者の選定

原子力部門は、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、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に定める重要度に供給信頼度を加味した品質重要度分類等に従いグレード分けを行い管理する。

3.6.3 調達製品の調達管理

原子力部門は、調達の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けを適用し、以下の管理を実施する。

(1) 調達仕様書の作成

業務の内容に応じ、品質マネジメントシステム計画に基づく調達要求事項を含めた調達仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。

(「(2) 調達製品の管理」参照)

(2) 調達製品の管理

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

(3) 調達製品の検証

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

3.6.4 受注者品質保証監査

原子力部門は、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、受注者品質保証監査を実施する。

3.6.5 設工認における調達管理の特例

原子力部門は、設工認の対象となる適合性確認対象設備のうち、設工認申請（届出）時点で設置されている設備がある場合は、設置当時に調達を終えており、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

原子力部門は、設工認に係る文書及び記録について、以下の管理を実施する。

(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文書及び記録については、品質マネジメントシステム計画に示す規定文書、規定文書に基づき業務ごとに作成される文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

(2) 供給者が所有する図書を設計、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図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

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

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

原子力部門は、設工認に係る識別及びトレーサビリティの管理を以下のとおり実施する。

(1) 計測器の管理

設計及び工事、検査で使用する計測器については、品質マネジメントシステム計画に従った、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

機器類、弁及び配管類は、品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

3.8 不適合管理

原子力部門は、設工認に係る設計、工事及び検査において発生した不適合については、品質マネジメントシステム計画に基づき管理を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

原子力部門は、設工認に基づく工事を保安規定に基づき管理する。

5. 変更の理由

当社では、玄海原子力発電所第3号機向けの燃料体の加工を計画しており、燃料体に係る設計及び工事の計画については、令和2年4月の「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」及び関連規則等（以下「改正法等」という。）の施行を踏まえ、改正法等の内容反映が必要となったことから、燃料体に係る要目表を定めるとともに、基本設計方針、適用基準及び適用規格の変更を行う。

6. 添付書類

(1) 添付資料

(2) 添付図面

(1) 添付資料目次

- 添付資料 1 熱出力計算書
- 添付資料 2 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
- 添付資料 3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
- 添付資料 4 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
- 添付資料 5 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
- 添付資料 6 耐震性に関する説明書
- 添付資料 7 強度に関する説明書
- 添付資料 8 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書
- 添付資料 9 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

(2) 添付図面目次

<原子炉本体>

- ・ 原子炉本体の構造図（燃料体）
17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料））（1/5）
【第1-1図】

- ・ 原子炉本体の構造図（燃料体）
17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料））（2/5）
【第1-2図】

- ・ 原子炉本体の構造図（燃料体）
17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料））（3/5）
【第1-3図】

- ・ 原子炉本体の構造図（燃料体）
17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料））（4/5）
【第1-4図】

- ・ 原子炉本体の構造図（燃料体）
17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料））（5/5）
【第1-5図】

添付資料目次

添付資料	1	熱出力計算書
添付資料	2	発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
添付資料	2-1	発電用原子炉の設置の許可（本文（五号））との整合性に関する説明書
添付資料	2-2	発電用原子炉の設置の許可（本文（十一号））との整合性に関する説明書
添付資料	3	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
添付資料	4	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
添付資料	5	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
添付資料	6	耐震性に関する説明書
添付資料	7	強度に関する説明書
添付資料	7-別紙	計算機プログラム（解析コード）の概要
添付資料	8	燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書
添付資料	9	設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
添付資料	9-1	設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
添付資料	9-2	本設計及び工事の計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画

熱出力計算書

設計及び工事計画認可申請添付資料 1

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	1 (3) - 1
2. 原子炉熱出力等に関する評価	1 (3) - 1

1. 概 要

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

2. 原子炉熱出力等に関する評価

今回の申請に係る原子炉熱出力等に関する評価は、平成 21 年 7 月 15 日付け平成 21・04・21 原第 6 号にて認可された工事計画の添付資料 1「熱出力計算書」（以下「既設工認における熱出力計算書」という。）にて適合性を確認している。

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 2

玄海原子力発電所第 3 号機

発電用原子炉の設置の許可（本文（五号））との
整合性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 2-1

玄海原子力発電所第3号機

目 次

頁

1. 概 要	2 (3) - 1 - 1
2. 基本方針	2 (3) - 1 - 1
3. 記載の基本事項	2 (3) - 1 - 1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	2 (3) - 1 - 2

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

a． 設計基準対象施設

(j) 炉心等

ハ． 原子炉本体の構造及び設備

(2) 燃料体

(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を、玄海原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の「本文（五号）」との整合性により示すものである。

2. 基本方針

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

また、設置変更許可申請書「添付書類八」のうち「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。

設置変更許可申請書並びに設計及び工事の計画のうち、本設計及び工事の計画に伴う変更がない箇所は、既に認可された設計及び工事の計画にて設置変更許可申請書との整合性を示しているため、本資料では変更箇所について整合性を示す。

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

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書（本文）」、「設置変更許可申請書（添付書類八）」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（五号）」に記載する順とする。
- (3) 設置変更許可申請書と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、実線のアンダーラインで明示する。表記等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が設置変更許可申請書と整合していることを明示する。

4. 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>a. 設計基準対象施設</p> <p>(j) 炉心等</p> <p>①燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び②放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。</p> <p>③燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる荷重に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。</p>	<p>5及び6の一 について</p> <p>燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>6の二 について</p> <p>③燃料体は、輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。</p>	<p>【原子炉本体】 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p> <p>①燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の①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、②燃料使用期間中の燃焼度、②中性子照射量及び水質の組合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、核性質等のうち必要な物理的性質並びに耐食性、化学的安定性等のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。燃料体の物理的性質及び化学的性質について、具体的には「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」における「燃料体に関する要求事項（別記－10）」に基づき設計する。</p> <p>③燃料体は、「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」（昭和51年原子炉安全専門委員会）及び「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」（昭和63年5月12日 原子力安全委員会了承）に基づき、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。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体については、上記に加え、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成7年6月19日 原子力安全委員会了承）に基づく設計とする。</p>	<p>①設計及び工事の計画の「燃料体の材料」は、技術基準規則を踏まえ、燃料体等の材料に対する要求を記載しており、整合している。</p> <p>②設計及び工事の計画の「燃料使用期間中の中性子照射量」は、設置変更許可申請書（本文）の「放射線に起因する」条件を具体的に記載しており、整合している。</p> <p>③設計及び工事の計画では、燃料体が各負荷（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負荷及び輸送中又は取扱中の負荷を含む）に耐える設計とすることを記載しており、整合している。また、技術基準規則を踏まえ「荷重に耐える」としているが、「著しい変形を生じない」と同義であり、整合している。</p>	

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	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>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(i) 燃料材の種類</p> <p>b. ウラン・プルトニウム混合酸化燃料集合体</p> <p>④ウラン・プルトニウム混合酸化燃料焼結ペレット</p> <p>プルトニウム含有率</p> <p>代替燃料 集合体平均 約 4.1wt%濃縮ウラン相当^(*)</p> <p>以下 (約 11wt%以下)</p> <p>ペレット最大 13wt%以下</p> <p>8wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> $\text{プルトニウム含有率} = \frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$ $\text{核分裂性プルトニウム富化度} = \frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$ <p>ただし、全Puには${}^{241}\text{Pu}$から壊変して生じる${}^{241}\text{Am}$を含む。</p> </div> <p>プルトニウム組成比 原子炉級</p> <p>ウラン 235 濃度 約 0.2wt%～約 0.4wt%</p> <p>ペレットの初期密度 理論密度の約 95%</p> <p>(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。</p> <p>原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約 68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235 濃度が約 0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率は約 9wt%となる。</p>	<p>3. 発電用原子炉及び炉心</p> <p>第 3.2.1(2)表 燃料の主要仕様 (3号炉)</p> <p>(1) ペレット</p> <p>材 料</p> <p>b. ウラン・プルトニウム混合酸化燃料</p> <p>④ウラン・プルトニウム混合酸化燃料</p> <p>プルトニウム含有率</p> <p>代替燃料 集合体平均 約 4.1wt%濃縮ウラン相当^(*)</p> <p>以下 (約 11wt%以下)</p> <p>ペレット最大 13wt%以下</p> <p>8wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度)</p> <p>プルトニウム組成比 原子炉級</p> <p>(核分裂性プルトニウム割合 約 55wt%～約 82wt%)</p> <p>ウラン 235 濃度 約 0.2wt%～約 0.4wt%</p> <p>(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。</p> <p>原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約 68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235 濃度が約 0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率は約 9wt%となる。</p> <p>初期密度 理論密度の約 95%</p> <p>ペレット直径 約 8.19mm 又は約 8.05mm</p> <p>ペレット長さ 約 11.5mm</p> <p>(ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)</p> <p>ペレット最高燃焼度 約 62,000MWd/t</p> <p>ペレット中心最高温度</p> <p>定格出力時 約 1,820℃</p> <p>(ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)</p> <p>最大線出力密度 約 2,250℃</p> <p>59.1kW/m 時 (ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <p>原子炉本体</p> <p>④ウラン・プルトニウム混合酸化燃料</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">名</th> <th>規</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">燃料集合体</td> <td>全</td> <td>mm</td> <td>17 行 17 列 A 用燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>直径</td> <td>mm</td> <td>8.19 (97.7%)</td> <td>8.05 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>長さ</td> <td>mm</td> <td>11.5 (97.7%)</td> <td>11.5 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼度</td> <td>mm</td> <td>62,000 (97.7%)</td> <td>62,000 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>中心最高温度</td> <td>mm</td> <td>1,820 (97.7%)</td> <td>1,820 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>mm</td> <td>2,250 (97.7%)</td> <td>2,250 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>初期密度</td> <td>mm</td> <td>95 (97.7%)</td> <td>95 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率</td> <td>mm</td> <td>4.1 (97.7%)</td> <td>4.1 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>ウラン 235 濃度</td> <td>mm</td> <td>0.2 (97.7%)</td> <td>0.2 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム組成比</td> <td>mm</td> <td>55 (97.7%)</td> <td>55 (97.7%)</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">名</th> <th>規</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">燃料</td> <td>全</td> <td>mm</td> <td>8.19 (97.7%)</td> <td>8.05 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>直径</td> <td>mm</td> <td>8.19 (97.7%)</td> <td>8.05 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>長さ</td> <td>mm</td> <td>11.5 (97.7%)</td> <td>11.5 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼度</td> <td>mm</td> <td>62,000 (97.7%)</td> <td>62,000 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>中心最高温度</td> <td>mm</td> <td>1,820 (97.7%)</td> <td>1,820 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>mm</td> <td>2,250 (97.7%)</td> <td>2,250 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>初期密度</td> <td>mm</td> <td>95 (97.7%)</td> <td>95 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム含有率</td> <td>mm</td> <td>4.1 (97.7%)</td> <td>4.1 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>ウラン 235 濃度</td> <td>mm</td> <td>0.2 (97.7%)</td> <td>0.2 (97.7%)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム組成比</td> <td>mm</td> <td>55 (97.7%)</td> <td>55 (97.7%)</td> </tr> </tbody> </table>	名		規	変 更 前	変 更 後	燃料集合体	全	mm	17 行 17 列 A 用燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)	変更なし	直径	mm	8.19 (97.7%)	8.05 (97.7%)	長さ	mm	11.5 (97.7%)	11.5 (97.7%)	燃料燃焼度	mm	62,000 (97.7%)	62,000 (97.7%)	中心最高温度	mm	1,820 (97.7%)	1,820 (97.7%)	最大線出力密度	mm	2,250 (97.7%)	2,250 (97.7%)	初期密度	mm	95 (97.7%)	95 (97.7%)	プルトニウム含有率	mm	4.1 (97.7%)	4.1 (97.7%)	ウラン 235 濃度	mm	0.2 (97.7%)	0.2 (97.7%)	プルトニウム組成比	mm	55 (97.7%)	55 (97.7%)	名		規	変 更 前	変 更 後	燃料	全	mm	8.19 (97.7%)	8.05 (97.7%)	直径	mm	8.19 (97.7%)	8.05 (97.7%)	長さ	mm	11.5 (97.7%)	11.5 (97.7%)	燃料燃焼度	mm	62,000 (97.7%)	62,000 (97.7%)	中心最高温度	mm	1,820 (97.7%)	1,820 (97.7%)	最大線出力密度	mm	2,250 (97.7%)	2,250 (97.7%)	初期密度	mm	95 (97.7%)	95 (97.7%)	プルトニウム含有率	mm	4.1 (97.7%)	4.1 (97.7%)	ウラン 235 濃度	mm	0.2 (97.7%)	0.2 (97.7%)	プルトニウム組成比	mm	55 (97.7%)	55 (97.7%)	<p>④設置変更許可申請書(本文)の「ウラン・プルトニウム混合酸化燃料焼結ペレット」と設計及び工事の計画の「17 行 17 列 A 用燃料集合体」は同義であり、整合している。</p>	
名		規	変 更 前	変 更 後																																																																																												
燃料集合体	全	mm	17 行 17 列 A 用燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化燃料)	変更なし																																																																																												
	直径	mm	8.19 (97.7%)	8.05 (97.7%)																																																																																												
	長さ	mm	11.5 (97.7%)	11.5 (97.7%)																																																																																												
	燃料燃焼度	mm	62,000 (97.7%)	62,000 (97.7%)																																																																																												
	中心最高温度	mm	1,820 (97.7%)	1,820 (97.7%)																																																																																												
	最大線出力密度	mm	2,250 (97.7%)	2,250 (97.7%)																																																																																												
	初期密度	mm	95 (97.7%)	95 (97.7%)																																																																																												
	プルトニウム含有率	mm	4.1 (97.7%)	4.1 (97.7%)																																																																																												
	ウラン 235 濃度	mm	0.2 (97.7%)	0.2 (97.7%)																																																																																												
	プルトニウム組成比	mm	55 (97.7%)	55 (97.7%)																																																																																												
名		規	変 更 前	変 更 後																																																																																												
燃料	全	mm	8.19 (97.7%)	8.05 (97.7%)																																																																																												
	直径	mm	8.19 (97.7%)	8.05 (97.7%)																																																																																												
	長さ	mm	11.5 (97.7%)	11.5 (97.7%)																																																																																												
	燃料燃焼度	mm	62,000 (97.7%)	62,000 (97.7%)																																																																																												
	中心最高温度	mm	1,820 (97.7%)	1,820 (97.7%)																																																																																												
	最大線出力密度	mm	2,250 (97.7%)	2,250 (97.7%)																																																																																												
	初期密度	mm	95 (97.7%)	95 (97.7%)																																																																																												
	プルトニウム含有率	mm	4.1 (97.7%)	4.1 (97.7%)																																																																																												
	ウラン 235 濃度	mm	0.2 (97.7%)	0.2 (97.7%)																																																																																												
	プルトニウム組成比	mm	55 (97.7%)	55 (97.7%)																																																																																												

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>(ii) 燃料被覆材の種類</p> <p>・⑤⑥ジルカロイ-4</p>	<p>(2) 被覆管</p> <p>材 料 ⑤⑥ジルカロイ-4</p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <table border="1" data-bbox="1662 252 2404 682"> <thead> <tr> <th></th> <th>電 気 面</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料被覆材</td> <td>-</td> <td>⑤ ZrTN 804D^(*)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆材規格</td> <td>-</td> <td>ASTM B354 Gr. B60804^(*) (ZrTN 804D^(*))</td> </tr> <tr> <td>スチキ</td> <td>格</td> <td>ASTM B670 UNS N07718^(*)</td> </tr> <tr> <td>上部ノズル(上部ノズル)及び 下部ノズル(下部ノズル)</td> <td>-</td> <td>ASTM A^(*)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素用シンプル</td> <td>-</td> <td>ASTM B353 Gr. B60804^(*)</td> </tr> <tr> <td>上部ノズル用スチキ</td> <td>-</td> <td>ASTM B670 UNS N07718^(*)</td> </tr> <tr> <td>スプリングスタクリュー</td> <td>-</td> <td>ASTM A^(*)</td> </tr> <tr> <td>スリ</td> <td>ー</td> <td>ン</td> </tr> <tr> <td>シンプルスタクリュー</td> <td>-</td> <td>ASTM A^(*)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素用シンプル</td> <td>-</td> <td>ASTM B353 Gr. B60804^(*)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素(ペレット管)</td> <td>-</td> <td>ASTM A^(*)</td> </tr> <tr> <td>燃料要素用シンプル規格</td> <td>-</td> <td>ASTM B353 Gr. B60804^(*)</td> </tr> <tr> <td>センサー</td> <td>ー</td> <td>ト</td> </tr> <tr> <td>センサー</td> <td>ー</td> <td>ト</td> </tr> </tbody> </table> <p>【原子炉本体】</p> <p>(基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑥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>		電 気 面	変 更 後	燃料被覆材	-	⑤ ZrTN 804D ^(*)	燃料被覆材規格	-	ASTM B354 Gr. B60804 ^(*) (ZrTN 804D ^(*))	スチキ	格	ASTM B670 UNS N07718 ^(*)	上部ノズル(上部ノズル)及び 下部ノズル(下部ノズル)	-	ASTM A ^(*)	燃料要素用シンプル	-	ASTM B353 Gr. B60804 ^(*)	上部ノズル用スチキ	-	ASTM B670 UNS N07718 ^(*)	スプリングスタクリュー	-	ASTM A ^(*)	スリ	ー	ン	シンプルスタクリュー	-	ASTM A ^(*)	燃料要素用シンプル	-	ASTM B353 Gr. B60804 ^(*)	燃料要素(ペレット管)	-	ASTM A ^(*)	燃料要素用シンプル規格	-	ASTM B353 Gr. B60804 ^(*)	センサー	ー	ト	センサー	ー	ト	<p>⑤設置変更許可申請書(本文)の「ジルカロイ-4」は、設計及び工事の計画の「ZrTN 804D」と同義であり、整合している。</p> <p>⑥設計及び工事の計画では、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>	
	電 気 面	変 更 後																																															
燃料被覆材	-	⑤ ZrTN 804D ^(*)																																															
燃料被覆材規格	-	ASTM B354 Gr. B60804 ^(*) (ZrTN 804D ^(*))																																															
スチキ	格	ASTM B670 UNS N07718 ^(*)																																															
上部ノズル(上部ノズル)及び 下部ノズル(下部ノズル)	-	ASTM A ^(*)																																															
燃料要素用シンプル	-	ASTM B353 Gr. B60804 ^(*)																																															
上部ノズル用スチキ	-	ASTM B670 UNS N07718 ^(*)																																															
スプリングスタクリュー	-	ASTM A ^(*)																																															
スリ	ー	ン																																															
シンプルスタクリュー	-	ASTM A ^(*)																																															
燃料要素用シンプル	-	ASTM B353 Gr. B60804 ^(*)																																															
燃料要素(ペレット管)	-	ASTM A ^(*)																																															
燃料要素用シンプル規格	-	ASTM B353 Gr. B60804 ^(*)																																															
センサー	ー	ト																																															
センサー	ー	ト																																															

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																									
<p>(iii) 燃料要素の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>⑦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⑦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>⑧燃料棒外径 約 9.5mm</p> <p>⑨被覆管厚さ 約 0.6mm</p> <p>⑩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>3.2.1.3 主要設備</p> <p>(1) 燃料棒</p> <p>⑦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⑦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⑦ジルカロイ-4 被覆管に挿入し、輸送時及び取扱時のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイ-4 端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。</p> <p>第 3.2.1(2)表 燃料の主要仕様（3号炉）</p> <p>(2) 被覆管</p> <p>⑧外 径 約 9.50mm</p> <p>⑨厚 さ 約 0.57mm 又は約 0.64mm</p> <p>被覆管一ペレット間隙(直径) 約 0.17mm</p> <p>表面最高温度</p> <p>定格出力時 約 349℃</p> <p>最大線出力密度 59.1kW/m 時 約 350℃</p> <p>第 3.1.1(2)表 発電用原子炉及び炉心の主要仕様（3号炉）</p> <p>炉心熱出力 約 3,411MW</p> <p>1次冷却材全流量 約 60.1×10⁶kg/h</p> <p>原子炉容器入口1次冷却材温度 約 289℃</p> <p>原子炉容器出口1次冷却材温度 約 325℃</p> <p>原子炉圧力 約 15.4MPa[gage] (約 15kg/cm²G)</p> <p>⑩炉心有効高さ 約 3.66m</p> <p>炉心等価直径 約 3.37m</p> <p>炉心全ウラン量 約 89t</p> <p>炉心全ウラン・プルトニウム量 約 89t</p> <p>冷却回路数 4</p>	<p>【原子炉本体】 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑦燃料体（燃料材、燃料要素及びその他の部品を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p> <p>【原子炉本体】 (要目表)</p> <p>原子炉本体 当炉心等発電用原子炉施設に係るものについては、次の事項を、細目表の表名、欄名、主要寸法及び材料（必要に応じて取組むもの）に記載すること。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名</th> <th>種</th> <th>単</th> <th>実 更 改</th> <th>実 更 改</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>47 種 17 種 入 出 力 材 質 量 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>種</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>17 種 17 種 出 力 材 質 量 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">部 品</td> <td rowspan="5">燃料要素</td> <td>全</td> <td>mm</td> <td></td> <td>⑩</td> </tr> <tr> <td>部 寸 法</td> <td>mm</td> <td></td> <td>⑩</td> </tr> <tr> <td>燃 料 燃 料 燃 料</td> <td>mm</td> <td>12.6 (2011.07.01)</td> <td>10年</td> </tr> <tr> <td>下部支持板上面と燃料要素下部の間隔</td> <td>mm</td> <td></td> <td>⑩</td> </tr> <tr> <td>上部支持板下面と燃料要素上部の間隔</td> <td>mm</td> <td></td> <td>⑩</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">材 質</td> <td rowspan="6">燃料要素</td> <td>全</td> <td>mm</td> <td></td> <td>10年</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>mm</td> <td>⑩ (2011.07.01)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ペ ン ツ ト 寸 法</td> <td>mm</td> <td>8.100 (2011.07.01)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ペ ン ツ ト 寸 法</td> <td>mm</td> <td>11.6 (2011.07.01)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>mm</td> <td>⑩ (2011.07.01)</td> <td>10年</td> </tr> <tr> <td>燃 料 燃 料 燃 料</td> <td>mm</td> <td>⑩ (2011.07.01)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">法 規</td> <td rowspan="2">燃料要素</td> <td>⑩</td> <td>mm</td> <td>⑩ (2011.07.01)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>コイルばね(ペレット押下げ用) 外径</td> <td>mm</td> <td></td> <td>⑩ (2011.07.01)</td> </tr> </tbody> </table>	名	種	単	実 更 改	実 更 改				47 種 17 種 入 出 力 材 質 量 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)	変更なし	種				17 種 17 種 出 力 材 質 量 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)	部 品	燃料要素	全	mm		⑩	部 寸 法	mm		⑩	燃 料 燃 料 燃 料	mm	12.6 (2011.07.01)	10年	下部支持板上面と燃料要素下部の間隔	mm		⑩	上部支持板下面と燃料要素上部の間隔	mm		⑩	材 質	燃料要素	全	mm		10年	⑩	mm	⑩ (2011.07.01)		ペ ン ツ ト 寸 法	mm	8.100 (2011.07.01)		ペ ン ツ ト 寸 法	mm	11.6 (2011.07.01)		⑩	mm	⑩ (2011.07.01)	10年	燃 料 燃 料 燃 料	mm	⑩ (2011.07.01)		法 規	燃料要素	⑩	mm	⑩ (2011.07.01)		コイルばね(ペレット押下げ用) 外径	mm		⑩ (2011.07.01)	<p>⑦設計及び工事の計画では、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする基本設計方針とされていることから、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p> <p>⑧設計及び工事の計画では、詳細設計に基づき数値を記載しており、設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	
名	種	単	実 更 改	実 更 改																																																																									
			47 種 17 種 入 出 力 材 質 量 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)	変更なし																																																																									
種				17 種 17 種 出 力 材 質 量 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)																																																																									
部 品	燃料要素	全	mm		⑩																																																																								
		部 寸 法	mm		⑩																																																																								
		燃 料 燃 料 燃 料	mm	12.6 (2011.07.01)	10年																																																																								
		下部支持板上面と燃料要素下部の間隔	mm		⑩																																																																								
		上部支持板下面と燃料要素上部の間隔	mm		⑩																																																																								
材 質	燃料要素	全	mm		10年																																																																								
		⑩	mm	⑩ (2011.07.01)																																																																									
		ペ ン ツ ト 寸 法	mm	8.100 (2011.07.01)																																																																									
		ペ ン ツ ト 寸 法	mm	11.6 (2011.07.01)																																																																									
		⑩	mm	⑩ (2011.07.01)	10年																																																																								
		燃 料 燃 料 燃 料	mm	⑩ (2011.07.01)																																																																									
法 規	燃料要素	⑩	mm	⑩ (2011.07.01)																																																																									
		コイルばね(ペレット押下げ用) 外径	mm		⑩ (2011.07.01)																																																																								

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 構造</p> <p>⑨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>⑩燃料集合体は、原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。また、燃料集合体は輸送及び取扱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>⑨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⑨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⑨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、下部ノズル等で構成する。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、制御棒クラスター、バーナブルポイズン、中性子源又はブラギングデバイスの挿入に使用する。</p> <p>3.2.1.2 設計方針</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>⑩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。また、燃料集合体は他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。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 Section III の規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。</p> <p>b. 輸送及び取扱時に、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できる設計とする。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できる設計とする。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、輸送及び取扱時の荷重を 4G と制限し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できることを確認する。</p>	<p>【原子炉本体】 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>⑨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>⑩燃料体は、「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について」(昭和 51 年原子炉安全専門委員会)及び「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」(昭和 63 年 5 月 12 日 原子力安全委員会了承)に基づき、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。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体については、上記に加え、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(平成 7 年 6 月 19 日 原子力安全委員会了承)に基づく設計とする。</p>	<p>⑨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>⑩設計及び工事の計画では、燃料体が各負荷(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負荷及び輸送中又は取扱中の負荷を含む。)に耐える設計とすることを記載しており、整合している。また、技術基準規則を踏まえ「荷重に耐える」としているが、「過度の変形を生じない設計とする。」と同義であり、整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可（本文（十一号））との
整合性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 2-2

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	2 (3) - 2 - 1
2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	2 (3) - 2 - 1

1. 概 要

本資料は、今回の申請に係る設計及び工事の計画の内容が、発電用原子炉の設置の許可のうち、玄海原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）（以下「設置変更許可申請書」という。）の「本文（十一号）」に抵触するものでないことを説明するものである。

2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

今回の設計及び工事の計画のうち、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」の設置変更許可申請書に係る内容は、令和 3 年 6 月 30 日付け原規規発第 2106302 号にて認可された設計及び工事の計画（以下「既設計及び工事の計画」という。）と同様である。

設置許可申請書との整合性は、既設計及び工事の計画の添付資料 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」で確認しており、当該設計及び工事の計画の認可以降に今回の設計及び工事の計画に係る内容の設置変更許可申請書の変更はない。

以上のことから、今回の申請に係る設計及び工事の計画の内容は設置変更許可申請書の「本文（十一号）」に抵触するものではない。

発電用原子炉施設の自然現象等による
損傷の防止に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 3

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

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

1. 概 要

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

2. 自然現象等による損傷の防止に関する評価

今回の申請に係る自然現象等による損傷の防止に関する設計は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 2「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」（以下「既設工認における発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

したがって、今回の燃料体に係る自然現象等による損傷の防止に関する評価は、既設工認における発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書による。

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

設計及び工事計画認可申請添付資料 4

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	4 (3) - 1
2. 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件 の下における健全性について	4 (3) - 1

1. 概 要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体が使用される条件の下における健全性について「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 14 条（安全設備）及び第 15 条（設計基準対象施設の機能）に適合することを説明するものである。

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

今回の申請に係る燃料体が使用される条件の下における健全性については、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 6 「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」及び令和 2 年 8 月 17 日付け原規規発第 2008064 号にて認可された工事計画（以下併せて「既設工認における安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

したがって、今回の燃料体が使用される条件の下における健全性については、既設工認における安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書による。

発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 5

玄海原子力発電所第3号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 1
2. 火災防護に関する評価	5 (3) - 1

1. 概 要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体の火災防護に関する設計について「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 11 条（火災による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

2. 火災防護に関する評価

今回の申請に係る火災防護に関する設計は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」（以下「既設工認における発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

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

耐震性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 6

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (3) - 1
2. 耐震性に関する評価	6 (3) - 1

1. 概 要

本資料は、発電用原子炉施設のうち燃料体の耐震設計について「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第5条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

2. 耐震性に関する評価

今回の申請に係る耐震設計は、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の添付資料3「耐震性に関する説明書」のうち添付資料3-17-1-2「燃料集合体の耐震計算書」及び令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」（以下併せて「既設工認における耐震性に関する説明書」という。）にて適合性を確認している。

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

強度に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 7

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	7 (3) - 1
1.1 燃料集合体の構造	7 (3) - 1
1.1.1 燃料棒	7 (3) - 1
1.1.2 上部ノズル組立体及び下部ノズル	7 (3) - 2
1.1.3 制御棒案内シンプル	7 (3) - 2
1.1.4 炉内計装用案内シンプル	7 (3) - 3
1.1.5 支持格子	7 (3) - 3
2. 設計条件	7 (3) - 4
2.1 燃焼度	7 (3) - 4
2.2 線出力密度	7 (3) - 4
2.3 原子炉運転条件	7 (3) - 4
3. 燃料棒の強度計算	7 (3) - 5
3.1 燃料棒の設計基準	7 (3) - 5
3.2 燃料棒の強度評価方法	7 (3) - 7
3.2.1 強度評価に用いる解析コード	7 (3) - 7
3.2.2 解析コードに用いるモデル及び計算方法	7 (3) - 11
3.3 強度評価結果	7 (3) - 42
3.3.1 計算条件	7 (3) - 42
3.3.2 計算結果	7 (3) - 46
3.3.3 燃料棒の温度評価結果	7 (3) - 51
3.3.4 燃料棒の内圧評価結果	7 (3) - 53
3.3.5 被覆管の応力評価結果	7 (3) - 55
3.3.6 被覆管のひずみ評価結果	7 (3) - 60
3.3.7 被覆管の疲労評価結果	7 (3) - 62
3.4 その他の考慮事項	7 (3) - 69
3.4.1 燃料棒曲がり評価	7 (3) - 69
3.4.2 トータルギャップ評価	7 (3) - 78
3.4.3 被覆管腐食及び水素吸収量評価	7 (3) - 79
3.4.4 PCI 評価	7 (3) - 79

3.4.5	クリープコラプス評価	7 (3) - 80
3.4.6	フレットング摩耗評価	7 (3) - 80
3.4.7	上部ノズル炉内計装用水抜き穴について	7 (3) - 81
3.4.8	ペレット押えばねの評価	7 (3) - 81
3.4.9	シンプルスクリュウ回り止め（かしめ方式）の評価	7 (3) - 82
3.4.10	燃料集合体直角度について	7 (3) - 83
3.4.11	混在炉心における共存性	7 (3) - 83
4.	燃料集合体の強度計算	7 (3) - 92
4.1	燃料集合体の設計基準	7 (3) - 92
4.2	燃料集合体強度評価方法	7 (3) - 95
4.2.1	燃料輸送及び取扱い時における評価方法	7 (3) - 95
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	7 (3) - 98
4.3	強度評価結果	7 (3) - 101
4.3.1	燃料輸送及び取扱い時における評価結果	7 (3) - 101
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	7 (3) - 105
5.	参考文献	7 (3) - 109

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第23条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（以下「燃料集合体」という。）が原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがないように設計されていることを説明するものである。

なお、炉心は193体の燃料集合体で構成され、原子炉熱出力3,411MWを安全に出せるように設計されている。燃料集合体は所定の燃焼率（以下「燃焼度」という。）を達成できるように設計されている。

1.1 燃料集合体の構造

燃料集合体は、燃料要素（以下「燃料棒」という。）、上部ノズル押えばねが組み込まれている上部ノズル（以下「上部ノズル組立体」という。）、下部ノズル、制御棒案内シンブル、炉内計装用案内シンブ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。

1.1.1 燃料棒

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

燃料棒は、燃料被覆材（以下「被覆管」という。）に、ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット（以下「MOXペレット」という。）、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」という。）が入れられ、上端及び下端に燃料被覆材端栓が溶接された構造となっている。さらに、燃料棒はペレットと被覆管の相互作用を軽減するために上部端栓に設けられた加圧孔を通してヘリウムが加圧充てんされ、封入溶接された密封構造となっている。なお、燃料棒を溶接補修（リペア）する場合、上端の燃料被覆材端栓に通常端栓あるいはリペア用長尺端栓を使用する。

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

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

の変形を抑える働きをする。

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

ペレット押えばねは、燃料集合体の輸送及び取扱い時に、ペレットが移動することを防止している。

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

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

1.1.2 上部ノズル組立体及び下部ノズル

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

また上部ノズル組立体は、通常運転時の燃料集合体の浮き上がりを防止するため、上部炉心板と燃料集合体の間隔の変化に応じ適正なばね力を発生する板状の上部ノズル押えばねが上部ノズルに組み込まれてスプリングスクリュウによって取り付けられている。

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

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

1.1.3 制御棒案内シムブル

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

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

和するようになっている。

1.1.4 炉内計装用案内シンプル

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

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

1.1.5 支持格子

支持格子は、支持格子ばねとディンプルによって、燃料棒を保持する。また、燃料棒相互の間隔並びに燃料棒と制御棒案内シ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いう。

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

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

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

2. 設計条件

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

2.1 燃焼度

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

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

2.2 線出力密度

炉心平均線出力密度は 17.9kW/m である。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（以下「MOX 燃料棒」という。）の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は次のとおりである。

通常運転時の			
最大線出力密度	:	43.1	kW/m
運転時の異常な			
過渡変化時における	:	59.1	kW/m
最大線出力密度			

2.3 原子炉運転条件

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

・原子炉熱出力	:	3,411	MW
・運転圧力	:	15.5	MPa[abs]
・炉心入口温度			
通常運転時	:	289.2	°C
高温停止時	:	291.7	°C
・1次冷却材全流量	:	60.1×10 ⁶	kg/h

3. 燃料棒の強度計算

3.1 燃料棒の設計基準

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

設計基準を設定するに当たっての基本的な考慮事項と設計基準を同表に示す。

なお、これらの基準は、原子力規制委員会規則「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 5 号）」、技術基準規則、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和 63 年 5 月 12 日）」、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について（平成 7 年 6 月 19 日）」及び原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について（昭和 51 年 2 月 16 日）」に記載されている考え方に基づいている。

このほか、その他の考慮事項として、燃料棒曲がり評価、トータルギャップ評価、被覆管外面腐食及び水素吸収量評価、ペレット-被覆管相互作用（以下「PCI」という。）の評価、クリープコラプス評価及びフレットィング摩耗評価を実施する。

第 3-1 表 燃料棒設計における基本的考慮事項と設計基準

項目	基本的考慮事項	設計基準
(1) 燃料温度	1) ペレット溶融に伴う過大な膨張を防ぐ。 2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。 3) FP ガス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ウラン・プルトニウム混合酸化物（以下「MOX」という。）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。	被覆管の耐力 ^(注2) 以下であること。
(4) 被覆管ひずみ		円周方向引張ひずみの変化量は各過渡変化に対し 1%以下であること。
(5) 周期的な被覆管ひずみ（累積損傷係数）	日間負荷変動を含む種々の設計過渡条件に対して被覆管の健全性を確保する。	ASME Sec. III の概念による設計疲労寿命以下であること。

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

(注 2) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

3.2 燃料棒の強度評価方法

強度評価は、3.1 項で述べた設計基準に従って行うが、以下にこれら評価方法及び解析コードの概要を述べる。

また第 3-1 図に燃料棒強度評価フロー図を示す。

3.2.1 強度評価に用いる解析コード

燃料棒の強度評価には、燃料棒解析コード（FINE^(注1)コード⁽¹⁾）を用いる。評価に用いる解析コード「FINE Ver.1.1」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

FINE コードは燃料寿命中の温度、応力及びひずみ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 ガス及びヘリウム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 コードのフロー図を第 3-2 図に示す。

この解析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ひずみを計算する。
- 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、第 3-2 表に示すデータで、その実証性を確認している。

(注 1) FINE : Fuel Rod Integrity Evaluation Code

第3-2表 燃料棒解析コードの実証データ (FINE コード)

照射炉	燃料形式 (プログラム名)	燃料 製造者	粉末 混合方法*1	プルトニウム 含有率 (wt%)	燃料棒本数 (本)	燃焼度*2 (GWd/t)	燃料棒 平均線出力 密度*7 (kW/m)	実証項目		備考	
								燃料 中心温度	FPガス 放出率・ 燃料棒 内圧		
未照射材	—	BNFL	SBR法	10	—	—		—	—	高浜 MOX 設置変更許 可申請時点 での データ	
	—	BN	MIMAS法	10	—	—		—	—		
試験炉	ハルデン炉	17×17 細径	BNFL	SBR法	8.9	3		56(R)*5	○		○
		17×17	JNC	MH法	8	8		31(R)	○		○
	サクソン炉	17×17	WH	旧製法	6.6	22		22(R)	—		○
	BR2炉	17×17 (UK1,2)	BNFL	SBR法	4*3	2		28(P)	—		○
国内 商業炉	美浜1号炉	14×14	WH	旧製法	4.2	6		25(R)	—		○
		14×14	JNC	旧製法	4.2	2		24(R)	—		○
海外 商業炉	BR3炉	17×17	BN	旧製法	11	4		62(P)	—		○
		17×17	BN	MIMAS法	10	6		43(P)	—		○
		17×17	BN	MIMAS法	10	2		57(P)	—		○
試験炉	ハルデン炉	17×17	BNFL	SBR法	8.4	4		61(P)	○		○
		17×17	COMMOX	MIMAS法	8.4	4	60(P)	○	○		
海外 商業炉	ヘズカ炉	14×14 (M109)	BN	MIMAS法	6	10	44(R)	—	○		
		14×14 (M308)	BN	MIMAS法	5.6	4	59(R)*6	—	○		
		14×14 (M501)*4	BNFL	SBR法	5.5	7	36(R)	—	○		

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

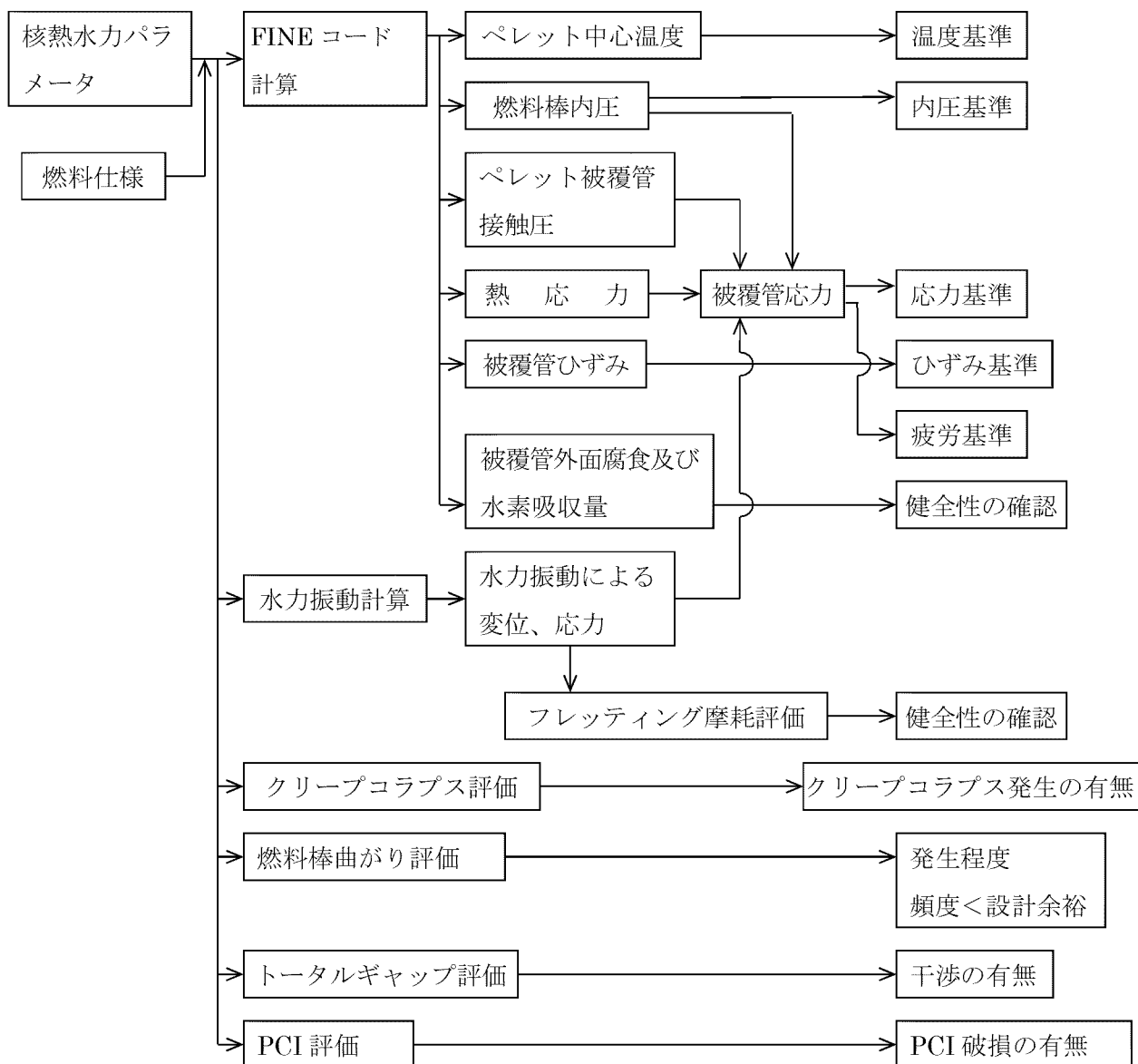
(*2) (P) : ピークペレット (R) : 燃料棒平均 (*3) 核分裂性プルトニウム富化度

(*4) R.J. White et al., "Measurement and analysis of fission gas release from BNFL's SBR MOX fuel" J. Nucl. Mater., 288 (2001)

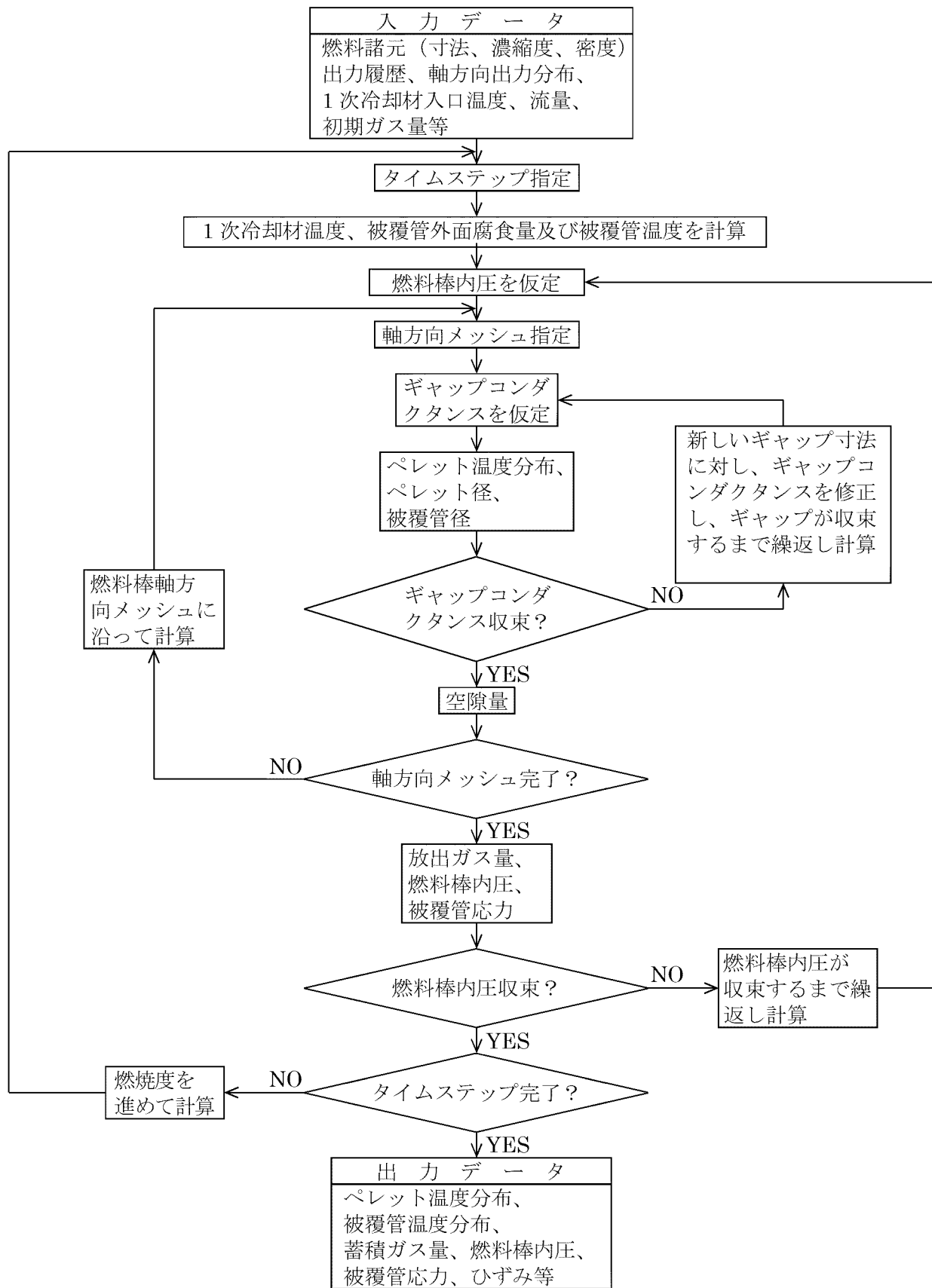
(*5) 燃焼度約 82GWd/t (P) まで照射されたが、約 56GWd/t (R) 以降は炉内計装トラブルあり。

(*6) セグメント燃料棒平均燃焼度。燃料集合体平均燃焼度 45GWd/t 相当以上。 (*7) 出力変動が大きいためハルデン炉データは含まず。

燃料棒評価



第 3-1 図 燃料棒強度評価フロー図



第3-2図 FINE コードのフロー図

3.2.2 解析コードに用いるモデル及び計算方法

(1) ペレットの寸法変化モデル

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

a. 熱膨張モデル

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

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

ここで、

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

第3-3図に示すように、Tokarらの測定による二酸化プルトニウムペレットの熱膨張率データはBurdickら⁽²⁾、Conwayら⁽³⁾による二酸化ウランペレットの熱膨張率と大差ない結果となっている。

したがって、設計評価では二酸化ウランと同じ熱膨張率を用いる。

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 MOX ペレットの体積が変化する現象である。

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

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

(a) 焼きしまりと固体スエリング

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

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

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

B : 燃焼度、 $\text{fission}/\text{cm}^3$

ρ_0 : ペレット初期密度、%T.D.

T_s : ペレット焼結温度、 $^{\circ}\text{C}$

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。

添付資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 3.2.1 項に示したとおり、**MOX** ペレットの焼きしまり／スエリング特性は二酸化ウラン燃料と同等であることから、式(3-2)の関数 **f** と **S**, ρ_0 , **T_s** は、二酸化ウランペレットと同じとする。

(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

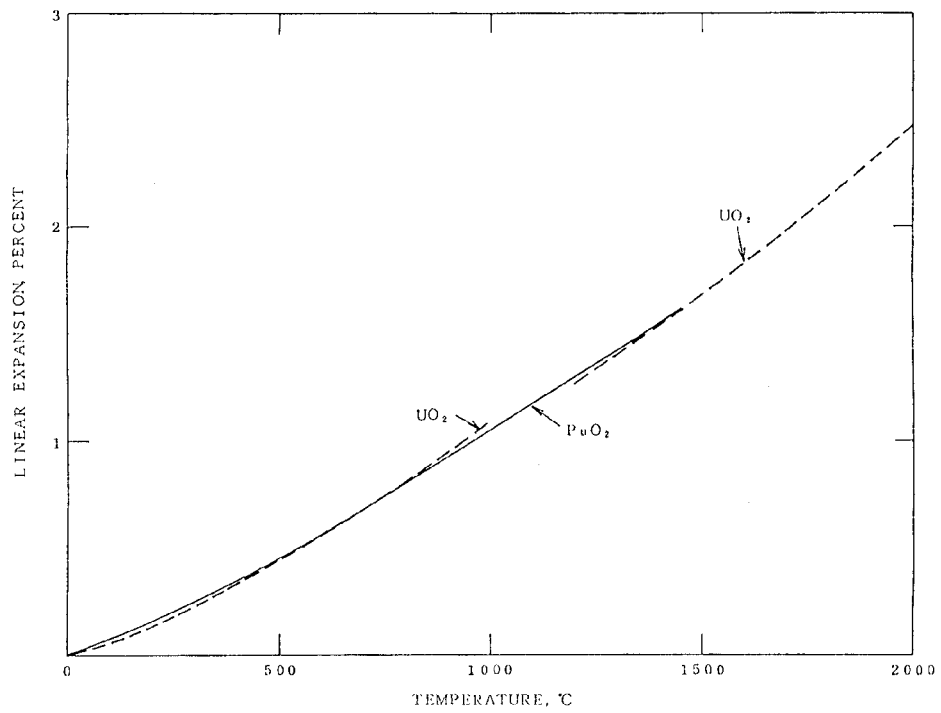
T_c : ガスバブルスエリングが飽和する温度

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。但し、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。

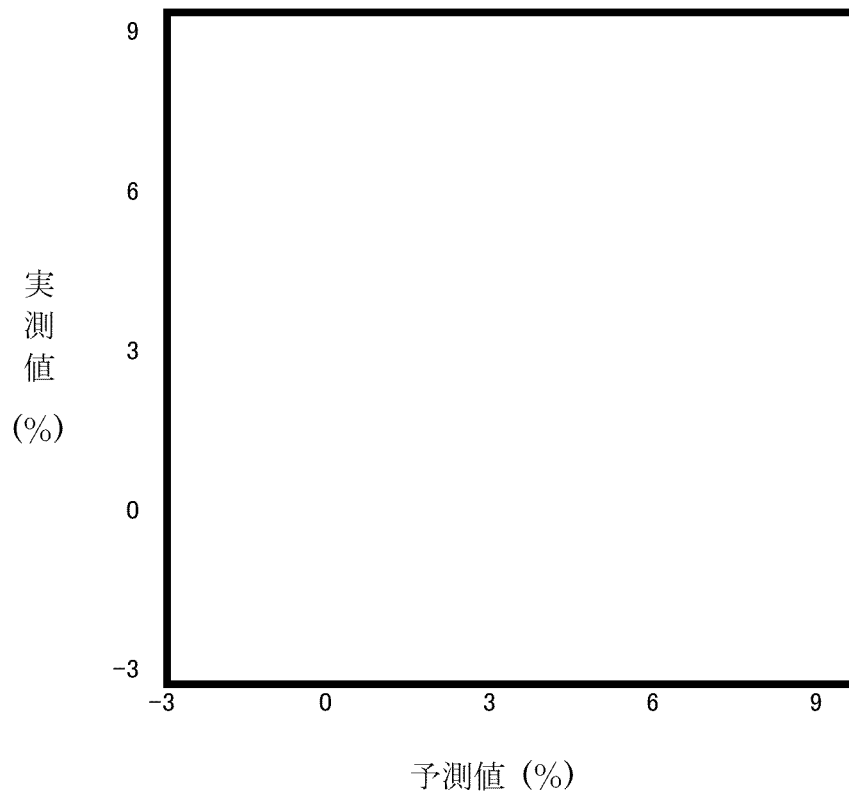
ペレットの焼きしまり、固体及びガスバブルスエリングによる体積変化予測に対する **FINE** コードの実証性は、照射済ペレットの密度測定データとの比較により確認している。ペレット体積変化の実測値と

予測値の比較を第 3-4 図に示す。

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。



第3-3図 Tokarらの熱膨張率に関する二酸化プルトニウムと二酸化ウランの比較⁽⁴⁾



第 3-4 図 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。

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

ここで、

r : 被覆管高温状態半径、mm

r_o : 被覆管室温状態半径、mm

T_{avg} : 被覆管内面温度と外面温度の平均値、℃

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

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。

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

ここで、

r_i : 被覆管内半径、mm

r_o : 被覆管外半径、mm

P_i : 内 圧、MPa

P_o : 外 圧、MPa

ν : ポアソン比

E : 縦弾性係数、MPa

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

c. クリープモデル

一般に、原子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⁽⁵⁾。

これに従い、原子炉内のクリープは次式で表される。

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

ここで、

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

$\dot{\epsilon}_{gr}$: 被覆管の照射成長に基づくひずみ速度、1/h

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

$\dot{\epsilon}$: 原子炉内での全クリープ速度、1/h

各々のクリープ成分の計算モデルは、以下のとおりである。

(a) 熱クリープ

応力及び温度の関数として定式化している。

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

ここで、

ϵ_{th} : 熱クリープによる実効ひずみ、mm/mm

σ : 実効応力、MPa

T : 温度、K

a,b,c,d,e,f,g : 定数

(b) 照射クリープ

高速中性子束及び応力の関数として定式化している。

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

ここで、

σ : 実効応力、MPa

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

h,i,j : 定数

(c) 照射成長

高速中性子照射量の関数として定式化している。

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

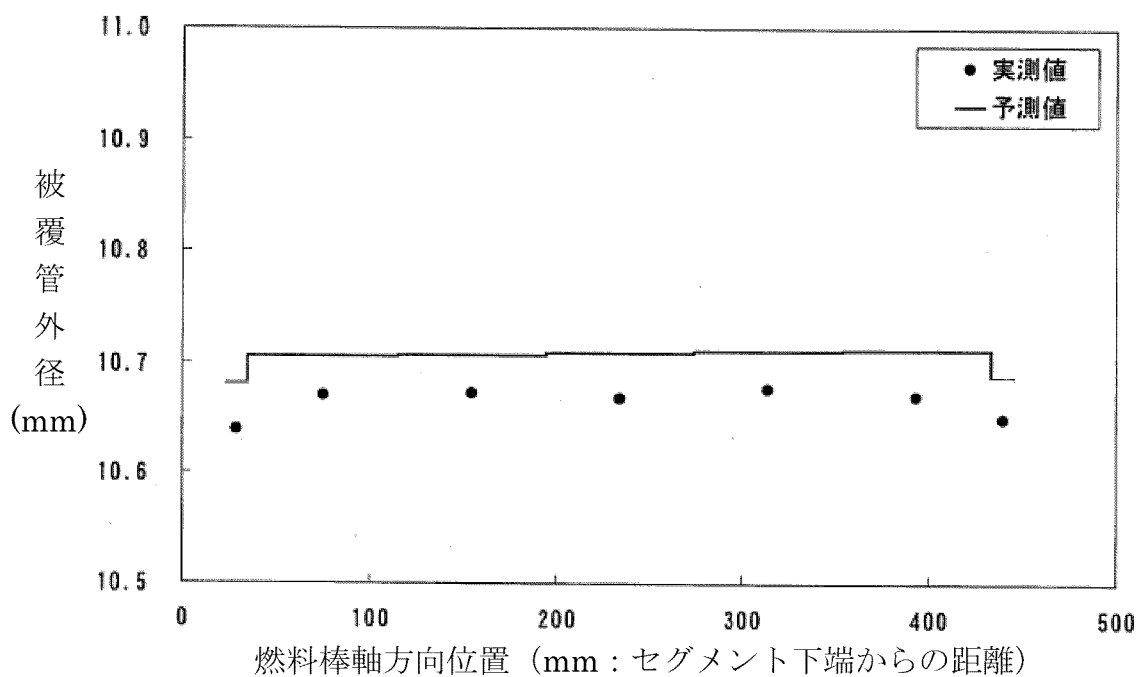
ここで、

ε_{gr} : 照射成長に伴うひずみ、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第 3-5 図に示す。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。



第3-5図 ジルカロイ-4 被覆管外径変化の実測値と予測値の比較
 (ベズナウ炉 (MIMAS 法) M308、燃料棒燃焼度：約 \square GWd/t)

(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。

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

ここで、

$T_w(Z)$: 位置 Z における 1次冷却材温度、 $^{\circ}\text{C}$

$q''(Z)$: 位置 Z における熱流束、 W/m^2

C_p : 1次冷却材の比熱、 $\text{J}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$

G : 質量速度、 $\text{kg}/(\text{m}^2\cdot\text{h})$

D_e : 水力学的等価直径、 m

T_{in} : 1次冷却材入口温度、 $^{\circ}\text{C}$

(b) 被覆管表面温度

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

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

ここで、

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

D_e : 水力学的等価直径、 m

K : 流体の熱伝導率、 $\text{W}/(\text{m}\cdot^{\circ}\text{C})$

Re : レイノルズ数 ($= \frac{V \cdot D_e}{\nu}$)

Pr : プラントル数 ($= \frac{C_p \cdot \mu}{K}$)

但し、 V : 流速、 m/s

C_p : 定圧比熱、 $\text{J}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$

μ : 粘性係数、 $\text{Pa}\cdot\text{s}$

ν : 動粘性係数、 m^2/s

表面温度は

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

ここで、

T_{co} : 被覆管表面温度、 $^{\circ}\text{C}$

T_w : 流体温度、 $^{\circ}\text{C}$

q'' : 熱流束、 W/m^2

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

但し、 T_{co} 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ので同式により壁温を求める。

$$T_{co} = T_{sat} + \{0.072(q'' / 3.155)^{0.5} \exp(-0.1151P)\} / 1.8 \dots\dots(3-12)$$

ここで、

T_{sat} : 流体飽和温度、 $^{\circ}\text{C}$

P : 流体圧力、 MPa

q'' : 熱流束、 W/m^2

b. ギャップコンダクタンスモデル

(a) 接触のある場合

MOX 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。

$$h_{gap} = 494P + \frac{K_{gas}}{43.9 \times 10^{-7}} \dots\dots\dots(3-13)$$

ここで、

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

P : 接触圧、 MPa

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

(b) 接触のない場合

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

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

又は、

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

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。

但し、

- 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⁽⁶⁾に基づいている。

すなわち、

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

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

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

ここで、

- n : 混合ガス中の成分数
- M : 分子量
- X : モル分率
- K : 熱伝導率、 $W/(m \cdot ^\circ C)$

なお、FP ガスの熱伝導率は Xe, Kr の混合ガスとして考慮されるが、熱中性子に対する Pu-239 の核分裂収率は U-235 と異なり、核分裂収率のデータから MOX ペレットの Xe/Kr 比は二酸化ウランペレット (約

6) に比べて 2～3 倍大きくなると推定される⁽⁷⁾。

MOX ペレットの Xe/Kr 比は、照射試験データ、公開文献データ⁽⁸⁾より燃焼度によらずほぼ 16 である。したがって、今回の MOX 燃料設計では Xe/Kr 比は 16.0 とする。

d. ペレット内温度分布モデル

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

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

ここで、

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

(a) MOX ペレット熱伝導率

MOX ペレットの熱伝導率は、二酸化プルトニウムが加わることであり、二酸化ウランペレットより若干低下することが、二酸化プルトニウム含有率 5wt% の MOX ペレットについて Schmidt ら⁽⁹⁾、Weilbacher⁽¹⁰⁾、Gibby⁽¹¹⁾により報告されている。また、二酸化プルトニウム含有率約 30wt% までは熱伝導率は二酸化プルトニウム含有率の増加とともに連続的に低下することが Gibby⁽¹¹⁾により報告されている。

これらのことから、設計評価では二酸化プルトニウム含有率 5wt% の MOX ペレットの熱伝導率と二酸化ウランペレットの熱伝導率との内外挿により任意の二酸化プルトニウム含有率における熱伝導率を計算するモデルを用いる。このモデルを Gibby の測定した二酸化プルトニウム含有率 5wt% の MOX ペレットの熱伝導率データ及び Topliss ら⁽¹²⁾の測定した 9.9wt% のデータとともに第 3-6 図に示す。

95%T.D.に対する MOX ペレットの熱伝導率を、次式で近似する。

$$K_{MOX} = \left[\frac{1}{11.8 + 0.023 T} + 8.775 \times 10^{-13} T^3 \right] \times \boxed{} \quad \dots\dots\dots(3-20)$$

ここで、

- K_{MOX} : MOX ペレットの熱伝導率、W/(cm・°C)
- T : ペレット温度、°C

X : 二酸化プルトニウム濃度、wt%

なお、照射によるペレット密度変化等を考慮するに当たり、次の Maxwell-Eucken の式⁽¹³⁾により密度補正を行った熱伝導率を使用する。

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

ここで、

K : 密度 ρ に対する熱伝導率、W/(cm \cdot °C)

ρ : ペレット密度、%T.D.

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

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

(b) 径方向出力分布

FINE コードは、核設計解析コード等により計算された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。

核分裂への寄与が大きい熱中性子は、ペレット内で核分裂により発生した高速中性子が燃料の外側にある減速材中で減速され生じる。したがって、熱中性子はペレット外面からペレット内に入射し、ペレット内で吸収される。このため、熱中性子束はペレット外周から中心部に向かうにつれ減少する。出力は、熱中性子束と核分裂性物質質量の積にほぼ比例するため、ペレット内に核分裂性物質が均等に分布している場合、ペレット内出力は、熱中性子束分布に比例したものとなり、ペレット外周部で高く、中心部に向かい低い分布となる。このように燃焼が進むにつれて径方向の出力分布が変化するため、燃焼度に依存する出力分布を使用している。

MOX 燃料の熱中性子吸収断面積は、燃焼初期では二酸化ウラン燃料に比べ大きいので、熱中性子のペレット中心部での落ち込みは大きくなり、ペレット外周部と中心部の差が大きな出力分布となる。ただし、燃焼が進むとペレット周辺部のプルトニウムが消費され、そこでの出力が低下し、ペレット径方向の出力分布の差は小さくなることから、燃焼度に依存した出力分布を使用している。

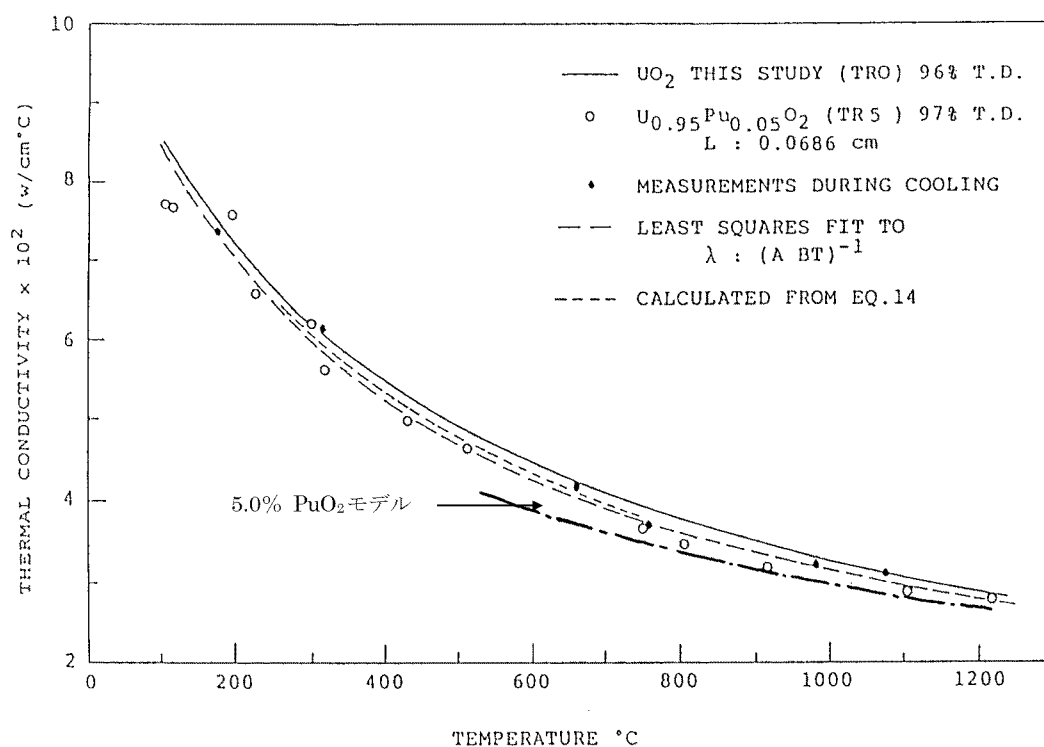
さらに、解析コード中ではペレットの密度依存出力分布を各リング

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。

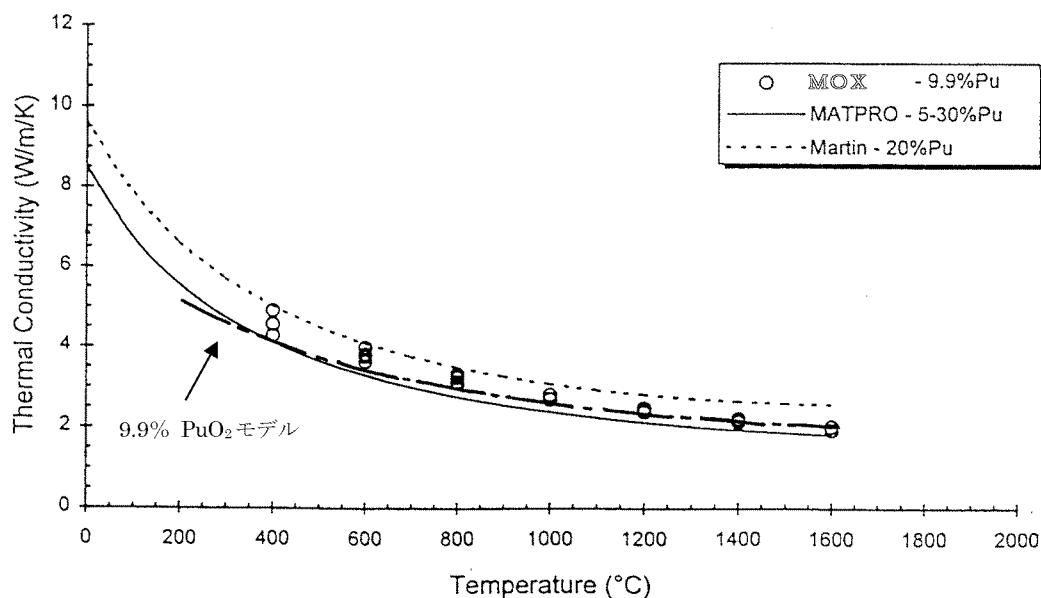
e. 熱モデル実証性

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。

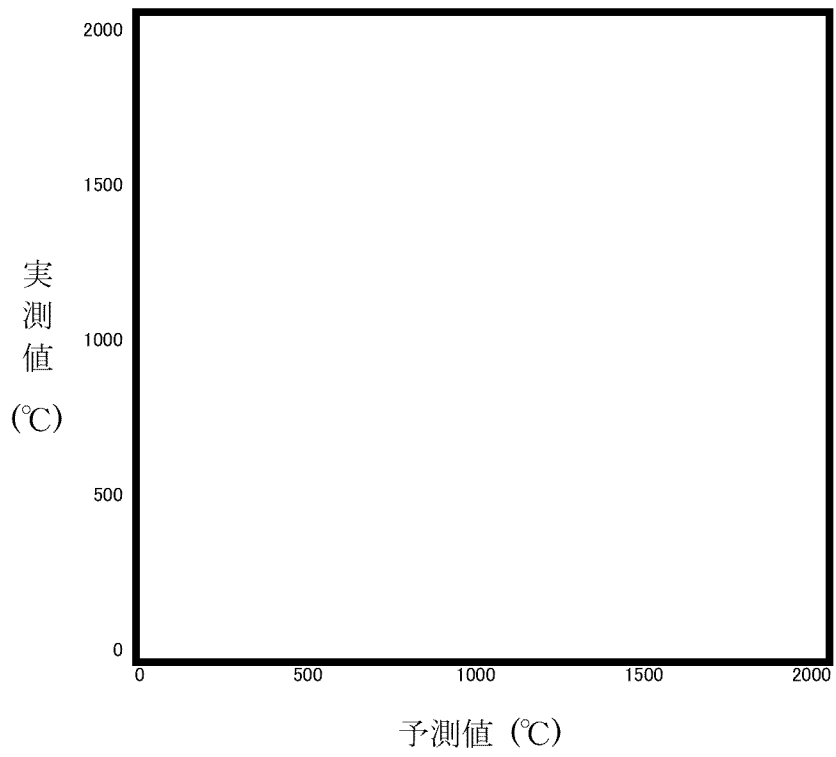
第 3-7 図に示されるように実測値と予測値は一致しており、熱モデルは実測値を適切に予測している。予測のばらつきは不確定性として評価に考慮する。



第3-6図 (1/2) R.L.Gibby 熱伝導率データ(11)に対するモデル実証性



第3-6図 (2/2) I.R.Topliss ら 熱伝導率データ(12)に対するモデル実証性



第3-7図 燃料中心温度に関する FINE コードの検証⁽⁷⁾⁽¹⁴⁾

(4) 内圧計算モデル

a. 内圧計算式

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

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

ここで、

P : 内圧、MPa

N : 総ガスモル数、mol

(初期ヘリウム + + 放出 FP ガス + 放出ヘリウム)

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 (=8.3144J・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	デイツシュ	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（ロックアウト）によりペレット外へ放出される⁽⁵⁾。

MOX ペレットの FP ガス放出モデルは、以下に示す二酸化ウランペレットの FP ガス放出モデルに基づき、プルトニウム含有による影響を考慮して設定する。

(a) 拡散メカニズムによる FP ガス放出

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

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

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

ここで、

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

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

K_D : 単位時間当たりの放出割合で、温度及び燃焼度の関数、 $1/h$
上式は、M.V.Speight⁽¹⁵⁾らが導出した考え方を基礎としている。

C.Vitanza⁽¹⁶⁾、R.Hargreaves⁽¹⁷⁾及び H.Nerman⁽¹⁸⁾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。

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

ここで、

β_i : 時間間隔 Δt_i でのペレット単位体積当たりの FP ガス

生成率、 $\text{mol}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$

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

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

(b) リコイル・ノックアウトによる FP ガス放出

低温度領域で支配的である FP ガス放出量 ΔR_k^i は、ANS5.4⁽¹⁹⁾ で提案されているリコイル・ノックアウトによる FP ガス放出量のモデルを考慮し、次のように表すことができる。

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

ここで、

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

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、 $\text{mol}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$

(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 ガス放出率を次の式で表す。

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

ここで、

ΔR_D^i : 時間間隔 Δt_i で拡散メカニズムにより放出されるペレット単位体積当たりの FP ガス量、 mol/cm^3

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/cm^3

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、 $\text{mol}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$

(d) MOX ペレットの FP ガス放出モデル

FP ガス放出率は、MOX ペレットの製造法に依存すると考えられる。照射試験データにおいても、プルトニウム均一性のよくない旧製法と、MOX 粉末混合法の改良により、よりプルトニウム均一化を図った製

法を比較すると、後者では FP ガス放出率が低下することが示されている⁽²⁰⁾。

今回の MOX 燃料設計では、MOX ペレットの FP ガス放出率は、旧製法の照射試験データをも包絡するように、ウランペレットのモデルの 1.3 倍⁽⁷⁾としている。

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第 3-8 図に示す。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. ヘリウム放出モデル

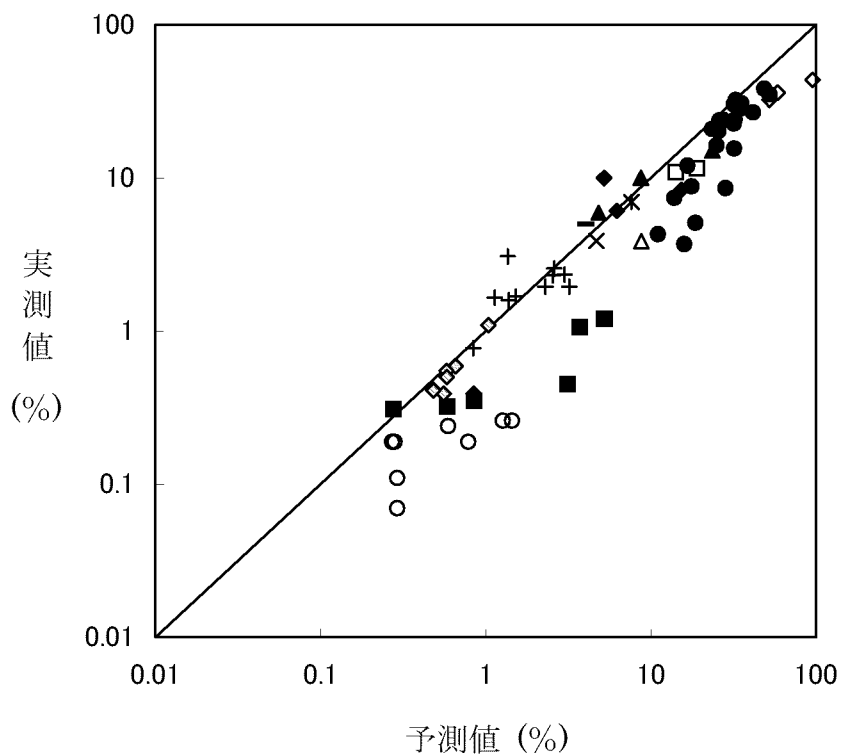
MOX ペレットでは、超ウラン元素の α 崩壊により生成するヘリウムにより二酸化ウランペレットよりヘリウム生成量及び放出量は大きくなる。今回の MOX 燃料設計では、照射試験データ⁽²¹⁾に基づき MOX ペレットのヘリウム生成量をウランペレットの 3 倍として評価する。

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

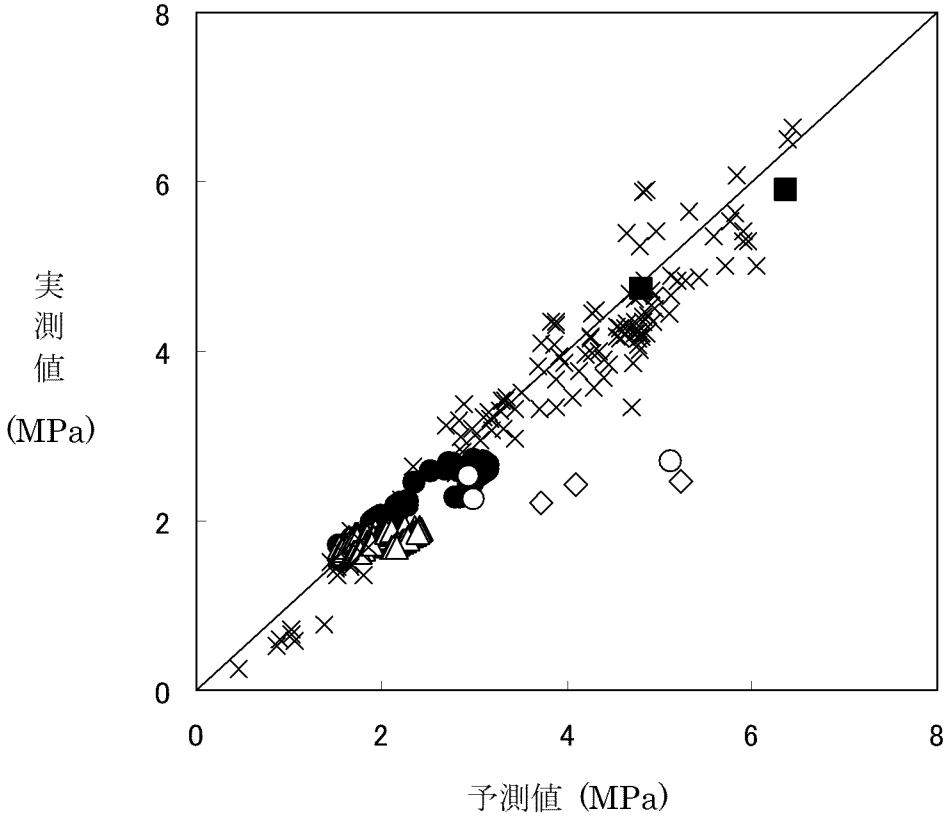
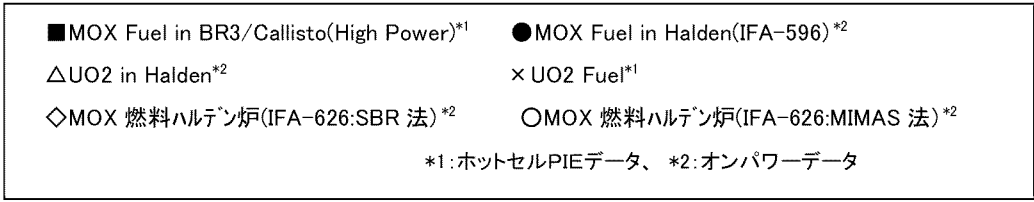
d. 内圧評価の実証性

FINE コードによる内圧の実測値と予測値の比較を第 3-9 図に示す。これより、FINE コードは実測値を適切に予測している。

- ◆ BR3炉(旧製法)
- BR3炉(MIMAS法)
- ▲ ハルデン炉(MH法)
- サクストーン炉(旧製法)
- 美浜1号炉(旧製法)
- BR3炉(MIMAS法、高出力)
- △ ハルデン炉(SBR法)
- × BR2炉カリストループ(SBR法)
- ※ BR2炉カリストループ(SBR法:12時間ランプ)
- + NOK-M109(MIMAS法)
- NOK-M308(MIMAS法)
- ◇ NOK-M308(MIMAS法:24時間ランプ)
- ◇ NOK-M501(SBR法)



第3-8図 FPガス放出率の実測値と予測値の比較⁽⁷⁾



第3-9図 燃料棒内圧の実測値と予測値の比較⁽⁷⁾

(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 PCI 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 PCI による応力及び熱応力は、燃料棒の照射挙動（被覆管クリープ及び腐食等）を考慮して、FINE コードで計算する。

以下に、それぞれの計算式を示す。

a. 内外圧差及び接触圧による応力

内外圧差による応力は、一様な内外圧を受ける両端閉じの厚肉円筒公式を用いる。

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

ここで、

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

接触圧は、次の焼きばめの式を使用し、ペレット、被覆管変形量より求める。

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

ここで、

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

なお、MOX 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、二酸化ウランと同じとしている。

b. 熱応力

非発熱の円筒内の温度分布は次式で与えられる。

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

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

ここで、

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

この温度分布より三軸方向の熱応力 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

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

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

(b) 円周方向応力

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

($T_i > T_o$)

(c) 軸方向応力

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

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

原子炉内において、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⁽²²⁾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。

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

.....(3-31)

各パラメータを第3-3表にまとめた。

なお、Cの値は第3-10図より、 η_d 、 η_D 、 η_L の値については第3-11図より求める。

上式を計算すると燃料棒の最大振幅は、

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

となる。高温高圧下での水力振動振幅 δ は、

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

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

振幅 δ に対応する応力 σ は、次のはりのたわみ式から求める。

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

ここで、

- δ : 水力振動振幅 (= mm) (軸方向流れ)
- L : スパン長さ (= mm)*
- r_o : 燃料棒外半径 (= 4.75mm)
- E : 被覆管縦弾性係数 (= MPa) (高温零出力)

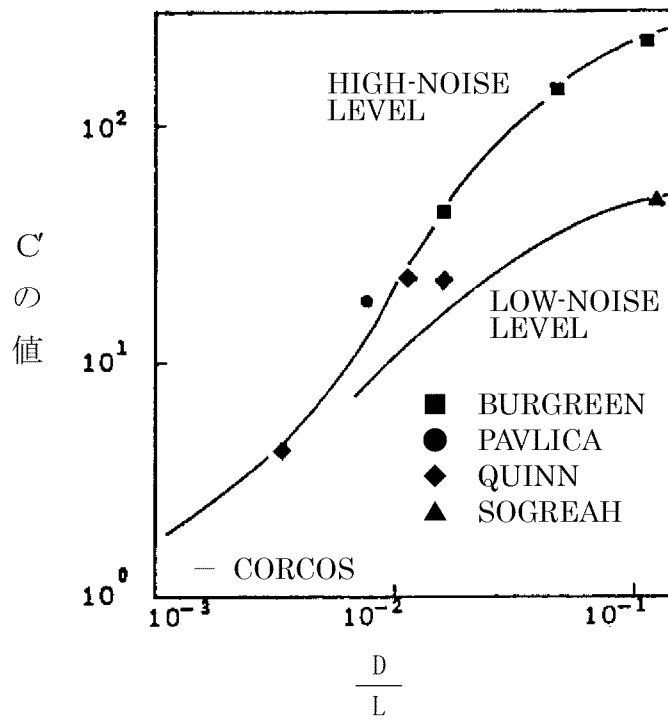
$$\sigma = \pm 0.6 \text{ MPa} \quad (\delta \text{ に対応})$$

となる。

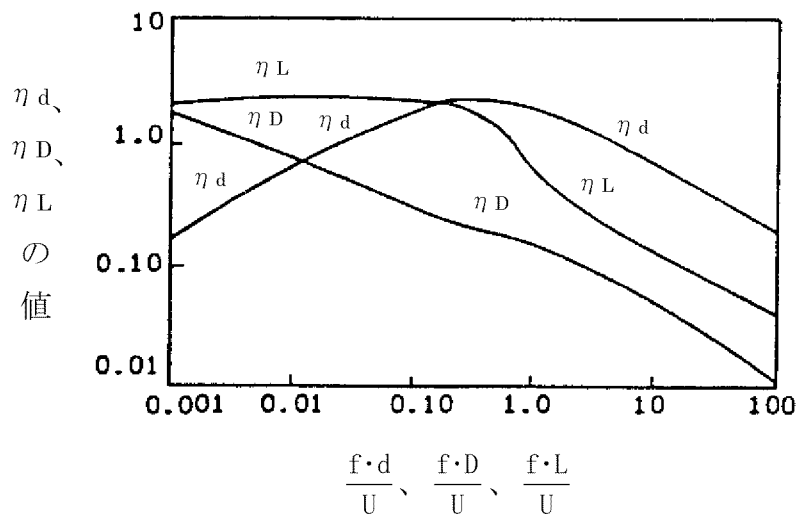
* ; 応力を大きめに計算するため短いスパン長さをとる。

第3-3表 パラメータ一覧

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



第3-10図 C の値



第3-11図 各係数 η_d, η_D, η_L の値

3.3 強度評価結果

本項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、ひずみ及び疲労が、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 に基づき設定している（代表プルトニウム組成の場合、EFPD（全出力換算日））。

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

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。軸方向出力分布を第 3-12 図に示す。

第3-4表 燃料棒の強度評価に用いた計算条件

		MOX 燃料棒
燃 料 諸 元	寸 法 mm	
	被覆管外径	9.50
	被覆管内径	8.36
	プレナム長さ	
	燃料有効長さ	
	ペレット長さ	11.5
	ペレット直径	8.19
	プルトニウム含有率 wt% (代表プルトニウム組成)	高プルトニウム含有率 : 10.59 中プルトニウム含有率 : 6.15 低プルトニウム含有率 : 4.52 核分裂性プルトニウム割合 : 67.50
	プルトニウム含有率 wt% (高プルトニウム組成)	高プルトニウム含有率 : 6.28 中プルトニウム含有率 : 4.19 低プルトニウム含有率 : 3.12 核分裂性プルトニウム割合 : 81.60
	プルトニウム含有率 wt% (低プルトニウム組成)	高プルトニウム含有率 : 13.00 中プルトニウム含有率 : 7.08 低プルトニウム含有率 : 4.90 核分裂性プルトニウム割合 : 63.77
プルトニウム含有率 wt% (核分裂性プルトニウム割合 55wt%)	高プルトニウム含有率 : 13.00 中プルトニウム含有率 : 7.09 低プルトニウム含有率 : 4.85 核分裂性プルトニウム割合 : 55.00	
ウラン 235 濃度 wt%	0.2	
密 度 %T.D.	95.0	
初期ヘリウムガス圧 MPa[abs]		
1 次 冷 却 材	入口温度 °C (通常運転時)	289.2
	流 量 kg/(m ² ·h)	1.21×10 ⁷
	炉心平均線出力密度 kW/m	17.9

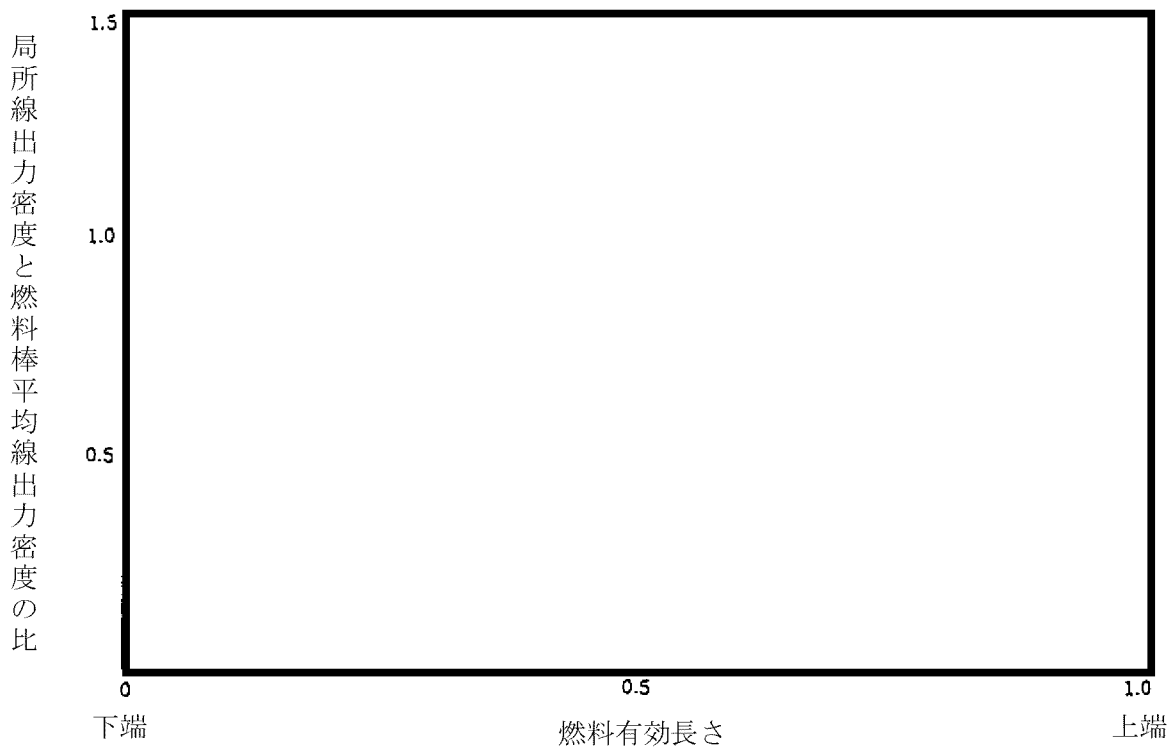
第 3-5 表 出力履歴

燃料	(注3) 出力履歴名称	比出力 (注1)			厳しくなる項目
		(注2) サイクル 1	サイクル 2	サイクル 3	
MOX 燃料棒				応力／ひずみ	
				内圧	
				疲労	

(注 1) 炉心平均線出力密度(17.9kW/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)



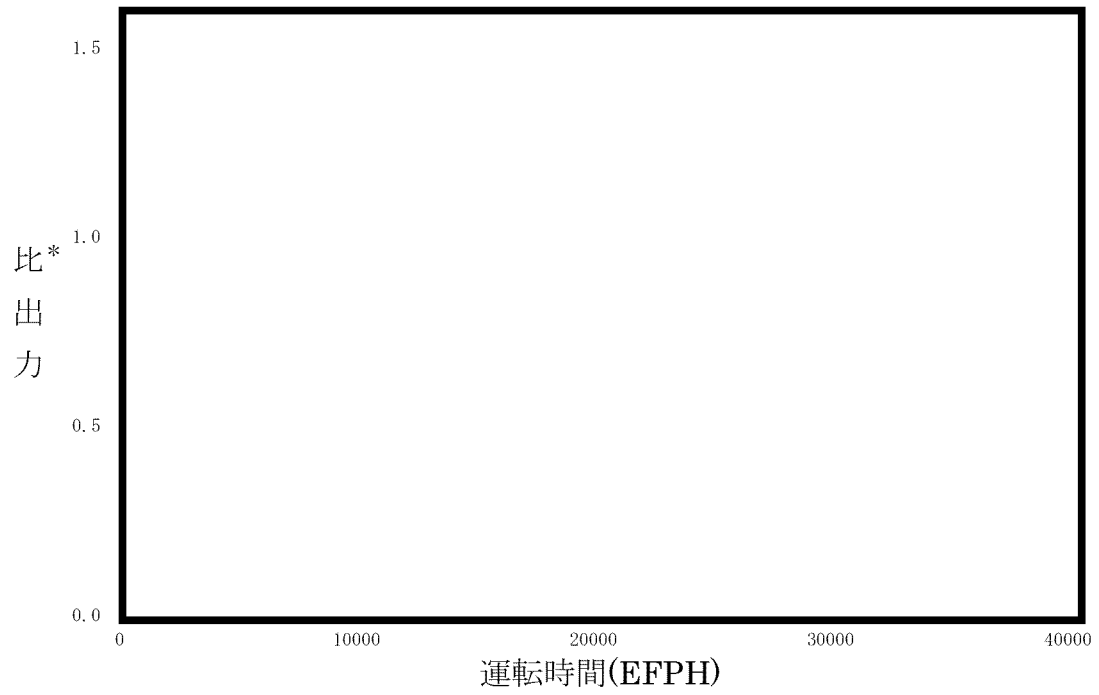
第3-12図 軸方向出力分布図

3.3.2 計算結果

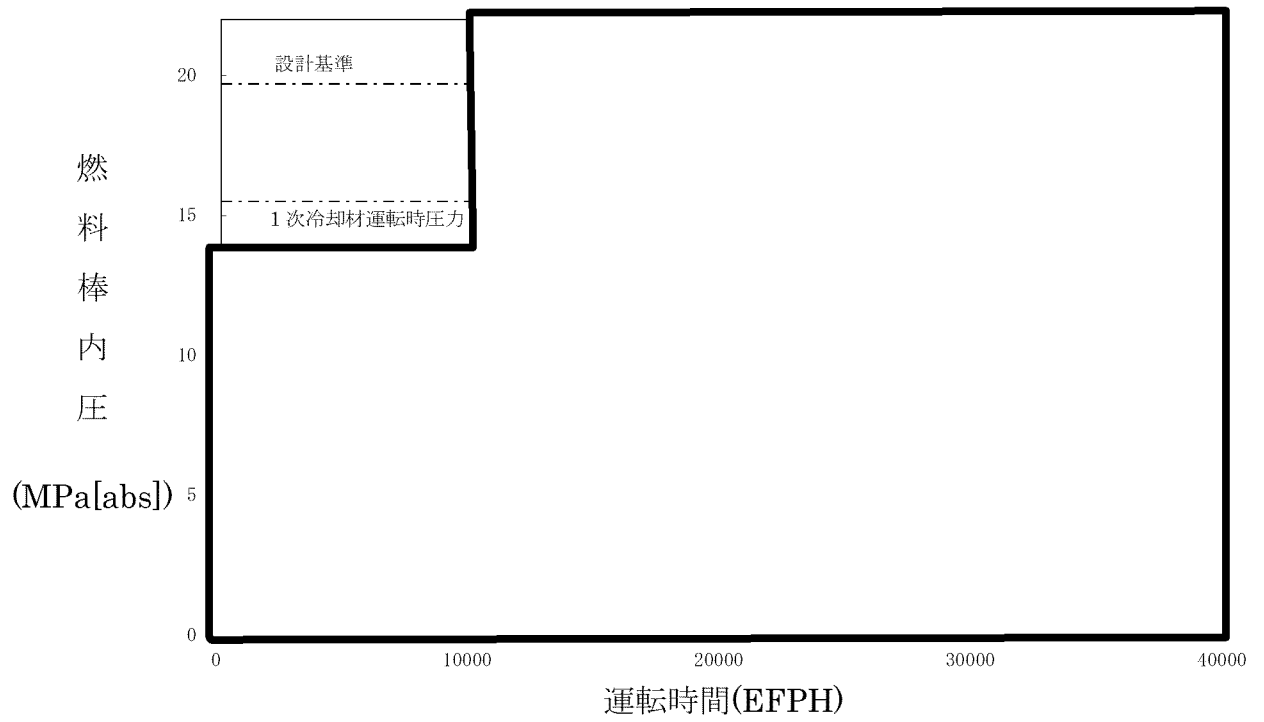
各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴（比出力）と内圧履歴をまとめて、第 3-13 図及び第 3-14 図に示す。

また、被覆管内径とペレット外径の変化について、第 3-15 図に示す。

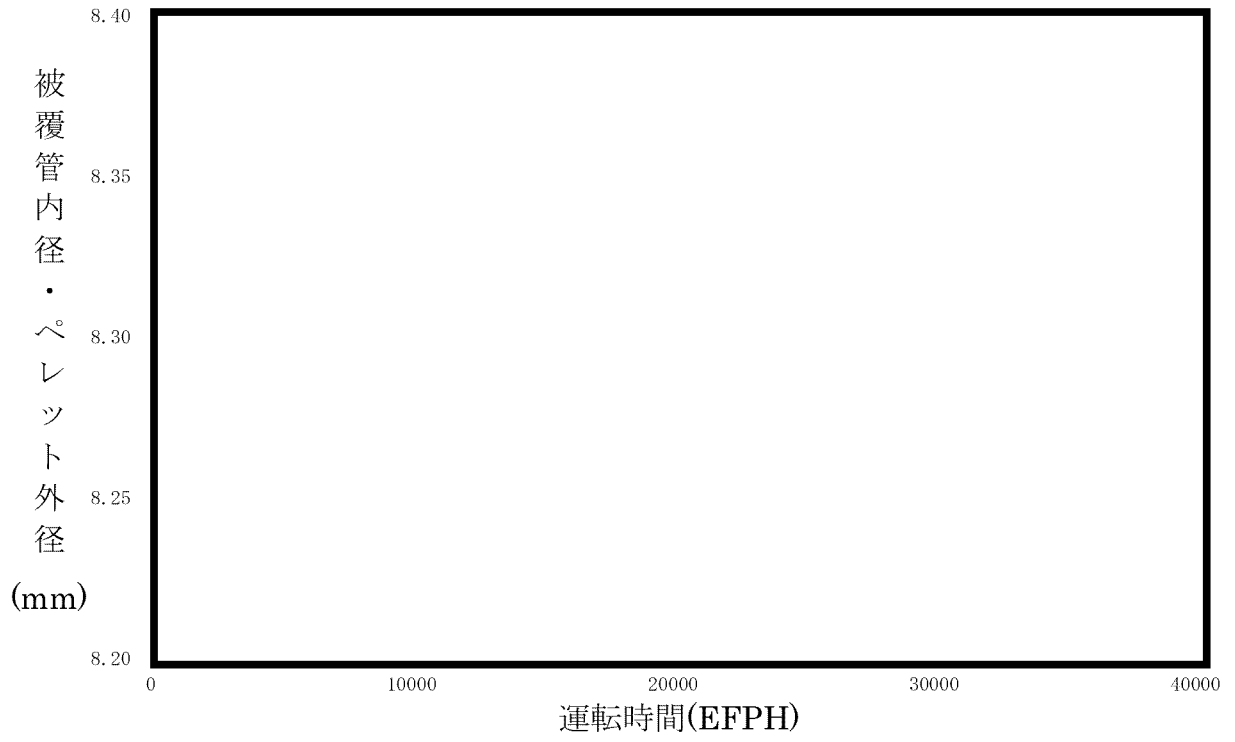
第 3-5 表に示した MOX 燃料棒の中心温度、内圧、応力及びひずみ評価における最も厳しい評価時点の計算結果を第 3-6 表に示す。



* : 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
 第 3-13 図 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)



第3-14図 内圧評価上で最も厳しくなる燃料棒の内圧履歴（通常運転時）



第 3-15 図 被覆管内径及びペレット外径変化

第3-6表 MOX燃料棒の計算結果

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

(注1) () 内は通常運転時からの増分を示す。

3.3.3 燃料棒の温度評価結果

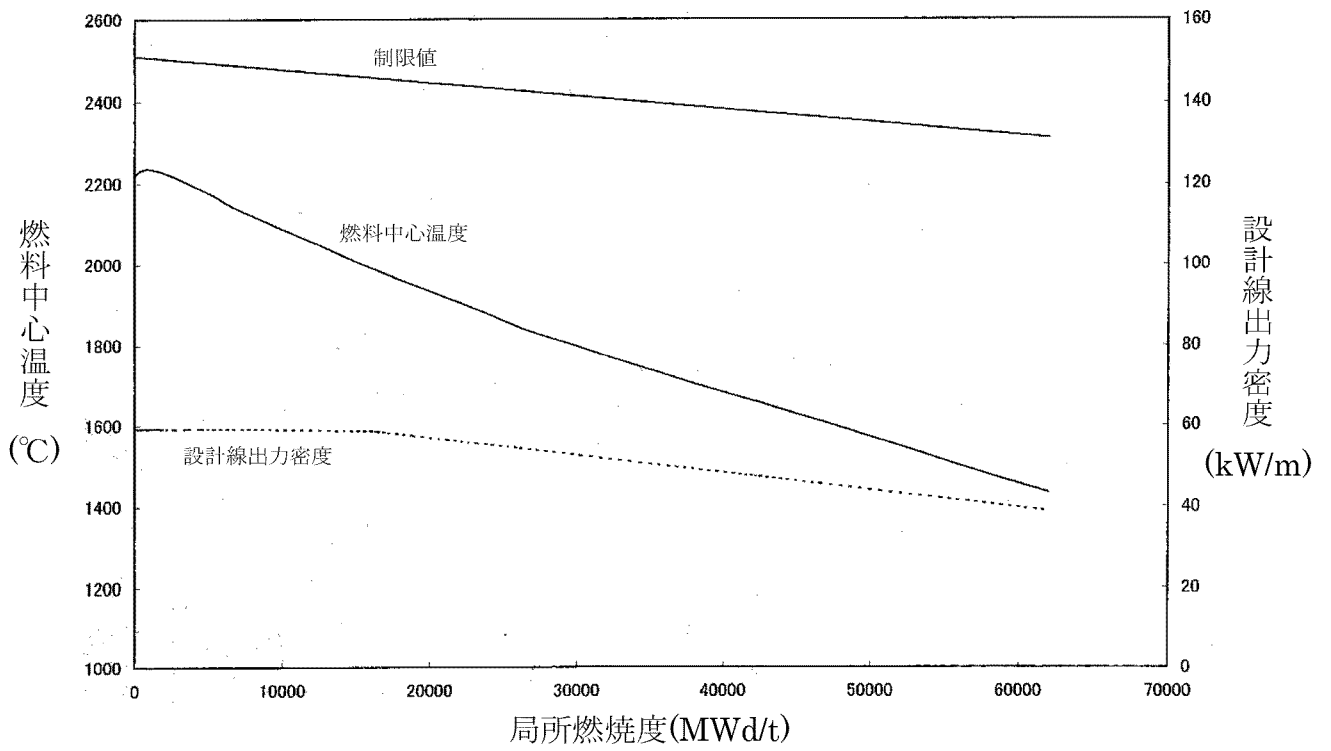
ペレットが溶融すると体積が膨張し、被覆管に大きな応力が発生し、また、燃料スタックの不安定化あるいは、FP ガスの過度な放出・移動、更にはペレットと被覆管の有害な化学反応を引き起こす恐れがある。これらを防ぐため、燃料寿命中の燃料最高温度(燃料中心温度)を燃料の溶融点未満とする。

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

燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなる 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第 3-7 表に示す。同表に示されるように、評価上最も厳しい燃料中心温度でも制限値を十分に下回っている。また、燃料中心最高温度の燃焼度依存性は第 3-16 図に示すように、燃料寿命全般を通して制限値を下回っていることが分かる。

第 3-7 表 燃料中心温度評価結果

種類	条件	燃 焼 度 (MWd/t)	燃料中心温度 (°C)	判定	設計基準 (°C)
MOX 燃料棒	通常運転時 (43.1kW/m)	1,200	約 1,820	<	2,500
	運転時の異常な過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,240		



第3-16図 運転時の異常な過渡変化時におけるMOX燃料中心最高温度の燃焼度依存性

3.3.4 燃料棒の内圧評価結果

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

(1) ギャップ増加限界内圧

ペレットと被覆管のギャップが増加しない限界内圧は、**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時点を求め、この時点での内圧を限界内圧とする。

上記の方法に基づき、**FINE** コードにより、**MOX** 燃料装荷炉心における炉心運用に基づく燃料棒出力履歴を用いて評価を行い、限界内圧の下限を包絡する内圧値を設定した上で、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、以下のように限界内圧を設定した。

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

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第 3-8 表に示す。同表より、種々の不確定因子を考慮しても、燃料棒の内圧は設計基準を満足している。

また、その燃料寿命中の内圧変化は第 3-14 図に示したとおりである。

第 3-8 表 燃料棒内圧評価結果（通常運転時）

（単位：MPa[abs]）

種 類	時 期	内 圧			設計基準	(注 1)
		最確値	不確定性	合計		設計比
MOX 燃料棒				19.5	≤19.7	0.99

（注 1）設計基準値に対する評価値の比である。

3.3.5 被覆管の応力評価結果

被覆管の応力評価は、体積平均相当応力を被覆管の耐力と比較することで行う。

体積平均相当応力とは、被覆管にかかる合応力に体積の重みを付けて平均したもので、以下に示すとおりである。

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

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

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

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

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

被覆管の材料であるジルカロイ-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（添付資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 4.1.2.1 項参照）。したがって、燃料寿命初期は未照射材の耐力と、またそれ以外の時点では、照射材の耐力と比較する。ここで、未照射材及び照射材の設計基準は、それぞれ耐力実績データに基づき、データのばらつきを考慮して導いた値（また、耐力基準値は被覆管温度の関数としている）を用いる。照射材の設計基準の求め方を第 3-17 図に示す。

燃料寿命初期においては、被覆管とペレット間のギャップにより、被覆管には主に内外圧差による応力が発生するが、その値は小さい。燃焼が進むと被覆管は径方向内向きにクリープ変形（クリープダウン）し、ペレットはスエリングにより外径が増加し、ペレットと被覆管の接触が生じ被覆管応力が大きくなる。通常運転時におけるこのような被覆管とペレットの径変化を第 3-15 図に示す。

被覆管応力評価では、内外圧差及び接触圧 (PCI) 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 項(5)c.により得られる応力を安全側に $\pm 0.6\text{MPa}$ としている。発生応力が厳しくなる

運転時の異常な過渡変化時における評価結果を第 3-9 表及び第 3-18 図に示す。これより MOX 燃料棒での被覆管応力は設計基準を満足している。

第3-9表 被覆管応力評価結果

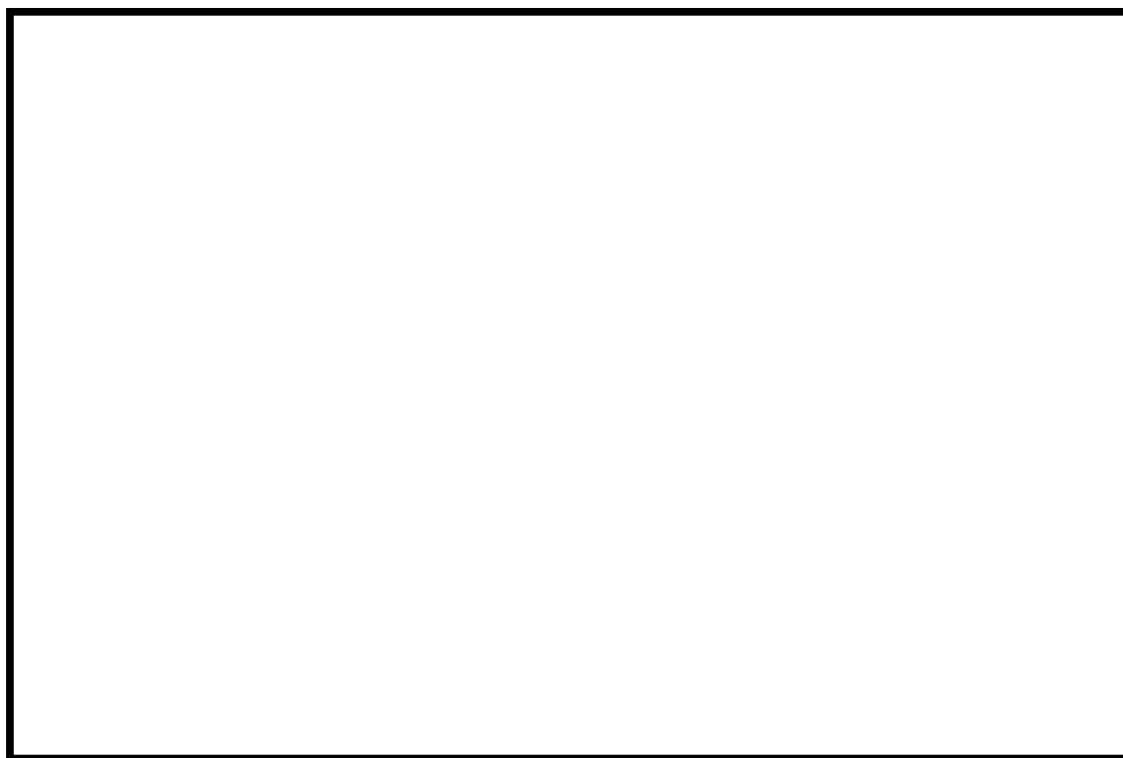
(単位：MPa)

評価条件		運転時の異常な過渡変化時					
項目	応力成分		σ_{θ}	σ_r	σ_z		
	1.内外圧差及び接触圧による応力	内面					
外面							
2.熱応力	内面						
	外面						
3.水力振動による応力	内外面	0				0	±0.6
4.合計応力 ^(注1) 1+2+3	内面						
	外面						
評価時点							
体積平均相当応力 ^(注1)							
設計基準（被覆管耐力）							
設計比 ^{(注1)、(注2)}					0.93		
		0.93					

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

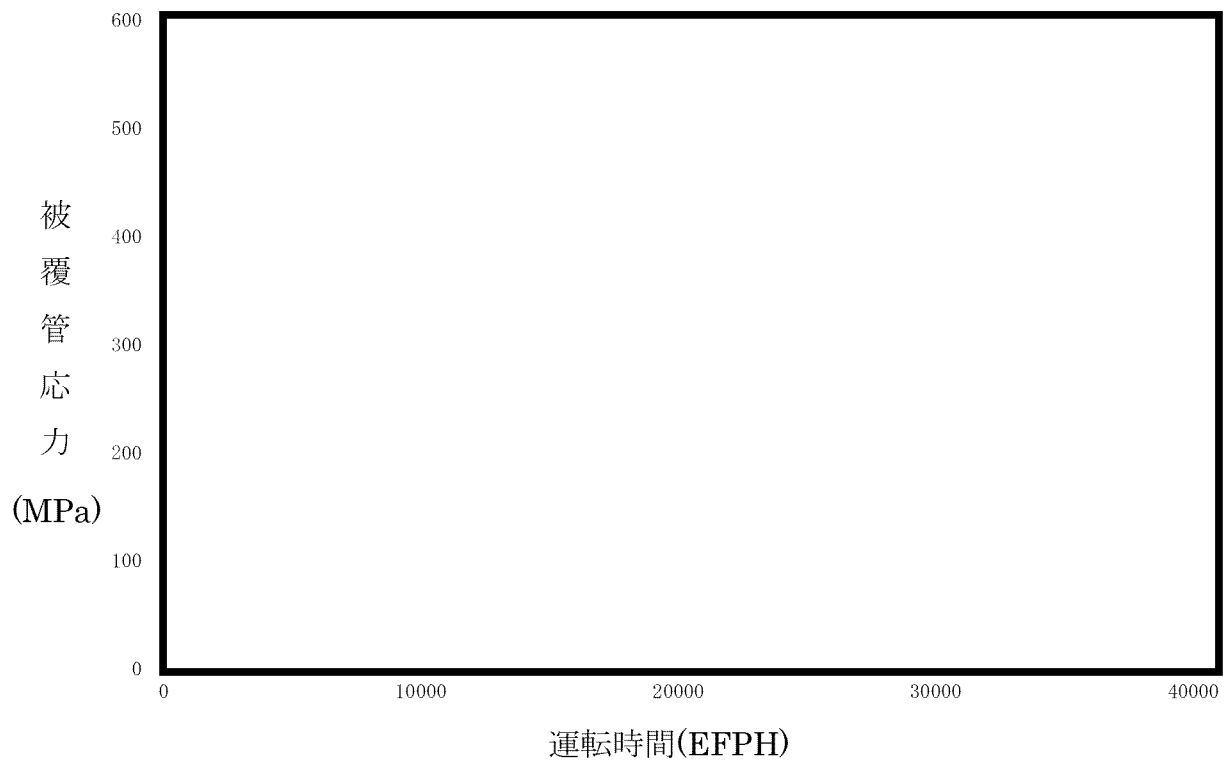
(注2) 設計基準（被覆管耐力）に対する評価値との比である。

耐
力
(MPa)



温 度(°C)

第 3-17 図 被覆管の耐力



第 3-18 図 被覆管の応力履歴 (運転時の異常な過渡変化時)

3.3.6 被覆管のひずみ評価結果

被覆管の内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材運転圧力より低いので、被覆管は運転中、内外圧差による圧縮荷重を受け、ペレットに接触するまでクリープにより徐々に径が減少する。ペレットとの接触は照射の最も進んだ燃料棒の高出力部で生じ、それ以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（第3-15図参照）。

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

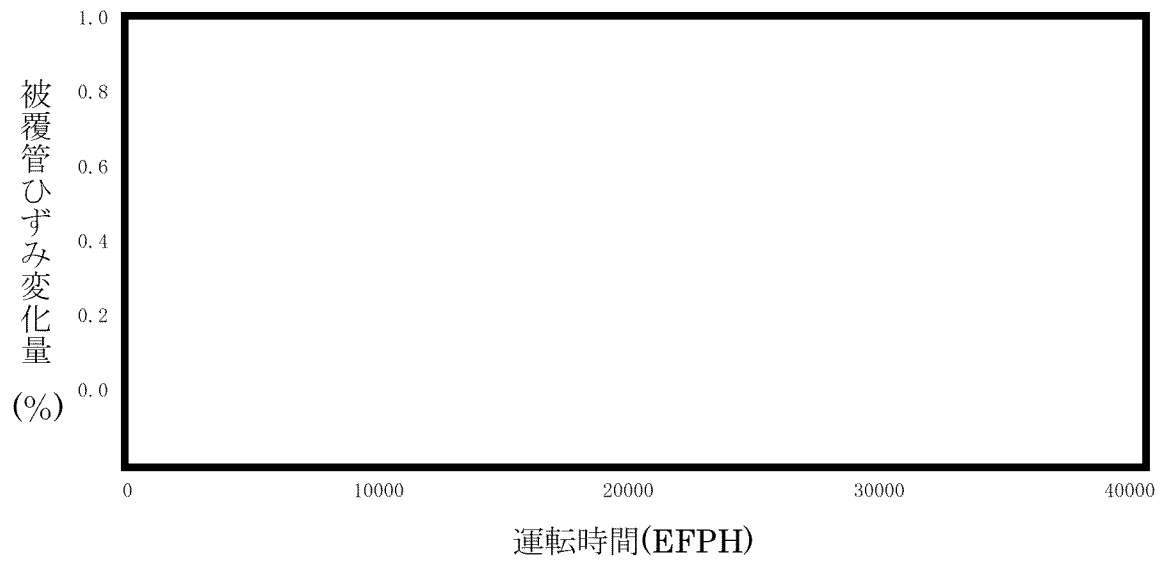
これに対して、運転時の異常な過渡変化時においては、被覆管にはペレットと被覆管の接触後に引張ひずみが発生する。このため、応力評価と同様にペレットと被覆管の接触後引張ひずみは大きくなる。運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張ひずみの変化量は、第3-10表及び第3-19図に示すとおり設計基準1%以下を満足している。

第3-10表 運転時の異常な過渡変化時の引張ひずみ評価結果

(単位：%)

種類	時期	ひずみ	設計基準	設計比 ^(注1)
MOX燃料棒		0.62	≦1	0.62

(注1) 設計基準値に対する評価値の比である。



第3-19図 被覆管のひずみ履歴（運転時の異常な過渡変化時）

3.3.7 被覆管の疲労評価結果

被覆管の累積疲労は燃料寿命中に想定される過渡条件を、1次系機器の設計過渡条件に基づいて3つに分類し、それぞれ [] 保守的に設定した第3-11表に示す年当たりの繰返し回数に、原子炉内滞在期間を考慮して応力の繰返し回数を設定し、第3-12表に示す評価手順により評価する。

ジルカロイ-4被覆管の設計疲労曲線としては第3-20図を用いる。疲労評価の手順と結果を第3-13表に示す。

各事象に対する損傷係数を合計した結果を第3-14表に示すが、設計基準100%を満足している。

第3-11表 疲労評価に用いる繰返し回数

(単位：回)

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

(注1) 燃料寿命中の繰返し回数

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

(注3) 評価上の想定運転期間

第3-12表 疲労評価手順

①第3-11表に示した過渡条件（出力条件）での応力を計算する。

出力条件	径方向応力	円周方向応力	軸方向応力
高温零出力 (起動)	σ_{r1}	$\sigma_{\theta 1}$	σ_{z1}
高温全出力 (停止)	σ_{r2}	$\sigma_{\theta 2}$	σ_{z2}

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

出力条件	径方向応力－ 円周方向応力	円周方向応力－ 軸方向応力	軸方向応力－ 径方向応力
高温零出力 (起動)	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta 1}$	$\sigma_{\theta 1} - \sigma_{z1}$	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$
高温全出力 (停止)	$\sigma_{r2} - \sigma_{\theta 2}$	$\sigma_{\theta 2} - \sigma_{z2}$	$\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$
最大の応力 S_{max}	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta 1}$ と $\sigma_{r2} - \sigma_{\theta 2}$ の うち大きい方	$\sigma_{\theta 1} - \sigma_{z1}$ と $\sigma_{\theta 2} - \sigma_{z2}$ の うち大きい方	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$ と $\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$ の うち大きい方
最小の応力 S_{min}	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta 1}$ と $\sigma_{r2} - \sigma_{\theta 2}$ の うち小さい方	$\sigma_{\theta 1} - \sigma_{z1}$ と $\sigma_{\theta 2} - \sigma_{z2}$ の うち小さい方	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$ と $\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$ の うち小さい方

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

③第3-20図に示した設計疲労曲線よりある期間 i における許容繰返し回数 N_i を求める。

④第3-11表に示した繰返し回数 n_i と上記の許容繰返し回数 N_i との比

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

損傷係数）が設計基準を満足することを確認する。

第 3-13 表 (1/3) 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			
寿命初期	低温停止		-0.1							
	高温停止		-15.5							
		S_{max} S_{min} S_{alt} N $n = \square$ $n/N\%$								

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

第 3-13 表 (2/3) 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	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	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	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%														

第 3-13 表 (3/3) 被覆管の疲労評価

(単位 : MPa)

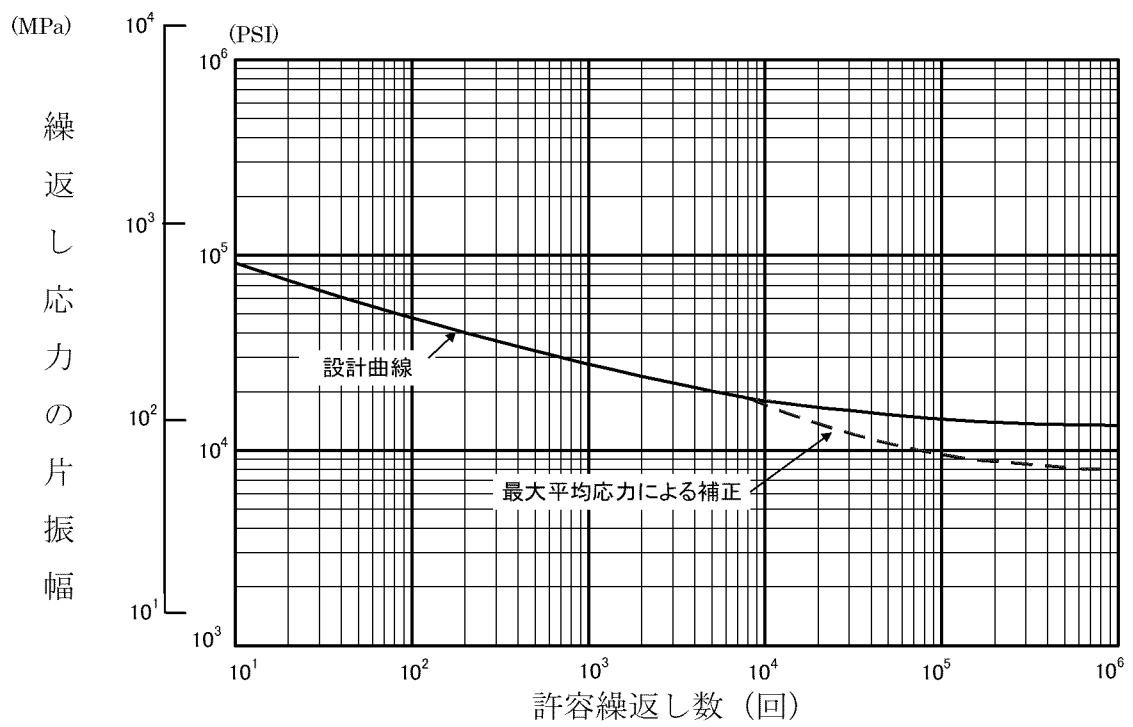
燃焼時点	出力	主 応 力						主 応 力 差							
		σ_r		σ_θ		σ_z		$\sigma_r - \sigma_\theta$		$\sigma_\theta - \sigma_z$		$\sigma_z - \sigma_r$			
		内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面	内 面	外 面		
サイクル1	高温零出力		-15.5												
	過渡変化		-15.5												
								S_{max}							
								S_{min}							
								S_{alt}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

第3-14表 被覆管の疲労評価結果

(単位：%)

種 類	累積損傷係数	設計基準	設計比 ^(注1)
MOX 燃料棒	64.5	≤100	0.65

(注1) 設計基準値に対する評価値の比である。



第3-20図 ジルカロイ-4 被覆管の設計疲労曲線⁽²³⁾

3.4 その他の考慮事項

3.4.1 燃料棒曲がり評価⁽²⁴⁾

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

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

これらによって生じる燃料棒曲がりに伴う燃料棒間ギャップの減少や燃料棒同士の接触により、被覆管表面温度上昇や燃料棒同士のフレットング摩耗等の曲がり燃料棒健全性（後述の 3.4.1 項(1)に示す。）や炉心性能（DNB 評価、後述の 3.4.1 項(2)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。

第 3-21 図に燃料棒にかかる圧縮力と曲がりの関係を示す。燃料棒の曲がりモデルは、燃料棒と制御棒案内シムルの照射成長の違い及び支持格子の燃料棒拘束力に依存して発生した軸圧縮力により、燃料棒曲がりが初期曲がりより拡大していくモデルとしている。

ここで、支持格子の燃料棒拘束力は照射によって緩和するため、上記圧縮力は燃焼とともに小さくなることを考慮している。拘束力の照射による緩和実績を第 3-22 図に示す。

燃料集合体の燃料棒間隔の閉塞割合を第 3-23 図に示す。

(1) 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。

第3-24図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°C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ニング摩耗の検討

(a) 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ニ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。

(b) 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。

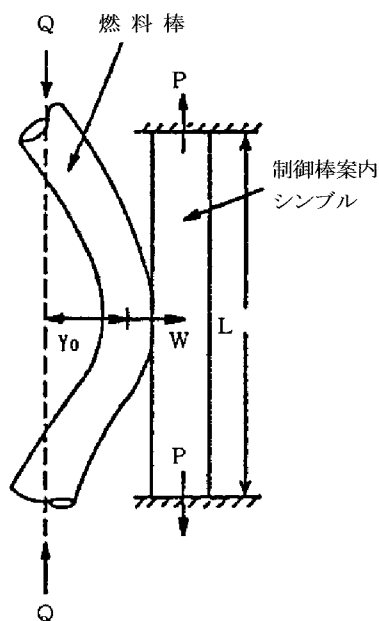
- ・燃料棒同士の接触の確率は小さい。
- ・フレットニング摩耗の進行は緩慢で、ほかの原因による燃料破損と同様に、1次冷却材放射能レベルの監視が可能であり、必要な場合に適切な処置を取り得る時間的な余裕があること。

c. 燃料棒曲がり制御棒案内シンプルに及ぼす影響

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

(a) 熱膨張差により生じる制御棒案内シンプルの弾性的な変位の検討

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



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

ここで、

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

(b) 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、通常運転時において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。

(a)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。

(c) 制御棒クラスタ挿入機能

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

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。

(2) 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、第 3-25 図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、第 3-23 図は、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 $Y_{0.3}$ ^(注1) を表しているが、これから標準偏差 σ_c が次のように求まる。

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

これより、95%確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は、

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

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

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

で与えられ、また、0.85 より大きい場合には

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

で与えられる。

本申請の燃料集合体を装荷する原子炉に関する評価結果を第 3-15 表に示す。同表より明らかなように、DNB ペナルティは熱設計上の余裕の範囲内にある。

(注 1) それよりも大きな曲がりが全体の 0.3%に相当する閉塞割合

第 3-15 表 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 は第 3-23 図より次のように求まる。

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

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、

$$\begin{aligned} \delta_{pb,85} &= \square \\ \delta_{95} &= \frac{\square}{0.85} \times \square = 0.038 \end{aligned}$$

となる。

[評価結果]

1. 燃料棒曲がり DNB ペナルティ (δ_{95})	3.8%
2. 熱設計上考慮した DNB 余裕 (注1)	12.5%

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

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

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

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

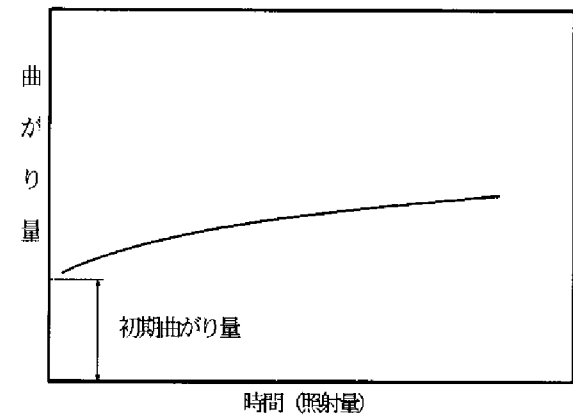
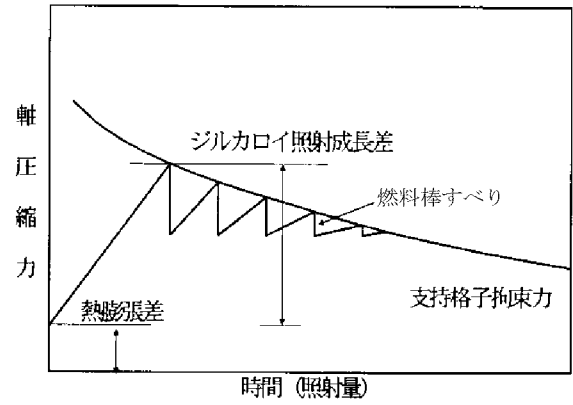
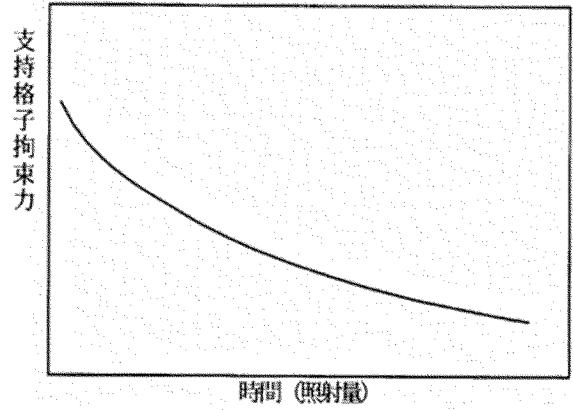
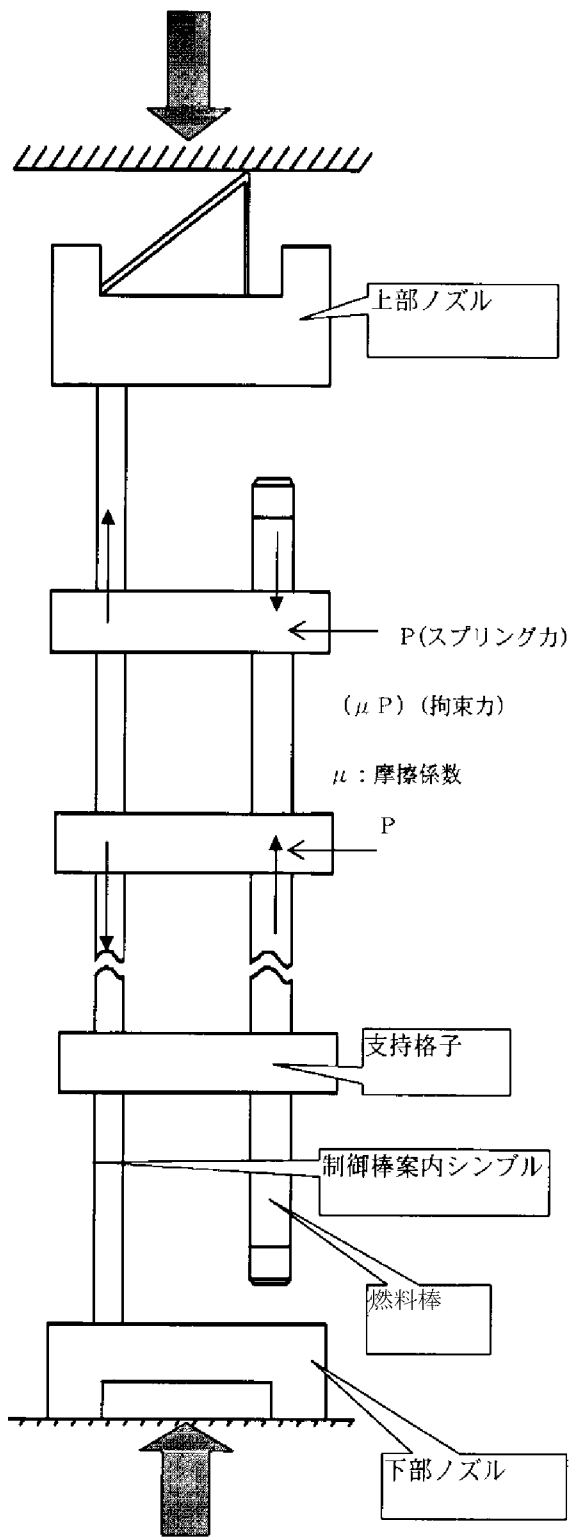
MDNBR : 最小 DNBR

DNBR_{NOM} : DNBR 最確値

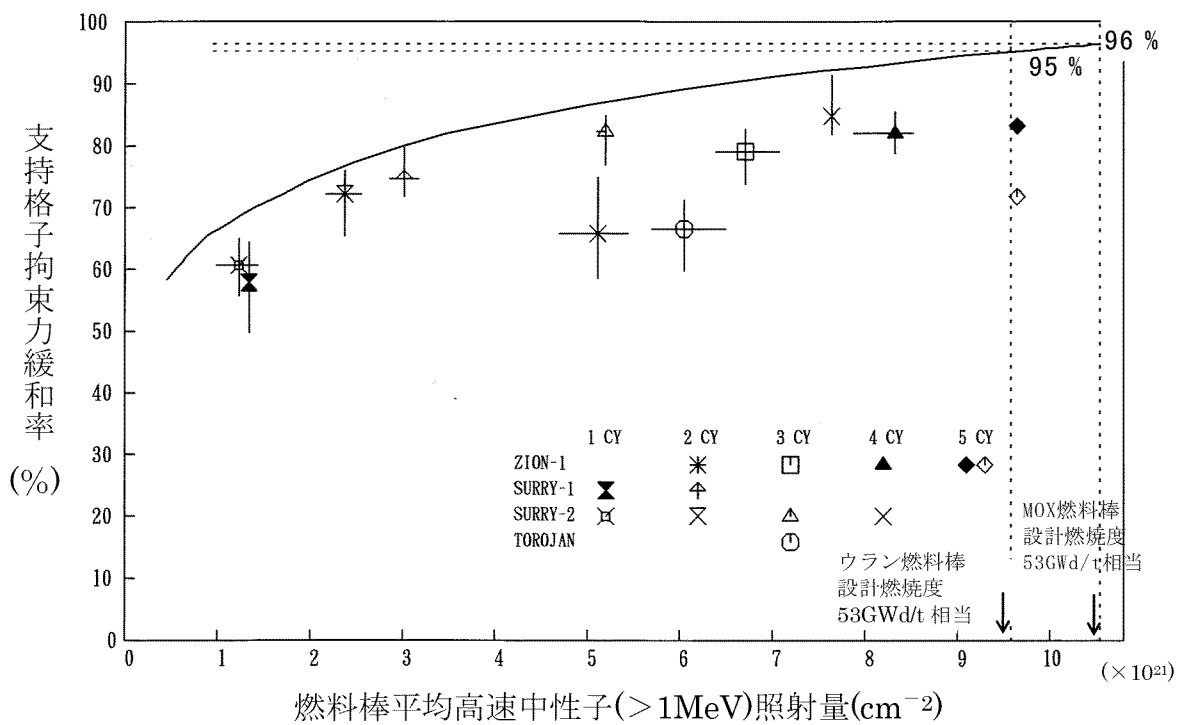
F_{DNBR} : DNBR 乗数(0.75)

F_{DNBR}^U : DNBR 不確定性因子

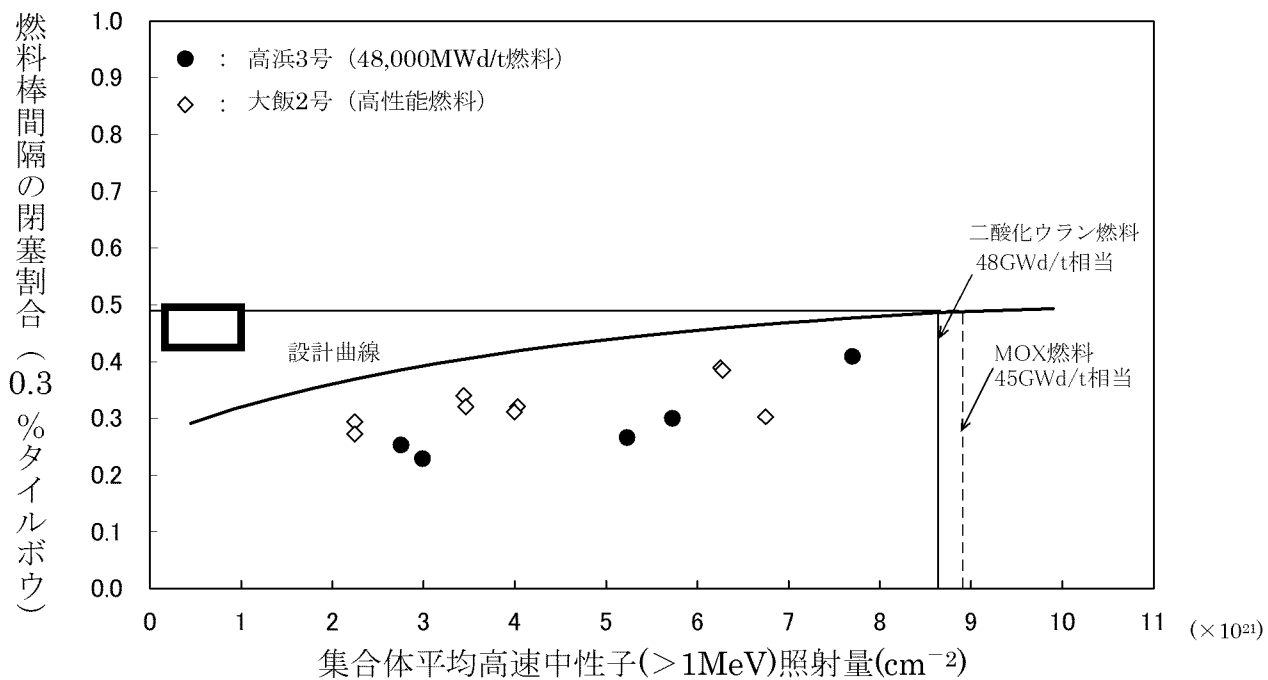
F_{DNBR}^M : DNBR 余裕



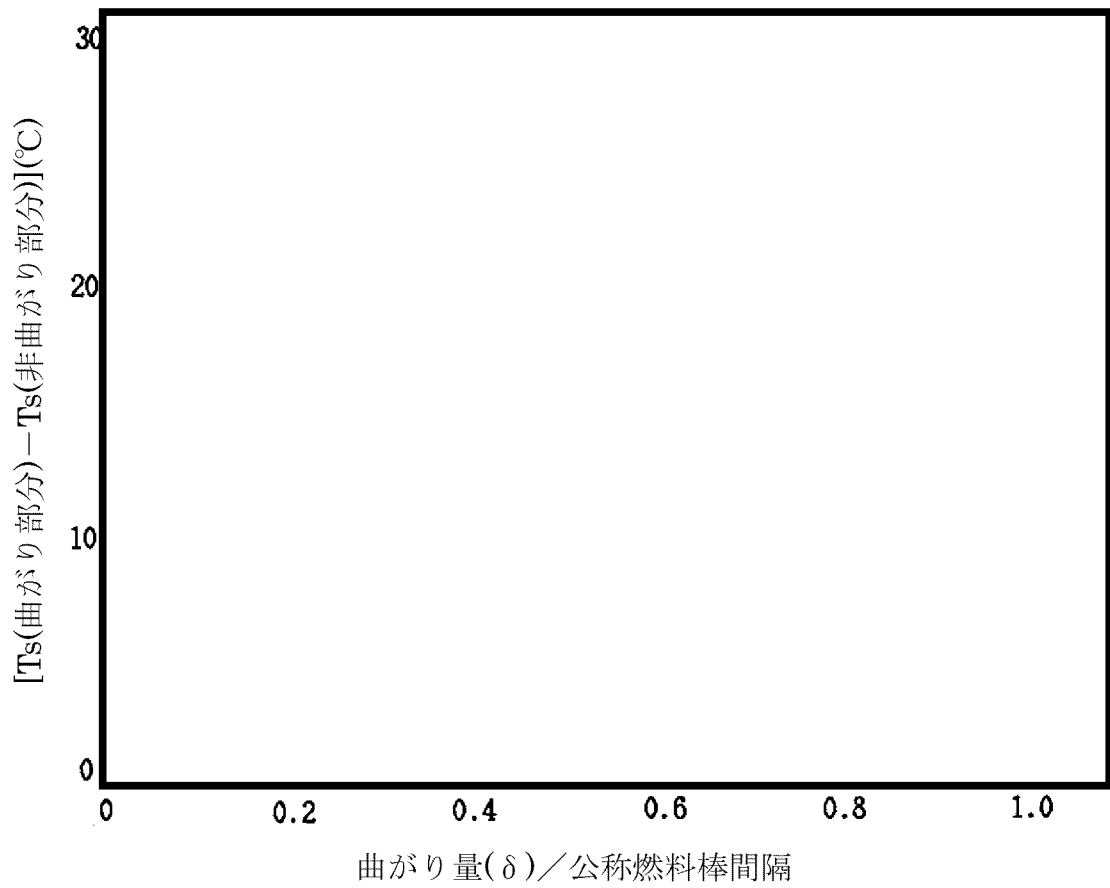
第3-21図 燃料棒にかかる圧縮力と曲がり



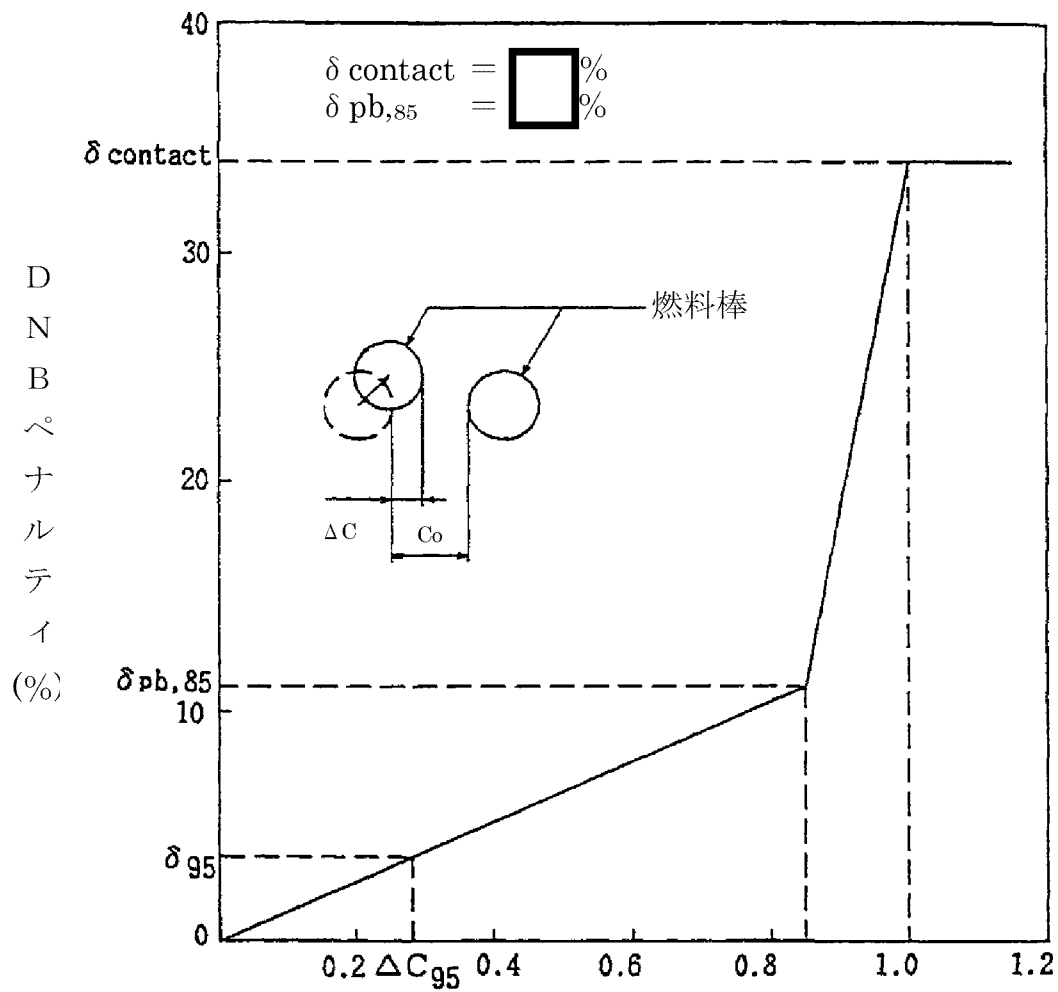
第 3-22 図 拘束力の照射による緩和実績(7)



第 3-23 図 燃料棒 (17 行 17 列、9 支持格子) 間隔の閉塞割合(7)



第 3-24 図 曲がり部分の DNB 以前の被覆管表面温度



燃料棒間投影クリアランス減少量、 $\Delta C/C_0$

第 3-25 図 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

3.4.2 トータルギャップ評価

(1) 燃料集合体の伸び

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

燃料集合体の伸びの評価結果を国内外燃料の実績とともに第 3-26 図に示すが、45,000MWd/t までの燃料集合体の伸びを考慮しても、燃料集合体の伸びは制限値を下回っており、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はない。なお、45,000MWd/t までの燃料集合体の伸びはインコネル-718 支持格子を用いた燃料集合体の伸びの実績データに基づく最確評価にばらつきを考慮して評価している。また、第 3-16 表に示すように MOX 燃料集合体全長の公差上限をウラン燃料より大きくしているが、MOX 燃料が公差上限で製造された場合でも、燃料集合体の伸びの評価値は % であり、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はない。

第 3-16 表 MOX 燃料とウラン燃料の集合体全長公差

MOX 燃料集合体	ウラン燃料集合体
<input type="text"/> mm	<input type="text"/> mm

(2) 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隔

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

トータルギャップの減少量の評価結果を、国内外燃料の実績とともに第 3-27 図に示す。MOX 燃料棒の伸びはウラン燃料棒よりも増加することを考慮して、MOX 燃料では第 3-17 表に示すようにウラン燃料より上下部ギャップ寸法を変更しているが、燃料集合体で 45,000MWd/t までトータル

タルギャップ減少量は制限値を下回っており、燃料棒と上部及び下部ノズルとの間隔が閉塞することはない。また、MOX 燃料棒はリペア後の燃料棒全長が短尺化することが考えられることから、MOX 燃料では第 3-18 表に示すようにウラン燃料より燃料棒全長公差を変更しているが、これは、トータルギャップの減少においては安全側の設定である。なお、燃料棒が万一上・下部ノズルに接触した場合にも、燃料棒は支持格子で保持される。

第 3-17 表 MOX 燃料とウラン燃料の上部・下部ギャップ

MOX 燃料集合体	ウラン燃料集合体
上部ギャップ \geq <input type="text"/> mm 下部ギャップ \geq <input type="text"/> mm	上部ギャップ \geq <input type="text"/> mm 下部ギャップ \geq <input type="text"/> mm

第 3-18 表 MOX 燃料とウラン燃料の燃料棒全長公差

MOX 燃料棒全長	ウラン燃料棒全長
<input type="text"/> mm	<input type="text"/> mm

3.4.3 被覆管腐食及び水素吸収量評価

炉内滞在中に生じる腐食による被覆管肉厚の最大減肉量を FINE コードにより評価した結果、約 9.9% となり、被覆管の機械的健全性の観点から目安としている 10% 減肉以下^(注1) である。

また、被覆管の最大水素吸収量を FINE コードにより評価した結果、約 510ppm となり、炉外試験及び照射試験により延性が確保されていることが確認できる約 800ppm 以下である。

3.4.4 PCI 評価

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

第 3-28 図に示したとおり運転時の異常な過渡変化時の出力は、PCI 破損しきい値以下であり、PCI 破損は発生しない。

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

3.4.5 クリープコラプス評価

燃料棒が非加圧又は低加圧でペレットに大きな焼きしまりが生じると、ペレットスタックの一部に軸方向のギャップが生じる可能性がある。その位置で1次冷却材圧力による被覆管の外圧クリープで偏平化し、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、ペレットの焼きしまり特性の改善により、現在では発生していない。

MOX燃料ではウラン燃料よりペレット密度 [] していることから、ウラン燃料に比べて [] のペレットの割合が増える可能性があり、 [] ことが考えられる。これについては、美浜1号機MOX燃料少数体照射では、92%T.D.のペレットを照射し、照射後試験において、被覆管の外径は二酸化ウラン燃料棒において観察されるものと同等であることが確認されており、特異な外径変化は観察されていない⁽²⁵⁾。さらに従来の国内ウラン燃料では密度 [] を [] %T.D.とした燃料が、問題なく照射されている。

また、MOX燃料ではウラン燃料よりも初期ヘリウム加圧量を下げているが、被覆管クリープコラプスが発生した初期のPWR燃料のように非加圧ではなく、今回のMOX燃料と同程度のヘリウムを加圧したMOX燃料（ペレット密度製造実績下限:約 [] %T.D.、初期ヘリウム加圧量:約 [] MPa[abs]）が海外で健全に照射された実績⁽²⁶⁾がある。また、比較的初期ヘリウム加圧量の低いウラン燃料（ペレット密度: [] %T.D.、初期ヘリウム加圧量:約 [] MPa[gage]）についても、第3-29図に示すとおり、特異な外径変化は観察されていない。

以上よりMOX燃料のクリープコラプスは発生しないと考えられる。

3.4.6 フレッシング摩耗評価

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

流水試験結果によると、ジルカロイ-4被覆管とインコネル-718支持格子の間でのフレッシング摩耗は、燃料寿命末期での支持格子ばね力においても発生しないが、それ以下あるいはばね力がない場合にはわずかながら発生していることを確認している。この試験結果を基に、全寿命を3サイクル

とし、評価上はサイクル1のばね力を [] に、また、サイクル2、3のばね力を [] と安全側に仮定して被覆管の摩耗減肉量を求めると、 [] mm 以下と被覆管肉厚の10%より小さいことから、被覆管の健全性は確保される。

3.4.7 上部ノズル炉内計装用水抜き穴について

上部ノズル組立体の中央には、炉内計装用案内シンプル内を通ってきた1次冷却材が通過するための小さな水抜き穴を設けている。(第3-30図参照)

ウラン燃料では上部ノズルを制御棒案内シンプルに取り付けた状態で、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプルと支持格子(最下部は除く)及び上部ノズルを連続で拡管結合させるため、上部ノズルに拡管装置を挿入させる穴が必要となる。そのため、拡管後にアダプタプラグを溶接する必要がある。

これに対して、MOX燃料では上部ノズルを取り付けていない状態で、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプルと支持格子(最下部は除く)を国内で拡管結合し、メロックス工場で上部ノズルと制御棒案内シンプルを拡管結合するため、上部ノズルに拡管装置を挿入させる穴が不要となる。そのため、MOX燃料では、作業員の被ばく低減を図るため、ウラン燃料におけるプラグ溶接を避け、上部ノズルに水抜き穴のみを加工している。

このように、MOX燃料とウラン燃料では、水抜き穴を施工する対象に違いがあるものの、水抜き穴の仕様は共通であり、要求される性能を満足している。

3.4.8 ペレット押えばねの評価

MOXペレットはウランペレットと比べFPガス及びヘリウムガスの放出量が多くなる傾向にあることから、MOX燃料棒では内圧低減対策の一つとして、48GWd/tウラン燃料に使用しているペレット押えばねの寸法を、ばねの体積が小さくなるように第3-19表に示すように変更し、燃料棒内自由体積の増加を図っている。

第3-19表 ペレット押えばね仕様比較

項目	MOX 燃料棒	ウラン燃料棒
ばね定数 (N/cm)		
コイル外径 (mm)		
スプリング体積 (cm ³)		

ペレット押えばねの健全性評価結果は、第3-20表に示すとおり、規定値を満足している。

第3-20表 ペレット押えばねの健全性評価結果

ペレット押えばねに要求される機能	規定値	評価値
燃料集合体の輸送及び取扱い時にペレットが移動することを防止	高温下において、 <input type="text"/> <input type="text"/> に対し、ペレットが移動しないばね力を有すること	ペレット押えばね力 \geq <input type="text"/> kg (注1)
照射期間を通じて、ばねの健全性が保たれること	照射期間を通じて、 <input type="text"/> よりも大きくならないこと	<input type="text"/> mm

(注1) 海上輸送容器に収納中、MOX燃料が高温になることによる影響を考慮している。

3.4.9 シンプルスクリュウ回り止め（かしめ方式）の評価

ウラン燃料では、下部ノズルを取付けるシンプルスクリュウの回り止めは、シンプルスクリュウの回り止めピンと下部ノズルプレートとの溶接により固定している。MOX燃料の場合、被ばく低減の観点から、回り止め方法をピン溶接から、かしめ方式へ変更している。

シンプルスクリュウは、製造時の締付力（約 N・cm）によって与えられる保持力によって、運転時、輸送及び燃料取扱い時に緩まない（締付力を喪失して回転する）ことを、以下のとおり確認している。

運転中、シンプルスクリュウ頭部は1次冷却材の流れを受ける。1次冷却材の流れはシンプルスクリュウの軸方向に作用するが、

炉内流体力による緩みトルク (N・cm)

は製造時の締め付けトルクの [] であり、炉内流体力によりシンプルスクリュウが緩むことはない。

なお、輸送及び燃料取扱い時には、当該部位に外部荷重が直接作用することはない。

3.4.10 燃料集合体直角度について

燃料集合体の直角度については、ウラン燃料集合体では規定を満足しなかった場合には [] 規定値を満足させている。しかし、MOX 燃料集合体の場合には作業者の被ばく低減の観点から [] を実施することは困難となるため、設計上許容できる範囲で、MOX 燃料集合体の直角度仕様を設定している。

燃料集合体の直角度の設計上の要求は『炉心内の燃料集合体の位置決め穴と上部炉心板の位置決めピンとが正しくかん合すること』であり、上部炉心板の位置決めピンと上部ノズル位置決め穴とのかん合上許容できる両者のズレ量は、 [] mm 以下である（第 3-31 図参照）。

今回設定した仕様（ [] mm 以下）は、上記の許容値（ [] mm 以下）を満足している。

3.4.11 混在炉心における共存性

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

(1) 構造的共存性

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

A 型燃料集合体では、支持格子は制御棒案内シンプルに固定されているのに対し、B 型燃料集合体では、最上部及び最下部の 2 個の支持格子を除く中間部の支持格子は制御棒案内シンプルに固定されておらず、支持格子ばねを介して燃料棒に保持されている。したがって、最上部及び最下部を除く中間部支持格子は、A 型燃料集合体では制御棒案内シンプル伸びに、

B 型燃料集合体では燃料棒伸びに依存して移動する。一般に、制御棒案内シンプル伸びは燃料棒伸びより小さいため、原子炉内では A 型燃料集合体と B 型燃料集合体の支持格子の相対位置が燃焼に伴い変化するが、燃焼期間を通じて互いに重なり合った状態^(注1)にあることを確認している。

a. 燃料棒の流動振動への影響

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

また、最下部支持格子におけるフレッティング摩耗により発生した 17 行 17 列型 A 型 55GWd/t 燃料の漏えいの推定要因として、炉心流速の大きい 17 行 17 列型 4 ループプラントにおいて以下の要因が重畳したものとしている。

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

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

- A 型燃料集合体、B 型燃料集合体の下部ノズルの流路孔は整流効果のある配置になっていることから、燃料集合体内の流速分布は小さく抑

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

えられる。

- 最下部支持格子の位置は互いに重なり合った状態にあることから、支持格子の位置ずれに起因する横流れは小さい。

以上のとおり、17行17列型4ループ炉心のA型55GWd/t燃料では、複数の要因が重畳したことによって燃料漏えいが発生したと推定されるが、本申請の燃料集合体を含む混在炉心においては、これらの要因が重畳することはなく、異なる設計の燃料が共存してもフレットング摩耗による燃料漏えいの可能性は小さい。

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

b. 燃料集合体の耐震性への影響

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

(2) 核的共存性

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

ここではこれらの計算コードの計算モデルに含まれていない燃料有効部分の位置ずれの影響を評価する。

A型燃料集合体及びB型燃料集合体の有効部分位置については、燃焼が進行するとA型燃料集合体の燃料棒はオフボトム型であるため上方及び下方へ伸び、B型燃料集合体の燃料棒はオンボトム型であるため上方へ伸び、

有効部分の位置ずれ量が変化することになる。

したがって、炉心を構成する燃料の間で最大となる位置ずれは、燃料棒がオンボトムの状態になったA型燃料集合体と、製造時の状態のA型燃料集合体との間の□mmである。

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

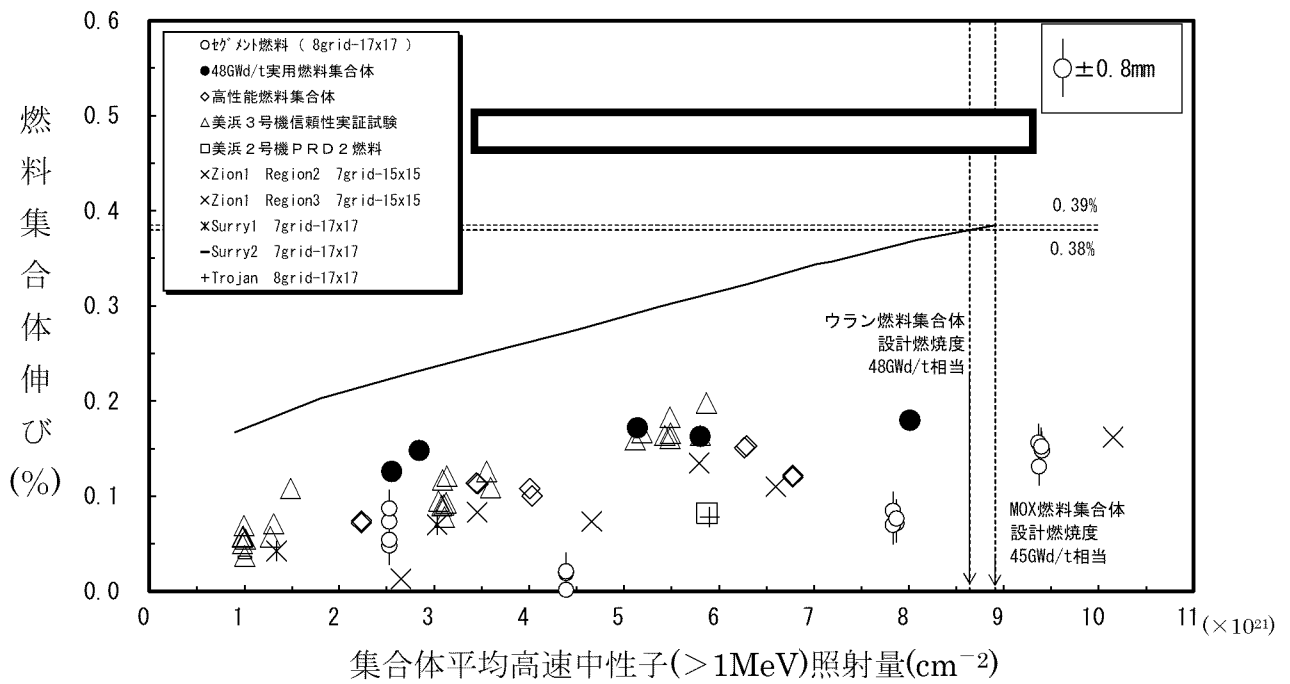
同様に、軸方向出力ピーキングへの影響として、燃料有効部分からずれた箇所は出力発生に寄与せず、また、ずれ部分の軸方向相対出力が、平均出力の100%を発生するものと保守的に評価したとしても、軸方向出力ピーキング変化は約□%程度の増加であり無視できる。

(3) 熱水力的共存性

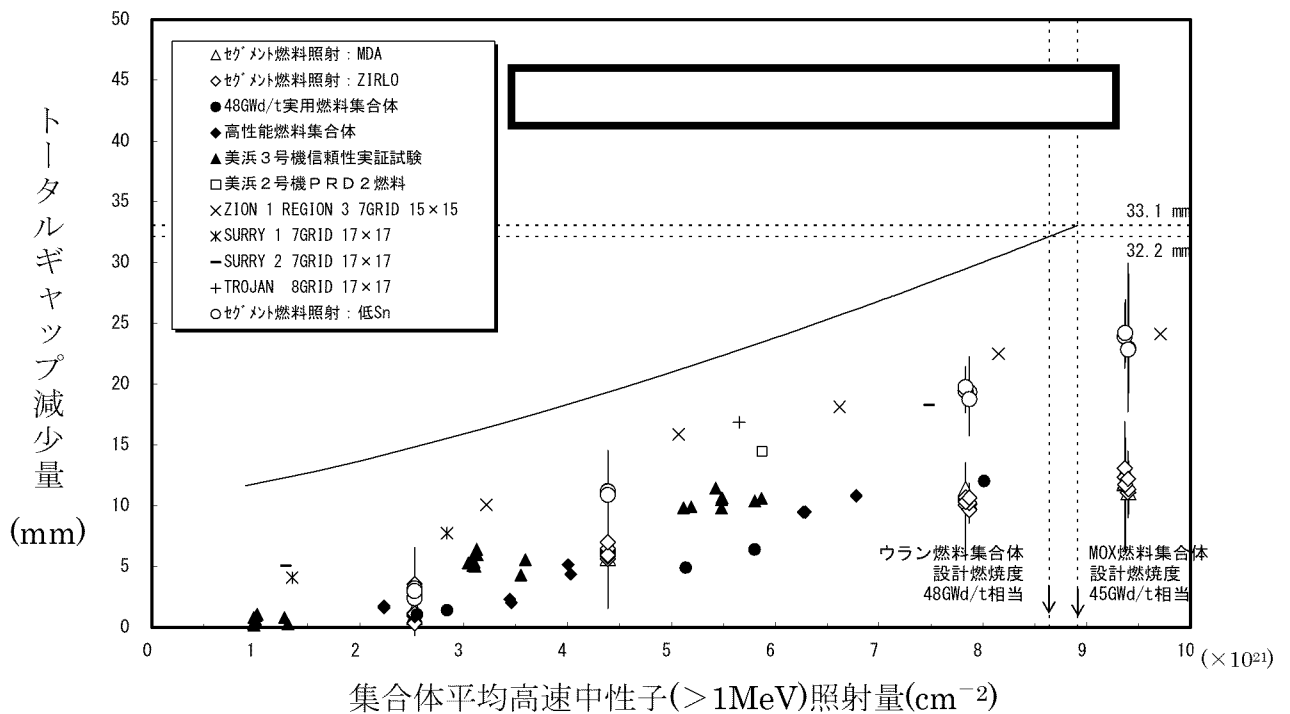
燃料の熱水力的性能を示す DNB 特性は、型式ごとに熱流動試験を行うことにより十分な性能を有することが確認されている。型式の異なる燃料が隣接する混在炉心において DNB 性能を確認するには、燃料集合体間横流れによる影響を評価する必要がある。

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

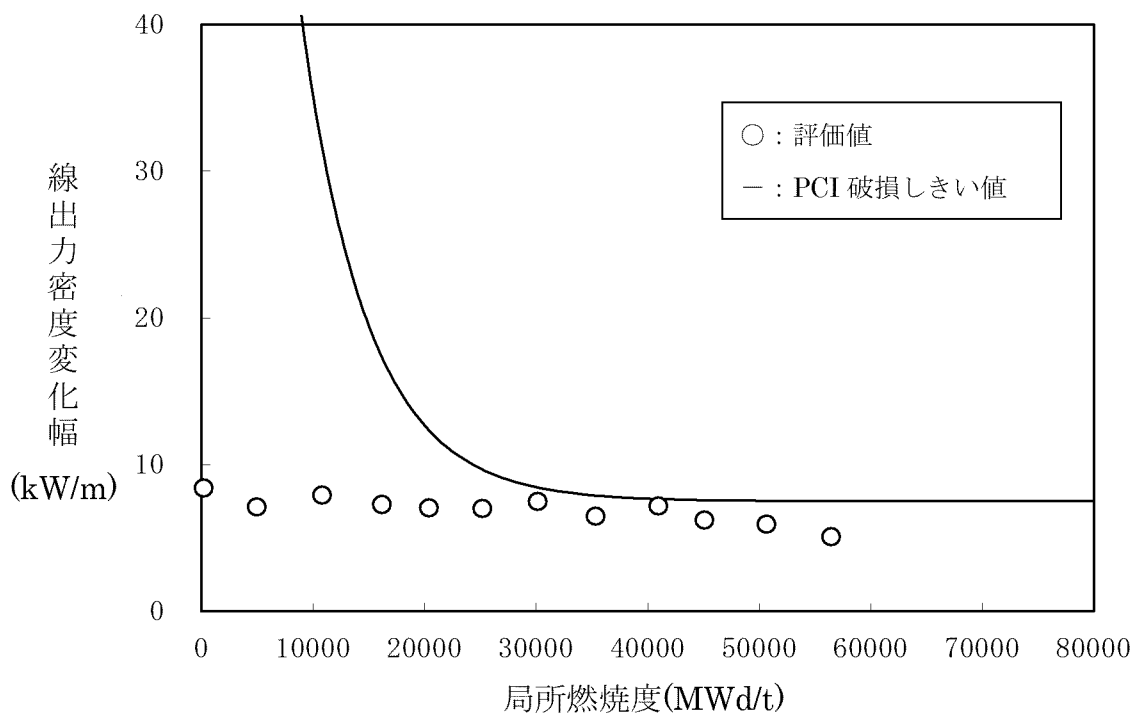
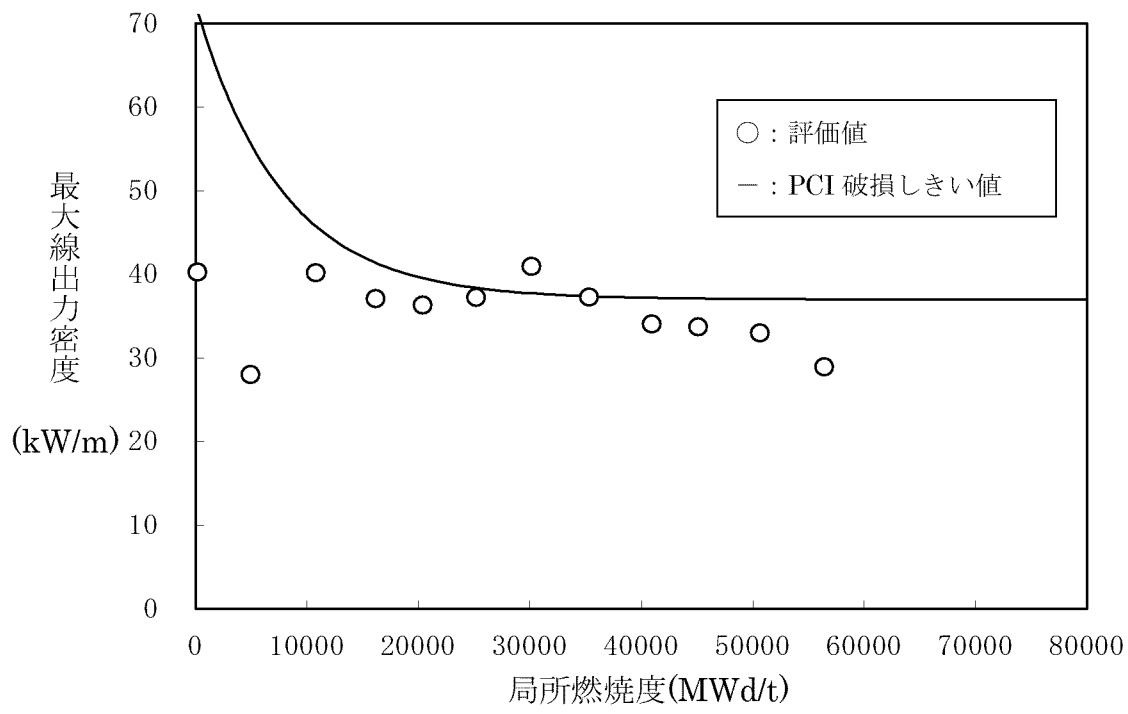
また、支持格子の圧力損失係数の差は小さく、したがって、設計の異なる燃料が隣接した場合においても熱水力設計上問題とならない。



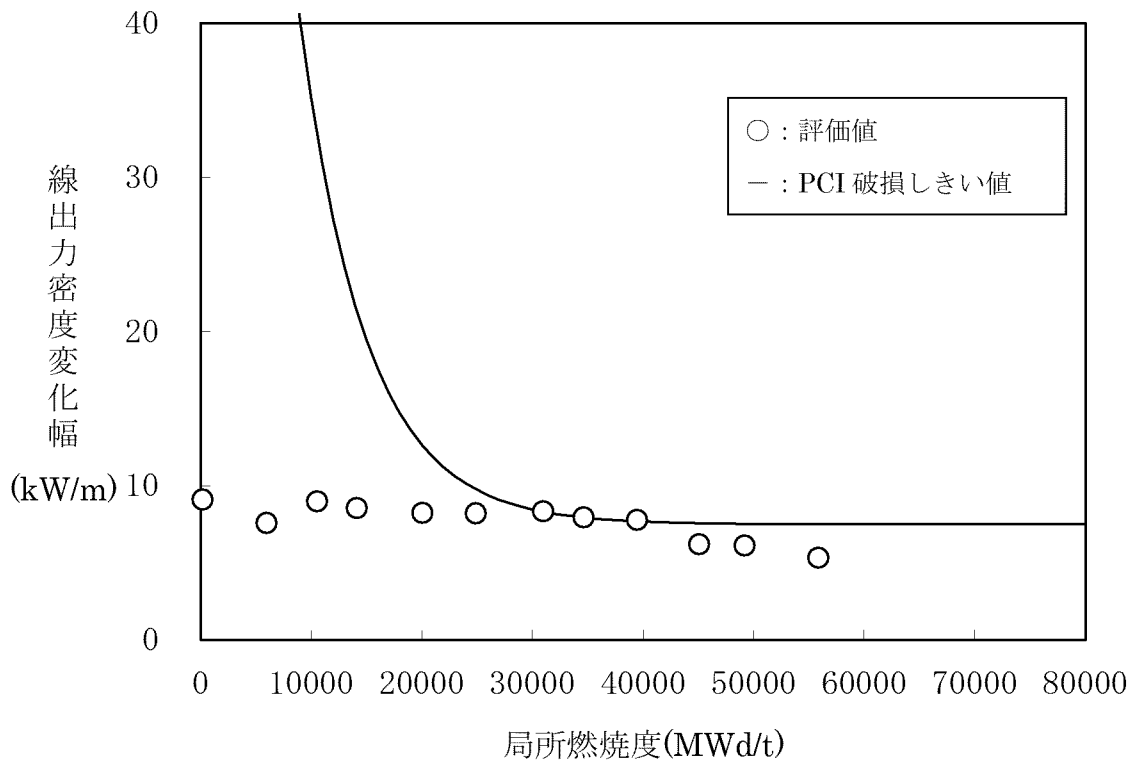
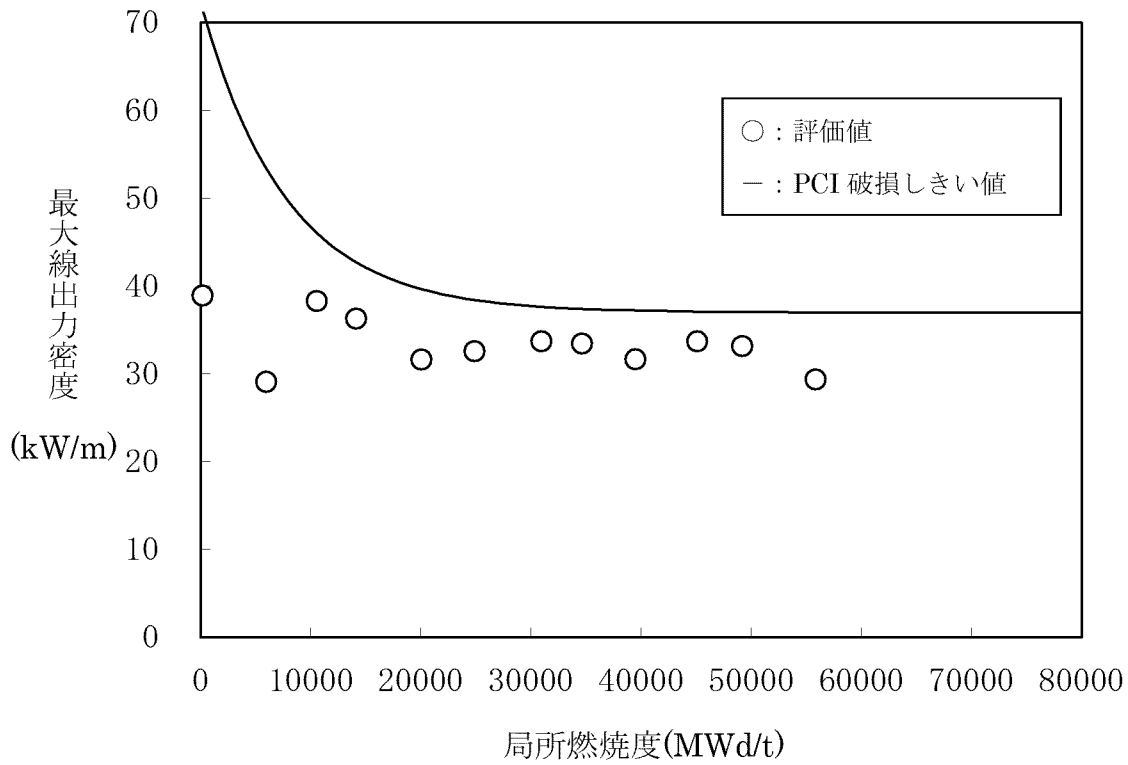
第3-26 図 燃料集合体の伸び⁽⁷⁾



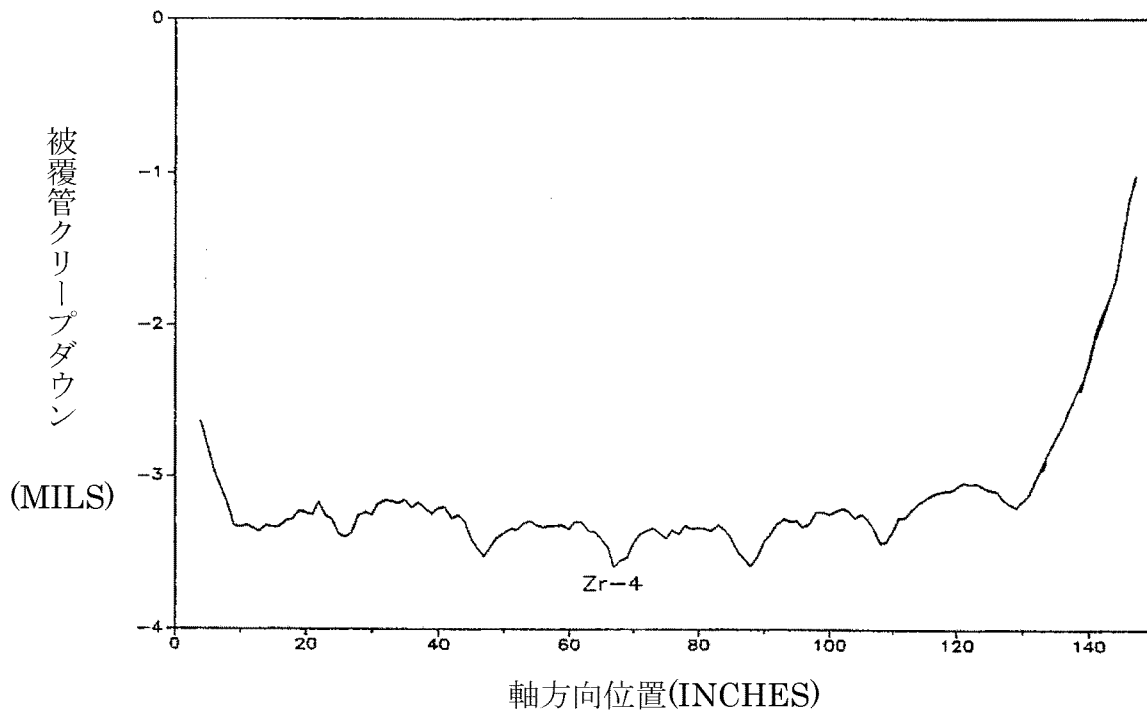
第3-27 図 トータルギャップ減少量⁽⁷⁾



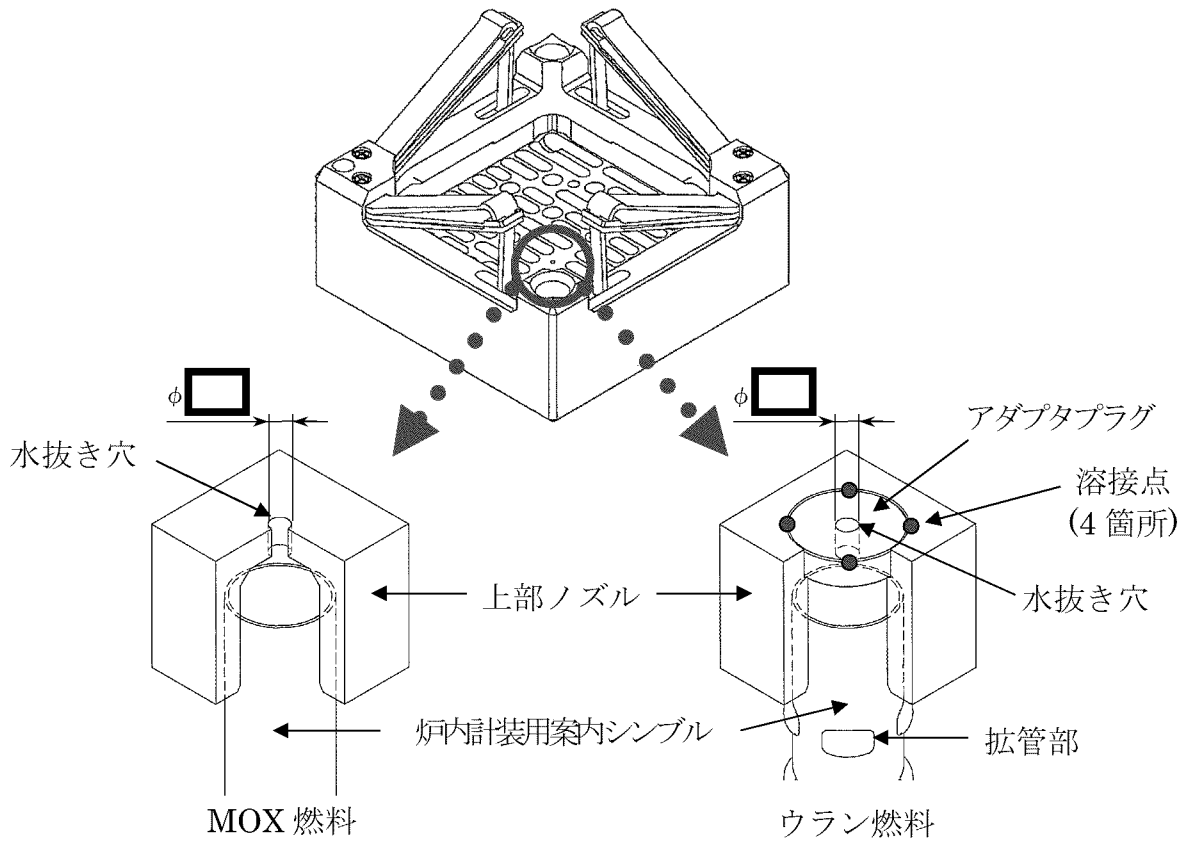
第3-28 図 (1) PCI 評価結果
(最大線出力密度が最大の場合の出力変化)



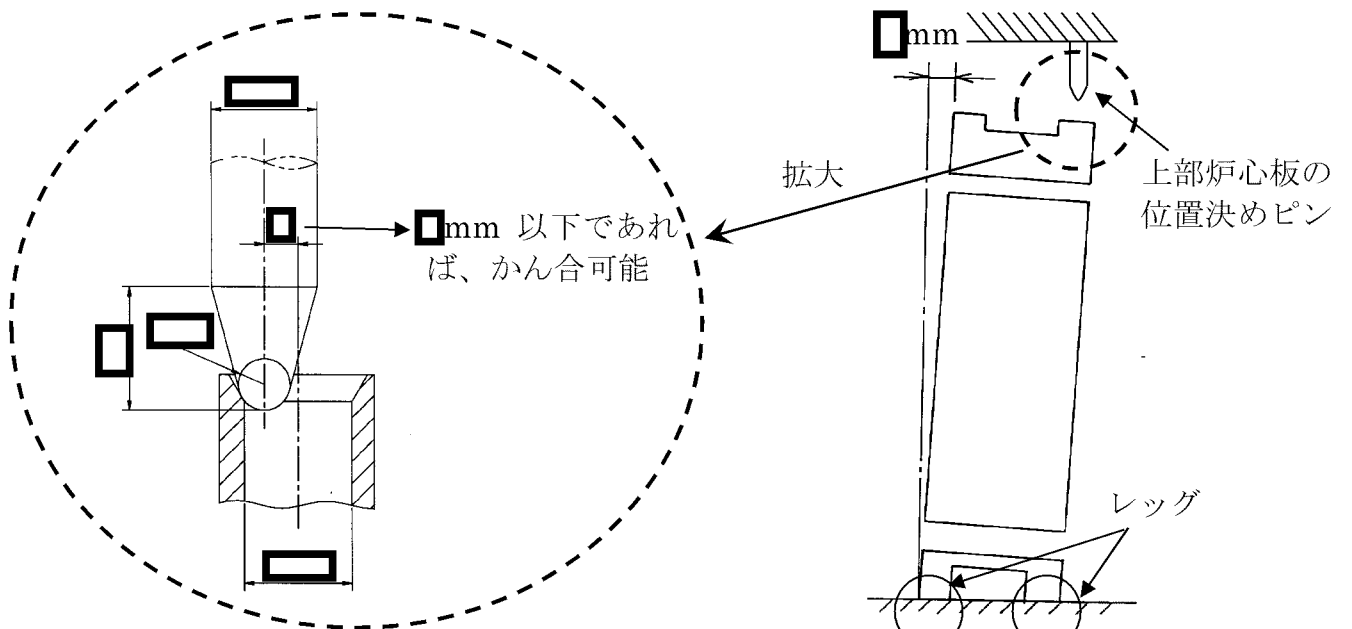
第3-28図(2) PCI評価結果
(線出力密度変化幅が最大の場合の出力変化)



第3-29図 海外燃料の被覆管外径変化⁽²⁷⁾



第3-30図 上部ノズル水抜き穴の形状



第3-31図 燃料集合体と上部炉心板の位置決めピンとのかん合

4. 燃料集合体の強度計算

4.1 燃料集合体の設計基準

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

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

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

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

なお、これらの基準は、原子力規制委員会規則「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 5 号）」、技術基準規則及び原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について（昭和 51 年 2 月 16 日）」及び原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について（平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承）」に記載されている考え方に基づいている。

第 4-1 表 燃料輸送及び取扱い時の燃料集合体の評価項目
(軸方向荷重に対する評価、設計荷重=4G)

構成部品	考慮点	材 料	応力 ^(注1)	許 容 値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	上部及び下部ノズルの応力評価を行う。	ステンレス鋼	$P_m + P_b$	$1.5S_m$
上部ノズル- 制御棒案内シ ンブル結合部	荷重分布を考慮し、拡管部、溶接部及びスリーブの強度評価を行う。	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位曲線の弾性限界荷重
支持格子- 制御棒案内シ ンブル結合部	荷重分布を考慮し、拡管部の強度評価を行う。	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位曲線の弾性限界荷重
制御棒案内シ ンブル	荷重分布を考慮し、応力評価を行う。	ジルカロイ-4	P_m	S_m

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

P_m : 一次一般膜応力

P_b : 一次曲げ応力

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

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

構成部品	考慮点	材料	応力 ^(注1)	許容値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	スクラム時の衝撃力	ステンレス鋼	$P_m + P_b$	$1.5S_m$
上部ノズル- 制御棒案内シ ンプル結合部	スクラム時の衝撃力	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づき荷重変位曲線の弾性限界荷重
支持格子- 制御棒案内シ ンプル結合部	スクラム時の衝撃力	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づき荷重変位曲線の弾性限界荷重
制御棒案内シ ンプル	スクラム時の衝撃力	ジルカロイ-4	P_m ^(注2)	S_m
	運転時荷重			
上部ノズル押 えばね	機械設計流量時	析出硬化型ニッケル基合金 ^(注3)	—	燃料集合体の浮き上がり防止のための必要ばね力
	ポンプオーバースピード時		—	上部ノズル押えばねの塑性変形が進行しないたわみ量

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

P_m : 一次一般膜応力

P_b : 一次曲げ応力

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

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

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

(注3) 以下「718 合金」という。

4.2 燃料集合体強度評価方法

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

また第 4-1 図に燃料集合体強度評価フロー図を示す。

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

燃料集合体の構成部品であるジルカロイ-4 及びステンレス鋼は高速中性子照射により強度は増加する（添付資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 4.2.2 項及び 6.2 項参照）。また、718 合金は高速中性子照射により耐力は増加し、引張強さはわずかに変化する（添付資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 5.2 項参照）。これらより燃料集合体の強度評価は、安全側に未照射材の強度を用いる。

なお、評価に使用する解析コードは「ANSYS Ver.10.0」及び「ANSYS Ver.11.0」（以下「ANSYS」という。）である。評価に用いる解析コード「ANSYS」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法

燃料輸送時に急停止あるいは急加速により、軸方向あるいは横方向の加速度に応じた荷重が加わるが、加速度の大きさを輸送容器に装備された加速度計にて監視し、4G の設計荷重内にあることを確認する。

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

以上を考慮して、設計荷重は 4G を設定し評価している。但し 4G 以上の荷重が加わったと考えられる場合には再評価を行う。

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

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

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

(2) 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部強度評価

上部ノズルスリーブー制御棒案内シンプル拡管部、上部ノズルー上部ノズルスリーブ溶接部及び上部ノズルスリーブに加わる荷重を評価する。

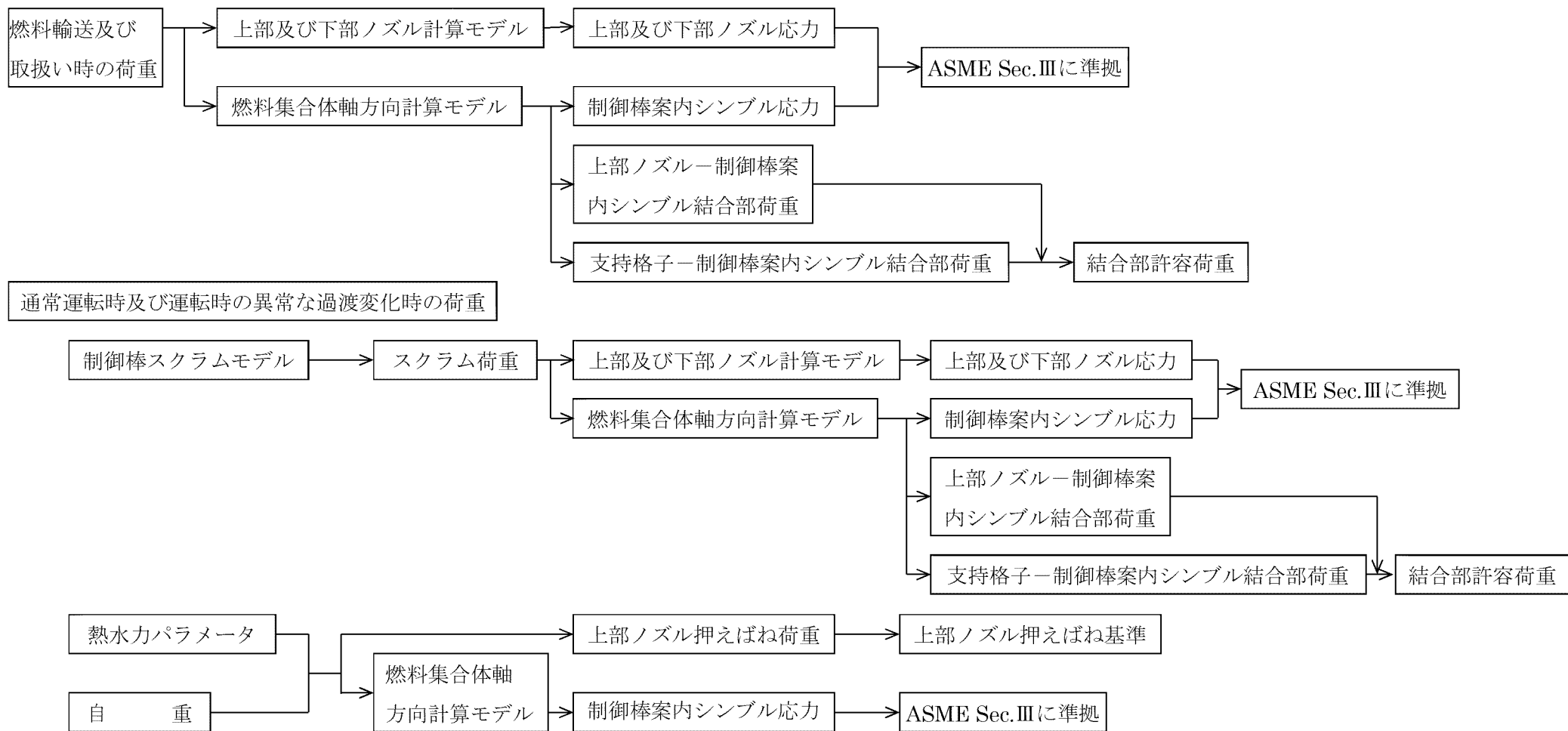
(3) 支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

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

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

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

横方向に 4G 荷重が作用した場合については、集合体の最長スパンを対象として被覆管に発生する応力が許容値を満足すること及び支持格子のばねの塑性変形が進展し、支持格子の機能である燃料棒の間隔維持に支障を及ぼさないことを確認する。



第 4-1 図 燃料集合体強度評価フロー図

4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における応力評価

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

スクラム時の荷重としては、

- a. ダッシュポット部^(注1)に制御棒クラスタ^(注2)が挿入され、落下速度が急激に減速する際の衝撃力(SF)
- b. 上部ノズルに制御棒クラスタが着底する際の衝撃力(SC)

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

したがって、上部ノズル、上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部及び支持格子ー制御棒案内シンプル結合部に対してはb.を、ダッシュポット部及び下部ノズルに対してはa.又はb.の大きい方を考慮して応力評価を行う。第4-3図に通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重を示す。

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

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

(2) 上部ノズル押えばねの機能評価

上部ノズル押えばねに要求される機能は次のとおりである。

- a. 機械設計流量に対して、燃料集合体の浮き上がりを防止する。
- b. 運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード^(注3)条

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

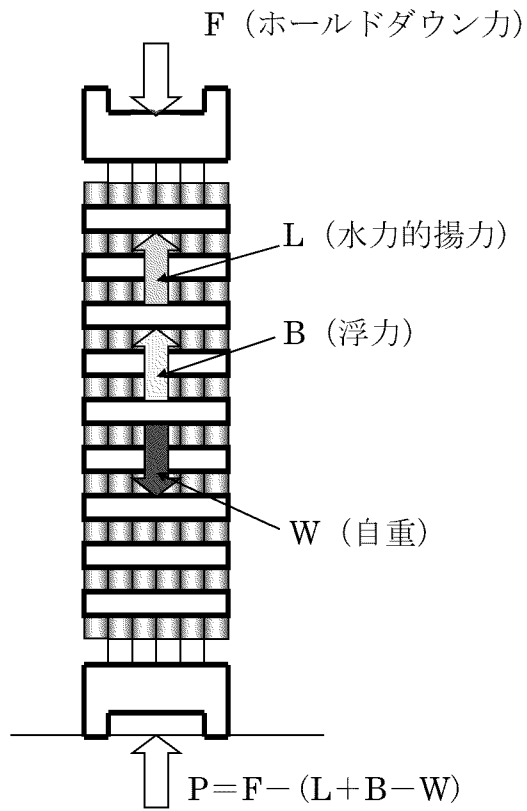
(注2) 1つの制御棒スパイダ及び24本の制御棒から構成された構造物

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

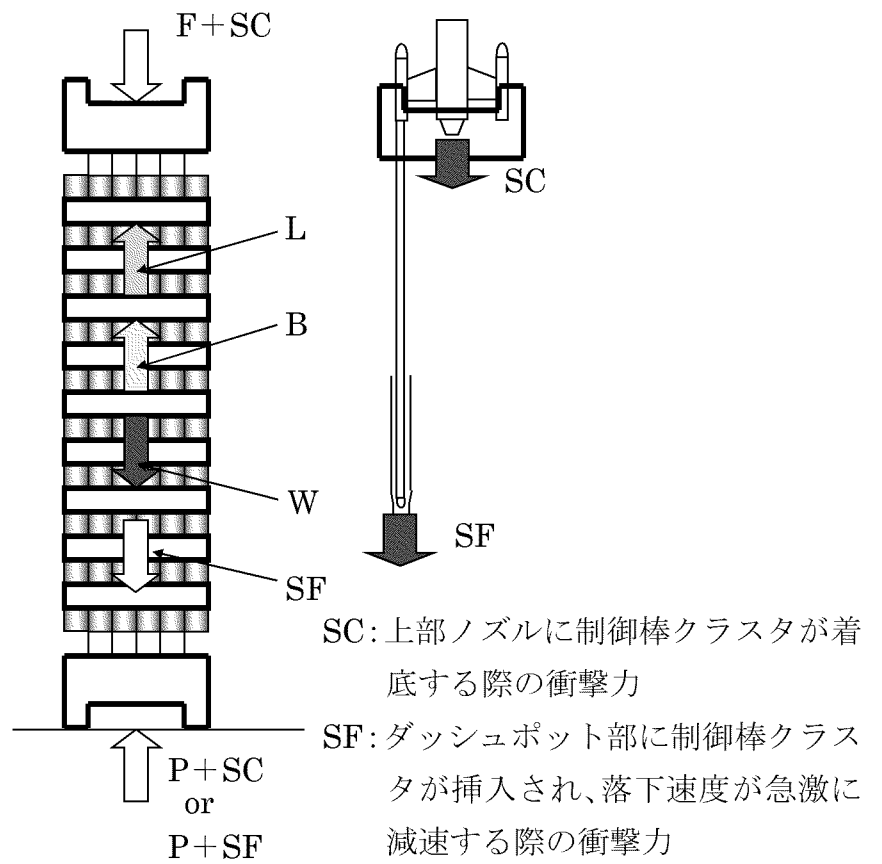
件で、上部ノズル押えばねの塑性変形は進行しない。

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

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



第 4-2 図 通常運転時荷重



第 4-3 図 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時荷重

4.3 強度評価結果

4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

第4-3表(1/2)に上部及び下部ノズルに生じる最大応力と許容応力を示す。上部ノズルの最大応力は上部ノズル中央部の水抜き穴間隔が狭い部位で発生し、下部ノズルの最大応力は下部ノズルプレートの内側で発生するが、永久変形は生じない。

(2) 上部ノズル-制御棒案内シムル結合部強度評価

第4-3表(1/2)に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は外周コーナ位置にある上部ノズルスリーブで発生するが、永久変形は生じない。

(3) 支持格子-制御棒案内シムル結合部強度評価

第4-3表(1/2)に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は外周コーナ位置にある上部支持格子拡管結合部で発生するが、永久変形は生じない。

(4) 制御棒案内シムル応力評価

第4-3表(1/2)に制御棒案内シムルに生じる最大応力と許容応力を示す。最大応力は外周コーナ位置にある上部ノズルスリーブと上部支持格子スリーブ間の制御棒案内シムルで発生するが、永久変形は生じない。

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

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

上記(1)から(4)の項目について、常温における6Gの荷重に対する評価結果を第4-3表(2/2)に示すが、いずれも許容値を満足している。横方向については、各支持格子部固定の条件で6Gの荷重に対して被覆管に発生する応力

は、約□MPa と耐力（約□MPa）に比べ十分小さい。また、支持格子のばねに作用する荷重は約□N であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する荷重は約□N であるので、支持格子のばねに永久変形が生じることはない。

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

第4-3表 (1/2) 燃料輸送及び取扱い時の荷重における評価結果

(単位：MPa)

構 成 部 品	最大応力		許容応力		(注3) 設計比		
上 部 ノ ズ ル					0.62		
下 部 ノ ズ ル					0.59		
上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部					(注1)	(注2)	0.74 (注4)
支持格子ー制御棒案内シンプル結合部					(注1)	(注2)	0.40 (注4)
制御棒案内シンプル							0.97

(注1) 最大荷重(N)

(注2) 許容荷重(N)

(注3) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注4) 許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

第4-3表 (2/2) 常温における6Gの荷重に対する評価結果

(単位：MPa)

構 成 部 品	最大応力	許容応力	(注3) 設計比	
上 部 ノ ズ ル			0.79	
下 部 ノ ズ ル			0.75	
上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部			(注1)	(注2) 0.74 (注4)
支持格子ー制御棒案内シンプル結合部			(注1)	(注2) 0.45 (注4)
制御棒案内シンプル				0.83

(注1) 最大荷重(N)

(注2) 許容荷重(N)

(注3) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注4) 許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

4.3.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価結果

(1) 応力評価

a. 上部ノズル

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

b. 下部ノズル

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

c. 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部

運転中の荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部に生じる最大荷重を第 4-4 表に示す。ここから分かるとおり、最大荷重は許容荷重よりも小さい。

d. 支持格子ー制御棒案内シンプル結合部

運転中の荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、支持格子ー制御棒案内シンプル結合部に生じる最大荷重を第 4-4 表に示す。ここから分かるとおり、最大荷重は許容荷重よりも小さい。

e. 制御棒案内シンプル

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

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

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

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

(2) 上部ノズル押えばねの機能評価

燃料寿命初期の低温起動時及び高温全出力時の評価結果を第 4-5 表に

示す。それぞれの場合に上部ノズル押えばねに要求される力に比べ、ばね力はこれよりも大きく、通常運転時における燃料集合体の浮き上がりは防止できる。

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

第 4-4 表 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の応力評価結果
(単位 : MPa)

	最大応力	許容応力	設計比 ^(注1)
上部ノズル			0.21
下部ノズル ^(注2)			0.34
上部ノズルー 制御棒案内シンプル結合部	<input type="text"/> ^(注3)	<input type="text"/> ^(注4)	0.28 ^(注5)
支持格子ー 制御棒案内シンプル結合部	<input type="text"/> ^(注3)	<input type="text"/> ^(注4)	0.35 ^(注5)
制御棒案内シンプル ^(注2) ダッシュポット部			0.46
制御棒案内シンプル ^(注6) ダッシュポット部			0.05

(注1) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

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

(注3) 最大荷重 (N)

(注4) 許容荷重 (N)

(注5) 許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

(注6) 制御棒案内シンプルに対する通常運転時の応力

第4-5表 上部ノズル押えばね評価結果

(単位：N)

	上部ノズル押えばねに要求される力 ^(注1)	上部ノズル押えばね力	評価	^(注2) 設計比
低温起動時	[] ^(注3)		浮き上がらない。	0.93
高温全出力時	[]		浮き上がらない。	0.53
ポンプオーバースピード時(高温)			浮き上がるがばねの塑性変形は進行しない。	^(注4) (0.78)

(注1) 水力的揚力+浮力-自重

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

(注3) MOX燃料は公差下限を考慮した場合でも、上部ノズル押えばね力は [] N であり、燃料集合体は浮き上がらない。

(注4) ()内の設計比はポンプオーバースピード時に塑性変形が進行しない荷重([] N)に対して上部ノズル押えばねに要求される荷重の比である。

5. 参考文献

- (1) 三菱原子力工業(株), "三菱PWRの燃料設計計算コードの概要", MAPI-1019 改1, 昭和63年5月
- (2) M.D.Burdick and H.S.Parker, "Effect of Particle Size on Bulk Density and Strength Properties of Uranium Dioxide Specimens", Journal of the American Ceramic Society, Vol. 39 (1956) p181.
- (3) J. B.Conway. R.M. Fincel Jr., and R. A. Hein, Trans, Am. Nucl. Soc. 6, 153 (1963)
- (4) M. Tokar, A. W. Nutt and T.K. Keenan, Nucl. Technol. 1, 147 (1973).
- (5) (財)原子力安全研究協会 "軽水炉燃料のふるまい 実務テキストシリーズ No.3",平成10年7月
- (6) R.S.Brokaw, "Alignment Charts for Transport Properties, Viscosity, Thermal Conductivity and Diffusion Coefficients for Nonpolar Gases and Gas Mixtures at Low Density", Report NASA TR R-81 (1961).
- (7) 三菱重工業株式会社, "三菱PWR 4 ループプラント装荷 MOX 燃料機械設計", MHI-NES-1030, 改1, 平成17年1月
- (8) N.Cadelli and M.Lippens, IAEA specialists' meeting, May 7-11 1984, "POST-IRRADIATION EXAMINATION OF PLUTONIUM-BEARING FUEL ELEMENTS IRRADIATED IN LWR POWER PLANTS - A EUROPEAN COMMUNITY CAMPAIGN"
- (9) H. E. Schmidt. et al., "Wärmeleitfähigkeit und Wärmeleitungs-Integrale von Uran-Plutonium-Mischoxiden", Deutsches Atom forum Reachtortugnung, Berlin, April 1970, Proceedings 556.
- (10) J. C. Weilbacher, CEA-R-4572 (1974)
- (11) R.L.Gibby, "The Effect of Plutonium Content on the Thermal Conductivity of (U,Pu)O₂ Solid Solutions", J.Nucl.Mater., 38 (1971) 163-177
- (12) I.R.Topliss et al., "Measurement and Analysis of MOX Physical Properties", Technical Committee Meeting on Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuel, Windermere,UK,July 1995
- (13) J. Belle et al., "Thermal Conductivity of Bulk Oxide Fuels", WAPD-TM-586 (Revised) (1967).
- (14) 手島ら, "ハルデン炉における MOX 燃料の照射挙動評価(2)", (社)原子力学会 「2002 年秋の大会」 E14

- (15) M.V.Speight, "A Calculation on the Migration of Fission Gas in Material Exhibiting Precipitation and Re-resolution of Gas Atoms Under Irradiation." ,Nuclear Science and Engineering: 37, 180-185(1969)
- (16) C.Vitanza et al., "Fission Gas Release From In-pile Pressure Measurements, " ,Enlarged HPGM Loen Norway, 5-9 June 1978. F7-1
- (17) R.Hargreaves and D.A. Collins. "A Quantitative Model for Fission Gas Release and Swelling in Irradiated Uranium Dioxide" ,J.Br.Nucl Energy Soc. 1976 15. Oct., No.4 311-318
- (18) H.Nerman, "Application of STAV5 code for the Analysis of Fission Gas Release in Power Reactor Rods" ,IAEA specialists mtg. on Water Reactor fuel element performance computer modeling, Preston, UK March 1982
- (19) USNRC "Background and Derivation of ANS5.4 Standard Fission Product Release Model", NUREG/CR-2507, July, 1981
- (20) H.Roepenack,F.Schlemmer,and G.Schlosser,"Development of Thermal Plutonium Recycling" ,Nucl.Technol.,77,175(1987)
- (21) W.R.Smalley ,"SAXTON CORE II FUEL PERFORMANCE EVALUATION PART I :MATERIALS", WCAP-3385-56 Part I ,September 1971
- (22) J.R.Reavis, "Vibration Correlation for Maximum Fuel-Element Displacement in Parallel Turbulent Flow" ,Nuclear Science and Engineering: 38, 63-69(1969)
- (23) W.J.O'Donnell and B.F.Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components" Nuclear Science and Engineering: 20, 1-12 (1964)
- (24) 三菱原子力工業(株), "燃料棒のわん曲(Bowing)について", MAPI-1031 改 3, 昭和 63 年 5 月
- (25) 市川達生ら,"わが国における MOX 燃料の照射実証及び照射後試験",日本原子力学会誌,Vol.39,No.2,1997,pp93-111
- (26) D. Haas, "STATUS OF THE PRIMO MOX FUEL RESEARCH AND DEVELOPMENT PROGRAMME" International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, April, 1991
- (27) M.G.Balfour et al., "Westinghouse Fuel Operating Experience at High Burnup and with Advanced Fuel Features", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. はじめに	7 (3) - 別紙 - 1
2. 解析コードの概要	7 (3) - 別紙 - 2
2.1 FINE Ver.1.1	7 (3) - 別紙 - 2
2.1.1 FINE Ver.1.1 の概要	7 (3) - 別紙 - 2
2.2 ANSYS Ver.10.0	7 (3) - 別紙 - 3
2.2.1 ANSYS Ver.10.0 の概要	7 (3) - 別紙 - 3
2.3 ANSYS Ver.11.0	7 (3) - 別紙 - 4
2.3.1 ANSYS Ver.11.0 の概要	7 (3) - 別紙 - 4

1. はじめに

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

2. 解析コードの概要

2.1 FINE Ver.1.1

2.1.1 FINE Ver.1.1 の概要

対象：燃料集合体

項目 \ コード名	FINE
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	1988年
使用したバージョン	Ver.1.1
使用目的	A型MOX燃料燃料棒強度評価
コードの概要	<p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料棒挙動を解析するために作成されたコードである。</p> <p>燃料中心温度、燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張ひずみの変化量等の算出が可能である。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>FINE Ver.1.1は、燃料棒 (A型MOX燃料) の燃料棒強度評価に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国内外の商業炉・試験炉の照射データ等による結果とFINEコードによる解析結果との比較を行い、FPガス放出率・燃料棒内圧等の燃料挙動が概ね一致することを確認している。詳細は、公開文献「PWR/MOX燃料機械設計」(MAPI-1086 改3 平成10年 三菱重工業株式会社)に示されている。また、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(平成7年 原子力安全委員会了承)においてFINEコードの妥当性が確認されている。 ・FINE Ver.1.1は、MOX燃料用であり、今回の解析に使用することは妥当である。 ・本設計及び工事計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・本設計及び工事計画における構造に対し使用する要素、A型MOX燃料燃料棒強度評価の使用目的に対し、使用用途及び使用方法に関する適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。

2.2 ANSYS Ver.10.0

2.2.1 ANSYS Ver.10.0 の概要

対象：燃料集合体

項目	コード名
	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc (米国)
開発時期	1970 年
使用したバージョン	Ver.10.0
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析
コードの概要	<p>線形／非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応答解析等）を行うことができる汎用有限要素法構造解析コードである。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送・取扱時の荷重等を入力として、下部ノズルに生じる応力を算出する。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>ANSYS は汎用市販コードである。ANSYS Ver.10.0 は下部ノズルの 3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 材料力学分野における一般的な知見により解を求めることができる体系について 3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは、航空宇宙、自動車等の様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。 ・ 開発機関が提示するマニュアルにより、今回の設工認申請で使用する 3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。

2.3 ANSYS Ver.11.0

2.3.1 ANSYS Ver.11.0 の概要

対象：燃料集合体

項目	コード名
	ANSYS
開発機関	ANSYS, Inc (米国)
開発時期	1970 年
使用したバージョン	Ver.11.0
使用目的	3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析
コードの概要	<p>線形／非線形の静解析及び動解析（固有値解析、応答解析等）を行うことができる汎用有限要素法構造解析コードである。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送・取扱時の荷重等を入力として、上部ノズルに生じる応力を算出する。</p>
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	<p>ANSYS は汎用市販コードである。ANSYS Ver.11.0 は上部ノズルの 3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 材料力学分野における一般的な知見により解を求めることができる体系について 3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは、航空宇宙、自動車等の様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。 ・ 開発機関が提示するマニュアルにより、今回の設工認申請で使用する 3次元有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。

燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性
その他の性能に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 8

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	8 (3) - 1
2. 構成材料の概要	8 (3) - 2
3. ウラン・プルトニウム混合酸化物	8 (3) - 8
3.1 耐熱性	8 (3) - 8
3.2 耐放射線性	8 (3) - 9
3.2.1 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの 照射焼きしまり／スエリング	8 (3) - 10
3.2.2 FP ガスの放出挙動	8 (3) - 11
3.3 耐食性	8 (3) - 12
3.3.1 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと ジルカロイ-4 被覆管との反応	8 (3) - 12
3.3.2 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと 充填ガスとの反応	8 (3) - 13
3.3.3 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと水との反応	8 (3) - 13
3.4 その他の考慮事項	8 (3) - 22
3.4.1 ペレット焼結雰囲気について	8 (3) - 22
3.4.2 ペレット不純物について	8 (3) - 22
4. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金（ジルカロイ-4）	8 (3) - 24
4.1 ジルカロイ-4（冷間加工材）	8 (3) - 24
4.1.1 耐熱性	8 (3) - 24
4.1.2 耐放射線性	8 (3) - 24
4.1.2.1 機械的性質	8 (3) - 25
4.1.2.2 疲労特性	8 (3) - 26
4.1.2.3 クリープ特性	8 (3) - 26
4.1.2.4 照射成長	8 (3) - 26
4.1.3 耐食性	8 (3) - 27
4.1.3.1 酸化腐食による影響	8 (3) - 27
4.1.3.2 水素吸収による影響	8 (3) - 27

4.1.4	その他の性能	8 (3) - 28
4.1.4.1	耐 PCI 性	8 (3) - 28
4.1.4.2	耐摩耗性	8 (3) - 28
4.2	ジルカロイ-4 (再結晶焼鈍材)	8 (3) - 29
4.2.1	耐熱性	8 (3) - 29
4.2.2	耐放射線性	8 (3) - 29
4.2.3	耐食性	8 (3) - 30
4.2.3.1	酸化腐食による影響	8 (3) - 30
4.2.3.2	水素吸収による影響	8 (3) - 31
5.	析出硬化型ニッケル基合金 (718 合金)	8 (3) - 42
5.1	耐熱性	8 (3) - 42
5.2	耐放射線性	8 (3) - 42
5.3	耐食性	8 (3) - 42
6.	オーステナイト系ステンレス鋼	8 (3) - 45
6.1	耐熱性	8 (3) - 45
6.2	耐放射線性	8 (3) - 45
6.3	耐食性	8 (3) - 46
7.	参考文献	8 (3) - 50

1. 概 要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 23 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、17 行 17 列 A 型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（以下「燃料集合体」という。）の各材料の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能を述べるものである。

燃料集合体は、必要な物理的性質及び化学的性質を保持するよう「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」における「燃料体に関する要求事項（別記－10）」に基づく設計となっていることを確認する。

2. 構成材料の概要

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

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分(1/4)

構成部品	材料の種類	主成分(wt%)		不 純 物(ppm)						
		Pu+U +Am-241	≧ <input type="text"/>	C	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	
燃料材	(注1) ウラン・プルトニウム混合 酸化物焼結ペ レット	O/M (比率)	<input type="text"/>	H	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	
		X	X	N	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
				<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
				<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
				<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
				<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
				<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
				<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
				<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>
		ボロン当量 ^(注2) は <input type="text"/> ppm を超えてはならない。								

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分(2/4)

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

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分(3/4)

構成部品	材料の種類	化学成分(wt%)			
		Ni	50.0/55.0	Cu	≦0.30
・支持格子 ・上部ノズル 押えばね	析出硬化型 ニッケル基合金 (注4) (ASTM B670 UNS N07718)	Cr	17.0/21.0	Si	≦0.35
		Nb+Ta	4.75/5.50	Mn	≦0.35
		Mo	2.80/3.30	P	≦0.015
		Ti	0.65/1.15	S	≦0.015
		Al	0.20/0.80	C	≦0.08
		Fe	残部	B	≦0.006
		・上部ノズル ・下部ノズル	オーステナイト系 ステンレス鋼 (ASTM A <input type="text"/>)	Cr	<input type="text"/>
		Ni	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		C	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
・シンプル スクリュウ ・スプリング スクリュウ	オーステナイト系 ステンレス鋼 (ASTM A <input type="text"/> <input type="text"/> B8)	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		Ni	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		C	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
・インサート 端栓	オーステナイト系 ステンレス鋼 (ASTM <input type="text"/>)	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		Ni	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		C	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
・インサート 管	オーステナイト系 ステンレス鋼 (ASTM A <input type="text"/> 又は ASTM A <input type="text"/>)	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		Ni	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>
		C	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分(4/4)

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

(注 1) 以下「MOX ペレット」という。

(注 2) 不純物の総中性子吸収をボロン量で換算したもの。

(注 3) 以下「ジルカロイ-4」という。なお、燃料被覆材端栓の材料は、JIS H4751 ZrTN 804D の規定から Nb 及び Ca の化学成分を除外して、JIS H4751 ZrTN 804D 相当と記載している。

(注 4) 以下「718 合金」という。なお、718 合金のうち支持格子の材料は「インコネル-718」という。

第 2-2 表 燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質

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

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

3. ウラン・プルトニウム混合酸化物

3.1 耐熱性

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

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

また、大森ら⁽²⁾により燃焼率（以下「燃焼度」という。）約 $110,000\text{MWd/t}$ までのMOXの溶融点が測定されている。MOXの溶融点の燃焼に伴う低下は、燃焼度 $0\sim 50,000\text{MWd/t}$ までは一定であるが、それ以上の燃焼度では、約 $6^\circ\text{C}/10,000\text{MWd/t}$ であると報告されている（第3-2図の①）。これより、溶融点の燃焼に伴う低下として、保守的に二酸化ウラン燃料の設計評価で用いている $32^\circ\text{C}/10,000\text{MWd/t}$ を用いる。

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

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

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

また、MOXペレットのクリープ速度は、プルトニウム含有率とともに増加するとされており、プルトニウム含有率 $5\text{wt}\%$ の増加に伴いクリープ速度は約 20%

増加する⁽⁴⁾。ペレットのクリープ速度が大きいとペレット-燃料被覆材(以下「被覆管」という。)接触時にペレットが塑性変形し易くなるので、被覆管応力が緩和される方向となる。ペレット熱膨張による被覆管の応力は、周方向が最大となり、MOXペレットの塑性変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、燃料棒の設計に当たっては、安全側に塑性変形を考慮しないとした上で、被覆管応力等が設計基準を満足するようにする。

3.2 耐放射線性

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

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

また、FPガスのほとんどがペレット中に捕獲されているが、その一部がペレット外へ放出される。これらの挙動を計算モデルに取り込んで(添付資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(4)b.に示す。)設計評価に反映している。

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

本申請では、プルトニウム均一性を向上すべく、AREVA NC社(旧コジエマ社)のカダラッシュ工場及びベルゴニュークリア社のデッセル工場の実績のある粉末混合方法^(注1)により製造し、プルトニウムスポット最大径() μm 以下のペレットを使用する。

(注 1) 二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末を混合するに当たり、2段階にて混合を行う方法であり、1段階目ではボールミルを使用して二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末を粉碎混合し、2段階目にて、1次混合粉末に、更に二酸化ウラン粉末を加えてスクリュウ方式により均一化混合を行う。

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

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

ペレットの焼きしまり現象は、焼結時気孔の収縮及び消滅、あるいは粒界への拡散によると解釈される。MOXペレットでも二酸化ウラン焼結ペレット（以下「二酸化ウランペレット」という。）と同様な現象による焼きしまりが考えられ、ウラン原子とプルトニウム原子の拡散の差異の影響が考えられる。しかし、低いプルトニウム含有率ではペレットの焼きしまり現象はウラン原子の拡散が支配的となり、その挙動は二酸化ウランペレットと同等と考えられる。すなわち、MOXペレットではその母材となるウラン粉末の特性により微細組織形成が大きく支配され、その挙動はウラン粉末によるペレットと同等になると考えられる⁽⁶⁾。

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

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

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

なお、第3-3図(1)及び第3-3図(2)に示したペレット照射に伴う密度変化データから、焼きしまりによる密度上昇は比較的低温燃焼度域で完了し、焼きしまりに対して安定している。これらの知見から、本申請の燃料集合体に使用するMOXペレットも、焼結時の密度を高密度にすることにより照射

中の寸法安定性を得るため、ペレット密度^(注1)が95%T.D. (理論密度)のものを使用している。

3.2.2 FP ガスの放出挙動

FP ガスの放出挙動は、リコイル・ノックアウト^(注2)による放出及び高温で顕著となる拡散による放出に分けられる。

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

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

また、第3-4図(2)に示すように、MOXペレットについて、燃料棒燃焼度で約60,000MWd/tまでのデータが得られており、FPガス放出率はウランペレットと同等であることが示されている。なお、40,000MWd/t付近で高いFPガス放出率のデータが得られているが、これは燃焼の後半で出力が高かったことが主要因であることがわかっており、ウランでも同様の傾向が確認されている⁽⁸⁾。

今回のMOX燃料設計では、MOXペレットのFPガス放出率は、旧製法の照射試験データ⁽⁹⁾をも包絡するように、二酸化ウランペレットのモデルの1.3倍としている。このモデルの実証データには、初期密度が低い(約92%T.D.)MOXペレットのFPガス放出率データも含まれており、今回使用するMOX燃料に対しても適用できるものである。

(注1) ペレットは二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末の混合粉末の焼結体であり、ペレット焼結時に気孔が生じる。そのため、ペレット密度はMOXの理論密度(気孔がない場合の密度。Theoretical density:T.D. 二酸化ウランでは10.96g/cm³)より小さくなり、理論密度に対する比として定める。

(注2) リコイル(反跳)放出は、ペレットの表面近くで生成したFPガスが反跳エネルギーによって直接ペレットから燃料棒内に放出されることをいう。また、ノックアウト(はじき出し)放出は、ペレット表面近くにあるFPガスが、核分裂片による衝突等により放出されることをいう。

また、MOX ペレットでは、超ウラン元素の α 崩壊により生成するヘリウムにより二酸化ウランペレットよりヘリウム生成量及び放出量は大きくなる。今回の MOX 燃料設計では、照射試験データ⁽¹⁰⁾に基づき MOX ペレットのヘリウム生成量をウランペレットの 3 倍として評価する。

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

3.3 耐食性

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

二酸化ウランとステンレス鋼との反応は安定であり⁽¹¹⁾、加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）燃料の照射後試験において反応は認められていない⁽¹²⁾ことから、二酸化ウランペレットとコイルばねとは安定に共存する。MOX ペレットにおいては、ステンレス鋼被覆管を用いている高速炉燃料における国内外の照射実績より、その内面腐食量は小さいことが知られており⁽¹³⁾、MOX ペレットとコイルばねとは安定に共存すると考えられる。

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

ジルカロイと二酸化プルトニウムが接触した場合、照射により過剰になった二酸化プルトニウム中の酸素がジルカロイ中に拡散し、被覆管内面酸化膜 (ZrO_2) が形成される。さらに、両者が強く接触するようになるとジルコニウム酸化層へのプルトニウムの拡散により、ジルコニウム酸化層は $(Zr,Pu)O_2$ 固溶体となり、これがボンディング層を形成して、強固なペレット-被覆管の固着の原因となる⁽⁶⁾。これらは、被覆管の腐食及び PCI^(注1) へ影響を及ぼす可能性が考えられる。

(注 1) 燃料棒の出力を上昇させると、ペレットと被覆管の熱膨張差によってペレットが被覆管を押し広げるような機械的相互作用(PCMI ; Pellet-Clad Mechanical Interaction)が生じる。また、燃料棒内に腐食性 FP ガスであるヨウ素等が放出され、被覆管に応力腐食割れが発生する場合がある。このような相互作用をペレット-被覆管相互作用(PCI ; Pellet-Clad Interaction)という。

しかしながら、二酸化ウランペレットとジルコニウムを密着させ 510°C で約 500 日以上保持した場合においても反応は生じないことが報告されている⁽¹⁴⁾。通常運転中においてペレットと被覆管及び燃料被覆材端栓の接触面の温度が長期間にわたって 500°C を超えないことから、反応は小さいと考えられる。

ここで、海外商業炉で照射された約 60,000MWd/t までのジルカロイ-4 被覆管の二酸化ウラン燃料棒では被覆管内面酸化及びボンディングが認められるが、その反応層は高々 10~20 μm と小さく、被覆管応力への影響は小さい。また、二酸化ウラン燃料棒が急激な出力上昇を受けた場合、約 30,000 ~ 40,000MWd/t において PCI 破損が認められる出力レベルでも、約 60,000MWd/t 程度の上記燃料棒は PCI 破損していないことから、この程度の反応層であれば PCI への影響はない⁽¹⁵⁾。

さらに、第 3-5 図に、MOX 燃料の被覆管内面酸化膜厚さの測定結果例を示すが、MOX 燃料の内面酸化膜厚さは二酸化ウラン燃料と同程度となっている⁽¹⁶⁾。他にも MOX 燃料の内面腐食挙動は二酸化ウラン燃料と同等とする報告がある⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾。

以上から MOX ペレットにおいても二酸化ウランペレットと同様ジルカロイ-4 との反応による被覆管応力及び PCI への影響は小さいと考えられる。

また、ペレットと燃料被覆材端栓との反応については、被覆管と燃料被覆材端栓は材質が同じであることから、MOX ペレットと燃料被覆材端栓とは安定に共存すると考えられる。したがって、これらの反応を設計評価では考慮していない。

3.3.2 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと充填ガスとの反応

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

3.3.3 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットと水との反応

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

二酸化ウランは、酸素対ウラン比が 1.75 から 2.3~2.4 の広い範囲で結晶

構造（蛍石型結晶構造）に変化がなく、その格子定数測定データから酸素対ウラン比の増加に伴い体積がわずかに減少することが知られている⁽¹⁹⁾。

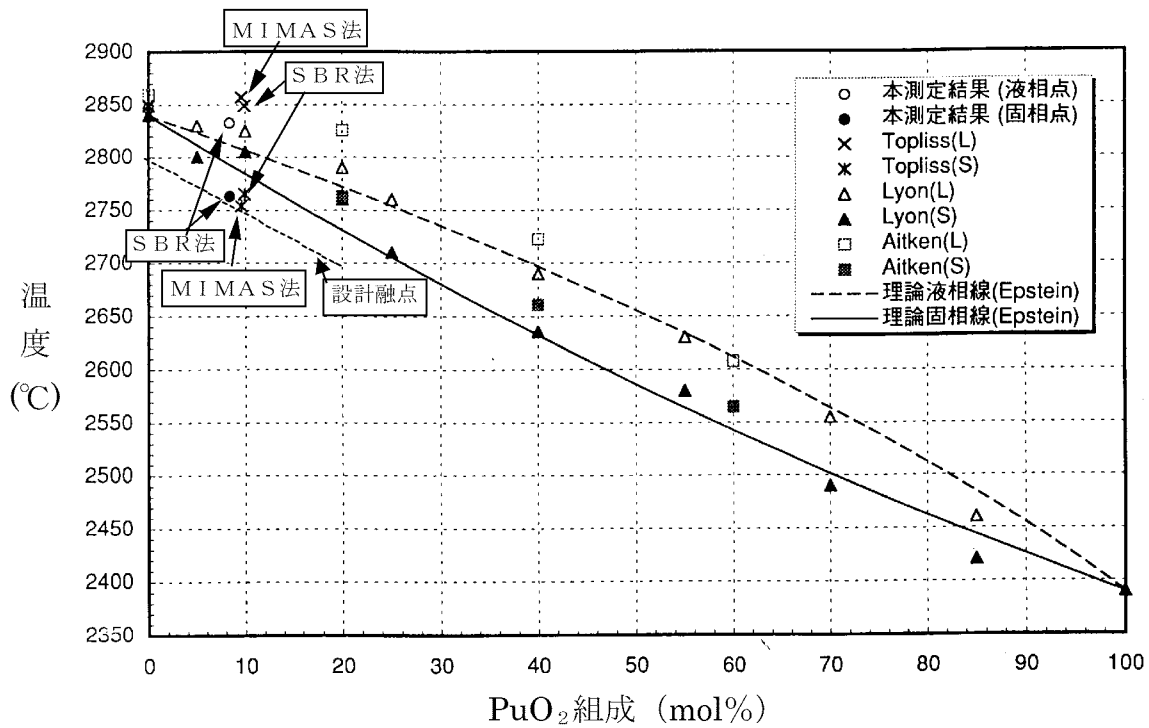
約 340℃の高温水中での二酸化ウランペレットの挙動については、環境水中の溶存酸素量に依存することが明らかにされており、0.01ppm 程度の低酸素量領域では腐食は認められないことが知られている⁽²⁰⁾。さらに、同様な高温水中での約 1 年間の浸漬試験において、その質量増加は約 0.03%であることが報告されており⁽⁶⁾、この量は酸素対ウラン比に換算して約 0.005 程度の増加であり、小さい。したがって酸素対ウラン比がこの程度の変化であれば、ペレットの結晶構造が変化したり、体積が増加することはない。

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

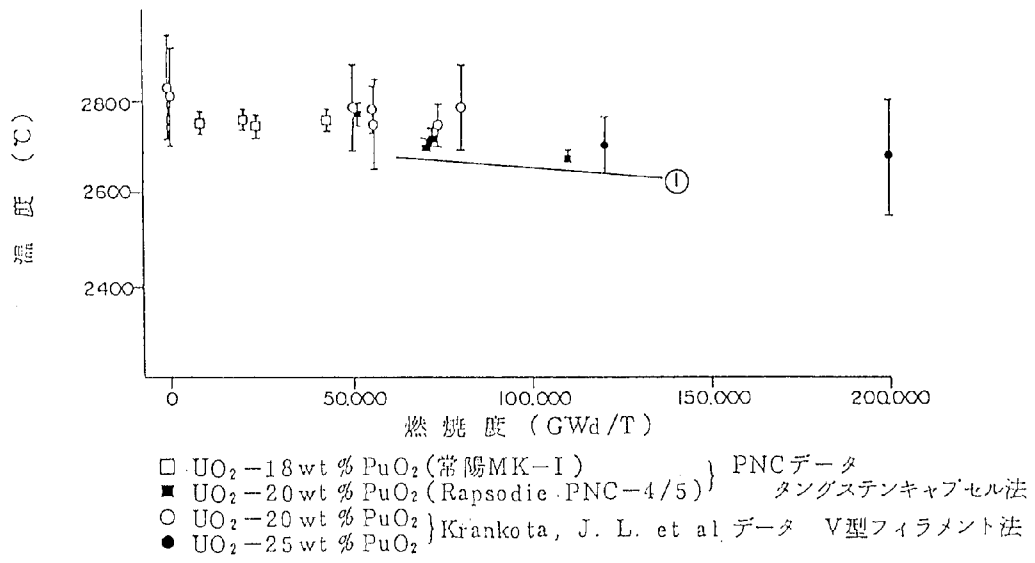
実際に燃料が使用される 1 次冷却材中の溶存酸素量は 5ppb 以下に管理されており、1 次冷却材中において MOX ペレットと反応しないと考えられる。

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

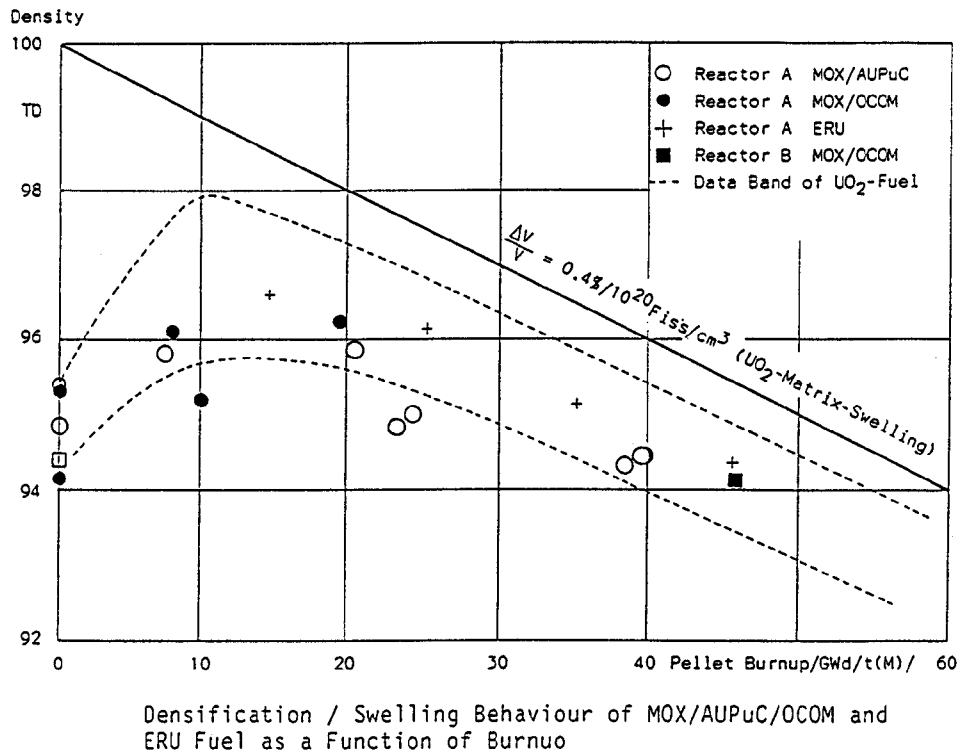
以上のことから、MOX ペレットと水が反応することはないと考えられる。



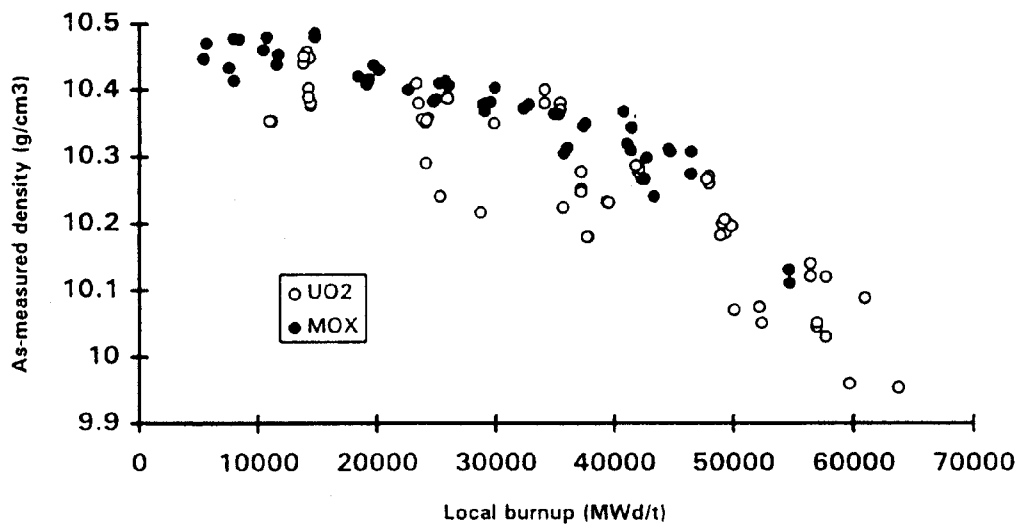
第3-1図 二酸化ウラン-二酸化プルトニウムの溶融点⁽²¹⁾



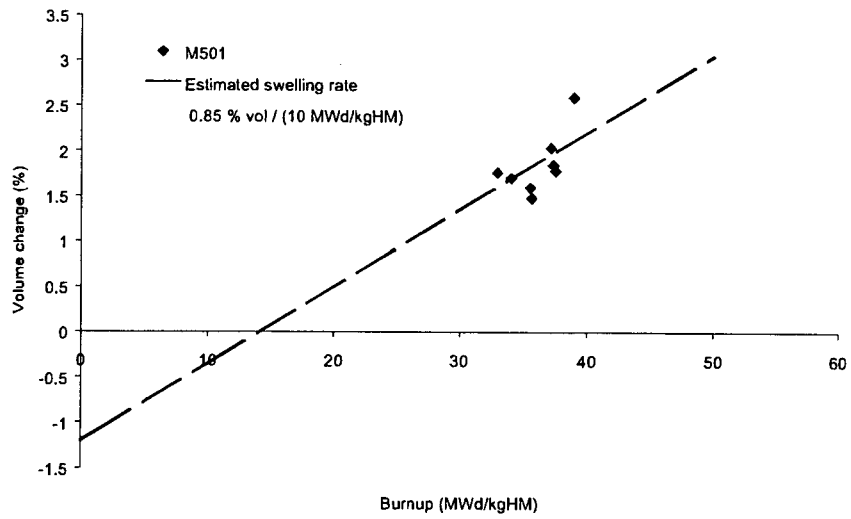
第3-2図 照射されたMOXの溶融点(2)



第 3-3 図 (1) AUPUC 法及び OCOM 法による MOX ペレットと ERU (二酸化ウラン) ペレットの焼きしまり/スエリング⁽²²⁾



第 3-3 図 (2) MOX 及び二酸化ウランペレットの密度変化⁽²³⁾



第 3-3 図 (3) SBR 法 MOX ペレットの照射による体積変化⁽²⁴⁾

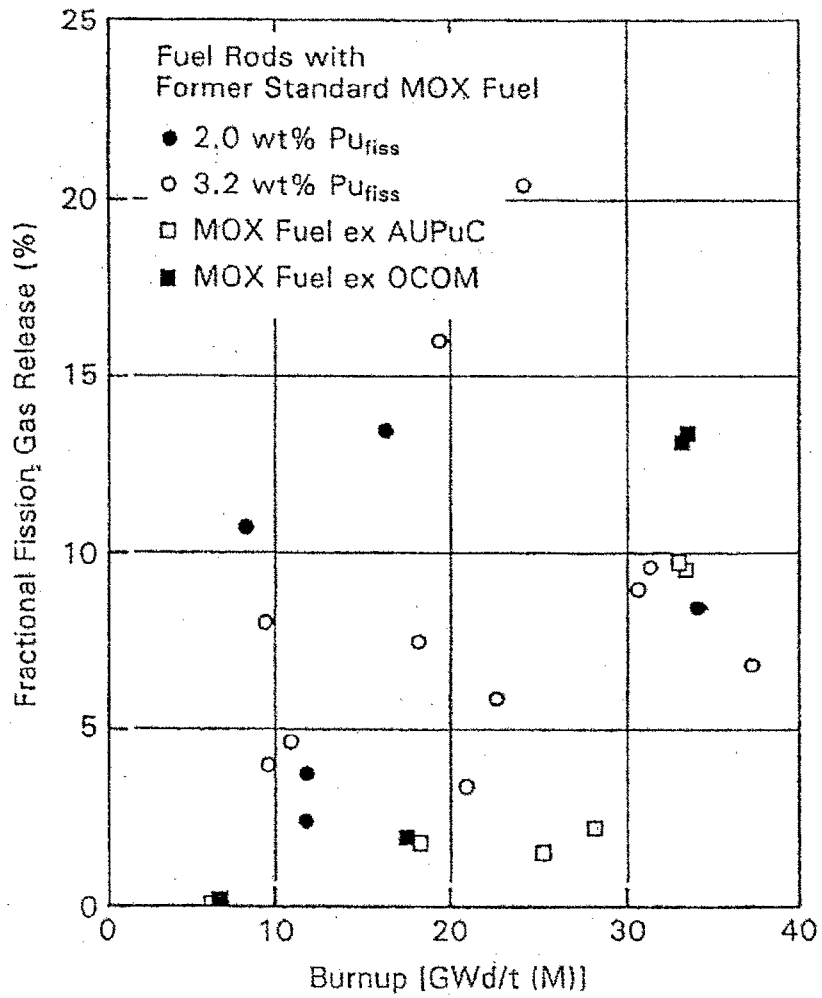
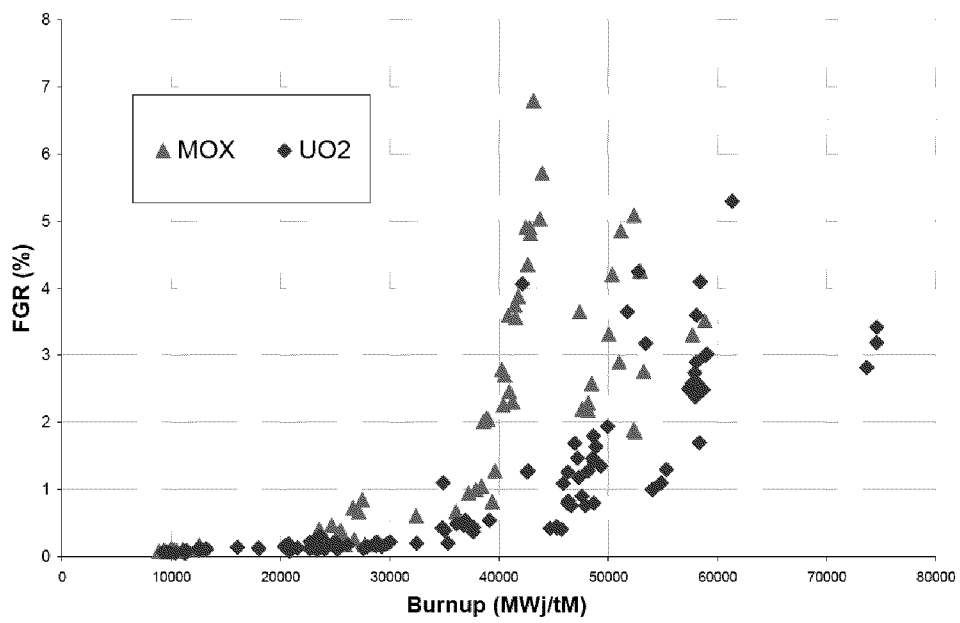
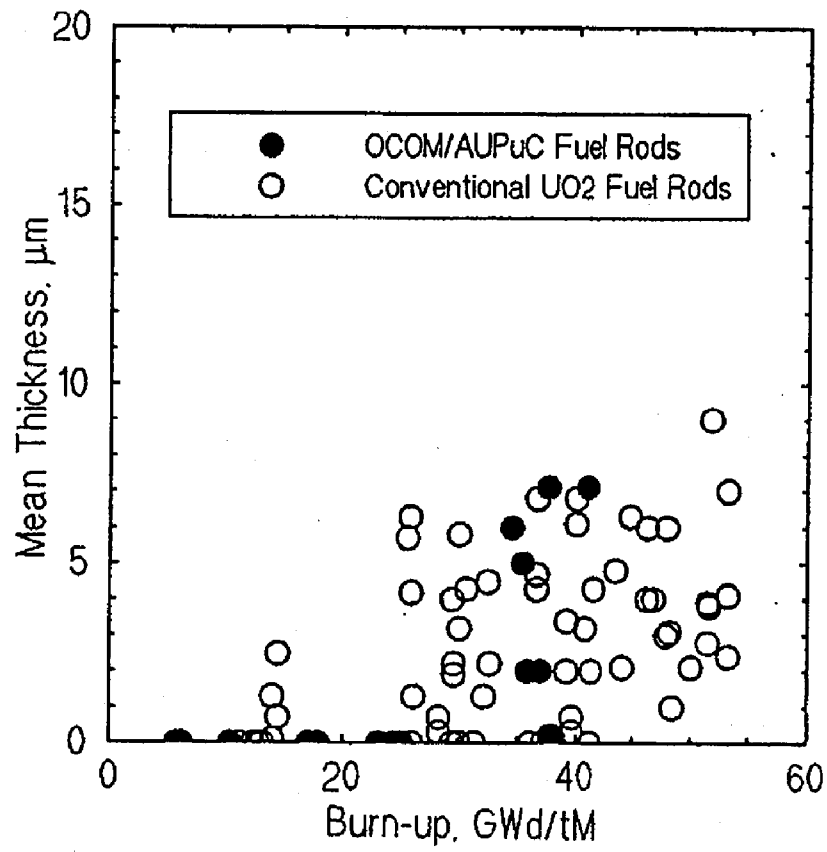


Fig. 8. Fractional fission gas release of MOX fuel rods irradiated in KWO.

第3-4図(1) Pu均一性の異なるMOXペレットのFPガス放出率(7)



第 3-4 図 (2) MOX ペレットの FP ガス放出率データ⁽⁸⁾



第3-5図 MOX燃料における被覆管内面酸化膜厚さ⁽¹⁶⁾

3.4 その他の考慮事項

3.4.1 ペレット焼結雰囲気について

メロックス工場では [REDACTED]
[REDACTED]
[REDACTED] であり、還元反応への影響がないことから、焼結特性への影響はないと考えられる。また、ベルゴニュークリア社が主催した PRIMO (PWR Reference Irradiation of MOX Fuels) プログラムでは [REDACTED] 混合ガスで焼結したペレットを用いて照射試験が実施されており、二酸化ウラン燃料と比べて特異な照射挙動は認められていない⁽²⁵⁾。

3.4.2 ペレット不純物について

MOX ペレットの不純物規定値は、 [REDACTED] に準じ、
[REDACTED]
[REDACTED] に準じて設定している。

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

第3-1表 二酸化ウランペレットより不純物規定値を緩和した元素

不純物	単位：ppm		評価
	MOX	ウラン	
			と同じ規定値としている。
			は、MOXのASTMの規定値() に対して、 を踏まえて規定 している。
			は、 を踏まえて 規定している。
			と は、熱中性子の吸収断面積 が大きく、中性子経済に影響する可能性があ るが、その影響は別途ボロン当量として管理して いる。
			を踏まえて規定している。 は融点が低く(約 °C)、照射中に局部的 に溶解しペレットの寸法安定性に影響する可能 性があるが、メロックス工場で製造されたMOX ペレットの豊富な照射実績(ppm以下)は規定 値(ppm以下)を下回っている。
			を踏まえて規定している。 は融点が低く(約 °C)、照射中に局部的 に溶解しペレットの寸法安定性に影響する可能 性があるが、ハルデン炉でMOXペレット(製造 実績 ppm未満)が問題なく照射されている。
		を踏まえて規定している。 これらの元素は、熱中性子の吸収断面積が大 きく、中性子経済に影響する可能性があ るが、その影響は別途ボロン当量として管理して いる。	
ボロン当量			中性子経済に影響する可能性があ るが、MOX燃料中のプルトニウム の中性子吸収断面積がウラン よりも大きく、また中性子スペ クトルが硬くなるため、MOX 燃料では不純物の中性子吸収 効果が小さくなることを考慮 して、二酸化ウラン燃料での ボロン当量による反応度効果 の影響と同等以下になるよう 設定している。

4. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金（ジルカロイ-4）

被覆管には冷間加工応力除去焼鈍されたジルカロイ-4 が使用され、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル（以下制御棒案内シンプルと炉内計装用案内シンプルをまとめて「案内シンプル」という。）、制御棒案内シンプル端栓には再結晶焼鈍されたジルカロイ-4 が使用されているが、以下に示すこれらの特性を適切に反映して燃料集合体の設計を行う必要がある。

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

なお、本添付資料中に示すジルカロイ-4 被覆管の照射挙動データには、ジルカロイ-4 とジルカロイ-4-RT の 2 種類のデータがあり、前者は通常組織管、後者は集合組織調整管を指している。集合組織調整管は、被覆管の圧延工程を調整することによって、ジルコニウムの稠密六方晶 C 軸^(注1)の径方向への配向割合を、通常組織管よりも僅かに高めた被覆管であるが、本章で示す被覆管の各特性は同等である。そのため、本申請においては両者を区別しない。

4.1 ジルカロイ-4（冷間加工材）

4.1.1 耐熱性

ジルカロイ-4 の溶融点は 1,825°C であり⁽²⁶⁾、結晶構造が 820°C で α 相から $(\alpha + \beta)$ 相へ、また、970°C で $(\alpha + \beta)$ 相から β 相に変態する⁽²⁶⁾。

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

4.1.2 耐放射線性

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

(注 1) 稠密六方晶に垂直な軸

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

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

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

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

4.1.2.1 機械的性質

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

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

(注1) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

4.1.2.2 疲労特性

ジルカロイに対する Langer and O'Donnell の疲労試験結果を第 4-2 図に示す。ジルカロイ-4 被覆管の設計疲労曲線は同図の機械特性を考慮し設定する。

4.1.2.3 クリープ^(注1)特性

被覆管は内外圧差に基づくクリープによって外径が減少していくが、ペレットと被覆管が接触した後は、ペレットの外径変化に依存して被覆管外径が増加する。実機 PWR 燃料棒の照射後の外径変化を第 4-3 図に示す。ジルカロイ-4 被覆管のクリープ特性はこれらの挙動を計算モデルに組み込んで（添付資料 7「強度に関する説明書」の 3.2.2 項(2)c.に示す。）設計評価に反映している。

4.1.2.4 照射成長^(注2)

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

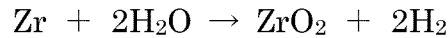
燃料棒の設計に当たっては、上記の耐放射線性に関する事項を考慮した上で、被覆管応力等が設計基準を満足するようにする。

(注 1) 材料が一定応力あるいは一定荷重の下で時間とともに変形する現象

(注 2) 無応力状態でも高速中性子照射によって特定の方向に成長し、他の方向に収縮して体積変化を伴わない現象

4.1.3 耐食性

ジルカロイ-4 被覆管が 1 次冷却材と接触すると、



の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。

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

4.1.3.1 酸化腐食による影響

ジルカロイ被覆管外面には、原子炉内使用条件下で高温の 1 次冷却材との反応により酸化膜が形成される。一般に、ジルカロイ被覆管の腐食速度は、酸化膜と被覆管金属母材の界面温度についてのアレニウス型温度依存性を示す。また、その腐食増量（酸素による質量増加）の時間変化を第 4-5 図に示すが、初期の段階では時間に対して立方則（時間の 3 乗根に比例）に従って増加し、酸化膜厚が 2~3 μm（遷移点）を超えた後は時間に対して直線的に増加する。原子炉内での被覆管酸化膜を第 4-6 図に示す。原子炉内では滞在期間が長くなり酸化膜が厚くなるに従って、形成された酸化膜と金属母材の境界温度が上昇するため、燃焼度の進行に伴って酸化膜厚さは増大する傾向になる。更に腐食が進行すると腐食量の急激な増加が見られるが、これは酸化により発生する水素のうち、被覆管に吸収された水素が被覆管外面に析出し、この析出物が腐食に起因すると考えられている。

第 4-6 図から分かるように、ジルカロイ-4 被覆管の原子炉内腐食データは、高燃焼度領域まで取得されており、腐食の進行に伴う腐食量の急激な増加が認められる。

4.1.3.2 水素吸収による影響

ジルコニウムと水との反応で発生した水素の一部は、被覆管に吸収される。

水素脆化については、水素を吸収させた未照射材での引張試験結果を第 4-7 図に示すが、水素吸収量が約 800ppm までジルカロイ-4 被覆管の機械特性は変わらない。照射材については、第 4-8 図に示すとおり約 800ppm まで延性が確保されている。

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

4.1.4 その他の性能

4.1.4.1 耐 PCI 性

被覆管は、腐食性 FP ガス雰囲気下において、出力急昇によりペレットが熱膨張して被覆管との機械的相互作用(PCMI)を生じ、被覆管に過大な応力が作用した場合、応力腐食割れ(SCC)による破損（PCI 破損）を起こす。この PCI 破損における SCC は、Zr 中の稠密六方晶（ α 相）の底面にほぼ平行な面上を伝播するが、現行の被覆管製法においては、この底面が PCMI 時の発生応力方向、すなわち周方向に配向（C 軸を径方向に配向）されており、PCI 破損の抑制が図られている。

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

MOX 燃料棒に対する出力ランプ試験の結果を第 4-9 図に示す。この結果より、MOX 燃料棒はすべて非破損であり、MOX 燃料棒の耐 PCI 性能は二酸化ウラン燃料棒と同等以上であることが確認されている。これは、MOX ペレットのクリープ速度は、二酸化ウランペレットに比べて大きいことから、出力急昇時に発生する被覆管応力が二酸化ウラン燃料に比べて小さいためと考えられている。

4.1.4.2 耐摩耗性

原子炉内では、燃料棒の流動振動による支持格子との接触部で、被覆管の摩耗が発生する可能性がある。被覆管の硬さの測定結果を第 4-3 表に示す。フレッティング摩耗評価はこれらの特性を考慮する。

なお、MOX 燃料は燃料棒や支持格子の材料及び形状が二酸化ウラン燃料と同一であること、原子炉内での冷却材条件も二酸化ウラン燃料と

同じであることから、これらに起因して発生する流動振動特性も同等と考えられる。加えて MOX 燃料棒と二酸化ウラン燃料棒とでは、最高燃焼度は同じ（燃料棒平均 53,000MWd/t）であるため、使用期間も同等である。したがって、被覆管の耐摩耗性は、二酸化ウラン燃料と同等である。

4.2 ジルカロイ-4（再結晶焼鈍材）

4.2.1 耐熱性

燃料被覆材端栓、案内シンプル及び制御棒案内シンプル端栓にはジルカロイ-4 材が使用されているが、原子炉内での使用温度は最大約 350℃であるため、第 4-1 表及び第 4-2 表に示した熔融点及び相変態温度よりかなり低いので、プラントの使用条件の下で熔融あるいは相変態が生じることはない。

4.2.2 耐放射線性

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

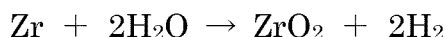
ジルカロイ-4 材の案内シンプルが高速中性子により照射されたときの機械特性に関するデータを第 4-10 図に示す。これより、引張強さ、耐力は、高速中性子照射によって照射初期に増加するが、照射量の増加とともに著しい変化がなくなる傾向にある。また、破断伸びは、高速中性子照射により減少するが、その後は著しい変化がなくなる傾向にある。また、弾性率やポアソン比は格子欠陥の影響をあまり受けないため、照射によりほとんど変化しない。

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

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

4.2.3 耐食性

ジルカロイ-4 からなる構成部材は 1 次冷却材と接触しているので、



の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。

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

4.2.3.1 酸化腐食による影響

実機で照射された案内シンプルの腐食データを第 4-11 図に示すが、酸化膜厚さは燃焼とともに増加する傾向を示している。第 4-11 図で照射データを包絡した条件で燃焼度約 45,000MWd/t (燃料集合体平均) の腐食量を予測すると、酸化膜厚さは約 40 μm となり、反応厚さで見ると約 25 μm である^(注1)。これは案内シンプル肉厚の 6%程度となり、機械的健全性の観点から目安としている 10%減肉以下であることから、この程度の酸化腐食ではジルカロイの機械的特性には影響しないと考えられる。

なお、燃料被覆材端栓及び制御棒案内シンプル端栓はジルカロイ-4 で構成されるが、いずれも案内シンプルと温度条件は同程度であるので腐食挙動は案内シンプルと同等であると考えられる。したがって、ジルカロイ-4 材で構成されるこれらの部材に、腐食挙動による機械的特性への影響を設計評価では考慮していない。

(注 1) 酸化膜厚さとジルカロイの減肉厚さ (反応厚さ) との比は以下のとおり約 1.6 となる。

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

したがって、酸化膜厚さ約 40 μm は約 25 μm の減肉 (反応厚さ) を示す。

4.2.3.2 水素吸収による影響

ジルコニウムと水の反応で発生した水素の一部は、母材に吸収される。実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データを第 4-12 図に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加する傾向を示している。第 4-12 図で照射データを包絡した条件で燃焼度約 45,000MWd/t（燃料集合体平均）の水素吸収量を予測すると、水素吸収量は約 500ppm となるが、再結晶焼鈍されたジルカロイ-4 材では、約 1,000ppm 程度まで耐力、引張強さの低下は見られない⁽²⁸⁾ことから、機械的強度には影響ないと考えられる。

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

第4-1表 ジルカロイ-4の溶融点測定結果⁽²⁶⁾
(単位：℃)

種類	溶融点測定結果
ジルカロイ-4	1,825

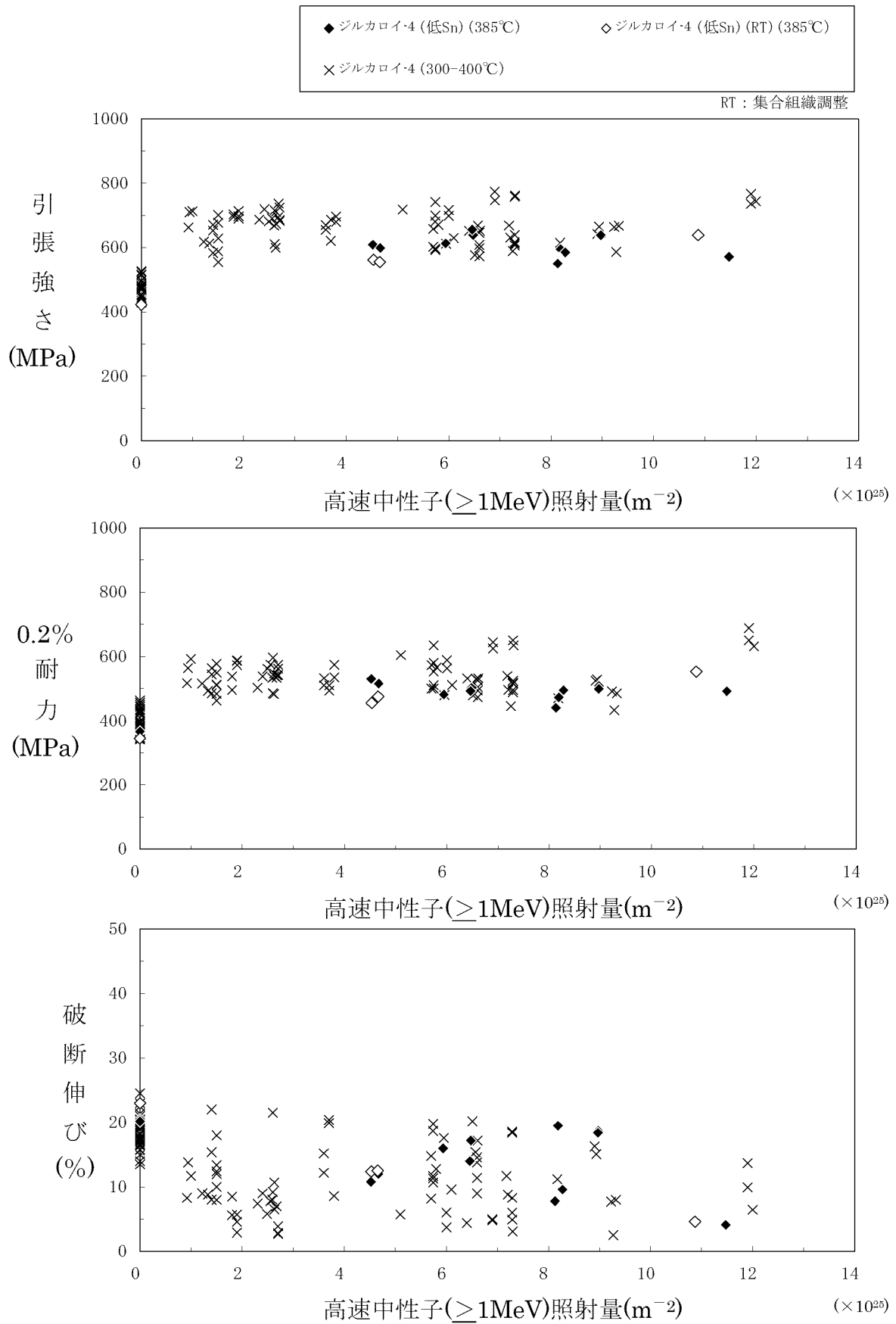
第4-2表 ジルカロイ-4の相変態温度測定結果⁽²⁶⁾
(単位：℃)

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

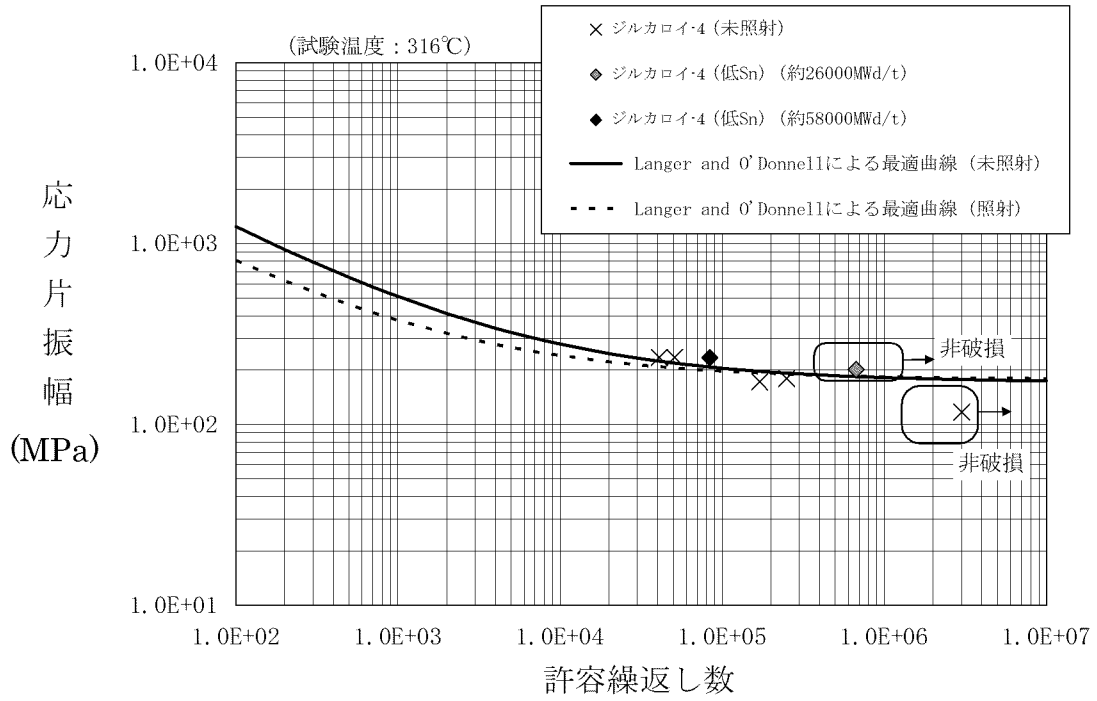
第4-3表 ジルカロイ-4被覆管の硬さの測定結果⁽²⁶⁾
(単位：HK (ヌープ硬さ値))

種類	平均値 (HK 0.1 ^(注1))
ジルカロイ-4	204

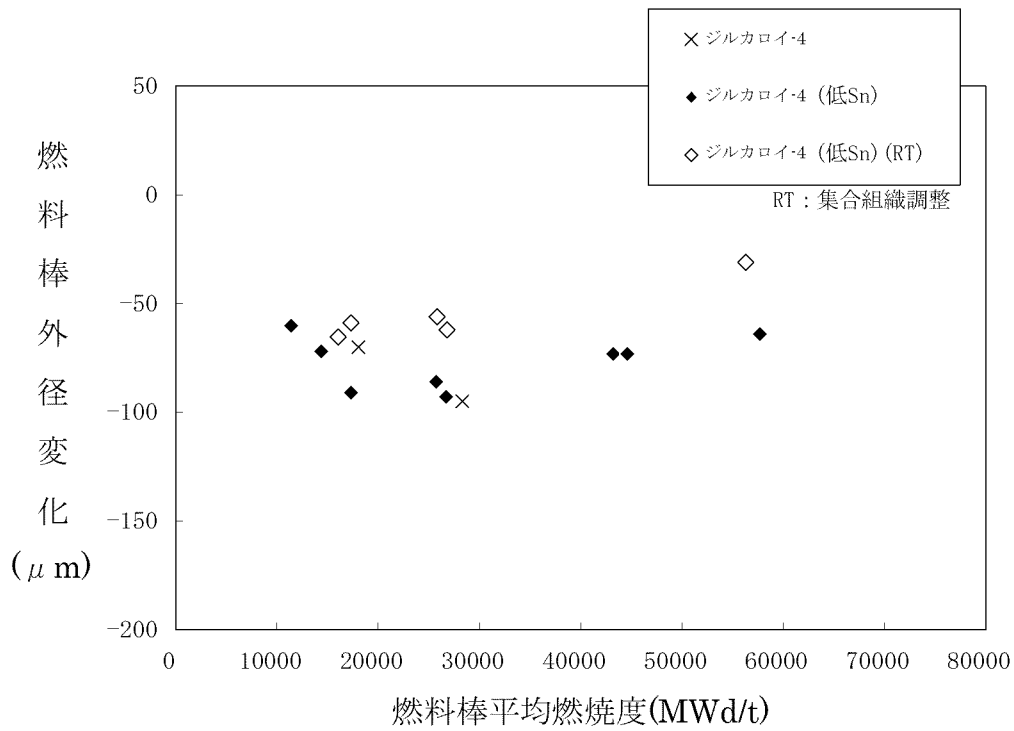
(注1) HK 0.1：ヌープ硬さ試験力 0.9807N



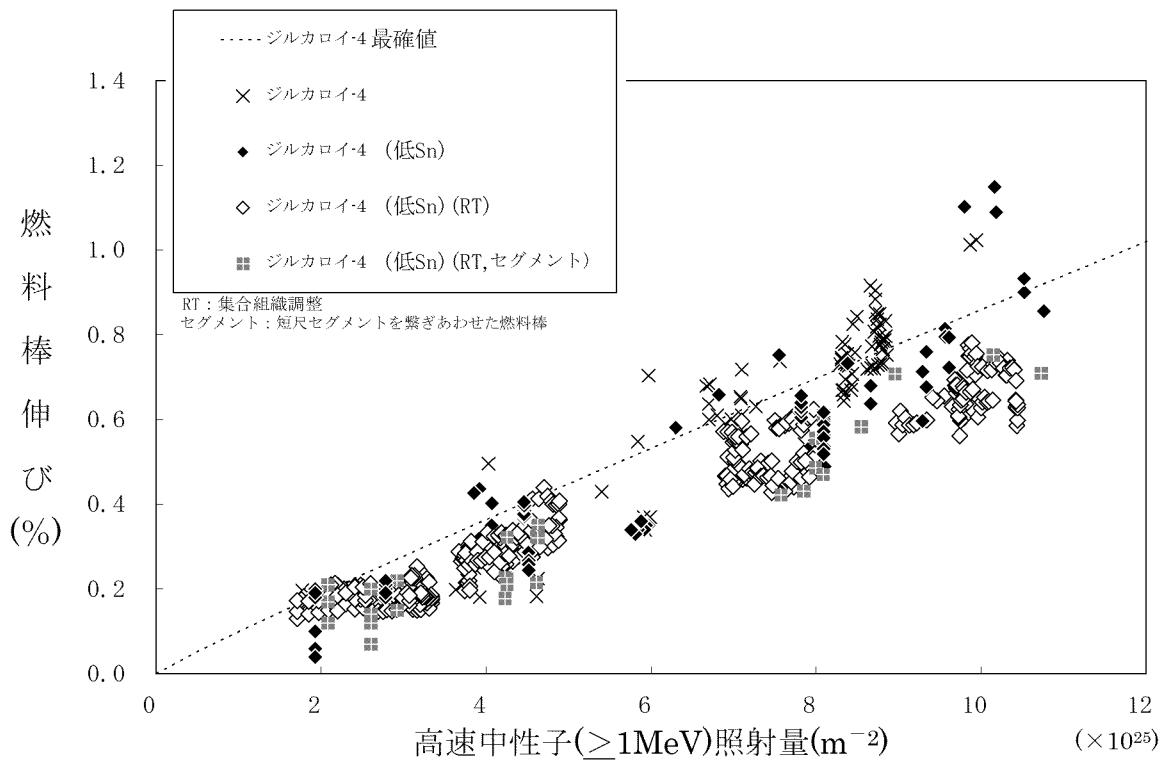
第4-1図 ジルカロイ-4被覆管の機械特性⁽²⁶⁾



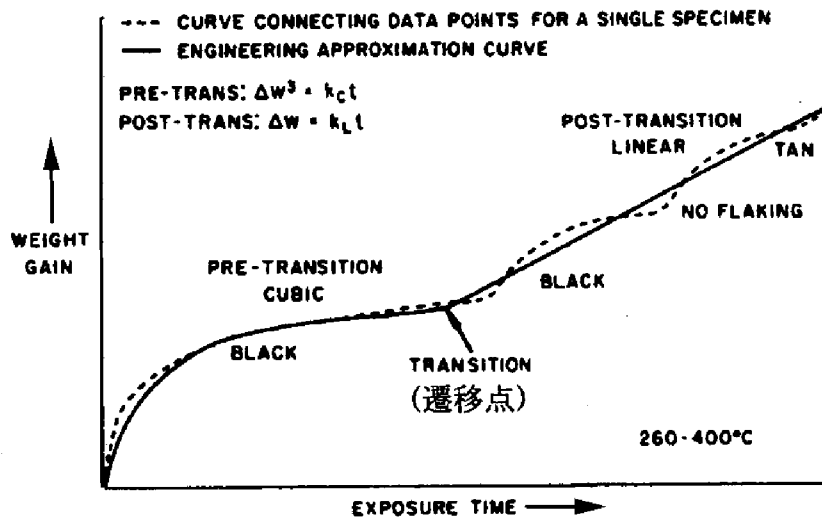
第4-2図 ジルカロイ-4被覆管の疲労強度⁽²⁶⁾



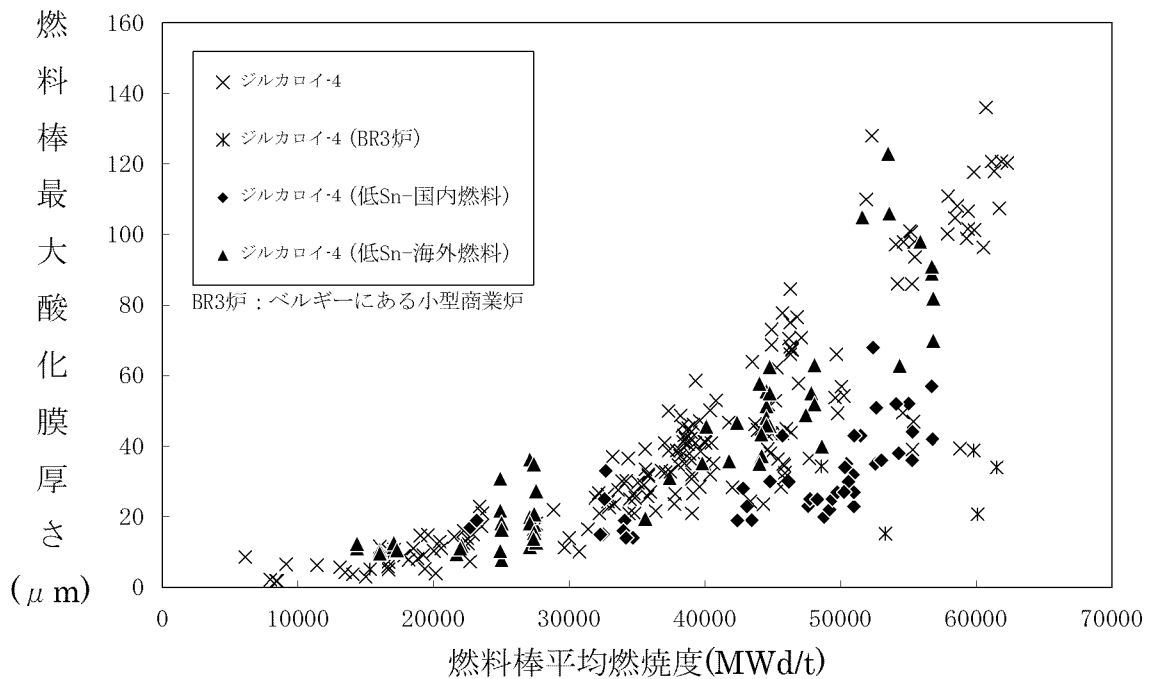
第 4-3 図 燃料棒外径変化 (実機照射セグメント燃料棒) (26)



第 4-4 図 ジルカロイ-4 被覆管の照射成長(26)

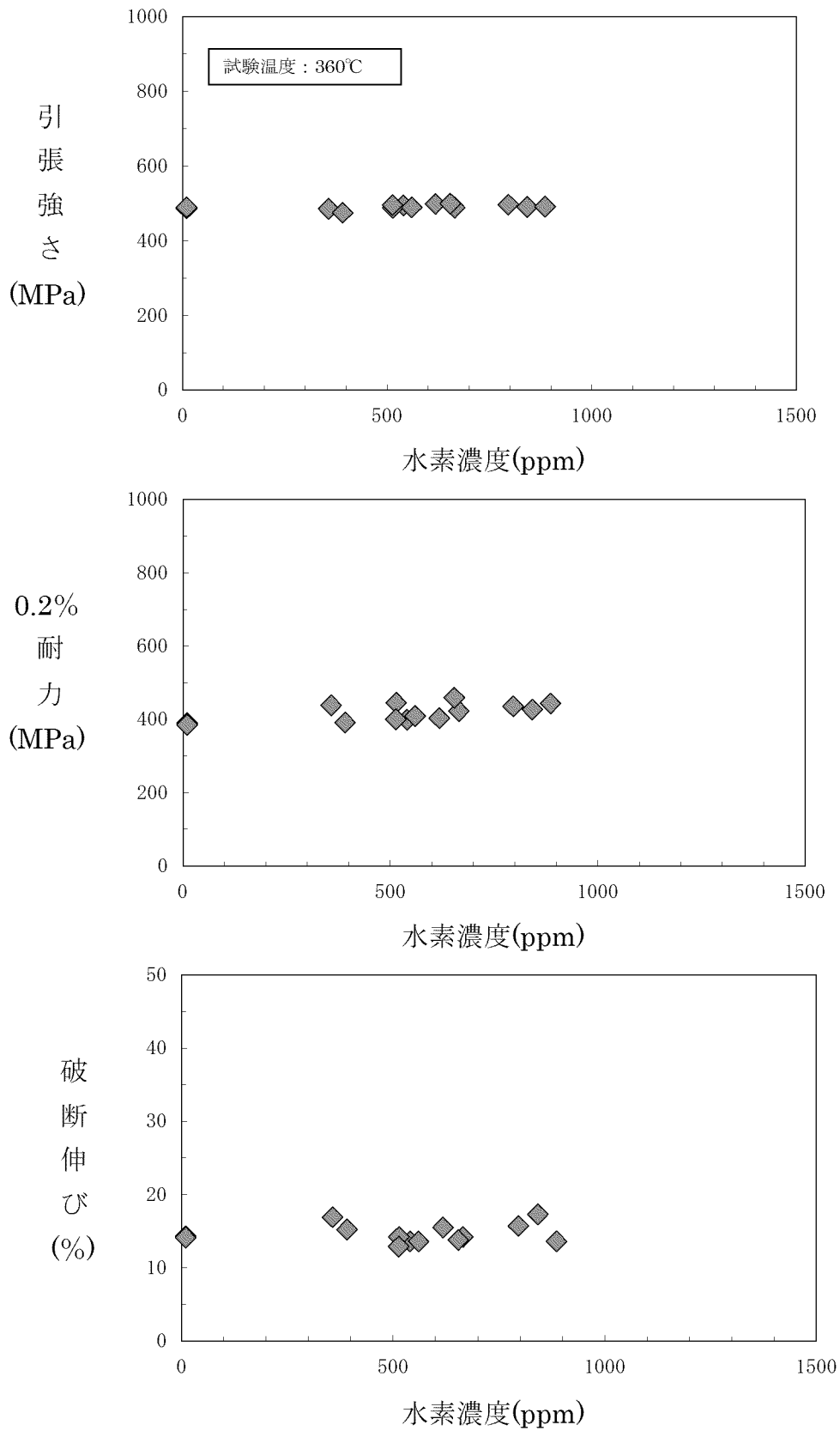


第4-5図 炉外腐食試験におけるジルカロイ-2とジルカロイ-4の典型的な腐食増量曲線(29)

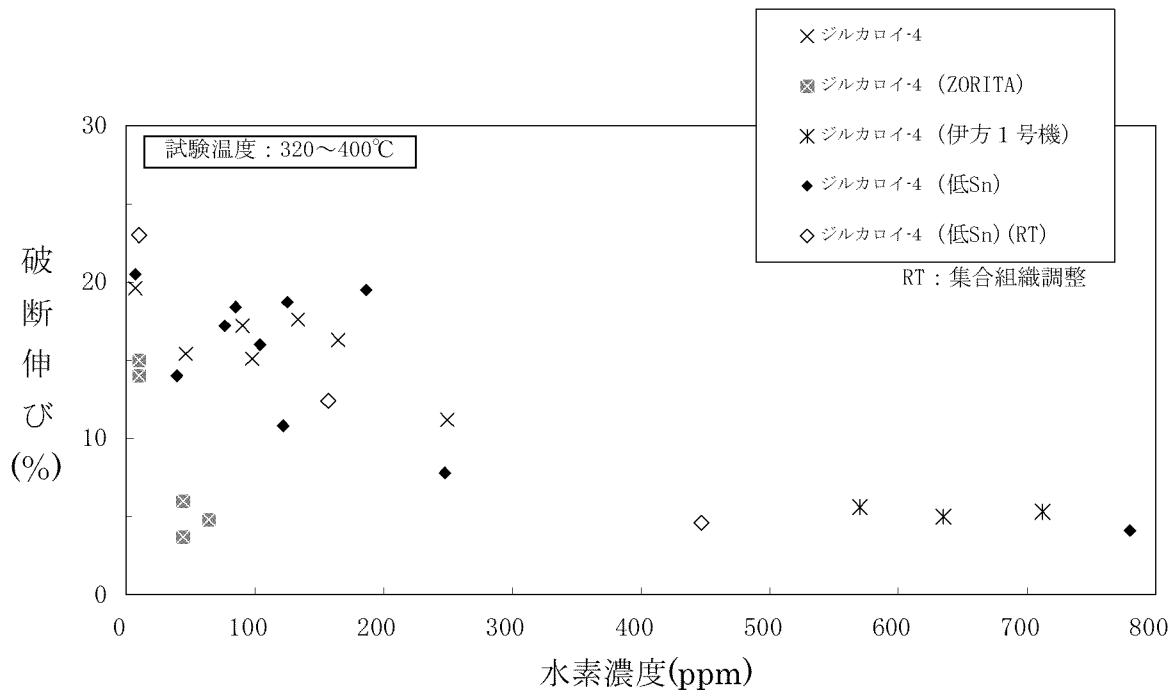


第4-6図 ジルカロイ-4被覆管の原子炉内酸化膜厚さ(26) (注1)

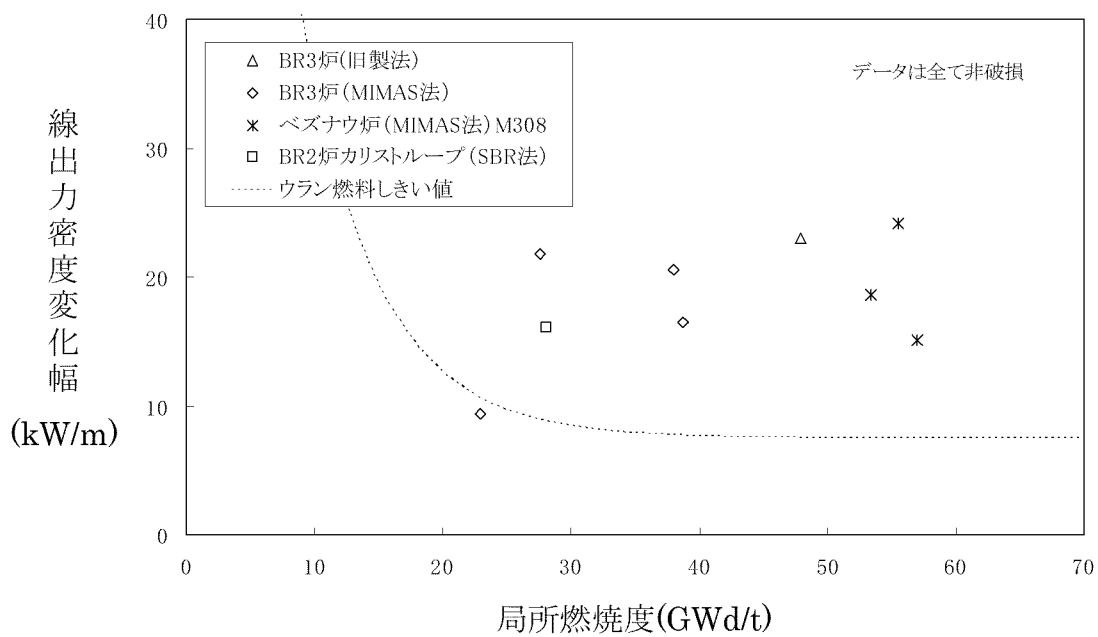
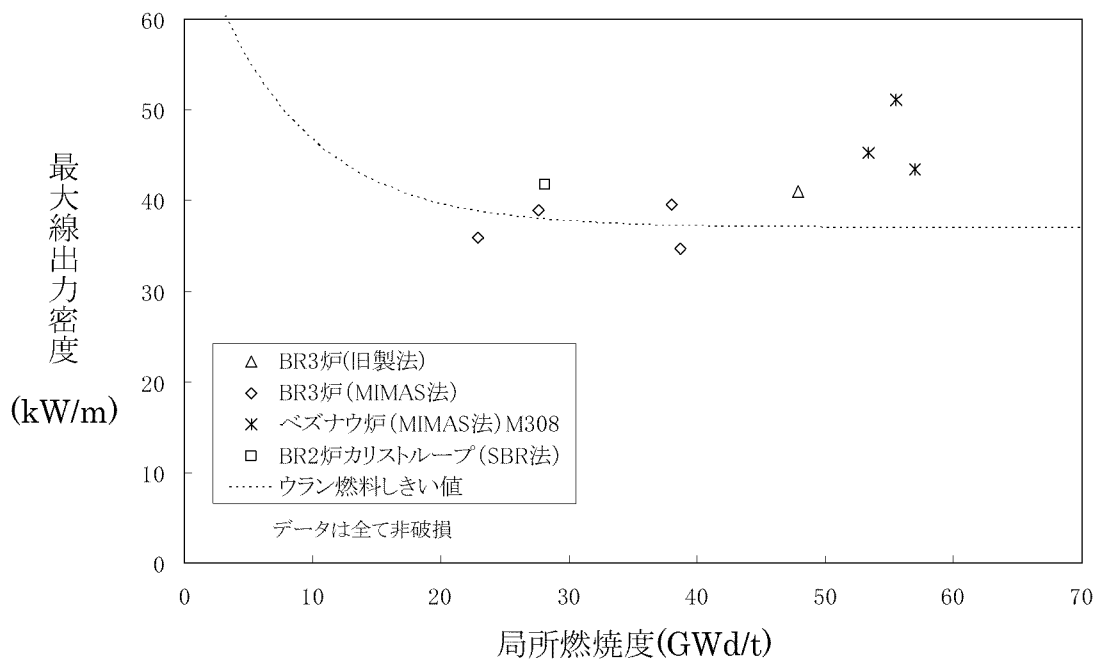
(注1) オンサイト酸化膜厚さデータの一部はホットセルデータを参考に評価。



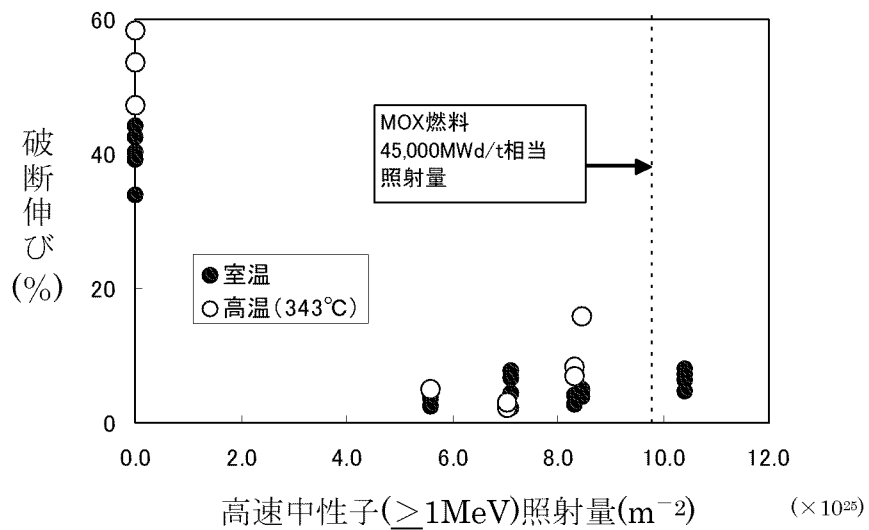
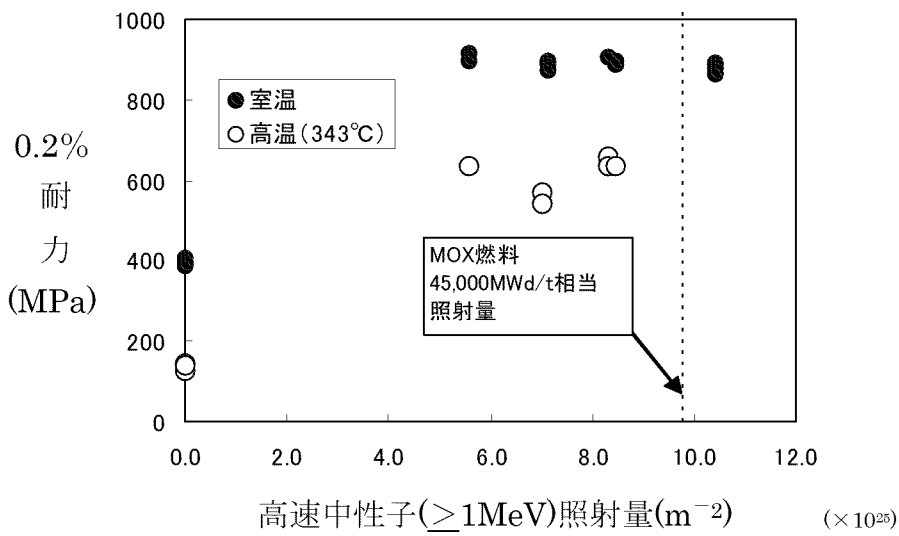
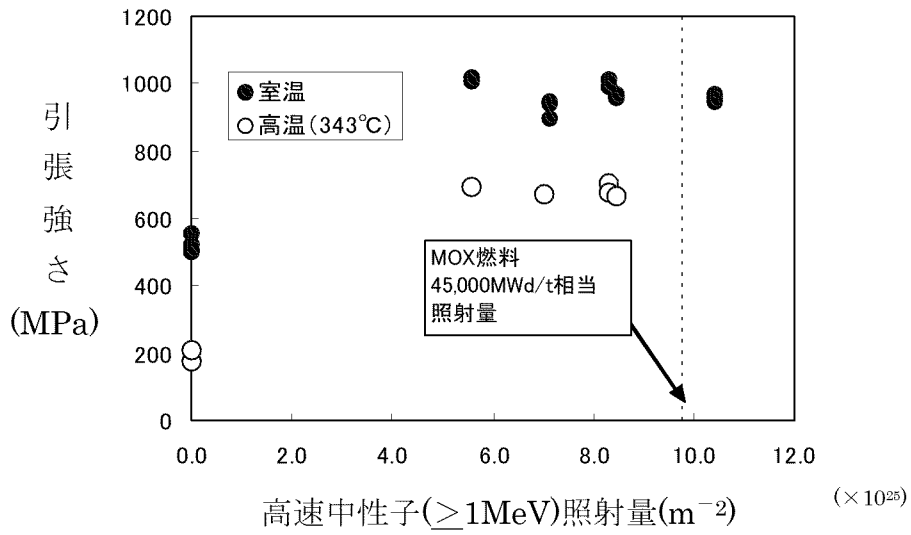
第 4-7 図 ジルカロイ-4 未照射被覆管の機械的特性と水素濃度の関係⁽²⁶⁾



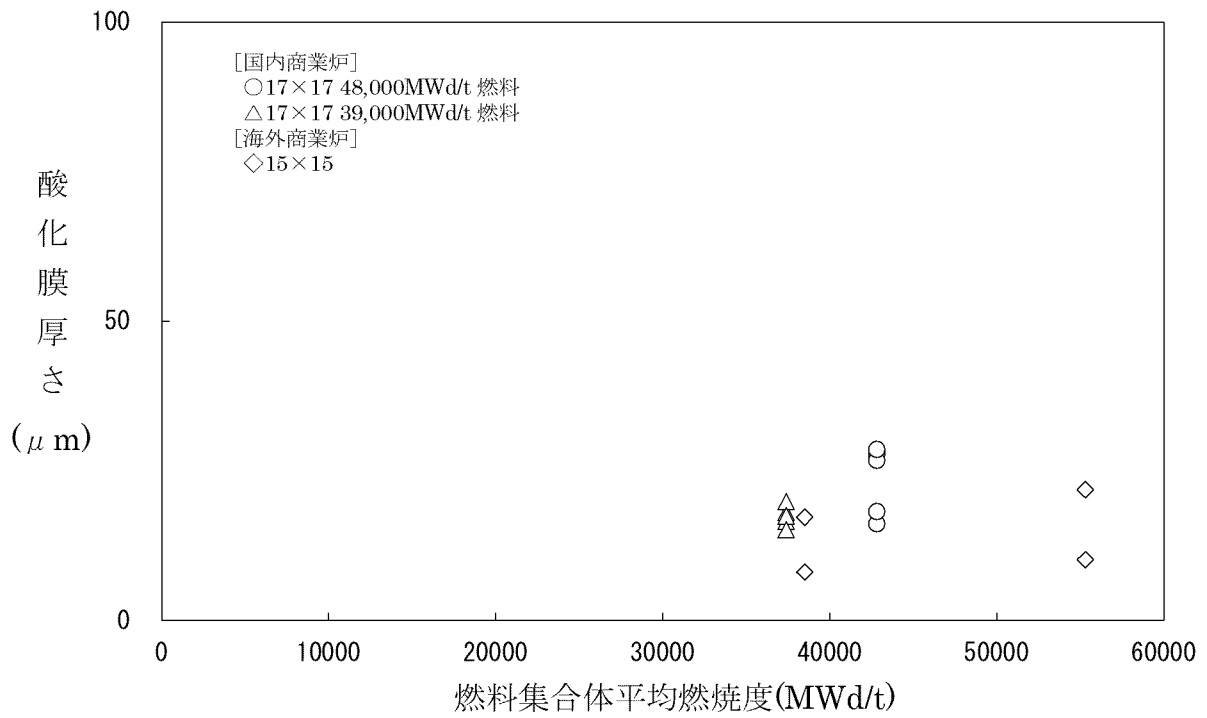
第4-8図 被覆管水素濃度と破断伸びの関係⁽²⁶⁾



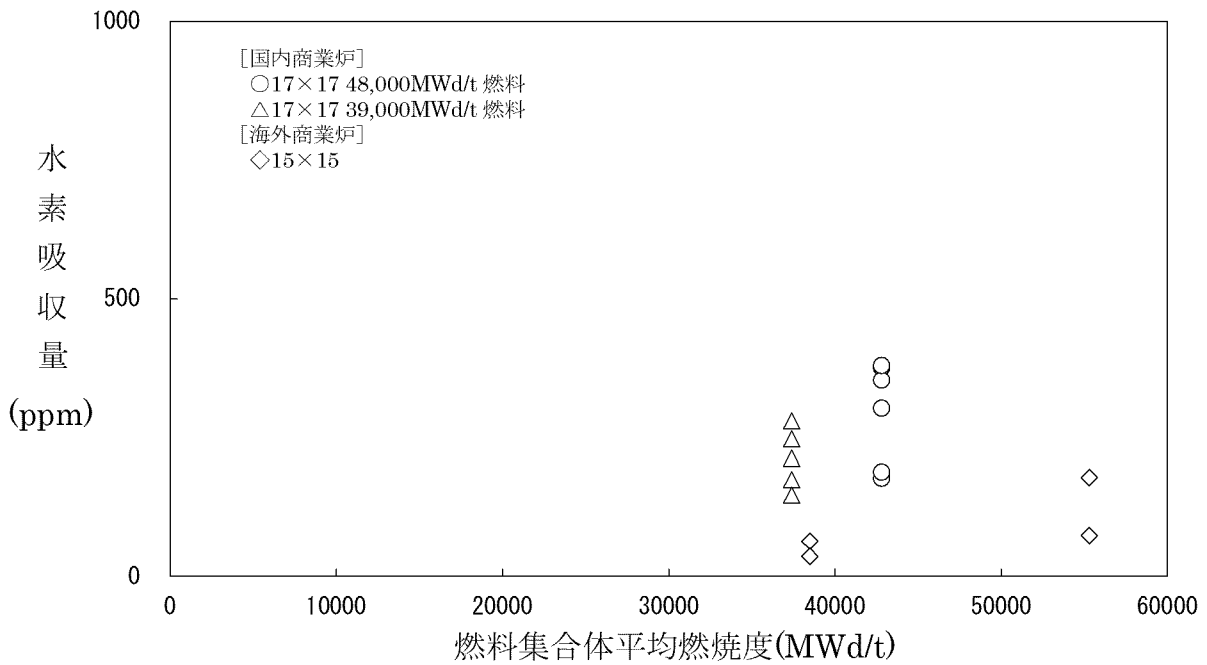
第4-9図 MOX燃料棒の出力ランプ試験結果⁽³⁰⁾



第 4-10 図 実機で照射された案内シンプルの機械特性データ⁽³¹⁾



第 4-11 図 実機で照射された案内シンプルの腐食データ⁽³¹⁾



第 4-12 図 実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データ⁽³¹⁾

5. 析出硬化型ニッケル基合金^(注1) (718 合金)

支持格子材及び上部ノズル押えばね材は、MOX 燃料集合体と二酸化ウラン燃料集合体で同じであるため、下記の MOX 燃料集合体の設計評価における取り扱いとは二酸化ウラン燃料集合体と同じである。

5.1 耐熱性

718 合金の融点⁽³²⁾は約 1,300°C である。718 合金は支持格子と上部ノズル押えばねに使用されるが、原子炉内での使用温度は最大約 350°C であるため、プラントの使用条件の下で融融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で融融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

5.2 耐放射線性

718 合金は第 5-1 図⁽³²⁾に示すように、高速中性子照射を受けると耐力は増加し、引張強さはわずかに変化する⁽³²⁾⁽³³⁾。また、同図に伸びのデータを示すが、高速中性子照射によって伸びは減少するものの、照射量の増加では著しい変化がなくなる傾向を示していることが分かる。

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

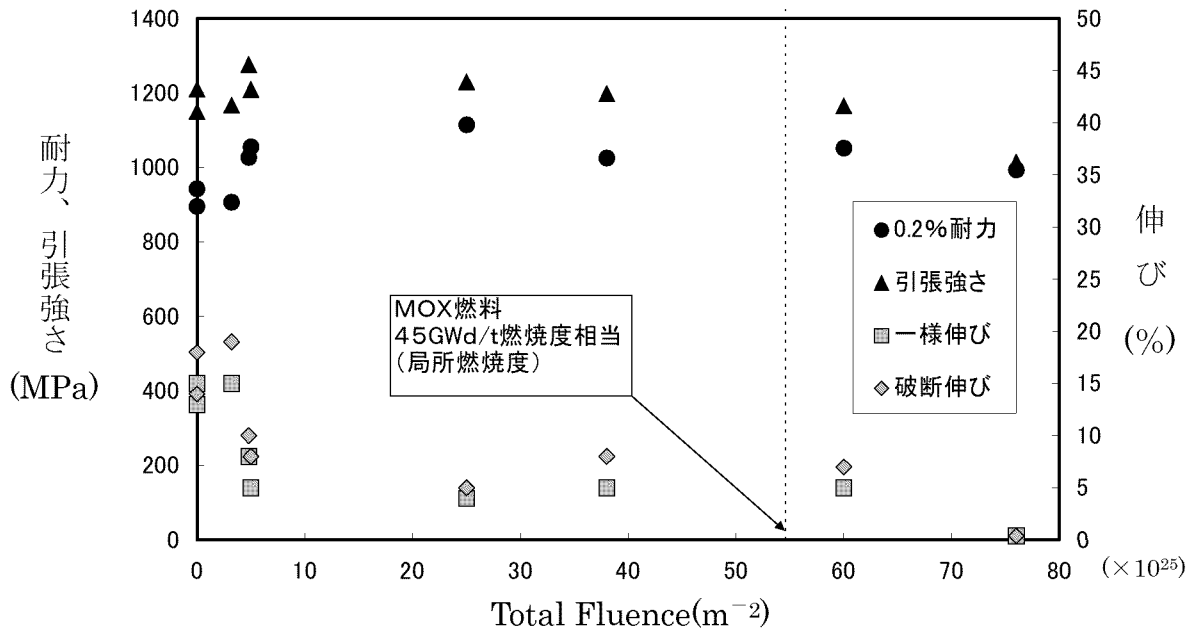
5.3 耐食性

718 合金のようなニッケル基合金では、高温水中で材料の表面に緻密な酸化膜が生じ、これが腐食の進行を防止する。例えば 718 合金を 815°C のヘリウム水蒸気混合ガスで酸化させても 300 時間で酸化の進行は抑制される。第 5-2 図に示すように腐食増量は約 0.4mg/cm² で著しい変化がなくなる傾向にある⁽³⁴⁾。原子炉内使用時の温度はこれより低いので腐食増量も更に少ないと考えられる。したがって、腐食増量が少ないことから、718 合金の腐食挙動を設計評価では考慮していない。

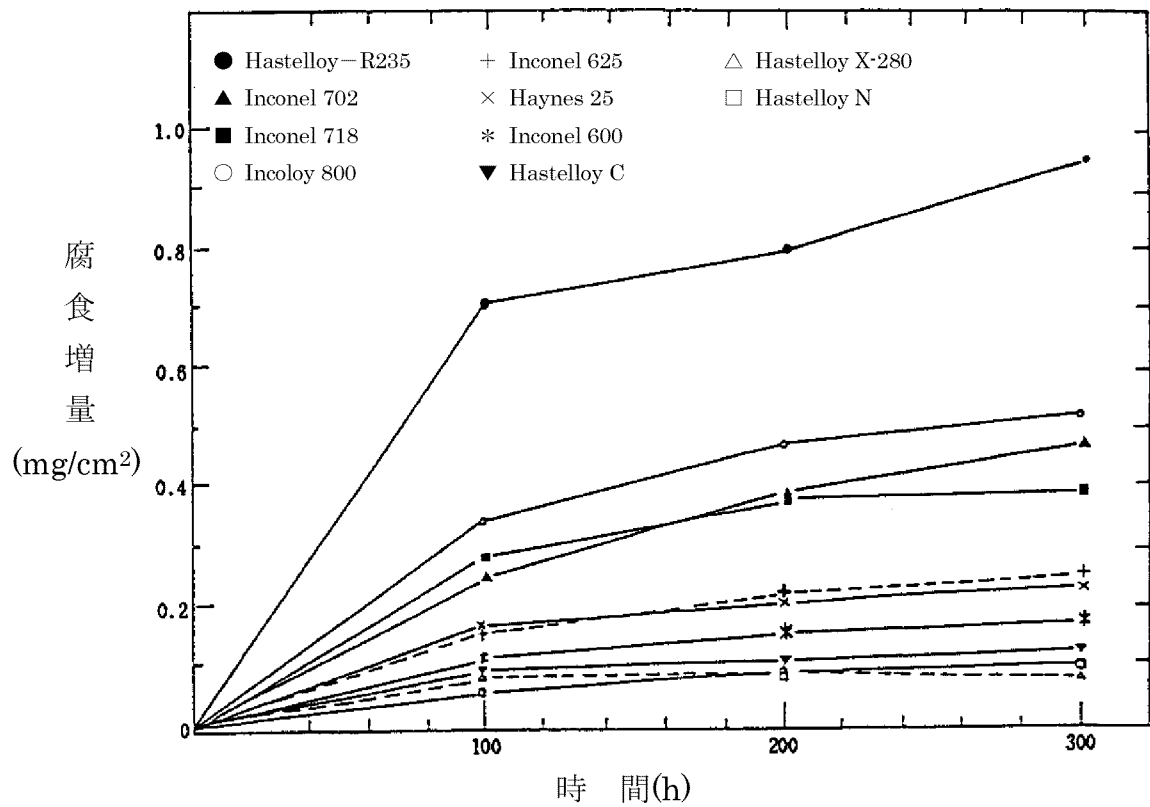
(注 1) 析出硬化型ニッケル基合金 (718 合金)

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

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



第5-1図 718合金の照射による引張性質の変化⁽³²⁾
 (照射温度 400~430°C、試験温度 427°C)



第5-2図 ニッケル基合金の腐食増量(815°C)⁽³⁴⁾

6. オーステナイト系ステンレス鋼

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

6.1 耐熱性

ステンレス鋼の融点は約 1,400～1,500℃である。ステンレス鋼は上部ノズル、下部ノズル、スプリングスクリュー、スリーブ、インサート管、インサート端栓、シンプルスクリュー及びコイルばねに使用されるが、原子炉内での使用温度は最大約 350℃であり、熔融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で熔融や材質変化が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

6.2 耐放射線性

ステンレス鋼が高速中性子の照射を受けると、第 6-1 図⁽³⁵⁾に示すように耐力が増加し、伸びが減少する傾向を示す。また、第 6-2 図⁽³⁵⁾に示すように引張強さについても増加する傾向を示す⁽¹¹⁾。

また、ステンレス鋼は本申請の燃料集合体の使用範囲まで高速中性子照射を受けても十分な延性を有する⁽³⁵⁾⁽³⁶⁾。

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

6.3 耐食性

ステンレス鋼は高温水中で極めて優れた耐食性を有する材料である。

その腐食量は、第 6-3 図⁽³⁷⁾に示すように 300℃の高温水では表面処理にかかわらず初期の約 2,000 時間でその表面に強固で、かつ緻密な酸化被膜が形成され、それ以後の腐食が抑制される。

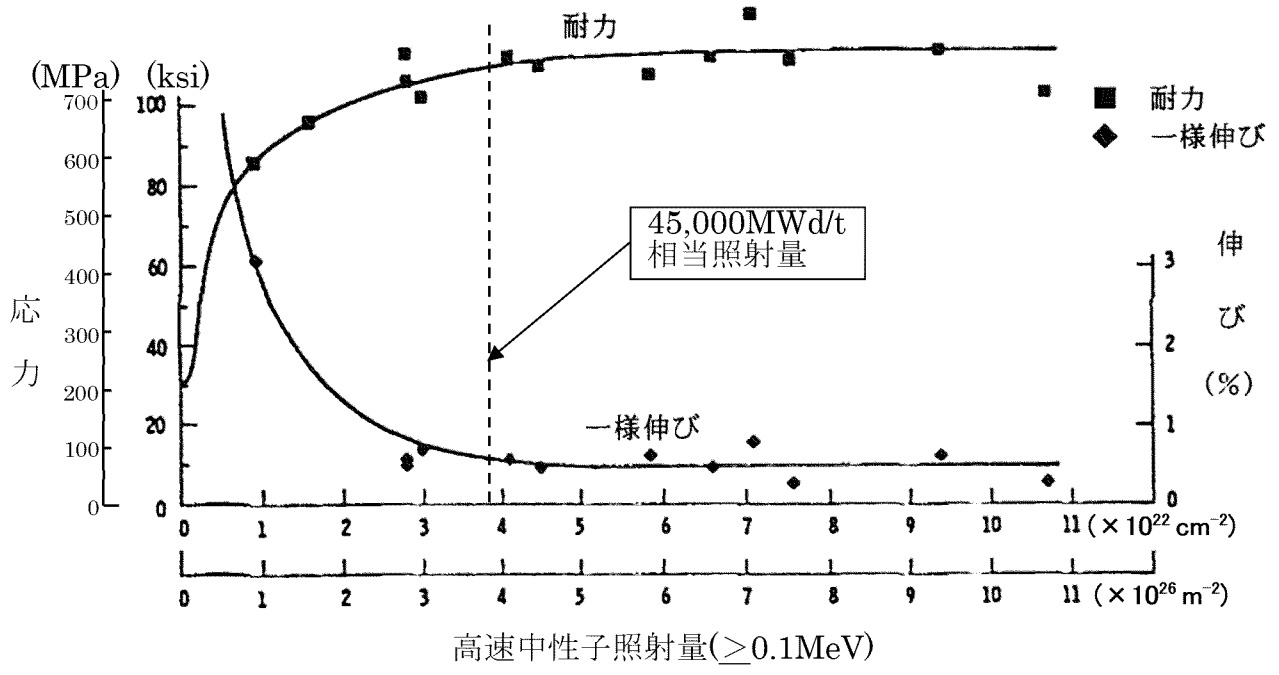
5 年間の使用時の腐食増量は第 6-4 図⁽³⁷⁾より推定すると約 0.4mg/cm²であり^(注1)、燃料集合体の各部に使用するステンレス鋼材の強度には影響を及ぼさないと考えられる。

また、PWR の 1 次冷却材は塩素イオン濃度を 0.05ppm 以下、溶存酸素濃度を 5ppb 以下と低く管理し、かつ pH の調整を行う等ステンレス鋼の腐食を抑制するように配慮しており、このような条件下では第 6-5 図に示すようにステンレス鋼で応力腐食割れはないと考えられる。したがって、ステンレス鋼で応力腐食割れを発生させないようにプラントの運転管理で考慮していることから、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

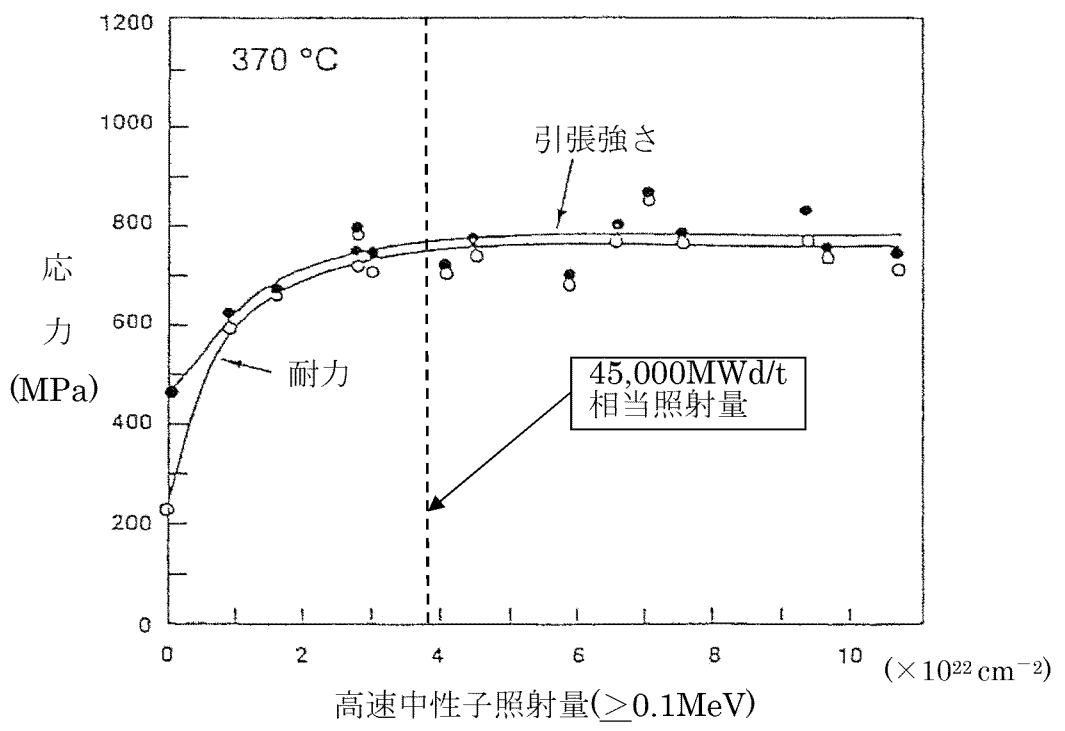
(注 1) 第 6-4 図の縦軸は、その時間までの月当たりの平均腐食率を計算した結果を表しており、5 年間(43,800hr)での平均腐食率をみると、約 0.6mg/dm²・month であることから 5 年間の増量は、

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

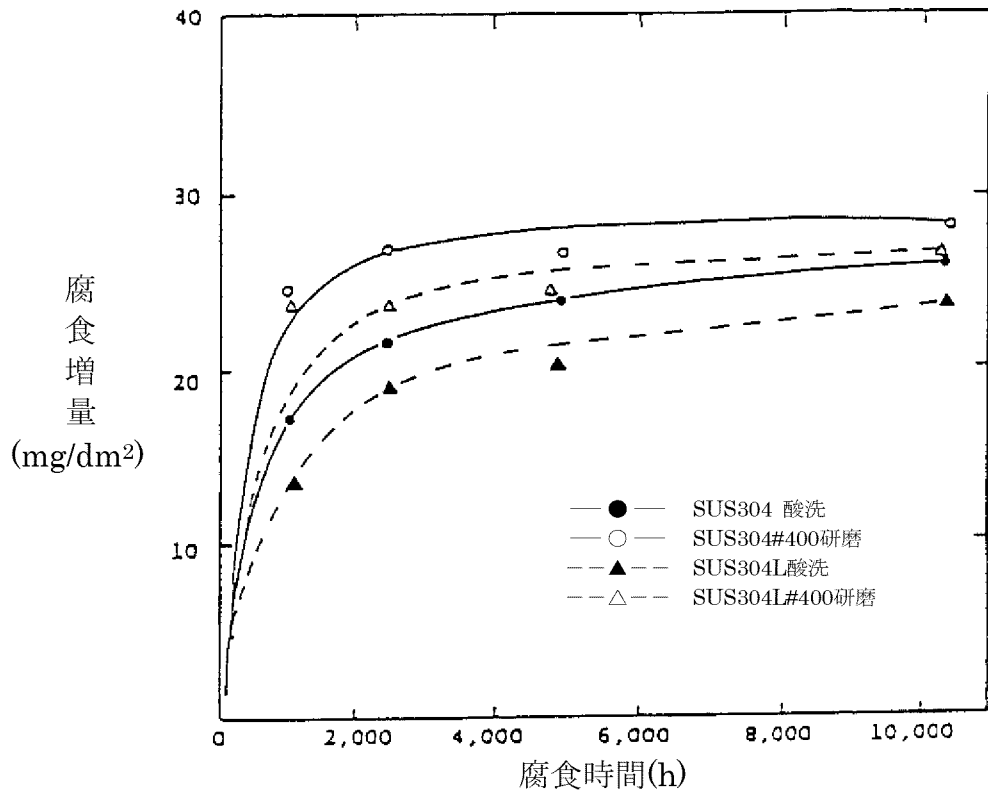
となる。このときの酸化膜厚さは約 2.5 μm となり、腐食により金属部の肉厚は減少するが、上記の酸化膜厚を金属部の減肉量に換算すると約 0.5 μm に相当する。



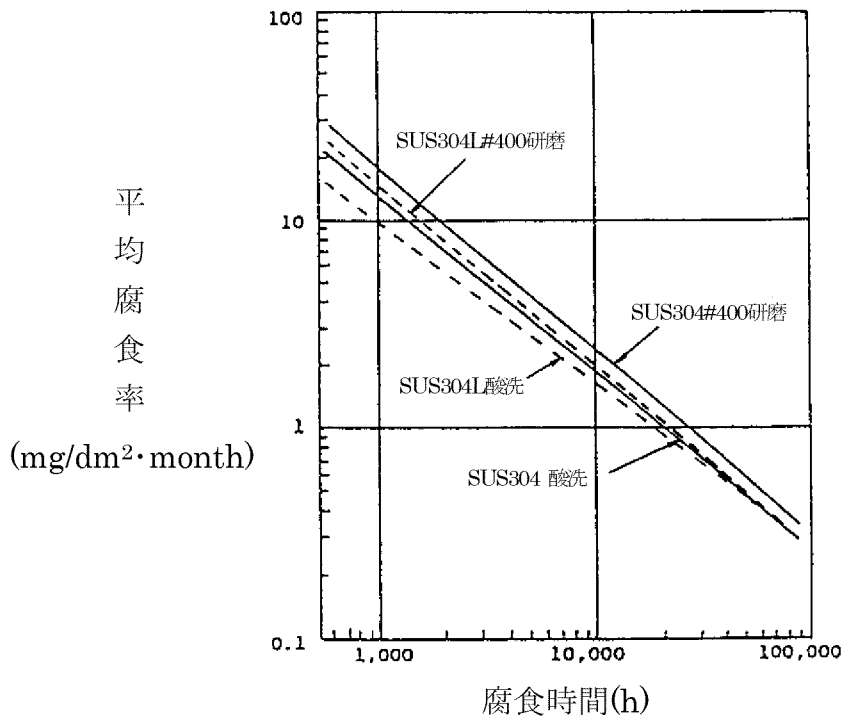
第 6-1 図 SUS304 鋼の照射による機械的性質の変化⁽³⁵⁾
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)



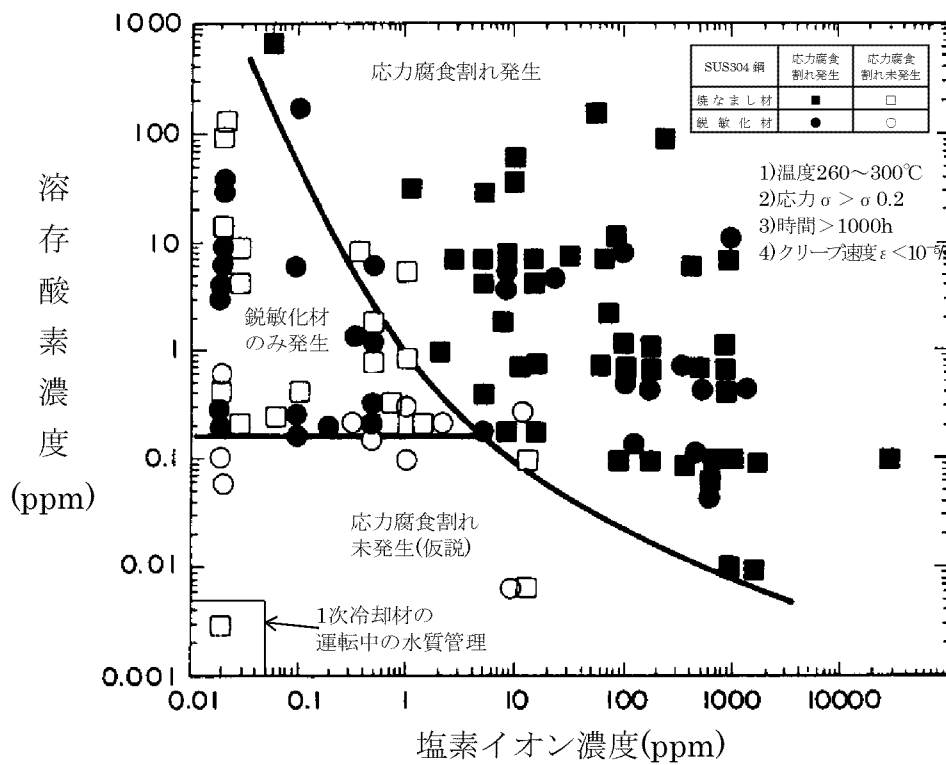
第 6-2 図 SUS304 鋼の照射による機械的性質の変化⁽³⁵⁾
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)



第 6-3 図 SUS304 鋼の高温水中腐食 (試験温度 300°C) (37)



第 6-4 図 SUS304 鋼の溶存酸素を含まない 300°C の 0.92% ホウ酸水中における平均腐食率(37)



第 6-5 図 SUS304 鋼の応力腐食割れ発生におよぼす塩素イオン濃度及び溶存酸素濃度の限界量⁽³⁸⁾

7. 参考文献

- (1) NUREG0002 Vol.3
- (2) 大森 他, "高速炉照射燃料(U,Pu)O₂の融点測定(II)",(社)日本原子力学会「昭和60分科会」 G4,Nov.1985
- (3) NSRR 実験プロGRESS・レポート・17,JAERI-M89-097 (1989)
- (4) WASH-1303, April 1974, "TECHNICAL REPORT ON EFFECTS OF PLUTONIUM UTILIZATION ON THE PERFORMANCE OF LIGHT WATER REACTORS"
- (5) (財)原子力発電技術機構, “平成12年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書(1/3 炉心混合酸化物燃料照射試験編)”, 平成13年3月
- (6) (財)原子力安全研究協会 "軽水炉燃料のふるまい 実務テキストシリーズ No.3",平成10年7月
- (7) H.Roepenack,F.Schlemmer,and G.Schlosser,"Development of Thermal Plutonium Recycling" ,Nucl.Technol.,77,175 (1987)
- (8) P.Blanpain,et al.,"MOX Fuel Experience:Current status and Future Improvements",ANS 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance, Orland,Florida,September, 2004
- (9) 三菱重工業株式会社, "三菱 PWR 4 ループプラント装荷 MOX 燃料機械設計", MHI-NES-1030, 改1, 平成17年1月
- (10) W.R.Smalley , "SAXTON CORE II FUEL PERFORMANCE EVALUATION PART I : MATERIALS" ,WCAP-3385-56 Part I ,September 1971
- (11) ステンレス協会編, ステンレス鋼便覧 初版, 日刊工業新聞社
- (12) 三島ら, "加圧水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験", 日本原子力学会誌,Vol.31, No.10 (1989)
- (13) 「最新核燃料工学—高度化の現状と展望—」, 日本原子力学会編, 2001年6月, (4.2.1.2.2 章 燃料・被覆管化学的相互作用, p.198-200)
- (14) J. Belle, "Uranium Dioxide: Properties and Nuclear Applications", USAEC(1961).
- (15) (財)原子力発電技術機構, 平成13年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR高燃焼度燃料 総合評価編), 平成14年3月
- (16) C.T.Walker et al.,"Further Observations on OCOM MOX Fuel:Microstructure in the Vicinity of the Pellet Rim and Fuel-Cladding Interaction", J.Nucl.Mater.245, 1997
- (17) 市川達生ら,"わが国における MOX 燃料の照射実証及び照射後試験", 日本原子

力学会誌, Vol.39, No.2, 1997, pp93-111

- (18) 生澤佳久ら、"高燃焼度 MOX 燃料集合体の照射後試験（6）－被覆管の腐食と機械的強度－", (社)日本原子力学会「2004 年秋の大会」G47
- (19) 長谷川正義, 三島良績監修, "原子炉材料ハンドブック", 日刊工業新聞社
- (20) 日本原子力学会「1995 春の年会」予稿集 L45, 「高温高压水中における未照射ペレットの腐食挙動」, (1995 年 3 月 28~30 日, 東工大)
- (21) (財)原子力発電技術機構, 平成 7 年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書(混合酸化物燃料照射試験編)調査報告書, 平成 8 年 3 月
- (22) F.U.Schlemmer et al., "Status of Irradiation Experience With Recycled Fuel Materials In The FRG For Siemens/KWU Type Fuel Assemblies", IAEA Cadarache 1989
- (23) P.Blanchain, et al., "RECENT RESULTS FROM THE IN REACTOR MOX FUEL PERFORMANCE IN FRANCE AND IMPROVEMENT PROGRAM"
- (24) R.Weston et al., "Progress on SBR MOX Fuel Development", TopFuel 2001, 2001
- (25) D. Haas, "STATUS OF THE PRIMO MOX FUEL RESEARCH AND DEVELOPMENT PROGRAMME" International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, April, 1991
- (26) 三菱重工業株式会社, "三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料の機械設計", MHI-NES-1021 改 10, 平成 19 年 5 月
- (27) S.T. Mahmood et al., "Post-Irradiation Characterization of Ultra-High-Fluence Zircaloy-2 Plate", ASTM STP 1354, 2000
- (28) J.BAI et al., "Effect of Hydrides on the Ductile-brittle Transition in Stress-relieved, Recrystallized and β Treated Zircaloy-4"
- (29) E.Hillner, "Corrosion of Zirconium-Base Alloys - An Overview", Zirconium in the Nuclear Industry : 3rd International Conference, ASTM STP 633, 1977, pp.211-235
- (30) 三菱重工業株式会社, "三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 炉心における MOX 燃料機械設計", MHI-NES-1032 改 1, 平成 16 年 10 月
- (31) RESEARCH REPORT EP80-16, HOT CELL EXAMINATION OF ZION FUEL CYCLE 5, Empire State Electric Energy Research Corporation, June, 1985
- (32) W.J.Mills, "Effect of irradiation on the fracture toughness of Alloy 718 plate and weld", Journal of Nuclear Materials 199 (1992), pp.68-78

- (33) A.F.Rowcliffe et al., "Environmental Effects on Cladding Mechanical Properties", Trans.AM.Nucl.Soc. V38, P.266~267 (1981)
- (34) T.T.Claudson, R.E.Westerman, "An Evaluation of the Corrosion Resistance of Several High Temperature Alloys for Nuclear Applications", BNWL-155 (1965).
- (35) R.W.Cahn et al., "Materials Science and Technology"
- (36) T.Matsuoka et al., "Intergranular Cracking in Cladding Tube of PWR RCCA Rodlets", The Sixth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, August 1-5, 1993 San Diego, California.
- (37) T.Maekawa and M.Kagawa, "Corrosion of Stainless Steels in High-Temperature Boric Acid Solutions", Corrosion Engineering, Vol.17, No.3 (1968).
- (38) A.John Sedriks, "Corrosion of Stainless Steels" 1979

設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 9

玄海原子力発電所第 3 号機

設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

設計及び工事計画認可申請添付資料 9-1

玄海原子力発電所第3号機

目 次

	頁
1. 概 要	9 (3) - 1 - 1
2. 基本方針	9 (3) - 1 - 2
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	9 (3) - 1 - 5
3.1 設計、工事及び検査に係る組織 (組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達を含む。)	9 (3) - 1 - 5
3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査	9 (3) - 1 - 7
3.3 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画 ..	9 (3) - 1 - 12
3.4 工事に係る品質管理の方法	9 (3) - 1 - 23
3.5 使用前事業者検査	9 (3) - 1 - 25
3.6 設工認における調達管理の方法	9 (3) - 1 - 34
3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ	9 (3) - 1 - 39
3.8 不適合管理	9 (3) - 1 - 44
4. 適合性確認対象設備の施設管理	9 (3) - 1 - 45
5. 様 式	9 (3) - 1 - 47

1. 概 要

本資料は、設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品管計画」という。）及び原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、設工認の技術基準規則等に対する適合性の確保に必要な設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画、並びに、工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

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

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

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

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

これらの方法で行った管理の具体的な実績を、様式-1「本設計及び工事の計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）」（以下「様式-1」という。）を用いて資料9-2に示す。

- a. 実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認対象設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成
- b. 「a.」で作成した条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計

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

(2) 工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画

「工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」として、設工認対象設備（該当する場合には、設工認申請（届出）時点で設置されている設備を含む。）の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

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

これらの工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を、様式-1 を用いて資料 9-2 に示す。

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

(3) 設工認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備（該当する場合には、設工認申請（届出）時点で設置されている設備を含む。）は、必要な機能・性能を發揮できる状態に維持されていることが不可欠であり、その維持の管理の方法について「4. 適合性確認対象設備の施設管理」で記載する。

(4) 設工認で記載する設計、工事及び検査以外の品質保証活動

設工認に必要な設計、工事及び検査は、設工認品管計画に基づく管理の下で実施するため、(1)～(3)に関する事項以外の事項については、保安規定の品質マネジメントシステム計画（以下「品質マネジメントシステム計画」という。）に従った管理を実施する。具体的には、責任と権限（品質マネジメントシステム計画「5.5 責任、権限及び情報の伝達」）、原子力の安全の確保の重視（品質マネジメントシ

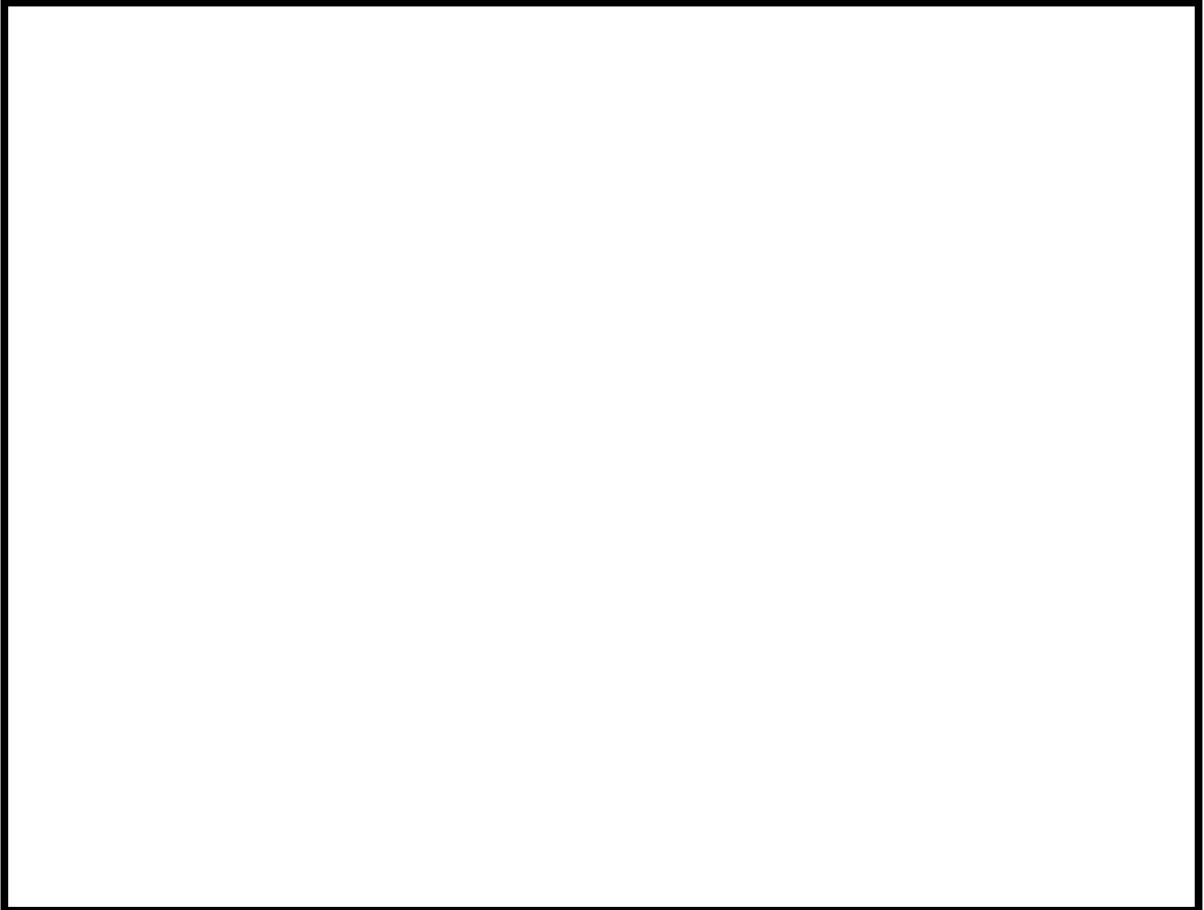
システム計画「5.2 原子力の安全の確保の重視」)、必要な要員の力量管理を含む資源の管理(品質マネジメントシステム計画「6 資源の管理」)及び評価及び改善(品質マネジメントシステム計画「8 評価及び改善」)等の必要な管理を実施する。

また、当社の品質保証活動は、健全な安全文化を育成し維持するための活動と一体となった活動を実施している。

設工認申請(届出)時点で設置されている設備に対して適合性確認を行う場合でも、対象設備の中には、現在のような健全な安全文化を育成し維持するための活動を意識したものとなっていなかった時期に導入している設備もあるが、それらの設備についても現在の安全文化につながる様々な品質保証活動を行っている。(添付-1「建設時からの品質保証体制」 第1表参照)

3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

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



以下に、設計、工事及び検査、調達管理等のプロセスを示す。

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

設工認に基づく設計、工事及び検査は、品質マネジメントシステム計画の「5.5.1 責任及び権限」に従い、本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

設計（「3.3 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画」、工事（「3.4 工事に係る品質管理の方法」、検査（「3.5 使用前事業者検査」）並びに調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」）の各プロセスにおける主管組織を第 3.1-1 表に示す。第 3.1-1 表に示す各主管組織の長は、担当する設備に関する設計、工事及び検査並びに調達について、責任と権限を持つ。

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

設計から工事及び検査への設計結果の伝達、当社から供給者への情報伝達等、

組織内外の部門間や組織間の情報伝達については、設工認に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

設工認に基づく設計は、第 3.1-1 表に示す主管組織のうち、「3.3 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画」に係る組織が設計を主管する組織として実施する。この設計は、設計を主管する組織を統括する部長（所長）の責任の下で実施する。

設工認に基づき実施した設計の具体的な体制については、設工認に示す設計の段階ごとに様式-1 を用いて資料 9-2 に示す。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

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

設工認に基づく検査は、第 3.1-1 表に示す主管組織のうち、「3.5 使用前事業者検査」に係る箇所が検査を主管する組織として実施する。

設工認に基づき実施した工事及び検査の具体的な体制については、設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1 を用いて資料 9-2 に示す。

第 3.1-1 表 設計及び工事の実施の体制

項番号	プロセス	主管組織
3.3	設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画	原子力技術部門 原子燃料技術グループ
3.4	工事に係る品質管理の方法	原子力技術部門 原子燃料技術グループ
3.5	使用前事業者検査	玄海原子力発電所
3.6	設工認における調達管理の方法	原子力技術部門 原子燃料技術グループ

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

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

この設計は、設工認品管計画「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示すグレード（添付-2「当社におけるグレード分けの考え方」第 1 表参照）に従い、「設計・調達管理基準」に基づき管理する。

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

設工認として必要な設計、工事及び検査の基本的な流れを第 3.2-1 図及び第 3.2-2 図に示す。また、設工認における設計、設工認申請（届出）手続き、工事及び検査の各段階と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。

品質マネジメントシステム計画「7.3.4 設計開発レビュー」に基づき設計の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価し、問題を明確にし、必要な処置を提案する設計の各段階におけるレビューは、適切な段階において設計を主管する組織が実施するとともに、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき記録を管理する。設計におけるレビューの対象となる段階を第 3.2-1 表に「※」で示す。

このレビューについては、第 3.1-1 表に示す設計又は工事を主管する組織で当該設備の設計に関する力量を有する専門家を含めて実施する。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

設工認のうち、実用炉規則別表第二対象設備における適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを第 3.2-1 図に示す。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品管計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、工事が設工認のとおりであること及び技術基準規則に適合していることを確認する。

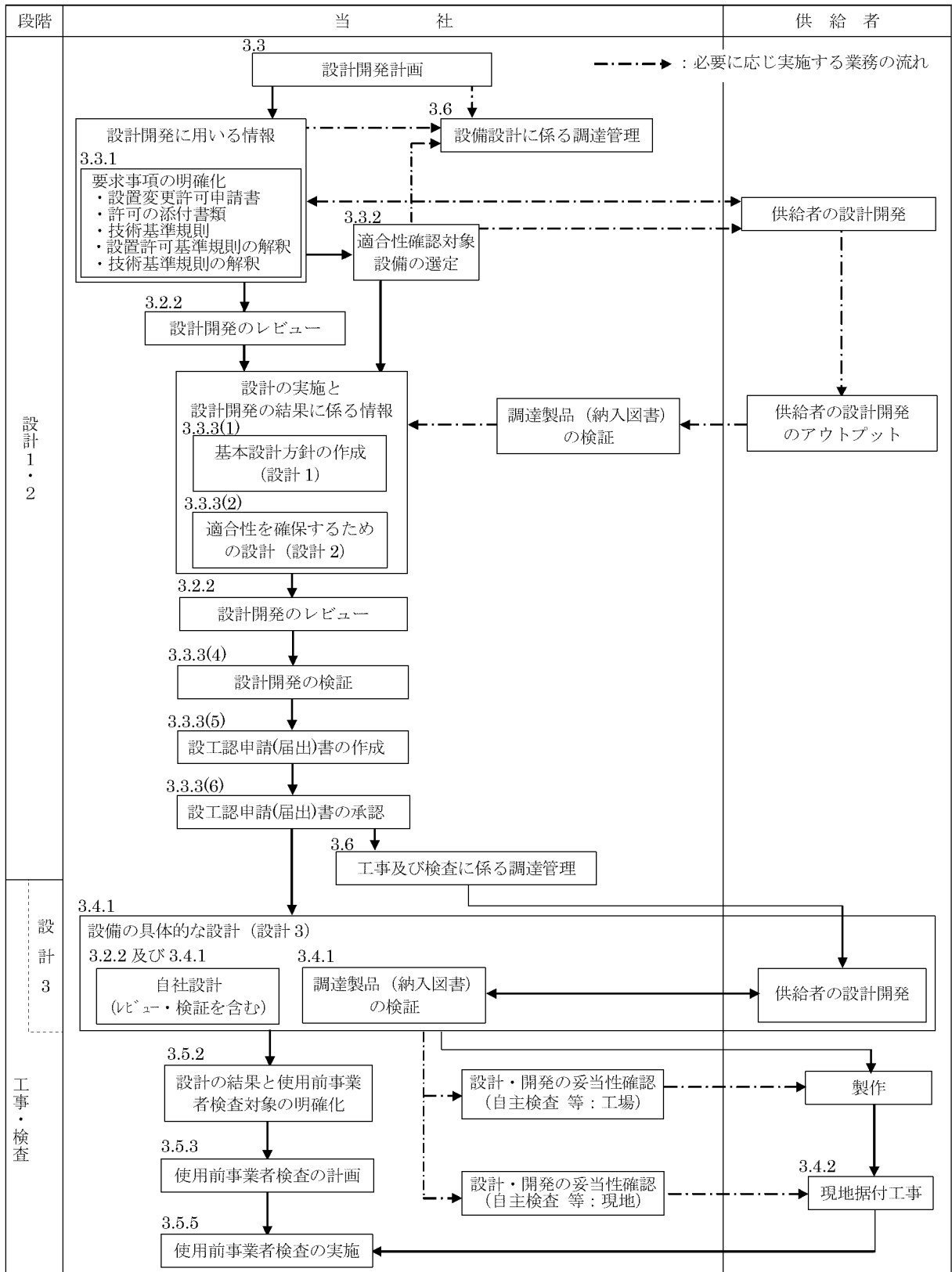
(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な設計、工事及び検査の管理は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す事項（第 3.2-1 表における「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」～「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、工事が設工認のとおりであること及び技術基準に適合していることを確認する。

第 3.2-1 表 設工認における設計等、工事及び検査の各段階

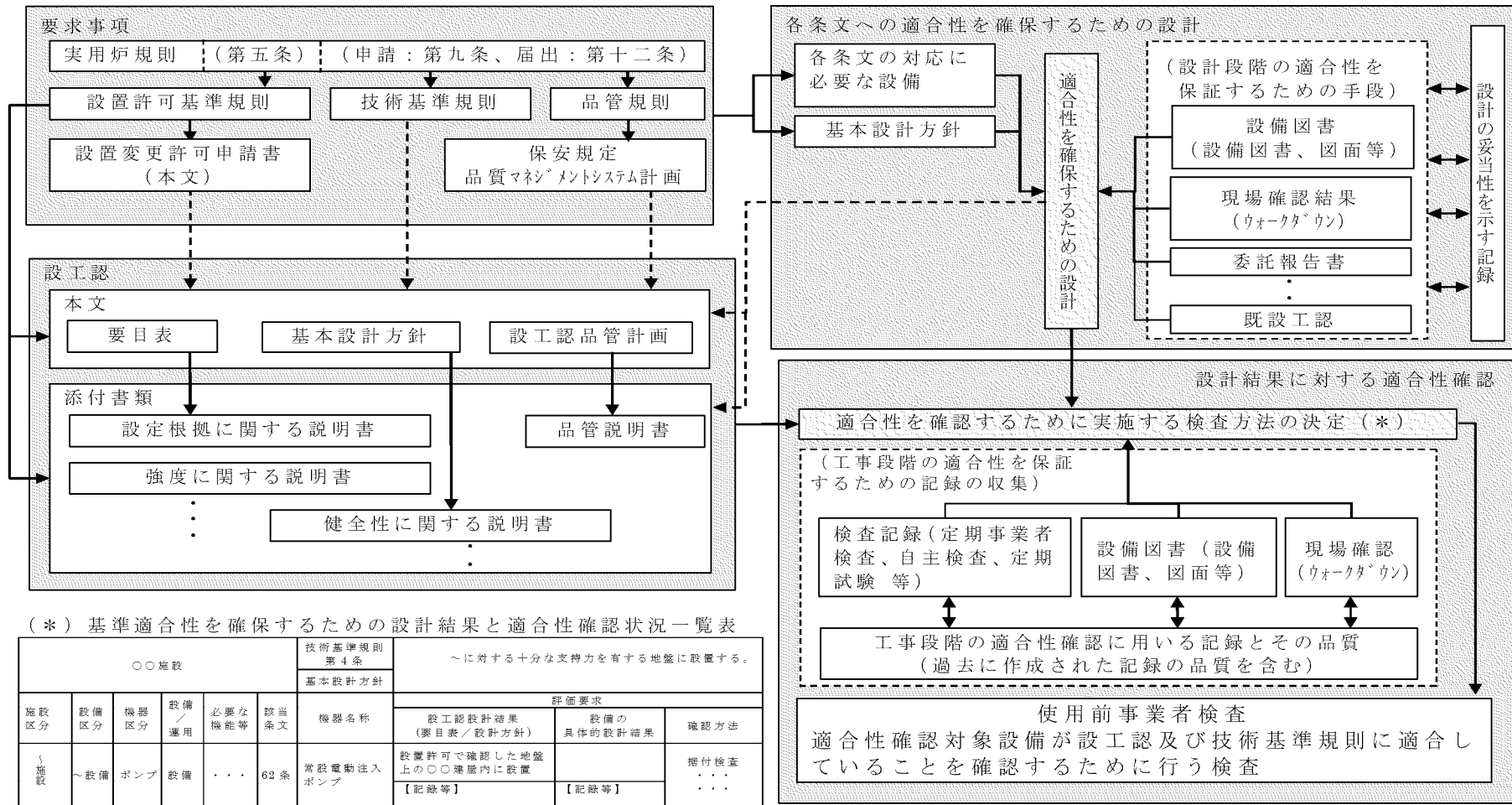
各段階		品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1※	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	— 要求事項に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1)※	基本設計方針の作成（設計 1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2)※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(4)	設計開発の結果に係る情報に対する検証	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
	3.3.3(5)	設工認申請（届出）書の作成	— 実用炉規則 第九条に従った申請書又は実用炉規則 第十二条に従った届出書の作成
	3.3.3(6)	設工認申請（届出）書の承認	— 作成した設工認申請（届出）書の承認
	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※	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（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	設備の具体的な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	— 使用前事業者検査における確認すべき事項の整理
	3.5.2	設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり	— 検査に先立ち設計の結果と使用前事業者検査の対象との繋がりを整理
	3.5.3	使用前事業者検査の計画	— 適合性確認対象設備が、設工認への適合性を確認する計画と方法の決定
	3.5.4	検査計画の管理	— 使用前事業者検査の工程等の管理
	3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 溶接が特殊工程であることを踏まえた使用前事業者検査の管理
	3.5.6	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 認可された設工認どおり、要求事項に対する適合性が確保されていることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 設工認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理

※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」でいう、品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」対応項目



*1: バックフィットにおける「設計」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、その結果を要求事項として、既に設置されている適合性確認対象設備の現状を念頭に置きながら各要求事項に適合させるための詳細設計(設計2)を行う行為をいう。

第 3.2-1 図 適合性を確保するために必要な当社の活動 (基本フロー)



第 3.2-2 図 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

3.3 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画

設計を主管する組織の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計を、「設計・調達管理基準」に基づき、要求事項の明確化、適合性確認対象設備の選定、基本設計方針の作成及び適合性を確保するための設計の段階を設計開発計画に明確化し、この計画に従い実施する。

以下に設計開発計画で明確化した各段階における活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認における設計に必要な要求事項は、以下のとおりとする。

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

また、必要に応じて以下を参照する。

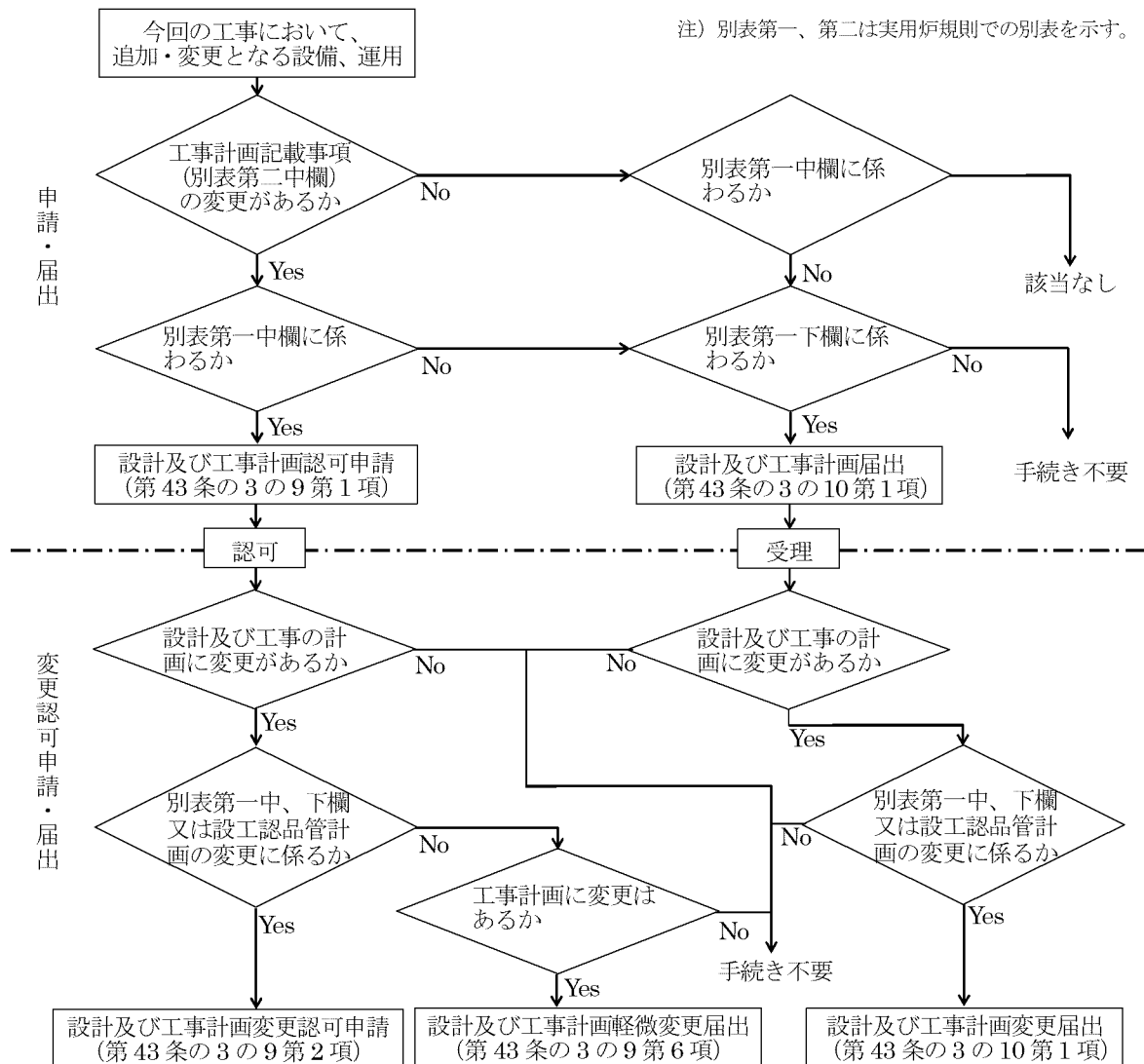
- ・許可された設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

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

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

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



第 3.3-1 図 適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3 設工認における設計及び設計開発の結果に係る情報に対する検証

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に、「設計 1」、「設計 2」を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

様式-2 で整理した適合性確認対象設備の要求事項に対する適合性確保に必要な詳細設計を「設計 2」で実施するに先立ち、適合性確認対象設備に必要な要求事項のうち、設置変更許可申請書及び技術基準規則に対する設計を漏れなく実施するために、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに、技術基準規則の条文ごとに関連する要求事項を含めて設計すべき事項を明確にした基本設計方針を作成する。

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則を条項号単位で明確にする。

- (a) 技術基準規則の条文ごとに実用炉規則 別表第二の発電用原子炉施設の種類に示された各施設区分との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を、様式-3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方(例)」(以下「様式-3」という。)の「適用要否判断」欄と「理由」欄に取りまとめる。
- (b) 様式-3に取りまとめた結果を、様式-4「施設と条文の対比一覧表(例)」(以下「様式-4」という。)の該当箇所を星取りにて取りまとめ、施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。
- (c) 適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の各条文の関係を様式-3及び様式-4に代え整理することが可能な場合には、様式-3及び様式-4に代えることができる。
- (d) 様式-2で明確にした適合性確認対象設備を、実用炉規則 別表第二の発電用原子炉施設の種類に示された施設区分ごとに、様式-5-1「技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表(例)」(以下「様式-5-1」という。)及び様式-5-2「設工認添付書類星取表(例)」(以下「様式-5-2」という。)に反映する。様式-4でまとめた結果を用いて、設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にし、各条文と設工認との関連性を含めて様式-5-1で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し、漏れなく適用していくための基本設計方針を、設工認の適合性確認対象設備に適用される技術基準規則の条文ごとに作成する。

基本設計方針の作成に当たっては、基本設計方針の作成を統一的に実施するための考え方を定めた「工事計画業務要領」に従い、これに基づき技術基準規則の条文ごとに作成する。この基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方の概要を添付-3の「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

具体的には、様式-7「要求事項との対比表(例)」(以下「様式-7」という。)に、基本設計方針の作成に必要な情報として、技術基準規則の各条

文とその解釈、関係する設置変更許可申請書本文とその添付書類に記載されている内容を引用し、その内容を確認しながら、設計すべき項目を漏れなく作成する。

基本設計方針の作成に併せて、基本設計方針として記載する事項とそれらの技術基準規則への適合性の考え方、基本設計方針として記載しない場合の考え方及び詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則 別表第二に示された添付書類との関係を明確にし、それらを様式-6「各条文の設計の考え方（例）」（以下「様式-6」という。）に取りまとめる。

作成した基本設計方針をもとに、抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な設工認書類との関連性を様式-5-2 に明確にする。なお、過去に作成した基本設計方針が適用できる場合には、「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」で作成する様式-2 に項目をおこして明確にすることができる。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）

様式-2 で整理した適合性確認対象設備に対し、今回新たに設計が必要な基本設計方針への適合性を確保するための詳細設計を、「設計 1」の結果を用いて実施する。

具体的には、適合性確認対象設備に係る設計すべき事項を明確化した様式-5-1、様式-5-2 及び様式-7 等の「設計 1」の結果（適合性確認対象設備、技術基準規則、作成が必要な設工認本文・添付資料の項目、基本設計方針との関係）を踏まえ、適合性確認対象設備を技術基準規則に適合させるための必要となる詳細設計（対象設備の仕様の決定を含む。）を実施し、設備の具体的設計の方針を決定する。詳細設計に関しては、基本設計方針の要求種別に応じて第 3.3-1 表に示す要求種別ごとの「主な設計事項」に示す内容について実施する。具体的には、「3.7.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書等の品質記録や「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達からの委託報告書をインプットとして、基本設計方針に対し、適合性確認対象設備が技術基準規則等の必要な設計要求事項への適合性を確保するための設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む。）を定めるための設計を実施する。

設工認申請（届出）時点で設置されている設備に対して適合性確認を行う場合は、その設備が定められた設計の方針を満たす機能・性能を有している

ことを確認した上で、設工認申請（届出）に必要な設備の仕様等を決定する。

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

a. 評価（解析を含む）を行う場合

詳細設計として評価を実施する場合は、基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定め、評価を実施する。また、評価の実施において、解析を行う場合は、「3.3.3(3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理を行うことにより信頼性を確保する。

b. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は、兼用する全ての機能を踏まえた設計を確実に実施するため、組織間の情報伝達を確実にし、兼用する機能ごとの系統構成を把握し、兼用する機能を集約したうえで、兼用する全ての機能を満たすよう設計を実施する。この場合の具体的な設計の流れを第 3.3-2 図に示す。

c. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

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

d. 他号機と共用する設備の設計を行う場合

様式-2 をもとに他号機と共用する設備の設計を行う場合は、設計が確実に行われることを確実にするため、組織間の情報伝達を確実にし、号機ごとの設計範囲を明確にし、必要な設計が確実に行われるよう管理する。

上記 4 つの場合において、設計の妥当性を検証し、設計の方針を満たすことを確認するために検査を実施しなければならない場合は、検査の条件及び方法を定め、実施する。

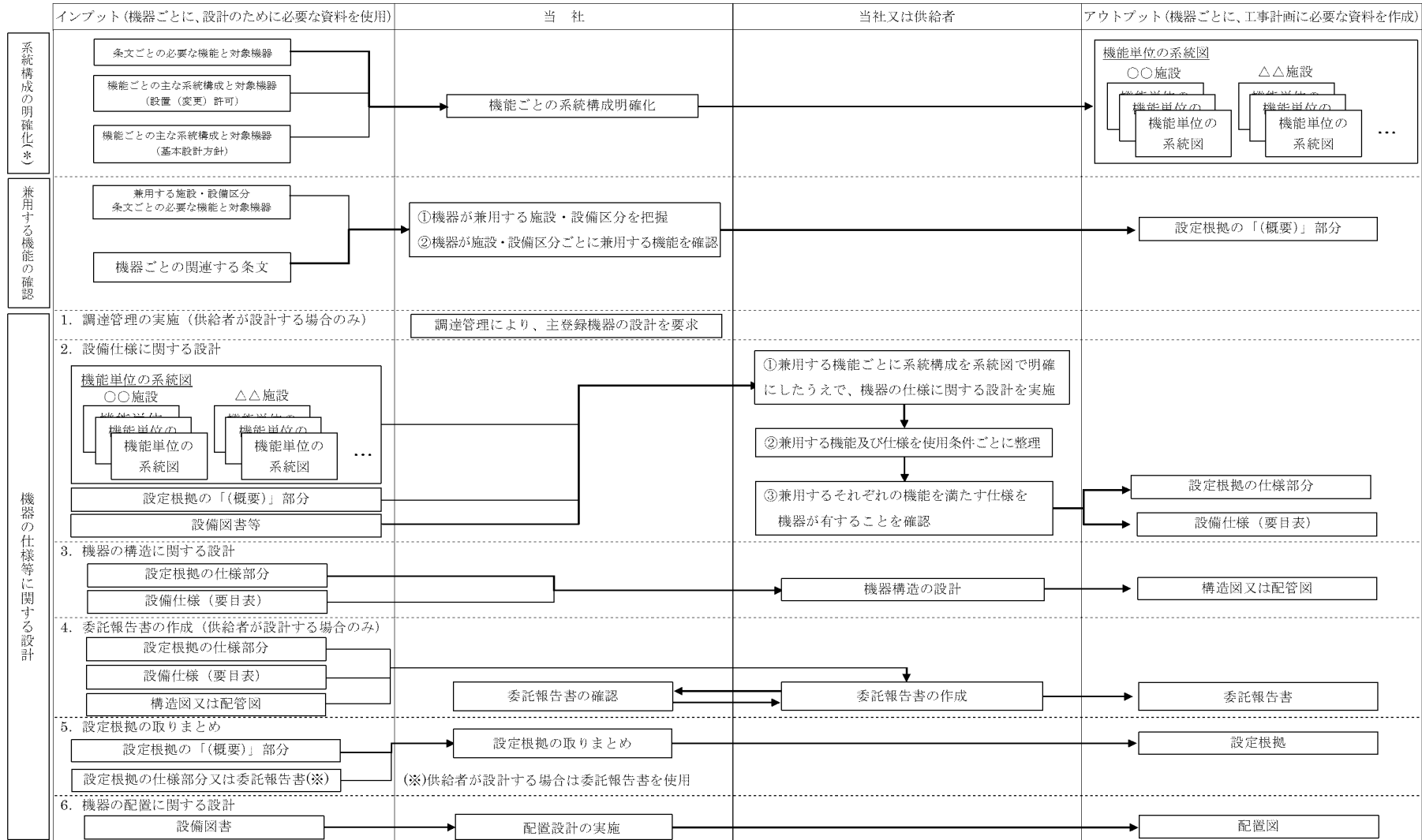
これらの設計として実施したプロセスの実績を様式-1 で明確にする。

第 3.3-1 表に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については、本店組織の保安規定を取りまとめる組織にて、保安規定として必要な対応を実施する。

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

要求種別		主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録
設備	設置要求	必要となる機能を有する設備の選定	設置変更許可申請書に記載した機能を持つために必要な設備等の選定 ・社内決定文書 等
	設計要求	系統構成	目的とする機能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成 設置変更許可申請書の記載を基にした、実際に使用する系統構成・設備構成の決定 ・社内決定文書 ・有効性評価結果(設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む) ・系統図 ・設備図書(図面、構造図、仕様書) 等
		機能要求	目的とする機能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様 仕様設計 構造設計 強度設計(クラスに応じて) 耐震設計(クラスに応じて) 耐環境設計 配置設計 ・社内決定文書 ・設備図書(図面、構造図、仕様書) ・インターロック線図 ・算出根拠(計算式等) ・カタログ 等
		評価要求	対象設備が目的とする能力を持つことを示すための方法とそれに基づく評価 仕様決定のための解析 基準適合性確認のための解析 条件設定のための解析 実証試験 ・社内決定文書 ・解析計画(解析方針) ・委託報告書(解析結果) ・手計算結果 等
運用	運用要求	運用方法について保安規定に基づき計画 維持・運用のための計画の作成 —	

第 3.3-2 図 主要な設備の設計



(*) 系統設計を伴う場合

(3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

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、信頼性を確保するため以下の管理を実施する。

a. 調達による解析の管理

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

(a) 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の信頼性を確保するために、供給者に対し、次に示す管理を確実にするための品質保証要求事項や解析業務に関する要求事項等の調達要求事項を調達仕様書により要求し、それに従った品質保証体制の下で解析を実施させるよう「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。解析の調達管理に関する具体的な流れを添付－4「設工認における解析管理について」（以下「添付－4」という。）第1表に示す。

イ. 解析を実施する要員の力量管理（品質マネジメントシステム計画「6 資源の管理」）

- ・ 解析対象業務の経験等により、当該解析に関する力量を有しているとされた要員による解析の実施

ロ. 解析業務に関する業務の計画（解析業務計画書）の作成とそれに基づく業務の実施（品質マネジメントシステム計画「7 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施」）

- ・ 解析業務着手時に、従事する要員に対して、実施する解析の重要性を意識付けするための教育の実施
- ・ 使用するコードが正しい値を出力できることを確実にするためのコードの検証（「(b) 計算機プログラム（解析コード）の管理」参照）
- ・ 適切な入力情報の使用（「(c) 解析業務で用いる入力情報の伝達」参照）と、それに基づく入力根拠の作成（「(d) 入力根拠の作成」参照）
- ・ 作成した入力データのコードへの正しい入力

- ・得られた解析結果の検証
- ・解析結果を基にした報告書の作成 等

ハ. 当該業務に関する不適合管理及び是正処置（品質マネジメントシステム計画「8 評価及び改善」）

(b) 計算機プログラム（解析コード）の管理

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

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

(c) 解析業務で用いる入力情報の伝達

設工認に関する解析に係る供給者との情報伝達について以下に示す。

設工認に必要な解析業務が、設備や土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となっている場合、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書は、同じ最新性が確保されている。

当社は供給者に対し調達管理に基づく品質保証上の要求事項として、**JISQ9001** の要求事項を踏まえた文書及び記録の管理の実施を要求し、適切な版を管理することを要求している。

また、設備を設置した供給者以外で実施する解析の場合、当社で管理している図面を提供し、供給者は、最新性の確保された図面で解析を行っている。

(d) 入力根拠の作成

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

この入力根拠の作成に際し、解析の品質管理を強化する必要がある場合には、異なる 2 名の者が入力根拠から作成し、入力根拠と入力結果を同時にチェックする「入力クロスチェック」(添付-4 第 1 図参照)を行わせる。

b. 手計算による自社解析の管理

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

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

自社で実施した解析ごとの具体的な管理方法を添付-4 第 2 表に示す。

(4) 設計開発の結果に係る情報に対する検証

「3.3.3 設工認における設計及び設計開発の結果に係る情報に対する検証」の設計 1 及び設計 2 で取りまとめた様式-3~7 及び適合性確認対象設備を技術基準規則に適合させるための必要となる詳細設計の結果について、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。

(5) 設工認申請(届出)書の作成

様式-2 に取りまとめた適合性確認対象設備について、設工認の設計として実施した「3.3.3 設工認における設計及び設計開発の結果に係る情報に対する検証」の(1)~(4)からの結果を基に、「工事計画業務要領」に従って、設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 「要目表」の作成

「3.3.3 (2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計(設計 2)」からの結果に係る情報となる詳細設計結果(図面等の設計資料)を基に、実用炉規則 別表第二の「設備別記載事項」の要求に従って、必要な事項(種類、主要寸法、材料、個数等)を設備ごとに表(要目表)や図面等に取りまとめる。

b. 「基本設計方針」、「適用基準及び適用規格」及び「工事の方法」の作成

「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計 1）」の「b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式-7、基本設計方針作成時の考え方を整理した様式-6 及び各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式-4 を用いて、実用炉規則 別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を「適用基準及び適用規格」に、実用炉規則別表第二に基づき、工事及び使用前事業者検査を適切に実施するための基本事項を「工事の方法」として取りまとめる。

c. 各添付書類の作成

「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）」からの結果に係る情報となる詳細設計結果を基に、基本設計方針に対して詳細な設計結果や設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6 及び様式-7 を用いて、設工認と実用炉規則 別表第二の関係を整理した様式-5-2 に示された添付書類を作成する。

実用炉規則 別表第二に示された添付書類において、解析コードを使用している場合には、当該添付書類の別紙として、使用した解析コードに関する内容を記載した「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

d. 設工認申請（届出）書案のチェック

本店組織の設工認の取りまとめを主管する組織の長は、作成した「設工認申請（届出）書」の案について、「工事計画業務要領」に基づき、以下の要領で本店及び発電所の関係組織のチェックを受ける。

- (a) 本店及び発電所の関係組織のチェック分担を明確にする。
- (b) 本店及び発電所の関係組織からチェックの結果が返却された際に、コメントが付されている場合には、その反映要否を検討し、必要であれば資料を修正のうえ、再度、チェックを依頼する。
- (c) 必要に応じ、これらを繰り返し、設工認申請（届出）書案のチェックを完了する。

(6) 設工認申請（届出）書の承認

「(4) 設計開発の結果に係る情報に対する検証」及び「(5) d. 設工認申請（届出）書案のチェック」が終了した後、設工認申請（届出）書を原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.3.4 設計における変更

設計対象の追加や変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計開発の結果に係る情報に対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する組織の長は、第 3.2-1 表及び第 3.2-1 図に示す工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（設計 3）を「設計・調達管理基準」、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「保修基準」、「土木建築基準」及び「設計・調達管理基準」に基づき実施する。

なお、実用炉規則別表第二対象設備外の設備の主要な耐圧部の溶接部においては、設計 3 の実施に先立ち該当設備の抽出を「設計・調達管理基準」に基づき実施する。

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

具体的な管理の方法を以下に示す。

3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）

設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計 3）（主要な耐圧部の溶接部については溶接部に係る設計が設工認対象となる。）を、以下のいずれかの方法で実施する。

(1) 自社で設計する場合

設計を主管する組織の長が設計 3 を実施し、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）との照合を行う。また、設計開発の検証として「(2) 設計 3 を本店組織の設計を主管する組織の長が調達管理として管理する場合」と同等の対応を行う。設計の妥当性確認については使用前事業者検査にて行う。

- (2) 設計 3 を本店組織の設計を主管する組織の長が調達管理として管理する場合
本店組織の設計を主管する組織の長が「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により設計 3 を実施する。
本店組織の設計を主管する組織の長は、その調達の中で供給者が実施する設計 3 の管理を、調達管理として行う設計の検証及び設計の妥当性確認を行うことにより管理する。
- (3) 設計 3 を発電所組織の工事を主管する組織の長が工事の調達に含めて調達し、本店組織の設計を主管する組織が管理する場合
発電所組織の工事を主管する組織の長が「3.6 設工認における調達管理の方法」に従って実施する工事の調達の中で、設計 3 を含めて調達する。
本店組織の設計を主管する組織の長は、その調達の中で供給者が実施する設計 3 の管理を、調達管理として行う設備の具体的な設計の検証及び設計の妥当性確認を行うことにより管理する。
- (4) 設計 3 を発電所組織の工事を主管する組織の長が調達管理として管理する場合
発電所組織の工事を主管する組織の長が「3.6 設工認における調達管理の方法」に従って実施する工事の調達の中で、設計 3 を含めて調達する。
発電所組織の工事を主管する組織の長は、その調達の中で供給者が実施する設計 3 の管理を、調達管理として行う設計の検証及び設計の妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

設工認に基づく設備を設置するための工事を「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

設工認に基づく設備のうち、設工認申請（届出）時点で設置されて新たな工事を伴わない範囲の適合性確認対象設備がある場合については、「3.5 使用前事業者検査」以降の検査段階から実施する。

3.5 使用前事業者検査

検査を主管する組織の長は、適合性確認対象設備が設工認のとおりに行われていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、設計を主管する組織の長及び工事を主管する組織の長とともに保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、「試験・検査基準」に従い、工事を主管する組織のうち、「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」を実施する組織からの独立性を確保した検査体制のもと実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、以下の項目について実施する。

I 実設備の仕様の適合性確認

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

これらの項目のうち、I を設工認品管計画の第 3.5-1 表に示す検査として、II を品質管理の方法等に関する使用前事業者検査（以下「QA 検査」という。）として実施する。

II については工事全般に対して実施するものであるが、「3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事を主管する組織が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認を QA 検査に追加する。

また、QA 検査では上記 II に加え、上記 I のうち工事を主管する組織（供給者含む。）が検査記録を採取する場合（工事を主管する組織が採取した記録・ミルシートや検査における自動計測等）には記録の信頼性の確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく工事の信頼性を確保する。

なお、主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査では、供給者が作成する検査項目毎の記録（溶接作業検査、熱処理検査、放射線透過試験等）を用いるが、検査を主管する組織（供給者含む。）が「3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」に基づく管理を行うため工事を主管する組織（供給者含む。）が実施する検査項目毎の信頼性は確保済みであるため、この範囲は QA 検査の対象外とする。

3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり の明確化

設計 1～3 の結果と適合性確認対象の繋がりを明確化するために様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」（以下「様

式-8」という。)を以下のとおり使用前事業者検査に先立ちとりまとめる。

(1) 基本設計方針の整理

基本設計方針(「3.3.3(1) 基本設計方針の作成(設計1)」の「b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」参照)に基づく設計の結果を踏まえた適合性の確認を漏れなく実施するため、基本設計方針の内容を以下に従い分類し、適合性の確認が必要な要求事項を整理する。

- ・ 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理
- ・ 整理した設計方針进行分类するためのキーワードを抽出
- ・ 抽出したキーワードをもとに要求事項を第 3.3-1 表に示す要求種別に分類

整理した結果は、設計項目となるまとまりごとに、様式-8 の「基本設計方針」欄に反映する。

また、設工認の設計に不要な以下の基本設計方針を、様式-8 の該当する基本設計方針に「網掛け」することにより区別し、設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。

- ・ 「定義」: 基本設計方針で使用されている用語の説明
- ・ 「冒頭宣言」: 設計項目となるまとまりごとの概要を示し、「冒頭宣言」以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの
- ・ 「規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針」: 既設設備のうち、過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており、様式-4 及び様式-5-1 で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針
- ・ 「適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針」: 当該適合性確認対象設備に適用されず、設計が不要となる基本設計方針

(2) 設計結果の反映

設計 2(「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)」参照)で実施した詳細設計結果及び「3.3.3(5) 設工認申請(届出)書の作成」で作成した設工認申請(届出)書の本文、添付資料のうち「(1) 基本設計方針の整理」で整理した基本設計方針に対応する設計結果を、様式-8 の「設工認設計結果(要目表/設計方針)」欄に整理する。

設計 3(「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施(設計3)」参照)で実施した設備の具体的な設計結果の結果を様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄に取りまとめる。

なお、設工認に基づく設備の設置において、設工認申請（届出）時点で設置されている設備がある場合は、既の実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認し、設計 2 の結果を満たす具体的な設計の結果を様式-8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

3.5.3 使用前事業者検査の計画

技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を取りまとめた様式-8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を計画する。

使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び第 3.3-1 表の要求種別ごとに定めた設工認品管計画第 3.5-1 表に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目をもとに計画を策定する。

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

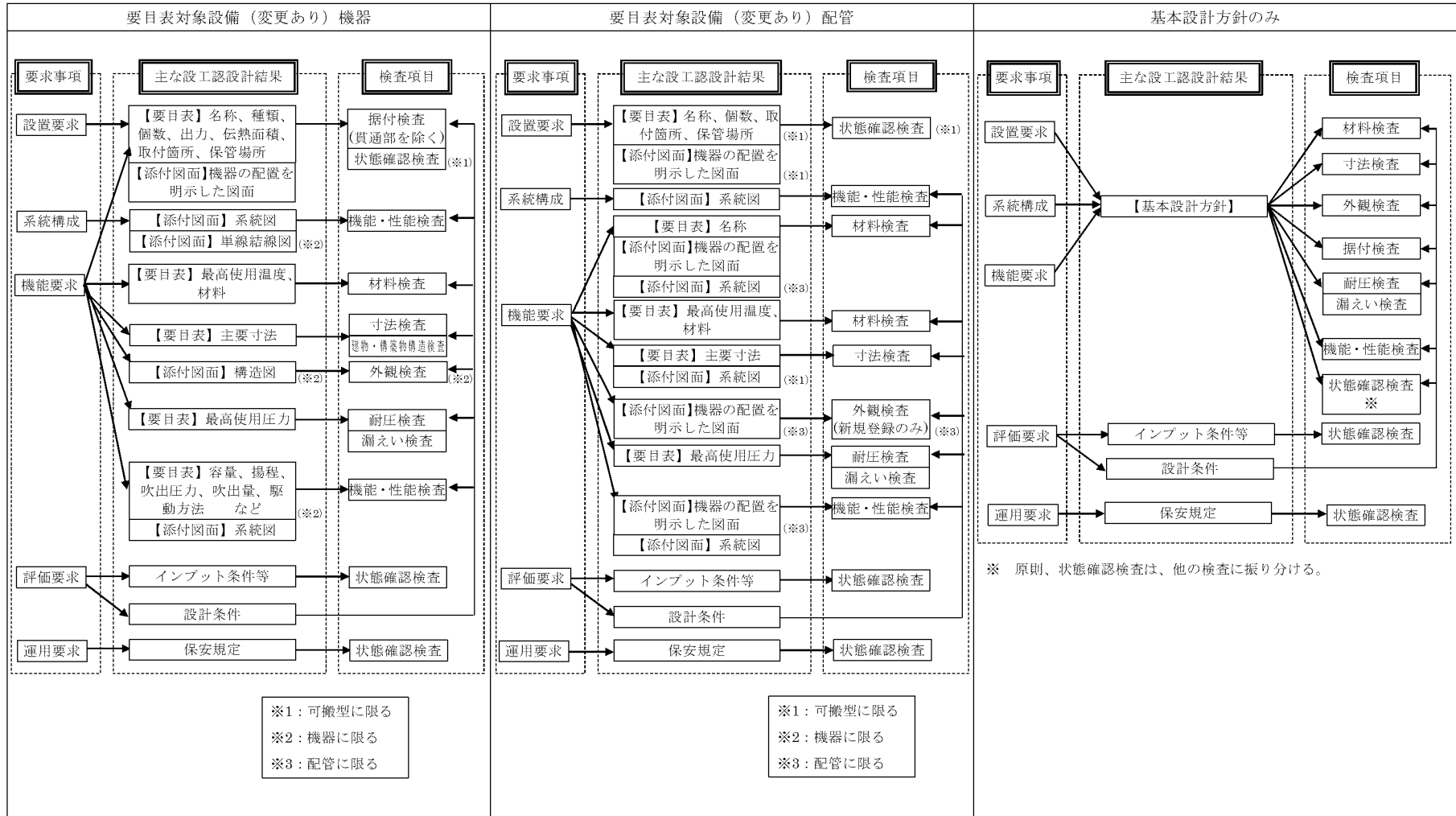
個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式-8 に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

使用前事業者検査の実施に先立ち、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び第 3.3-1 表の要求種別ごとに定めた設工認品管計画第 3.5-1 表に示す確認項目、確認視点、主な検査項目、第 3.5-1 表に示す検査項目の分類の考え方を使って、確認項目ごとに設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。設工認品管計画第 3.5-1 表の検査項目ごとの概要及び判定基準の考え方を第 3.5-2 表に示す。

- a. 様式-8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、設工認品管計画第 3.5-1 表、第 3.5-1 表を用いて検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、第 3.5-2 表に示す「検査項目、概要、判定基準の考え方について（代表例）」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する「検査項目」及び「検査方法」の内容を、様式-8 の「確認方法」欄に取りまとめる。

第 3.5-1 表 主な設工認設計結果に対する検査項目



第 3.5-2 表 検査項目、概要、判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	使用されている材料が設計結果のとおりであること、関係規格 ^{※1} ^{※2} 等に適合することを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	使用されている材料が設計結果のとおりであり、関係法令及び規格等に適合すること。
寸法検査	主要寸法が設計結果のとおりであり、許容範囲内であることを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	主要寸法が設計結果の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	有害な欠陥のないことを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）	常設設備の組立て状態、据付け位置及び状態が設計結果のとおりであることを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	設計結果のとおりに設置されていること。
耐圧検査	技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	建物・構築物が設計結果のとおり製作され、組立てられていること、関係法令及び規格 ^{※2} 等に適合することを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	主要寸法が設計結果の数値に対して許容範囲内にあり、関係法令及び規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	<ul style="list-style-type: none"> ・系統構成確認検査^{※3} 実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なることを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態、模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを適合性確認対象設備の状態を示す記録（工場での試験記録等を含む。）又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・目的とする絶縁性能を有すること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ロジック回路動作検査、警報検査、インターロック検査 電気設備又は計測制御設備についてロジック、インターロック確認及び警報確認等により機能・性能又は特性を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設計結果のとおりに設置されていること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を適合性確認対象設備の状態を示す記録（工場での校正記録等を含む。）又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査 ^{※4}	<ul style="list-style-type: none"> ・設置要求及び機能要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が設計結果のとおりであることを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 ・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 ・運用可能な手順が設計結果のとおりであることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。 ・評価条件を満足していること。 ・運用可能な手順が設計結果のとおり定められ、利用できる状態となっていることが確認できること。

※1 消防法及び JIS

※2 設計の時に採用した適用基準、規格

※3 通水検査を分割して検査を実施する等、使用時の系統での通水ができない場合に実施。（通水検査と同系統である場合には、検査時に系統構成を確認するため不要）

※4 検査対象機器の動作確認は、機能・性能検査を主とするが、技術基準規則第 54 条の検査として、適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は、その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。

3.5.4 検査計画の管理

使用前事業者検査を適切な時期で実施するため、本店及び発電所の関係組織と調整のうえ、発電所全体の主要工程、「工事の方法」に示す検査時期を踏まえた使用前事業者検査の検査計画を立案する。また、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを以下のとおり管理する。

- ・検査の管理は、使用前事業者検査実施要領書単位で行い計画及び実績を、別途、発電所内にて作成する使用前事業者検査計画表で管理する。
- ・使用前事業者検査の進捗状況に応じ、検査計画又は主要工程の変更を伴う場合は、速やかに関係組織と調整を行うとともに、検査工程を変更する。

3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、確認し、必要な管理を実施する。

3.5.6 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、「試験・検査基準」に基づき、以下のとおり実施する。

(1) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

適合性確認対象設備が設工認に適合していることを確認するため「3.5.3 (1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定し、様式-8の「確認方法」欄で明確に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する。

検査要領書は、工事を主管する組織の長が、検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合管理、検査手順及び検査成績書の事項を記載した検査要領書を作成し、品質保証担当の審査を経て検査実施責任者が制定する。検査要領書では、検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にする。

実施する検査が代替検査となる場合は、「(2) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(2) 代替検査の確認方法の決定

a. 代替検査の決定

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

b. 代替検査の条件

代替検査とは、通常の方法で検査ができない場合に用いる手法であり、以下の場合をいう。

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

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

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

c. 代替検査の評価

代替検査を用いる場合、代替検査として用いる方法が本来の検査目的に対する代替性を有していることの評価を実施する。その結果は、「(1) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、検査実施責任者の承認を得て適用する。

検査目的に代替性の評価に当たっては、以下の内容を明確にする。

- (a) 設備名称
- (b) 検査項目
- (c) 検査目的
- (d) 通常の方法で検査ができない理由※¹
- (e) 代替検査の手法、判定基準※²
- (f) 検査目的に対する代替性の評価※²

※1：記載に当たって考慮すべき事項

- ・既存の原子炉施設に悪影響を及ぼすことによる困難性
- ・現状の設備構成上の困難性
- ・作業環境における困難性 等

※2：記録の代替検査の手法、評価については「3.7.1 文書及び記録の管理」に従い、記録の成立性を評価する。

(3) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査実施要領書で明確にする使用前事業者検査の体制を、第3.5-1 図に示す当該検査における力量を有する者等で構成される体制とする。

a. 統括責任者

保安に関する業務を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。

b. 主任技術者

検査の指導・監督を行う。

検査成績書の内容を確認する。

検査の指導・監督を行うに当たり、以下に示す主任技術者と検査内容に応じた所掌の調整等を実施することで情報の共有を図る。

- (a) 原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
- (b) ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造及び機能・性能に係る事項等、原子力設備の工事、維持及び運用（電気設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
- (c) 電気主任技術者は、主に電気設備の構造及び機能・性能に係る事項等、電気工作物の工事、維持及び運用に関する保安の監督を行う。

c. 品質保証担当

品質保証の観点から、検査対象範囲、検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに、検査要領書の制定・改訂が適切に行われていることを審査する。

d. 検査実施責任者

検査要領書の制定及び改訂を行う。適合性評価並びにリリースを伴う検査の結果を確認する。

e. 検査担当者

検査の力量を持った者で、適合性評価並びにリリースを伴う検査を直接行うとともに、検査成績書を作成する。

f. 検査助勢者

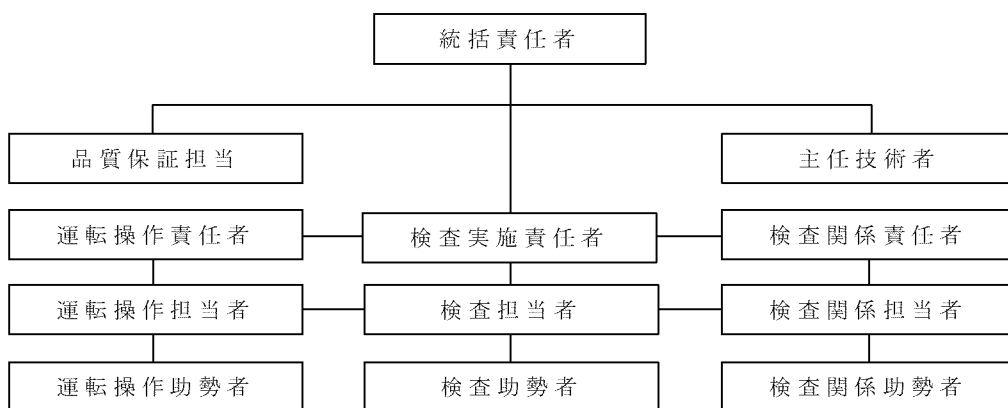
検査実施責任者又は検査担当者の指示に従い、検査に係る作業の助勢を行う。

(4) 使用前事業者検査の実施

検査担当者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施し、その結果を検査実施責任者に報告する。

報告を受けた検査実施責任者は、検査プロセスが検査要領書に基づき適正に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認後、主任技術者の確認を受ける。

実施した使用前事業者検査の結果として、使用前事業者検査実施要領書の番号を様式-8の「確認方法」欄に取りまとめる。



第 3.5-1 図 検査実施体制 (例)

3.6 設工認における調達管理の方法

設工認に係る業務を調達する、設計を主管する組織の長、工事を主管する組織の長及び検査を主管する組織の長（以下「調達を担当する組織の長」という。）は、調達管理を「設計・調達管理基準」に基づき以下のとおり実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、「供給者評価チェックシート」を用いて、以下の項目について供給者の技術的評価を実施する。

- ・ 技術的能力及び製造能力の有無
- ・ 調達製品の納入・使用実績の有無
- ・ 調達製品のサンプルの検査・試験結果等の良否（使用実績がない場合、必要に応じ確認）
- ・ 品質保証に関する能力の有無（第 3.6-1 表参照）
- ・ 前回評価から再評価までの間の確認事項の良否（再評価時のみ実施）

これらの項目の確認・評価結果を基に、調達文書の要求事項に適合する製品又は役務を供給する総合的な能力の有無を判断する。

また、供給者の再評価を、5 年を限度として定期的実施し、供給者が重大な不適合を発生させた場合にも再評価を行う。

第 3.6-1 表 品質保証に関する能力の有無の判定表

		業務の区分 A,B	業務の区分 C,D	業務の区分 E
品質保証に関する能力	①品質保証計画 (品質マニュアル)	いずれか 1 つは 「良」であること。	いずれか 1 つは 「良」又は「有」で あること。	いずれか 1 つは 「良」又は「有」 であること。
	②当社による品質保証 監査の結果			
	③品質保証に関する公 的認証	—	—	
	④供給実績等における 評価	—	—	

3.6.2 供給者の選定

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、業務の重要度に応じた業務の区分（添付－2「当社におけるグレード分けの考え方」（以下「添付－2」という。）第5表参照）を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、資材調達部門へ供給者の選定を依頼する。

資材調達部門は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者の中から供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

調達の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレードを適用する。

調達に関する品質保証活動を行うに当たっては、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、業務の区分（添付－2 第5表参照）を明確にした上で、以下の調達管理を実施する。また、一般産業工業品については、調達に先立ち、あらかじめ採用しようとする一般産業工業品について、原子炉施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 調達仕様書の作成

業務の内容に応じ、以下の a.～m.を記載した調達仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）

- a. 仕様明細
- b. 設計要求事項
- c. 材料・機器の管理に関する要求事項
- d. 製作・据付に関する要求事項
- e. 試験・検査に関する要求事項
- f. 適用法令等に関する要求事項
- g. 品質保証要求事項（添付－2 第6表参照）
- h. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項
- i. 健全な安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項
- j. 解析業務に関する要求事項（解析委託の管理については、添付－4 参照）
- k. 安全上重要なポンプの主軸の調達における要求事項
- l. 原子炉施設に係る情報システムの開発及び改造に関する要求事項
- m. 一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たっての要求事項

これらに加え、以下の事項を供給者に要求する。

- ・ 調達製品の調達後における維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の取得に関する事項
- ・ 不適合の報告（偽造品又は模造品の報告を含む。）及び処理に関する事項
- ・ 当社が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることに関する事項
- ・ 調達製品を受領する際に要求事項への適合状況を記録した文書の提出に関する事項

なお、取得した保安に係る技術情報は、必要に応じてほかの原子炉設置者と共有する。

(2) 調達製品の管理

調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、「設計・調達管理基準」、「保修基準」及び「土木建築基準」に基づき、業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書（業務の区分 A,B）、作業要領書等）を供給者に提出させ、それを審査、確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達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、業務の区分、調達数量・調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

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

調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証は、以下のいずれかの方法により実施する。

a. 検査

「試験・検査基準」に基づき、工場あるいは発電所で設計の妥当性確認を含む検査を実施する。検査の実施に当たっては、検証に関する管理要領を検討する。

当社が立会い又は記録確認を行う検査に関しては、供給者に以下の項目のうち必要な項目を含む検査要領書を作成させ、当社が事前に審査、確認した上で、検査要領書に基づき実施する。

- ・対象設備、目的、範囲、条件
- ・実施体制、方法、手順
- ・記録項目
- ・合否判定基準
- ・時期、頻度
- ・適用法令、基準、規格
- ・使用する測定機器
- ・不適合管理

可搬式ポンプ及びそれに接続するホース等の型番指定の汎用品を添付ー2 第5表に示す「業務の区分 E,F」で管理し購入する場合で、設備個々の機能・性能を調達段階の工事又は検査中で確認できないものについては、当社にて検査要領書を作成し、受入後に、機能・性能の確認を実施する。

b. 受入検査の実施

製品の受入れに当たり、受入検査を実施し、現品、発送許可証、その他の記録の確認を行う。

c. 記録の確認

作業日報、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。このうち、設計を調達した場合は供給者から提出させる納入図書に対して設計の検証を実施する。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会い等を実施することにより検証を行う。

f. 受注者品質保証監査（「3.6.4 受注者品質保証監査」参照）

3.6.4 受注者品質保証監査

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、受注者品質保証監査を実施する。

(受注者品質保証監査を実施する場合の例)

(設備) 添付-2 第5表に定める業務の区分Aに該当し、機能・性能の大幅な変更がある場合

(役務) 過去3年以内に監査実績がない供給者で、添付-2 第5表に定める業務の区分Bに該当する場合

但し、過去(5年を目安)に同種製品又は役務の調達を実施され、監査結果が良好な場合は除外可能とする。

供給者の発注先(安全上重要な機能に係る主要業務を行う企業)(以下「外注先」という。)について、下記に該当する場合は、直接外注先に監査を行う。

- ・当社が行う供給者に対する監査において、供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
- ・不適合等が発生して、外注先の調査が必要となった場合
- ・設計・製作の主体が外注先である場合

設工認に係る供給者については、供給者の評価を実施し、供給者の調達製品を供給する能力に問題はないことを確認しており、必要に応じて監査を実施する。

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備のうち、設工認申請(届出)時点で設置されている設備がある場合は、設置当時に調達を終えており、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

設計を主管する組織の長、工事を主管する組織の長及び検査を主管する組織の長は、設工認に係る文書及び記録について、以下の管理を実施する。

(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文書及び記録については、品質マネジメントシステム計画の「別図1 保安規定品質マネジメントシステム計画に係る規定文書体系図」に示す規定文書、規定文書に基づき業務ごとに作成される文書（一般図書）、それらに基づき作成される品質記録（設備図書、一般図書）があり、これらを「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき管理する。

当社の品質記録は、設備に関する情報として最新性を維持するための管理が行われている「設備図書」と、活動の結果を示す記録として管理する「一般図書」に分けて管理している。設工認に係る主な品質記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを第3.7-1表に示す。

設工認では、主に第3.7-1図に示す文書及び記録を使って、技術基準規則等への適合性を確保するための設計、工事及び検査を実施するが、これらの中には、原子力発電所の建設時からの記録等、過去の品質保証体制で作成されたものも含まれている。

これらの記録であっても、建設以降の品質保証体制が品管規則の文書及び記録の管理に関する要求事項に適合したものとなっていることから、品質マネジメントシステム計画に基づく品質保証体制下の文書及び記録と同等の品質が確保されている。

建設時からの文書及び記録に関する管理とそのベースとなる民間規格等の変遷及びそれらが品管規則の趣旨と同等であることについて、添付-1 第2表に示す。

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

設工認において当社の管理下でない供給者が所有する図書を設計、工事及び検査に用いる場合、当社が供給者評価等により品質保証体制を確認した供給者で、かつ、対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書が当該設備としての識別が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。

この供給者が所有する図書を入手した場合は、当社の文書管理下で第3.7

ー1表に示す設備図書又は一般図書として管理する。

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

(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、原則として最新性が確保されている「設備図書」を用いて実施する。

なお、適合性確認対象設備に設工認申請（届出）時点で設置されている設備が含まれている場合があり、この場合は、「設備図書」だけでなく、第3.7ー1表に示す「一般図書」も用いることもあり、この場合は、「一般図書」の内容が、実施する使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであることを、型番の照合、確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であることを確認することにより、使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

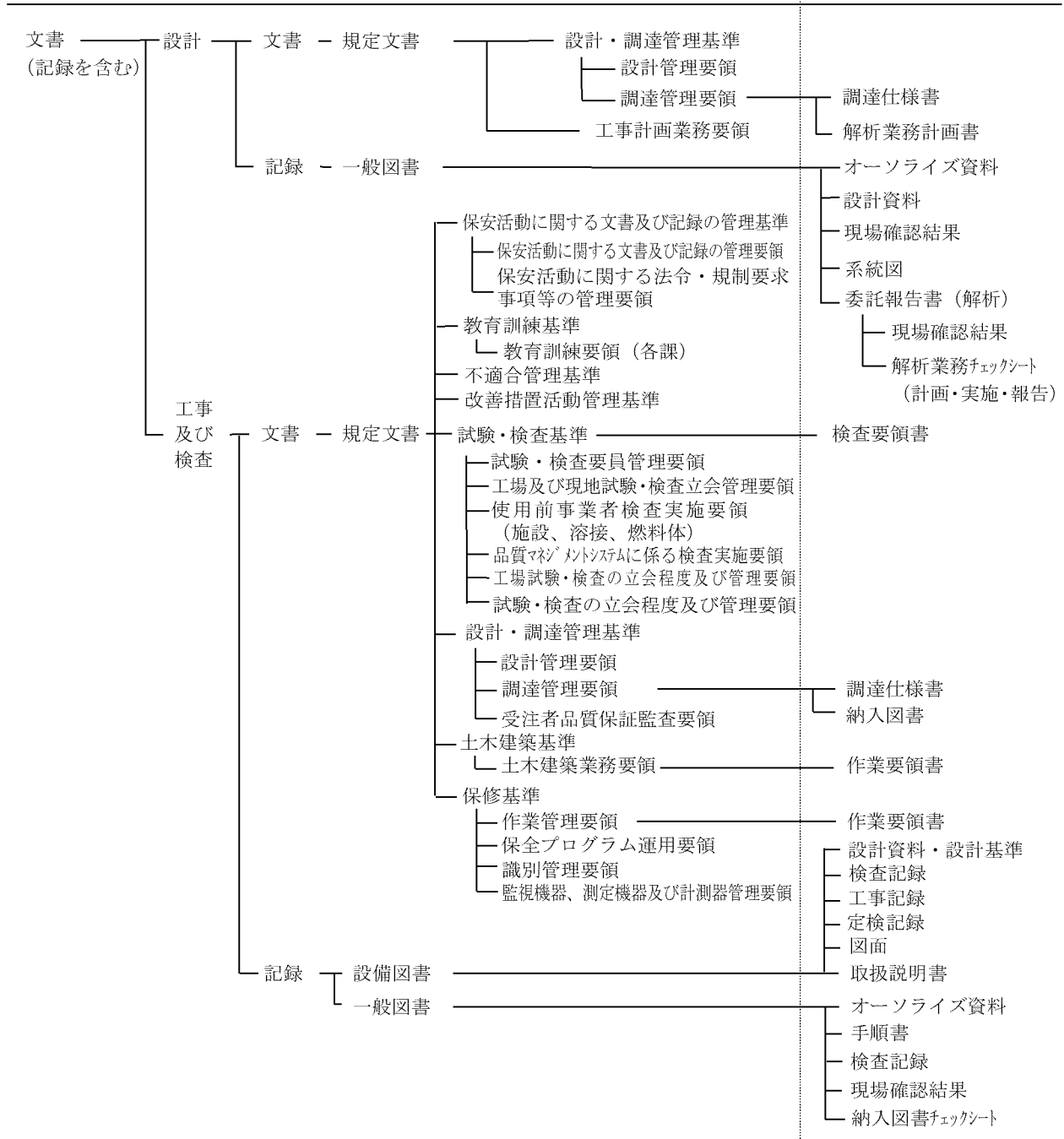
使用前事業者検査に用いた「一般図書」は、供用開始後に、「設備図書」として管理する。

第 3.7-1 表 品質記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
設備図書	品質保証体制下で作成され、建設当時から同様の方法で、設備の改造等に合わせて、図書を最新に管理している図書
一般図書 (主な一般図書)	作成当時の品質保証体制下で作成され、記録として管理している図書（試験・検査の記録を含む。） 設備図書のように最新に維持されているものではないが、設備の状態を示すものであることを確認することにより、設備図書と同等の記録となる図書
既設工認	設置又は改造当時の工事計画、設計及び工事の計画の認可を受けた図書で、当該計画に基づく使用前検査の合格若しくは使用前確認の確認を以って、その設備の状態を示す図書
設計文書（記録）	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録（自社解析の記録を含む。）
自主検査結果（記録）	品質保証体制下で行った当該設備の状態を確認するための試験及び検査の記録
工事中の設備に関する納入図書	設備の工事中の図書であり、このうち、図面等の最新版の維持が必要な図書は、工事竣工後に「設備図書」として管理する図書
委託報告書	品質保証体制下の調達管理を通じて行われた、業務委託の結果（解析結果を含む。）
供給者から入手した設計図書等	供給者を通じて、供給者所有の設計図書、製作図書等を入手した図書
製品仕様書、又は仕様 がわかるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書、又は仕様を確認できるカタログ等で設計に関する事項が確認できる資料
現場確認（ウォークダウン）結果	品質保証体制下で確認手順書を作成し、その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録

文書及び記録の体系

業務実施時に作成される
主な文書及び記録



【定義】(保安活動に関する文書及び記録の管理基準)

- ・規定文書：統一的な取扱を必要とする事項について定めた文書
- ・業務要領：規定文書のうち「基準」を補足する詳細な手順を定めた文書
- ・一般図書：規定文書、業務要領及び設備図書以外の文書及び記録
- ・記録：業務の実施結果又は、活動の証拠で、設備図書、一般図書の2種類に区分して管理

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

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

設計を主管する組織の長、工事を主管する組織の長及び検査を主管する組織の長は、設工認に係る識別及びトレーサビリティについて、以下の管理を実施する。

(1) 計測器の管理

a. 当社所有の計測器の管理

(a) 校正・検証

定めた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。また、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

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

(b) 識別管理

イ. 計測器管理台帳による識別

校正の状態を明確にするため、計測器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別する。計測器が故障等で使用できない場合、使用禁止を計測器管理台帳に記載する。修理等で使用可能となれば、使用禁止から校正日へ記載を変更することで、使用可能であることを明確にする。

ロ. 計測器管理ラベルによる識別

計測器の校正の状態を明確にするよう、計測器管理ラベルに必要事項を記載し、計測器の目立ちやすいところに貼付し識別する。

b. 当社所有以外の計測器の管理

供給者持込計測器の管理については、使用する前までに計測器名、型式、製造番号、校正頻度、トレーサビリティを校正記録等で確認する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

機器類、弁及び配管類は、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設計を主管する組織の長、工事を主管する組織の長及び検査を主管する組織の長は、設工認に係る設計、工事及び検査において発生した不適合については、「不適合管理基準」及び「改善措置活動管理基準」に基づき管理を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

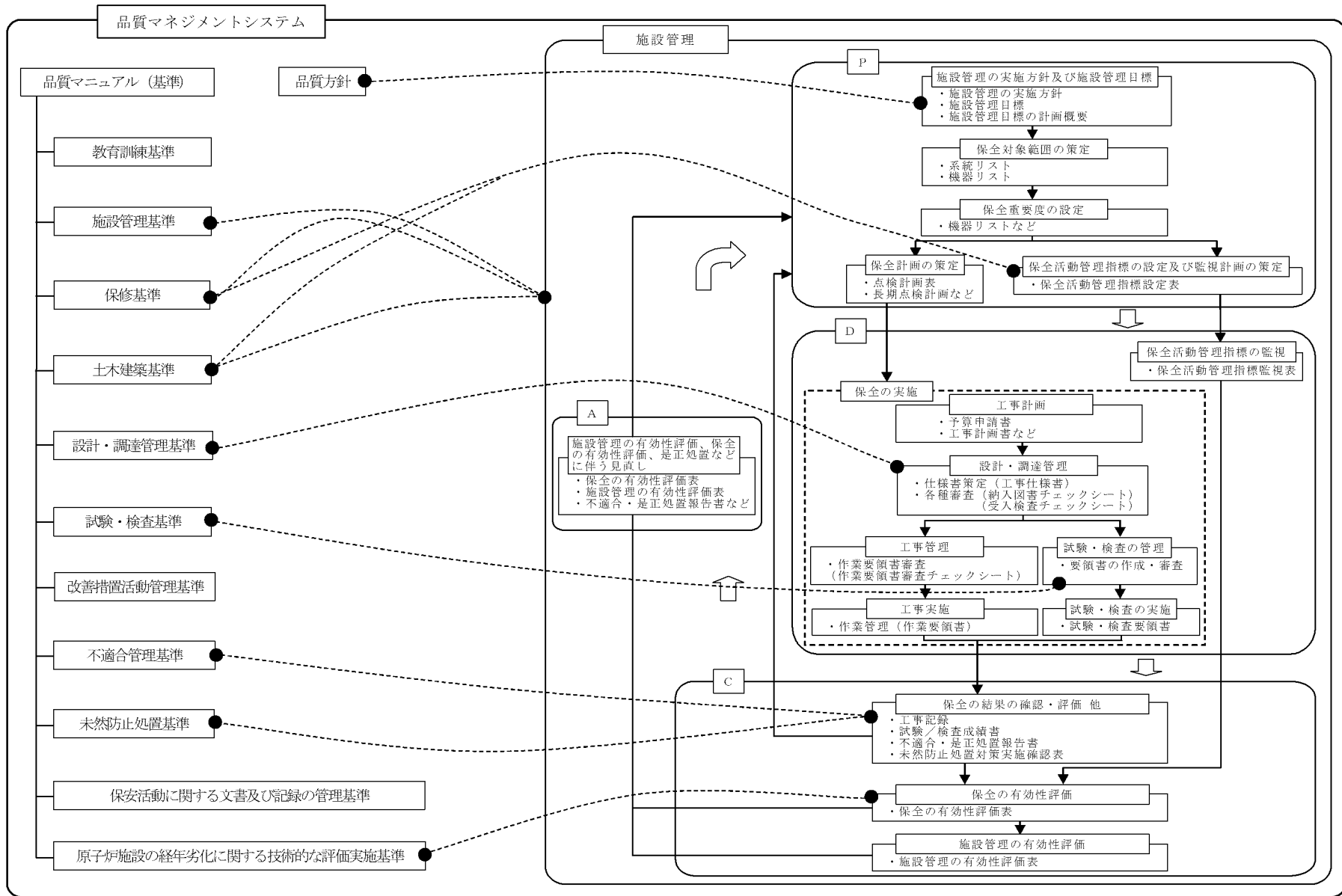
設工認に基づく工事は、「保修基準」及び「土木建築基準」の「保全計画の策定」の中の「設計及び工事の計画」として、保安規定に基づく施設管理に係る業務プロセス

実施している。

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

設工認申請（届出）時点で設置されている適合性確認対象設備がある場合は、巡視点検、日常の保守及び保全計画に基づく点検等を実施し、異常のないことを確認している。

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



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

5. 様式

- (1) 様式-1：本設計及び工事の計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）
- (2) 様式-2：設備リスト（例）
- (3) 様式-3：技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）
- (4) 様式-4：施設と条文の対比一覧表（例）
- (5) 様式-5-1：技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表（例）
- (6) 様式-5-2：設工認添付書類星取表（例）
- (7) 様式-6：各条文の設計の考え方（例）
- (8) 様式-7：要求事項との対比表（例）
- (9) 様式-8：基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

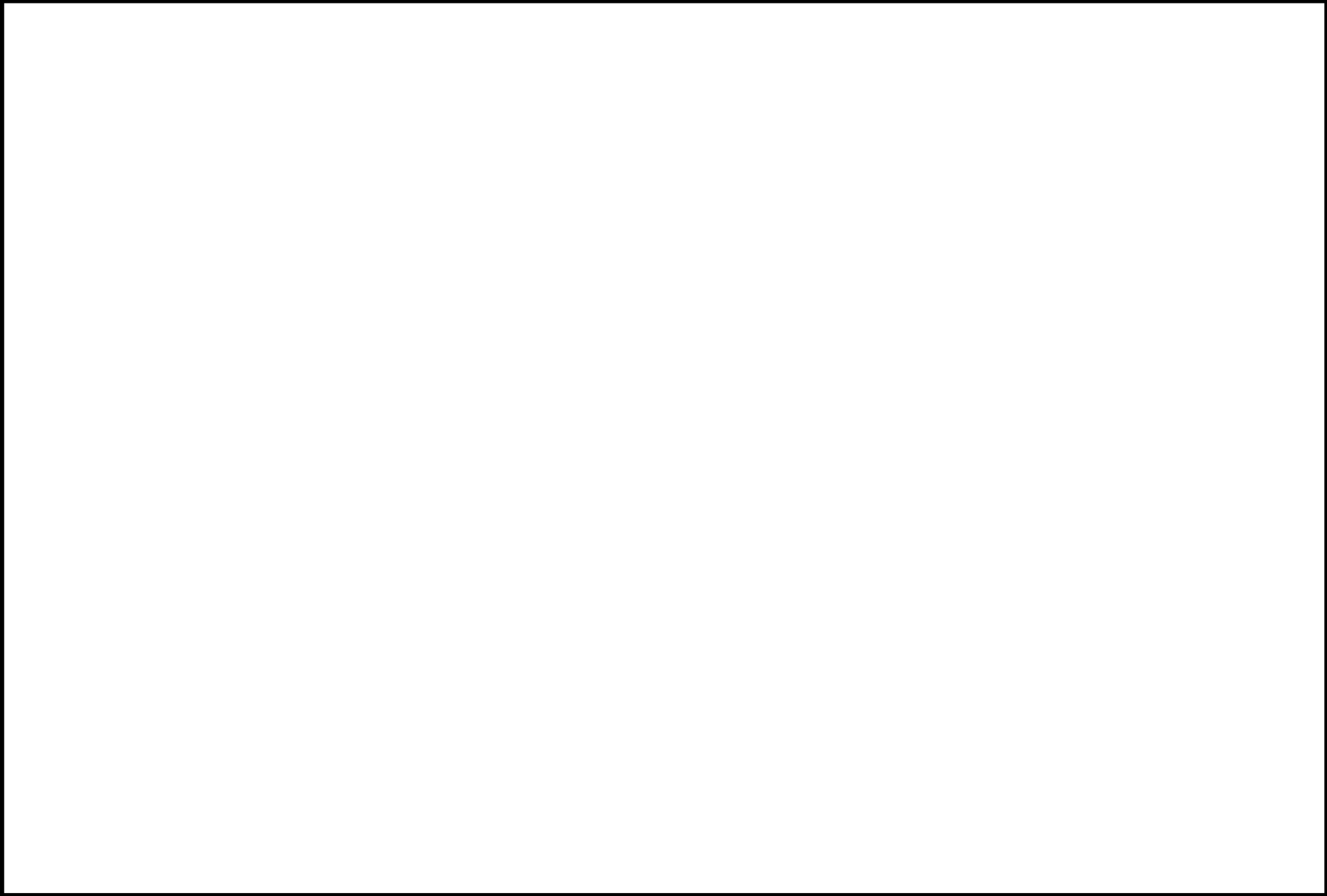
本設計及び工事の計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）

各段階	プロセス 実績：3.3.1~3.3.3(4) 計画：3.4.1~3.5.6	組 織						インプット	アウトプット	他の記録類
3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化									
3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定									
3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）									
3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）									
3.3.3(3)										
3.3.3(4)	設計開発の結果に係る情報に対する検証									
3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）									
3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施									
3.5.2	設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり の明確化									
3.5.3	使用前事業者検査の計画									
3.5.4	検査計画の管理									
3.5.6	使用前事業者検査の実施									

設備リスト【重大事故等対処設備】(例)

設置許可 基準規則 ／ 技術基準 規則 条文	技術基 準規則 及び 解釈	必要な 機能等	設備等	設備 ／ 運用	既設 ／ 新設	追加要求 事項に対 して必須 の設備、 運用か (○、×)	実用炉規則 別表第二の 記載対象 設備か (○、×)	既設工認 に記載が されてい ないか (○、×)	必要な対 策が(a),(b) のうち、 どこに対 応するか	実用炉規則 別表第二に 関連する施 設・設備区 分	添入主要 設備記載 有無	備 考
○○設備												
○○設備												

(注) (a)は適合性確認対象設備のうち未設工認設備、(b)は適合性確認対象設備のうち既設工認設備を示す。



技術基準規則の各条文と各施設における適用可否の考え方（例）

技術基準規則 第〇〇条（〇〇〇〇〇）		条文の分類	
实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		实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	
対象施設	適用可否判断 (○or△)	理由	備考
原子炉本体			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
原子炉冷却系統施設			
計測制御系統施設			
放射性廃棄物の廃棄施設			
放射線管理施設			
原子炉格納施設			
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備		
	常用電源設備		
	補助ボイラー		
	火災防護設備		
	浸水防護施設		
	補機駆動用燃料設備		
	非常用取水設備		
	敷地内土木構造物		
	緊急時対策所		
第7、13条への対応に必要となる施設（原子炉冷却系統施設）			

施設と条文の対比一覧表 (例)

条文	重大事故等対処施設																														
	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	
	地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	パウンダリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートシンク	CV冷却	CV過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	CV水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用	
原子炉施設の種類	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	
原子炉本体																															
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																															
原子炉冷却系統施設																															
計測制御系統施設																															
放射性廃棄物の廃棄施設																															
放射線管理施設																															
原子炉格納施設																															
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備																														
	常用電源設備																														
	補助ボイラー																														
	火災防護設備																														
	浸水防護施設																														
	補機駆動用燃料設備																														
	非常用取水設備																														
	敷地内土木構造物																														
緊急時対策所																															

- ：条文要求に追加・変更がある又は追加設備がある
- △：条文要求に追加・変更がないため当該条文の変更要求に対する設備がないが、他条文の変更等により対応する追加設備があるため基準への適合性を確認する必要があるもの
- －：条文要求を受ける設備がない
- ：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある
- ◇：条文要求の一部準用（特定重大事故等対処施設を構成する設備の性質から必要と考えられる要求事項を踏まえた設計とする）

技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表 (例)

〇〇施設							第〇〇条			第〇〇条									
							第〇項			第〇項			第〇項						
							基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面				
施設区分	設備区分	機器区分	設備／運用	必要な機能等	該当条文	設備名称	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面				
〇〇施設																			
	技術基準 要求設備 (要目表と して記載要 求のない設 備)																		

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇〇〇〇〇）					
1. 技術基準規則の条文、解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で 記載する事項	適合性の考え方（理由）	項-号	解釈	説明資料等
2. 設置許可本文のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
3. 設置許可添八のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
4. 詳細な検討が必要な事項					
No.	記載先				

要求事項との対比表 (例)

技術基準規則・解釈*	設工認 基本設計方針	設置（変更）許可（〇〇年〇〇 月〇〇日付け）本文	設置（変更）許可（〇〇年〇 〇月〇〇日付け）添付書類八	備 考

*技術基準規則・解釈については、記載内容が少ない場合は、この欄を省略することを「可」とする。

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

〇〇施設						技術基準 規則 第〇〇条							
						基本 設計 方針							
施設 区分	設備 区分	機器 区分	設備 ／ 運用	必要 な機 能等	該当 条文	機器名称	設工認設計結果 (要目表/設計方針)	設備の具体 的設計結果	確認方法	設工認設計結果 (要目表/設計方針)	設備の具体 的設計結果	確認方法	
							〇〇施設					〇〇条	
【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査方法】								
		【要領書番号】		【要領書番号】	【要領書番号】								
技術基準 要求設備 として記 載要求の ない設備)					〇〇条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査方法】
										【要領書番号】		【要領書番号】	【要領書番号】
					〇〇条				【検査項目】			【検査項目】	
							【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査方法】	
								【要領書番号】	【記録等】	【記録等】	【要領書番号】		

建設時からの品質保証体制

当社は、日本電気協会が原子力発電所の品質保証活動推進のために民間指針として昭和47年に制定した「原子力発電所建設の品質保証手引き」(JEAG4101-1972)の内容を反映した「原子力発電所建設工事品質管理要則」(昭和51年10月1日制定)を定めることにより最初の品質保証体制を構築した。その後、川内原子力発電所第1号機(昭和54年1月工事着工)、同第2号機(昭和56年5月工事着工)、玄海原子力発電所第3/4号機(昭和60年8月工事着工)の建設を開始することになるが、JEAG4101の改正を適宜反映しながら、発電所の建設工事に関する品質を確保してきた。平成15年には品質保証計画書を保安規定に定めることが義務化され、それに合わせて、JEAG4101からJEAC4111「原子力発電所における安全のための品質保証規程」に移行されたことを受けて、当社の品質保証体制を再構築し、現在に至っている。

このような品質保証活動の中で、一貫して行ってきた根幹となる品質保証活動と安全文化を醸成するための活動につながる視点を用いて整理した結果を第1表に示す。

また、建設当時からの文書及び記録に関する管理とそのベースとなる民間規格の変遷及びそれらが品管規則と同等の趣旨の管理を求めていたことについて、第2表に示す。

第1表 安全文化を醸成する活動につながる品質保証活動

	安全文化を醸成するための活動につながる主な視点	品質保証体制を構築した以降の安全文化を醸成するための活動につながる品質保証活動
1	原子力安全に対する個人及び集団としての決意の表明と実践	・品質保証体制の把握と確実な遂行の確認
2	原子力安全に対する当事者意識の高揚	
3	コミュニケーションの奨励と報告を重視する開かれた文化の構築	・必要な会議の実施 ・工場検査立会い時の日報作成(コミュニケーション)
4	欠陥に関する報告	・懸案事項とその処置の検討 ・不具合に対する処置と是正処置の確認
5	改善提案に対する迅速な対応	
6	安全と安全文化の更なる醸成とその継続的な改善	・安全に関する基本的設計条件を満たすことの確認 ・試験時の安全管理
7	組織及び個人の責任と説明責任	・組織及び業務分担の明確化
8	問い掛ける姿勢及び学習する姿勢の奨励と慢心を戒める方策の模索と実施	・品質管理に関する教育の実施 ・検査時の基本的姿勢の明確化(単なる検査にならないよう)
9	安全及び安全文化に関する重要な要素についての共通の理解	・業務の各段階におけるルールの明確化 ・試験時の安全管理
10	リスクの意識とその共通理解	・問題点、懸案事項に対する検討と処置
11	慎重な意思決定	・審査・承認の明確化 ・受注者の供給者に対する管理方法の明確化

第2表 文書及び記録に関する管理と文書体系の主な変遷

<p>文書管理と文書管理に適用する規格との関係図</p>	<p style="text-align: center;">JEAG4101に基づく管理</p> <p> ▼ JEAG4101-1981 (IAEA50-C-QA(1978)反映) 原子力発電所の設計から運転段階における品質保証指針として改定 ▼ JEAG4101-1985 運転・保守管理の追加 ▼ JEAG4101-2000 IAEA50-C/SG-Q(1996)反映 </p>		<p style="text-align: center;">JEAC4111に基づく管理</p> <p> ▼ JEAC4111-2009 ISO9001-2008 反映 ▼ 品管規則に基づく管理 </p>	
<p>品管規則と適用規格など</p>	<p>S51.10.1 JEAG4101-1972 (10CFR50AppBを参考に、原子力発電所建設の品質保証手引きとして制定)</p>	<p>JEAG4101-1990 (IAEA50-C-QA(1988)の反映)</p>	<p>H15.11.1 JEAC4111-2003 (原子力発電所における安全のための品質保証規程として制定)</p>	<p>H25.7.1 品管規則 (括弧内は改正品管規則条項)</p>
<p>品質保証上の文書管理に関する要求事項</p>	<p>2.一般事項 (4) 設置者は、図面、仕様書、試験、検査記録、監査記録等、品質保証に関する文書について、設置者と受注者がそれぞれ保管管理すべきものを明確にし、責任を持って管理し、また管理させること。</p> <p>原子力発電所建設工事品質管理要則【S51.10.1版】</p> <p>2.3 図面、仕様書の管理 2.13 品質管理記録の管理</p> <p>建設所における品質管理基準【S54.3.13版】</p> <p>3.4 文書、記録管理 (1)法令に基づく願、届、報告書、検査記録等 (2)図面、仕様書、要領書等 (3)台帳類 (4)記録写真 (5)工事記録、検査記録、チェックシート等 (6)建設記録 (7)その他の文書、記録</p>	<p>3.1 文書管理 12.品質記録管理</p> <p>原子力発電所建設工事品質保証要則【H5.3.1版】</p> <p>4.文書管理 12.品質記録の管理</p>	<p>4.2.3 文書管理 4.2.4 記録の管理</p> <p>原子力発電所品質マニュアル (要則)【H15.11.1版】</p> <p>4.2.3 文書管理 4.2.4 記録の管理</p>	<p>(文書の管理) 第六条 (第七条) (記録の管理) 第七条 (第八条)</p> <p>原子力発電所品質マニュアル (要則)【H25.7.1版】</p> <p>4.2.3 文書管理 4.2.4 記録の管理</p>
<p>品質記録の管理方法 (設備図書と一般図書の扱い)</p>	<p>図面、資料整理基準【S52.11版】 (適用対象：管理課[現技術課])</p> <p>2.適用範囲 (1)本基準による整理対象は次のものとする a.図面及び資料 (現在の設備図書を含む) ・工事中変更箇所が生じた場合、受注者は図面を修正し、再承認申請を行う。 ・再承認を行った図面及び資料は関係各課へ送付し、各課にて保管を行う。 b.官庁関係資料 c.一般図書</p> <p>文書、記録管理基準【S52.10版】 (適用対象：技術課[現保修課])</p> <p>1.1 文書類の基本分類 文書、資料、図面、工事写真</p> <p>2.文書 3.資料 (現在の設備図書を含む) ・「図面、資料整理基準」に従い、配布された資料の回覧、保管を行う。</p> <p>4.図面 (現在の設備図書を含む) ・「図面、資料整理基準」に従い、配布された図面の回覧、保管を行う。</p> <p>5.工事写真</p>	<p>文書管理要項【S63.4.11版】</p> <p>2.1 管理すべき文書の区分 1.設備図書 (1)取扱説明書 (2)設計資料、設計基準 (3)検査記録 (4)台帳、リスト (5)改造工事記録 (6)定検記録 (7)建設記録 (8)契約仕様書 (9)図面</p> <p>2.一般図書 2.5 文書の改訂 2 設備図書の改訂 設備図書の管理手順に従い、図書を修正するとともに改訂内容を周知徹底する。</p> <p>技術要項【H4.2.28版】</p> <p>設備・運用方法等変更時の規定類等反映管理要領に従い、設備の変更を実施する場合、設備図書の変更要否を確認し、設備の工事完了あるいは運用開始までに変更を行う。※</p>	<p>品質保証活動に関する文書及び記録の管理基準【H15.11.1版】</p> <p>1.4 用語の定義 (1)設備図書 (2)一般図書</p> <p>3 品質記録管理基準 品質保証関連記録は、設備図書、一般図書(記録)の2種類に区分して管理する。</p> <p>技術基準【H15.11.1版】</p> <p>設備・運用方法等変更時の管理要領に従い、設備の変更を実施する場合、設備図書の変更要否を確認し、設備の運用開始までに変更を行う。</p>	<p>保安活動に関する文書及び記録の管理基準【H25.7.1版】</p> <p>1.4 用語の定義 (1)設備図書 (2)一般図書</p> <p>3 記録管理 記録は、設備図書、一般図書の2種類に区分して管理する。</p> <p>技術基準【H25.7.1版】</p> <p>設備・運用方法等変更時の管理要領に従い、設備の変更を実施する場合、設備図書の変更要否を確認し、設備の運用開始までに変更を行う。</p>
		<p>※：H4.2以降、他社トラブル対応の一つとして、設備・運用方法等の変更により設備図書の改訂が必要な場合の処置を新たに導入した。</p>		

当社におけるグレード分けの考え方

1. 設計管理、調達管理におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、グレード分けの考え方を適用している。設工認に係る「設計・開発」管理（品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」）や「調達」管理（品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」）に係るグレード分けについては、次のとおりである。

(1) 設備の「設計開発」管理に係るグレード分けの考え方

設工認に係る設備の「設計開発」の管理におけるグレード分けの考え方は、第1表のとおりである。

第1表 設備の「設計開発」の管理に係るグレード分け

グレード	工事区分	設計区分
グレード1	原子力発電所の安全上重要な設備及び構築物等に関する工事	実用炉規則別表第二対象設備に該当する原子炉施設に関する工事の要求事項への適合性を確保するための設計*1（以下「要求事項への適合性を確保するための設計」という。）
グレード2		実用炉規則別表第二対象設備以外の原子炉施設の工事のための設計
グレード3	上記以外の原子力施設に関する工事	

*1：この設計には、新たな規制基準等の要求事項を既存の施設等へ適用する場合を含む。

(2) 設備の「設計開発」の管理に係るグレードごとの適用範囲

設工認に係る設備の「設計開発」の管理におけるグレードに応じて適用する管理の段階は、第2表のとおりであり、各管理の段階とその実施内容は、第3表のとおりである。

第2表 管理の段階とグレード毎の適用範囲

管理の段階		管理のグレード		
		グレード1	グレード2	グレード3
I	設備導入の計画	○	○	○
II	要求事項への適合性を確保するための設計（設計1、設計2）	○	—	—
III	調達文書作成（必要により）	○	○	○
IV	設備の具体的な設計（設計3）	○	○※3	○※3,※4
	工事及び試験・検査	○※1	○	○
V	一般汎用品に対する機能・性能確認	○※2	—	—

※1 一般汎用品の機能・性能を当社により管理できる場合を含む。

※2 一般汎用品の機能・性能を管理の段階IVの工事及び検査で確認できない場合

※3 自社設計の場合、以下に示す必要な管理を実施する。

- ・グレード2：「3.3.3 設工認における設計及び設計開発の結果に係る情報に対する検証」～「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」

- ・グレード3：「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」

※4 一般汎用品を除く。

第3表 管理の段階毎の実施内容

管理の段階		実施内容
I	設備導入の計画	主要工事業務計画、オーソライズにより、設計対象設備の基本仕様、工事完了までに必要となる業務、関係箇所の役割分担を含めた設備導入の計画を作成する。
II	要求事項への適合性を確保するための設計 (設計1、設計2)	要求事項への適合性を確保するための設計を、「3.3 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画」～「3.3.3(4) 設計開発の結果に係る情報に対する検証」に基づき、実施する。 設計業務をアウトソースする場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき管理する。
III	調達文書作成 (必要により)	調達文書を「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき作成し、供給者に設備の設計業務をアウトソースする。
IV	設備の具体的な設計 (設計3)	設備の具体的な設計を実施する。設計業務をアウトソースする場合は、「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施(設計3)」に基づき管理する。
	工事及び試験・検査	工事を、設計結果に基づき実施する。工事をアウトソースする場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき管理する。 検査は、「3.5 使用前事業者検査」に基づき、工場製作段階又は現地工事段階において実施する。
V	一般汎用品に対する機能・性能確認	一般汎用品に対する機能・性能確認を「3.6.3 調達製品の調達管理」の「(3) 調達製品の検証」に基づき実施する。

(3) 設備の「調達」管理に係るグレード分けの考え方

設備の「調達」管理に係るグレード分けの考え方は、以下に示す品質保証上の要求事項に対し、業務の重要度に応じたグレード分けを適用する。

a. 業務の区分に応じた品質保証上の要求事項

当社は、供給者に対し、「業務の区分」(第5表参照)に応じた品質保証上の要求(第6表参照)を行うことにより、供給者に品質保証体制を確立させた上で、調達管理を実施する。

この「業務の区分」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」に定める重要度に供給信頼度(稼働率)を加味した「品質重要度分類」(第4表参照)等の業務の重要度に応じて定め、該当する業務の区分が複数ある場合は、業務の区分が高い方を適用する。

第4表 品質重要度分類

安全性 稼働率	クラス 1		クラス 2		クラス 3		クラス外
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
R1*1	A				B		
R2*2							
R3*3					C1*4	C2*5	

- *1 その設備の故障により発電停止となる設備
- *2 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。）
- *3 上記以外でその故障がプラント稼働にほとんど影響を及ぼさない設備
- *4 ①第3者機関の検査を受ける設備、②予備機がなくかつ保守・取替等の作業が出来ない機器、③原子炉格納容器内の設備、④特殊な条件下での信頼性維持を求められている設備
- *5 A,B,C1 以外の設備

第5表 業務の重要度に応じた業務の区分

業務の重要度		業務の区分（高⇔低）*3					
		A	B	C	D	E	F
設備	品質重要度分類 A,B の工事	○	—	—	—	○*1	—
	品質重要度分類 C(C1,C2)の工事	—	—	○	—	—	—
	設工認申請又は届出対象の工事	○	—	—	—	○*1	—
	上記以外の工事	—	—	—	—	—	○
*2 役務	品質重要度分類 A,B に関する役務	—	○	—	—	—	—
	品質重要度分類 C(C1,C2)に関する役務	—	—	—	○	—	—
	設工認申請又は届出対象の工事に関する役務	—	○	—	—	—	—
	保安規定に直接関連する役務	—	○	—	—	—	—
	品質マネジメントシステムの運用管理に関する役務	—	—	—	○	—	—
	上記以外の役務	—	—	—	—	—	○

- *1 過去に設計を行った設備と同じ設備の型番購入において実績があること。また、一般汎用品の型番購入においては、原子力特有の技術仕様書を基に設計・製作されたものでない一般汎用品の中からそれに合致する設備を当社が設計の中で特定し、その設備を調達するものであることから、供給者に対する品質保証上の要求事項（第6表参照）は必要なものに限定している。
- *2 役務には、本設工認に係る解析業務が該当
- *3 上記に示した「業務の区分」よりも高いグレードを適用する場合がある。

第6表 業務の区分ごとの供給者の品質保証体制に対する品質保証上の要求

品質保証活動に関する要求項目	業務の区分					
	A	B	C	D	E	F
①品質保証体制の構築（組織の状況）	○	○	○	○	—	—
②経営者の責任（リーダーシップ）	○	○	—	—	—	—
③計画並びにリスク及び機会への取組み（予防処置を含む）	○	○	○	○	—	—
④資源の運用管理（支援）	○	○	○	○	—	—
⑤監視機器及び測定機器の管理	○	○	○	○	○	—
⑥コミュニケーション	○	○	○	○	—	—
⑦文書及び記録の管理（文書化した情報）	○	○	○	○	—	—
⑧業務の計画及び管理	○	○	○	○	—	—
⑨設計管理（製品及び役務の設計・開発）	○	○	○	○	—	—
⑩調達管理（外部から提供されるプロセス、製品及び役務の管理）	○	○	○	○	—	—
⑪業務の実施及び特殊工程管理	○	○	○	○	—	—
⑫識別及びトレーサビリティ	○	○	○	○	○	—
⑬当社の所有物	○	○	○	○	○	○
⑭中間品及びアウトプットの保存	○	○	○	○	—	—
⑮引渡し後の活動	○	○	○	○	—	—
⑯変更の管理	○	○	○	○	—	—
⑰監視及び測定（製品及び役務のリリース）	○	○	○	○	—	—
⑱不適合及び是正処置（不適合の報告及び処 理に係る要求を含む）	○	○	○	○	—	—
⑲パフォーマンス評価	○	○	○	○	—	—
⑳改善	○	○	—	—	—	—

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

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

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

なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
 - (2) 設置変更許可申請書本文記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件がわかる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの 2 次文書で定める場合は「保安規定」を記載）の呼び込みを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。また、技術基準規則及びその解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。

- (3) 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、設工認資料にて担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。
- a. 評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認対象とする。
 - b. 今後評価することが示されている場合、評価する段階（「設計」若しくは「工事」）を明確にし、評価の方法及び条件、その評価結果に応じて取る措置の両者を設計対象とする。
- (4) 第 10 条など、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。
- (5) 条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という設工認審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。
- (6) 技術基準規則の解釈等に示された指針・行政文書・他省令の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載を行う。
- a. 設置時に適用される要求など、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。
 - b. 監視試験片の試験方法を示した規格など、条文等で特定の版が示されているが施設管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先の表示に加え、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。
 - c. 解釈等に示された条文番号は、当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題で記載する。
 - d. 条件付の民間規格や設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する。また、設置変更許可申請書の添付を呼び込む場合は、対応する本文のタイトルを呼び込む。なお、文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

1. 設工認対象工事における解析管理

設工認に必要な解析のうち、調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析は、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成 26 年 3 月 一般社団法人 原子力安全推進協会）」（以下「解析業務ガイドライン」という。）に示される要求事項に、耐震バックチェック不適合を踏まえた当社独自の要求事項を加えて策定した「設計・調達管理基準」に従い、供給者への解析要求事項を明確にしている。

解析業務における具体的な活動内容を、以下に示す。また、事業者と供給者の解析業務の流れ、及び組織内外の部門間の相互関係を第 1 表に示す。

調達によらない解析業務の管理（自社解析）の実績を第 2 表に示す。

(1) 調達仕様書の作成

調達を担当する組織の長は、解析業務における以下の要求事項を記載した調達仕様書を作成する。

a. 解析業務計画書の作成

解析業務計画書には、以下の内容を含む。

- (a) 解析業務の作業手順
- (b) 解析結果の検証
- (c) 委託報告書の確認
- (d) 解析業務の変更管理
- (e) 品質記録の保管管理
- (f) 教育の実施

b. 教育の実施

c. 計算機プログラムの検証

d. 入力根拠の明確化

e. 入力結果の確認

f. 解析結果の検証

g. 委託報告書の確認

h. 解析業務の変更管理

i. 品質記録の保管管理

j. 調達

(2) 調達製品（解析業務）の調達管理

調達管理における当社の管理を「a.当社が実施する解析業務の管理」に、供給者の管理を「b.供給者が実施する解析業務の管理」に示す。

a. 当社が実施する解析業務の管理

(a) 解析業務計画の確認

調達を担当する組織の長は、供給者に提出を求めた「解析業務計画書」（又は「委託実施要領書」）で以下のイ. ～ へ. の計画が明確にされていることを、「解析業務チェックシート（解析業務計画書用）」により確認する。

イ. 解析業務の作業手順（デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。）

(イ) 計算機プログラムが適正であることの検証及び管理の方法

(ロ) 解析ごとの入力根拠の明確化

(ハ) 入力根拠の整理方法

(ニ) 入力根拠の確認及び入力が正確に実施されていることの確認

(ホ) 入力クロスチェック（必要時）*やダブルチェックによるデータの信頼性の確保

*入力クロスチェックとは、解析担当者以外で解析に精通した者で、解析担当者と業務の独立性が確保された者が、入力根拠及び入力 that 正確に実施されていることの確認として、解析担当者が作成した入力根拠とは別の入力根拠を独立して作成し、そのデータと解析担当者が出力したエコーデータ（入力したデータの計算機出力）を照合することをいう。（入力クロスチェックの流れは第1図を参照）

この入力クロスチェックは、以下の条件に合致する供給者に対して適用する。

- ・当社における解析の委託実績がない供給者
- ・当該解析において、解析対象物に対し供給者で一般的に使用されていない解析手法を用いたり、実績のない対象に係る解析を実施する場合
- ・その他、調達を担当する組織の長が必要と判断した場合

ロ. 解析結果の検証

ハ. 委託報告書の確認

ニ. 解析業務の変更管理

ホ. 品質記録の保管管理

へ. 教育の実施

(b) 解析実施状況の確認

調達を担当する組織の長は「解析業務チェックシート（解析実施状況確認用）」を用いて現地調査による以下の実施状況を確認する。

- イ. 教育の実施状況
- ロ. 計算機プログラムの検証状況
- ハ. 計算機への入力が行われたことの確認状況
- ニ. 解析結果の検証状況
- ホ. 解析業務の変更管理

(c) 解析業務結果の確認

調達を担当する組織の長は、供給者から提出された「委託報告書」を「解析業務チェックシート（委託報告書用）」により確認し、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認する。

b. 供給者が実施する解析業務の管理

供給者は、当社の調達仕様書の要求事項に基づき、以下のとおり、解析業務を実施する。

(a) 解析業務計画書の作成

供給者は、解析業務を実施するに当たり、あらかじめ解析業務の計画を解析業務計画書として策定し、事前に当社に提出して確認を受ける。

解析業務の計画では、以下の計画を明確にする。

イ. 解析業務の作業手順

- (イ) 計算機プログラムが適正であることの検証及び管理の方法（「(c) 計算機プログラムの検証」の内容を含む。）
- (ロ) 解析ごとの入力根拠の明確化（「(d) 入力根拠の明確化」の内容を含む。）
- (ハ) 計算機プログラムへの入力が行われたことの確認（「(e) 入力結果の確認」の内容を含む。）

(ニ) 入力及び計算式を含めた手計算結果の確認

- ロ. 解析結果の検証（「(f) 解析結果の検証」の内容を含む。）
- ハ. 委託報告書の確認（「(g) 委託報告書の確認」の内容を含む。）
- ニ. 解析業務の変更管理（「(h) 解析業務の変更管理」の内容を含む。）
- ホ. 品質記録の保管管理（「(i) 品質記録の保管管理」の内容を含む。）
- ヘ. 教育の実施（「(b) 教育の実施」の内容を含む。）

(b) 教育の実施

解析業務の実施に先立ち、当該の解析を実施する要員に対し、入力根拠・入力データに対する確認の重要性とそれを誤った場合の結果の重大性、及びそれらの誤りを見つけることの重要性に関する教育を実施する。

(c) 計算機プログラムの検証

計算機プログラムが適正なものであることを事前に検証する。

(d) 入力根拠の明確化

解析業務計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした文書を作成する。

(e) 入力結果の確認

イ. 解析担当者は、計算機プログラムへの入力が正確に実施されていることの確認を行う。建屋の耐震安全性評価の場合は、解析担当者及びそれ以外の者の2名によりダブルチェックする。

ロ. 入力根拠の確認及び入力が正確に実施されていることの確認を目的として、入力クロスチェック者が入力クロスチェックを実施する(必要時)。建屋の耐震安全性評価の場合は、入力クロスチェック者及びそれ以外の者によりダブルチェックする。

(f) 解析結果の検証

イ. 解析結果の検証として、あらかじめ策定した解析業務計画書等に従い、以下の観点を参考に審査を行う。

- ・ 入力根拠を明確にし、計算機プログラムへ入力しているか。
- ・ 汎用表計算ソフトウェアを使用する場合、その使用を明確にし、入力した計算式を事前に検証して登録しているか。
- ・ 解析結果が受容できるものであることを次の例に示すような方法で確認しているか。

(イ) 類似解析結果との比較

(ロ) 物理的あるいは工学的整合性の確認

- ・ 新設計の燃料、炉心、系統・設備等を採用した場合、あるいは新しい解析手順や計算機プログラムを適用した場合など、許認可申請用の設計解析に設計変更又は新規性が認められる場合には、デザインレビュー等により解析の妥当性を確認しているか。
- ・ 新たな解析を行わず、過去の検証済みの解析結果をそのまま使用する場合には、適用する設計インプットが同等であることを個々の仕様ごとに検証しているか。

- ・過去の検証済みの解析結果に適用された検証方法・内容程度が、最新の手順と同等でない場合には、最新の手順に従って改めて検証を行うか、あるいは不足分に対する追加の検証を行っているか。

ロ．審査者の検証活動を明確にして審査を行う。

(g) 委託報告書の確認

解析業務の結果を、当社の指定する書式又は当社の確認を得た書式に加工、編集して以下の内容を含めた委託報告書を作成する。

イ．教育の実施結果

ロ．計算機プログラムを用いた解析結果・汎用表計算ソフトウェアを用いた計算結果又は手計算による計算結果

ハ．解析ごとの入力根拠が正しく作成されたことの確認結果

ニ．計算機プログラムへ入力が正確に実施されたことの確認結果（入力クロスチェックの結果を含む。）

ホ．計算機プログラムの検証結果

検証結果として、「計算機コード（プログラム）名」、「開発機関」、「バージョン」、「開発時期」、「解析コード等の概要」、「検証方法」を記載する。

開発元が提示する例題や理論解との比較の実施状況などを確認し、計算機能が適正であることを検証する。

(h) 解析業務の変更管理

調達を担当する組織の長の要求に従い、以下の変更管理を実施する。

イ．解析業務の変更有無や変更があった場合は、変更内容を文書化し、解析業務の各段階において、その変更内容を反映する。

ロ．供給者から当社へ解析モデル・条件等を提案した後に供給者がそれらを変更する場合は、当社の確認を得てから変更する。

(i) 品質記録の保管管理

解析業務に係る必要な文書を、期限を定めて品質記録として管理する。

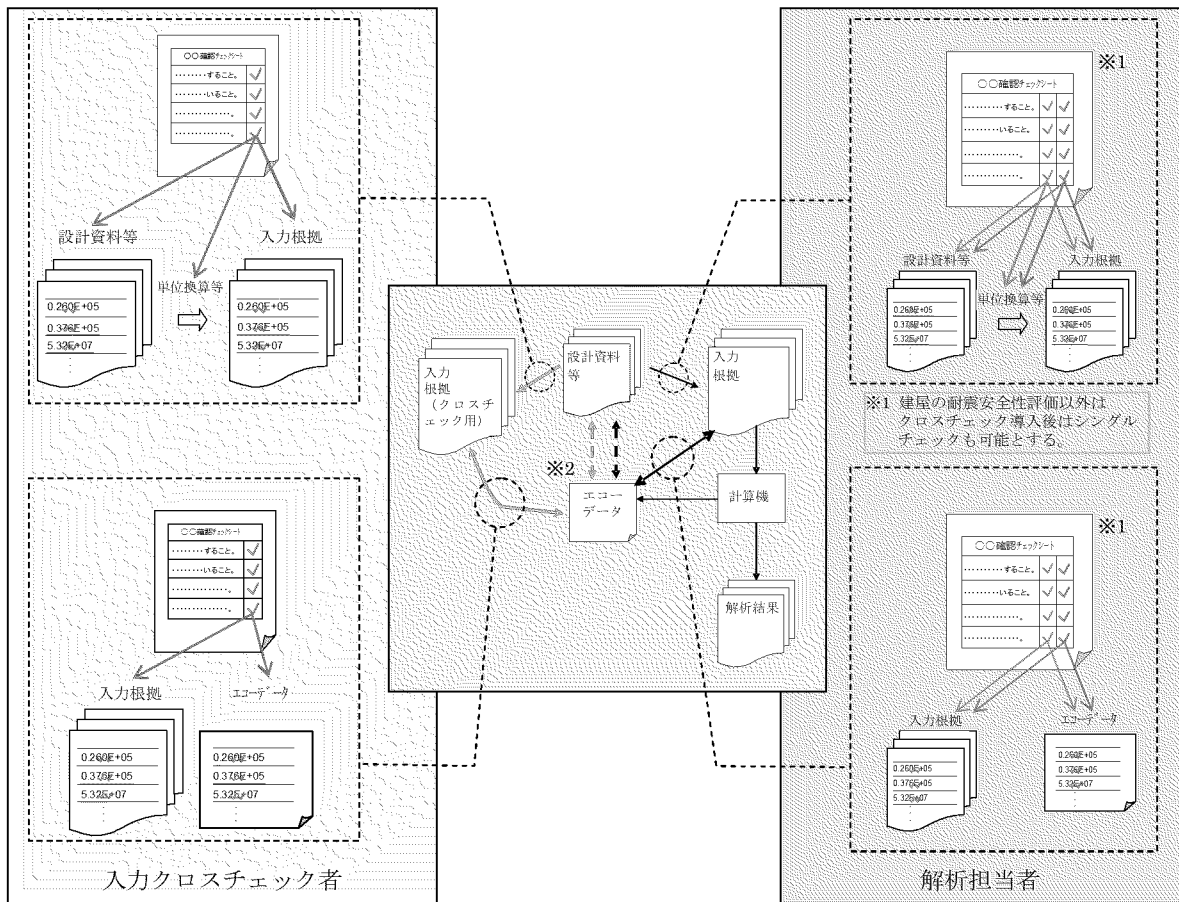
(j) 調 達

イ．解析業務のプロセスをアウトソースする場合には、あらかじめその内容を明確にする。また、アウトソースすることについて当社の確認を得る。

ロ．解析業務に係る必要な品質保証活動として、当社からの解析に関する要求事項を、購入仕様書や文書等で供給者の調達先にも要求する。

第1表 解析の業務フロー

管理の段階	当社(本店)	供給者(解析者)	解析結果を保証するための品質管理のポイント	当社における具体的な調達(解析)の管理の方法	証拠書類	備考(背景)
調達仕様書作成	①調達仕様書作成 ↓ 解析業務発注	解析業務受注	① 当社は、当社からの解析に関する要求事項(③、⑤～⑩、⑬、⑭)を、調達仕様書で確実に要求する。	(当社) ①「(1)調達仕様書の作成」参照	・仕様書	①「解析業務ガイドライン」
解析業務計画確認	②「解析業務計画書」の確認	③解析業務の計画 ⑬変更管理	② 当社は、供給者の活動を確実に管理するため、供給者が行う活動内容(⑤～⑩、⑬、⑭)を事前に解析業務計画書(③)にて提出させ確認する。	(当社) ②「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」a.(a)参照(供給者) ③「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(a)参照	・解析業務計画書(供給者提出) ・解析業務チェックシート(解析業務計画書用)	②、③「解析業務ガイドライン」
解析実施状況確認	④ 解析業務計画書に基づき、供給者に対する解析業務実施状況について現地調査にて確認し、適宜、監査を実施 ・教育の実施状況 ・計算機プログラムの検証状況 ・入力根拠の作成状況 ・入力結果(手計算結果含む。)の確認状況 ・入力クロスチェックの状況(必要時) ・解析結果の検証状況(審査の実施状況、デザインレビュー等の実施状況を含む。) ・変更管理の状況	⑤教育の実施 ⑥計算機プログラムの検証 ⑦-1入力根拠の明確化(解析担当者) ⑦-2入力根拠の作成(入力クロスチェック者)(必要時) 入力根拠及び計算式の明確化(解析担当者) ⑧入力結果の確認 ⑨解析結果の検証 ⑩委託報告書の作成 ⑪委託報告書の確認 ⑫品質記録の保管	④ 当社は、供給者が解析業務計画書に基づき、解析業務を確実に活動していることを確認するため、以下の活動の実施状況を現地に確認し、適宜、監査を実施する。 ・入力データ確認の重要性等の意識付けを行うための教育の実施状況(⑤) ・入力根拠の妥当性の確認と入力データが確実にインプットされていることの確認のための入力クロスチェック(⑦-1、⑦-2、⑧)の実施状況(必要時) ・計算方法が適切な方法で確実に行われていることの確認のための計算機プログラムの検証(⑥)の実施状況 ・解析結果が妥当であることの確認のための解析結果の検証(⑨)の実施状況 ・解析業務に変更が生じた場合の変更管理(⑬)の実施状況	(当社) ④「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」a.(b)参照(供給者) ⑤「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(b)参照 ⑥「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(c)参照 ⑦「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(d)参照 ⑧「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(e)参照 ⑨「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(f)参照 ⑩「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(g)参照 ⑪「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(h)参照	・解析業務チェックシート(解析実施状況確認用)	④、⑤「耐震BC不適合」を受けた管理の強化 ⑥「解析業務ガイドライン」 ⑦-1「解析業務ガイドライン」 ⑦-2「耐震BC不適合」を受けた管理の強化 ⑧、⑨、⑩「解析業務ガイドライン」
解析結果確認	⑪「委託報告書」の確認	委託報告書提出 ⑫品質記録の保管	⑪ 当社は、供給者の活動が確実に実施されたかを確認するため、供給者が確認した委託報告書(⑩)を提出させ、当社も確認する。	(当社) ⑪「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」a.(c)参照(供給者) ⑩「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(g)参照 ⑫「(2)調達製品(解析業務)の調達管理」b.(i)参照	・報告書(供給者提出) ・解析業務チェックシート(委託報告書用)	⑩～⑫「解析業務ガイドライン」

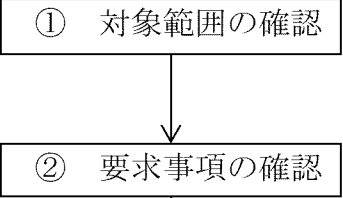
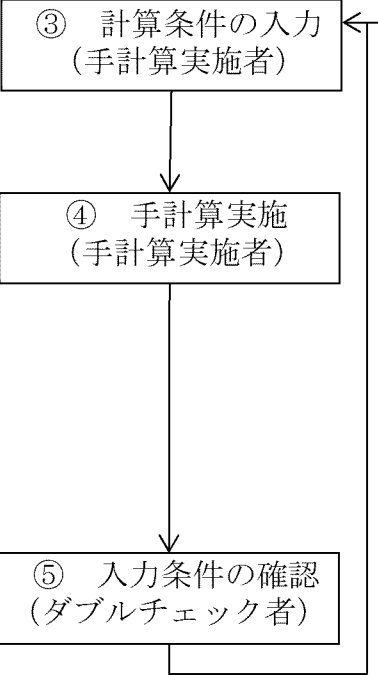
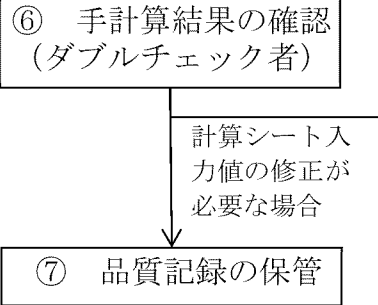


※2 入力クロスチェック者は、設計資料等から直接エラーデータの確認ができる場合は、設計資料等とエラーデータを直接照合してよいものとする。

↔ :入力クロスチェック者による照合 → :データの流れ

第1図 入力クロスチェックのフロー

第2表 設工認に係る手計算実施時の品質管理について（例：耐震計算）

管理段階	当 社	手計算結果を保証するための品質管理のポイント	備考（背景）
実施の必要性確認		<p>① 当社は、耐震計算を実施するに当たり、「設備リスト」「要目表」「系統図」等を用いて評価対象範囲を明確にする。</p> <p>② 当社は、評価対象範囲について、技術基準規則^(注1)の要求事項に基づき、JEAG4601-1991（追補版）の適用する規格等で規定されている適切な評価式を選定し、評価式を用いて手計算を実施する必要があることを確認する。</p>	<p>（注1）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</p>
手計算実施状況確認		<p>③ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、計算条件を入力する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 手計算実施者は、JEAG4601-1991（追補版）等で規定される評価式による計算に必要なパラメータを「要目表」「図面」等より整理する。 <p>④ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、手計算の過程を明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 手計算実施者は、JEAG4601-1991（追補版）等で規定される評価式に計算条件を当てはめ、計算式を作成する。 手計算実施者は、作成された計算式を用いて手計算を実施し、その過程及び結果を整理する。 手計算実施者は、正しいパラメータが入力されていることを確認する。 <p>⑤ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、入力条件を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ダブルチェック者は、計算に必要なパラメータが適切に収集されていることを確認する。 ダブルチェック者は、収集されたパラメータが整理されていることを確認する。 手計算実施者は、必要に応じ、入力の修正を行う。 	
手計算結果確認		<p>⑥ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、手計算の過程及び結果を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ダブルチェック者は、計算過程及び計算結果に正しいパラメータが入力されていることを確認する。 手計算実施者は、必要に応じ、入力の修正を行う。 <p>⑦ 当社は、耐震計算を実施するに当たり、計算結果を品質記録として保管する。</p>	

本設計及び工事の計画に係る設計の実績、
工事及び検査の計画

設計及び工事計画認可申請添付資料 9-2

玄海原子力発電所第 3 号機

設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概 要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

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

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

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

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

本設計及び工事の計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画

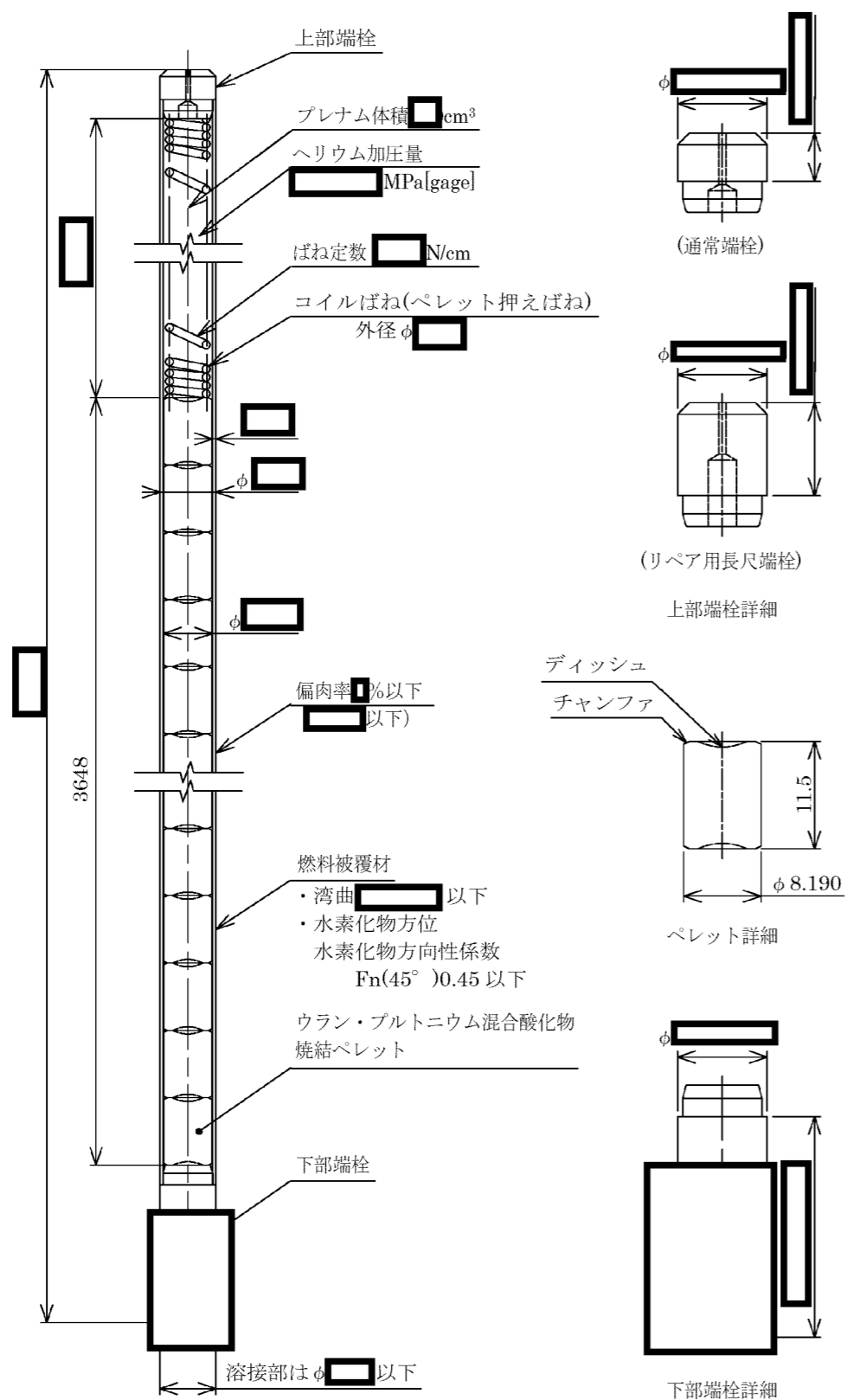
[組織の星取における凡例 ○：主担当箇所 ◆：調達]

各段階	プロセス 実績：3.3.1～3.3.3(4) 計画：3.4.1～3.5.6	組織		インプット	アウトプット	他の記録類
		原子燃料技術G	玄海原子力発電所			
3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	○	—	設置（変更）許可、技術基準規則・解釈、設置許可基準規則・解釈	基本設計書	設計・開発へのインプットレビューチェックシート
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	○	—	既工事計画の設計結果（既に提出した設工認及び既に認可された工事計画については「既工事計画」という。）、輸入燃料体検査申請書の設計結果、実用炉規則別表第二、設置（変更）許可、技術基準規則・解釈、設置許可基準規則・解釈	様式-2	—
3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）	○	—	既工事計画の設計結果、輸入燃料体検査申請書の設計結果、実用炉規則別表第二、設置（変更）許可、技術基準規則・解釈、設置許可基準規則・解釈、様式-2	様式-3、様式-4、様式-5-1、様式-5-2、様式-6、様式-7	設計・開発からのアウトプットレビューチェックシート
3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）					
3.3.3(3)	1. 本文					
	要目表	○	—	様式-2、基本設計方針、既工事計画の設計結果、輸入燃料体検査申請書の設計結果、設備図書、委託報告書	設計及び工事の計画設計資料	委託業務の検証
	工事の方法	○	—	様式-2、基本設計方針、保安規定	設計及び工事の計画設計資料	—
	2. 添付資料					
	2.1 熱出力計算書	○	—	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、輸入燃料体検査申請書の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	○	—	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、輸入燃料体検査申請書の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	—	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、輸入燃料体検査申請書の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.4 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	○	—	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、輸入燃料体検査申請書の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.5 耐震性に関する説明書	○	—	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、既工事計画の設計結果、輸入燃料体検査申請書の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.6 強度に関する説明書	○	◆	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、既工事計画の設計結果、輸入燃料体検査申請書の設計結果、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）」等の適用規格、設備図書、委託報告書	設計及び工事の計画設計資料	委託業務の検証
	2.7 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書	○	◆	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、輸入燃料体検査申請書の設計結果、技術基準規則・解釈等の適用規格、設備図書、委託報告書	設計及び工事の計画設計資料	委託業務の検証
	3. 添付図面					
	3.1 構造図	○	◆	様式-2、様式5-1、様式5-2、基本設計方針、既工事計画の設計結果、輸入燃料体検査申請書の設計結果、技術基準規則・解釈等の適用規格、設備図書、委託報告書	設計及び工事の計画設計資料	委託業務の検証

各段階	プロセス 実績：3.3.1～3.3.3(4) 計画：3.4.1～3.5.6	組	織	インプット	アウトプット	他の記録類
		原子燃料技術G	玄海原子力発電所			
3.3.3(4)	設計開発の結果に係る情報に対する検証	○	—	設計及び工事の計画設計資料	設計及び工事の計画設計資料	設計・開発からのアウトプット検証チェックシート
3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	○ ◆	—	設計及び工事の計画設計資料、調達仕様書	納入図書	納入図書チェックシート
3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	○ ◆	—	納入図書、調達仕様書、作業実施要領書	工事記録	—
3.5.2	設計の結果と適合性確認対象の繋がりの明確化	○ ◆	—	既工事計画の設計結果、輸入燃料体検査申請書の設計結果、設備図書、設計及び工事の計画設計資料、納入図書	様式-8	基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況チェックシート
3.5.3	使用前事業者検査の計画	—	○	様式-8	検査計画、検査整理表	—
3.5.4	検査計画の管理	—	○	検査計画、検査整理表	検査計画、検査整理表	—
3.5.6	使用前事業者検査の実施	—	○	様式-8	検査要領書、検査記録、様式-8	基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況チェックシート

添付図面目次

- 第 1-1 図 原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料） （1/5）
- 第 1-1 図の補足
- 第 1-2 図 原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料） （2/5）
- 第 1-2 図の補足
- 第 1-3 図 原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料） （3/5）
- 第 1-3 図の補足
- 第 1-4 図 原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料） （4/5）
- 第 1-4 図の補足
- 第 1-5 図 原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料） （5/5）



ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素

主要目表					
材料 代替燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材	プルトニウム含有率	wt%	集合体平均：4.1wt%濃縮ウラン相当以下（約11以下） ペレット最大：13以下	
		核分裂性 プルトニウム富化度	wt%	ペレット最大：8以下	
		ウラン235濃度	wt%	約0.2～約0.4	
		高プルトニウム	核分裂物質質量	wt%	7.33
			プルトニウム含有率	wt%	10.59
			核分裂性 プルトニウム富化度	wt%	7.15
		中プルトニウム	ウラン235濃度	wt%	0.20
			核分裂物質質量	wt%	4.34
			プルトニウム含有率	wt%	6.15
		低プルトニウム	核分裂性 プルトニウム富化度	wt%	4.15
			ウラン235濃度	wt%	0.20
			核分裂物質質量	wt%	3.24
		組成	プルトニウム含有率	wt%	4.52
			核分裂性 プルトニウム富化度	wt%	3.05
			ウラン235濃度	wt%	0.20
密度(理論密度比)	%		95.0		
酸素対ウラン・プルトニウム比	-		2.00		
燃料被覆材	-	ZrTN 804D			
燃料被覆材端栓	-	ASTM B351 Gr. R60804 (ZrTN 804D相当)			
コイルばね (ペレット押えばね)	-	ASTM A []			
ウラン・プルトニウム					
中プルトニウム					
低プルトニウム					
組成	ウラン・プルトニウム	wt%	[] 以上		
	炭素	wt%	[] 以下		
	ふっ素	wt%	[] 以下		
	水素	wt%	[] 以下		
	窒素	wt%	[] 以下		

燃料要素の表面汚染：0.00004Bq/mm² 以下
 ヘリウム漏えい：304×10⁻⁸MPa・mm³/s 以下

単位：mm

設計及び工事計画認可申請	第 1-1 図
玄海原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17 行 17 列 A 型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) (1/5)	
九州電力株式会社	

第1-1図「原子炉本体の構造図（燃料体）17行17列A型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（1/5）」の補足

(1)ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素の寸法許容範囲

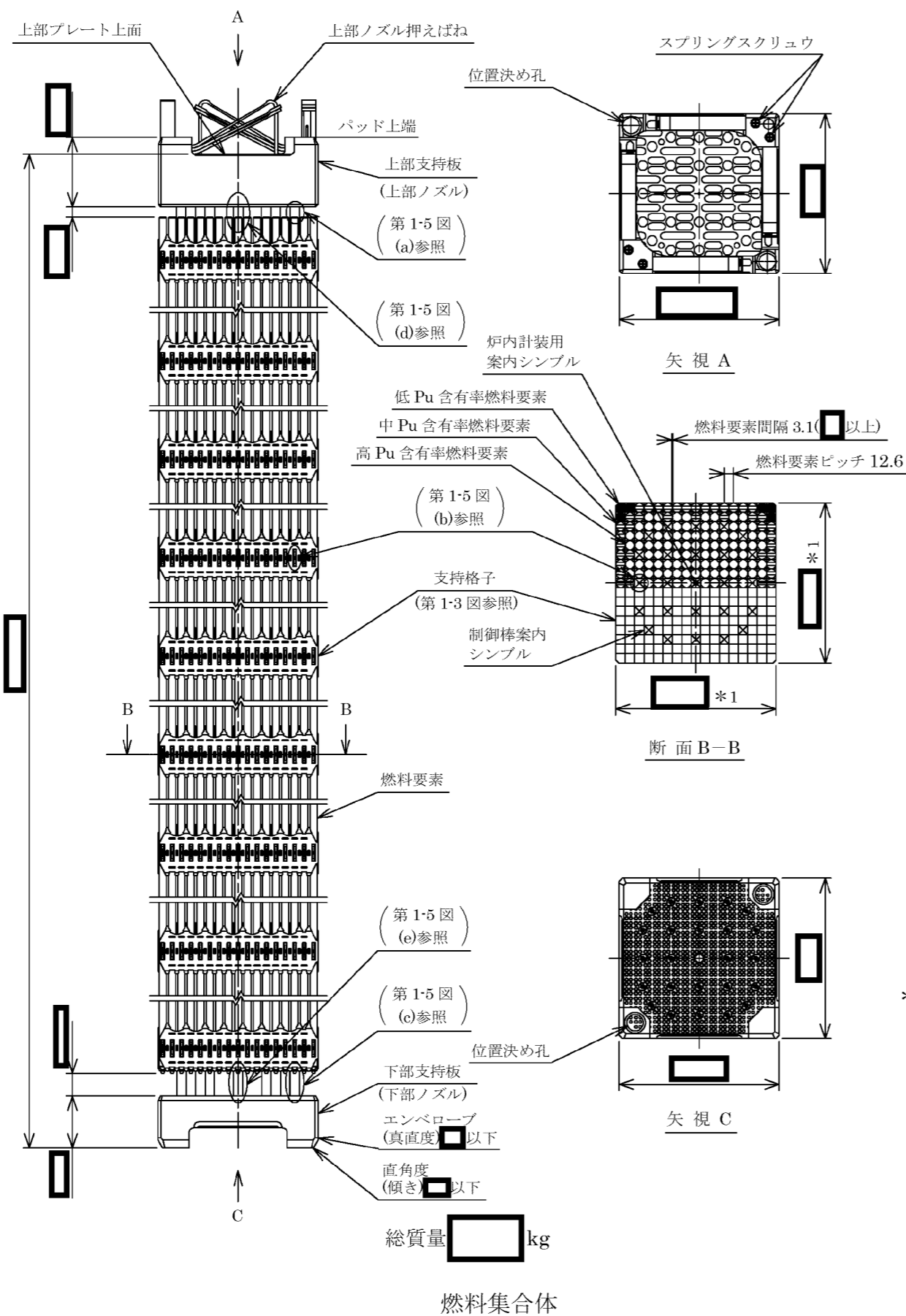
工事計画記載のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称		適用寸法(mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
ウ ラ ン ・ プ ル ト ニ ウ ム 混 合 酸 化 物 燃 料 要 素	全長				第1-1図
	有効長さ		3,648		
	ペレット直径		8.190		
	ペレット長さ		11.5		
	燃料被覆材外径				
	燃料被覆材内径				
	燃料被覆材肉厚				
	プレナム長さ				
	コイルばね (ペレット押えばね) 外径				

(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称	許容差(mm)	根 拠	
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料要素	全長	メーカー基準	
	有効長さ	—	
	ペレット直径	8.190 <input type="text"/>	メーカー基準
	ペレット長さ	11.5 <input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材外径	<input type="text"/>	メーカー基準
	燃料被覆材内径		メーカー基準
	燃料被覆材肉厚		メーカー基準
	プレナム長さ		メーカー基準
	コイルばね (ペレット押えばね) 外径		メーカー基準



*1 最大の断面寸法

単位 : mm

主 要 目 表

材 替 燃 料	支持格子	—	ASTM B670 UNS N07718
	上部支持板 (上部ノズル) 及び 下部支持板 (下部ノズル)	—	ASTM A <input type="text"/>
	制御棒案内 シムル	—	ASTM B353 Gr. R60804
	上部ノズル 押えばね	—	ASTM B670 UNS N07718
	スプリング スクリュウ	—	ASTM A <input type="text"/>
	炉内計装用 案内シムル	—	ASTM B353 Gr. R60804

設計及び工事計画認可申請 第1-2図

玄海原子力発電所第3号機

原子炉本体の構造図
(燃料体)
17行17列A型燃料集合体
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) (2/5)

九州電力株式会社

第 1-2 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（2/5）」の補足

(1) 燃料集合体の寸法許容範囲

工事計画記載の燃料集合体に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

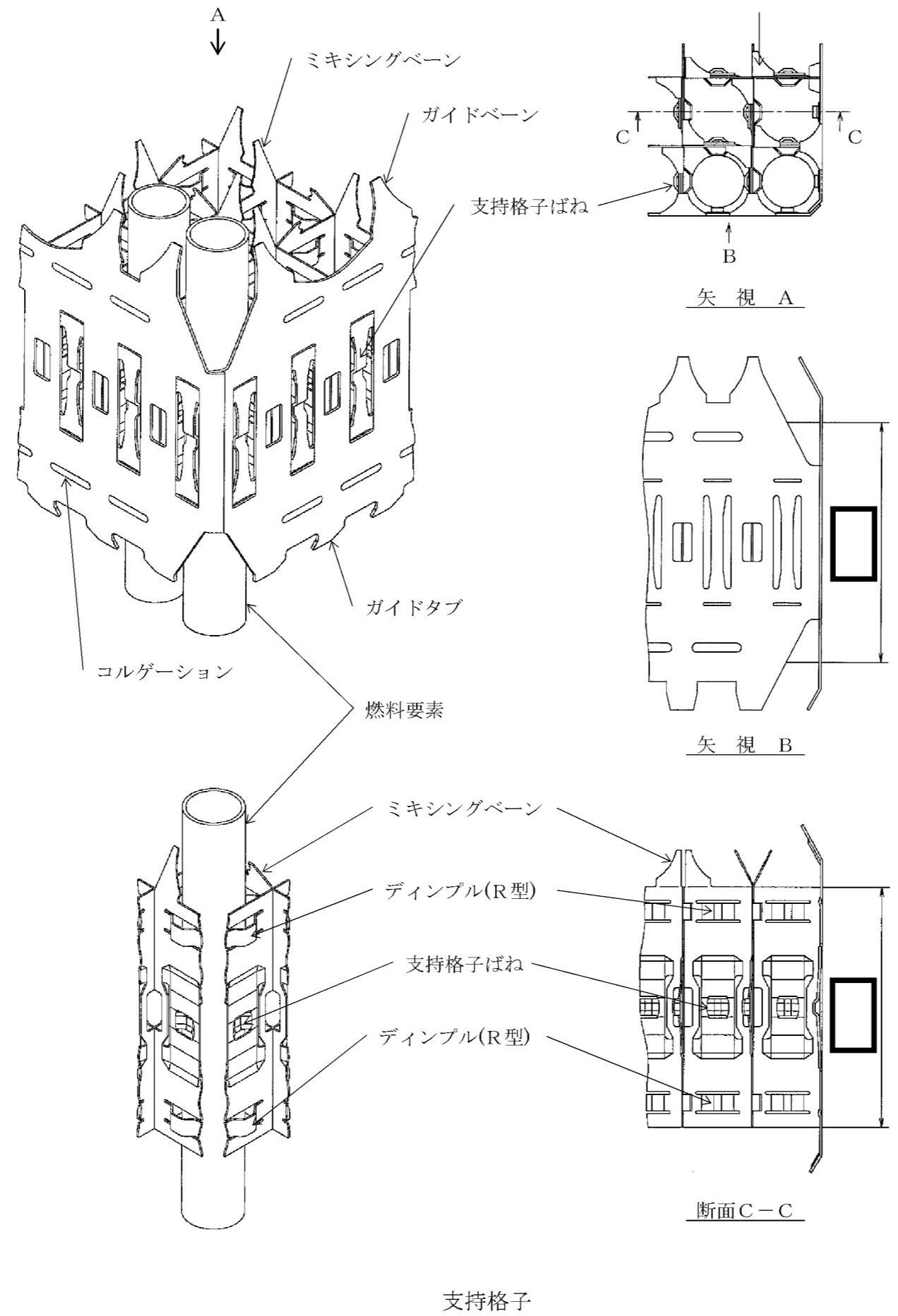
名 称		適用寸法(mm)			備 考			
		最大値	公称値	最小値				
(注) 燃料集合体	全長				第 1-2 図			
	燃料要素ピッチ					—	12.6	—
	下部支持板上面と 燃料要素下端の間隔							
	上部支持板下面と 燃料要素上端の間隔							
支持格子	外寸法							
(上部ノズル) 上部支持板	外寸法							
	高さ	—		—				
(下部ノズル) 下部支持板	外寸法							
	高さ					—		—

(注) 燃料集合体の最大の断面寸法は、支持格子の外寸法の最大値が該当する。

(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称		許容差(mm)	根 拠
燃料集合体	全長		メーカー基準
	燃料要素ピッチ	—	—
	下部支持板上面と 燃料要素下端の間隔		メーカー基準
	上部支持板下面と 燃料要素上端の間隔		メーカー基準
支持格子	外寸法		メーカー基準
	(上部ノズル) 上部支持板		外寸法
高さ		—	—
(下部ノズル) 下部支持板	外寸法		メーカー基準
	高さ	—	—



単位：mm

設計及び工事計画認可申請	第 1-3 図
玄海原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体) 17 行 17 列 A 型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) (3/5)	
九州電力株式会社	

第 1-3 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（3/5）」の補足

(1) 支持格子の寸法許容範囲

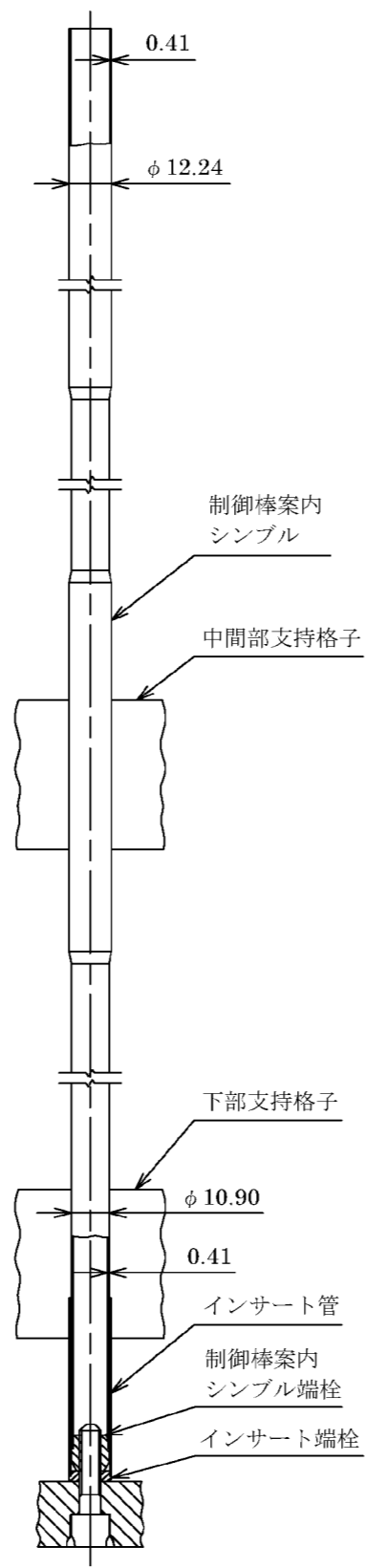
工事計画記載の支持格子に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称		適用寸法(mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
支持格子	高さ	—		—	第 1-3 図

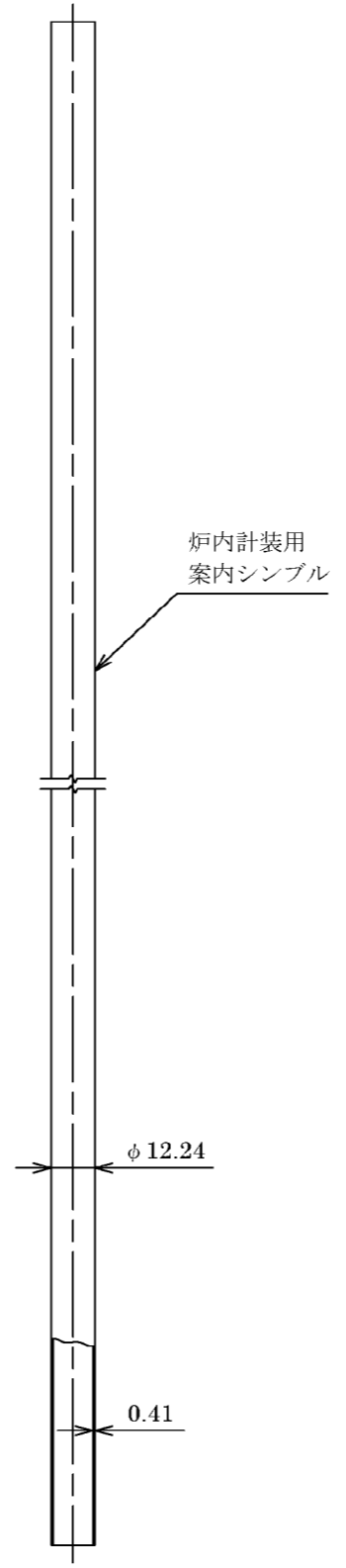
(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称		許容差(mm)	根 拠
支持格子	高さ	—	—



制御棒案内シンプル



炉内計装用案内シンプル

主 要 目 表				
材 料	取 替 燃 料	制御棒案内シンプル端栓	—	ASTM B351 Gr. R60804
		インサート管	—	ASTM A [redacted] 又はASTM A [redacted]
		インサート端栓	—	ASTM A [redacted]

単位 : mm

設計及び工事計画認可申請	第 1-4 図
玄海原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体) 17 行 17 列 A 型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) (4/5)	
九州電力株式会社	

第 1-4 図「原子炉本体の構造図（燃料体） 17 行 17 列 A 型燃料集合体（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（4/5）」の補足

(1) 制御棒案内シムプル及び炉内計装用案内シムプルの寸法許容範囲

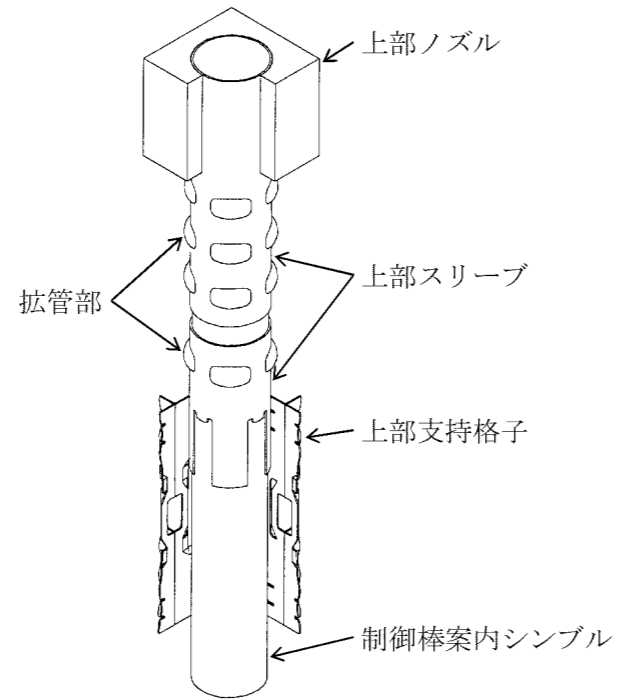
工事計画記載の制御棒案内シムプル及び炉内計装用案内シムプルに関する公称値の許容範囲は次のとおり。

名 称		適用寸法(mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
制御棒案内シムプル	外径(太径部)		12.24		第 1-4 図
	外径(細径部)		10.90		
	肉厚(太径部)		0.41		
	肉厚(細径部)		—		
案内シムプル 炉内計装用	外径		12.24		
	肉厚		0.41		

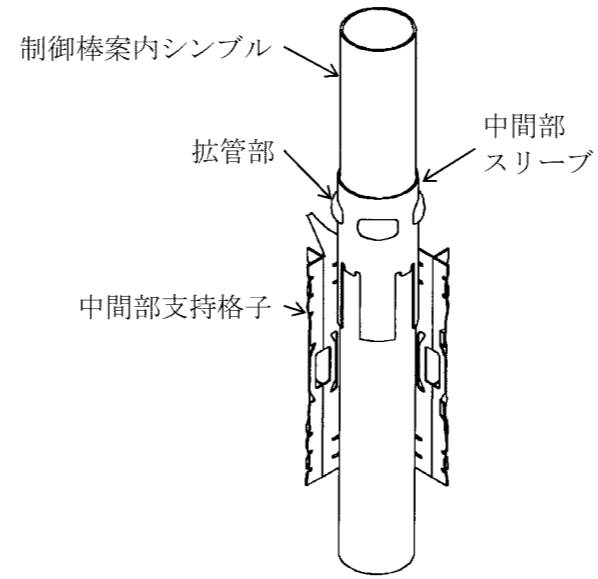
(2) 許容範囲の根拠

許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

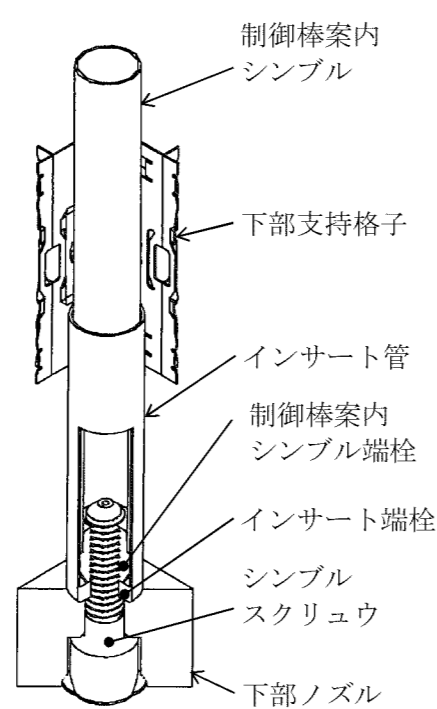
名 称	許容差(mm)	根 拠	
制御棒案内シンブル	外径(太径部)	12.24 <input type="text"/>	メーカー基準
	外径(細径部)	10.90 <input type="text"/>	メーカー基準
	肉厚(太径部)	0.41 <input type="text"/>	メーカー基準
	肉厚(細径部)	—	—
案内シンブル 炉内計装用	外径	12.24 <input type="text"/>	メーカー基準
	肉厚	0.41 <input type="text"/>	メーカー基準



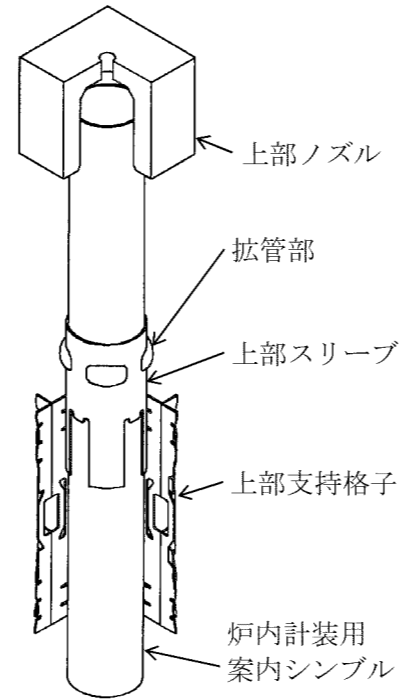
(a) 制御棒案内シムプルと上部ノズル
及び上部支持格子の結合



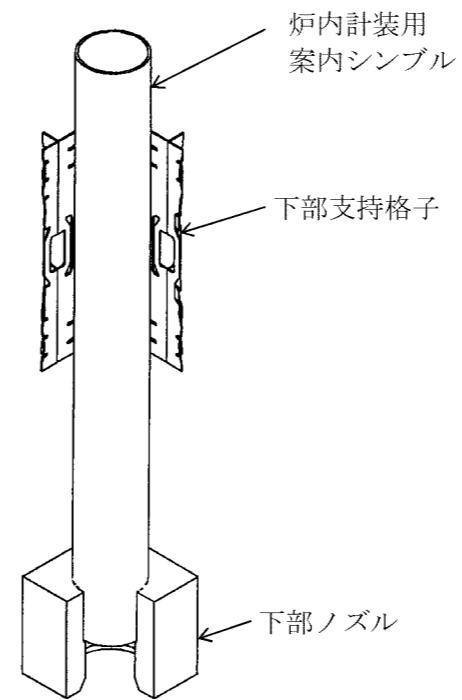
(b) 制御棒案内シムプルと
中間部支持格子の結合



(c) 制御棒案内シムプルと
下部ノズル及び下部支
持格子の結合



(d) 炉内計装用案内シムプル
と上部ノズル及び上部支
持格子の結合



(e) 炉内計装用案内シムプル
と下部ノズル及び下部支
持格子の結合

燃料集合体各結合部

主 要 目 表				
材 料	取 替	スリーブ	—	[Redacted]
	燃 料	シムプル スクリュウ	—	ASTMA [Redacted] [Redacted]

設計及び工事計画認可申請	第 1-5 図
玄海原子力発電所第 3 号機	
原子炉本体の構造図 (燃料体)	
17 行 17 列 A 型燃料集合体 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) (5/5)	
九州電力株式会社	