

原 発 本 第 46 号
令 和 3 年 6 月 28 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

設計及び工事計画認可申請書の一部補正について

令和 2 年 12 月 15 日付け原発本第 276 号をもって申請しました設計及び工事計画認可申請書について、別紙のとおり一部補正します。

枠囲みの範囲は、
防護上の観点又は機密に
係る事項であるため、
公開できません。

別 紙

川内原子力発電所第 2 号機

設計及び工事計画認可申請書の一部補正

九州電力株式会社

目 次

1. 補正項目
2. 補正を必要とする理由を記載した書類
3. 補正を行う書類

1. 補正項目

補正項目

補正項目及び補正箇所は下表のとおり。

補正項目	補正箇所
<p>2. 工事計画 原子炉本体</p> <p>8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格</p> <p>9 原子炉本体に係る工事の方法</p> <p>6. 添付書類 添付資料</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 添付資料 4 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 5 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 6 熱出力計算書 ・ 添付資料 7 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 8 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 9 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 	<p>「3. 補正を行う書類」に示す。</p> <p>「3. 補正を行う書類」に示す。</p>

2. 補正を必要とする理由を記載した書類

補正を必要とする理由

令和2年12月15日付け原発本第276号にて申請した設計及び工事計画認可申請書について記載の適正化を行うため補正する。

3. 補正を行う書類

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 ^(注)	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> <p>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。）</p> <p>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。）</p> <p>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>	<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 逆止め弁等、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<u>その他の部品</u>を含む。）は、設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に定められた燃料体検査に合格していること（輸入した燃料体以外にあっては、燃料体の設計の認可を受けていることを含む。）を確認するため、調達管理について保安規定に定め管理する。</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<u>組合せ</u>のうち想定される最も厳しい条件において、耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質及び強度のうち必要な物理的性質<u>並びに</u>耐食性、水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。</p>	<p>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</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>燃料体は下部炉心板の上に配列され、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する設計とする。</p> <p>燃料体は、設置（変更）許可を受けた、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重及び地震力に加え、熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>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>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）」に基づき設計するか、これと同等以上の物理的性質及び化学的性質を保持するよう設計する。</p> <p>燃料体は下部炉心板の上に配列され、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する設計とする。</p> <p>燃料体は、「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について」（昭和 51 年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>

変更前 ^(注)	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>

(注) 下線部について、記載の適正化を行う。

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 B型燃料集合体 (ウラン燃料)	S	—	—					変更なし					

(注 1) 表 1 に用いる略語の定義は「付表 1」による。

(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。

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。 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>2.1.1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <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26年9月10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</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</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、常設重大事故防止設備、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。</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。本施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力を適用するものとする。</p> <p>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。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。</p> <p>また、設置（変更）許可（平成26年9月10日）を受けた弾性設計用地震動（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きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>変形能力に対して十分な余裕を有する設計、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できる設計とする。</p> <p>e. Sクラスの施設（fに記載のものを除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。 Sクラスの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、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、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。 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。 また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。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。 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。 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</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ように「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>j. 緊急時対策所（指揮所）の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>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。 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。 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) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>a. 耐震重要度分類 設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設 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物質の放散を直接防ぐための施設 ・ 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・ 津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。） ・ 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。） 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(b) Bクラスの施設 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 Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備の分類 重大事故等対処施設の設備を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(b) 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>(c) 常設重大事故緩和設備</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<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>(d) 可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処施設のうち、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 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に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・構築物を除く）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて以下の地震層せん断力係数 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、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静的地震力を適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数 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> <p style="margin-left: 40px;">Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <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 style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<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向の組合せで作用するものとする。</p> <p>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 C_0 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、S クラスの施設及び屋外重要土木構造物並びにBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。S クラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く）については、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。</p> <p>B クラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を 2 分の 1 にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物、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のある施設については、共振のおそれのある B クラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造等と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析及び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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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。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がある施設・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、S 波速度が 0.7km/s 以上となっていることから、原子炉格納施設基礎設置位置の EL. -18.5m としている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動を基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ 2 次元 FEM 解析又は 1 次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震 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 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。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3 次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況及び地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものをを用いる。</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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>における各部の歪レベルを考慮して定める。</p> <p>弾性設計用地震動に対しては弾性応答解析を行う。</p> <p>基準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。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>原子炉建屋及び原子炉補助建屋については、3次元FEM解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形、非線形解析のいずれかにて行う。</p> <p>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・基準、あるいは実験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう1質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、燃料集合体、クレーン類等における衝突・すべり等の非線形現象を模擬する場合には時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、3次元の広がりを持つ設備については、3次元的な配置をモデル化し、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>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に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。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材料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>屋外重要土木構造物については、地盤内部の地震時挙動に大きな影響を受けることから、地震応答解析における減衰については、地盤-構造物連成系の振動特性を考慮した減衰特性を適切に設定する。</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>ロ 設計基準事故時の状態</p> <p>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</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重等）。</p> <p>ニ 重大事故等時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態、重</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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</p> <p>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</p> <p>発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替え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</p> <p>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ず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</p> <p>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</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重等）。</p> <p>ホ 重大事故等時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p> <p>b. 荷重の種類</p> <p>(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、地震時土圧、機器・</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。</p> <p>イ 通常運転時の状態で施設に作用する荷重。 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。 ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重。 ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等。 ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>c. 荷重の組合せ 地震と組み合わせる荷重については「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風、積雪及び基準地震動の検討用地震の震源を波源とする津波による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ニ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態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のない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ニ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。</p> <p>また、原子炉格納容器については、放射性物質の最終障壁であることから、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>ヘ Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</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を組み合わせる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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を組み合わせる。</p> <p>上記(c)イ、ロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b.荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>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値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ S クラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物</p> <p>(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</p> <p>建物・構築物が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、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拡大していくとき、その変形又は歪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、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 耐震クラスの異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物(へ、トに記載のものを除く。)</p> <p>上記イ(ロ)を適用するほか、耐震クラスの異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。なお、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ニ 建物・構築物の保有水平耐力（へ、トに記載のものを除く。） 建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度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。 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対象施設が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ホ 気密性、止水性、遮蔽性を考慮する施設 構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</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 (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。 (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限界層間変形角又は曲げ耐力、構造部材のせん断についてはせん断耐力に対して、妥当な安全余裕をもたせるものとする。</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。） 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 (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、原子炉格納容器の重大事故等時の状態における短期的荷重と弾性設計用地震動による地震力の組合せに対しては、イ（ロ）に示す許容限界を適用する。 (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、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する。 また、地震時及び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、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 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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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>ハ 燃料集合体 地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の 1 次冷却材流路を確保できると及び過大な変形や破損により制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ニ 燃料被覆材 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</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>(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 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、その施設に要求される機能（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 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。この設計における評価にあたっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行う。</p> <p>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>耐震重要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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>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 つの事項について、「耐震重要施設」を「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、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。</p> <p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>(a) 不等沈下 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(b) 相対変位 耐震重要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耐震重要施設の相対変位による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>b. 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による、耐震重要施設の安全機能への影響</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耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</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耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>a. 緊急時対策所（指揮所） 緊急時対策所（指揮所）については、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。 緊急時対策所（指揮所）を設置する緊急時対策棟（指揮所）については、耐震構造とし、基準地震動による地震力に対して、遮へい性能を担保する。また、緊急時対策所内の居住性を確保するため、基準地震動による地震力に対して、緊急時対策所換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。さらに、施設全体の更なる安全性を確保す</p>	<p>変更なし</p>

変更前

変更後

るため、緊急時対策所（指揮所）を設置する緊急時対策棟（指揮所）について、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。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。

2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針

2.1.2.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設

耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、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。

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	—	—	—	—	・燃料取扱建屋	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 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋	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 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・主蒸気管室建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	Ss Ss Ss Ss Ss Ss

変更なし

変更前

変更後

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	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	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	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・主蒸気管室建屋 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋 ・原子炉建屋 ・主蒸気管室建屋	Ss Ss Ss Ss Ss Ss

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	(vii) 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(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	・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 ・格納容器排気筒 ・安全補機室排気設備	S S 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 ・非常用電源及び計装設備	S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・原子炉格納容器 ・外部遮蔽建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	Ss Ss Ss Ss Ss Ss
	(viii) 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	・海水ポンプエリア防護壁 ・貯留堰 ・海水ポンプエリア水密扉 ・中間建屋水密扉 ・制御建屋水密扉	S S S S	—	—	—	—	・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・原子炉補助建屋	Ss Ss
	(ix) 敷地における津波監視機能を有する施設	・津波監視カメラ ・取水ピット水位計	S S	・非常用電源及び計装設備	S	・機器、電気計装設備等の支持構造物	S	・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋	Ss Ss Ss

変更なし

変更前

変更後

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	・使用済燃料ピット 水補給設備（非常用）	S	・非常用電源及び計 装設備	S	・機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物	S	・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・ディーゼル建屋	Ss Ss Ss
		・炉内構造物	S	—	—	—	—	—	—

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 カバウンダリに直 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	・原子炉補助建屋 ・内部コンクリート ・原子炉建屋	SB SB SB
	(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	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋	SB SB SB
	(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 ・燃料取扱建屋クレ ーン ・使用済燃料ピット クレーン ・燃料取替クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B	—	—	・機器・配管等の支 持構造物	B	・原子炉建屋 ・内部コンクリート ・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋	SB SB SB SB

変更なし

変更前

変更後

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	・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・海水ポンプ基礎等 の海水系を支持す る構造物	Sb Sb Sb
	(v) 放射生物質の放 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	-	-	-	-	-	-	-	-

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 ・洗淨排水処理系 ・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 ・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	-	-	・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 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・廃棄物処理建屋	Sc Sc Sc Sc Sc Sc

変更なし

変更前

変更後

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	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・発電電機・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(指揮所) ・その他 	C			<ul style="list-style-type: none"> ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	C	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・内部コンクリート ・燃料取扱建屋 ・廃棄物処理建屋 	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
 Sn: 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

変更なし

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(1/8)

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. 常設重大事故防止設備 (II. を除く。)	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ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能(重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。)を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの	(i) 計測制御系統施設 ・格納容器圧力〔C〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位〔C〕 ・衛星携帯電話設備〔C〕 (ii) 非常用取水設備 ・取水口(貯留堰を除く。)[C] ・取水路〔C〕 ・取水ピット〔C〕 ・貯留堰〔C〕

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（2/8）

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〕 ・炉心支持構造物〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・余熱除去冷却器〔S〕 ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・充てん/高圧注入ポンプ〔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〕 ・ほう酸注入タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・再生熱交換器〔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〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔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〕 ・電動補助給水ポンプ〔S〕 ・タービン動補助給水ポンプ〔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〕 ・蓄圧タンク出口弁〔S〕 ・タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁〔S〕 ・余熱除去ポンプ入口弁〔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（3/8）

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 ・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/高圧注入ポンプ〔S〕 ・ほう酸タンク〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・ほう酸注入タンク〔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〕 ・炉心支持構造物〔S〕 ・蒸気発生器〔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〕 ・余熱除去ループ流量計〔S〕 ・ほう酸注入ライン流量計〔S〕 ・補助注入ライン流量計〔S〕 ・SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算 流量計 ・加圧器水位計〔S〕 ・AM用格納容器圧力計 ・格納容器内温度計〔C〕 ・蒸気発生器広域水位計〔S〕 ・蒸気発生器狭域水位計〔S〕 ・蒸気ライン圧力計〔S〕 ・A格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量計 ・格納容器再循環サンプル広域水位計〔S〕 ・格納容器再循環サンプル狭域水位計〔S〕 ・炉外核計装盤〔S〕 ・原子炉機〔S〕 ・多様化自動作動設備（ATWS緩和設備） ・原子炉トリップ遮断器〔S〕 ・原子炉容器水位計〔C〕 ・補助給水流量計〔S〕 ・燃料取替用水タンク水位計〔S〕 ・ほう酸タンク水位計〔S〕 ・復水タンク水位計〔S〕 ・格納容器再循環ユニット出口温度計 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・急速ほう酸補給弁〔S〕 ・加圧器安全弁〔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（4/8）

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		(iv)放射線管理施設 ・格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタB（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〕 ・中央制御室空調ユニット〔S〕
		(v)原子炉格納施設 ・原子炉格納容器本体〔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 ・復水タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・格納容器内循環ユニット〔C〕
		(vi)非常用電源設備 ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・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〕 ・燃料油貯油そう〔S〕 ・大容量空冷式発電機 ・ディーゼル発電機〔S〕 ・計装用電源装置（3系統日蓄電池用） ・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H） ・メタルクラッド開閉装置（非常用）〔S〕 ・パワーセンタ（非常用）〔S〕 ・コントロールセンタ（非常用）〔S〕 ・動力変圧器（非常用）〔S〕 ・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 ・重大事故等対処用直流コントロールセンタ ・直流コントロールセンタ電源盤 ・計装用後備電源装置代替所内電源分電盤 ・代替電源接続盤 ・燃料油貯油そう（他号炉）〔S〕 ・ディーゼル発電機（他号炉）〔S〕 ・号が間電力融通ケーブル
		(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（5/8）

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〕 ・使用済燃料ピット状態監視カメラ ・使用済燃料ピット水位計〔広域〕 (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〕 ・炉心支持構造物〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・充てん/高圧注入ポンプ〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・ほう酸注入タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・余熱除去冷却器〔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〕 ・海水ストレーナー〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 (iii)計測制御系統施設 ・1次冷却材圧力計〔S〕 ・余熱除去ループ流量計〔S〕 ・ほう酸注入ライン流量計〔S〕 ・SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計 ・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〕 ・A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計 ・格納容器再循環サンプル広域水位計〔S〕 ・格納容器再循環サンプル狭域水位計〔S〕 ・原子炉下部キャビティ水位計 ・原子炉格納容器水位計 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位計〔S〕 ・燃料取替用水タンク水位計〔S〕 ・復水タンク水位計〔S〕 ・Aガスサンプリング圧縮装置 ・Aガスサンプリング冷却器 ・A水素サンプリング湿分分離機 ・格納容器再循環ユニット出口温度計 ・衛星携帯電話設備〔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（6/8）

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		<p>(iii)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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〕 ・重大事故等対処用制御盤 ・重大事故等対処用入出力盤 <p>(iv)放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタB（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 ・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台 ・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〕 ・緊急時対策所遮蔽（緊急時対策所（指揮所）） ・中央制御室空調ユニット〔S〕 ・放射線計装盤〔S〕 <p>(v)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・復水タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・格納容器再循環サンブ〔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よう素除去フィルタユニット〔S〕 ・アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット〔S〕 ・格納容器再循環サンブスクリーン〔S〕 ・格納容器排気筒〔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

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（7/8）

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		<p>(vi)非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・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〕 ・大容量空冷式発電機 ・ディーゼル発電機〔S〕 ・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〕 ・計装用電源装置（3系統目蓄電池用） ・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系統目） ・メタルクラッド開閉装置（非常用）〔S〕 ・パワーセンタ（非常用）〔S〕 ・コントロールセンタ（非常用）〔S〕 ・動力変圧器（非常用）〔S〕 ・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 ・代替電源接続盤 ・燃料油貯油そう（他号炉）〔S〕 ・ディーゼル発電機（他号炉）〔S〕 ・母間電力融通ケーブル ・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用給油ポンプ ・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 ・緊急時対策棟パワーセンタ ・A緊急時対策棟コントロールセンタ ・B緊急時対策棟コントロールセンタ ・A緊急時対策棟計装用電源装置電源切替盤 ・A緊急時対策棟計装用電源装置 ・A緊急時対策棟計装用電源切替盤 ・A緊急時対策棟計装用分電盤 ・緊急時対策棟指揮所内分電盤 <p>(vii)補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 <p>(viii)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・取水口〔C〕 ・取水路〔C〕 ・取水ピット〔C〕 ・貯留堰〔C〕

変更なし

変更前	変更後						
<p style="text-align: center;">第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（8/8）</p> <table border="1" data-bbox="371 321 1371 632"> <thead> <tr> <th data-bbox="371 321 679 401">設備分類</th> <th data-bbox="679 321 964 401">定義</th> <th data-bbox="964 321 1371 401">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）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="371 401 679 632">Ⅲ.常設重大事故緩和設備</td> <td data-bbox="679 401 964 632"></td> <td data-bbox="964 401 1371 632">(ix)緊急時対策所 ・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〕 ・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〕</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2 津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 2.3.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、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。 地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については雪と風、地震（Ss）については基準地震動の検討用地震の震源を波源とする津波と雪、基準津波については地震（Sd）と雪の荷重を、施設の形状、配置に応じて考慮する。 地震、津波と風の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。 組み合わせる積雪深、風速の大きさはそれぞれ建築基準法を準用して垂直積雪量 30cm、基準風速 36m/s とし、地震及び津波と組み合わせる積雪深については、建築基準法に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。 設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、危険物を搭載した車両、船舶の衝突、電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）</p>	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		(ix)緊急時対策所 ・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〕 ・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〕	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>2.2 津波による損傷の防止 変更なし</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 変更なし</p>
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		(ix)緊急時対策所 ・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〕 ・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〕					

変更前	変更後
<p>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。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、管理を行なう。</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、外部からの衝撃の損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性、位置的分散等」、「5.1.3 悪影響防止等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に対して防護措置として設置する施設は、基準地震動による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のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃は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</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、有毒ガス、危険物を搭載した車両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、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、設置（変更）許可を受けた最大風速の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 57m/s、飛来時の鉛直速度 38m/s）よりも運動エネルギー及び貫通力が大きな資機材等は設置場所等を考慮し、固縛等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及び貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな資機材等については、その保管場所、設置場所等を考慮し、防護対象施設、防護対策</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>施設及び防護対象施設を内包する施設に衝突し、その機能に損傷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、固縛等により浮き上がりまたは横滑りにより飛来物とならない設計とし、重大事故等対処設備の保管場所内の資機材等についても風圧力による荷重が作用する場合においても、固縛等により浮き上がりまたは横滑りにより飛来物とならない設計とする他、屋内収納及び撤去、並びに車両の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>(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、地震後の機能保持を含めて重大事故等対処設備としての機能を損なわないよう、浮き上がりまたは横滑りを拘束するために固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合に、拘束する設計とする。また、車両型等の重大事故等対処設備等の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、その機能を損なわず、他の設備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には、たるみ巻取装置（1号機設備、1,2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50mm）、防護壁（鉄筋コンクリート、厚さ30cm以上及び炭素鋼、厚さ22mm以上）及び竜巻防護ネット架構により構成する。）、竜巻防護扉（炭素鋼、厚さ22mm以上）及び竜巻防護建屋（鉄筋コンクリート、厚さ45cm以上）を設置し、内包する防護対象施設等の機能を損なわないよう、防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防護対策施設は、地震時において倒壊しないよう、防護対策施設の構造強度を維持することにより、防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包する施設については、設計荷重に対する</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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（1号機設備、1,2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。防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他適切な措置を講じる。屋外の重大事故等対処設備等は、竜巻による風圧力による荷重に対し、他の設備に悪影響を及ぼさないよう、浮き上がりまたは横滑りを拘束するために固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合に、拘束する設計とする。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>竜巻随件事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、防護対象施設及び重大事故等対処設備に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。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、代替設備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）許可を受けた層厚の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の層厚は設置（変更）許可を受けた 15cm とする。その際の降下火砕物の密度は 0.6g/cm³（乾燥密度）～1.5g/cm³（飽和密度）、降下火砕物の粒径</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>は4mm以下とする。</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し得るクラス 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し得るクラス 3 に属する施設」という。）のうち屋外に設置している施設、防護対象施設を内包する施設並びに倒壊、損壊等により防護対象施設が損傷を受ける可能性がある施設について、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雪及び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>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼし得るクラス 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水循環系の施設は、水循環系の閉塞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い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、水循環系の狭隘部等が閉塞しない設計とする。</p> <p>なお、保安規定にストレーナを清掃することを定め、降下火砕物により水循環系が閉塞しないよう管理する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼし得るクラス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は、換気系、電気系及び計装制御系における閉塞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又は降下火砕物が侵入しにくい構造により、降下火砕物により閉塞しない設計とすることを基本とする。さらに、降下火砕物が侵入した場合においても、降下火砕物が流路にたまりにくい構造とし、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>なお、保安規定にフィルタの取替、清掃、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>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼし得るクラス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水循環系の施設や、空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系の施設は、水循環系、換気系、電気系及び計装制御系における磨耗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、保安規定にフィルタの取替・清掃、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止、点検及び必要に応じた補修の実施等を定め、磨耗が進展しないよう管理する。</p> <p>(ニ) 腐食</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼし得るクラス3に属する施設のうち、屋外に設置している施設、降下火砕物を含む海水の流路となる水循環系の施設並びに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や、防護対象施設を内包する施設について、腐食により防護対象施設の安全機能に有意な影響が発生する場合には、構造物、水循環系、換気系、電気系及び計装制御系における腐食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>なお、保安規定に点検及び補修の実施を定め、当該施設が降下火砕物による長期的な腐食が進展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、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、保安規定に点検及び補修の実施並び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>(ホ) 発電所周辺の大気汚染 防護対象施設のうち中央制御室換気空調系は、発電所周辺の大気汚染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。 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>(へ) 絶縁低下 防護対象施設のうち空気を取り込む機構を有する計装盤等は、絶縁低下による影響を考慮する。これらの施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、設置場所の空調系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。 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等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 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の発生に対し、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。 さらに発電所内の交通の途絶の発生に対し、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。 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 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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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、障壁による防護を行う設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、「5.1.2 多様性、位置的分散等」のうち、位置的分散を考慮した設計とする。</p> <p>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 20m）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ンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及び敷地内の危険物タンク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、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施設の温度が許容温度（海水ポンプ外気吸い込み温度 76℃、燃料取替用水タンク温度 82℃、復水タンク温度 40℃）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の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに危険距離を求め評価する。 ・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危険距離を求め評価する。 ・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危険距離を求め評価する。 ・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、防護対象施設の受熱面に対 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、危険距離を求め評価する。</p> <p>離隔距離を確保できないなど安全機能に影響を及ぼし得る場合は、防護対象施設の建屋表面温度が許容温度以下となるよう耐火試験により耐火性能を確認した障壁（設備仕様 断熱材（低熱伝導率保温材）の厚さ 10mm、高さ 約 4m、横幅 約 40m、構造：外装鋼板＋断熱材＋外装鋼板）を 2 号機の燃料取扱建屋東側に鋼材で支持する設計とする。障壁は、防護対象施設を内包する建屋の設計に用いる地震力に対して、支持部材の構造強度を維持することにより防護対象施設を内包する建屋に波及的影響を及ぼさない設計とする。</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>外部火災では火災源として近隣の産業施設の火災・爆発を想定し、防護対象施設への影響を距離により評価する。</p> <p>火災の場合は、防護対象施設の建屋表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び屋外施設の温度が許容温度（海水ポンプ外気吸い込み温度 76℃、燃料取替用水タンク温度 82℃、復水タンク温度 40℃）となる危険距離を求め、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>爆発の場合は、爆風圧の影響について「石油コンビナートの防災アセスメント指針」（平成 25 年 3 月 消防庁特殊災害室）により高圧ガス貯蔵所のガス貯蔵量から求められるガス爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下となる危険限界距離を求め、その危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>爆発による飛来物の場合は、「石油コンビナートの防災アセスメント指針」（平成 25 年 3 月 消防庁特殊災害室）により高圧ガス貯蔵所のガス貯蔵量から容器の破裂による破片の最大飛散範囲を求め、その最大飛散範囲を上回る離隔距離を確保する設計とする。</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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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 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。 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 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。 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 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 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 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。 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。 幹線道路、鉄道路線、船舶及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p> <p>d. 風（台風） 防護対象施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、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</p>	<p>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排水施設（雨水排水処理装置）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よう設計する。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、発電所の雷害防止として建屋等に避雷設備を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行う設計とする。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。また、重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止し、海生生物に対して、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、敷地高さ（T.P.5m 以上）に設置し、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 a. 船舶の衝突 防護対象施設は、取水口前面は防波堤により船舶が容易に侵入しにくい構造とすること及び取水路呑み口を広く設け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。また、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>b. 電磁的障害 防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないよう、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製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、原則として建屋内に設置し、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 3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>3. 火災 3.1 火災による損傷の防止 変更なし</p>
<p>5. 設備に対する要求 5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 5.1.1 通常運転時の一般要求 (1) 設計基準対象施設の機能 通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、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。 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 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 安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、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>5. 設備に対する要求 5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 5.1.1 通常運転時の一般要求 変更なし</p> <p>5.1.5 環境条件等 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置(使用)・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度(環境温度、使用温度)、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、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。地震以外の自然現象の組合せについては、風(台風)、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「2.1 地震による損傷の防止」にて考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に依り、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重」に示すように設備分類ごとに、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、屋外の天候等による影響並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。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、原子炉補助建屋内、燃料取扱建屋内及び代替緊急時対策所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+破損蒸気発生器隔離失敗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(1号機設備、1,2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(フロア)又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>屋外の重大事故等対処設備及びタンクローリは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、横滑りも含めて地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリについては、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及びタンクローリは、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、竜巻襲来のおそれがある場合に、浮き上がり又は横滑りを拘束することにより地震後の機能保持も含めて重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわない設計とする。車両型等の重大事故等対処設備等の地震時の横滑り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、たるみ巻取装置により固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。</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、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備における主たる流路及びその流路に影響を与える範囲の健全性は、主たる流路とその主たる流路に影響を与える範囲を同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。</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、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。但し、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>また、使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な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、宮山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) 電磁波による影響</p> <p>電磁波による影響に対して、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象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、自然現象及び外部人為事象による波及的影響を考慮する。</p> <p>このうち、地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、それぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対象設備と位置的分散を図るとともに、可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、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、重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわないように、浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とする。位置的分散については「5.1.2 多重性、位置的分散等」に示す。</p> <p>地震の波及的影響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及びタンクローリは、地震の波及的影響により、それぞれ重大事故等及び設計基準事故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、可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、近傍の耐震 B,C クラス補機の耐震評価を実施し、油内包機器による地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造の崩壊等を受けない位置に保管する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。</p> <p>火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(5) 設置場所における放射線</p> <p>安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔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し、設置場所で操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、放射線量が高くなるおそれがある場合、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しく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が、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、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>(6) 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施設は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</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。安全施設及び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>操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。（「5.1.5 環境条件等」）操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は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>変更なし</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実にできるような、人力又はホース展張回収車（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））を2台以上、ユニック車（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））を2台以上及びフォークリフト（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））を2台以上用いた運搬又は車両による移動ができるとともに、設置場所でのアウトリガの設置、輪留め等による固定又は固縛ができる設計とする。</p> <p>操作内容として、現場操作については、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から考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、操作に際しては手順通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、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とする等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急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点から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を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。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1号機及び2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は同口径のフランジ接続とする等、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、ホース展張回収車を2台以上、ユニック車を2台以上及びフォークリフトを2台以上用いて運搬又は車両により移動するとともに、他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>屋内及び屋外において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）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 style="text-align: center;">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、火山の影響及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他の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、火災防護計画に定める。</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、道路面のすべり）、その他自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）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（1号機設備、1,2号機共用、1号機に保管（以下同じ。））を1台（予備1台）保管、使用する。また、地震による宮山池と屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。</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、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する設計とする。アクセスルートの一部である防護堤は、想定される重大事故等が発生した場合において、津波の繰返し作用を想定し、津波による荷重及びその他の荷重並びに基準地震動S_s及びその他の荷重に対して、構造物及びその基礎の安定性を損なうおそれのない設計とすることにより、防護堤天端はアクセスルートとしての走行性や取水用車両等の設置場所としての機能を保持する設計とする。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。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）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。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所に設定しない設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、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い通行性を確保する設計とする。</p> <p>アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる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い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とする。更に、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回や土嚢その他資機材による段差解消対策により対処する。</p>	<p>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、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業施設等の火災・爆発、航空機墜落による火災、火災の二次的影響、有毒ガス、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。なお、屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>これらの試験及び検査については、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、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</p> <p>重大事故等対処設備は機能・性能の確認において、所要の系統機能を確認する設備について、原則系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。但し、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとしない設計とする。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、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>運転中における安全保護系に準じる設備である、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。</p> <p>代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
破壊検査含む。)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。	変更なし

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>変更なし</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 火災防護設備の基本設計方針 <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 <p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>火災防護上重要な機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものである設計基準対象施設のうち、原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等とする。</p> <p>原子炉の安全停止に必要な機器等は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な反応度制御機能、1 次冷却材系統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>第 2 章 個別項目</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 火災防護設備の基本設計方針 <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 <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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、原子炉格納容器及びアニュラスの火災区域は、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つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を講じることを保安規定に定め、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、保安規定に設備等に応じた火災防護対策を講じることを定め、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及び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、ドレンリム及び堰によって、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。また、重大事故等対処施設のうち、地上に設置される燃料タンクは、近傍の燃料タンク間の熱影響を考慮</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>して配置する。</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蓄電池、気体廃棄物処理設備、体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁並びに混合ガスボンベ及び水素ボンベを設置する火災区域は、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、保安規定に通常時はボンベ元弁を閉弁とする運用を定め、管理する。</p> <p>火災の発生防止における水素漏えい検知は、蓄電池室及び体積制御タンク室に水素濃度検知器を設置し、設定濃度にて中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>蓄電池室の換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。また、蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない。</p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域には、崩壊熱による火災発生の考慮が必要な放射性物質を貯蔵しない設計とする。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及び微粒子フィルタは、保安規定に金属製の容器や不燃シートに包んで保管することを定め、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>火災の発生防止のため、発火源への対策として、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、管理する。</p> <p>火災の発生防止のため、1次系は、加圧器以外は高压水の一相流とし、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災に晒されることのない設計とし、機器躯体内部に設置する電気配線は、機器躯体内部の設置によって、発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しない設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は、原則、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、平成12年</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>建設省告示第 1400 号に定められた不燃材料、建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料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、「JIS L 1091 (繊維製品の燃焼性試験方法)」又は「JACA No.11A (空気清浄装置用材燃焼性試験方法指針 (公益社団法人 日本空気清浄協会))」を満足する難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、屋内の変圧器及び遮断器は、可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。</p> <p>c. 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止</p> <p>落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、竜巻防護ネットの設置、大容量空冷式発電機の固縛、衝突防止を考慮して実施する燃料油等を内包した車両の飛散防止対策や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（「1号機設備」、「1,2号機共用、1号機に設置」、「2号機設備、1,2号機共用、2号機に設置」）（以下「火災感知器」という。）は、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができるアナログ式のもので、かつ、火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の煙感知器と熱感知器の組合せを基本として、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や火災の性質により、炎感知器、防爆型の煙感知器、防爆型の熱感知器、防爆型の炎感知器、高感度煙感知器等の火災感知器を選定する設計とする。</p> <p>火災感知設備のうち火災受信機盤（「1,2号機共用、1号機に設置」、「2号機設備、1,2号機共用、1号機に設置」）（以下「火災受信機盤」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、中央制御室又は代替緊急時対策所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、ディーゼル発電機又は代替電源から電力が供給開始されるまでの容量を有した蓄電池を設け、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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には、設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、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消火設備として、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（「1号機設備」、「1,2号機共用、1号機に設置」、「2号機設備、1,2号機共用、2号機に設置」）（以下「全域ハロン消火設備」という。）、容器及び逃がし弁を含む泡消火設備（1,2号機共用、1号機に設置（以下同じ。））及び水噴霧消火設備（2号機設備、1,2号機共用、2号機に設置（以下同じ。））を設置するとともに、自動消火設備である全域ハロン自動消火設備（「1号機設備」、「1,2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により消火を行う設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難とならないところは、自動消火設備である海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備及びハロゲン化物自動消火設備（1,2号機共用、1号機に設置（以下同じ。））並びに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>原子炉格納容器は、火災発生時の煙の充満及び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火要員による消火を行うが、火災発生時の煙の充満及び放射線の影響のため消火要員による消火活動が困難である場合は、格納容器スプレイ設備による消火を行う設計とする。</p> <p>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ろ過水貯蔵タンクは、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（1,2号機共用（以下同じ。））及びディーゼル消</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>火ポンプ（1,2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ろ過水貯蔵タンクの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小出槽（1,2号機共用（以下同じ。））に貯蔵する。</p> <p>格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプを2台設置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ろ過水貯蔵タンクの2基設置による多重性を有する設計とする。ろ過水貯蔵タンク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、格納容器スプレイ設備による消火時間を考慮した容量とする。</p> <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及び海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備は、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ボ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、他の系統と共用しないことによって、消火用水を確保する設計とする。水消火設備の水源であるろ過水貯蔵タンクは、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>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>二酸化炭素自動消火設備、海水ポンプ用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、水噴霧消火設備及びハロゲン化物自動消火設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも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、海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン消火設備、全域ハロン自動消火設備、泡消火設備、水噴霧消火設備及びハロゲン化物自動消火設備は、火災の火炎、熱による直接的な影響、煙、流出流体、断線及び爆発の二次的影響は受けず、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、消火対象となる火災区域又は火災区画とは別のエリアにボンベ及び制御盤等を設置する。</p> <p>ガス消火設備のボンベは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しない</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>よう、ポンベに接続する破壊板によりポンベの過圧を防止する設計とする。</p> <p>ロ 管理区域内からの放出消火剤の流出防止 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 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、ハロゲン化物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 消火ポンプ、二酸化炭素自動消火設備、ハロゲン化物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 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、海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン自動消火設備、ハロゲン化物自動消火設備等は、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 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建屋に設置する。</p> <p>(g) その他</p>	<p>変更なし</p>

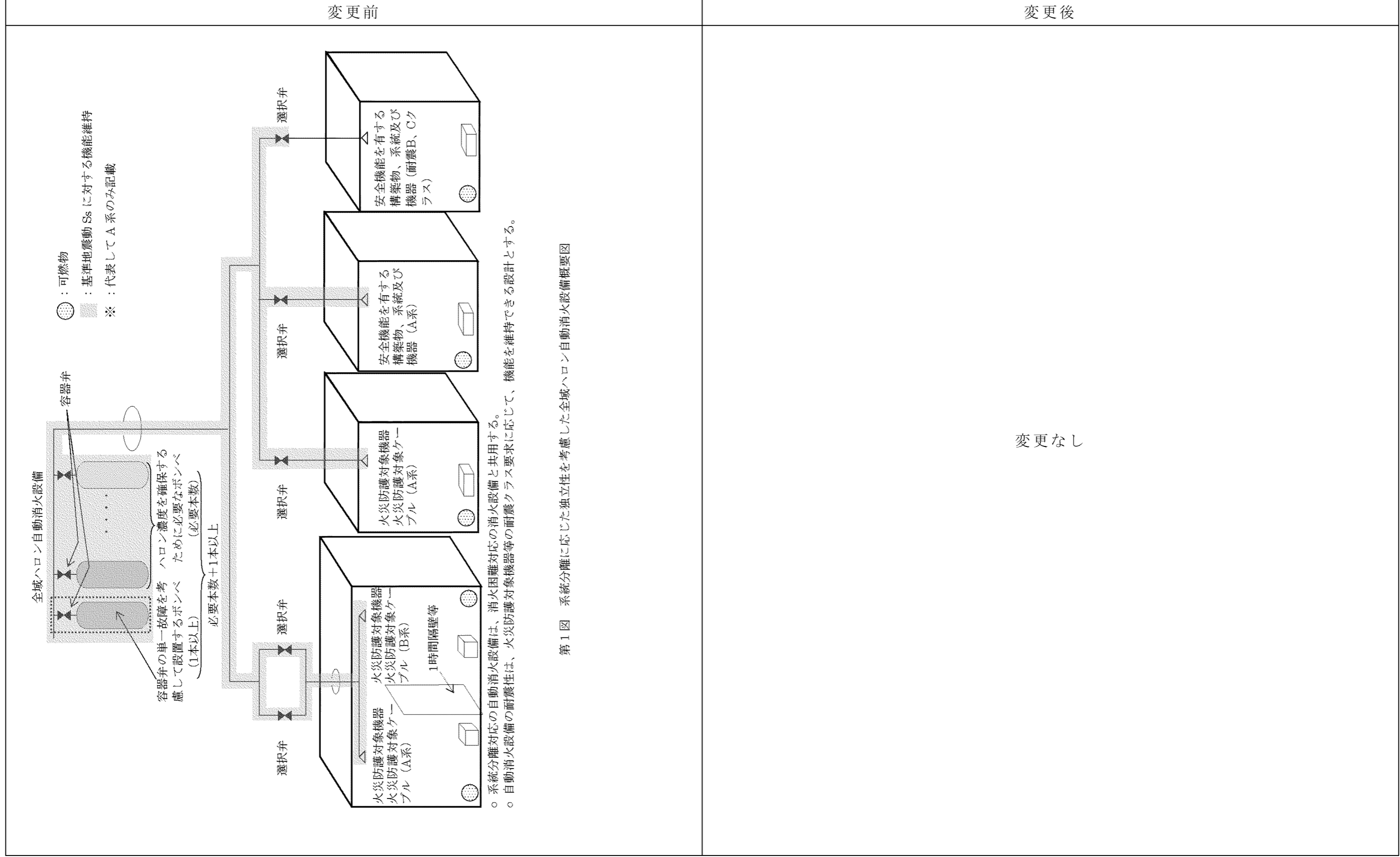
変更前	変更後
<p>イ 移動式消火設備（1,2号機共用、1号機に保管（以下同じ。）） 移動式消火設備は、複数の火災を想定した消火活動が可能な水源を有し、機動性のある化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を配備する設計とする。</p> <p>ロ 消火用の照明器具 建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、1時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する。</p> <p>ハ ポンプ室の煙の排気対策 自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置するポンプ室は、固定式消火設備によらない消火活動も考慮し、消火要員による可搬が可能な排風機の配備によって、排煙による消火要員の視界の改善が可能な設計とする。</p> <p>ニ 燃料設備 使用済燃料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 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対策 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 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 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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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又は海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備を設置し、(2)火災の感知及び消火 b.消火設備 (b) 消火設備の系統構成 ロに示す系統分離に応じた独立性を有する設計とする。</p> <p>(b) 中央制御盤の火災の影響軽減のための対策</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、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 (1,2号機共用、1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影響軽減のための対策</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 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 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 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 の離隔を有しない場合は、上記(ハ)と同じ対策を実施する設計とする。</p> <p>ロ 原子炉格納容器内は、防爆型の煙感知器及び防爆型の熱感知器を設置し、天井までの高さが 8m 以上ある箇所は、防爆型の煙感知器と防爆型の炎感知器を設置する。</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、保安規定に消火要員による早期の手動による消火活動及び進入困難な場合の多重性を有する格納容器スプレイ設備を用いた手動による消火活動に係る運用を定め、管理する。</p> <p>(d) 換気設備に対する火災の影響軽減のための対策 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のための対策 運転員が常駐する中央制御室は、建築基準法に準拠した容量の可搬式である排煙設備(1,2号機共用、1号機に保管(以下同じ。))の配備によって、火災発生時の煙を排気する設計とする。 電気ケーブルが密集する配線処理室は、全域ハロン自動消火設備による自動消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。 配線処理室は、2箇所の入口を設置することによって、消火要員による消火活動も可能とする。</p> <p>(f) 油タンクに対する火災の影響軽減のための対策 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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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、制御盤の延焼を防止するための離隔距離を確保することによって、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を収束するために必要な機能が失われないよう設計する。</p> <p>(b) 火災の影響評価</p> <p>イ 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計に対する評価 設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量及び火災区域又は火災区画（以下「火災区域等」という。）の面積を基に、発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の安全停止が可能であることを、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。 火災影響評価は、火災区域又は火災区画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。 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 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 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 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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、監視対象となる共用設備の各火災区域に火災感知器を設置することで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>消火設備の一部は、火災発生時において必要となる十分な容量の消火水等を供給できる設備を設置するとともに、消火設備への2次的影響を考慮して消火対象と異なるエリアに設置することで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>



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。 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1.津波による損傷の防止</p> <p>1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>1.1.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が設置(変更)許可を受けた基準津波によりその安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 津波防護対象設備</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1.津波による損傷の防止</p> <p>1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<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（重大事故等時のみ1,2号機共用（以下同じ。））・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、評価結果に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>a. 遡上波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。</p> <p>b. 経路からの津波については、浸水経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。</p> <p>c. a,bにおいては、水位変動として、朔望平均潮位を考慮する。上昇側の水位変動に対しては、満潮位の標準偏差を潮位のバラツキとして加えて設定する。地殻変動については、基準津波の波源である琉球海溝におけるプレート間地震</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(Mw9.1)により、発電所敷地の沈降が想定されるため、これを上昇側の水位変動量に加えることで安全側の評価を実施する。下降側の水位変動量に対しては考慮しない。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>a. 敷地への浸水防止（外郭防護1）</p> <p>(a) 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水の高さ分布を基に、津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、遡上波の地上部からの到達、流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のバラツキの合計との差を設計上の裕度とし、判断の際に考慮する。</p> <p>評価の結果、遡上波が地上部から到達し流入する可能性がある場合は、津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋又は区画に、津波防護施設として、遡上波の流入を防止するための壁を設置するとともに、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（海水ポンプエリアについては 1,2 号機共用、1 号機に設置（以下同じ。））の設置及び貫通部止水処置（海</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>水ポンプエリアについては 1,2 号機共用、1 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、遡上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>(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津波許容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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画への、津波の流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のバラツキの合計との差を設計上の裕度とし、判断の際に考慮する。</p> <p>評価の結果、流入する可能性のある経路がある場合は、津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋又は区画に、津波防護施設として、経路からの津波の流入を防止するための壁を設置するとともに、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、外郭防護として津波防護施設及び浸水防止設備による対策の範囲は、海水ポンプエリアの入力津波高さ EL.6.0m に対し、設計上の裕度を考慮し、EL.7.0m 以下とする。</p> <p>b. 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）</p> <p>(a) 漏水対策</p> <p>経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設及び地下部等において、津波による漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、当該範囲の境界における浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）について、浸水防止設備を設置することにより、浸水範囲を限定する設計とする。さらに、浸水想定範囲及びその周辺にある津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。) に対しては、浸水防止設備として、防水区画化するための設備を設置するとともに、防水区画内への浸水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。</p> <p>c. 津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）</p> <p>(a) 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）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、津波防護施設として、屋外の設備の地震による損傷箇所からの津波の流入を防止するための壁を設置するとともに、浸水防止設備として、地震による設備の損傷箇所からの津波の流入を防止するための扉、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部止水処置（制御建屋については 1,2 号機共用、1 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、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、津波防護施設又は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外郭防護と同様に EL.7.0m以下、タービン建屋と中間建屋及び制御建屋の境界については EL.8.0m以下とする。</p> <p>d. 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 1,2 号機共用（以下同じ。））の入力津波の下降側の水位と、海水ポンプ取水可能水位を比較し、入力津波の水位が海水ポンプ取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、取水可能水位を下回る可能性がある場合は、津波防護施設として、海水を貯水するための堰を設置する。また、冷却に必要な海水を確保するため、保安規定に循環水ポンプの停止運用を定めて管理する。</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（1,2 号機共用（以下同じ。））及び移動式大容量ポンプ車（1,2 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（1,2 号機共用（以下同じ。））が閉塞することがなく取水口、取水路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>e. 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、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視カメラ（2 号機設備、1,2 号機共用、2 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>f. 津波影響軽減</p> <p>津波影響軽減施設として、津波や漂流物の衝突に対する影響を軽減させるため</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の防護堤（1,2号機共用、1号機に設置（以下同じ。））を設置する。また、津波の波力を軽減させるため、津波影響軽減施設として、防波堤（1,2号機共用、1号機に設置（以下同じ。））を設置する。</p> <p>1.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p> <p>a. 設計方針</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設については、「1.1.2 入力津波の設定」で設定している繰返しの襲来を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。</p> <p>(a) 津波防護施設</p> <p>津波防護施設は、非常用海水冷却系の取水性に配慮し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。</p> <p>津波防護施設のうち海水ポンプエリアに設置する壁については、EL.7.0mを上回る高さで設置し、津波防護施設のうち取水口前面に設置する堰については、津波による水位低下時に海水ポンプの取水に必要な海水を確保するために必要な高さで設置し、止水性を維持する設計とする。</p> <p>主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水処置を講じる設計とする。</p> <p>(b) 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物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、EL.7.0mを上回る壁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。中間建屋及び制御建屋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中間建屋および制御建屋内部に通じる開口部に設置する設計とする。浸水防止設備は、試験等により閉止部等の止水性を確認した設備を設置する設計とする。</p> <p>(c) 津波監視設備</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、漂流</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、2号機の非常用所内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. -8.0m から EL.9.0m を測定可能とし、非接触式の水位検出器により計測できる設計とする。また、取水ピット水位計は非常用所内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>(d) 津波影響軽減施設</p> <p>津波影響軽減施設は、津波防護施設及び浸水防止設備への津波による影響を軽減する機能を保持する設計とする。また、地震後において、津波による影響を軽減する機能が保持できる設計とする。</p> <p>津波影響軽減施設のうち防護堤は、EL.7.0m を上回る高さとし、海水ポンプエリアの壁を取り囲むように設置し、津波影響軽減施設のうち防波堤は、敷地西側に設置する設計とする。</p> <p>b. 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設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。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入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>津波影響軽減施設の設計においては、基準地震動による地震力を考慮し、適切に組み合わせる。</p> <p>(b) 許容限界</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、地震後、津波後</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>津波影響軽減施設の許容限界は、津波の繰返し作用を想定し、施設が機能を喪失する変形に至らないこと及び終局状態に至らないことを確認する。</p> <p>1.1.5 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>変更なし</p>

(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>—</p>	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <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）」

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については、以下の基準及び規格並びに、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>なお、以下に示す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を適用する個別の施設区分については「表 1. 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。</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） ● 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（JEAG4601・補－1984） ● 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601－1987） ● 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601－1991 追補版） ● JSME S NC1－2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 	<p>第 1 章 共通項目</p> <p style="text-align: right;">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。

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) 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。

変更前	変更後
<p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</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)」(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 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>認した溶接施工法</p> <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。	変更なし
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。		

変更前

変更後

表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) ^(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。

変更なし

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	変更なし
	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>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)

検査項目	検査方法		判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査	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) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更前	変更後						
<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あ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あれば実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	<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あれば実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。					

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 1436 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 1436 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

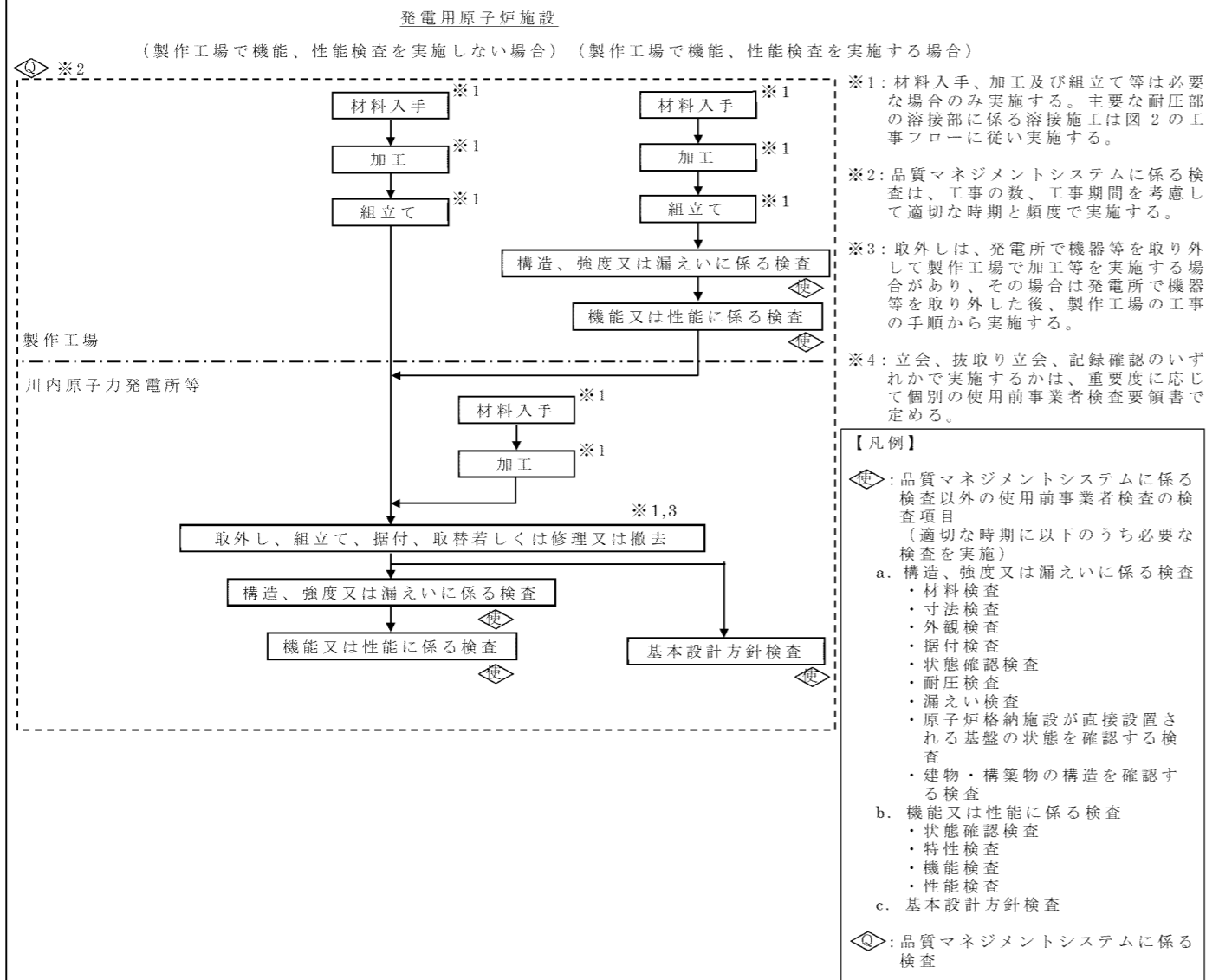


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

変更なし

変更前

変更後

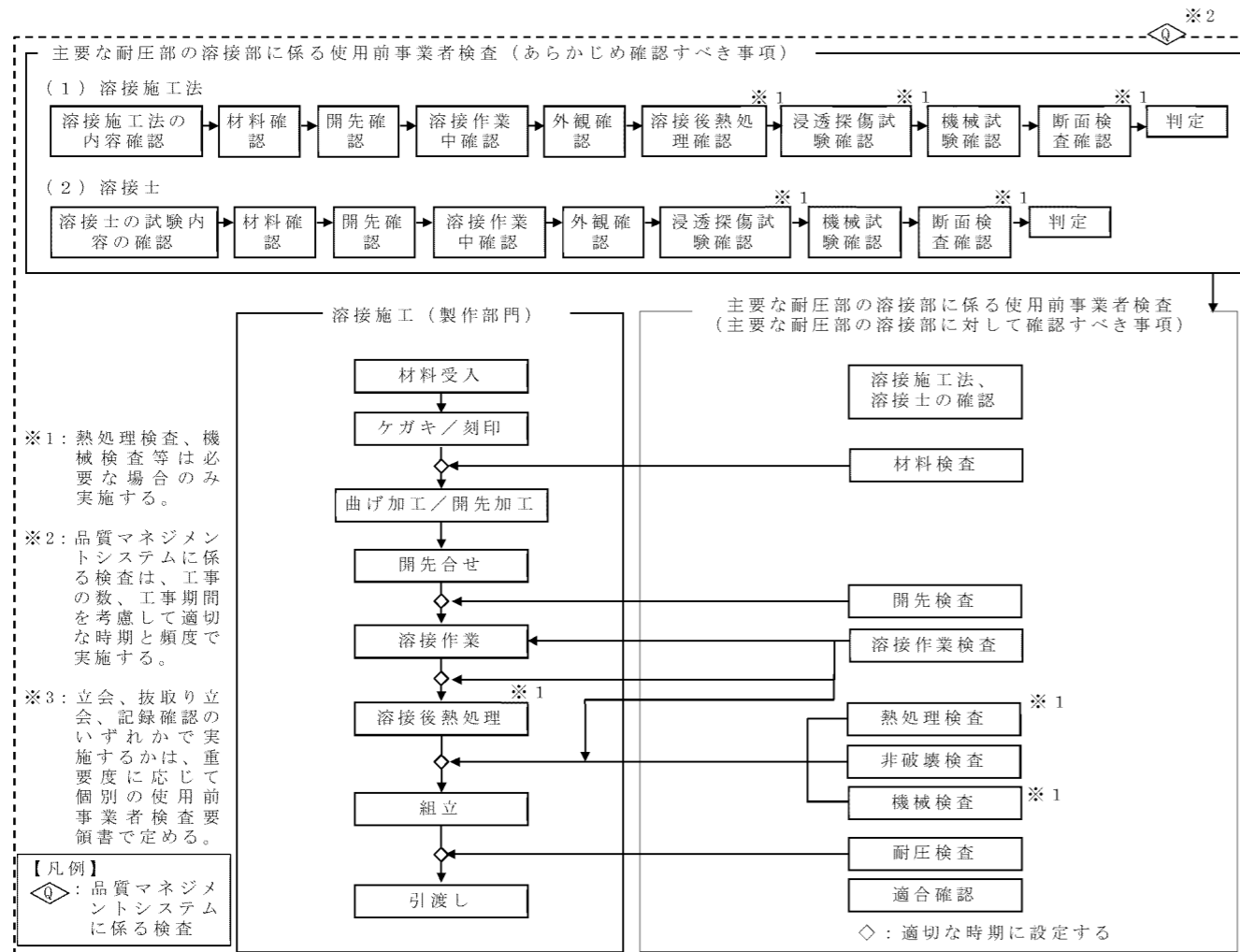
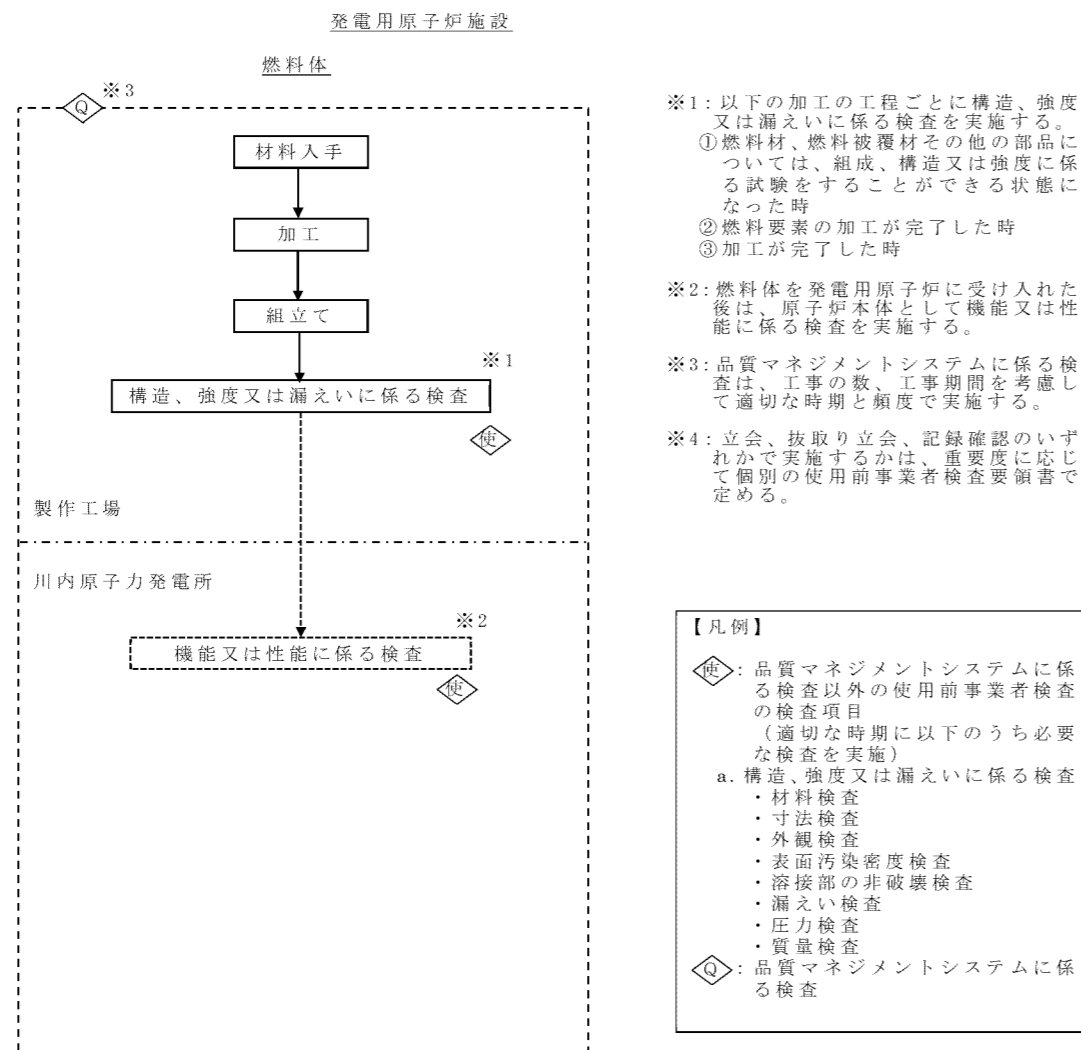


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査のフロー

変更なし

変更前

変更後



変更なし

図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）

発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 1

川内原子力発電所第 2 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 1-1

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

頁

1. 概 要	1 (2) - 1 - 1
2. 基本方針	1 (2) - 1 - 1
3. 記載の基本事項	1 (2) - 1 - 1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	1 (2) - 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、川内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><u>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。</u></p> <p><u>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負荷に耐えるものとし、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。</u></p>	<p>5 及び 6 の一 について</p> <p><u>①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。</u></p> <p>6 の二 について</p> <p><u>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。</u></p>	<p>【原子炉本体】 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p> <p><u>①燃料体、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）」に基づき設計するか、これと同等以上の物理的性質及び化学的性質を保持するよう設計する。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>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。</u></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>(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、制御棒案内シムプル及び炉内計装用案内シムプルを支持格子により 17 行 17 列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シムプルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。</p> <p>⑩燃料集合体は、発電用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①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>(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又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シムプル、炉内計装用案内シムプル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。申請書本文における五、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 (ロ) 燃料体 (2)被覆材の種類に示す「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」（以下、3.2.1 では「ジルコニウム基合金」という。）の主成分は第 3.2.1 表のとおりである。⑩燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち 264 本が燃料棒、24 本が制御棒案内シムプル、残り 1 本が炉内計装用案内シムプルである。制御棒案内シムプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシムプルプラグの挿入に使用する。</p> <p>(2) 設計方針</p> <p>b. 燃料集合体</p> <p>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。</p> <p>また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。</p> <p>このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。</p> <p>(a) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が A_S_M E_S_e_c.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、燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について 6 G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で 6 G と設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。</p>	<p>【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。</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 1-2

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

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

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、川内原子力発電所 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（十一号）」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（十一号）」と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」について示す。

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書（本文）」、「設計及び工事の計画 該当事項」及び「整合性」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。なお、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に直接関係しない「本文（十一号）」の条項は記載しない。
- (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。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。</p> <p>1. 目的 <u>発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、原子力の安全を確保するため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行うことを目的とする。</u></p> <p>2. 適用範囲 <u>品質管理に関する事項は、川内原子力発電所の保安活動に適用する。</u></p> <p>3. 定義 <u>品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるものを除き品管規則に従う。</u> (1) 保安に関する組織：当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各部門の総称をいう。 (2) 原子炉施設：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5に規定する発電用原子炉施設をいう。</p> <p>4 品質マネジメントシステム 4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項 <u>(1) 保安に関する組織は、品質管理に関する事項に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</u></p>	<p>4. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム</p> <p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム <u>当社は、原子力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、「川内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。</u></p> <p>2. 適用範囲・定義 2.1 適用範囲 <u>設工認品管計画は、川内原子力発電所第2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。</u></p> <p>2.2 定義 <u>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。</u> (1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。 (2) 技術基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。 (3) 実用炉規則別表第二対象設備 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。 (4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備をいう。</p> <p>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 <u>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。</u></p>	<p>設置変更許可申請書（本文（十一号））において、設計及び工事の計画の内容は以下のとおり満足している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品管計画を定めていることから整合している。（以下、設置変更許可申請書（本文十一号）に対応した設計及び工事の計画での説明がない箇所については、品質マネジメントシステム計画にて対応していることを以て整合している。）</p> <p>設計及び工事の計画の適用範囲は、設置変更許可申請書（本文十一号）の適用範囲に示す川内原子力発電所の保安活動に包含されていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画の用語の定義に従っていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い品質管理を行うことから整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性										
<p>(2) 保安に関する組織は、<u>保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムを確立し、運用する。</u>この場合において、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 原子炉施設、組織又は保安活動の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>品質マネジメント文書を管理する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるように、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</u></p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認する。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認する。</p> <p>c. 4.2.3(2)a、b に基づく審査及び 4.2.3(2)b の評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させる。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できる</p>	<p>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</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用</p> <p>品質マネジメントシステムにおいて、<u>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。</u></p> <table border="1" data-bbox="1210 405 2169 695"> <thead> <tr> <th>グレード</th> <th>工事区分</th> <th>設計区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>グレード1</td> <td rowspan="2">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</td> <td rowspan="2">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</td> </tr> <tr> <td>グレード2</td> </tr> <tr> <td>グレード3</td> <td>上記以外の原子炉施設に関する工事</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>(1) 実用炉規則別表第二対象設備に係る管理</p> <p>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。</p> <p>(2) 主要な耐圧部の溶接部に係る管理</p> <p>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。</p> <p>3.6.2 供給者の選定</p> <p>原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ</p> <p>3.7.1 文書及び記録の管理</p> <p>原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録</p> <p>設計、工事及び検査に係る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。</p> <p>(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</p> <p>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。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録</p>	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	グレード3	上記以外の原子炉施設に関する工事	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	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計のグレード分けを行うことから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い調達のグレード分けを行うことから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い文書及び記録の管理を行うことから整合している。</u></p>
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												
グレード3	上記以外の原子炉施設に関する工事	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										

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>ようにする。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保する。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにする。</p> <p>g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理する。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理する。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にする</u>とともに、<u>当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>4.2.4(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。</u></p> <p>5.5 責任、権限及び情報の伝達</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は、<u>部門及び要員の責任及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</u></p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、<u>当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与えるようにする。</u></p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにする。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行う。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>e. 関係法令を遵守する。</p> <p>7.3 設計開発</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p>	<p>使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p> <p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>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</p> <p><u>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。</u></p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p>	<p>整合性</p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計に先立ち設計開発計画を定めていることから整合している。</u></p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性																																			
<p>a. <u>設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</u></p> <p>b. <u>設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</u></p> <p>c. <u>設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限</u></p> <p>d. <u>設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源</u></p> <p>(3) 保安に関する組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、7.3.1(1)に基づき策定した設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p>	<p>設計及び工事の計画 該当事項</p> <p>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。</p> <p>第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階</p> <table border="1" data-bbox="1193 352 2178 1016"> <thead> <tr> <th colspan="2">各段階</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">設計</td> <td>3.3</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>3.3.1※</td> <td>適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化</td> </tr> <tr> <td>3.3.2</td> <td>各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(1)※</td> <td>設計（設計 1、2）の実施</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(2)</td> <td>設計開発の結果に係る情報に対する検証</td> </tr> <tr> <td>3.3.4※</td> <td>設計における変更</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">工事及び検査</td> <td>3.4.1※</td> <td>設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）</td> </tr> <tr> <td>3.4.2</td> <td>設備の具体的な設計に基づく工事の実施</td> </tr> <tr> <td>3.5.1</td> <td>使用前事業者検査での確認事項</td> </tr> <tr> <td>3.5.2</td> <td>設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり</td> </tr> <tr> <td>3.5.3</td> <td>使用前事業者検査の計画</td> </tr> <tr> <td>3.5.4</td> <td>検査計画の管理</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">調達</td> <td>3.5.5</td> <td>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理</td> </tr> <tr> <td>3.5.6</td> <td>使用前事業者検査の実施</td> </tr> <tr> <td>3.6</td> <td>設工認における調達管理の方法</td> </tr> </tbody> </table> <p>※「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</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	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	3.5.3	使用前事業者検査の計画	3.5.4	検査計画の管理	調達	3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	3.5.6	使用前事業者検査の実施	3.6	設工認における調達管理の方法	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計開発計画にて設計における段階を定め管理を行っていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計開発計画にてレビュー等の管理方法を定めて実施する計画としていることから整合している。</p>
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																																			
	3.5.3	使用前事業者検査の計画																																			
	3.5.4	検査計画の管理																																			
調達	3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理																																			
	3.5.6	使用前事業者検査の実施																																			
3.6	設工認における調達管理の方法																																				
<p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 保安に関する組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情</p>	<p>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</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請</p>																																			

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>報であつて、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能及び性能に係る要求事項 b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であつて、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの c. 関係法令 d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に関する組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p> <p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 保安に関する組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。 (2) 保安に関する組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。 (3) 保安に関する組織は、<u>設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</u></p> <p>a. <u>設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものである。</u> b. <u>調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものである。</u> c. <u>合否判定基準を含むものである。</u> d. <u>機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確である。</u></p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。</u></p> <p>a. <u>設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価する。</u> b. <u>設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。</u></p> <p>(3) 保安に関する組織は、<u>設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p>	<p>ために必要な要求事項を明確にする。</p> <p>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。</p> <p>(1) 設計（設計 1、2）の実施</p> <p>a. 「設計 1」として、<u>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。</u> 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<u>適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。</u> 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。</p> <p>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、<u>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。</u></p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査 原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>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</p>	<p>書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計開発へのインプットとして、<u>適合性確認対象設備に対する要求事項を明確化していることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計を実施し、アウトプットを取りまとめていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計において設計開発のレビューを実施している。レビューは当該設計に関する専門家を含めて実施することとしていることから整合している。</u></p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>7.3.5(1)に基づく検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(3) 保安に関する組織は、<u>当該設計開発を行った要員に 7.3.5(1)に基づく検証をさせない。</u></p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了させる。</u></p> <p>(3) 保安に関する組織は、<u>設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</u></p> <p>(3) 保安に関する組織は、<u>7.3.7(2)に基づく審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</u></p> <p>(4) 保安に関する組織は、<u>7.3.7(2)に基づく審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</u></p> <p>(3) 保安に関する組織は、<u>調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</u></p> <p>(4) 保安に関する組織は、<u>調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定</u></p>	<p>(2) 設計開発の結果に係る情報に対する検証 <u>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。</u></p> <p>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<u>使用前事業者検査を実施する。</u></p> <p>(3) 使用前事業者検査の実施 検査要領書に基づき、<u>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。</u></p> <p>3.3.4 設計における変更 原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>3.6 設工認における調達管理の方法 設工認で行う<u>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。</u></p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価 原子力部門は、<u>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。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計において設計開発の検証を原設計者以外の者に実施させることとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計の妥当性確認として使用前事業者検査を実施することとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計において必要時には変更の管理を実施することとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い調達管理を実施することとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い調達管理にお</u></p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>基準を定める。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、7.4.1(3)に基づく評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 保安に関する組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</u></p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に関する組織は、調達物品等要求事項として、当該組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、<u>調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</u></p> <p>(4) 保安に関する組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</u></p>	<p>3.6.2 供給者の選定</p> <p>原子力部門は、設工認に必要な調達を行う場合、<u>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。</u></p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>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。</p> <p>(1) 調達仕様書の作成</p> <p><u>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）</u></p> <p>(2) 調達製品の管理</p> <p>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。</p> <p>(3) 調達製品の検証</p> <p><u>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。</u></p> <p>3.6.4 受注者品質保証監査</p> <p>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。</p> <p>3.6.5 設工認における調達管理の特例</p> <p>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</p>	<p>いて供給者の技術的評価を行い、その結果に基づき供給者を選定することとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い調達管理において調達要求事項を明確にし、管理することとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い調達管理において調達製品を受領する際は検証を行うこととしていることから整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>7.5 個別業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>保安に関する組織は、<u>個別業務計画に基づき個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</u></p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にある。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用している。</p> <p>(4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用している。</p> <p>(5) 8.2.3 に基づく監視測定を実施している。</p> <p>(6) 品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っている。</p>	<p>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。</p> <p>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</p> <p>原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>3.4 工事に係る品質管理の方法</p> <p>原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>なお、<u>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。</u></p> <p>また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。</p> <p>3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施</p> <p>原子力部門は、<u>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。</u></p> <p>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、<u>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。</u></p> <p>3.5 使用前事業者検査</p> <p>原子力部門は、<u>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。）</u>するため、<u>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。</u></p> <p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項</p> <p>原子力部門は、<u>以下の項目について使用前事業者検査を実施する。</u></p> <p>I 実設備の仕様の適合性確認</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い設計に付随する業務の実施、工事の実施、使用前事業者検査の計画の策定を、個別業務の管理として実施していることから整合している。</u></p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性																																		
	<p>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。</p> <p>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（供給者を含む。）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。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1199 772 2172 1871"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6" style="text-align: center;">設備 設計要求</td> <td style="text-align: center;">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数</td> <td>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。</td> <td>据付検査 状態確認検査</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">系統構成</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">機能要求</td> <td>容量、揚程等の仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載のとおりである事を確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 外観検査</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする能力（機能・性能）が発揮できることを確認する。</td> <td>機能・性能検査 状態確認検査</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">評価要求</td> <td>評価のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> <tr> <td></td> <td>評価結果を設計条件とする要求事項</td> <td>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。</td> <td>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">運用</td> <td style="text-align: center;">運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>手順化されていることを確認する。（保安規定）</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備 設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数	設計要求のとおり（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	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	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	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	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。	機能・性能検査 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	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																																	
設備 設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数	設計要求のとおり（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																																
	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	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	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																															
		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。	機能・性能検査 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																																

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>個別業務の実施に係るプロセスについて</u>、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、<u>妥当性確認を行う</u>。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、7.5.2(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、7.5.2(1)に基づく妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、7.5.2(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認の方法</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 保安に関する組織は、個別業務計画及び個別業務の実施に係る全てのプロセスにおいて、適切な手段により、<u>機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する</u>。</p>	<p>3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がりの明確化 原子力部門は、<u>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</u>。</p> <p>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<u>使用前事業者検査の計画を策定する</u>。 適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。 個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。 また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</p> <p>3.5.4 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、<u>使用前事業者検査が確実に行われることを管理する</u>。</p> <p>4.適合性確認対象設備の施設管理 原子力部門は、<u>設工認に基づく工事を保安規定に基づき管理する</u>。</p> <p>3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理 原子力部門は、<u>溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う</u>。また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを確認し、<u>必要な管理を実施する</u>。</p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ 原子力部門は、<u>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</u>。</p>	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従いプロセスの妥当性確認として行われる使用前事業者検査（溶接）におけるあらかじめの検査に係る確認を実施することとしていることから整合している</u>。</p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マ</u></p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>(2) 保安に関する組織は、<u>トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</u></p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、7.6(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、<u>監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</u></p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により<u>校正又は検証がなされている。</u></p> <p>b. <u>校正の状態が明確になるよう、識別されている。</u></p> <p>c. 所要の調整がなされている。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されている。</p> <p>e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されている。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、7.6(4)に示す不適合が判明した場合において、当該監視測定のための設備及び7.6(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 保安に関する組織は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(7) 保安に関する組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 保安に関する組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、<u>個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むこ</p>	<p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p><u>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。</u></p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>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。</p> <p>(1) 計測器の管理</p> <p><u>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。</u></p> <p>3.5.6 使用前事業者検査の実施</p> <p>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。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の検査要領書の作成</p> <p>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、使用前事業者検査要領書を作成する。</p> <p>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</p>	<p>整合性</p> <p><u>ネジメントシステム計画に従い識別、トレーサビリティの管理を実施することとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い計測器の管理を実施することとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い使用前事業者検査を実施することとしていることから整合している。</u></p>

設置変更許可申請書（本文）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>との承認をしてはならない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により、特に承認をする場合は、この限りではない。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、<u>保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</u></p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、<u>個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないよう、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</u></p> <p>(2) 保安に関する組織は、<u>不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</u></p> <p>(3) 保安に関する組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずる。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う（以下「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずる。</p> <p>d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずる。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、<u>不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(5) 保安に関する組織は、<u>8.3(3)a に基づく措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</u></p>	<p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の実施 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。</p> <p>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<u>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。</u></p> <p>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<u>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。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い使用前事業者検査における独立性を確保することとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき定めている品質マネジメントシステム計画に従い、設工認に係る業務にて発生した不適合を管理することとしていることから整合している。</u></p>

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 4

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	4 (2) - 1
2. 構成材料の概要	4 (2) - 2
3. 二酸化ウラン	4 (2) - 11
3.1 耐熱性	4 (2) - 11
3.2 耐放射線性	4 (2) - 11
3.2.1 二酸化ウランペレットの照射焼きしまり	4 (2) - 12
3.2.2 二酸化ウランペレットのスエリング	4 (2) - 12
3.2.3 FP ガスの放出挙動	4 (2) - 13
3.2.4 ペレットリム組織化	4 (2) - 14
3.3 耐食性	4 (2) - 15
3.3.1 二酸化ウランペレットと NDA 被覆管との反応	4 (2) - 15
3.3.2 二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応	4 (2) - 16
3.3.3 二酸化ウランペレットと水との反応	4 (2) - 16
4. ガドリニア入り二酸化ウラン	4 (2) - 21
4.1 耐熱性	4 (2) - 21
4.2 耐放射線性	4 (2) - 22
4.3 耐食性	4 (2) - 22
4.3.1 ガドリニア入り二酸化ウランペレットと NDA 被覆管との反応	4 (2) - 22
4.3.2 ガドリニア入り二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応	4 (2) - 23
4.3.3 ガドリニア入り二酸化ウランペレットと水との反応	4 (2) - 23
5. Sn-Fe-Cr-Nb-Ni 系ジルコニウム基合金 (NDA)	4 (2) - 26
5.1 耐熱性	4 (2) - 26
5.2 耐放射線性	4 (2) - 26
5.2.1 機械的性質	4 (2) - 27
5.2.2 疲労特性	4 (2) - 28
5.2.3 クリープ特性	4 (2) - 28
5.2.4 照射成長	4 (2) - 29

5.3	耐食性	4 (2) - 29
5.3.1	酸化腐食による影響	4 (2) - 30
5.3.2	水素吸収による影響	4 (2) - 30
5.4	その他の性能	4 (2) - 31
5.4.1	耐 PCI 性	4 (2) - 31
5.4.2	耐摩耗性	4 (2) - 31
5.4.3	高温特性	4 (2) - 32
6.	Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)	4 (2) - 42
6.1	耐熱性	4 (2) - 42
6.2	耐放射線性	4 (2) - 42
6.3	耐食性	4 (2) - 42
6.3.1	酸化腐食による影響	4 (2) - 43
6.3.2	水素吸収による影響	4 (2) - 43
7.	析出硬化型ニッケル基合金 (718 合金、)	4 (2) - 47
7.1	耐熱性	4 (2) - 47
7.2	耐放射線性	4 (2) - 47
7.3	耐食性	4 (2) - 48
8.	ニッケル・クロム・鉄合金 ()	4 (2) - 52
8.1	耐熱性	4 (2) - 52
8.2	耐放射線性	4 (2) - 52
8.3	耐食性	4 (2) - 52
9.	オーステナイト系ステンレス鋼	4 (2) - 53
9.1	耐熱性	4 (2) - 53
9.2	耐放射線性	4 (2) - 53
9.3	耐食性	4 (2) - 53
10.	参考文献	4 (2) - 58

1. 概 要

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

燃料集合体（燃料被覆材を除く。）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。

燃料被覆材については、これと同等以上の物理的性質及び化学的性質を保持することを確認する。

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(1/5)

構成部品	材料の種類	主成分(wt%)		不 純 物(ppm)												
		U	≧ □	□	≧ □	Al	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	C	≧ □	□	≧ □	
・燃料材	二酸化ウラン (注1) 焼結ペレット	O/U (比率)	□	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	
		X	Co	≧ □	□	≧ □	Cr	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			F	≧ □	□	≧ □	Fe	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	Ni	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			□	≧ □	□	≧ □	N	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	Th	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			Si	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	H	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
	ボロン当量 ^(注4) は □ ppm を超えてはならない。															
	ガドリニア 入り二酸化 ウラン焼結 ペレット ^(注2) (タイプ I) ^(注3)	U	≧ □	□	≧ □	Al	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	
		O/U (比率)	□	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	
		Gd ₂ O ₃	Co	≧ □	□	≧ □	Cr	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
			F	≧ □	□	≧ □	Fe	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □
□			≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	Ni	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	
ガドリニア 入り二酸化 ウラン焼結 ペレット ^(注2) (タイプ II) ^(注3)		U	≧ □	□	≧ □	N	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	
	O/U (比率)	□	□	≧ □	Si	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □		
	Gd ₂ O ₃	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	□	≧ □	
		H	≧ □	□	≧ □	ボロン当量 ^(注4) は □ 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(2/5)

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-Nb-Ni 系ジルコニウム基合金 (注5)	Sn	0.90/1.15		≦			≦			≦		
		Fe	0.24/0.30		≦			≦			≦		
		Cr	0.13/0.19		≦			≦			≦		
		Nb	0.08/0.14		≦			≦			≦		
		Ni	0.007/0.014		≦			≦			≦		
		O			≦			≦			X		
		Zr	残部	X									
・燃料被覆材 端 栓	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム 合金 (注6) ASTM B351 Grade R60804 (JIS H4751 ZrTN 804D 相当)	Sn	1.20/1.70									Al	≦ 75
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50				
		Cr	0.07/0.13	H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20	X			
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80				
		O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	X			
		Zr	残部	U	≦ 3.5	W	≦ 100						
		・制御棒案内 シンプル	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム 合金 (注6) ASTM B353 Grade R60804	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	X	
Fe	0.18/0.24			Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50				
Cr	0.07/0.13			H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20	X			
Fe+Cr	0.28/0.37			Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80				
O				Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	X			
Zr	残部			U	≦ 3.5	W	≦ 100						
・制御棒案内 シンプル用 下部端栓	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム 合金 (注6) ASTM B351 Grade R60804			Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	X	
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50				
		Cr	0.07/0.13	H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20	X			
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80				
		O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	X			
		Zr	残部	U	≦ 3.5	W	≦ 100						
		・カラー		O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	X	
Zr	残部			U	≦ 3.5	W	≦ 100						

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(3/5)

構成部品	材料の種類	主成分(wt%)		不純物(ppm)					
・ 中間部 支持格子	Sn-Fe-Cr 系 ジルコニウム 合金 (注6)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50
		Cr	0.07/0.13	H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80
・ ストッパー	ASTM B352	O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50
	Grade R60804	Zr	残部	U	≦ 3.5	W	≦ 100	X	

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分(4/5)

構成部品	材料の種類	化学成分(wt%)						
		Ni		Cr		Mo		
・最上部支持格子 ・最下部支持格子 ・上部ノズル 押さえばね	析出硬化型 <small>(注7)</small> ニッケル基合金 AMS 5596	Ni	50.00/55.00	Cr	17.00/21.00	Mo	2.80/3.30	
		Nb	4.75/5.50	Ti	0.65/1.15	Al	0.20/0.80	
		C	≦ 0.08	Mn	≦ 0.35	Si	≦ 0.35	
		P	≦ 0.015	S	≦ 0.015	Co	≦ 1.00	
		B	≦ 0.006	Cu	≦ 0.30	Ta	≦ 0.05	
		Fe	残部	X				
・下部プレナム コイルばね	析出硬化型 <small>(注8)</small> ニッケル基合金 AMS <input type="text"/>	Ni	≧ <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	X				
・クランプスクリュー	ニッケル・クロ ム・鉄合金 <small>(注9)</small> ASTM <input type="text"/> <input type="text"/>	Ni	≧ <input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	Fe	<input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	X		
		X				X		
・上部プレナム コイルばね	オーステナイト 系ステンレス鋼 JIS <input type="text"/> <input type="text"/>	Ni	<input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	C	≦ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	X				
		X				X		
・上部ノズル ・下部ノズル	オーステナイト 系ステンレス 鋼 鋼 <input type="text"/> <input type="text"/>	Ni	<input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	C	≦ <input type="text"/>	
		<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	<input type="text"/>	≦ <input type="text"/>	X		
		X				X		

第 2-1 表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分(5/5)

構成部品	材料の種類	化学成分 (wt%)					
・ 押さえ板	オーステナイト系ステンレス鋼 JIS [] [] []	Ni	[]	Cr	[]	[] ≤ []	
		[] ≤ []	[] ≤ []	C	≤ []		
		[] ≤ []	X				
・ 連結棒	オーステナイト系ステンレス鋼 JIS [] []	Ni	[]	Cr	[]	[] ≤ []	
		[] ≤ []	[] ≤ []	C	≤ []		
		[] ≤ []	X				
・ スリーブ	オーステナイト系ステンレス鋼 JIS [] [] 又は JIS [] []	Ni	[]	Cr	[]	[] ≤ []	
		[] ≤ []	[] ≤ []	C	≤ []		
		[] ≤ []	X				
・ リベット	オーステナイト系ステンレス鋼 JIS [] []	Ni	[]	Cr	[]	[] ≤ []	
		[] ≤ []	[] ≤ []	C	≤ []		
		[] ≤ []	X				
・ 上部リングナット ・ シンプル スクリュー ・ ロッキングカップ	オーステナイト系ステンレス鋼 JIS [] []	Ni	[]	Cr	[]	[] ≤ []	
		[] ≤ []	[] ≤ []	C	≤ []		
		[] ≤ []	X				

(注 1) 以下「二酸化ウランペレット」という。

(注 2) 以下「ガドリニア入り二酸化ウランペレット」という。

(注 3) タイプ I はガドリニア濃度 10wt%を示す。

タイプ II はガドリニア濃度 6wt%を示す。

(注 4) 不純物の総中性子吸収をボロン量で換算したもの。

(注 5) 豊富な照射実績を持つジルカロイ-4 をベースに、耐食性向上のために Sn 含有量を低下させるとともに Nb 及び Ni を微量添加し、さらに、機械的強度を

補償するために Fe 及び Cr 含有量を若干増やした Sn-Fe-Cr-Nb-Ni 系ジルコニウム基合金。以下「NDA」という。

(注 6) 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 7) 以下「718 合金」という。

(注 8) 以下「」という。

(注 9) 以下「」という。

第 2-2 表 燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質(1/2)

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

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 (17 行 17 列型) (2/2)

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

(注 1) 端栓の引張試験は室温又は高温のいずれかで実施する。

(注 2) 室温の定義は適用する引張試験規格で異なる。ASTM E8 を適用する場合には 10～38℃、JIS Z2241 を適用する場合には 10～35℃である。

3. 二酸化ウラン

3.1 耐熱性

二酸化ウランは蛍石(CaF_2)型面心立方の結晶構造を持ち、溶融点は未照射時において約 $2,800\sim 2,860^\circ\text{C}$ といわれている。第 3-1 図に示すとおり、二酸化ウランの溶融点は核分裂生成物の蓄積により低下するといわれている。一方、燃焼率（以下「燃焼度」という。）約 $30,000\text{MWd/t}$ 程度までは、溶融点の燃焼による低下は小さいという結果も得られている⁽¹⁾。ここでは、燃料温度評価を安全側とするため、データの下限をとり燃焼に伴う溶融点の変化を $10,000\text{MWd/t}$ 当たり 32°C の低下とする。未照射で $2,800^\circ\text{C}$ とすると $71,000\text{MWd/t}$ で約 $2,570^\circ\text{C}$ となるが、この溶融点まで金相学的に安定な単一相として存在する。

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

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

二酸化ウランペレットは、 $1,600^\circ\text{C}$ 以上で容易に塑性変形するといわれている⁽²⁾が、ペレット熱膨張による燃料被覆材（以下「被覆管」という。）の応力は、周方向が最大となり、二酸化ウランペレットの塑性変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、燃料棒の設計に当たっては、安全側に塑性変形を考慮しないとした上で、被覆管応力等が設計基準を満足するようにする。

3.2 耐放射線性

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

二酸化ウランペレットには照射により焼結時の気孔が一部消滅することによって焼きしまり現象が発生し、その体積が収縮する。また、一回の核分裂により、約 0.3 個の気体状核分裂生成物（以下「FP ガス」という。）と約 1.7 個の固体状核分裂生成物が生じ、これらが二酸化ウランペレット中に蓄積することによって体積増大すなわちスエリングが発生する。その結果、原子炉運転中二酸化ウラ

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

ンペレットには焼きしまりによる体積減少とスエリングによる体積増大が重畳し、その体積（すなわち寸法）が変化する。

また、FP ガスのほとんどがペレット中に捕獲されているが、その一部がペレット外へ放出される。これらの挙動を計算モデルに組み込んで（添付資料 3「強度に関する説明書」の 3.2.2 項(4)に示す。）設計評価に反映している。

さらに、高燃焼度域まで照射されたペレット外周部には高気孔率組織（リム組織）が形成される。

3.2.1 二酸化ウランペレットの照射焼きしまり

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

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

3.2.2 二酸化ウランペレットのスエリング

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

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

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

低温度領域においては、ガス原子あるいは気泡の移動量が小さく、したがってガス原子の集積に伴うガスバブルスエリングは小さい。高温領域においては、気泡の移動→集積→成長が起りやすく、ガスバブルスエリングは

大きくなる。更に高温になるとガス原子のペレット外への放出(いわゆる FP ガス放出)によりガスバブルスエリングは小さくなる傾向にある⁽⁵⁾。

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

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

3.2.3 FP ガスの放出挙動

FP ガスの放出挙動は、リコイル・ノックアウト^(注3)による放出及び高温で顕著となる拡散による放出に分けられる。

ウランの核分裂の結果、FP ガスがペレット中に生成される。そのほとんどがペレット中に捕獲されているが、一部がペレット外に放出される。第 3-3 図に示した二酸化ウランペレット及びガドリニア入り二酸化ウランペレットの FP ガス放出率データから、高燃焼度域まで高出力で運転された試験燃料棒は FP ガス放出率が高いが、同じく同図に示したように通常レベルで運転された商業炉での燃料棒では、放出率は高燃焼度領域においても高々約 4%程度であり、燃焼に伴う FP ガス放出率の顕著な増大はない。

なお、ペレット密度が増加するとペレット外に通じる開気孔^(注4)の割合が低下し、比表面積が低下するため、リコイル・ノックアウトによる FP ガス放出率は低下する。また、比表面積の低下に伴い、放出経路が少なくなることから、拡散による FP ガス放出率は低下するが、ペレット密度が増加すると FP ガスを捕獲する焼結時の気孔が少なくなることから、結晶粒界への移動が増加し、拡散による FP ガス放出率は増加する。これらより、それぞ

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

(注 2) ノルウェーにある重水減速/冷却型試験炉

(注 3) リコイル(反跳)放出は、ペレットの表面近くで生成した FP ガスが反跳エネルギーによって直接ペレットから燃料棒内に放出されることをいう。また、ノックアウト(はじき出し)放出は、ペレット表面近くにある FP ガスが、核分裂片による衝突等により放出されることをいう。

(注 4) ペレット表面に開口した気孔

れの因子に応じた影響が考えられるが、前述の第3-3図より、ペレット初期密度が違っていてもFPガス放出率に有意な差は見られない。これより、ペレット初期密度を増加させた場合のFPガス放出率の影響は無視できる程度と考えられるため高密度ペレットのFPガス放出モデルは、約95%T.D.ペレットと同じとする。

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

3.2.4 ペレットリム組織化

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

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

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

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

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

込まない。

3.3 耐食性

燃料棒内に組み込まれた二酸化ウランペレットは、充填ガス(ヘリウム)、NDA被覆管、上部プレナムコイルばね(ステンレス鋼)及び押さえ板(ステンレス鋼)と接触しており、被覆管に破損が生じた場合には、1次冷却材と接触する可能性がある。

二酸化ウランとステンレス鋼との反応は安定であり⁽⁸⁾、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⁽⁹⁾ことから、二酸化ウランペレットと上部プレナムコイルばね及び押さえ板とは安定に共存する。

3.3.1 二酸化ウランペレットと NDA 被覆管との反応

ジルコニウム基合金と二酸化ウランが接触した場合、照射により過剰になった二酸化ウラン中の酸素がジルコニウム中に拡散し、被覆管内面酸化膜(ZrO_2)が形成される。さらに、両者が強く接触するようになるとジルコニウム酸化層へのウランの拡散により、ジルコニウム酸化層は $(Zr,U)O_2$ 固溶体となり、これがボンディング層を形成して、強固なペレット-被覆管の固着の原因となる⁽¹⁰⁾。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。

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⁽²⁾。通常運転中においてペレットと被覆管及び燃料被覆材端栓の接触面の温度が長期間にわたって 500°C を超えないことから、反応は小さいと考えられる。

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

また、ハルデン炉において燃料棒平均燃焼度 55,000MWd/t まで照射された燃料棒の被覆管内面観察によれば、低 Sn ジルカロイ-4 被覆管^(注1)と NDA 被覆管とで、被覆管内面酸化膜の状態に差は認められていない⁽¹¹⁾。また、燃料棒平均燃焼度約 69,000MWd/t まで照射されたジルカロイ-4 被覆管において、過度の内面酸化膜は観察されていない⁽¹²⁾。このことから、想定する照射量の範囲において、NDA 被覆管の内面酸化は燃料棒の健全性を確保する上で影響は小さい。

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

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

3.3.2 二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応

燃料集合体に組み込まれている燃料棒のプレナム部には、燃料棒内を空気からヘリウムに置換し、更にヘリウムが所定の圧力に加圧封入されている。ヘリウムは不活性ガスであり、二酸化ウランペレットと反応することはない。ヘリウム置換後もわずかに空気が燃料棒内に残存するが、前述の工程で製造された燃料棒の照射後試験⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾の結果、二酸化ウランペレットが空気の成分と反応し変化した事象は認められていない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。

3.3.3 二酸化ウランペレットと水との反応

原子炉内使用時に被覆管に貫通欠陥が生じたり、破損を生じたりした場合には、1次冷却材が燃料棒内に浸入し、二酸化ウランペレットとの反応の可能性が考えられる。

二酸化ウランは、酸素対ウラン比が 1.75 から 2.3~2.4 の広い範囲で結晶構造（螢石(CaF₂)型面心立方の結晶構造）に変化がなく、その格子定数測定データから酸素対ウラン比の増加に伴い体積がわずかに減少することが知られている⁽¹⁵⁾。

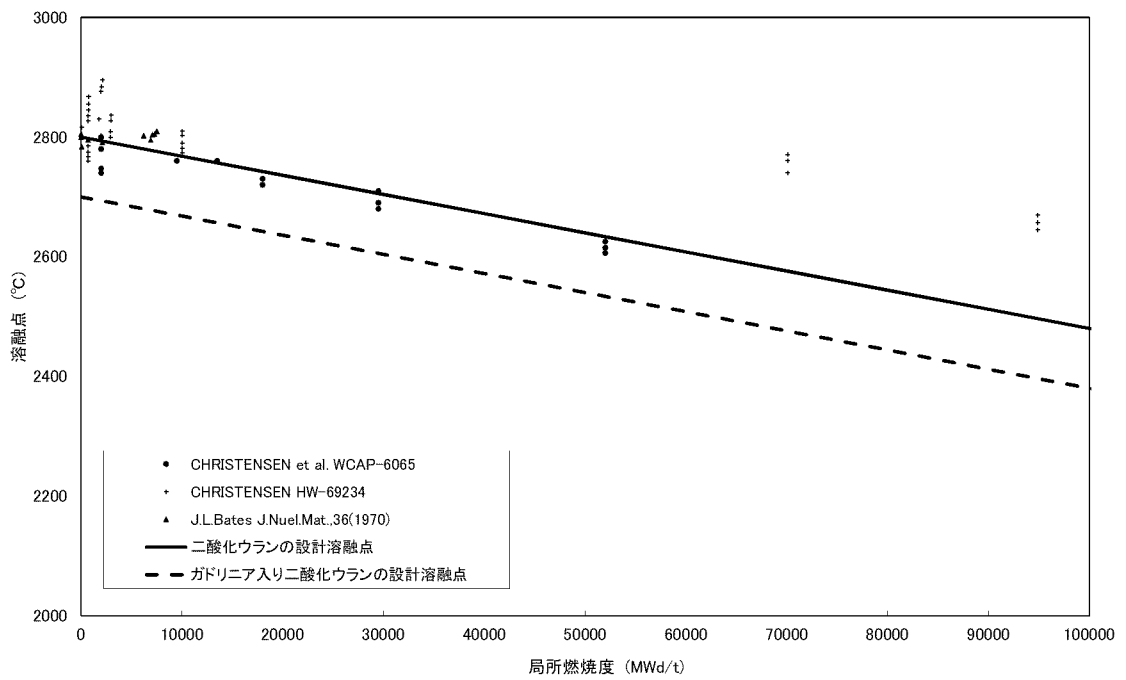
約 340°C の高温水中での二酸化ウランペレットの挙動については、環境水

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

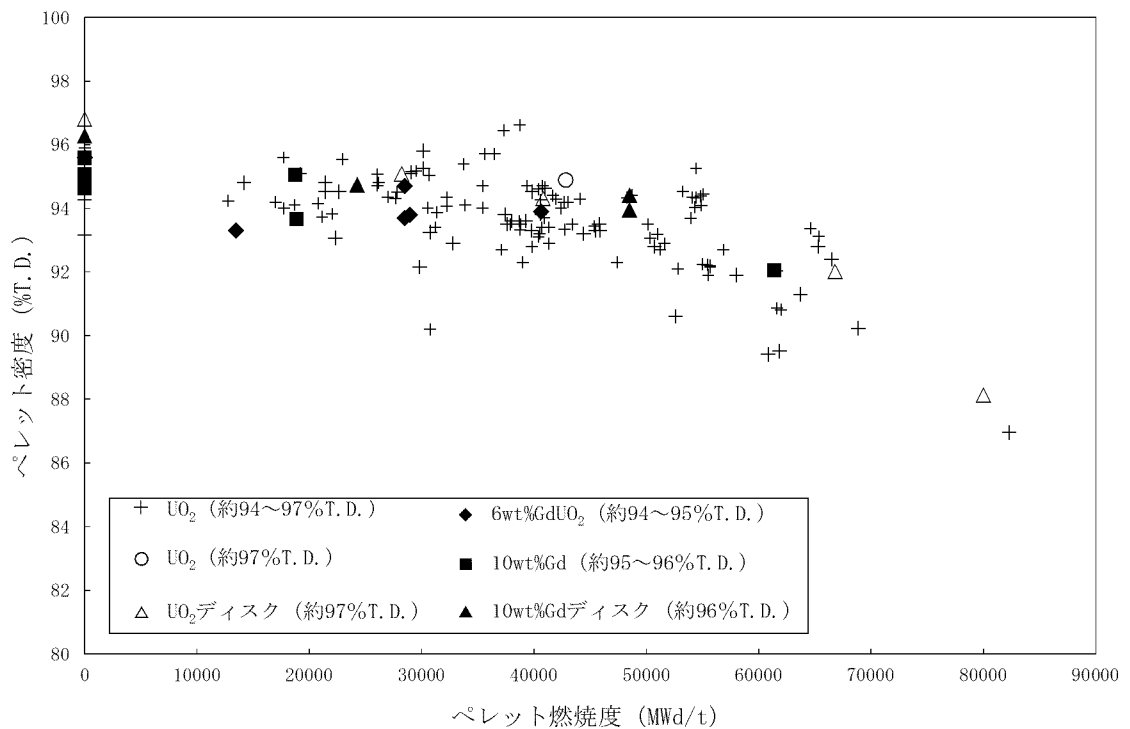
中の溶存酸素量に依存することが明らかにされており、0.01ppm 程度の低酸素量領域では腐食は認められないことが知られている⁽¹⁶⁾。さらに、同様な高温水中での約 1 年間の浸漬試験において、その質量増加は約 0.03% であることが報告されており⁽²⁾、この量は酸素対ウラン比に換算して約 0.005 程度の増加であり、小さい。二酸化ウランペレット密度が高くなっても、結晶構造及び格子定数が変わらないことから、水との反応も約 95%T.D.の二酸化ウランペレットと同等である。したがって酸素対ウラン比がこの程度の変化であれば、ペレットの構造が変化したり、体積が増加することはない。

実際に燃料が使用される 1 次冷却材中の溶存酸素量は 5ppb 以下に管理されており、1 次冷却材中において二酸化ウランペレットと反応しないと考えられる。

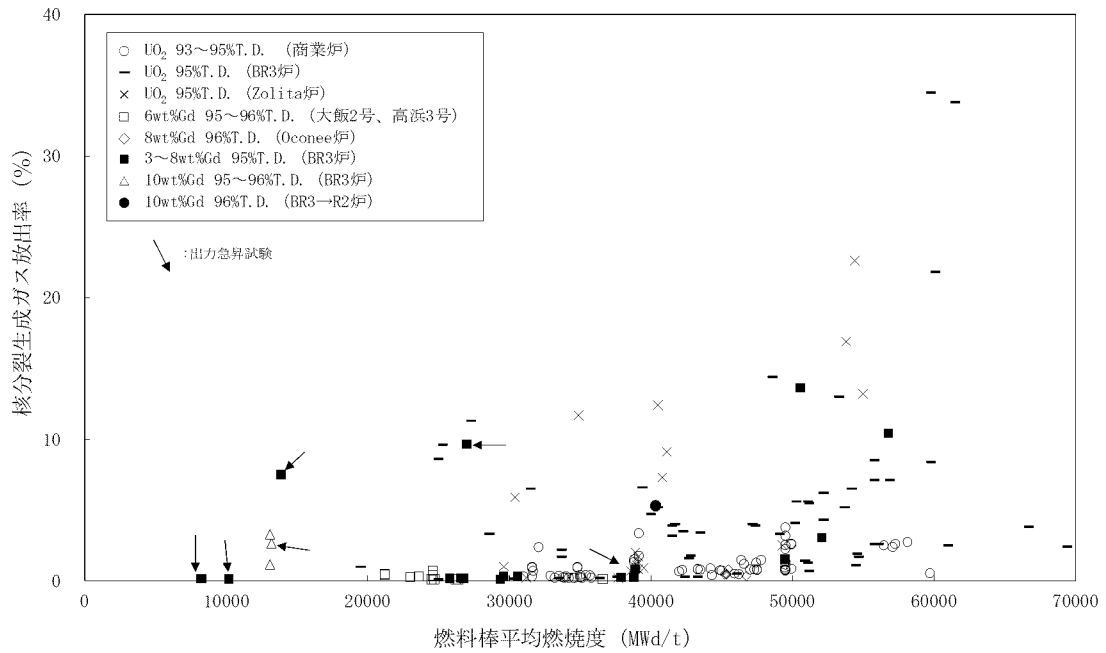
二酸化ウランペレットと 1 次冷却材との化学反応における放射線による影響として、1 次冷却材の放射線分解により発生する酸素が二酸化ウランペレットとの反応を促進させる可能性が考えられるが、PWR では 1 次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制しているため、照射による反応促進への影響はない。



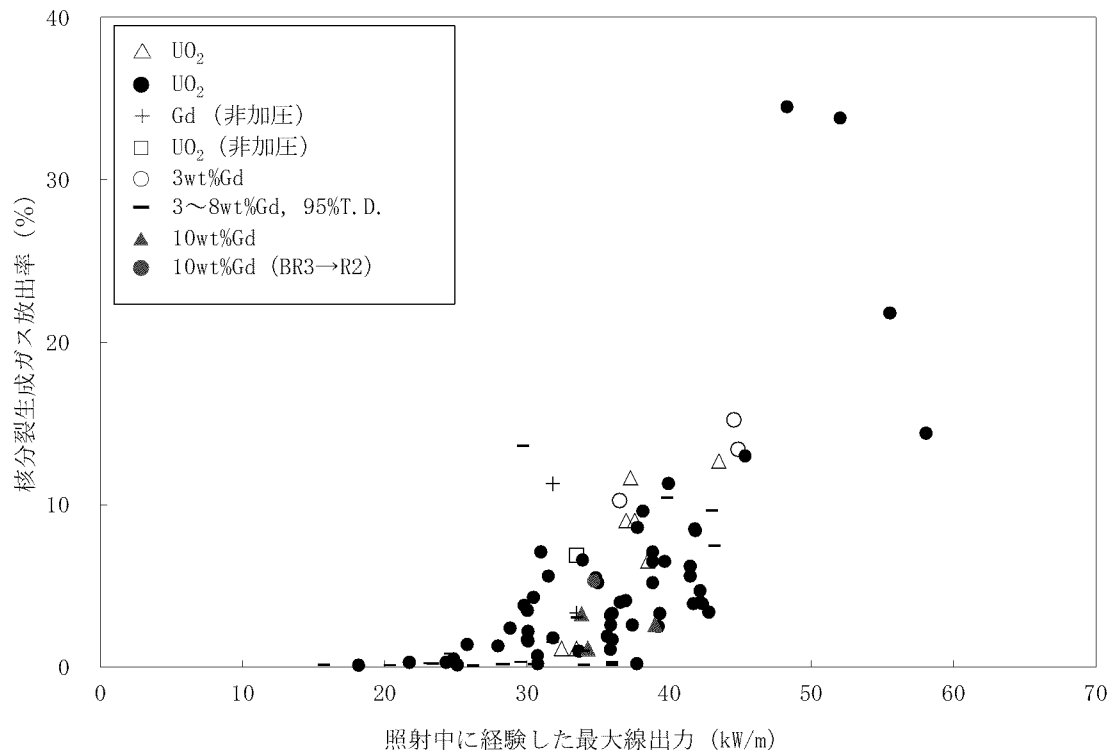
第3-1図 二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランの溶融点(17)(18)(19)



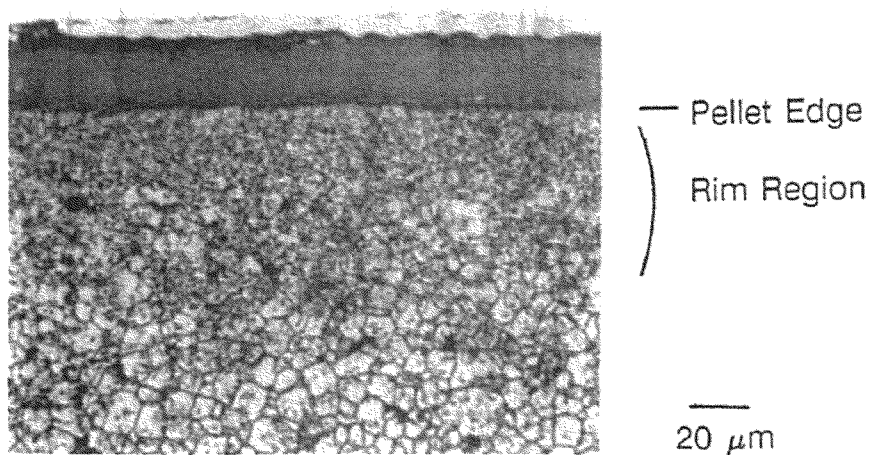
第3-2図 ペレット密度の燃焼に伴う変化(20)



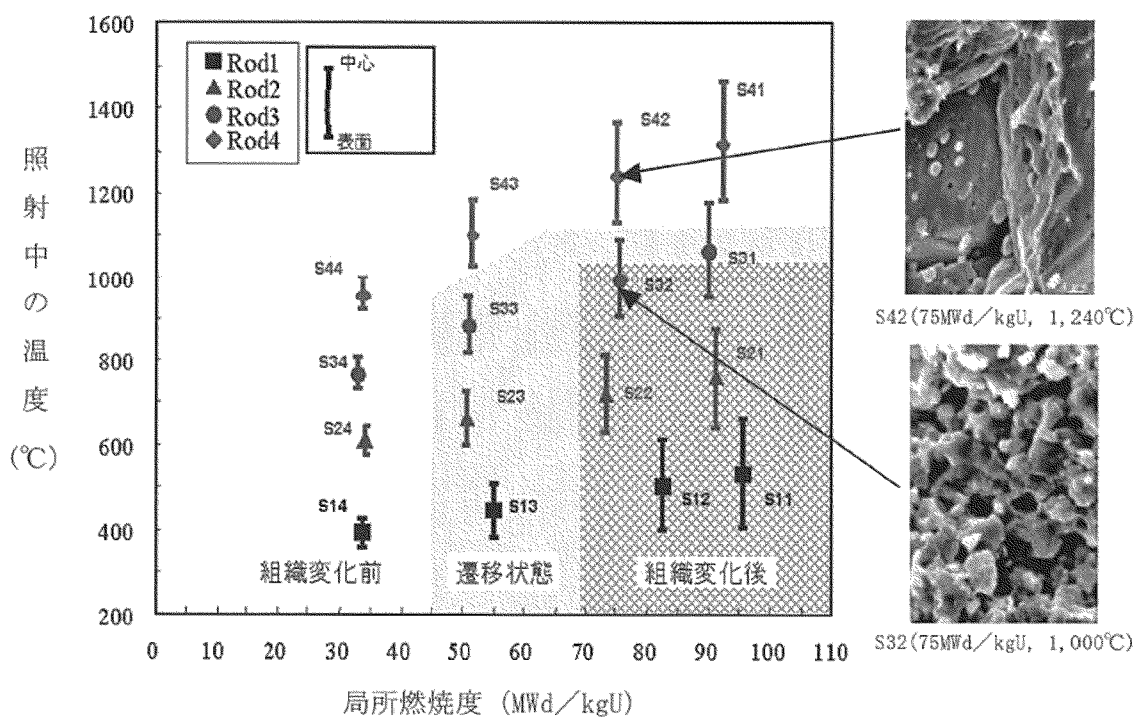
第 3-3 図 (1) 二酸化ウランペレット及びガドリニア入り二酸化ウランペレットの FP ガス放出率⁽²⁰⁾



第 3-3 図 (2) 二酸化ウランペレット及びガドリニア入り二酸化ウランペレットの FP ガス放出率と線出力密度の関係⁽²⁰⁾



第 3-4 図 リム組織金相観察例⁽²¹⁾



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

4. ガドリニア入り二酸化ウラン

4.1 耐熱性

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

ガドリニア入り二酸化ウランの未照射時の溶融点は、ガドリニアの濃度が増加するに従って二酸化ウランの溶融点より低下することが報告されている⁽²³⁾⁽²⁴⁾⁽²⁵⁾。

原子燃料工業の実施した実験では、第4-1図に示すように、Wadaらのデータに近い溶融点を示している⁽²⁰⁾。これら実験結果を考慮し、未照射ガドリニア入り二酸化ウラン（ガドリニア濃度10wt%以下）の設計上の溶融点はWadaらのデータの下限值を基に2,700°Cとする。

また、燃焼による溶融点の低下に関しては、ガドリニア濃度が2wt%までの領域では、U原子とGd原子が置き換った置換型の固溶体であるガドリニア入り二酸化ウランと二酸化ウランは同じ挙動を示している⁽⁴⁾。さらに、ガドリニア濃度が2wt%を超える領域において、ガドリニウムは中性子照射を受けてもほかのガドリニウムの同位体に変化するだけで他元素への変換はなく、結晶構造は変わらないため、ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点の燃焼度依存性は、前記第3-1図に示したとおり、二酸化ウランの場合と同じ傾向を示すと考えられる。

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

ガドリニア入り二酸化ウランペレットでは、燃料寿命初期においてガドリニウムの中性子吸収効果により出力は低く、その後ガドリニウムの燃焼に伴い出力は高くなり、約10,000MWd/tにおいて最大出力となる。このときの溶融点は約2,660°Cとなる。

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

燃料棒の設計及び炉心の熱水力設計に当たっては燃料中心最高温度が、ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満となるようにする。

4.2 耐放射線性

ガドリニア入り二酸化ウランペレットの照射に伴う密度変化を二酸化ウランペレットの密度変化と併せて前記第 3-2 図に示す。約 10wt%のガドリニアの添加によってもペレット焼きしまり及びスエリング挙動に大差なく、二酸化ウランペレットと同等な照射挙動である。

また、高出力で高燃焼度まで運転された BR3 炉^(注1) 及び ZORITA 炉^(注2) での試験燃料棒、及び商業炉において通常レベルで運転された燃料棒等の FP ガス放出率を前記第 3-3 図(1)に示す。ガドリニア入り二酸化ウランペレットでは、ガドリニア添加によるペレット熱伝導率低下からペレット温度上昇等が FP ガス放出挙動に影響すると考えられるが、ガドリニア添加により FP ガス放出率が過大とはなっていない。さらに、同図で 10wt%ガドリニア入り二酸化ウランペレットに関しては放出率が大きめであるが、照射中に経験した最大線出力密度で整理した前記第 3-3 図(2)に示すように、この当該ペレットは二酸化ウラン燃料棒の FP ガス放出率が増加している出力を経験していることから出力の影響と判断できる。なお、3.2 項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合に、焼きしまりは小さくなるが、スエリング率への影響はなく、FP ガス放出への影響も無視できる程度と考えられる。以上より、高密度ペレットにおいてはスエリング率及び FP ガス放出モデルは約 95%T.D.ペレットと同じとし、焼きしまりが小さいことを計算モデルに組み込んで(添付資料 3「強度に関する説明書」の 3.2.2 項(2)c.に示す。) 設計評価に反映している。

4.3 耐食性

燃料棒内に組み込まれたガドリニア入り二酸化ウランペレットは、充填ガス、NDA 被覆管、上部プレナムコイルばね及び押さえ板と接触しており、被覆管に破損が生じた場合には、1 次冷却材と接触する可能性がある。これらの内、ペレットと上部プレナムコイルばね及び押さえ板との反応は二酸化ウランと同等と考えられる。

4.3.1 ガドリニア入り二酸化ウランペレットと NDA 被覆管との反応

ガドリニア入り二酸化ウランは、4.1 項で述べたように置換型固溶体を形成して安定である。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒について、原子燃料

(注 1) ベルギーにある 3 ループ型 PWR 商業炉

(注 2) スペインにある 1 ループ型 PWR 商業炉

工業製燃料に対して実施した照射試験結果では、二酸化ウラン燃料棒に比べて被覆管内面酸化の増加は観察されていない⁽²⁶⁾。したがって、ガドリニア入り二酸化ウランペレットと NDA 被覆管との反応は、二酸化ウランペレットと NDA 被覆管が安定に共存する場合と大差はない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。

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

4.3.2 ガドリニア入り二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応

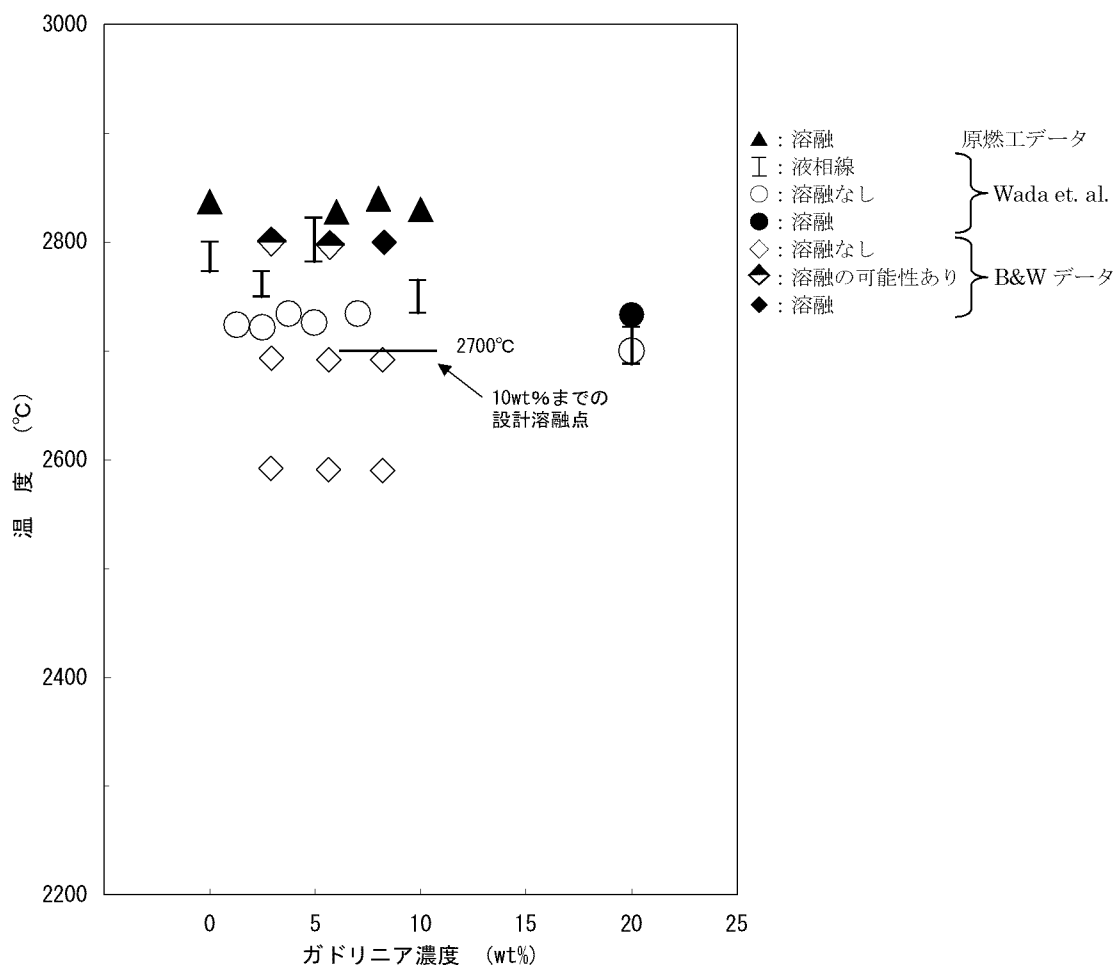
3.3.2 項で述べたとおり、ヘリウムは不活性ガスであり、ガドリニア入り二酸化ウランと反応しない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。

4.3.3 ガドリニア入り二酸化ウランペレットと水との反応

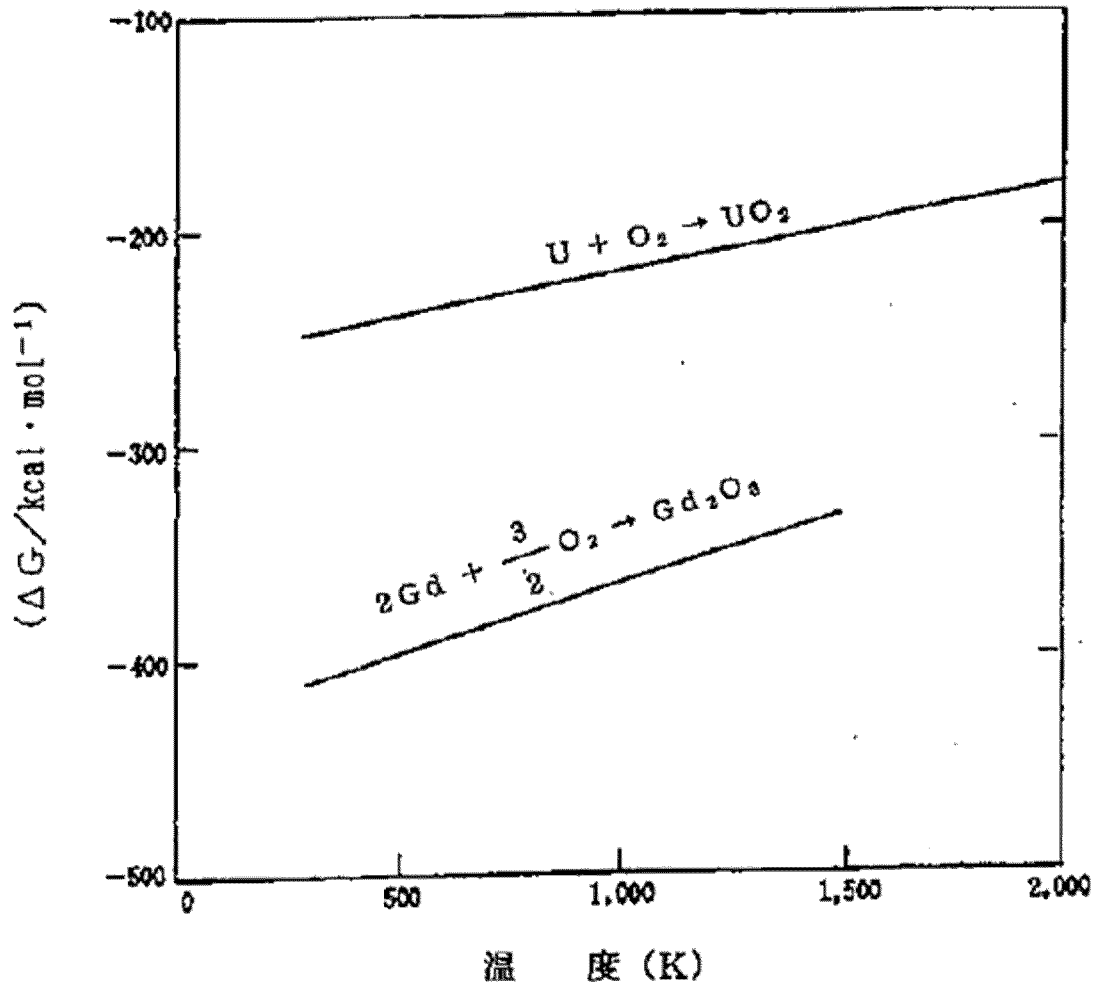
原子炉内使用時に被覆管に貫通欠陥が生じたり、破損を生じたりした場合には 1 次冷却材が燃料棒内に侵入するが、ガドリニア入り二酸化ウランペレットを約 300°C の高温水中に 100 時間以上浸漬しても質量変化、寸法変化はない⁽²⁷⁾ことが確かめられている。

ガドリニア(Gd_2O_3)と水との反応を考えると、第 4-2 図に示すようにガドリニアの標準自由エネルギーは二酸化ウランのそれより小さく、ガドリニアが二酸化ウランより化合物として安定であり、二酸化ウランより高温水と反応することはない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。

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



第4-1図 ガドリニア入り二酸化ウランペレットの溶融点(20)



第 4-2 図 二酸化ウラン及びガドリニアの生成自由エネルギー

5. Sn-Fe-Cr-Nb-Ni 系ジルコニウム基合金 (NDA)

NDA 被覆管は「実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則 (平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 7 号)」(以下「原子力規制委員会規則第 7 号」という。) 第 8 条に規定されていない材料であったことから、原子力規制委員会規則第 7 号第 3 条の規定に基づき、特殊加工認可を取得している (平成 18・05・12 原第 20 号)。

NDA 被覆管を本申請の燃料集合体に使用する場合には、以下に示すこれらの特性を適切に反映して燃料集合体の設計を行う必要がある。

なお、本添付資料中に示す NDA 被覆管の照射挙動データには、NDA と NDA-RT の 2 種類のデータがあり、前者は通常組織管、後者は集合組織調整管を指している。集合組織調整管は、被覆管の圧延工程を調整することによって、ジルコニウムの稠密六方晶 C 軸^(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。

5.1 耐熱性

ジルカロイ-4 の溶融点は 1,782°C であり、結晶構造が 820°C で α 相から ($\alpha+\beta$) 相へ、また、958°C で ($\alpha+\beta$) 相から β 相に変態する⁽²⁰⁾。

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

NDA の溶融点及び相変態温度の測定結果を第 5-1 表及び第 5-2 表に示すように、NDA の溶融点は 1,796°C、 α 相から ($\alpha+\beta$) 相及び ($\alpha+\beta$) 相から β 相への相変態温度はそれぞれ 802°C 及び 937°C であり、いずれも被覆管の異常な過渡変化時の最高温度 (約 °C 以下) よりもかなり高いので、プラントの使用条件の下で溶融あるいは相変態が生じることはない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融あるいは相変態が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

5.2 耐放射線性

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

α 線及び β 線のような荷電粒子は、金属中を通り抜けるとき、電氣的な相互

(注 1) 稠密六方晶に垂直な軸

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、NDA被覆管の照射損傷に与える影響は軽微である。

核分裂片は、その飛程が限定された近距離にしか及ばないため、二酸化ウラン燃料の表面で起こった核分裂だけが被覆管の内表面にしか作用せず、事実上の照射損傷を与えない。

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

したがって、NDA被覆管の照射損傷の影響を受ける以下の特性においては、高速中性子の影響に着目すればよい。

5.2.1 機械的性質

機械特性への影響因子としては、照射脆化と水素脆化が考えられる。照射脆化は照射欠陥の蓄積（濃度）によるが、これは高速中性子束、被覆管温度及び時間に依存する。実機原子炉内照射では高速中性子束と被覆管温度は通常運転状態ではほぼ一定であり、欠陥の蓄積と温度による回復が平衡状態になるため、ある照射量以上では照射脆化の著しい変化はないと考えられる。NDA被覆管の引張試験結果を第5-1図に示す。引張強さ及び耐力^(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ず、ジルカロイ-4被覆管と同等である。また、破断伸びは、照射初期に低下した後には照射量によらず著しい変化がなく、ジルカロイ-4被覆管と同等である。その他の材料物性においても、原子炉安全小委員会においてジルカロイ-4被覆管と同等⁽²⁸⁾であることが確認されている。

なお、ジルカロイ-2材ではあるが、高速中性子照射量 $27\sim 32 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)まで十分な延性が確保されているとの報告例もある⁽²⁹⁾。

(注1) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

また、水素脆化については、水素を吸収させた未照射材での引張試験結果を第 5-2 図に示すが、ジルカロイ-4 被覆管と同様に水素吸収量が少なくとも約 800ppm まで NDA 被覆管の機械特性は変わらない。照射材については、第 5-3 図に示すとおりジルカロイ-4 被覆管で約 800ppm までは破断伸びが 1%以上あり、延性が確保されていること、NDA 被覆管は上述のとおり、未照射材で水素吸収による機械特性への影響がジルカロイ-4 被覆管と同等であることから、照射材についてもジルカロイ-4 被覆管と同様に本申請の燃料集合体の使用範囲まで機械特性は変わらない。以上より、NDA 被覆管の応力及びひずみに対する設計基準や材料物性はジルカロイ-4 被覆管と同じとして設計評価する。

5.2.2 疲労特性

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

5.2.3 クリープ^(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 5-5 図に示すが、約 20,000MWd/t 程度までの低燃焼度域の外径減少より、NDA 被覆管を採用した燃料棒の照射による外径変化は、低 Sn ジルカロイ-4 被覆管を採用した燃料棒のそれと同等となっている。被覆管クリープは、転位（材料に元々ある結晶格子のずれ）の移動によるものであるが、ジルコニウム中に固溶している Sn,Nb は転位を捕獲し、その動きを抑制する。NDA 被覆管と低 Sn ジルカロイ-4 被覆管のクリープ特性が同等であることは、NDA 被覆管中の固溶 Sn 及び固溶 Nb によるクリープを抑制する効果が、低 Sn ジルカロイ-4 被覆管の固溶 Sn によるそれと同程度の効果であることを示している⁽²⁰⁾。以上より、NDA 被覆管のクリープ特性は低 Sn ジルカロイ-4 被覆管

(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

と同じとして計算モデルに組み込んで（添付資料 3「強度に関する説明書」の 3.2.2 項(3)d.に示す。）設計評価に反映している。

5.2.4 照射成長^(注1)

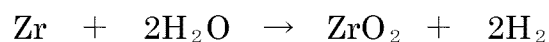
照射成長の支配要因は、ジルコニウム中の稠密六方晶（ α 相）の向きが比較的揃った組織において中性子照射で生じる格子欠陥のうち、空孔は六方晶底面へ、格子間原子は柱面へ選択的に集まるためと言われている。第 5-6 図に示すように、NDA 被覆管とジルカロイ-4 被覆管の照射成長は、ともに高燃焼度域まで高速中性子照射量にほぼ比例している。また、NDA 被覆管の照射成長はジルカロイ-4 被覆管と比較して小さくなっており、この傾向は比較的高燃焼度領域まで認められる。NDA 被覆管に含まれている Nb は照射欠陥の動きを抑制するため、照射成長は小さくなる傾向にあると考えられる。

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

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

5.3 耐食性

NDA 被覆管が 1 次冷却材と接触すると、ジルカロイ-4 被覆管と同様に、



の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。

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

(注 1) 無応力状態でも高速中性子照射によって特定の方向に成長し、他の方向に収縮して体積変化を伴わない現象

5.3.1 酸化腐食による影響

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

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

したがって、NDA 被覆管の腐食挙動はジルカロイ-4 被覆管と同様であり、腐食が急激に増加する領域でも耐食性の向上が維持されることから、本申請の燃料集合体の使用範囲まで NDA 被覆管の耐食性の向上が維持されると考えられ、これらの挙動を計算モデルに組み込んで（添付資料 3「強度に関する説明書」の 3.4.3 項に示す。）設計評価に反映している。

5.3.2 水素吸収による影響

ジルコニウムと水との反応で発生した水素の一部は、被覆管に吸収される。被覆管の原子炉内での水素吸収量と酸化膜厚さの関係を第 5-9 図に示すが、NDA 被覆管の水素吸収量と酸化膜厚さとはジルカロイ-4 被覆管と同様に良い相関がある。酸化膜厚さと水素吸収率（酸化反応で生じた水素量に対する被覆管金属部に吸収された水素量の割合）の関係を第 5-10 図に示す。NDA 被覆管の水素吸収特性は、ジルカロイ-4 被覆管のそれと同等である⁽²⁰⁾。これは酸化膜を透過する水素量及び金属部に吸収される水素吸収量が被覆管の種類（ジルカロイ-4 被覆管及び NDA 被覆管）によらないためと考えられる。

したがって、NDA 被覆管の水素吸収率は腐食により発生した水素の一部が酸化膜厚さに応じてある割合で被覆管に取り込まれること、及びその割合

は NDA 被覆管とジルカロイ-4 被覆管で同等であることから、これらの挙動を計算モデルに組み込んで（添付資料 3「強度に関する説明書」の 3.4.3 項に示す。）設計評価に反映している。

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

5.4 その他の性能

5.4.1 耐 PCI 性

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

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

5.4.2 耐摩耗性

原子炉内では、燃料棒の流動振動による支持格子との接触部で、被覆管の摩耗が発生する可能性がある。被覆管の硬さの測定結果を第 5-3 表に示す。この表から分かるように NDA 被覆管の硬さはジルカロイ-4 被覆管の硬さと同じであり、支持格子と被覆管の接触による摩耗は被覆管材料 (ジルカロイ-4 被覆管及び NDA 被覆管) によらず同等である。以上より、NDA 被覆管の摩耗はジルカロイ-4 被覆管と同じとする。

5.4.3 高温特性

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

第5-1表 NDAの溶融点測定結果⁽²⁰⁾

(単位：℃)

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

第5-2表 NDAの相変態温度測定結果⁽²⁰⁾

(単位：℃)

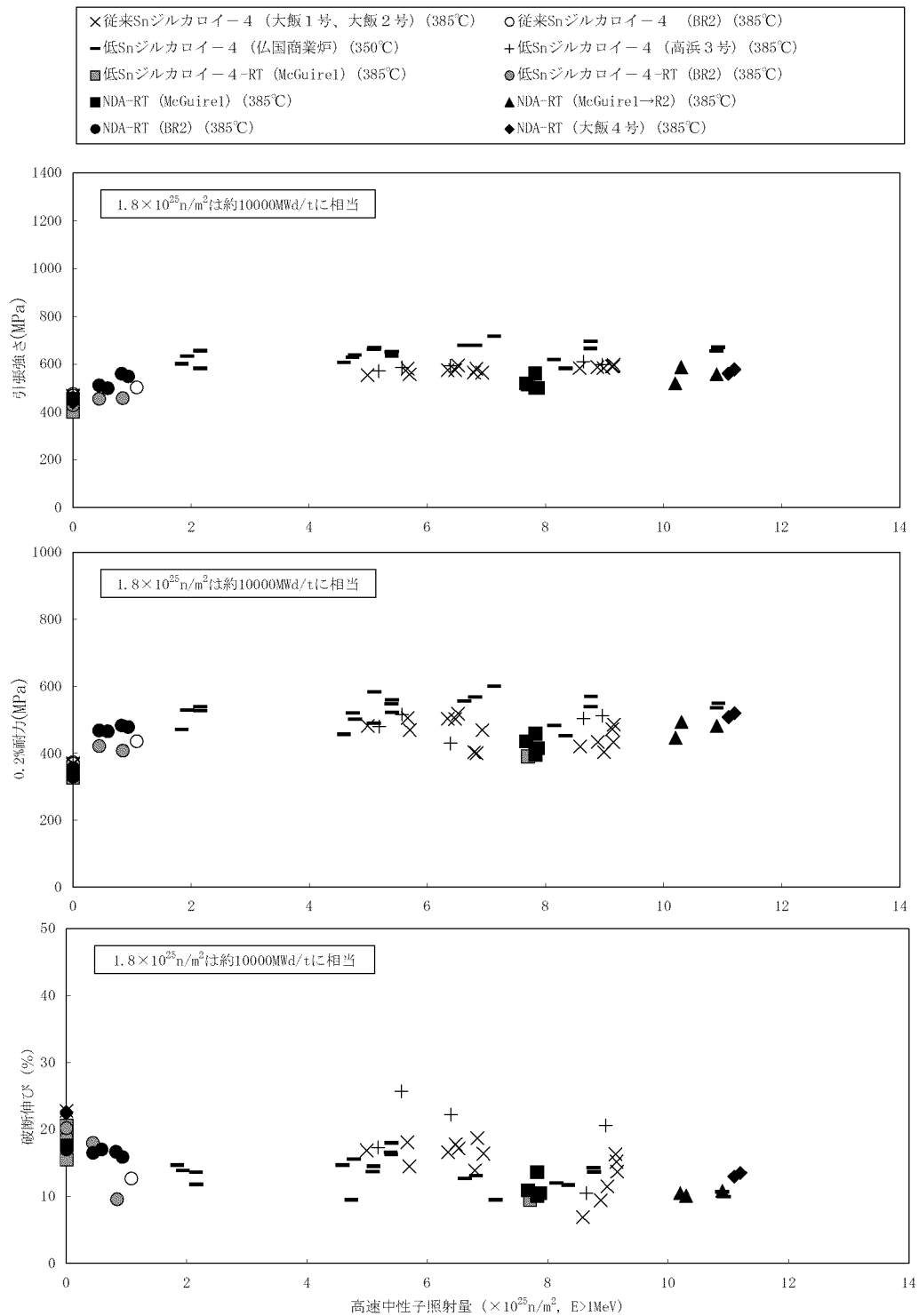
種類	$\alpha \rightarrow \alpha + \beta$	$\alpha + \beta \rightarrow \beta$
NDA	802	937
ジルカロイ-4 (参考)	820	958

第5-3表 NDA被覆管の硬さの測定結果⁽²⁰⁾

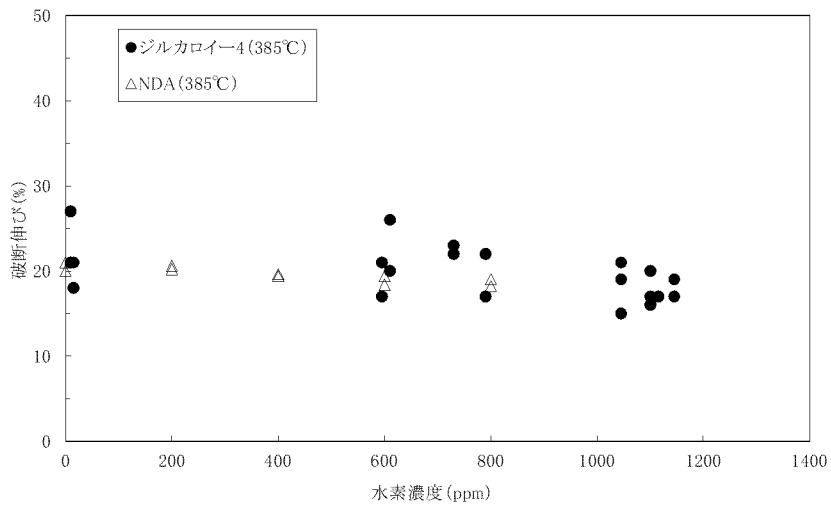
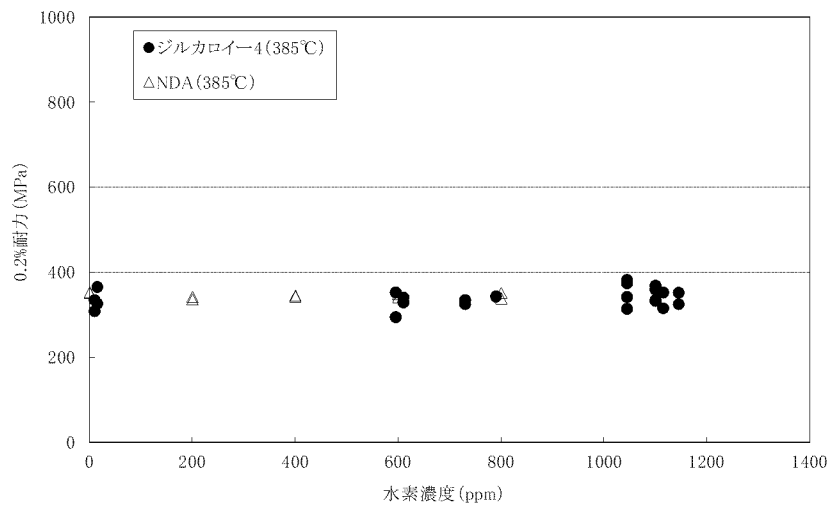
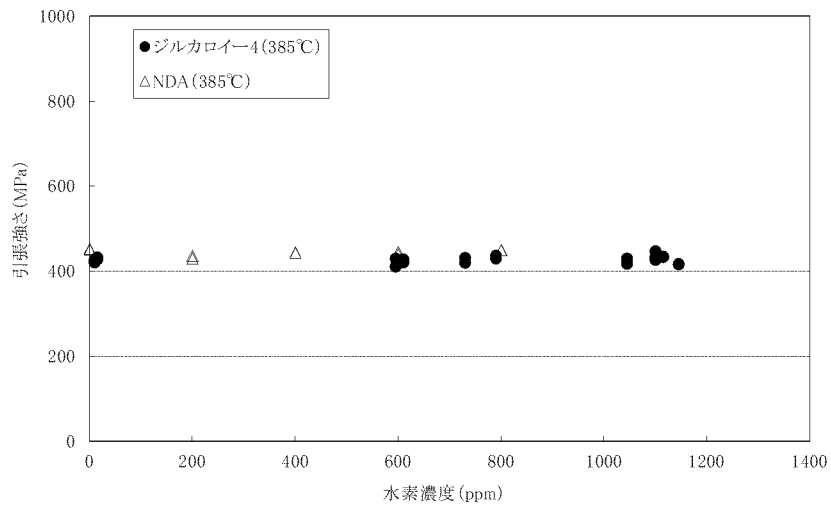
(単位：HV (ビッカース硬さ値))

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

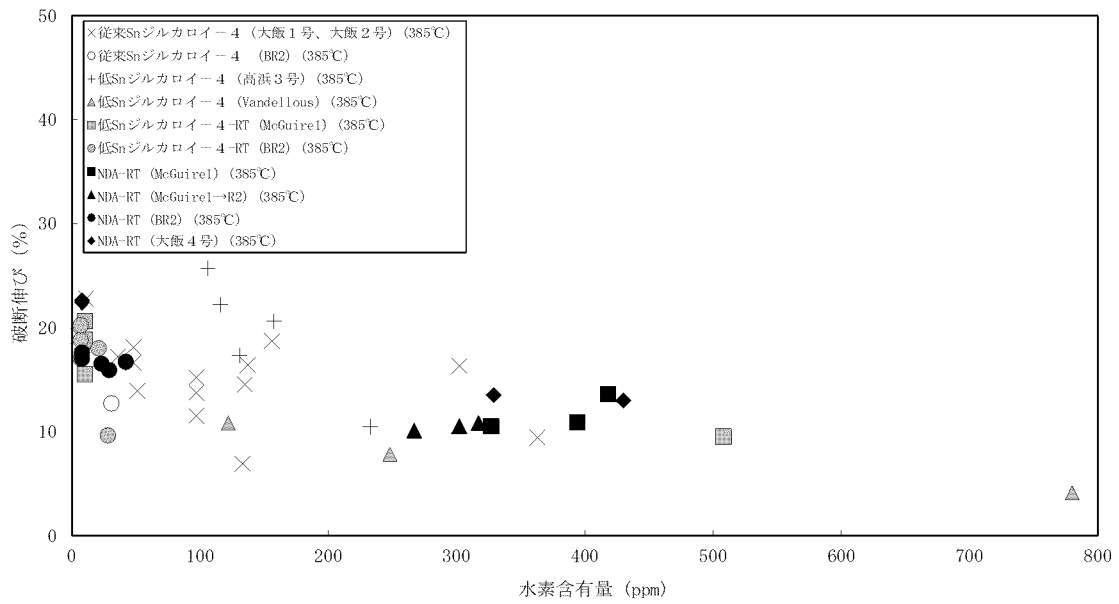
(注1) HV0.2：ビッカース硬さ試験力0.2kgf



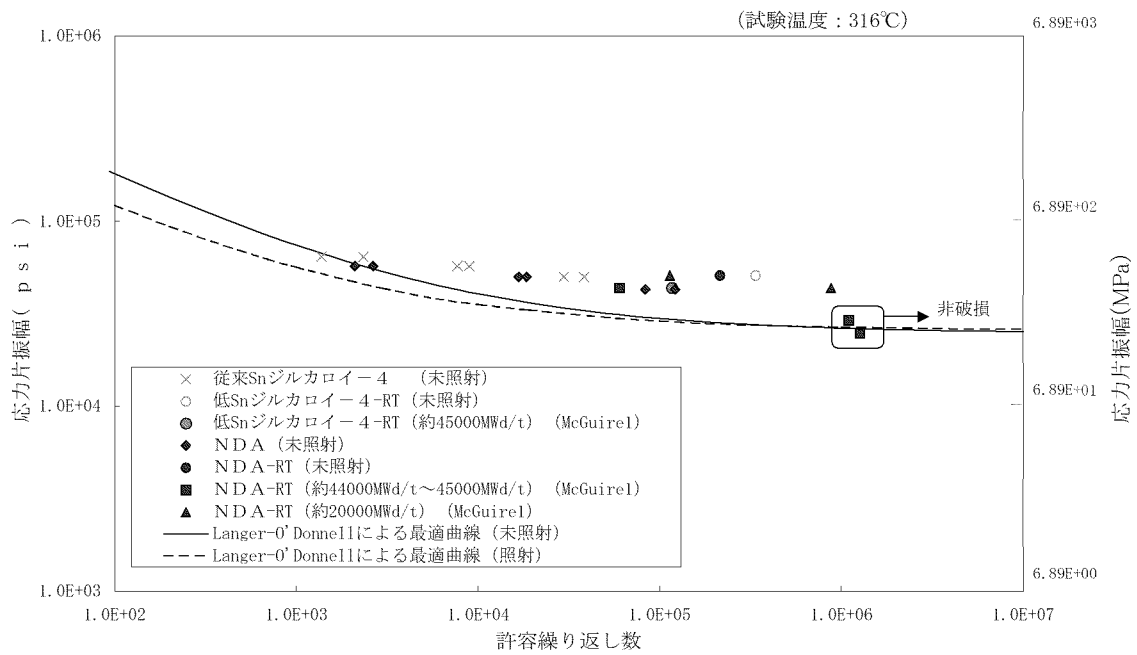
第5-1図 NDA被覆管の機械特性⁽²⁰⁾



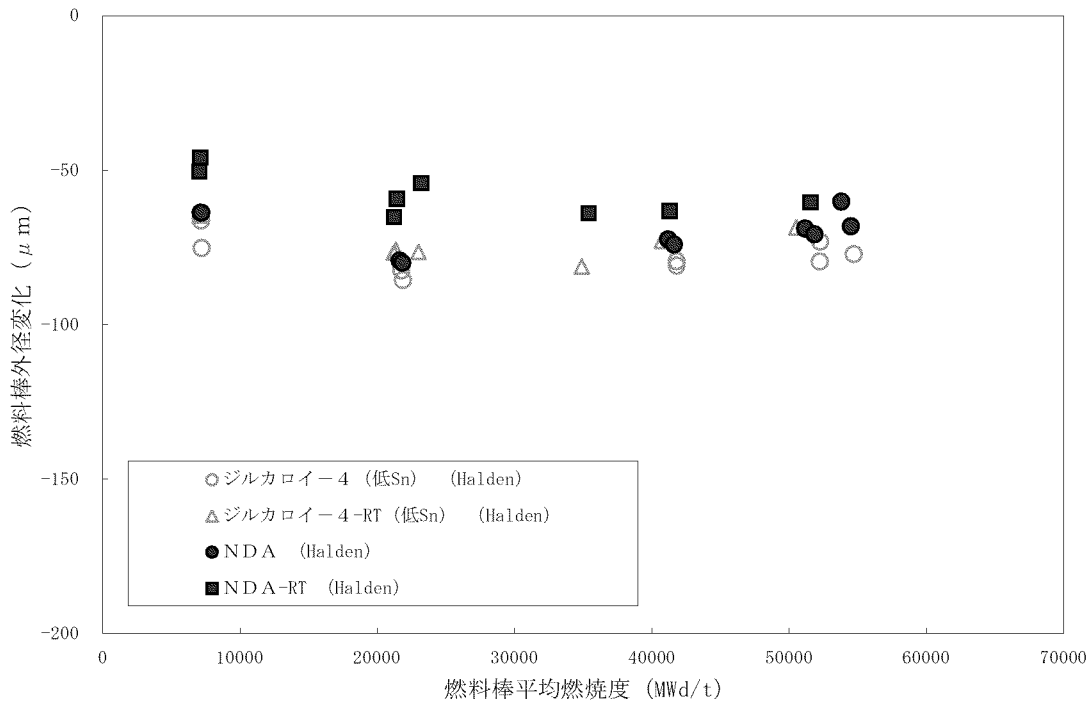
第5-2図 未照射 NDA 被覆管の機械特性と水素濃度の関係⁽²⁰⁾



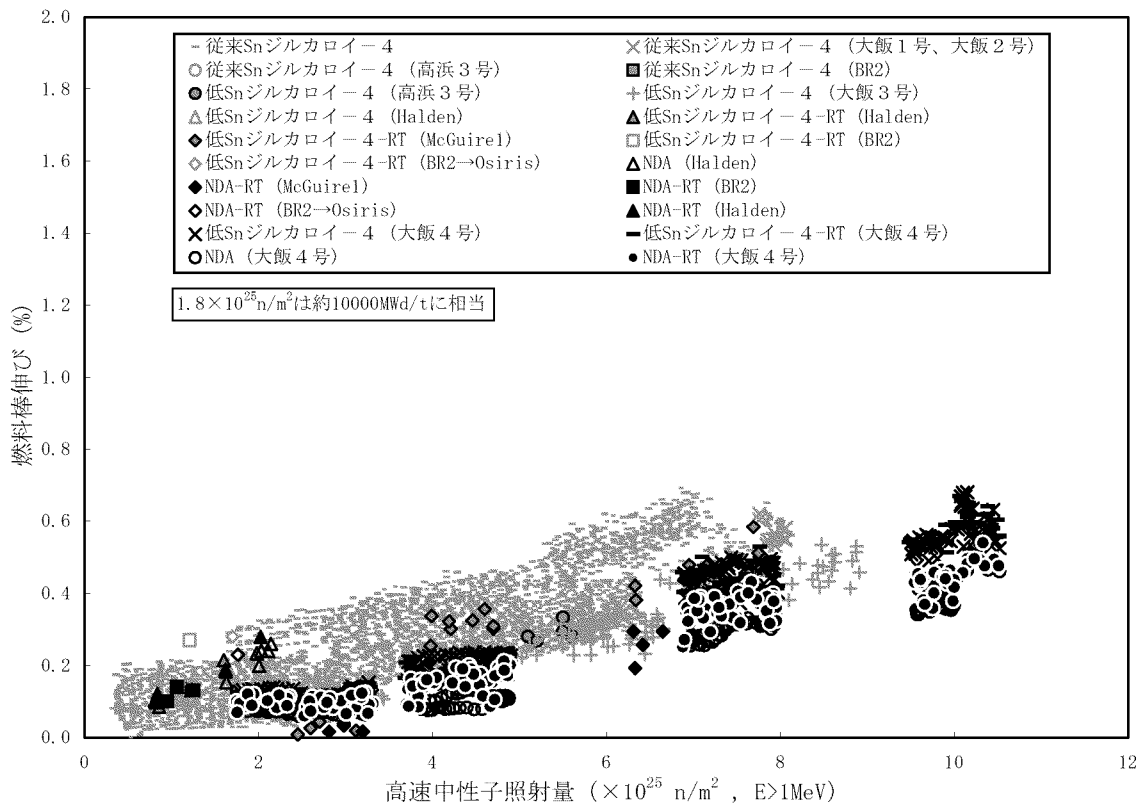
第5-3図 被覆管水素濃度と破断伸びの関係(9)(20)



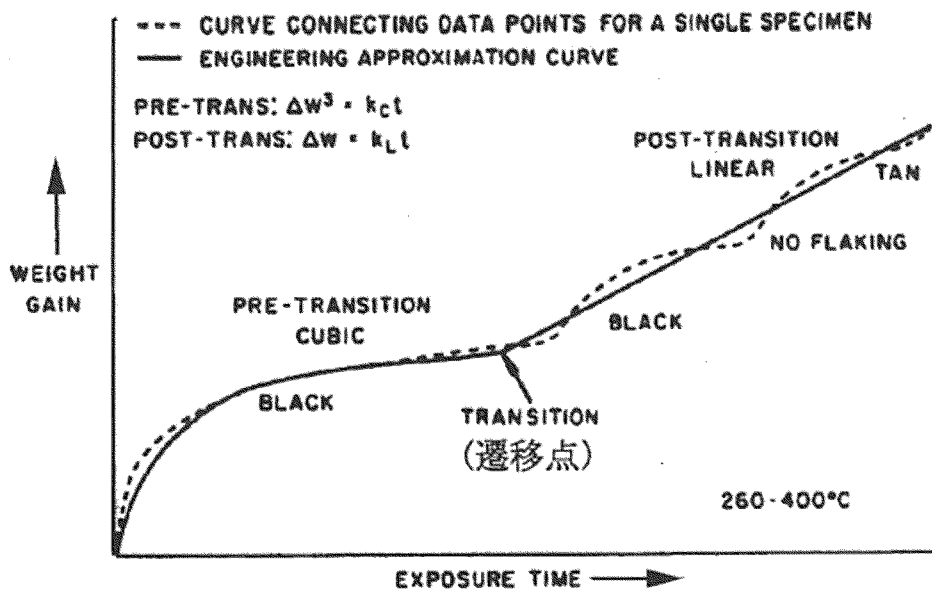
第5-4図 NDA 被覆管の疲労強度(20)



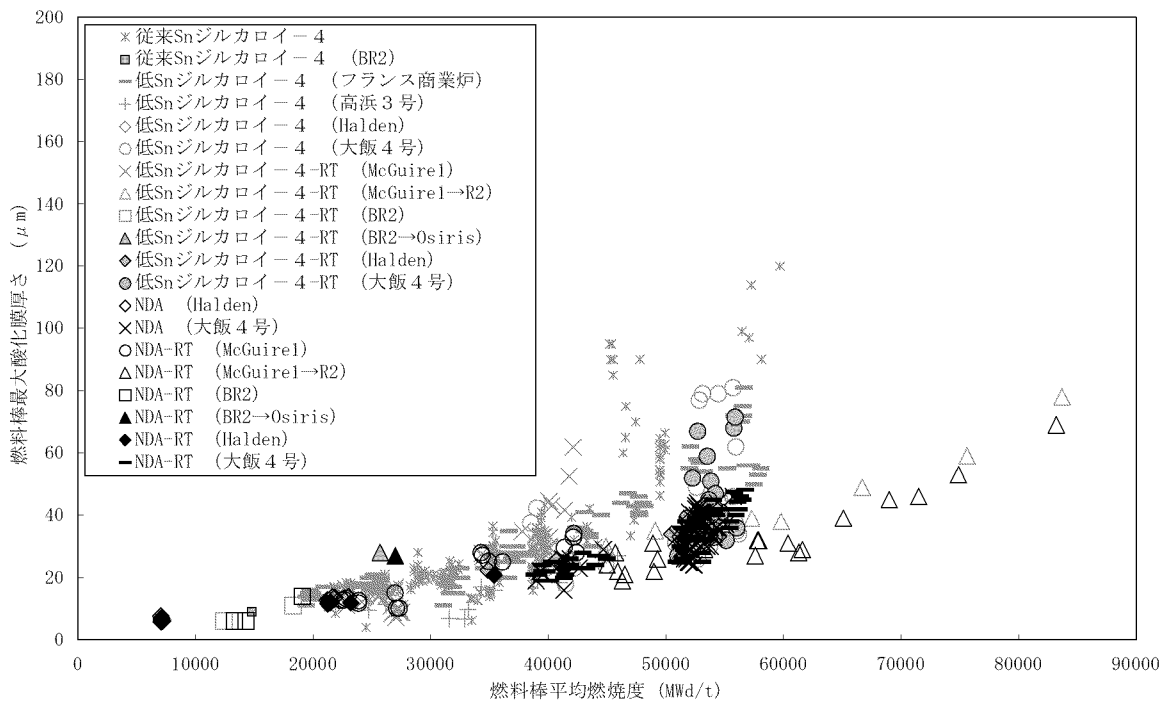
第5-5図 燃料棒外径変化 (実機照射セグメント燃料棒) (20)



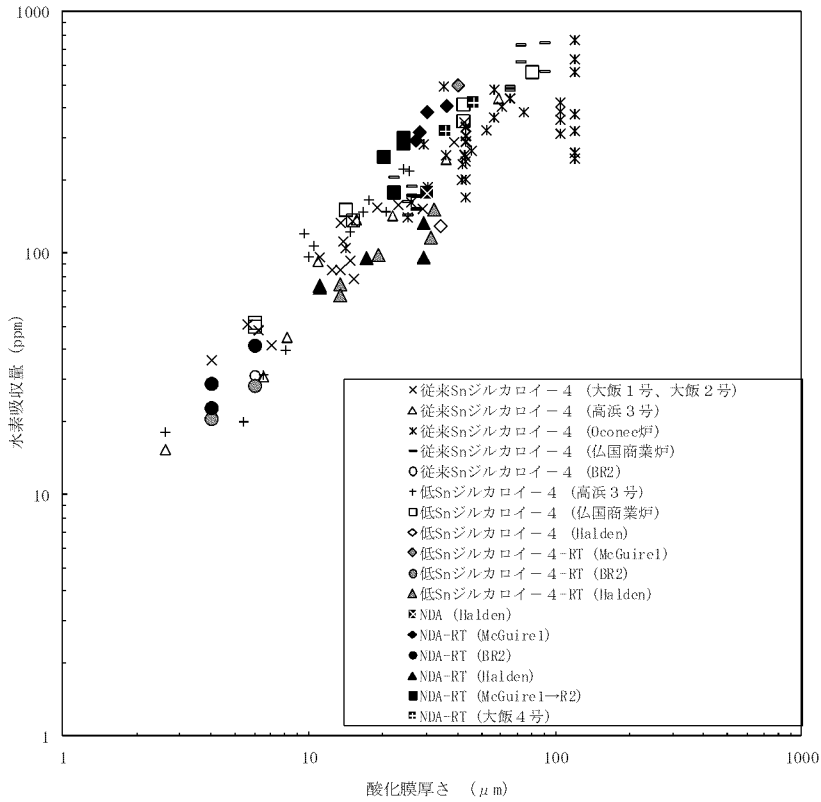
第5-6図 NDA被覆管の照射成長(20)



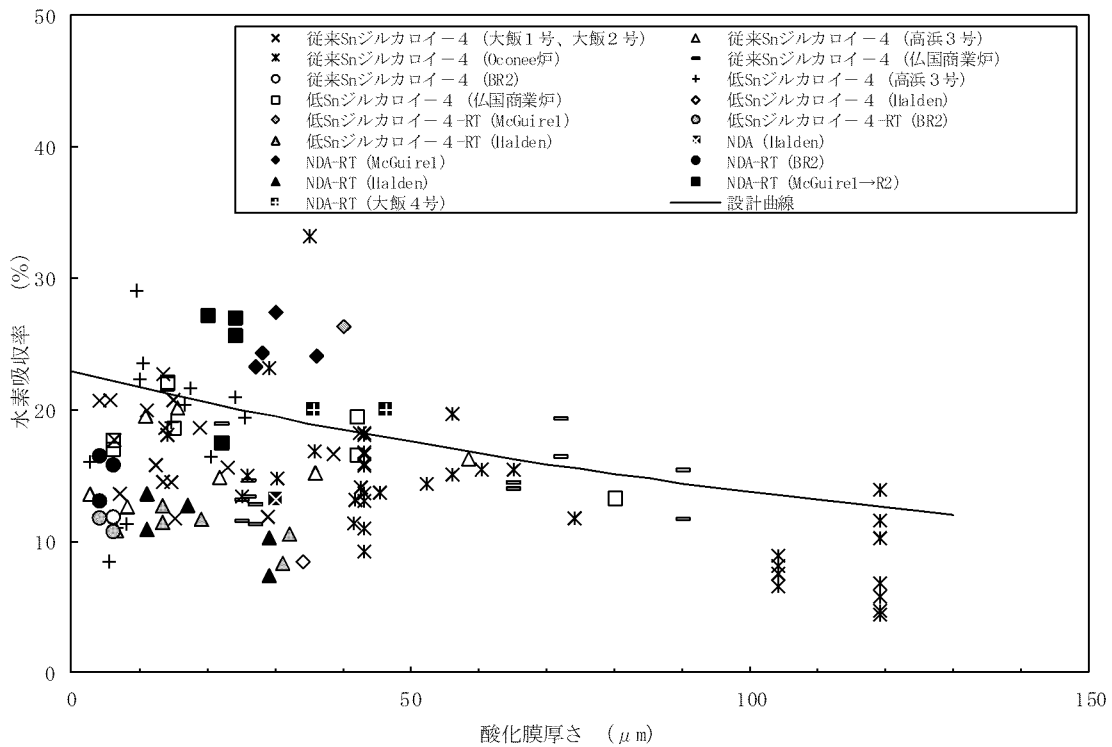
第5-7図 炉外腐食試験におけるジルカロイ-2とジルカロイ-4の典型的な腐食増量曲線⁽³⁰⁾



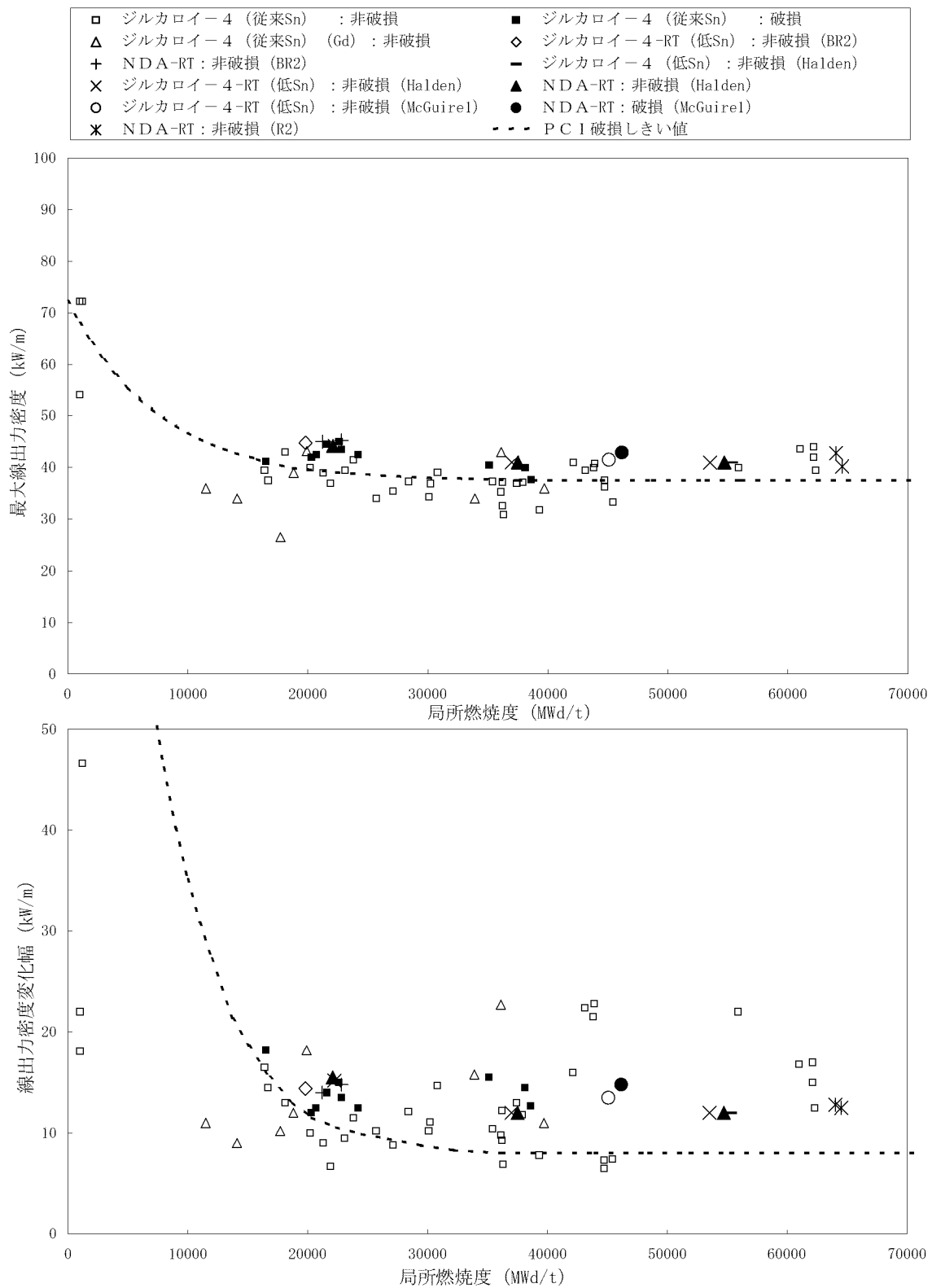
第5-8図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さ⁽²⁰⁾



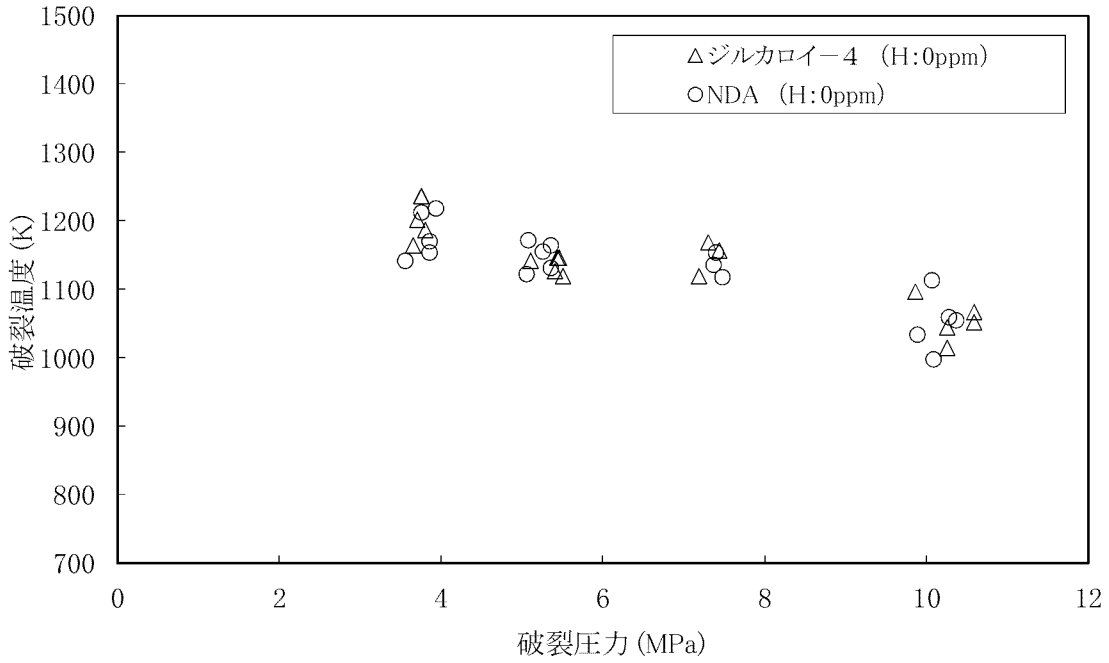
第5-9図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さと水素吸収量の関係⁽²⁰⁾



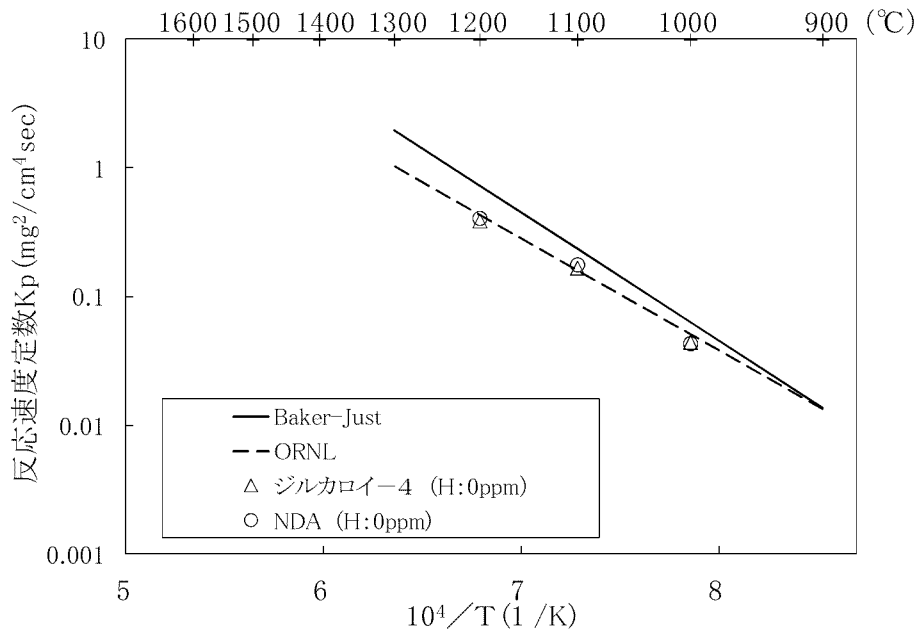
第5-10図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さと水素吸収率の関係⁽²⁰⁾



第5-11図 NDA被覆管の耐PCI性⁽²⁰⁾



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



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

6. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金（ジルカロイ-4）

6.1 耐熱性

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

6.2 耐放射線性

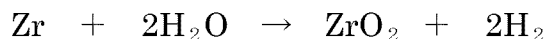
高速中性子の照射によりジルカロイ-4 材料内には格子欠陥が生じる。材料の機械的特性は金属内の転位の運動と関係するため、照射により生じた欠陥の影響を受ける。一般に、欠陥が転位の運動を妨げるため、強度が増加し、延性が低下すると考えられている。

ジルカロイ-4 材の案内シムルが高速中性子により照射されたときの機械特性に関するデータを第 6-1 図に示す。これより、引張強さ、耐力は、高速中性子照射によって照射初期に増加するが、照射量の増加とともに著しい変化がなくなる傾向にある。また、破断伸びは、高速中性子照射により減少するが、その後は著しい変化がなくなる傾向にある。また、弾性率やポアソン比は格子欠陥の影響をあまり受けないため、照射によりほとんど変化しない。

なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シムル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーは案内シムルと同じジルカロイ-4 材で構成され、高速中性子照射量は案内シムルと同等であり、放射線照射の影響も同等と考えられる。

6.3 耐食性

ジルカロイ-4 からなる構成部材は 1 次冷却材と接触しているので、



の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。

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

6.3.1 酸化腐食による影響

実機で照射された案内シンプルの腐食データを第 6-2 図に示すが、酸化膜厚さは燃焼とともに増加する傾向を示している。第 6-2 図で照射データを包絡した条件で燃焼度約 55,000MWd/t（燃料集合体平均）の腐食量を予測すると、酸化膜厚さは約 30 μm となり、反応厚さでみると、約 19 μm である^(注1)。これは案内シンプル肉厚の 5%程度となり、機械的健全性の観点から目安としている 10%減肉以下であることから、この程度の酸化腐食ではジルカロイの機械的特性には影響しないと考えられる。

なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーはジルカロイ-4 材で構成されるが、いずれも案内シンプルと温度条件は同程度であるので腐食挙動は案内シンプルと同等であると考えられる。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。

6.3.2 水素吸収による影響

ジルコニウムと水との反応で発生した水素の一部は、母材に吸収される。実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データを第 6-3 図に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加する傾向を示している。第 6-3 図で照射データを包絡した条件で燃焼度約 55,000MWd/t（燃料集合体平均）の水素吸収量を予測すると、水素吸収量は約 300ppm となるが、再結晶焼鈍されたジルカロイ-4 材では、約 1,000ppm 程度まで耐力、引張強さの低下は見られない⁽³¹⁾ことから、機械的強度には影響ないと考えられる。

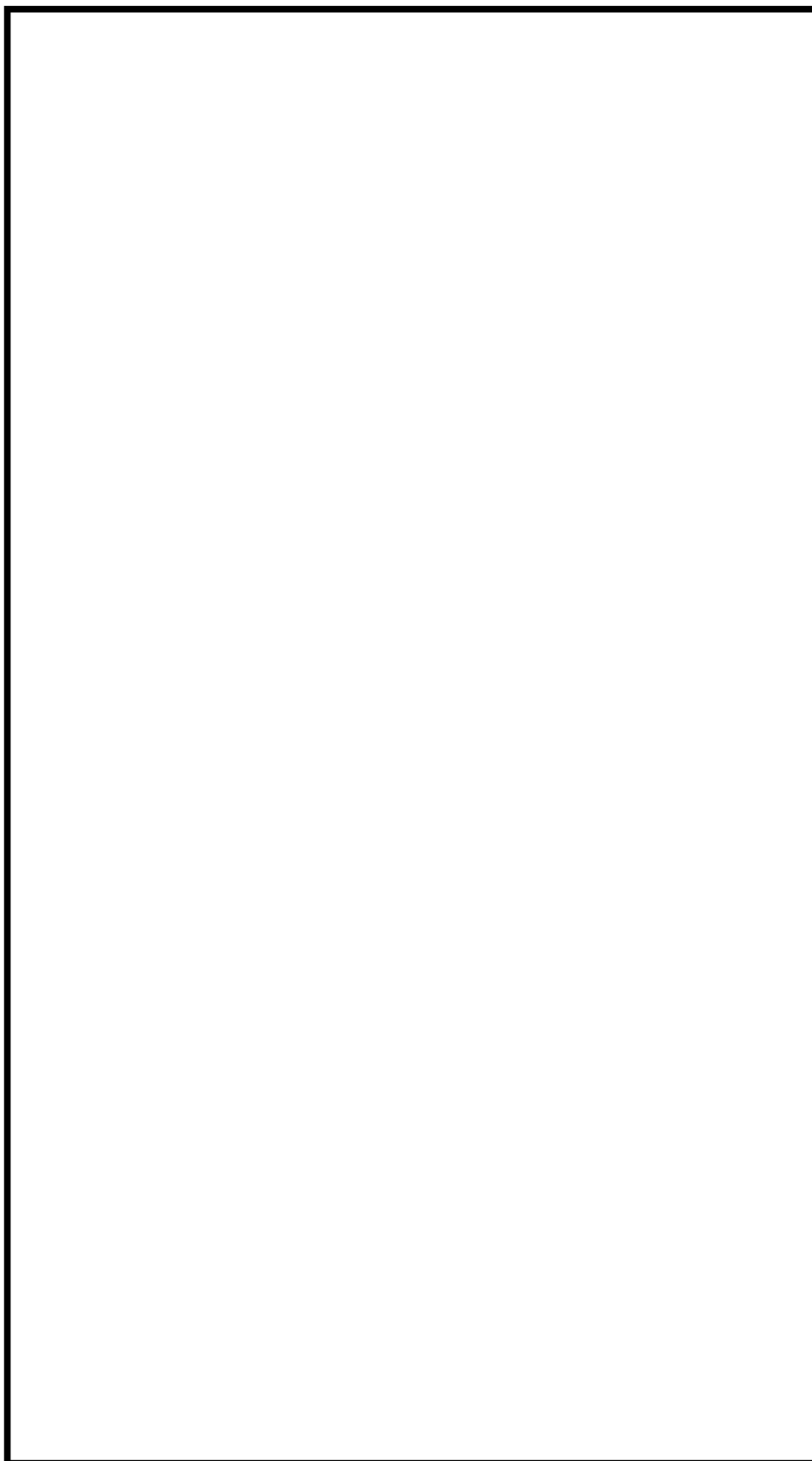
なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーは案内シンプルと同じジルカロイ-4 材で構成され、いずれも腐食挙動及び水素吸収挙動は案内シンプルと同等であるため、水素吸収量も同等と考えられ、機械的強度には影響ないと考えられる。したがって、ジルカロイ-4 材で構成されるこれらの部材に、水素吸収による機

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

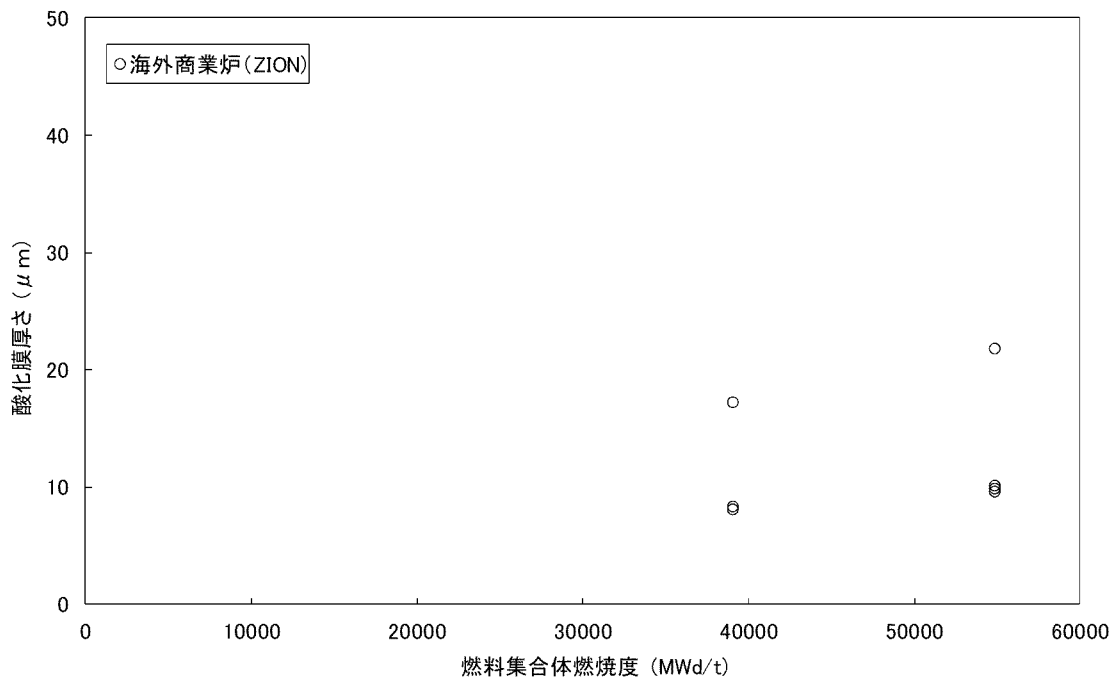
$$\frac{[\text{酸化膜厚さ}]}{[\text{ジルカロイの減肉厚さ}]} = \frac{[\text{酸化膜の分子量}] \times [\text{ジルカロイの密度}]}{[\text{ジルカロイの分子量}] \times [\text{酸化膜の密度}]}$$
$$= \frac{123.22 \times 6.55}{91.22 \times 5.7} = 1.55 \approx 1.6$$

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

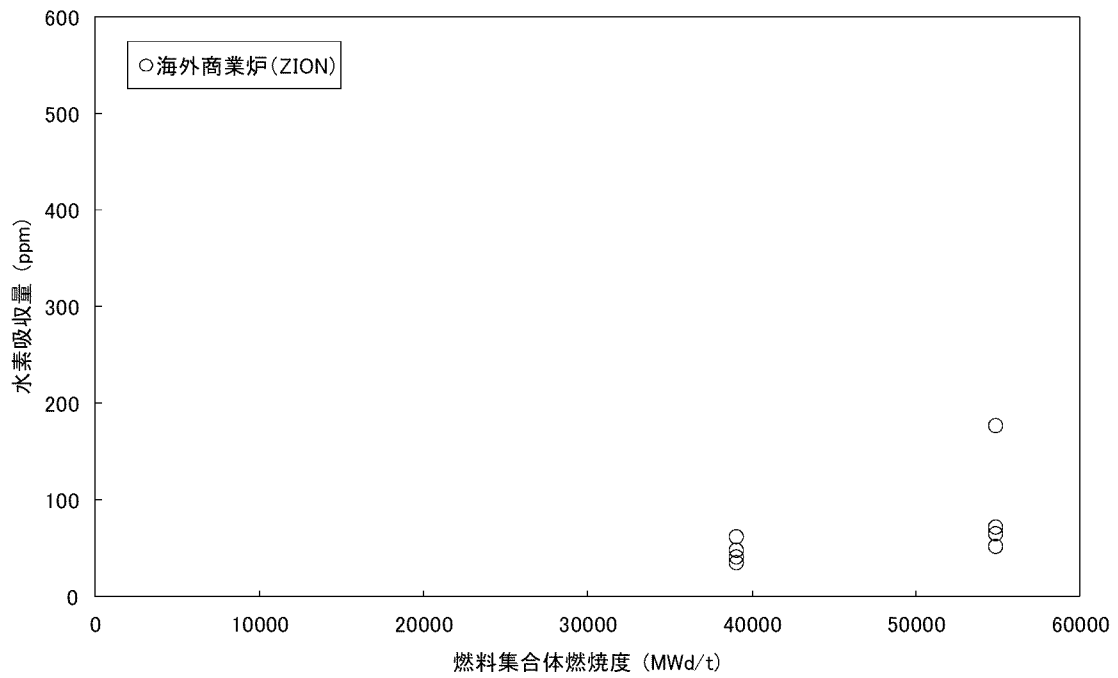
械的特性への影響を設計評価では考慮していない。



第 6-1 図 実機で照射された案内シンプルの機械特性データ⁽³²⁾



第 6-2 図 実機で照射された案内シンプルの腐食データ⁽³²⁾



第 6-3 図 実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データ⁽³²⁾

7. 析出硬化型ニッケル基合金^(注1) (718 合金、)

7.1 耐熱性

718 合金の溶融点は約 1,260°Cである⁽³³⁾。718 合金は最上部支持格子、最下部支持格子及び上部ノズル押さえばねに使用されるが、原子炉内での使用温度は最大約 350°Cであるため、プラントの使用条件の下で溶融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

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

は、下部プレナムコイルばねとして使用されるが、この構成部品の原子炉内での最高温度は約 350°Cである。この程度の温度では機械的強度の低下はわずかであることが第 7-1 図⁽³⁴⁾より分かる。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

なお、718 合金及び は析出硬化型の合金であり、約 1,000°C以上の使用温度では析出相が再固溶し、強度が低下することが考えられるが、上述の通りプラントの使用条件の下ではその影響はない。

7.2 耐放射線性

718 合金は第 7-2 図⁽³⁵⁾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⁽³⁵⁾⁽³⁶⁾。また、同図に伸びのデータを示すが、高速中性子照射によって伸びは減少するものの、照射量の増加では著しい変化がなくなる傾向を示していることが分かる。

したがって、プラントの使用条件の下で、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮した 718 合金の強度と延性を設計評価では考慮していない。

(注 1) 析出硬化型ニッケル基合金

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

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

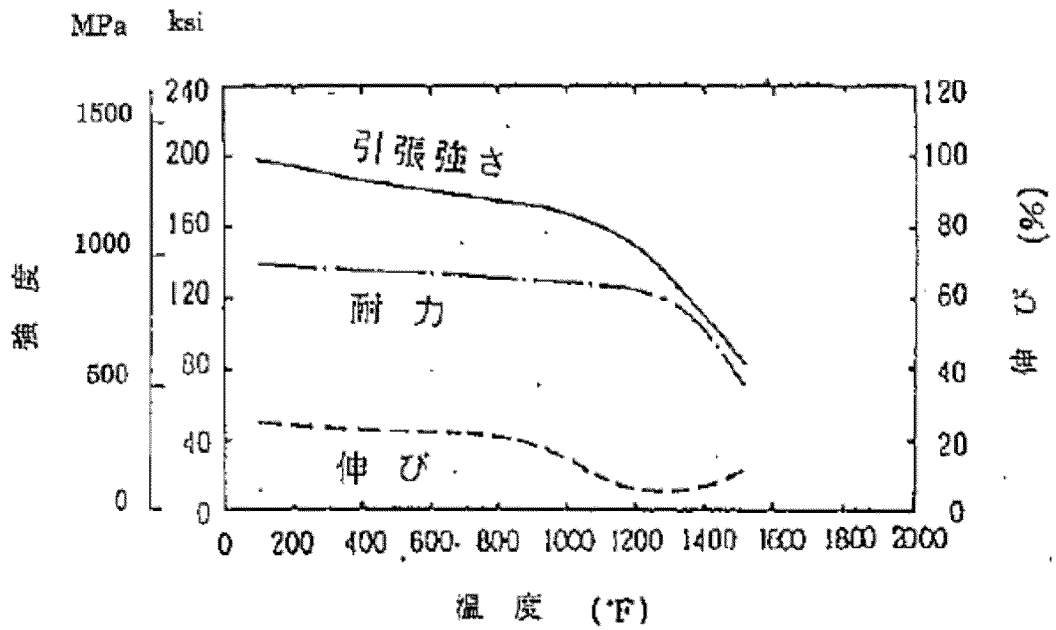
□の照射による機械的性質の変化を第7-3図に示す。耐力及び引張強さは照射量約 $8 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ ($E \geq 1 \text{MeV}$) までは増加し、その後減少するが高燃焼度域においても未照射材を下回ることはない。一方、伸びは照射量約 $8 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ までは大きく減少するが、その後は照射量約 $6 \times 10^{26} \text{n/m}^2$ までほとんど変化していない。高燃焼度域において5%程度の伸びがあり、□の延性は確保される。

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

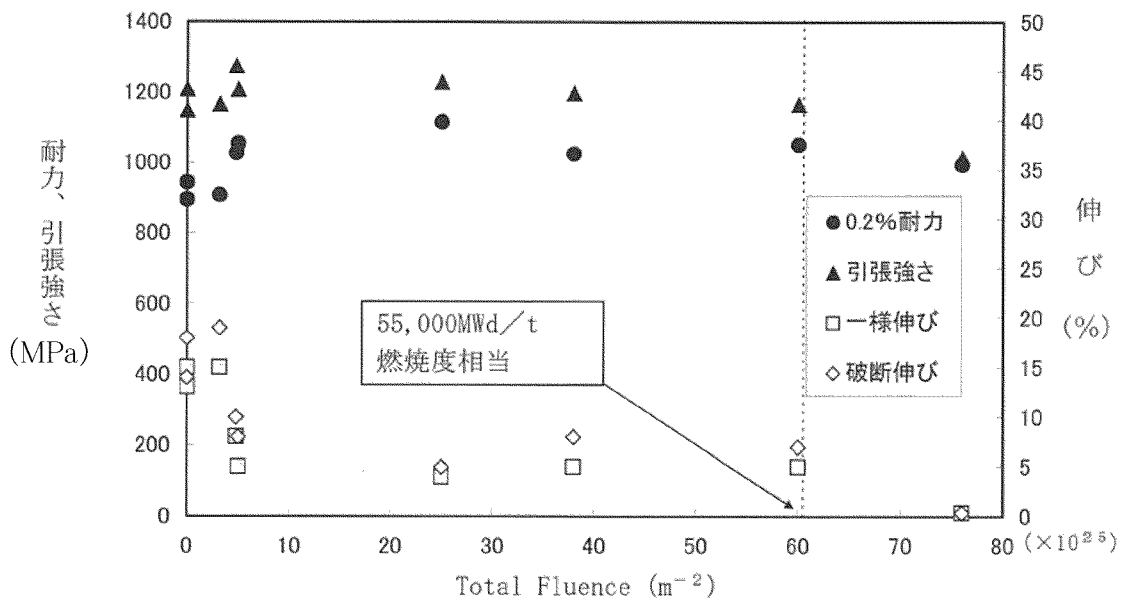
7.3 耐食性

718合金のようなニッケル基合金では、高温水中で材料の表面に緻密な酸化膜が生じ、これが腐食の進行を防止する。例えば718合金を815°Cのヘリウム水蒸気混合ガスで酸化させても300時間で酸化の進行は抑制される。第7-4図に示すように腐食増量は約 0.4mg/cm^2 で著しい変化がなくなる傾向にある⁽³⁷⁾。原子炉内使用時の温度はこれより低いので腐食増量も更に少ないと考えられる。したがって、腐食増量が少ないことから、718合金の腐食挙動を設計評価では考慮していない。

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

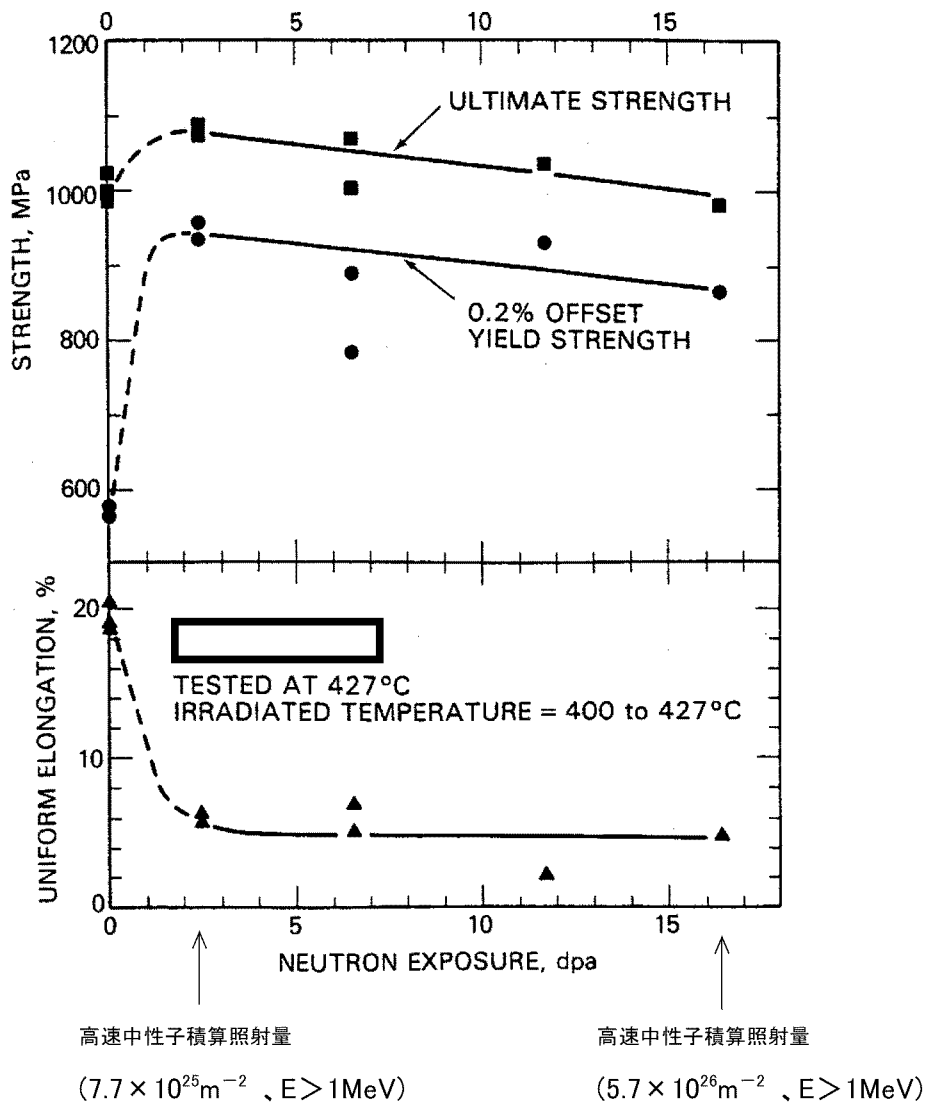


第 7-1 図 の温度による機械的性質の変化⁽³⁴⁾

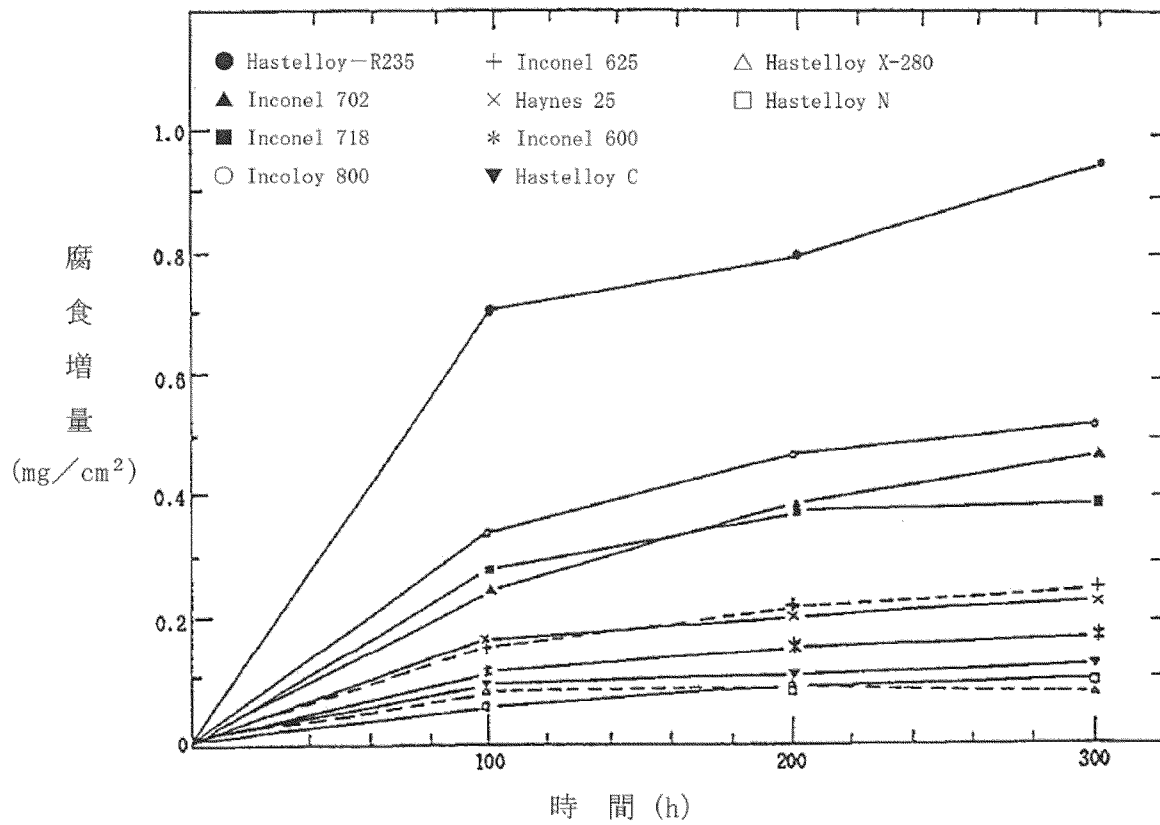


第 7-2 図 718 合金の照射による引張性質の変化⁽³⁵⁾

(照射温度 400~430°C、試験温度 427°C)



第 7-3 図 の照射による引張性質の変化⁽³⁹⁾
 (照射温度 400~427°C、試験温度 427°C)



第7-4図 ニッケル基合金の腐食増量 (815°C) (37)

8. ニッケル・クロム・鉄合金 ()

8.1 耐熱性

()の溶融点は約 1,350°Cである⁽⁴⁰⁾。()はクランプスクリューに使用されるが、原子炉内での使用温度は最大約 350°Cであるため、プラントの使用条件の下で溶融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

8.2 耐放射線性

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

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

8.3 耐食性

()のようなニッケル基合金では、高温水中で材料の表面に緻密な酸化膜が生じ、これが腐食の進行を防止する。例えば()を 815°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。前記第 7-4 図に示すように腐食増量は約 0.2mg/cm²で著しい変化がなくなる傾向にある⁽³⁷⁾。原子炉内使用時の温度はこれより低いので腐食増量も更に少ないと考えられる。したがって、腐食増量が少ないことから、()の腐食挙動を設計評価では考慮していない。

9. オーステナイト系ステンレス鋼

上部ノズル、下部ノズルはステンレス鋼鋳鋼製であり、上部プレナムコイルばね、押さえ板、連結棒、スリーブ、リベット、上部リングナット、シンプルスクリュー及びロッキングカップはオーステナイト系ステンレス鋼製である。ステンレス鋼鋳鋼の化学成分、機械的特性はオーステナイト系ステンレス鋼と同等であり、耐熱性、耐放射線性及び耐食性は同等と考えられる。このため、以下ではオーステナイト系ステンレス鋼について特性を述べる。

9.1 耐熱性

オーステナイト系ステンレス鋼（以下「ステンレス鋼」という。）の溶融点は約 1,400℃以上である⁽⁸⁾。ステンレス鋼の原子炉内での使用温度は最大約 350℃であり、溶融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融や材質変化が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

9.2 耐放射線性

ステンレス鋼が高速中性子の照射を受けると、第 9-1 図⁽⁴¹⁾に示すように耐力が増加し、伸びが減少する傾向を示す。また、第 9-2 図⁽⁴¹⁾に示すように引張強さについても増加する傾向を示す⁽⁸⁾。

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⁽⁴¹⁾⁽⁴²⁾。したがって、プラントの使用条件の下で、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮したステンレス鋼の強度及び延性を設計評価では考慮していない。

9.3 耐食性

ステンレス鋼は高温水中で極めて優れた耐食性を有する材料である。

その腐食量は、第 9-3 図⁽⁴³⁾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。

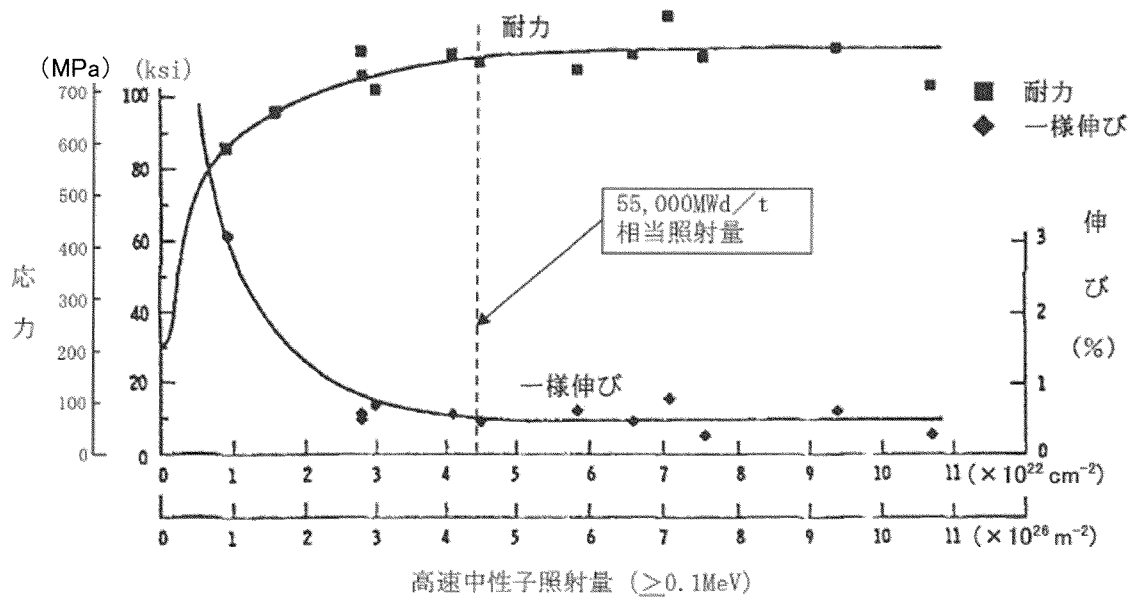
5年間の使用時の腐食増量は第9-4図⁽⁴³⁾より推定すると約0.4mg/cm²であり^(注1)、燃料集合体の各部に使用するステンレス鋼材の強度には影響を及ぼさないと考えられる。

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9-5図に示すようにステンレス鋼で応力腐食割れはないと考えられる。したがって、ステンレス鋼で応力腐食割れを発生させないようにプラントの運転管理で考慮していることから、当該の挙動を設計評価では考慮していない。

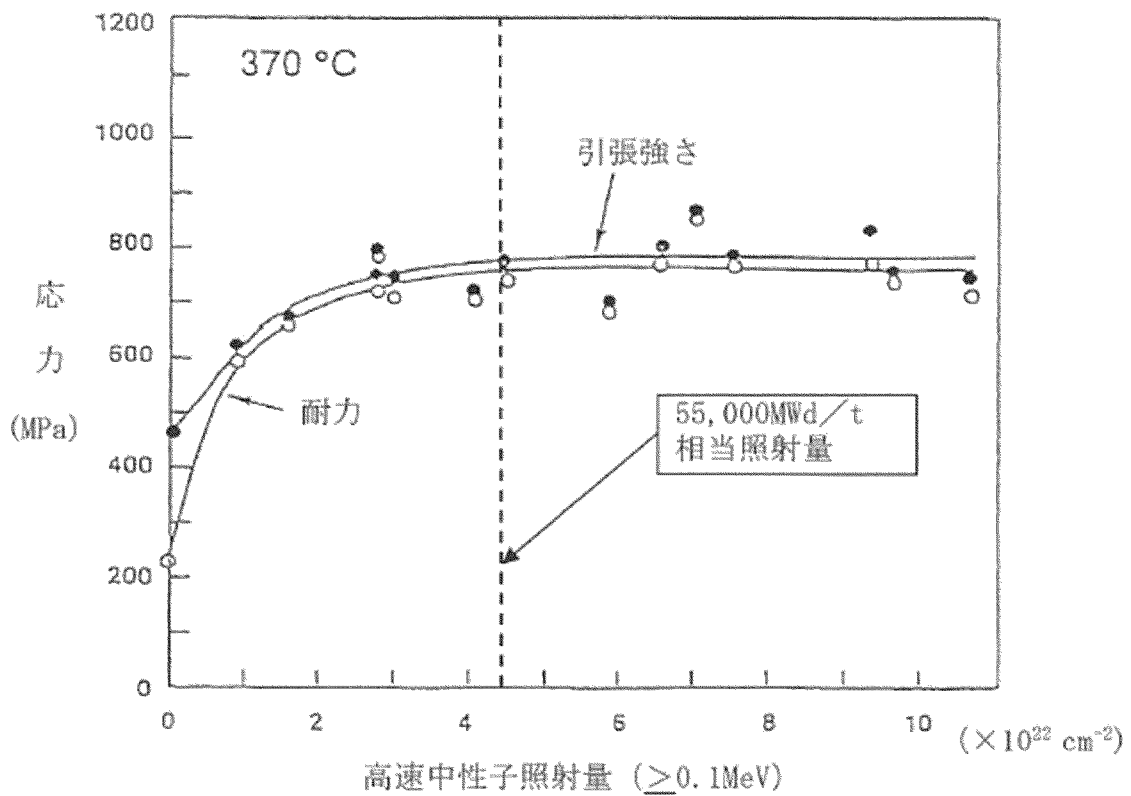
(注1) 第9-4図の縦軸は、その時間までの月当たりの平均腐食率を計算した結果を表しており、5年間(43,800hr)での平均腐食率をみると、約0.6mg/dm²・monthであることから5年間の増量は、

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

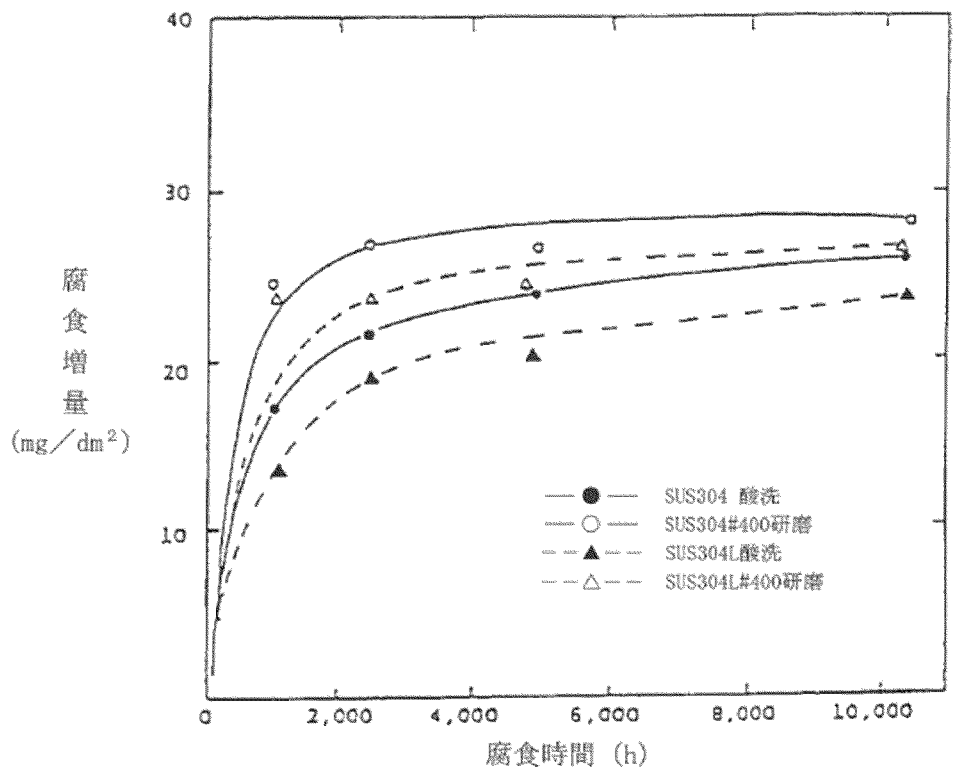
となる。このときの酸化膜厚さは約2.5μmとなり、腐食により金属部の肉厚は減少するが、上記の酸化膜厚さを金属部の減肉量に換算すると約0.5μmに相当する。



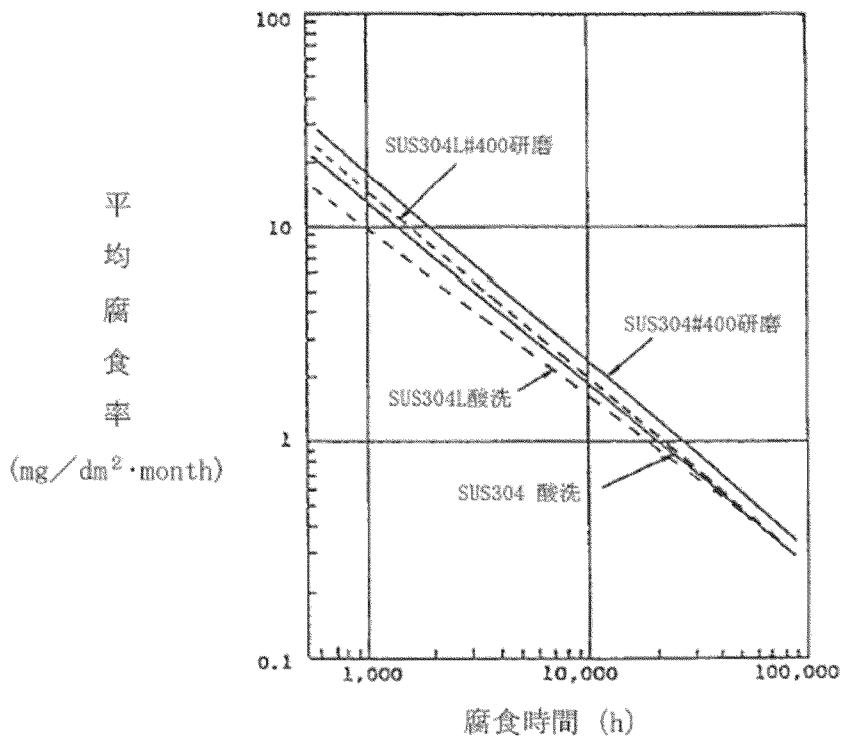
第9-1図 SUS304鋼の照射による機械的性質の変化⁽⁴¹⁾
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)



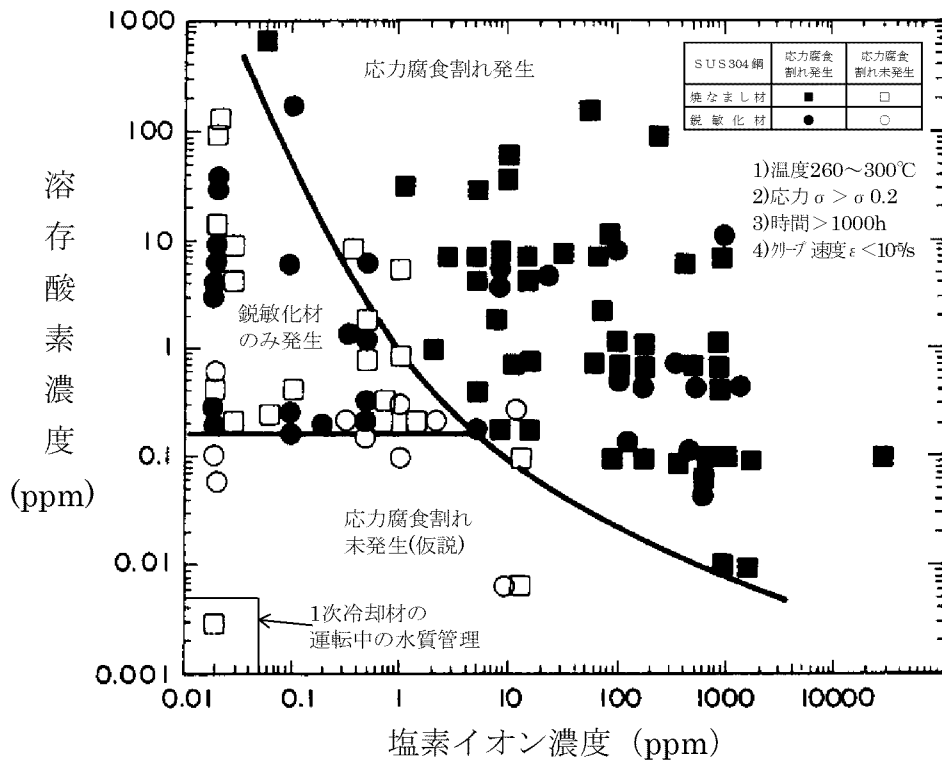
第9-2図 SUS304鋼の照射による機械的性質の変化⁽⁴¹⁾
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)



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



第 9-4 図 SUS304 鋼の溶存酸素を含まない 300°C の 0.92% ホウ酸水中における平均腐食率(43)



第 9-5 図 SUS304 鋼の応力腐食割れ発生におよぼす塩素イオン濃度及び溶解酸素濃度の限界量⁽⁴⁴⁾

10. 参考文献

- (1) N. Oi et al., "BWR Fuel Performance and Recent Trend of R&D in Japan", ANS 1988, Williamsburg
- (2) J. Belle, "Uranium Dioxide; Properties and Nuclear Application", USAEC (1961)
- (3) H. Stehle and H. Assmann, "The Dependence of In-reactor UO₂ Densification on Temperature and Microstructure", J. Nucl. Mat., 52, 303 (1974)
- (4) M.O. Marlowe, "Predicting in-reactor Densification Behavior of UO₂", Trans. AM. Nucl. Soc., 17, 166 (1973)
- (5) J.K. Hohorst et al., "SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual, Volume 4:MATPRO-A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis", NUREG/CR-5273 (1990)
- (6) M. Kinoshita et al., "High Burnup RIM Project(II) Irradiation and Examination to Investigate RIM-Structured Fuel", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah
- (7) M. Mongensen et al., "Behavior of Fission Gas in the Rim Region of High Burn-up UO₂ Fuel Pellets with Particular Reference to Results from an XRF Investigation", J. Nucl. Mat., 264 pp.99-112 (1999)
- (8) 長谷川正義 編, "ステンレス鋼便覧 初版", 日刊工業新聞社 (1960)
- (9) (財) 原子力発電技術機構, "平成 11 年度 軽水炉改良技術確証試験 (高燃焼度等燃料に関するもの) に関する報告書", 平成 12 年 3 月
- (10) (財) 原子力安全研究協会, "軽水炉燃料のふるまい 実務テキストシリーズ No.3 (改訂第 5 版)", 平成 25 年 3 月
- (11) (財) 原子力発電技術機構, "平成 13 年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料 総合評価編)", 平成 14 年 3 月
- (12) J.O. Barner, et al., "High Burnup Effects Program - Final Report", HBEP-61 (1990)
- (13) S. Doi et al., "High Burnup Experience of PWR Fuel in Japan", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France

- (14) 三島ら, “加圧水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験”, 日本原子力学会誌, Vol.31, No.10 (1989)
- (15) 長谷川正義, 三島良績 監修, “原子炉材料ハンドブック”, 日刊工業新聞社 (1977)
- (16) 宇根ら, “高温高压水中における未照射ペレットの腐食挙動”, 日本原子力学会「1995 春の年会」要旨集 L45, 1995 年 3 月, 東工大
- (17) J.A. Christensen et al., "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", Trans. AM. Nucl. Soc., 7, 390 (1965)
- (18) J.L. Bates, "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", J. Nucl. Mat., 36, 234 (1970)
- (19) J.A. Christensen, "Irradiation Effects on Uranium Dioxide Melting", HW-69234 (1962)
- (20) 原子燃料工業, “原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の改良因子について”, NFK-8116 改 8, (2011)
- (21) J.O. Barner et al., "Relationship between Microstructure and Fission Gas Release in High Burnup UO₂ Fuel with Emphasis on the RIM Region", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France
- (22) 園田ら, “高燃焼度時の燃料細粒化現象の照射研究 (HBRP) (2) -しきい条件・密度低下・残留ガス-”, 日本原子力学会「2002 年春の年会」要旨集, 2002 年 3 月, 神戸商船大学
- (23) R.J. Beals et al., "Behavior of Urania-Rare-Earth Oxides at High Temperatures", J. Am. Cer. Soc., 52, No. 11, pp.578-581 (1969)
- (24) T. Wada et al., "Behaviour of UO₂-Gd₂O₃ Fuel", Paper 63, Nucl. Fuel Performance (1973)
- (25) L.N. Grossman et al., "(U,Gd)O_{2.00} Phase Equilibria at High Temperatures", Paper 453-458 presented to C.N.R.S.Colloquium (1972)
- (26) (財) 原子力発電技術機構, “平成 9 年度 軽水炉改良技術確証試験 (高燃焼度等燃料に関するもの) に関する報告書”, 平成 10 年 3 月
- (27) R.M. Adams and A. Glassner, "Reactor Development Program Progress Report", ANL-6705, April 15 (1963)

- (28) 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会, “PWR 燃料の高燃焼度化 (ステップ 2) 及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について”, 平成 13 年 12 月 7 日
- (29) S.T. Mahmood et al., "Post-Irradiation Characterization of Ultra-High-Fluence Zircaloy-2 Plate", ASTM STP 1354 (2000)
- (30) E. Hillner, "Corrosion of Zirconium-Base Alloys - An Overview", Zirconium in the Nuclear Industry:3rd International Conference, ASTM STP 633 , pp.211-235 (1977)
- (31) J. BAI et al., "Effect of Hydrides on the Ductile-brittle Transition in Stress-relieved, Recrystallized and β -Treated Zircaloy-4", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon
- (32) W.A. Franks and L. Geller, "The Benefit of Extended Burnup in Fuel Cycle Cost", SAND86-7089 (1986)
- (33) Technical Bulletin, "Inconel Alloy 718", International Nickel Co.
- (34) Technical Bulletin, "Huntington Alloys Handbook", Huntington Alloy Co.
- (35) W.J. Mills, "Effect of irradiation on the fracture toughness of Alloy 718 plate and weld", J. Nucl. Mat., 199, pp.68-78 (1992)
- (36) A.F. Rowcliffe et al., "Environmental Effects on Cladding Mechanical Properties", Trans. AM. Nucl. Soc., 38, pp.266-267 (1981)
- (37) T.T. Claudson and R.E. Westerman, "An Evaluation of the Corrosion Resistance of Several High Temperature Alloys for Nuclear Applications", BNWL-155 (1965)
- (38)
- (39)
- (40)
- (41) R.W. Cahn et al., "Materials Science and Technology"
- (42) T. Matsuoka et al., "Intergranular Cracking in Cladding Tube of PWR RCCA Rodlets", JSME International Journal Series A, 38 (1995)
- (43) T. Maekawa and M. Kagawa, "Corrosion of Stainless Steels in High-

- Temperature Boric Acid Solutions", Corrosion Engineering, 17, No.3 (1968)
- (44) A. J. Sedriks, "Corrosion of Stainless Steels", Wiley (1979)

設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 5

川内原子力発電所第 2 号機

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 5-2

川内原子力発電所第 2 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	技術課			
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。）、既燃料体設計認可の設計結果、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、既燃料体設計認可の設計結果、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、既燃料体設計認可の設計結果、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 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、既燃料体設計認可の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.2 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、既燃料体設計認可の設計結果、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
	2.3 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、既燃料体設計認可の設計結果、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
	2.4 熱出力計算書	○	—	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	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.5 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、既工事計画の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.6 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	○	—	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	設計及び工事の計画設計資料	—
	2.7 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、既工事計画の設計結果	設計及び工事の計画設計資料	—
	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、既燃料体設計認可の設計結果、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	技術課			
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、既燃料体設計認可の設計結果、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

熱出力計算書

設計及び工事計画認可申請添付資料 6

川内原子力発電所第2号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 1
2. 原子炉熱出力等に関する評価	6 (2) - 1

1. 概 要

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

2. 原子炉熱出力等に関する評価

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体^(注)から変更はなく、当該燃料体に係る原子炉熱出力等に関する評価は、平成 18 年 11 月 9 日付け平成 18・09・25 原第 17 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。

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

(注) 燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

発電用原子炉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 7

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	7 (2) - 1
2. 自然現象等による損傷の防止に関する評価	7 (2) - 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

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体^(注)から変更はなく、当該燃料体に係る自然現象等による損傷の防止に関する設計は、平成27年5月22日付け原規規発第1505221号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書（自然現象への配慮に関する説明を含む）」（以下「既設工認における耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書（自然現象への配慮に関する説明を含む）」という。）にて適合性を確認している。

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

（注）燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

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

設計及び工事計画認可申請添付資料 8

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	8 (2) - 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	8 (2) - 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は既認可燃料体^(注)から変更はなく、当該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 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 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 6 月 19 日付け原発本第 76 号にて届出した工事計画（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。

従って、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。

(注) 燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体

発電用原子炉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 9

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	9 (2) - 1
2. 火災防護に関する評価	9 (2) - 1

1. 概 要

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

2. 火災防護に関する評価

今回の申請に係る燃料体は既認可燃料体^(注)から変更はなく、当該燃料体に係る火災防護に関する設計は、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 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。

従って、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。

（注）燃料メーカーが既に燃料体設計認可を取得した燃料体