

設計及び工事計画認可申請書

〔玄海原子力発電所第3号機
原子炉本体、原子炉冷却系統施設
及び計測制御系統施設の改造の工事〕

原発本第87号
令和2年6月26日

原子力規制委員会 殿

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

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

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

目 次

	頁
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	(3) - 1
2. 工事計画	(3) - 2
3. 工事工程表	(3) - 150
4. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム	(3) - 152
5. 変更の理由	(3) - 165
6. 添付書類	(3) - 167

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名 称 九州電力株式会社

住 所 福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号

代表者の氏名 代表取締役 社長執行役員 池辺 和弘

2. 工事計画

各発電用原子炉施設に共通

1. 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	玄海原子力発電所
所 在 地	佐賀県東松浦郡玄海町大字今村

2. 発電用原子炉施設の出力及び周波数

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

【申請範囲】（設計及び工事の計画の変更に該当するものに限る。）

原子炉本体

7 原子炉容器

(1) 原子炉容器本体及び監視試験片

・原子炉容器

(3) 原子炉容器付属構造物

イ 原子炉容器蓋管台

・ふた管台

8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格

9 原子炉本体に係る工事の方法

原子炉冷却系統施設 ※2

11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

12 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法

計測制御系統施設

3 制御棒駆動装置

常設

- ・制御棒クラスタ駆動装置

4 ほう酸注入機能を有する設備^{※2}

(2) 容器

常設

- ・原子炉容器

10 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

11 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法



※2： 原子炉本体の原子炉容器を、原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備として兼用し、重大事故等時に流路として使用する。

原子炉本体

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

7 原子炉容器に係る次の事項

(1) 原子炉容器本体の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び個数並びに監視試験片の種類、初装荷個数及び取付箇所

(1/2)

			変 更 前	変 更 後	
名	称		原子炉容器 ^(注1)	変更なし	
原	種 類	—	たて置円筒上下半球鏡容器	同 左 ^(注6)	
	容 量 ^{(注2)(注3)}	m ³	— ^(注4)	変更なし	
	最 高 使 用 圧 力	MPa	17.16 18.9 ^(注3)	同 左 ^(注6)	
	最 高 使 用 温 度	℃	343 362 ^(注3)	同 左 ^(注6)	
子 炉 容 器 本 体	主 要 寸 法	胴 内 径	mm	上部：4,349.8 ^(注5) 下部：4,405.2 ^(注5)	変更なし
		胴 板 厚 さ	mm	上部：□(277.9 ^(注5)) 下部：□(225 ^(注5))	
	主	鏡 板 内 半 径	mm	上部：2,184.4 ^(注5) 下部：2,245.5 ^(注5)	上部：変更前に同じ ^(注6) 下部：変更なし
		鏡 板 厚 さ	mm	上部：□(183 ^(注5)) 下部：□(140 ^(注5))	上部：変更前に同じ ^(注6) 下部：変更なし
	容	内 張 り 厚 さ	mm	5.5 ^(注5)	同 左 ^(注6)
		高 さ	mm	12,906.7 ^(注5)	同 左 ^(注6)
	器	入 口 管 台 内 径	mm	709.5 ^(注5)	変更なし
		入 口 管 台 厚 さ	mm	□(70.25 ^(注5))	
	本	入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径	mm	698.25 ^(注5)	
		入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ	mm	□(75.875 ^(注5))	
	体	出 口 管 台 内 径	mm	747.6 ^(注5)	
		出 口 管 台 厚 さ	mm	□(67.2 ^(注5))	
	法	出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径	mm	736.35 ^(注5)	
		出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ	mm	□(72.825 ^(注5))	
	空 気 抜 管 外 径	mm	34 ^(注5)	34.0 ^(注5)	
	空 気 抜 管 厚 さ	mm	□(6.4 ^(注5))	□(6.4 ^(注5))	
	スタッドボルト呼び径 (本数)	mm	177.8 ^(注5) (54本)	変更なし	

				変更前	変更後		
原子炉容器本体	(注7)	上部ふた	上部鏡板	—	SQV2A	SFVQ1A	
			上部ふたフランジ	—	SFVQ1A		
	材		上部胴フランジ	—	SFVQ1A	変更なし	
			上部胴	—	SFVQ1A		
			下部胴	—	SFVQ1A		
			トランジションリング	—	SFVQ1A		
			下部鏡板	—	SQV2A		
			入口管台	—	SFVQ1A		
			出口管台	—	SFVQ1A		
			入口管台セーフエンド	—	SUSF316		
			出口管台セーフエンド	—	SUSF316		
			空気抜管	—	NCF600TP		GNCF690CM
		スタッドボルト、ナット	—	SNB24-3	変更なし		
		内張り材	—	ステンレス鋼 (溶接クラッド)	同左 ^(注6)		
	監視試験片	個	数	—	1	変更なし	
(注2)		系	統	名	—		
取		(ライ	ン	名		—
付		設	置	床	—		
箇所		溢水防護上の区画番号	—	—	変更なし		
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—			
監視試験片	種	類	—	カプセル型	変更なし		
	初	装	荷	個		数	—
	取	付	箇所	—		炉心周囲	

- (注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。
- (注2) 計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備に使用する場合は記載事項。
- (注3) 重大事故等時における使用時の値。
- (注4) 流路として使用するため容量は設定しない。
- (注5) 公称値
- (注6) 今回の申請範囲は、上部ふたの範囲である。
- (注7) 一体型の上部ふたに変更するため記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

(3) 原子炉容器付属構造物に係る次の事項

イ 原子炉容器蓋管台の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び個数

			変 更 前	変 更 後				
名	称		ふた管台 ^(注1)	変更なし				
種	類	—	円筒型管台	同 左				
最	高	使	用	圧	力	MPa	17.16	同 左
最	高	使	用	温	度	℃	343	同 左
主 要 寸 法	内	径	mm	70.23 ^(注2)	同 左			
	厚	さ	mm	15.685 ^(注2)	同 左			
材	料	—	NCF600TP	GNCF690HL				
個	数	—	69	61				

(注1) 記載の適正化を行う。既工事計画には「ふた用管台」と記載。

(注2) 公称値

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

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。） 	<p style="text-align: center;">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 、5.6 安全弁等、5.7 逆止め弁、5.8 内燃機関及びガスタービンの設計条件、5.9 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>3. 原子炉容器</p> <p>3.1 原子炉容器本体</p> <p>原子炉容器の原子炉冷却材圧力バウンダリに係る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2章個別項目 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ」に基づく設計とする。</p> <p>原子炉容器は、円筒形の胴部に半球形の上部ふた及び底部を付した鋼製容器であり、上部ふたをボルト締めする構造とする。</p> <p>原子炉容器内の1次冷却材の流路は、1次冷却材入口ノズル（胴上部4箇所）から入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>内を通り抜け、1次冷却材出口ノズル（胴上部4箇所）から出る設計とする。</p> <p>原子炉容器の支持方法は、1次冷却材入口及び出口ノズル下部に取り付けた支持金物により、原子炉容器周囲のコンクリート壁に支持する設計とする。</p> <p>原子炉容器は最低使用温度を [] に設定し、関連温度（初期）を [] に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。</p> <p>中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器にあつては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC4206-2007）に基づき、適切な破壊じん性を有する設計とする。</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>変更なし</p>

表1 原子炉本体の主要設備リスト

設備区分		変更前							変更後							
		機器区分	名称	(注1) 設計基準対象施設		(注1)(注2) 重大事故等対処設備				名称	(注1) 設計基準対象施設		(注1)(注2) 重大事故等対処設備			
				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
原子炉容器	原子炉容器本体 及び監視試験片	原子炉容器	S	クラス1	—				変更なし	変更なし	変更なし					
	付属原子炉容器 構造物 原子炉容器蓋管台	ふた管台	S	クラス1	—				変更なし	変更なし	変更なし					

(注1) 表1に用いる略語の定義は「付表1」による。

(注2) 特定重大事故等対処施設含む。

付表1 略語の定義(1/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	耐震重要度分類	S	耐震重要度分類におけるSクラス(津波防護機能を有する設備(以下「津波防護施設」という。)、浸水防止機能を有する設備(以下「浸水防止設備」という。))及び敷地における津波監視機能を有する施設(以下「津波監視設備」という。)を除く)
		S*	Sクラスの施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備 なお、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)を保持するものとする。
		B	耐震重要度分類におけるBクラス(B-1,B-2及びB-3を除く)
		B-1	Bクラスの設備のうち、共振のおそれがあるため、弾性設計用地震動Sdに2分の1を乗じたものによる地震力に対して耐震性を保持できる設計とするもの
		B-2	Bクラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの
		B-3	Bクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、使用済燃料ピットの冷却、給水機能を保持できる設計とするもの
		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 (特定重大事故等対処施設含む)	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（特定重大事故等対処施設含む）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（特定重大事故等対処施設含む）として使用しないもの又は上記以外のもの

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

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉本体に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設の「(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>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 2 章 個別項目</p> <p>原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格のうち、本工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">● 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)	<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 style="text-align: center;">変更なし</p>

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

変更前	変更後
<p>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。	変更なし
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。	
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	
(判定) ^(注)	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。	
(注) () 内は検査項目ではない。		

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

変更前		変更後
表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項		
検査項目	検査方法及び判定基準	
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。	
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。	
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。	
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合するものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。	
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。	変更なし
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。	
<p>(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。</p> <p>(注 2) () 内は検査項目ではない。</p>		

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

変更前						変更後
<p style="text-align: center;">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)</p>						
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、溶加材を通電加熱しない方法であることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。					
	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に実施していることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	-	適用	適用	-	
④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	-	-	-		
⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	-	-	-	適用		
3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用		
						変更なし

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

変更前

変更後

表 4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）^(注1)

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

変更なし

(注1) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

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

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="281 1052 1460 1551"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th>検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査</td> <td>発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。</td> <td>原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p>	検査項目	検査方法	判定基準	発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。					

変更前

変更後

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

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

表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査^(注)

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

(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表 7 に示す検査を実施する。

表 7 工事完了時の検査^(注)

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

(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更なし

変更前

変更後

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表 8 に示す検査を実施する。

表 8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表 1、表 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。

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」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。

表 9 品質マネジメントシステムに係る検査

検査項目	検査方法	判定基準
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞き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。

変更なし

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気中・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>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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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

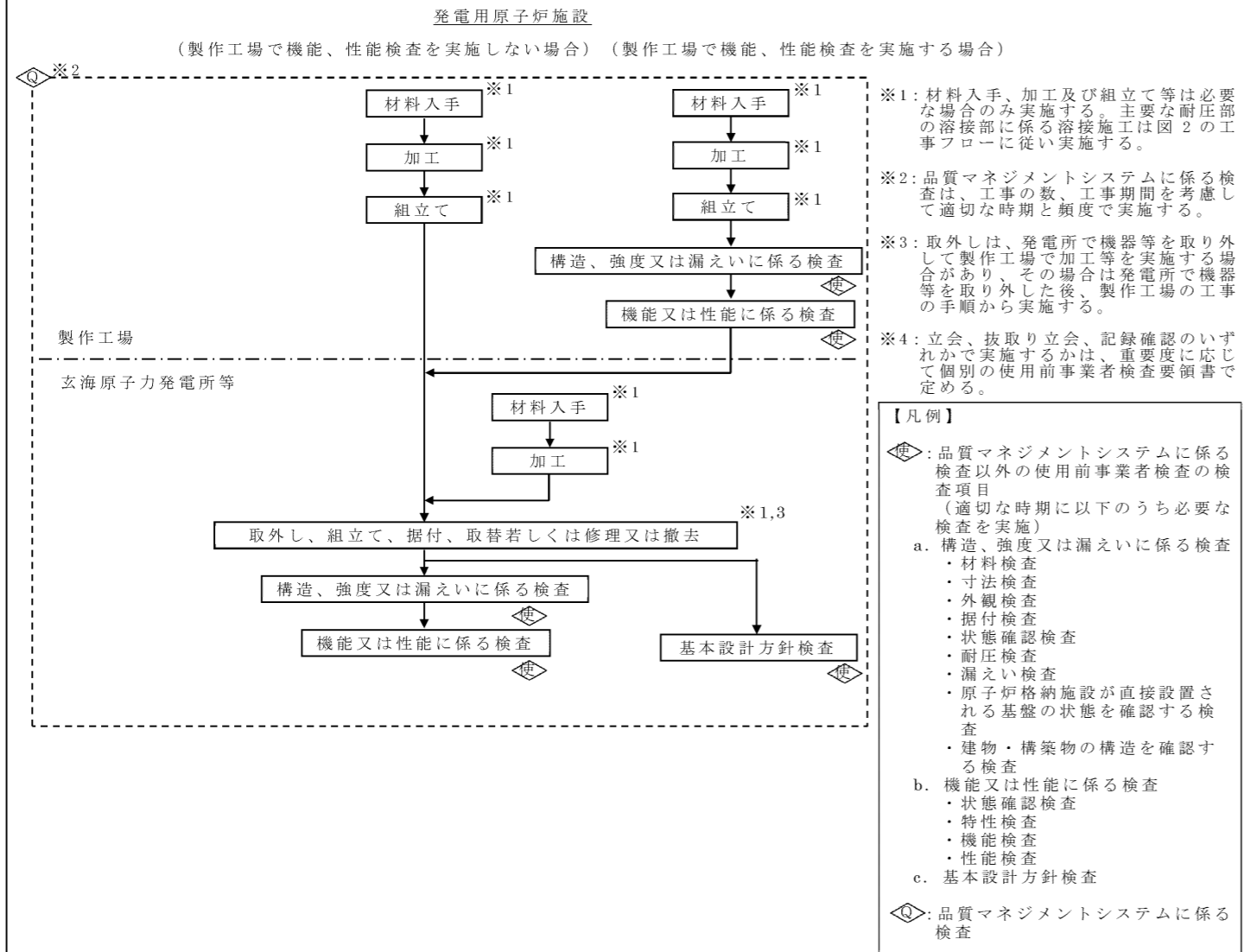


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

変更なし

変更前

変更後

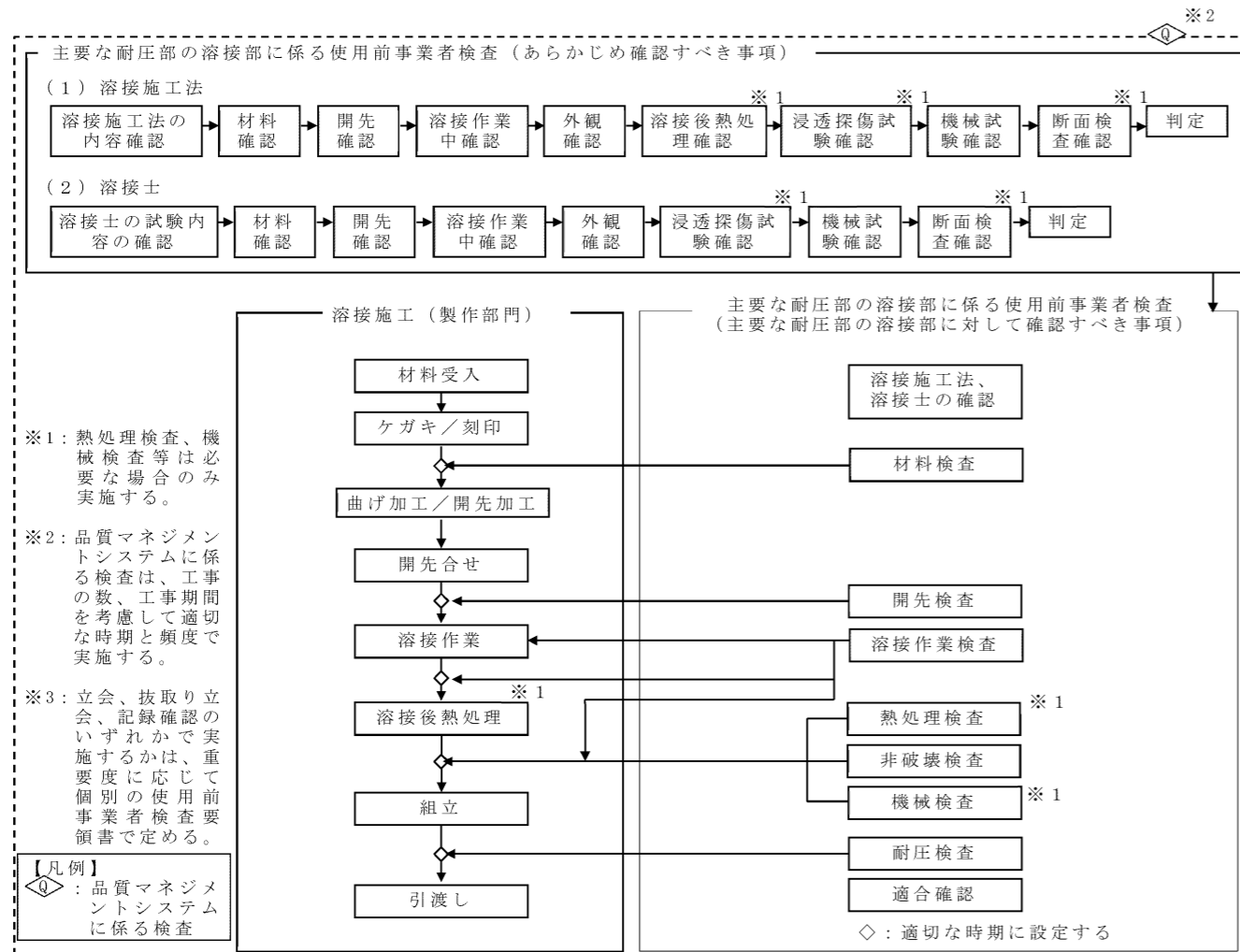


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査のフロー

変更なし

変更前

変更後

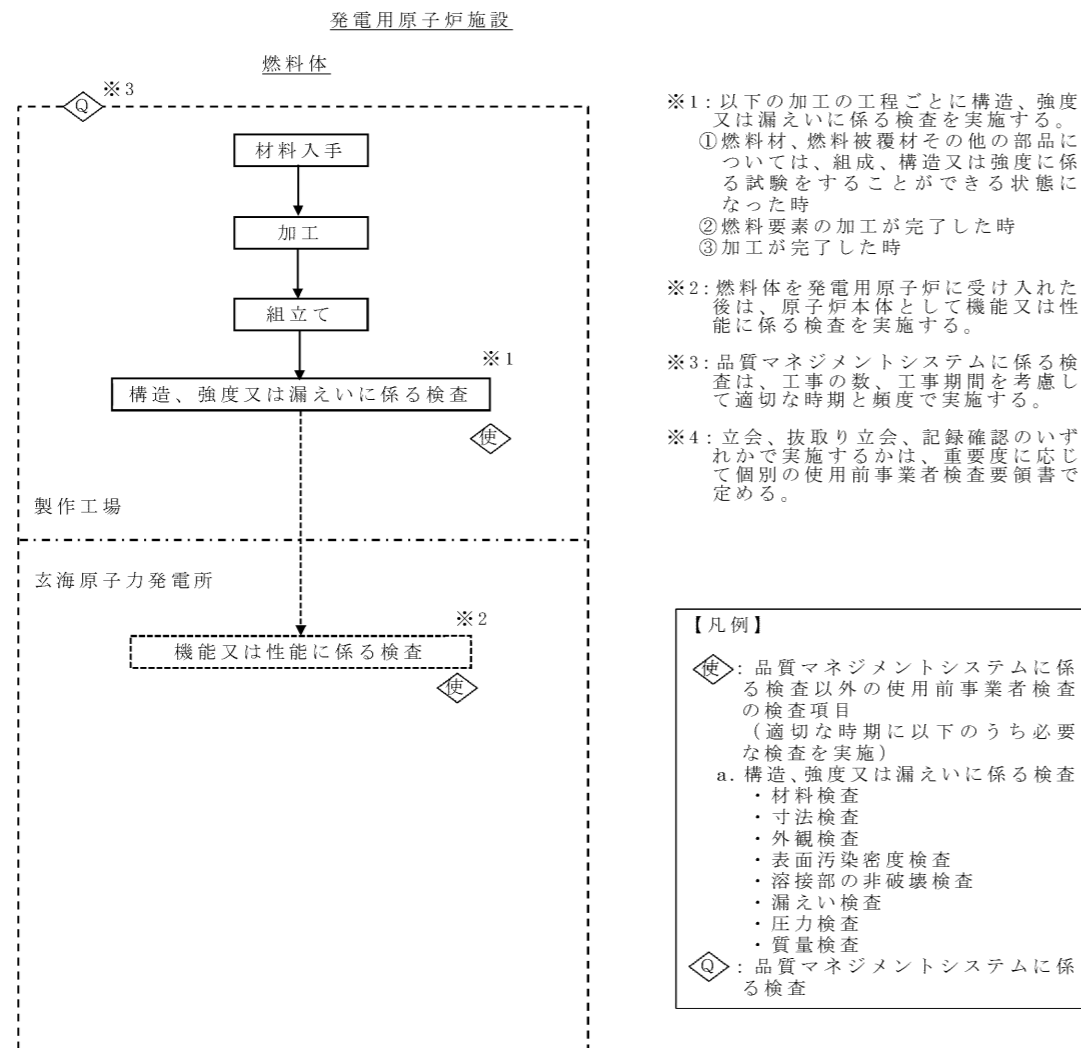


図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）

変更なし

11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請に係るものに限る。）

(1) 基本設計方針

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

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

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

変更前	変更後
<p>また、設置（変更）許可（平成 29 年 1 月 18 日）の弾性設計用地震動（以下「弾性設計用地震動」という。）による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>e. Sクラスの施設（f.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>また、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものと</p>	<p>変更なし</p>

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

変更前	変更後
<p>を受けないように「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>j. 代替緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>k. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。</p> <p>弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全面的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(2) 設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処設備の施設区分</p> <p>a. 設計基準対象施設の耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を次のように分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するため 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

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

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

変更前	変更後
<p>a. 静的地震力</p> <p>設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設について、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用する静的地震力を適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>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>(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</p>	<p>変更なし</p>

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

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

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

変更前	変更後
<p>地震応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>また、ばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響を検討し、地盤物性等のばらつきを適切に考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋については、3次元 FEM 解析等から、建物・構築物の 3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形又は非線形解析のいずれかにて行う。</p> <p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。</p> <p>配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用</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。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点（燃料集合体、クレーン類）又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性及び地盤物性のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりや踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>地盤と屋外重要土木構造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中構造物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ハの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ニの状態を考慮する。</p>	<p>変更なし</p>

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

変更前	変更後
<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 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪等）</p> <p>ホ 重大事故等時の状態 発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故、又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ～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かっ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、水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>但し、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時の土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。</p> <p>イ 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ロ 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重の</p>	<p>変更なし</p>

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

変更前	変更後
<p>ロ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれがある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。</p> <p>なお、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重と地震力との組合せについては、以下を基本設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、その際に用いる荷重の継続時間に係る復旧等の対応について、保安規定に定める。</p> <p>保安規定に定める対応としては、故障が想定される機器に対してあらかじめ確保した取替部材を用いた既設系統の復旧手段、及び、あらかじめ確保した部材を用いた仮設系統の構築手段について、手順を整備するとともに、社内外から支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>さらに、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>へ Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力及び動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又はBクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの）とを組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p>	<p>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とを組み合わせる。</p> <p>上記(c)イ及びロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b.荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>但し、1 次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対して適切な安全余裕を持たせることとする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>ロ Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（へ及びトに記載のものを除く。） 上記イ(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ 耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（へ及びトに記載のものを除く。） 上記イ(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形に対して、その支持機能を損なわないものとする。 当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ニ 建物・構築物の保有水平耐力（へ及びトに記載のものを除く。） 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事故対処設備が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ホ 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能を考慮する施設 構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</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</p>	<p>変更なし</p>

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

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

変更前	変更後
<p>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</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする。浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。</p> <p>(5) 設計における留意事項</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能（以下「上位クラス施設の有する機能」という。）を損なわない設計とする。</p> <p>波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。</p> <p>なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平 2 方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。</p> <p>この設計における評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行う。ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p> <p>上位クラス施設に対する波及的影響については、以下に示す a.から d.の 4つの事項から検討を行う。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合は、これを追加する。</p> <p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>(a) 不等沈下 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設の設置地盤の不等沈下により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(b) 相対変位 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設との相対変位により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>b. 上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、接続する下位クラス施設が損傷することにより、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>c. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>d. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響 上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力によ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>代替緊急時対策所については、基準地震動による地震力に対して、重大事故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>代替緊急時対策所の建物については、耐震構造とする。</p> <p>また、代替緊急時対策所の居住性を確保するため、基準地震動による地震力に対する構造強度の確保に加え、遮蔽性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまった十分な気密性を維持する設計とする。</p> <p>さらに、施設全体の更なる安全性を確保するため、基準地震動による地震力との組合せに対して、弾性範囲に収める設計とする。</p> <p>地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「(3) 地震力の算定方法」及び「(4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p>	<p>変更なし</p>
<div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div>	

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (1 / 8)

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

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (2 / 8)

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

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (3 / 8)

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

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (4 / 8)

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

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (5 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Bクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	・化学体積制御設備のうち、抽出系と余剰抽出系	B	-	-	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	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	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋 ・雑固体溶融処理建屋	Sb 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 ・燃料取扱棟クレーン ・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 B	-	-	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Sb Sb Sb

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (6 / 8)

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

変更前

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (7 / 8)

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

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (8 / 8)

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

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

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1 / 7）

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

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2 / 7）

設備分類	定義	主要設備 〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類
II. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<ul style="list-style-type: none"> (i) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器 [S] ・1次冷却材ポンプ [S] ・加圧器 [S] ・加圧器安全弁 [S] ・加圧器逃がし弁 [S] ・主蒸気安全弁 [S] ・主蒸気逃がし弁 [S] ・主蒸気隔離弁 [S] ・余熱除去冷却器 [S] ・余熱除去ポンプ [S] ・余熱除去ポンプ入口弁 [S] ・高圧注入ポンプ [S] ・充てんポンプ [S] ・格納容器スプレイポンプ [S] ・常設電動注入ポンプ ・蓄圧タンク [S] ・燃料取替用水タンク [S] ・蓄圧タンク出口弁 [S] ・再生熱交換器 [S] ・復水タンク [S] ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 [S] ・格納容器再循環サンブ [S] ・格納容器再循環サンブスクリーン [S] ・原子炉補機冷却水冷却器 [S] ・原子炉補機冷却水ポンプ [S] ・海水ポンプ [S] ・原子炉補機冷却水サージタンク [S] ・海水ストレーナ [S] ・炉心支持構造物 [S] ・原子炉容器 [S] ・格納容器スプレイ冷却器 [S] ・電動補助給水ポンプ [S] ・タービン動補助給水ポンプ [S] (iii) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒クラスタ [S] ・ほう酸ポンプ [S] ・1次冷却材ポンプ [S] ・充てんポンプ [S] ・ほう酸タンク [S] ・原子炉容器 [S] ・加圧器 [S] ・燃料取替用水タンク [S] ・再生熱交換器 [S] ・ほう酸フィルタ [S] ・加圧器逃がし弁 [S] ・緊急ほう酸注入弁 [S] ・中性子源領域中性子束検出器 [S] ・中間領域中性子束検出器 [S] ・出力領域中性子束検出器 [S] ・1次冷却材圧力計 [S] ・1次冷却材高温側温度計（広域） [S] ・1次冷却材低温側温度計（広域） [S] ・余熱除去流量計 [S] ・高圧注入ポンプ流量計 [S] ・AM用消火水積算流量計 ・原子炉容器水位計

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類）
II. 常設耐震重要重大事故防止設備		<ul style="list-style-type: none"> (iii) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・加圧器水位計 [S] ・AM 用格納容器圧力計 [S] ・格納容器内温度計 [C] ・格納容器内温度計 (SA) ・燃料取替用水タンク水位計 [S] ・原子炉補機冷却水サージタンク水位計 [S] ・復水タンク水位計 [S] ・蒸気発生器広域水位計 [S] ・蒸気発生器狭域水位計 [S] ・主蒸気ライン圧力計 [S] ・補助給水流量計 [S] ・ほう酸タンク水位計 [S] ・B 格納容器スプレイ流量積算流量計 ・格納容器再循環サンブ水位計 (広域) [S] ・格納容器再循環サンブ水位計 (狭域) [S] ・原子炉下部キャビティ水位計 ・原子炉格納容器水位計 ・格納容器再循環ユニット入口温度計 ・格納容器再循環ユニット出口温度計 ・炉外核計装保護盤 [S] ・主盤 [S] ・原子炉補助盤 [S] ・多様化自動作動設備 ・原子炉トリップ遮断器 ・炉心支持構造物 [S] ・蒸気発生器 [S] (iv) 放射線管理施設 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) [S] ・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) [S] ・中央制御室循環ファン [S] ・中央制御室空調ファン [S] ・中央制御室非常用循環ファン [S] ・中央制御室非常用循環フィルタユニット [S] ・中央制御室遮蔽 [S] ・外部遮蔽 [S] ・補助遮蔽 (原子炉周辺棟) [B] ・中央制御室空調ユニット [S] (v) 原子炉格納施設 <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 ・燃料取替用水タンク [S] ・復水タンク [S] ・格納容器再循環サンブ [S] ・格納容器再循環サンブスクリーン [S] ・格納容器再循環ユニット [C] (vi) 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ [S] ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・燃料油貯蔵タンク [S] ・燃料油貯油そう [S] ・燃料油貯油そう (他号機) [S] ・大容量空冷式発電機 ・ディーゼル発電機 [S] ・ディーゼル発電機 (他号機) [S]

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4 / 7）

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

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5 / 7）

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

変更なし

変更前

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
III. 常設重大事故緩和設備		(iii) 計測制御系統施設 ・格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器〔C〕 ・格納容器雰囲気ガスサンプル湿分分離器〔C〕 ・重大事故等対処用制御盤 ・重大事故等対処用入出力盤 ・原子炉安全保護計装盤〔S〕 ・炉外核計装保護盤〔S〕 (iv) 放射線管理施設 ・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）〔S〕 ・使用済燃料ピット周辺線量率計測定器収納盤（低レンジ） ・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台（低レンジ） ・使用済燃料ピット周辺線量率計ブリアンプ箱（中間レンジ・高レンジ） ・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台（中間レンジ・高レンジ） ・中央制御室循環ファン〔S〕 ・中央制御室空調ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕 ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・中央制御室空調ユニット〔S〕 ・放射線監視盤〔S〕 ・外部遮蔽〔S〕 ・補助遮蔽（原子炉周辺棟）〔B〕 ・緊急時対策所遮蔽（代替緊急時対策所）（壁、天井、床） ・緊急時対策所遮蔽（待機所）（壁、天井） (v) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・復水タンク〔S〕 ・格納容器再循環ユニット〔C〕 ・静的触媒式水素再結合装置 ・電気式水素燃焼装置 ・アニュラス空気浄化ファン〔S〕 ・アニュラス空気浄化フィルタユニット〔S〕 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・電気式水素燃焼装置動作監視装置 ・排気筒〔S〕 (vi) 非常用電源設備 ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ〔S〕 ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・大容量空冷式発電機付き燃料タンク ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 ・燃料油貯油そう〔S〕 ・燃料油貯油そう（他号機）〔S〕 ・大容量空冷式発電機 ・ディーゼル発電機〔S〕 ・ディーゼル発電機（他号機）〔〔S〕〕 ・大容量空冷式発電機励磁装置 ・ディーゼル発電機励磁装置〔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（7 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類）
III. 常設重大事故緩和設備		(vi)非常用電源設備 ・大容量空冷式発電機保護継電器 ・ディーゼル発電機保護継電器〔S〕 ・蓄電池（安全防護系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・号炉間電力融通回路 ・メタルクラッド開閉装置 ・パワーセンタ ・コントロールセンタ ・動力変圧器 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・常設電動注入ポンプ電源切替盤 ・重大事故等対処用直流コントロールセンタ ・発電機受電盤 ・通信・照明分電盤（100V） ・PC・コンセント分電盤（100V） ・動力分電盤（200V） ・重大事故等対処用分電盤 ・計装用電源切替盤 ・代替電源接続盤 1 ・代替電源接続盤 2 (vii)補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 (viii)非常用取水設備 ・取水口〔C〕 ・取水管路〔C〕 ・取水ピット〔C〕 (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〕

変更なし

変更前	変更後
<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>保安規定に、高温停止状態及び低温停止状態において炉心を十分な未臨界状態に保つため炉心が有する設計とした反応度停止余裕を定めることにより臨界を防止する。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>通常運転時において、放射性物質を含む流体が漏えいすることを許容しているポンプの軸封部及び原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁のグランド部は、系統外に漏えいさせることなく液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.2 多様性及び位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>重要施設については、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則として、多重性又は多様性、及び独立性を備える設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、共通要因としては、環境条件、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>自然現象については、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮する。</p> <p>自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>外部人為事象については、飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。</p> <p>故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。</p> <p>接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。</p> <p>サポート系の故障については、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。</p> <p>重大事故緩和設備についても、可能な限り、多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。</p> <p>a. 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じる設計とする。但し、常設重大事故防止設備のうち計装設備は、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。推定するために必要なパラメータは、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して常設重大事故防止設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に設置するとともに、地震、津波及び火災に対して常設重大事故防止設備は、「2.1</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>地震による損傷の防止」、二次的影響も含めて「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対して常設重大事故防止設備は、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とするとともに、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突に対して常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。落雷に対して大容量空冷式発電機は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>飛来物（航空機落下等）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、可能な限り、上記を考慮して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。</p> <p>地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」、二次的影響も含めて「2.2 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。</p> <p>火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。</p> <p>溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とするとともに、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突に対して可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して、屋外に保管する。クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。</p> <p>高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。</p> <p>飛来物（航空機落下等）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り、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、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>サポート系の故障に対しては、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計と</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>するとともに、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して、接続口を屋内又は建屋面に設置する場合は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建屋において、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>屋外に設置する場合は、地震により生じる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対しては、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(2) 単一故障</p> <p>重要施設は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えのように、運転モードの切替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</p> <p>但し、アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部、試料採取設備のうち事故時に 1 次冷却材をサンプリングする設備並びに格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングについては、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会 原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、原子炉格納容器、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットが破損する確率を評価し、判定基準 10^{-7}/年以下となることを確認する。</p> <p>高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、一次冷却材管、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器のうち、1次冷却材ポンプフライホイールにあつては、安全性を損なわないよう、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きくなる</p>	<p>(2) 単一故障</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会 原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、原子炉格納容器、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットが破損する確率を評価し、判定基準 10^{-7}/年以下となることを確認する。</p> <p>高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器のうち、1次冷却材ポンプフライホイールにあつては、安全性を損なわないよう、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きくなる</p>

変更前	変更後
<p>設計とする。また、その他の高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮する設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則として、共用しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、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>常設重大事故等対処設備は、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>但し、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</p> <p>(3) 相互接続</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則として、相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で相互に接続する場合には、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>(4) 悪影響防止</p> <p>重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、系統的な影響（電気的な影響を含む。）、設備兼用時の容量に関する影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基</p>	<p>設計とする。また、その他の高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮する設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>(3) 相互接続</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>(4) 悪影響防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けるか、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるように可搬型ホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>設備兼用時の容量に関する影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則として、同時に複数の機能で使用しない設計とする。但し、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量については「5.1.4 容量等」に基づく設計とする。</p> <p>地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし、また、地震により火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については耐震設計を行い、可搬型重大事故等対処設備については、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ことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備の耐震設計については「2.1 地震による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。</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>地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>風（台風）及び竜巻による影響については、重大事故等対処設備は、外部から</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の衝撃による損傷の防止が図られた施設内に設置若しくは保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、又は風荷重を考慮し建屋内収納、浮き上がり若しくは横滑りを拘束、又は浮き上がり若しくは横滑りしても他の設備に衝突し損傷させない位置に設置若しくは保管することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、あるいは浮き上がり又は横滑りしても離れた場所にある同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し損傷させない位置に設置又は保管することにより、重大事故等に対処するために必要な機能に悪影響を及ぼさない設計とする。(「5.1.5 環境条件等」)</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>5.1.4 容量等</p> <p>(1) 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量等並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものは、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(2) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量及びポンベ容量等並びに計装設備の計測範囲とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて 1 セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 基当たり 2 セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型バッテリー、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 負荷当たり 1 セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。但し、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものは、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップを発電所全体で確保する。</p> <p>可搬型ホースについては、取水時にホース使用本数が最多となる設置場所を選定した上で、必要なホース本数を 1 基当たり 2 セットに加え、保守点検が目視点検であり保守点検中でも使用可能なことから、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップとし 1 本当たり最長のホースを発電所全体で 1 本以上持つ設計とする。</p> <p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設的设计条件については、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計と</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>する。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</p> <p>中央制御室内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、燃料取替用水タンク建屋内及び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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3,4号機共用）は、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、横滑りも含めて地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、建屋内に収納又は浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより、当該設備の機能が損なわれない設計とするか、あるいは同じ機能を有する他の重大事故等対処設備にこれらの措置を講じることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。但し、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両型等の重大事故等対処設備のうち地震時の横滑り等を考慮して地震後の機能を保持するものは、その機能を損なわないよう、通常時は拘束せず固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合には、固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。</p> <p>積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉容器は最低使用温度を□に設定し、関連温度（初期）を□に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、八田浦貯水池又は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、自然現象、外部人為事象、火災及び溢水による他の設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響により機能</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、自然現象、外部人為事象、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>このうち、地震以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、それぞれ重大事故等に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図るとともに、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、全てを一つの保管場所又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、保管場所内の資機材等は、竜巻による風荷重が作用する場合においても、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とするか、当該保管エリア以外の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させない位置に保管する設計とする。位置的分散については「5.1.2 多様性及び位置的分散等」に示す。</p> <p>地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響によりその機能を喪失しない場所に保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。</p> <p>火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>(5) 冷却材の性状</p> <p>冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することに</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>より異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(6) 設置場所における放射線</p> <p>安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行うことで、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定める。重大</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>事故等対処設備の操作性に対する設計上の考慮事項を以下に示す。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、操作が可能な設計とする（「5.1.5 環境条件等」）。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管する。可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は資機材（ホース展張回収車 2 台以上、ユニック車 2 台以上及びフォークリフト 2 台以上）による運搬又は車両による移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。操作に際しては手順どおりの操作でなければ接続できない構造の設計としている。現場で操作を行う際は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。現場での接続作業は、コネクタ、プラグ、ボルト締めフランジ又は簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とし、操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作スイッチは運転員の操作性及び人間工学的観点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にあつては、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替える設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、原則として、ケーブルはコネクタ又はプラグを用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においては簡便な接続規格を用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法を用い</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る設計とする。また、発電用原子炉施設が相互に使用することができるように、3号機及び4号機とも同一規格又は同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管のうち、当該ポンプを同容量かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備は、資機材（ホース展張回収車2台以上、ユニック車2台以上及びフォークリフト2台以上）を用いて運搬又は車両により移動するとともに、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。</p> <p>アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。</p> <p>屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを3号機及び4号機で1セット1台使用する。ホイールローダの保有数は、3号機及び4号機で1セット1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台（3号及び4号機共用）を分散して保管する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所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高さアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>自然現象のうち凍結及び森林火災、並びに外部人為事象のうち飛来物（航空</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>機落下等)、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊や道路面の地盤の滑りに対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策や陥没対策を講じるが、想定を上回る段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。さらに、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な配置、空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。また、非破壊検査が必要な設備は、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、試験及び検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験及び検査ができる設計とする。</p> <p>多様化自動作動設備は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち電源は、電気系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として、分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前	変更後
<p>5.3 材料及び構造等</p> <p>5.3.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）又は「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（JSME CCV 規格）等に従い設計する。</p> <p>但し、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物の材料及び構造であって、以下によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう JSME 設計・建設規格又は JSME CCV 規格を参考に同等以上であることを確認する。また、重大事故等クラス 3 機器であって、完成品は、以下によらず、消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し、使用環境及び使用条件に対して、要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス 2 容器及び重大事故等クラス 2 管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は、母材と同等の方法、同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、「主要設備リスト」による。</p> <p>5.3.1.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器であって、鋼製部のみで原子炉格納容器の構造及び強度を持つ部分（以下「鋼製耐圧部」という。）及びコンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>e. 重大事故等クラス 3 機器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して日本工業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な圧縮強度を有するコンクリートを使用する。</p> <p>g. コンクリート製原子炉格納容器は、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有するコンクリートを使用する。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス 1 容器は、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>原子炉容器については、原子炉容器の脆性破壊を防止するため、中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し、適切な破壊じん性を維持できるように、1 次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>めて管理する。</p> <p>b. クラス 1 機器（クラス 1 容器を除く。）、クラス 1 支持構造物（クラス 1 管及びクラス 1 弁を支持するものを除く。）、クラス 2 機器、クラス 3 機器（工学的安全施設に属するものに限る。）、鋼製耐圧部、コンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等、炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 2 機器のうち、原子炉容器については、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>c. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>(3) 非破壊試験</p> <p>クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物（棒及びボルトに限る。）、クラス 2 機器（鋳造品に限る。）、炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は、非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.3.1.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、鋼製耐圧部、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート、炉心支持構造物、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器は、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態（以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. クラス 1 支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>c. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ及び附属物（以下「貫通部スリーブ等」という。）が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>また、ライナアンカについては、全ての荷重状態において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス 1 支持構造物であって、クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、b. にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>e. クラス 1 容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 管、クラス 1 弁、クラス 1 支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部等については、補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部等については、補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>g. クラス 1 容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 管、クラス 1 支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>i. クラス 4 管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>j. クラス 1 容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 支持構造物（クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）は、試験状態において、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>中する構造上の不連続部等については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>k. 格納容器再循環サンプスクリーンは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>l. クラスⅡ支持構造物であって、クラスⅡ機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラスⅡ機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断が生じないように設計する。</p> <p>m. 重大事故等クラスⅡ支持構造物であって、重大事故等クラスⅡ機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラスⅡ機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>a. クラスⅠ容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラスⅠ管、クラスⅠ弁（弁箱に限る。）、クラスⅠ支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラスⅠ容器、クラスⅠ管、クラスⅠ弁（弁箱に限る。）、クラスⅠ支持構造物、クラスⅡ管（伸縮継手を除く。）、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>c. クラスⅡ機器、クラスⅢ機器及び重大事故等クラスⅡ機器の伸縮継手は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じな</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>い設計とする。</p> <p>d. 重大事故等クラス 2 管（伸縮継手を除く。）は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス 1 容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）、クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス 1 容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）及びクラス 1 支持構造物（クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 機器、重大事故等クラス 2 容器、重大事故等クラス 2 管及び重大事故等クラス 2 支持構造物（重大事故等クラス 2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 鋼製耐圧部は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>e. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス 2 支持構造物であって、クラス 2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないよう設計する。</p> <p>(5) 圧縮破壊の防止</p> <p>コンクリート製原子炉格納容器のコンクリートは、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(6) 引張破断の防止 コンクリート製原子炉格納容器の鉄筋等は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、破断に至るひずみが生じない設計とする。</p> <p>(7) せん断破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、せん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じない設計とする。</p> <p>(8) ライナプレートにおける荷重及びコンクリート部の変形等による強制ひずみの制限 コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分を除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、破断に至らない設計とする。</p> <p style="text-align: center;">—</p> <p>5.3.1.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について クラス 1 容器、クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 容器、クラス 3 管、クラス 4 管、原子炉格納容器、重大事故等クラス 2 容器及び重大事故等クラス 2 管のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 不連続で特異な形状でない設計とする。 ・ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・ 適切な強度を有する設計とする。 	<p>(6) 引張破断の防止 変更なし</p> <p>(7) せん断破壊の防止 変更なし</p> <p>(8) ライナプレートにおける荷重及びコンクリート部の変形等による強制ひずみの制限 変更なし</p> <p>(9) 破断前漏えいの配慮について 構造及び強度については、破断前漏えい（LBB）概念を適用した荷重を適切に考慮した設計とする。</p> <p>5.3.1.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について 変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。	

変更前

変更後

変更前

変更後

変更前	変更後
<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 1次冷却材の循環設備</p> <p>2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、1次冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより1次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む）を考慮した設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉容器及びその附属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 1次冷却系を構成する機器及び配管（1次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1次冷却系統配管及び弁等）</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>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、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度変化は、1次冷却設備、工学的安全施設、余熱除去設備、主蒸気・主給水設備、蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備、計測制御系統施設の作動により、許容される範囲内に制御できる設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においては、最高使用圧力の1.1倍以下となるように設計する。</p> <p>1次冷却材に触れる原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、1次冷却材ポンプ、配管、弁等は、耐食性を考慮して、ステンレス鋼又はこれと同等以上の耐食性を有する材料を使用し、蒸気発生器の伝熱管には耐食性と機械的性質の点から特にニッケル・クロム・鉄合金を使用する。</p> <p>また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに、1次冷却</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。</p> <p>2.3 1次冷却設備</p> <p>2.3.4 流路に係る設備</p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器は、重大事故等時の1次系のフィードアンドブリード時、充てんポンプ、高圧注入ポンプ若しくは余熱除去ポンプによる炉心注入時、B格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ若しくは可搬型ディーゼル注入ポンプ（3,4号機共用（以下同じ。））による代替炉心注入時、余熱除去ポンプによる低圧再循環時、高圧注入ポンプによる高圧再循環時又はB格納容器スプレイポンプ若しくはB高圧注入ポンプによる代替再循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>炉心支持構造物にあつては、重大事故に至るおそれのある事故時において、1次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>10. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>変更なし</p>

表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト

		変 更 前						変 更 後								
設備区分	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1)(注2) 重大事故等対処設備				名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1)(注2) 重大事故等対処設備			
				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
一次冷却材の循環設備	—	原子炉本体 原子炉容器	原子炉容器	—	常設耐震／防止 常設／緩和	SAクラス2			変更なし	変更なし	変更なし					

(注1) 表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」に記載する「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(注2) 特定重大事故等対処施設含む。

(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>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格のうち、本工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <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">● 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)● 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 NA1-2002 発電用原子力設備規格 維持規格● JSME S NA1-2008 発電用原子力設備規格 維持規格● JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格● JSME S NB1-2012/2013 発電用原子力設備規格 溶接規格● JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格● JSME S NC1-2005 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>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は以下のとおり。</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> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> • JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 • JSME S NC1-2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 • JSME S NJ1-2012 発電用原子力設備規格 材料規格 • 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 — — — — 	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <ul style="list-style-type: none"> • ASME BOILER&PRESSURE VESSEL CODE SEC. II MATERIALS (2007 Edition,2008a Addenda,2009b Addenda) • 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998) • JSME S 017-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 • 「Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture」 (ANSI/ANS-58.2-1988)

上記の他「耐震設計に係る工認審査ガイド」を参照する。

表1 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）

	原子炉本体	原子炉冷却系統施設	計測制御系統施設
原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)	○		○
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 NA1-2002 発電用原子力設備規格 維持規格	○		○
JSME S NA1-2008 発電用原子力設備規格 維持規格	○		○
JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格	○		○
JSME S NB1-2012/2013 発電用原子力設備規格 溶接規格	○		○
JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	○		○
JSME S NC1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	○		○
JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	○		○
JSME S NC1-2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	○		○
JSME S NJ1-2012 発電用原子力設備規格 材料規格	○		○

	原子炉本体	原子炉冷却系統施設	計測制御系統施設
【事例規格】発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）発電用原子力設備規格設計・建設規格	○	/	○
ASME BOILER&PRESSURE VESSEL CODE SEC. II MATERIALS (2007 Edition,2008a Addenda,2009b Addenda)	○		○
原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)	○		○
JSME S 017-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針	○		○
「Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture」(ANSI/ANS-58.2-1988)	○		○

変更前	変更後
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格のうち、本工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号) 	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉冷却系統施設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 style="text-align: center;">変更なし</p>

12 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査、2.1.3 燃料体に係る検査及び3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

計測制御系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものを除く。）にあつては、次の事項

- 3 制御棒駆動装置の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、駆動方法、個数、取付箇所、駆動速度及び挿入時間並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設 (1/2)

			変更前	変更後	
名称			制御棒クラスタ駆動装置	変更なし	
制御棒駆動装置	種類	—	磁気ジャック式駆動装置	同 左	
	最高使用圧力	MPa	17.16	同 左	
	最高使用温度	℃	343	同 左	
	主要寸法	長さ	mm	5,707 ^(注1)	5,722 ^(注1)
		たて	mm	274 ^(注1)	変更なし
			横	mm	
		厚さ	mm	 (12.436 ^(注1))	 (15.0 ^(注1))
	材料	—	SUSF316	同 左	
	駆動方法	—	磁気ジャック式	同 左	
	個数	—	53 (予備4 ^(注2))	同 左	
	取付箇所	系統名 (ライオン名)	—	—	変更なし
		設置床	—	原子炉格納容器 EL.2.75m	
		溢水防護上の区画番号	—	—	
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—	
駆動速度	cm/min	(最大) 114.3	同 左		
挿入時間	s	2.5 以下 (原子炉トリップ信号発信から全ストロークの85%に至るまでの時間)	同 左		

			変 更 前		変 更 後
原 動 機	種	類	—	電動発電機	
	出	力	kVA/個	438	
	個	数	—	2	
	取 付 箇 所	系 (ラ イ ン 名)	統 名 ()	—	A M-Gセット
設 置 床		—	—	原子炉周辺建屋 EL.3.7m	原子炉周辺建屋 EL.3.7m
	溢水防護上の区画番号	—	—		変更なし
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—		

(注1) 公称値

(注2) 駆動軸アセンブリと駆動コイルを含まない。

4 ほう酸注入機能を有する設備に係る次の事項

- (2) 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、原子炉本体のうち原子炉容器であり、ほう酸注入機能を有する設備として兼用する。

・常設

原子炉容器

10 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格(申請に係るものに限る。)

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」(解釈を含む。)を重要施設とする。(以下「重要施設」という。) 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。(以下「安全施設」という。) 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。(以下「重要安全施設」という。) 4. 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. 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>計測制御系統施設の共通項目である「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（5.8 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く）、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 style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1.計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統</p> <p>1.1.1 制御棒制御系統及びほう酸注入設備共通</p> <p>発電用原子炉施設には、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と、フィードアンドブリード方式により1次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御する化学体積制御設備の、独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し、計画的な出力変化に伴う反</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>これらの制御方式に加えて、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にし、また、中性子束分布を平坦化するため、必要に応じてバーナブルポイズンを使用する設計とする。</p> <p>通常運転時の高温状態において、独立した原子炉停止系統である制御棒制御系による制御棒クラスターの炉心への挿入及び化学体積制御設備による 1 次冷却材中へのほう酸注入は、それぞれ発電用原子炉をキセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できる設計とする。運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても、制御棒制御系による制御棒クラスターの炉心への挿入により、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉をキセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できる設計とする。キセノン崩壊により反応度が添加された以降の長期的な未臨界の維持については、化学体積制御設備による 1 次冷却材中へのほう酸注入により、高温状態で未臨界を維持できる設計とする。</p> <p>「2 次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスターの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による 1 次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後において未臨界を維持できる設計とする。</p> <p>設置（変更）許可を受けた 1 次冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において、原子炉停止系統である制御棒制御系による制御棒クラスターの炉心への挿入により、発電用原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、化学体積制御設備による 1 次冷却材中へのほう酸注入により、発電用原子炉を未臨界に維持できる設計とし、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスターの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による 1 次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ設計基準事故後において未臨界を維持できる設計とする。</p> <p>制御棒クラスター、ほう酸及びバーナブルポイズンは、通常運転時における圧</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性及び核性質、耐食性、化学的安定性を保持できる設計とする。</p> <p>1.1.2 制御棒制御系統</p> <p>制御棒クラスタは、反応度価値の最も大きな制御棒クラスタ 1 本が、完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できない場合においても原子炉停止系統の能力を満足する設計とする。</p> <p>制御棒クラスタ 1 本が飛び出した場合の最大反応度価値は、設置（変更）許可を受けた「制御棒飛び出し」の評価で想定した制御棒挿入限界に制御棒クラスタ位置を制限することで、また、制御棒引き抜きによる反応度添加率は、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒クラスタの引抜最大速度を制限することで、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉容器内部構造物の損壊を起こさない設計とする。</p> <p>制御棒クラスタ 1 本が飛び出した場合における過大な反応度の添加を防止するため、保安規定に制御棒の挿入限界を定めて管理する。</p> <p>制御棒クラスタは、24 本の制御棒の上端をスパイダで固定し、駆動軸に連結するもので、炉心全体にわたって一様に分布配置し、これを燃料集合体内の制御棒案内シンブルに挿入する。各制御棒は中性子吸収材をステンレス鋼管に入れた構造とする。バーナブルポイズンは、ほう素を耐食性の被覆管に充てんしたバーナブルポイズン棒をクラスタ状にしたもので、制御棒クラスタ等が入っていない燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入する構造とする。</p> <p>制御棒クラスタ駆動装置は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できる設計、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で駆動できない設計とする。</p> <p>なお、設置（変更）許可を受けた仕様及び運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間、並びに「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>制御棒クラスタは各信号（中間領域中性子束高、出力領域中性子束高、過大温度ΔT 高、過大出力ΔT 高）により自動及び手動引抜きを阻止できる設計とする。</p> <p>制御棒クラスタ駆動装置は、原子炉容器上部ふたに取付け、ラッチアセンブリ、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、駆動軸等で構成し、コイルとラッチ機構によって制御棒クラスタ駆動軸を駆動並びに保持する構造とし、駆動動力源が喪失した場合に、制御棒クラスタを炉心内に自重で落下させることにより、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に動作させない設計とする。</p> <p>制御棒クラスタ駆動装置にあつては、制御棒案内シムブル下部のダッシュポットの緩衝作用により、制御棒の挿入時のスクラム荷重、地震荷重が作用しても衝撃により制御棒、燃料体、反射材その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。</p> <p>制御棒クラスタ駆動装置のコイルアセンブリの運転中の発熱を除去するため、制御棒駆動装置冷却装置を設け、常時制御棒クラスタ駆動装置を冷却する設計とする。また、制御棒駆動装置冷却ユニットは、1次冷却材漏えい時において、格納容器再循環ユニットとあいまって、漏えい蒸気を凝縮することができる設計とする。</p> <p>1.1.3 ほう酸注入設備</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、原子炉停止系統のうち化学体積制御設備による1次冷却材中へのほう酸注入は、キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として重大事故等対処設備（ほう酸水注入）を設ける。</p> <p>制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護ロジック盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合のほう酸水注入として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てんポンプを使</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>用する。</p> <p>ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入弁を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。</p> <p>ほう酸ポンプが故障により使用できない場合のほう酸水注入として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。</p> <p>化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は、重大事故等時のほう酸水注入時（ほう酸ポンプが故障により使用できない場合を含む。）に、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器は、重大事故等時のほう酸水注入時（ほう酸ポンプが故障により使用できない場合を含む。）において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>炉心支持構造物にあつては、重大事故に至るおそれのある事故時において、1次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>2. 主要対象設備</p> <p>計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については「表2 計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>変更なし</p>

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト

設備区分	機器区分	名称	変更前						変更後						
			(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	
制御棒駆動装置	制御棒 駆動装置	制御棒クラスタ 駆動装置	S	クラス1	—	—		変更なし	変更なし	変更なし					
ほう酸注入機能を有する設備	容器	原子炉容器	—		常設耐震/防止	SAクラス2		変更なし	変更なし	変更なし					

(注1) 表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」に記載する「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(注2) 特定重大事故等対処施設含む。

(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>計測制御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、原子炉冷却系統施設の「(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>計測制御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、原子炉冷却系統施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格のうち、本工事計画において適用する基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">● 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>計測制御系統施設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 style="text-align: center;">変更なし</p>

11 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「9 原子炉本体に係る工事の方法」（1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査、2.1.3 燃料体に係る検査及び3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

3. 工事工程表

第 1 表 工事工程表

年月 項目	令和 4 年												令和 5 年										
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11			
原子炉本体		□※																					
原子炉冷却系統 施設		□※																					
計測制御系統 施設		□※																					

— : 現地工事期間

□ : 構造、強度又は漏えいに係る検査

◇ : 臨界反応操作を開始できる段階の検査

○ : 工事完了時の検査

◎ : 品質マネジメントシステムに係る検査

※ 検査時期は、設計及び工事の計画の進捗により変更となる可能性がある。

4. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

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

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

2. 適用範囲・定義

2.1 適用範囲

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

2.2 定義

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

(1) 実用炉規則

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

(2) 技術基準規則

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

(3) 実用炉規則別表第二対象設備

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

(4) 適合性確認対象設備

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

3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

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

3.1 設計、工事及び検査に係る組織

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

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

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

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

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

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

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に係る管理

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

(2) 主要な耐圧部の溶接部に係る管理

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

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

設工認における設計、工事及び検査の各段階を第 3.2-1 表に示す。

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

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

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

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

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

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

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

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

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

3.3 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績に係る計画

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

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

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

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

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

3.3.3 設工認における設計及び設計開発の結果に係る情報に対する検証

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

(1) 設計（設計 1、2）の実施

- a. 「設計 1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
- b. 「設計 2」として、「設計 1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

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

(2) 設計開発の結果に係る情報に対する検証

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

3.3.4 設計における変更

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

3.4 工事に係る品質管理の方法

原子力部門は、工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。

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

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

3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）

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

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

原子力部門は、設工認に基づく設備を設置するための工事を「工事の方法」並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

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

3.5 使用前事業者検査

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

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

原子力部門は、以下の項目について使用前事業者検査を実施する。

I 実設備の仕様の適合性確認

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

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

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

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

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

3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり の明確化

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

3.5.3 使用前事業者検査の計画

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

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

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

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

3.5.4 検査計画の管理

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

3.5.5 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

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

3.5.6 使用前事業者検査の実施

原子力部門は、以下のとおり使用前事業者検査を実施する。

(1) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

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

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

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。

(3) 使用前事業者検査の実施

検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

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

3.6 設工認における調達管理の方法

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

3.6.1 供給者の技術的評価

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

3.6.2 供給者の選定

原子力部門は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に定める重要度に供給信頼度を加味した品質重要度分類等に従いグレード分けを行い管理する。

3.6.3 調達製品の調達管理

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

(1) 調達仕様書の作成

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

(「(2) 調達製品の管理」参照)

(2) 調達製品の管理

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

(3) 調達製品の検証

調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。また、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.6.4 受注者品質保証監査

原子力部門は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持する

ための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質保証監査を実施する。

3.6.5 設工認における調達管理の特例

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

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

原子力部門は、設工認に係る文書及び記録について、以下の管理を実施する。

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

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

(2) 供給者が所有する図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

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

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

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

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

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

(1) 計測器の管理

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

(2) 機器、弁及び配管等の管理

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

3.8 不適合管理

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

4. 適合性確認対象設備の保守管理

原子力部門は、設工認に基づく工事を保安規定に基づき管理する。

5. 変更の理由

国内外の600ニッケル基合金を使用している原子炉容器上部ふた管台の応力腐食割れの損傷事例を踏まえ、現状問題ないが、更なる信頼性向上として、耐応力腐食割れに優れた690ニッケル基合金を用いた原子炉容器上部ふたに取り替える。

6. 添付書類

(1) 添付資料

(2) 添付図面

(1) 添付資料

- | | | |
|------|---|---|
| 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 | 2 | 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 |
| 添付資料 | 3 | クラス 1 機器の応力腐食割れ対策に関する説明書 |
| 添付資料 | 4 | 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 |
| 添付資料 | 5 | 耐震性に関する説明書 |
| 添付資料 | 6 | 強度に関する説明書 |
| 添付資料 | 7 | 原子炉本体の基礎に関する説明書 |
| 添付資料 | 8 | 原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書 |
| 添付資料 | 9 | 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書 |

(2) 添付図面

- 第 1 図 原子炉本体の構造図
- 第 2 図 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面
- 第 3 図 原子炉冷却系統施設の系統図
- 第 4 図 計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面
- 第 5 図 計測制御系統施設の系統図
- 第 6 図 計測制御系統施設の構造図

添付資料目次

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	1-1	発電用原子炉の設置の許可（本文（五号））との整合性に関する説明書
添付資料	1-2	発電用原子炉の設置の許可（本文（十一号））との整合性に関する説明書
添付資料	2	設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
添付資料	3	クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書
添付資料	4	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
添付資料	5	耐震性に関する説明書
添付資料	5-1	耐震設計の基本方針
添付資料	5-2	波及的影響に係る基本方針
添付資料	5-3	申請設備に係る耐震設計の基本方針
添付資料	5-4	耐震計算方法
添付資料	5-5	耐震計算結果
添付資料	5-6	制御棒クラスターの挿入性評価
添付資料	5-7	水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果
添付資料	5-別紙	計算機プログラム（解析コード）の概要

添付資料 6	強度に関する説明書
添付資料 6-1	強度計算の基本方針
添付資料 6-1-1	強度計算の基本方針の概要
添付資料 6-1-2	クラス 1 容器の強度計算の基本方針
添付資料 6-1-3	重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針

添付資料 6-2	強度計算方法
添付資料 6-2-1	強度計算方法の概要
添付資料 6-2-2	クラス 1 容器の強度計算方法
添付資料 6-2-3	重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法

添付資料 6-3	強度計算書
添付資料 6-3-1	強度計算書の概要
添付資料 6-3-2	クラス 1 容器の強度計算書
添付資料 6-3-3	重大事故等クラス 2 容器の強度計算書

添付資料 6-別添	原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価結果に関する説明書
添付資料 6-別紙	計算機プログラム（解析コード）の概要
添付資料 7	原子炉本体の基礎に関する説明書
添付資料 8	原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書

- 添付資料 9 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
に関する説明書
- 添付資料 9-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
- 添付資料 9-2 本設計及び工事の計画に係る設計の実績、工事及び
検査の計画

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

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

- 添付資料 1-1 発電用原子炉の設置の許可（本文（五号））との整合性に関する説明書
- 添付資料 1-2 発電用原子炉の設置の許可（本文（十一号））との整合性に関する説明書

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

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	1 (3) - 1 - 1
2. 基本方針	1 (3) - 1 - 1
3. 記載の基本事項	1 (3) - 1 - 1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	1 (3) - 1 - 2
五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	
ロ．発電用原子炉施設の一般構造	
(3) その他の主要な構造	1 (3) - 1 - 3
(i) a. 設計基準対象施設	
ハ．原子炉本体の構造及び設備	
(4) 原子炉容器	1 (3) - 1 - 5
(i) 構 造	
(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度	
ヘ．計測制御系統施設の構造及び設備	
(3) 制御設備	1 (3) - 1 - 7
(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造	

1. 概 要

本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることを、玄海原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の「本文（五号）」との整合性により示すものである。

2. 基本方針

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

また、「本文（十号）」に記載する解析条件との整合性、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は参考情報として記載する。

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。なお、「本文（十号）」については、「本文（五号）」内の該当箇所に挿入する。
- (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) 工事計画は、必要により既工事計画のものを記載する。
- (5) 「本文（十号）」との整合性に関する補足説明は一重枠囲みにより記載する。
「本文（五号）」との整合性に関する補足説明は原則として「整合性」欄に記載するが、欄内に記載しきれないものについては別途、二重枠囲みにより記載する。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

にて認可された工事計画の「発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書」による。

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ、発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本発電用原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設</p> <p>(g) 安全施設</p> <p>(g-2) ①安全施設は、②蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、③破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、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>1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.7 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 25 年 7 月 12 日申請）に係る安全設計の方針</p> <p>1.12.7.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合（安全施設）</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>5 について</p> <p>発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。</p> <p>発電所内の施設については、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。</p> <p>さらに、万タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-Gカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。</p> <p><中略></p>	<p>【原子炉冷却系統施設】</p> <p>(基本設計方針)「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p> <p>①設計基準対象施設に属する設備は、②蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、③原子力委員会、原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、原子炉格納容器、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットが破損する確率を評価し、判定基準 10⁻⁷/年以下となることを確認する。</p> <p>高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器のうち、1 次冷却材ポンプフライホイールにあっては、安全性を損なわないよう、限界回転</p>	<p>① 設計及び工事の計画の「設計基準対象施設に属する設備」は、設置変更許可申請書（本文）の「安全施設」を含んでおり、整合している。</p> <p>② 設計及び工事の計画の②は、設置変更許可申請書（本文）の「蒸気タービン等の損壊」を詳細に記載しており、整合している。</p> <p>③ 設計及び工事の計画の③は、設置変更許可申請書（本文）の</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>数が予想される最大回転数に比べて十分大きくなる設計とする。また、その他の高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとり、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮する設計とする。</p>	<p>「破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くする」について、引用する内規及び判定基準値を詳細に記載しており、整合している。</p>	

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																																																																																							
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(4) 原子炉容器</p> <p>(i) 構造</p> <p>＜中略＞</p> <p>b. 主要寸法</p> <p>①内径 約4.4m</p> <p>①全高 約12.9m</p> <p>①最小肉厚 </p> <p>c. 材料</p> <p>①母材 低合金鋼 (JIS G3120及びJIS G3204)</p> <p>①肉盛り ステンレス鋼</p> <p>＜中略＞</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>(本文十号)</p> <p>主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器は設計値を用いるものとする。</p> </div>	<p>5. 原子炉冷却系統施設</p> <p>5.1 1次冷却設備</p> <p>5.1.1 通常運転時等</p> <p>5.1.1.5 主要設備</p> <p>5.1.1.5.1 原子炉容器</p> <p>第5.1.4表 原子炉容器の設備仕様</p> <p>＜中略＞</p> <p>主要寸法</p> <p>内径 約4.39m</p> <p>全高 約12.9m</p> <p>最小肉厚 </p> <p>材 料</p> <p>母材 低合金鋼 (JIS G 3120相当品及びJIS G 3204相当品)</p> <p>肉盛り ステンレス鋼</p> <p>スタッド 低合金高張力鋼</p> <p>＜中略＞</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>①</p> <p>設計及び工事の計画の①は、設置変更許可申請書(本文)の①を詳細に記載しており、整合している。</p> </div>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <p>7 原子炉容器に係る次の事項</p> <p>①</p> <p>(1) 原子炉容器本体の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び鋼種並びに監視試験片の種類、初裝荷個数及び取付箇所 (1/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器</td> <td>原子炉容器 (注1)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>種 類</td> <td>たて置円筒上下半球殻容器</td> <td>同 左 (注4)</td> </tr> <tr> <td>容 量 (注2) (注3)</td> <td>m³</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>最 高 使 用 圧 力</td> <td>MPa</td> <td>17.16 (注5) 18.9 (注5)</td> </tr> <tr> <td>最 高 使 用 温 度</td> <td>℃</td> <td>343 (注5) 302 (注5)</td> </tr> <tr> <td>鋼 種</td> <td>上 部: 4.349.8 (注6) 下 部: 4.405.2 (注6)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>鋼 板 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>上部: 277.9 (注6) 下部: 225 (注6)</td> </tr> <tr> <td>鋼 板 内 半 径</td> <td>mm</td> <td>上部: 2,184.4 (注6) 下部: 2,245.5 (注6)</td> </tr> <tr> <td>鋼 板 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>上部: 189 (注6) 下部: 140 (注6)</td> </tr> <tr> <td>肉 盛 り 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>5.5 (注6)</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>mm</td> <td>12,906.7 (注6)</td> </tr> <tr> <td>入 口 管 台 内 径</td> <td>mm</td> <td>709.5 (注6)</td> </tr> <tr> <td>入 口 管 台 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>70.25 (注6)</td> </tr> <tr> <td>入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径</td> <td>mm</td> <td>698.25 (注6)</td> </tr> <tr> <td>入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>73.875 (注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 内 径</td> <td>mm</td> <td>747.6 (注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>67.2 (注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径</td> <td>mm</td> <td>736.35 (注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>72.825 (注6)</td> </tr> <tr> <td>空 気 抜 管 外 径</td> <td>mm</td> <td>34 (注6)</td> </tr> <tr> <td>空 気 抜 管 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>6.4 (注6)</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト径 (本数)</td> <td>mm</td> <td>177.8 (注6) (54本)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2/2)</p> <p>①</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>材 質</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>上部ふた</td> <td>SQV2A</td> <td>SFVQ1A</td> </tr> <tr> <td>上部フランジ</td> <td>SFVQ1A</td> <td>SFVQ1A</td> </tr> <tr> <td>上部フランジ</td> <td>SFVQ1A</td> <td>SFVQ1A</td> </tr> <tr> <td>下部フランジ</td> <td>SFVQ1A</td> <td>SFVQ1A</td> </tr> <tr> <td>下部フランジ</td> <td>SFVQ1A</td> <td>SFVQ1A</td> </tr> <tr> <td>下部フランジ</td> <td>SQV2A</td> <td>SQV2A</td> </tr> <tr> <td>入口管台</td> <td>SFVQ1A</td> <td>SFVQ1A</td> </tr> <tr> <td>出口管台</td> <td>SFVQ1A</td> <td>SFVQ1A</td> </tr> <tr> <td>入口管台セーフエンド</td> <td>SUSP316</td> <td>SUSP316</td> </tr> <tr> <td>出口管台セーフエンド</td> <td>SUSP316</td> <td>SUSP316</td> </tr> <tr> <td>空気抜管</td> <td>NCF60TP</td> <td>GNCF60CM</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト、ナット</td> <td>SNB24-3</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>肉盛り材</td> <td>ステンレス鋼 (溶接クラッド)</td> <td>同 左 (注4)</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>系 統 名 (ライン名)</td> <td>原子炉容器 1次冷却系統ライン</td> <td></td> </tr> <tr> <td>付 設 機 床</td> <td>原子炉格納容器 EL2.75m</td> <td></td> </tr> <tr> <td>溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号</td> <td>-</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>溢 水 防 護 上 の 配 置 必 要 な 高 さ</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>種 類</td> <td>カプセル型</td> <td></td> </tr> <tr> <td>初 装 荷 個 数</td> <td>6</td> <td></td> </tr> <tr> <td>取 付 箇 所</td> <td>中心四隅</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 原子炉冷却系統施設のうち1次冷却材の循環設備及び制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。 (注2) 制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備に使用する場合の記載事項。 (注3) 重大事故等時における使用時の値。 (注4) 管路として使用するため容量は設定しない。 (注5) 公称値。 (注6) 今回の申請範囲は、上部ふたの範囲である。 (注7) 一体型の上部ふたに変更するため記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。</p>	名 称	変 更 前	変 更 後	原子炉容器	原子炉容器 (注1)	変更なし	種 類	たて置円筒上下半球殻容器	同 左 (注4)	容 量 (注2) (注3)	m³	変更なし	最 高 使 用 圧 力	MPa	17.16 (注5) 18.9 (注5)	最 高 使 用 温 度	℃	343 (注5) 302 (注5)	鋼 種	上 部: 4.349.8 (注6) 下 部: 4.405.2 (注6)	変更なし	鋼 板 厚 さ	mm	上部: 277.9 (注6) 下部: 225 (注6)	鋼 板 内 半 径	mm	上部: 2,184.4 (注6) 下部: 2,245.5 (注6)	鋼 板 厚 さ	mm	上部: 189 (注6) 下部: 140 (注6)	肉 盛 り 厚 さ	mm	5.5 (注6)	高 さ	mm	12,906.7 (注6)	入 口 管 台 内 径	mm	709.5 (注6)	入 口 管 台 厚 さ	mm	70.25 (注6)	入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径	mm	698.25 (注6)	入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ	mm	73.875 (注6)	出 口 管 台 内 径	mm	747.6 (注6)	出 口 管 台 厚 さ	mm	67.2 (注6)	出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径	mm	736.35 (注6)	出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ	mm	72.825 (注6)	空 気 抜 管 外 径	mm	34 (注6)	空 気 抜 管 厚 さ	mm	6.4 (注6)	スタッドボルト径 (本数)	mm	177.8 (注6) (54本)	材 質	変 更 前	変 更 後	上部ふた	SQV2A	SFVQ1A	上部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A	上部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A	下部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A	下部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A	下部フランジ	SQV2A	SQV2A	入口管台	SFVQ1A	SFVQ1A	出口管台	SFVQ1A	SFVQ1A	入口管台セーフエンド	SUSP316	SUSP316	出口管台セーフエンド	SUSP316	SUSP316	空気抜管	NCF60TP	GNCF60CM	スタッドボルト、ナット	SNB24-3	変更なし	肉盛り材	ステンレス鋼 (溶接クラッド)	同 左 (注4)	個 数	1		系 統 名 (ライン名)	原子炉容器 1次冷却系統ライン		付 設 機 床	原子炉格納容器 EL2.75m		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	-	変更なし	溢 水 防 護 上 の 配 置 必 要 な 高 さ	-		種 類	カプセル型		初 装 荷 個 数	6		取 付 箇 所	中心四隅			
名 称	変 更 前	変 更 後																																																																																																																																									
原子炉容器	原子炉容器 (注1)	変更なし																																																																																																																																									
種 類	たて置円筒上下半球殻容器	同 左 (注4)																																																																																																																																									
容 量 (注2) (注3)	m³	変更なし																																																																																																																																									
最 高 使 用 圧 力	MPa	17.16 (注5) 18.9 (注5)																																																																																																																																									
最 高 使 用 温 度	℃	343 (注5) 302 (注5)																																																																																																																																									
鋼 種	上 部: 4.349.8 (注6) 下 部: 4.405.2 (注6)	変更なし																																																																																																																																									
鋼 板 厚 さ	mm	上部: 277.9 (注6) 下部: 225 (注6)																																																																																																																																									
鋼 板 内 半 径	mm	上部: 2,184.4 (注6) 下部: 2,245.5 (注6)																																																																																																																																									
鋼 板 厚 さ	mm	上部: 189 (注6) 下部: 140 (注6)																																																																																																																																									
肉 盛 り 厚 さ	mm	5.5 (注6)																																																																																																																																									
高 さ	mm	12,906.7 (注6)																																																																																																																																									
入 口 管 台 内 径	mm	709.5 (注6)																																																																																																																																									
入 口 管 台 厚 さ	mm	70.25 (注6)																																																																																																																																									
入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径	mm	698.25 (注6)																																																																																																																																									
入 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ	mm	73.875 (注6)																																																																																																																																									
出 口 管 台 内 径	mm	747.6 (注6)																																																																																																																																									
出 口 管 台 厚 さ	mm	67.2 (注6)																																																																																																																																									
出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 内 径	mm	736.35 (注6)																																																																																																																																									
出 口 管 台 セ ー フ エ ン ド 厚 さ	mm	72.825 (注6)																																																																																																																																									
空 気 抜 管 外 径	mm	34 (注6)																																																																																																																																									
空 気 抜 管 厚 さ	mm	6.4 (注6)																																																																																																																																									
スタッドボルト径 (本数)	mm	177.8 (注6) (54本)																																																																																																																																									
材 質	変 更 前	変 更 後																																																																																																																																									
上部ふた	SQV2A	SFVQ1A																																																																																																																																									
上部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A																																																																																																																																									
上部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A																																																																																																																																									
下部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A																																																																																																																																									
下部フランジ	SFVQ1A	SFVQ1A																																																																																																																																									
下部フランジ	SQV2A	SQV2A																																																																																																																																									
入口管台	SFVQ1A	SFVQ1A																																																																																																																																									
出口管台	SFVQ1A	SFVQ1A																																																																																																																																									
入口管台セーフエンド	SUSP316	SUSP316																																																																																																																																									
出口管台セーフエンド	SUSP316	SUSP316																																																																																																																																									
空気抜管	NCF60TP	GNCF60CM																																																																																																																																									
スタッドボルト、ナット	SNB24-3	変更なし																																																																																																																																									
肉盛り材	ステンレス鋼 (溶接クラッド)	同 左 (注4)																																																																																																																																									
個 数	1																																																																																																																																										
系 統 名 (ライン名)	原子炉容器 1次冷却系統ライン																																																																																																																																										
付 設 機 床	原子炉格納容器 EL2.75m																																																																																																																																										
溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	-	変更なし																																																																																																																																									
溢 水 防 護 上 の 配 置 必 要 な 高 さ	-																																																																																																																																										
種 類	カプセル型																																																																																																																																										
初 装 荷 個 数	6																																																																																																																																										
取 付 箇 所	中心四隅																																																																																																																																										

原子炉設置変更許可申請書と設計及び工事の計画との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																					
<p>(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>圧 力 175kg/cm²G</p> <p>温 度 343℃</p>	<p>第5.1.4表 原子炉容器の設備仕様</p> <p><中略></p> <p>最高使用圧力 17.16MPa[gage] (175kg/cm²G)</p> <p>最高使用温度 343℃</p> <p><中略></p>	<p>【原子炉本体】</p> <p>(要目表)</p> <p>7 原子炉容器に係る次の事項</p> <p>(1) 原子炉容器本体の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び鋼板並びに監視試験片の種類、初装荷個数及び取付箇所 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="1762 420 2748 951"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種 類</td> <td>原子炉容器^(注1)</td> <td>たて置内筒上下半球籠容器</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>容 積</td> <td>m³</td> <td>...</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>最 大 使 用 圧 力</td> <td>MPa</td> <td>17.16 (18.9)</td> <td>同 左^(注5)</td> </tr> <tr> <td>最 大 使 用 温 度</td> <td>℃</td> <td>343 (362)</td> <td>同 左^(注5)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">胴 内 径</td> <td>mm</td> <td>上部：4,349.8^(注6) 下部：4,405.2^(注6)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>鋼 板 厚 さ</td> <td>上部：277.9^(注6) 下部：225^(注6)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">鏡 板 内 半 径</td> <td>mm</td> <td>上部：2,184.4^(注6) 下部：2,245.5^(注6)</td> <td>上部：変更前に同じ^(注6) 下部：変更なし</td> </tr> <tr> <td>鋼 板 厚 さ</td> <td>上部：183^(注6) 下部：140^(注6)</td> <td>上部：変更前に同じ^(注6) 下部：変更なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">内 張 り 厚 さ</td> <td>mm</td> <td>5.5^(注6)</td> <td>同 左^(注6)</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>12,906.7^(注6)</td> <td>同 左^(注6)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">入 口 管 台 内 径</td> <td>mm</td> <td>709.5^(注6)</td> <td rowspan="10">変更なし</td> </tr> <tr> <td>入 口 管 台 厚 さ</td> <td>70.25^(注6)</td> </tr> <tr> <td>入 口 管 台 セーフエンド内径</td> <td>698.25^(注6)</td> </tr> <tr> <td>入 口 管 台 セーフエンド厚さ</td> <td>75.875^(注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 内 径</td> <td>747.0^(注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 厚 さ</td> <td>67.2^(注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 セーフエンド内径</td> <td>736.35^(注6)</td> </tr> <tr> <td>出 口 管 台 セーフエンド厚さ</td> <td>72.825^(注6)</td> </tr> <tr> <td>空 気 抜 管 外 径</td> <td>34^(注6)</td> <td>34.0^(注6)</td> </tr> <tr> <td>空 気 抜 管 厚 さ</td> <td>6.4^(注6)</td> <td>6.4^(注6)</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト呼び径（本数）</td> <td>mm</td> <td>17.8^(注6) (54本)</td> <td>変更なし</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。 (注2) 計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備に使用する場合の記載事項。 (注3) 重大事故等時における使用時の値。 (注4) 流路として使用するため容量は設定しない。 (注5) 公称値 (注6) 今回の申請範囲は、上部ふたの範囲である。 (注7) 一体型の上部ふたに変更するため記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。</p>	名 称		変 更 前	変 更 後	種 類	原子炉容器 ^(注1)	たて置内筒上下半球籠容器	変更なし	容 積	m ³	...	変更なし	最 大 使 用 圧 力	MPa	17.16 (18.9)	同 左 ^(注5)	最 大 使 用 温 度	℃	343 (362)	同 左 ^(注5)	胴 内 径	mm	上部：4,349.8 ^(注6) 下部：4,405.2 ^(注6)	変更なし	鋼 板 厚 さ	上部：277.9 ^(注6) 下部：225 ^(注6)	変更なし	鏡 板 内 半 径	mm	上部：2,184.4 ^(注6) 下部：2,245.5 ^(注6)	上部：変更前に同じ ^(注6) 下部：変更なし	鋼 板 厚 さ	上部：183 ^(注6) 下部：140 ^(注6)	上部：変更前に同じ ^(注6) 下部：変更なし	内 張 り 厚 さ	mm	5.5 ^(注6)	同 左 ^(注6)	高 さ	12,906.7 ^(注6)	同 左 ^(注6)	入 口 管 台 内 径	mm	709.5 ^(注6)	変更なし	入 口 管 台 厚 さ	70.25 ^(注6)	入 口 管 台 セーフエンド内径	698.25 ^(注6)	入 口 管 台 セーフエンド厚さ	75.875 ^(注6)	出 口 管 台 内 径	747.0 ^(注6)	出 口 管 台 厚 さ	67.2 ^(注6)	出 口 管 台 セーフエンド内径	736.35 ^(注6)	出 口 管 台 セーフエンド厚さ	72.825 ^(注6)	空 気 抜 管 外 径	34 ^(注6)	34.0 ^(注6)	空 気 抜 管 厚 さ	6.4 ^(注6)	6.4 ^(注6)	スタッドボルト呼び径（本数）	mm	17.8 ^(注6) (54本)	変更なし	<p>17.16MPa=175kg/cm²G</p>	
名 称		変 更 前	変 更 後																																																																						
種 類	原子炉容器 ^(注1)	たて置内筒上下半球籠容器	変更なし																																																																						
容 積	m ³	...	変更なし																																																																						
最 大 使 用 圧 力	MPa	17.16 (18.9)	同 左 ^(注5)																																																																						
最 大 使 用 温 度	℃	343 (362)	同 左 ^(注5)																																																																						
胴 内 径	mm	上部：4,349.8 ^(注6) 下部：4,405.2 ^(注6)	変更なし																																																																						
	鋼 板 厚 さ	上部：277.9 ^(注6) 下部：225 ^(注6)	変更なし																																																																						
鏡 板 内 半 径	mm	上部：2,184.4 ^(注6) 下部：2,245.5 ^(注6)	上部：変更前に同じ ^(注6) 下部：変更なし																																																																						
	鋼 板 厚 さ	上部：183 ^(注6) 下部：140 ^(注6)	上部：変更前に同じ ^(注6) 下部：変更なし																																																																						
内 張 り 厚 さ	mm	5.5 ^(注6)	同 左 ^(注6)																																																																						
	高 さ	12,906.7 ^(注6)	同 左 ^(注6)																																																																						
入 口 管 台 内 径	mm	709.5 ^(注6)	変更なし																																																																						
	入 口 管 台 厚 さ	70.25 ^(注6)																																																																							
入 口 管 台 セーフエンド内径	698.25 ^(注6)																																																																								
入 口 管 台 セーフエンド厚さ	75.875 ^(注6)																																																																								
出 口 管 台 内 径	747.0 ^(注6)																																																																								
出 口 管 台 厚 さ	67.2 ^(注6)																																																																								
出 口 管 台 セーフエンド内径	736.35 ^(注6)																																																																								
出 口 管 台 セーフエンド厚さ	72.825 ^(注6)																																																																								
空 気 抜 管 外 径	34 ^(注6)	34.0 ^(注6)																																																																							
空 気 抜 管 厚 さ	6.4 ^(注6)	6.4 ^(注6)																																																																							
スタッドボルト呼び径（本数）	mm	17.8 ^(注6) (54本)	変更なし																																																																						

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>へ、計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造</p> <p>a. ①制御棒駆動装置</p> <p>(a) 個数 ②57</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>(d) 駆動方式</p> <p>通常運転時 <u>ラッチ式磁気ジャック駆動</u></p> <p>トリップ時 <u>重力による落下</u></p> <p>(e) 挿入時間及び駆動速度</p> <p>最大挿入時間 (トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間) ③2.2秒</p> <p>通常挿入・引抜最大速度 ④約114cm/min</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>(本文十号)</p> <p>制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。</p> </div>	<p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.3 反応度制御設備</p> <p>3.2.3.4 主要設備</p> <p>(3) 制御棒駆動装置</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p style="text-align: center;">第3.2.5表 制御棒駆動装置の設備仕様</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 20%;">駆動方式</td> <td style="width: 20%;">通常運転時</td> <td style="width: 20%;">ラッチ式磁気ジャック駆動</td> <td style="width: 20%;"></td> </tr> <tr> <td></td> <td>トリップ時</td> <td>重力による落下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>駆動装置数</td> <td></td> <td>57</td> <td>(うち4本は、将来の燃料設計変更に備えた予備)</td> </tr> <tr> <td>駆動速度 (最大)</td> <td></td> <td>約114cm/min</td> <td></td> </tr> <tr> <td>挿入時間 (トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)</td> <td></td> <td>2.2s以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1ステップ移動距離</td> <td></td> <td>約16mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源の種類</td> <td></td> <td>交流260V</td> <td></td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>設計及び工事の計画で使用している制御棒駆動装置の挿入時間に原子炉トリップ信号発信からクラスタ切離し時間の遅れ 0.3 秒を除いた時間が、設置変更許可申請書 (本文十号) で使用している値であり、整合している。</p> </div>	駆動方式	通常運転時	ラッチ式磁気ジャック駆動			トリップ時	重力による落下		駆動装置数		57	(うち4本は、将来の燃料設計変更に備えた予備)	駆動速度 (最大)		約114cm/min		挿入時間 (トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)		2.2s以下		1ステップ移動距離		約16mm		電源の種類		交流260V		<p>【計測制御系統施設】</p> <p>(要目表)</p> <p>3 制御棒駆動装置の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、駆動方法、個数、取付箇所、駆動速度及び挿入時間並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)</p> <p style="text-align: right;">(1/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">制 御 棒 駆 動 装 置</td> <td>種 類</td> <td>① 制御棒クラスタ駆動装置</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>電 機 種 類</td> <td>磁気ジャック式駆動装置</td> <td>同 左</td> </tr> <tr> <td>最 高 使 用 圧 力</td> <td>MPa 17.16</td> <td>同 左</td> </tr> <tr> <td>最 高 使 用 温 度</td> <td>℃ 343</td> <td>同 左</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主 要 寸 法</td> <td>長 さ</td> <td>mm 5,707^(注1)</td> <td>5,722^(注1)</td> </tr> <tr> <td>た て</td> <td>mm 274^(注1)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">厚 さ</td> <td>幅</td> <td>mm 274^(注1)</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>厚 さ</td> <td>mm 12.436^(注1)</td> <td>15.0^(注1)</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>SUS316</td> <td>同 左</td> </tr> <tr> <td>駆 動 方 法</td> <td>磁気ジャック式</td> <td>同 左</td> </tr> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取 付 箇 所</td> <td>個 数</td> <td>② 53 (予備4^(注2))</td> <td>同 左</td> </tr> <tr> <td>系 (ライン名)</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>設 置 箇 所</td> <td>原子炉格納容器 EL.2.75m</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>溢水防護上の区画番号</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>駆 動 速 度</td> <td>cm/min ④ (最大) 114</td> <td>同 左</td> </tr> <tr> <td>挿 入 時 間</td> <td>s ③ 2.5 以下</td> <td>同 左</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">(2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>変 更 前</th> <th>変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">原 動 機</td> <td>種 類</td> <td>電動発電機</td> <td>変更なし</td> </tr> <tr> <td>出 力</td> <td>kVA 438</td> <td></td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">取 付 箇 所</td> <td>系 (ライン名)</td> <td>A M-Gセット</td> <td>B M-Gセット</td> </tr> <tr> <td>設 置 箇 所</td> <td>原子炉周辺建屋 EL.3.7m</td> <td>原子炉周辺建屋 EL.3.7m</td> </tr> <tr> <td>溢水防護上の区画番号</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 公称値 (注2) 駆動軸アセンブリと駆動コイルを含まない。</p> <div style="border: 2px solid black; padding: 10px; margin-top: 20px;"> <p>①設計及び工事の計画の「制御棒クラスタ駆動装置」は、設置変更許可申請書 (本文) の「制御棒駆動装置」と同設備であり、整合している。</p> <p>②個数： 53+予備4=57</p> <p>③設計及び工事の計画の挿入時間 2.5 秒以下は、設置変更許可申請書 (本文) の 2.2 秒に原子炉トリップ信号発信からクラスタ切離し時間の遅れ 0.3 秒を加えた時間であることから整合している。</p> <p>④設計及び工事の計画の④は、設置変更許可申請書 (本文) の④を詳細に記載しており、整合している。</p> </div>	名 称		変 更 前	変 更 後	制 御 棒 駆 動 装 置	種 類	① 制御棒クラスタ駆動装置	変更なし	電 機 種 類	磁気ジャック式駆動装置	同 左	最 高 使 用 圧 力	MPa 17.16	同 左	最 高 使 用 温 度	℃ 343	同 左	主 要 寸 法	長 さ	mm 5,707 ^(注1)	5,722 ^(注1)	た て	mm 274 ^(注1)	変更なし	厚 さ	幅	mm 274 ^(注1)	変更なし	厚 さ	mm 12.436 ^(注1)	15.0 ^(注1)	材 料	SUS316	同 左	駆 動 方 法	磁気ジャック式	同 左	取 付 箇 所	個 数	② 53 (予備4 ^(注2))	同 左	系 (ライン名)	-	-	設 置 箇 所	原子炉格納容器 EL.2.75m	変更なし	溢水防護上の区画番号	-	-	溢水防護上の配慮が必要な高さ	-	-	駆 動 速 度	cm/min ④ (最大) 114	同 左	挿 入 時 間	s ③ 2.5 以下	同 左	名 称		変 更 前	変 更 後	原 動 機	種 類	電動発電機	変更なし	出 力	kVA 438		個 数	2		取 付 箇 所	系 (ライン名)	A M-Gセット	B M-Gセット	設 置 箇 所	原子炉周辺建屋 EL.3.7m	原子炉周辺建屋 EL.3.7m	溢水防護上の区画番号	-	-	溢水防護上の配慮が必要な高さ	-	-		
駆動方式	通常運転時	ラッチ式磁気ジャック駆動																																																																																																																				
	トリップ時	重力による落下																																																																																																																				
駆動装置数		57	(うち4本は、将来の燃料設計変更に備えた予備)																																																																																																																			
駆動速度 (最大)		約114cm/min																																																																																																																				
挿入時間 (トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)		2.2s以下																																																																																																																				
1ステップ移動距離		約16mm																																																																																																																				
電源の種類		交流260V																																																																																																																				
名 称		変 更 前	変 更 後																																																																																																																			
制 御 棒 駆 動 装 置	種 類	① 制御棒クラスタ駆動装置	変更なし																																																																																																																			
	電 機 種 類	磁気ジャック式駆動装置	同 左																																																																																																																			
	最 高 使 用 圧 力	MPa 17.16	同 左																																																																																																																			
	最 高 使 用 温 度	℃ 343	同 左																																																																																																																			
	主 要 寸 法	長 さ	mm 5,707 ^(注1)	5,722 ^(注1)																																																																																																																		
		た て	mm 274 ^(注1)	変更なし																																																																																																																		
	厚 さ	幅	mm 274 ^(注1)	変更なし																																																																																																																		
		厚 さ	mm 12.436 ^(注1)	15.0 ^(注1)																																																																																																																		
	材 料	SUS316	同 左																																																																																																																			
	駆 動 方 法	磁気ジャック式	同 左																																																																																																																			
取 付 箇 所	個 数	② 53 (予備4 ^(注2))	同 左																																																																																																																			
	系 (ライン名)	-	-																																																																																																																			
	設 置 箇 所	原子炉格納容器 EL.2.75m	変更なし																																																																																																																			
	溢水防護上の区画番号	-	-																																																																																																																			
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	-	-																																																																																																																			
駆 動 速 度	cm/min ④ (最大) 114	同 左																																																																																																																				
挿 入 時 間	s ③ 2.5 以下	同 左																																																																																																																				
名 称		変 更 前	変 更 後																																																																																																																			
原 動 機	種 類	電動発電機	変更なし																																																																																																																			
	出 力	kVA 438																																																																																																																				
	個 数	2																																																																																																																				
	取 付 箇 所	系 (ライン名)	A M-Gセット	B M-Gセット																																																																																																																		
		設 置 箇 所	原子炉周辺建屋 EL.3.7m	原子炉周辺建屋 EL.3.7m																																																																																																																		
溢水防護上の区画番号	-	-																																																																																																																				
溢水防護上の配慮が必要な高さ	-	-																																																																																																																				

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

玄海原子力発電所第3号機

目 次

	頁
1. 概 要	1 (3) - 2 - 1
2. 基本方針	1 (3) - 2 - 1
3. 記載の基本事項	1 (3) - 2 - 1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	1 (3) - 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（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることを、玄海原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の「本文（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」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。
- (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、玄海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、「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）に品質マネジメントシステム計画を定めている。「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品管計画」という。）は品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</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、玄海原子力発電所第3号機の原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。</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</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）の適用範囲に示す玄海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>(3) 保安に関する組織は、自らの原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p>	<p>3.2 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 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 390 2175 680"> <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>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>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> <td></td> <td></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 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 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 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 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>	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調達のグレード分け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												
<p>(4) 保安に関する組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確に定める。</p> <p>b. プロセスの順序及び相互関係を明確に定める。</p> <p>c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な保安に関する組織の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p>														

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>e. プロセスの運用状況を監視測定し、分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。</p> <p>g. プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと統合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(6) 保安に関する組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>保安に関する組織は、4.1(1)に従い品質マネジメントシステムを確立するときは、<u>保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</u></p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マネジメントシステムを規定する文書（以下「品質マニュアル」という。）</p> <p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書</p> <p>(4) <u>品管規則に規定する手順書、指示書、図面等</u>（以下「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>保安に関する組織は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 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、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認する。</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>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> <p>使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、<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>

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>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、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。</p> <p>5 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定める。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにする。</p> <p>(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにする。</p> <p>(4) 5.6.1 に規定するマネジメントレビューを実施する。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保するようにする。</p> <p>(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知するようにする。</p> <p>(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させるようにする。</p> <p>(8) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視</p> <p>社長は、組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p>		

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>5.3 品質方針 社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。 (1) 組織の目的及び状況に対して適切なものである。 (2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与する。 (3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものである。 (4) 要員に周知され、理解されている。 (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与する。</p> <p>5.4 計画 5.4.1 品質目標 (1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。 (2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 (1) 社長は、品質マネジメントシステムが 4.1 の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。 (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。 a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果 b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持 c. 資源の利用可能性 d. 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及び情報の伝達 5.5.1 責任及び権限 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>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。 (1) 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。 (2) 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について社長に報告する。 (3) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにする。 (4) 関係法令を遵守する。</p>	<p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織 <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> <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>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>

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>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与えるようにする。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。</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>(2) 管理者は、5.5.3(1)で与えられた責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>保安に関する組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 組織の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況</p> <p>(4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p>	<p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織</p> <p>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。</p> <p>設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文十一号）に基づき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。</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>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>(9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>(10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>(11) 部門又は要員からの改善のための提案</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 保安に関する組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善</p> <p>b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) 保安に関する組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、5.6.3(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に関する組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(1) 保安に関する組織は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定める。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずる。</p> <p>c. 6.2(2)b に基づく措置の実効性を評価する。</p> <p>d. 要員が、自らの個別業務について次に掲げる事項を認識しているようにする。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</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>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献 (c) 原子力の安全に対する当該業務の重要性 e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施 7.1 個別業務に必要なプロセスの計画 (1) 保安に関する組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。 (2) 保安に関する組織は、7.1(1)で策定した計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。 (3) 保安に関する組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。 a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果 b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項 c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源 d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。） e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録 (4) 保安に関する組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。</p> <p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス 7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項 保安に関する組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。 (1) 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項 (2) 関係法令 (3) 7.2.1(1)及び(2)に掲げるもののほか、保安に関する組織が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査 (1) 保安に関する組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。 (2) 保安に関する組織は、7.2.2(1)の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。 a. 当該個別業務等要求事項が定められている。 b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されている。 c. 保安に関する組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に</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>適合するための能力を有している。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、7.2.2(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 保安に関する組織は、組織の外部の者からの情報の収集及び組織の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。</p> <p>7.3 設計開発 7.3.1 設計開発計画 (1) 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。 a. <u>設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</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 原子力部門は、<u>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 <u>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。</u></p> <p style="text-align: center;">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 1157 2178 1780"> <thead> <tr> <th colspan="2">各段階</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">設計</td> <td>3.3</td> <td>設計に係る品質管理の方法で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 rowspan="6">工事及び検査</td> <td>3.3.4※</td> <td>設計における変更</td> </tr> <tr> <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 rowspan="3">調達</td> <td>3.5.4</td> <td>検査計画の管理</td> </tr> <tr> <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>	各段階		設計	3.3	設計に係る品質管理の方法で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	工事及び検査	3.3.4※	設計における変更	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	調達	3.5.4	検査計画の管理	3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	3.5.6	使用前事業者検査の実施	3.6	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、<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> <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。</u></p>
各段階																																					
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法で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																																			
工事及び検査	3.3.4※	設計における変更																																			
	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																																			
調達	3.5.4	検査計画の管理																																			
	3.5.5	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理																																			
	3.5.6	使用前事業者検査の実施																																			
3.6	設工認における調達管理の方法																																				

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>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>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>	<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開発計画にてレビュー等の管理方法を定め、レビューは当該設計に関する専門家を含めて実施する計画としていることから整合している。</u></p>
<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、<u>個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>a. 機能及び性能に係る要求事項</p> <p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 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>3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化 原子力部門は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。</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 原子力部門は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）のうち、対象となる適合性確認対象設備（運用を含む。）の要求事項への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる運用を考慮し選定する。</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開発へのインプットとして、適合性確認対象設備に対する要求事項を明確化していることから整合している。</u></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。</p> <p>(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。</p> <p>(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. 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。</p> <p>b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供</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</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</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>するものである。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものである。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確である。</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. 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。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案する。</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>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</u></p>	<p><u>を明確化する。</u></p> <p>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></p> <p>なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、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）</p> <p>原子力部門は、<u>工事段階において、設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計3）（主要な耐圧部の溶接部については溶接部に係る設計が設工認対象となる。）を実施する。</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>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>(2) 設計開発の結果に係る情報に対する検証</p> <p><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</p> <p>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>(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</p>	<p><u>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> <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>

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>開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>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、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、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。</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、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</p> <p>(3) 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基準を定める。</u></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、<u>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。</u></p>	<p>の方法を決定する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の実施 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>3.3.4 設計における変更 <u>原子力部門は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。</u></p> <p>3.6 設工認における調達管理の方法 <u>設工認で行う調達管理は、品質マネジメントシステム計画に基づき以下の管理を実施する。</u></p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価 <u>原子力部門は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</u></p> <p>3.6.2 供給者の選定 <u>原子力部門は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に定める重要度に供給信頼度を加味した品質重要度分類等に従いグレード分けを行い管理する。</u></p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 原子力部門は、調達の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じた</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。</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>7.4.2 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>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 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）</p> <p>(2) 調達製品の管理 調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</p> <p>(3) 調達製品の検証 <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。</u>また、供給先で検証を実施する場合、<u>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 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 原子力部門は、設工認の対象となる適合性確認対象設備のうち、設工認申請（届出）時点で設置されている設備がある場合は、設置当時に調達を終えており、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。</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。</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。</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>7.5 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、個別業務計画に基づき個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にある。</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>3.4 工事に係る品質管理の方法</p> <p>原子力部門は、工事段階において、<u>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</u>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。</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>設工認に基づく設備のうち、新たな工事を伴わない設工認申請（届出）時点で設置されている設備がある場合には、使用前事業者検査により技術基準規則に適合していることを確認する。</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>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</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>

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。

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

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

3.5.2 設計の結果と使用前事業者検査対象の繋がり の明確化

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

3.5.3 使用前事業者検査の計画

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

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

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>7.5.4 組織の外部の者の物品 保安に関する組織は、組織の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理 保安に関する組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するよう管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理 (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。 (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。 (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> 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> b. <u>校正の状態が明確になるよう、識別されている。</u> c. 所要の調整がなされている。 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。 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。 (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。 (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。 (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。 (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 評価及び改善 8.1 監視測定、分析、評価及び改善 (1) 保安に関する組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。 (2) 保安に関する組織は、要員が 8.1(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</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、設工認に係る識別及びトレーサビリティの管理を以下のとおり実施する。 (1) 計測器の管理 <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>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>

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>8.2 監視測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 保安に関する組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、8.2.1(1)に基づく意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 保安に関する組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 保安に関する組織は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を手順書等に定める。</p> <p>(7) 保安に関する組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 保安に関する組織は、不適合が発見された場合には、8.2.2(7)に基づく通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 保安に関する組織は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法により、これを行う。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、8.2.3(1)に基づく監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、8.2.3(1)に基づく方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができると実証する。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、8.2.3(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p>		

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>(5) 保安に関する組織は、5.4.2(1)及び 7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 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>(6) 保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等における独立性については、8.2.4(5)を準用する。この場合において、「部門を異にする要員」とあるのは、「必要に応じて部門を異にする要員」と読み替えるものとする。</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、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</p> <p>(3) 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>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>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</p> <p>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</p> <p>原子力部門は、適合性確認対象設備が設工認のとおりに行われていること、技術基準規則に適合していることを確認（設工認のうち、設工認品管計画については、認可（届出後 30 日経過）された内容から設計、工事及び検査プロセスが変更されている場合には、品質マネジメントシステム計画に従い変更した後の設計、工事及び検査プロセスに従っていることを確認する。）するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、原子力部門に属する工事を主管する組織（以下「工事を主管する組織」という。）からの独立性を確保した検査体制のもと実施する。</p> <p>3.8 不適合管理</p> <p>原子力部門は、設工認に係る設計、工事及び検査において発生した不適合については、<u>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>

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. 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、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、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。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、8.4(1)に基づくデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 保安に関する組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>保安に関する組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 保安に関する組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p>		

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>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>c. 講じた全ての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じた全ての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、8.5.2(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に関する組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じた全ての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じた全ての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、8.5.3(1)に掲げる事項について手順書等に定める。</p>		

設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 2

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	2 (3) - 1
2. 原子炉本体の仕様設定根拠	2 (3) - 2
2.1 原子炉容器	2 (3) - 2
2.1.1 原子炉容器本体	2 (3) - 2
2.1.2 原子炉容器付属構造物	2 (3) - 3
3. 計測制御系統施設の仕様設定根拠	2 (3) - 4
3.1 制御棒駆動装置	2 (3) - 4

1. 概 要

本資料は、原子炉本体及び計測制御系統施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 原子炉本体の仕様設定根拠

2.1 原子炉容器

2.1.1 原子炉容器本体

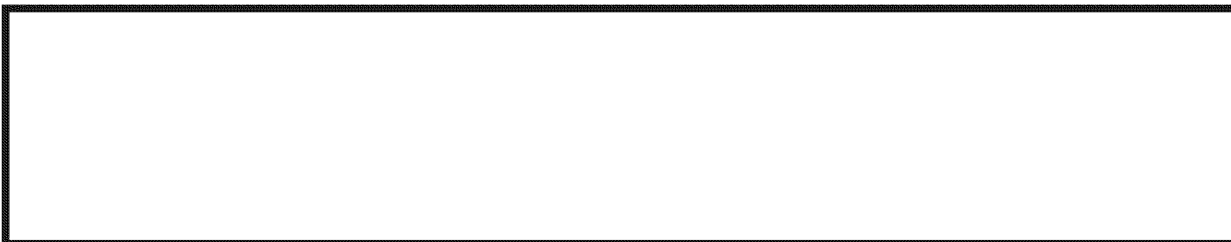
名 称		原子炉容器
最高使用圧力	MPa	17.16, 18.9
最高使用温度	℃	343, 362
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の原子炉容器の概要、最高使用圧力、最高使用温度及び個数の設定根拠については、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」による。



2.1.2 原子炉容器付属構造物

名 称		ふた管台
最高使用圧力	MPa	17.16
最高使用温度	℃	343
個 数	—	61
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>ふた管台は、制御棒クラスタ駆動装置の設置及び炉内温度計装用熱電対を原子炉容器内に案内するために、原子炉容器の上部ふたに設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力 17.16MPa <p>設計基準対象施設として使用するふた管台の最高使用圧力は、定格出力運転時における1次冷却材の循環設備の運転圧力が15.41MPaであるため、これを上回る圧力として17.16MPaとする。</p> 2. 最高使用温度 343℃ <p>設計基準対象施設として使用するふた管台の最高使用温度は、定格出力運転時における原子炉容器出口温度が324.9℃であることから、これを上回る温度として343℃とする。</p> 3. 個 数 <p>ふた管台は、設計基準対象施設として制御棒クラスタ駆動装置の設置（57個）及び炉内温度計装用熱電対（4個）を原子炉容器内に案内するために必要な個数である61個設置する。</p> 		

3. 計測制御系統施設の仕様設定根拠

3.1 制御棒駆動装置

名 称		制御棒クラスタ駆動装置
最高使用圧力	MPa	17.16
最高使用温度	℃	343
個 数 (制御棒クラスタ 駆動装置)	—	53 (予備 4)
駆 動 速 度	cm/min	(最大) 114.3
挿 入 時 間	s	2.5 以下 (原子炉トリップ信号発信から全ストロー クの 85%に至るまでの時間)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>制御棒クラスタ駆動装置は、制御棒クラスタを駆動するために原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック式駆動装置であり、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ、駆動軸アセンブリで構成される。</p> <p>1. 最高使用圧力 17.16MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する制御棒クラスタ駆動装置の最高使用圧力は、定格出力運転時における 1 次冷却材の循環設備の運転圧力が 15.41MPa であるため、これを上回る圧力として 17.16MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 343℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する制御棒クラスタ駆動装置の最高使用温度は、定格出力運転時における原子炉容器出口温度が 324.9℃であることから、これを上回る温度として 343℃とする。</p>		

3. 個 数

制御棒クラスタ駆動装置は、設計基準対象施設として制御棒クラスタを駆動し原子炉の反応度を制御するために必要な個数である 53 個設置する。又、将来の燃料設計変更に備えた予備として予備 4 個（駆動軸アセンブリと駆動コイルを含まない。）設置する。

4. 駆動速度

制御棒クラスタ駆動装置の最大駆動速度は、制御棒クラスタを確実に動作することが可能な駆動速度として 72 step/min を設定する。

ここで、1 step の移動距離は 5/8 インチであるため、最大駆動速度は 114.3 cm/min とする。

$$\begin{aligned} \text{最大駆動速度} &= 72 \text{ step/min} \\ &= 72 \text{ step/min} \times 5/8 \text{ インチ} \times 2.54 \text{ cm/インチ} \\ &= 114.3 \text{ cm/min} \end{aligned}$$

5. 挿入時間

制御棒クラスタの挿入時間は、原子炉設置変更許可申請書本文に記載している「トリップ時、全ストロークの 85%挿入までの時間 2.2s 以下」に、実機での制御棒クラスタ挿入時間計測を考慮して、原子炉設置変更許可申請書添付書類十に示す安全評価の原子炉トリップ応答時間のうち「原子炉トリップ信号発信から原子炉トリップ遮断器開放までの時間及び制御棒クラスタ切り離し時間の遅れ 0.3s」を加えた「原子炉トリップ信号発信から全ストロークの 85%挿入までの時間 2.5s 以下」とする。

なお、実機での制御棒クラスタ挿入時間計測においては、全ストロークの 85%位置までの挿入時間を正確に計測することは困難であるため、正確に計測可能なダッシュポット上端位置（全ストロークの 85%よりやや上方の位置）までの挿入時間を計測する。

「原子炉トリップ信号発信から全ストロークの 85%挿入までの時間」と「原子炉トリップ信号発信からダッシュポット上端に至るまでの時間」の差は、添付資料 5-6「制御棒クラスタの挿入性評価」に示すとおり 0.1s より短いと評価されることから、実機での計測値には上述のダッシュポット上端に至るまでの実測時間に 0.1s を加えた値とする。

クラス 1 機器の応力腐食割れ対策に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 3

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	3 (3) - 1
2. 基本方針	3 (3) - 1
3. 応力腐食割れ発生抑制策について	3 (3) - 1

1. 概 要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 17 条及びその「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「解釈」という。）」に基づき、申請範囲のクラス 1 機器における応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計について説明するものである。

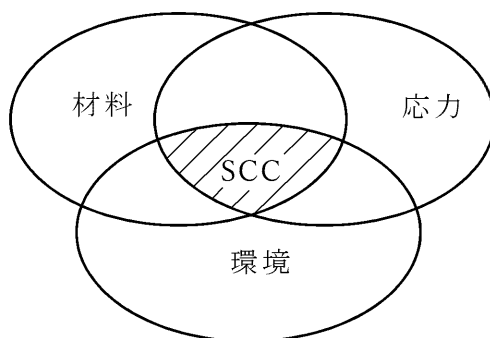
2. 基本方針

申請範囲におけるクラス 1 機器は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2001 年版及び 2005 年版）（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮(NC-CC-002)」（日本機械学会）」に基づき、応力腐食割れ発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用、運転中の引張応力を軽減する設計及び製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減対策の実施、並びに保安規定に基づく水質管理等の応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計とする。

3. 応力腐食割れ発生の抑制策について

(1) 応力腐食割れ発生の前提条件について

応力腐食割れ(SCC)は、材料が特定の環境条件と応力条件にさらされたときに割れを生じる現象であり、第 3-1 図に示すとおり、材料・応力・環境の 3 要因が重畳した場合に発生する。



第 3-1 図 SCC の発生因子

一般的に応力腐食割れを抑制するためには、以下に示すように 3 要因のうちの 1 要因以上を取り除く必要がある。

- a. 応力腐食割れ発生環境下において、応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。
- b. 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。
- c. 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。

(2) 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

申請範囲におけるクラス 1 機器は、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制する。

a. 材料選定

今回取り替える高ニッケル合金のふた管台及び空気抜管の母材及び溶接部に 690 系ニッケル基合金を適用し、材料の改良により、応力腐食割れの発生を抑制する。

690 系ニッケル基合金は、これまで応力腐食割れによる損傷事例が報告されている 600 系ニッケル基合金に比べ、応力腐食割れの感受性が低く、PWR の 1 次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多くの使用実績がある。

また、オーステナイト系ステンレス鋼の制御棒クラスタ駆動装置の圧力ハウジングの母材及び溶接部には、これまでと同様に応力腐食割れの感受性が低く、PWR の 1 次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多くの使用実績がある 316 系ステンレス鋼を適用する。

b. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、技術的妥当性が確認された溶接施工法を用いる。引張残留応力の低減処理技術においては、690 系ニッケル基合金の母材内外面及び溶接部表面にショットピーニングを施工することとしている。

また、「発電用原子力設備規格 溶接規格（2012 年版（2013 年追補版を含む））JSME S NB1-2012/2013」（日本機械学会）に基づき十分な品質管理を行う。

c. 環 境

定格出力運転時の 1 次冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行う。

製作・施工段階において塩化物イオン混入防止対策を行い、塩化物イオンに起因する応力腐食割れの発生を防止する。

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

設計及び工事計画認可申請添付資料 4

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	4 (3) - 1
2. 基本方針	4 (3) - 2
2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散	4 (3) - 2
2.2 悪影響の防止	4 (3) - 2
2.3 環境条件等	4 (3) - 2
2.4 試験・検査性	4 (3) - 10

1. 概 要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 14 条、第 15 条（第 1 項及び第 3 項を除く。）及び第 54 条（第 2 項第 1 号及び第 3 項第 1 号を除く。）並びにそれらの「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「解釈」という。）」に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「特重設備」という。）を除く。）（以下「重大事故等対処設備」という。）が使用される条件の下における健全性

について説明するものである。

今回は、原子炉容器（原子炉容器／ふた管台／制御棒クラスタ駆動装置）の健全性として、安全設備及び重大事故等対処設備に対しては、機器に要求される機能を有効に発揮するための、構造設計に係る事項を考慮して、「多重性又は多様性、独立性、位置的分散に係る要求事項を含めた多重性又は多様性、独立性、位置的分散に関する事項（技術基準規則第 54 条第 2 項第 3 号並びにそれらの解釈）」（以下「多重性又は多様性、独立性、位置的分散」という。）、「機器相互の悪影響（技術基準規則第 54 条第 1 項第 5 号及び第 2 項第 2 号並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響の防止」という。）、「想定される環境条件（使用条件含む）等における機器の健全性（技術基準規則第 14 条第 2 項及び第 54 条第 1 項第 1 号並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な試験・検査性及び保守点検性等（技術基準規則第 15 条第 2 項及び第 54 条第 1 項第 3 号並びにそれらの解釈）」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。

2. 基本方針

安全設備、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、以下の4項目に分け説明する。

2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散

重大事故等対処設備 [] の多重性又は多様性、独立性、位置的分散については、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号 [] [] にて認可された工事計画から変更はない。

但し、共通要因として考慮する自然現象のうち地震に対し、多重性又は多様性、独立性、位置的分散として設計上考慮する、重大事故等対処設備 [] の耐震設計については、本設計及び工事計画において変更があることから、添付資料5「耐震性に関する説明書」のうち、添付資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

なお、環境条件については、想定される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、その機能を確実に発揮できる設計とすることを、「2.3 環境条件等」に示す。

2.2 悪影響の防止

重大事故等対処設備 [] の悪影響の防止については、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号 [] [] にて認可された工事計画から変更はない。

但し、悪影響を及ぼす要因として考慮する地震に対し、悪影響の防止として設計上考慮する、重大事故等対処設備 [] の耐震設計については、本設計及び工事計画において変更があることから、添付資料5「耐震性に関する説明書」のうち、添付資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

なお、考慮すべき地震による他の設備からの悪影響については、これら波及的影響により機能を損なわないことを、「2.3 環境条件等」に示す。

2.3 環境条件等

安全設備、重大事故等対処設備 [] は、想定される環境条件等において、その機能を発揮できる設計とする。

安全設備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、放射線量等各種の環境条件を考慮

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。

安全設備の環境条件には、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圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。

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、荷重のみならず、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。

荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震）による荷重を考慮する。



安全設備、重大事故等対処設備 について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、温度による影響、放射線による影響、荷重による影響、圧力による影響、湿度による影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び海水を通水する系統への影響に分け、以下に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 環境条件による影響

- ・安全設備は、事故時等における環境条件を考慮した設計とする。

- ・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。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。
- ・原子炉格納容器内の安全設備及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対し、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全設備及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。



a. 温度による影響

安全設備、重大事故等対処設備 は、想定される環境温度にて機能を損なわない設計とする。

環境温度については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最高値とし、環境温度以上の最高使用温度を機器仕様として設定する。

安全設備に対しては、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」(以下「許可申請書十号」という。)ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器内での蒸気発生器出口側配管破断事故)」での温度約 135℃を包絡する温度(原子炉格納容器最高使用温度 144℃)を設定する。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過圧破損(大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)」での


最高温度（144℃）を設定する。



設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分においては、機能が阻害される温度に到達しないこととする。

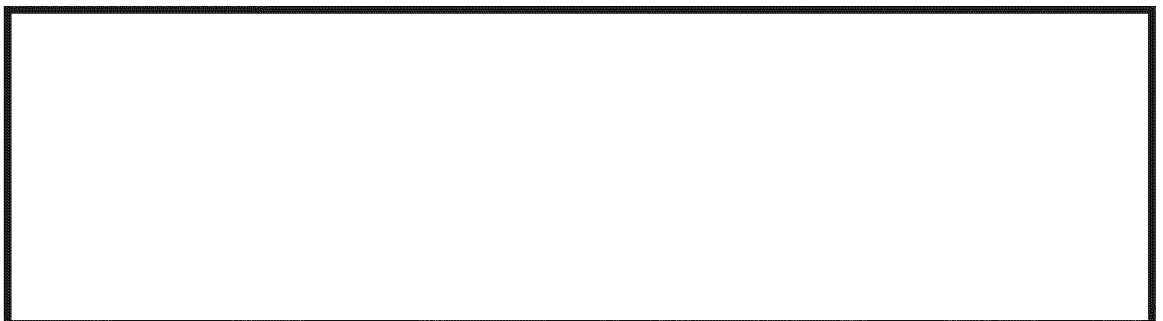
環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較によるものとする。

b. 放射線による影響

安全設備、重大事故等対処設備  は、想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最大放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全設備に対しては、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、LOCA 時の最大放射線量を包絡する線量として、1.5MGy/年以下を設定する。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）」での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7 日間以下を設定する。



第 2-1-1 表～第 2-1-4 表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示

す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉容器は中性子照射の影響を受けるため、想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉容器は最低使用温度を□に設定し、関連温度（初期）を□に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。

原子炉容器の破壊靱性に対する評価については、添付資料 8「原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

c. 荷重による影響

(a) 圧力荷重、温度荷重及び機械的荷重

安全設備及び重大事故等対処設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時、想定される重大事故等時に想定される圧力荷重、温度荷重及び機械的荷重が作用する場合においても機能を有効に発揮できる設計とする。

安全設備及び重大事故等対処設備が機能を有効に発揮するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時、想定される重大事故等時に想定される圧力荷重、温度荷重及び機械的荷重を踏まえた耐震設計については、添付資料 5「耐震性に関する説明書」のうち、添付資料 5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。


また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時、想定される重大事故等時に想定される圧力荷重、温度荷重及び機械的荷重を踏まえた十分な構造及び強度を有する設計については、添付資料 6「強度に関する説明書」のうち、添付資料 6-1「強度計算の基本方針」に基づき実施する。






(b) 自然現象による荷重

安全設備、重大事故等対処設備  は、地震による荷重の評価を行い、機能を有効に発揮できる設計とする。

安全設備、重大事故等対処設備  が機能を有効に発揮するための地震荷重に対する設計については、添付資料 5「耐震性に関する説明書」のうち添付資料 5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

d. 圧力による影響

安全設備、重大事故等対処設備  は、想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

安全設備に対しては、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内での蒸気発生器出口側配管破断事故）」での最高圧力約 0.320MPa[gage] を包絡する圧力（原子炉格納容器最高使用圧力 0.392MPa[gage]）を設定する。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「格納容器過圧破損（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）」での最高圧力（0.444MPa[gage]）を設定する。



設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、機能が阻害される圧力に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較によるものとする。

e. 湿度による影響

安全設備、重大事故等対処設備 は、想定される湿度にて機能を損なわない設計とする。

湿度については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最高値とし、原子炉格納容器内の湿度以上の最高使用湿度を機器仕様として設定する。

安全設備に対しては、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内での蒸気発生器出口側配管破断事故）」での湿度 100%を設定する。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過圧破損（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）」での湿度 100%を設定する。

設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあっては、機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較によるものとする。

f. 電磁的障害

安全設備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、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時、想定される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。



g. 周辺機器等からの悪影響

安全設備は、自然現象（地震）、火災及び溢水による他の設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。

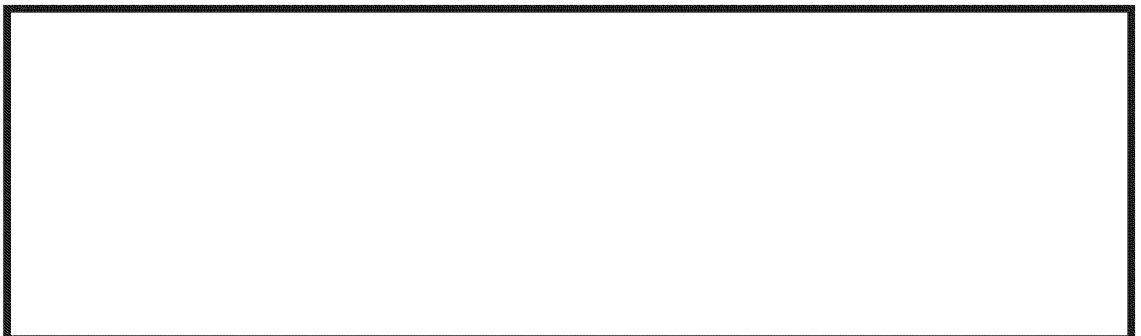
重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を考慮して周辺機器等からの悪影響により、重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。

重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては、自然現象（地震）、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。

安全設備及び重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響のうち、火災及び溢水に係る設計については、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画から変更はない。

地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、安全設備及び重大事故等対処設備は、技術基準規則第 5 条及び第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。

波及的影響を含めた安全設備及び重大事故等対処設備の耐震設計については、添付資料 5「耐震性に関する説明書」のうち、添付資料 5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。





h. 海水を通水する系統への影響

安全設備として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。

海水を通水する機器であって常時海水を通水しない機器については、可能な限り淡水源からの給水を優先することとし、海水通水時においても、高温時の格納容器再循環サンプからの取水との併用を行わないことにより、低温の海水を短期間であれば健全性が維持できる金属材料を用いる設計とする。

2.4 試験・検査性

安全設備、重大事故等対処設備 [] の試験・検査性については、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号 []

[] にて認可された工事計画から変更はない。

但し、上記の既工事計画における「使用前検査、施設定期検査、定期安全管理審査、溶接安全管理検査」は、「使用前事業者検査及び定期事業者検査」に読み替える。

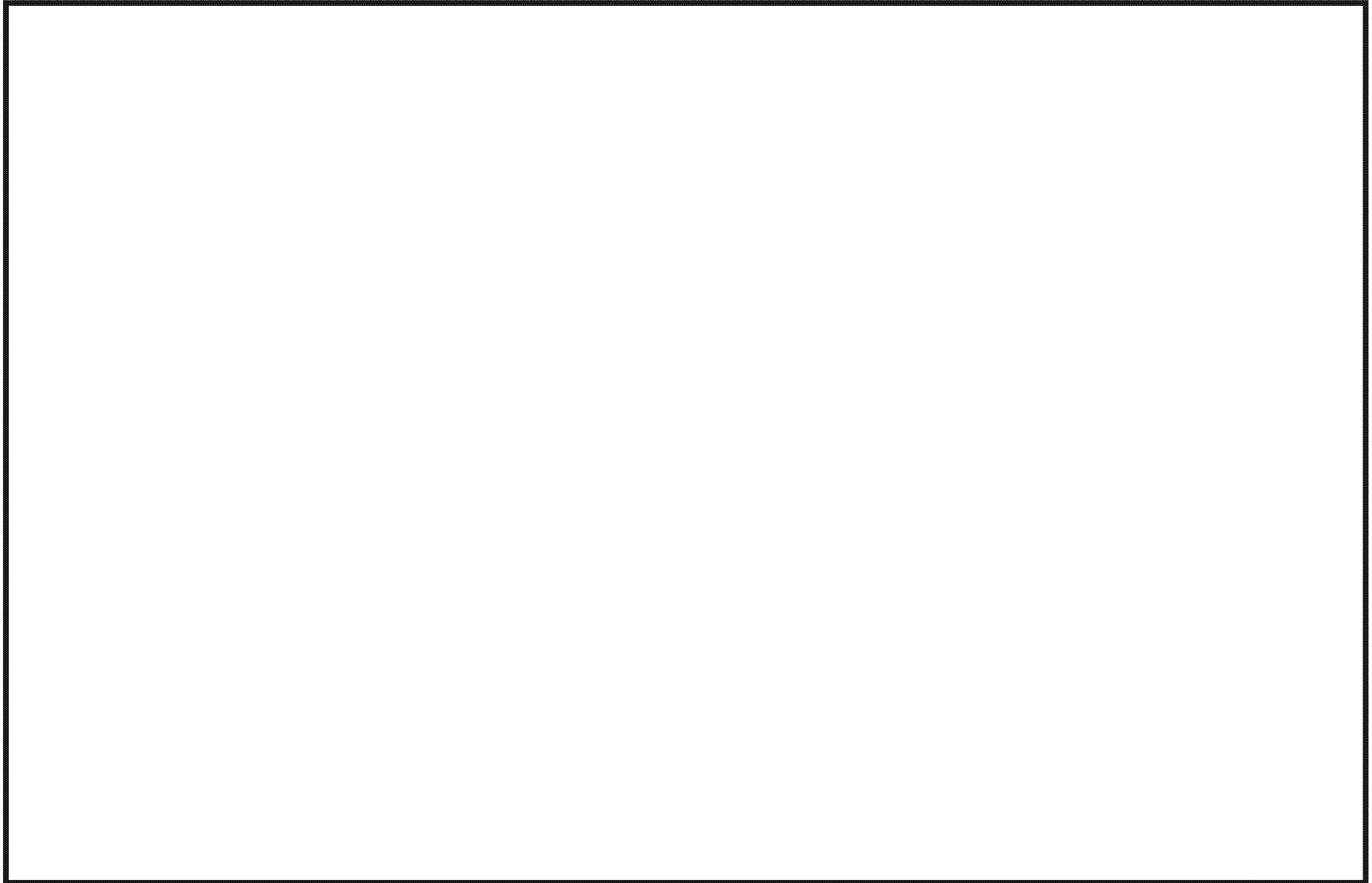
第 2-1-1 表 (1/3) 放射線の環境条件設定方法 (設計基準事故時)

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量が多くなることから、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度 (第 2-1-2 表) を用いる。	原子炉格納容器自由体積を保存し区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、約 0.5MGy/年となるため、環境条件は $\leq 1.5\text{MGy/年}$ と設定する。	$\leq 1.5\text{MGy/年}$

第 2-1-1 表 (2/3) 放射線の環境条件設定方法 (重大事故等時)

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、最も炉心溶融が早く、格納容器スプレイ注入失敗により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、原子炉格納容器内の線量が高くなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「格納容器過圧破損 (大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度 (第 2-1-3 表) を用いる。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、約 0.4MGy/7 日となるため、環境条件は $\leq 0.5\text{MGy}/7$ 日と設定する。	$\leq 0.5\text{MGy}/7$ 日

第 2-1-1 表 (3/3) 放射線の環境条件設定方法

A large empty rectangular box with a black border, intended for a table. The table content is not visible.

第 2-1-2 表 「原子炉冷却材喪失」時の原子炉格納容器内線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV/年)
0.4	9.4E+23
0.8	2.0E+24
1.3	2.0E+23
1.7	2.6E+23
2.5	1.7E+23

第 2-1-3 表 「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」時の原子炉格納容器内線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV/7 日)
0.1	2.5E+23
0.125	3.1E+22
0.225	4.5E+23
0.375	5.2E+23
0.575	2.3E+24
0.85	1.9E+24
1.25	8.6E+23
1.75	1.8E+23
2.25	1.2E+23
2.75	1.0E+22
3.5	1.6E+21
5	2.5E+20
7	1.7E+12
9.5	2.6E+11

第 2-1-4 表 原子炉格納容器内線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV/7 日)
0.1	2.5E+23
0.125	3.1E+22
0.225	4.5E+23
0.375	5.2E+23
0.575	2.3E+24
0.85	1.9E+24
1.25	8.6E+23
1.75	1.8E+23
2.25	1.2E+23
2.75	1.0E+22
3.5	1.6E+21
5	2.5E+20
7	1.7E+12
9.5	2.6E+11

耐震性に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 5

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

添付資料	5-1	耐震設計の基本方針
添付資料	5-2	波及的影響に係る基本方針
添付資料	5-3	申請設備に係る耐震設計の基本方針
添付資料	5-4	耐震計算方法
添付資料	5-5	耐震計算結果
添付資料	5-6	制御棒クラスタの挿入性評価
添付資料	5-7	水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する 影響評価結果
別紙		計算機プログラム（解析コード）の概要

耐震設計の基本方針

設計及び工事計画認可申請添付資料 5-1

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 1 - 1
2. 適用規格	5 (3) - 1 - 1
3. 耐震重要度分類、重大事故等対処施設の施設区分 	5 (3) - 1 - 1
	5 (3) - 1 - 1
3.1 耐震重要度分類、重大事故等対処施設の施設区分 	5 (3) - 1 - 1
	5 (3) - 1 - 1
3.2 波及的影響に対する考慮	5 (3) - 1 - 2
4. 設計用地震力	5 (3) - 1 - 2
4.1 地震力の算定法	5 (3) - 1 - 2
4.2 設計用地震力	5 (3) - 1 - 3

1. 概 要

本資料は、申請設備の耐震設計が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 5 条及び第 50 条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

また、耐震設計の基本方針は、
にて認可された工事計画の添付資料 8-1 「耐震設計の基本方針」に従い行う。

2. 適用規格

既に認可された工事計画の添付資料で実績のある以下の規格を適用する。

- ・ 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」（社）日本電気協会
- ・ 「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」（社）日本電気協会
- ・ 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（社）日本電気協会
（以降、「JEAG4601」と記載しているものは上記 3 指針を指す。）
- ・ 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012 年版）〈第 I 編 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2012」（日本機械学会）（以下「JSME S NC1-2012」という。）
- ・ 「発電用原子力設備規格 材料規格（2012 年版） JSME S NJ1-2012」（日本機械学会）（以下「JSME S NJ1-2012」という。）

但し、JEAG4601 に記載されている As クラスを含む A クラスの施設を S クラスの施設とした上で、基準地震動 S_2 、 S_1 をそれぞれ基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d と読み替える。

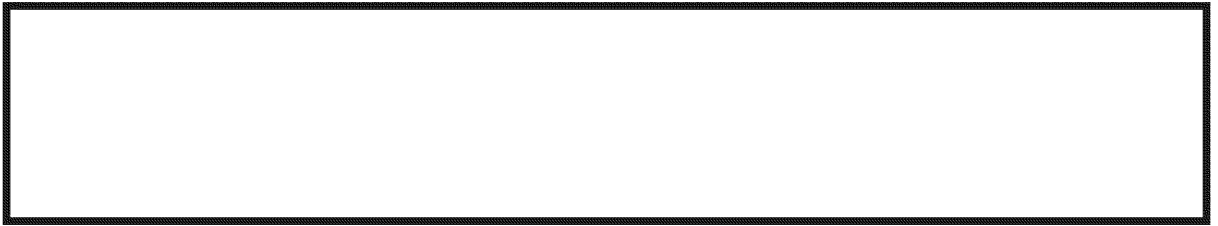
また、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号、最終改正平成 15 年 7 月 29 日経済産業省告示第 277 号）に関する内容については JSME S NC1-2012 及び JSME S NJ1-2012 に従うものとする。

3. 耐震重要度分類、重大事故等対処施設の施設区分

3.1 耐震重要度分類、重大事故等対処施設の施設区分

耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3-4 「重要度分

類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」による。



3.2 波及的影響に対する考慮

波及的影響に対する考慮については、



にて認可された工事計画の添付資料 8-1「耐震設計の基本方針」によるものとする。

本工事において、この方針に基づき波及的影響に対する考慮を実施した結果については、資料 5-2「波及的影響に係る基本方針」に示す。

4. 設計用地震力

4.1 地震力の算定法

耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。

(1) 静的地震力

静的地震力の算定は、



にて認可された工事計画の添付資料 8-1「耐震設計の基本方針」によるものとする。

(2) 動的地震力

動的地震力の算定は、



にて認可された工事計画の添付資料 8-1「耐震設計の基本方針」によるものとする。

本工事における設計用床応答曲線の作成方針については、令和 2 年 3 月 30 日付け原規規発第 2003301 号にて認可された工事計画の添付資料 6-4「設計用床応答曲線の作成方針」に示す。

また、動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向を組み合わせた影響評価方針は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3-8「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」によるものとし、その結果は、資料 5-7「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

4.2 設計用地震力

「4.1 地震力の算定法」に基づく設計用地震力は、
にて認可された工事計画の添付資料 3-9「機能維持の基本方針」に従い算定するものとする。

波及的影響に係る基本方針

設計及び工事計画認可申請添付資料 5-2

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 2 - 1
2. 基本方針	5 (3) - 2 - 1
3. 波及的影響を考慮した施設の設計の観点	5 (3) - 2 - 2
3.1 設置許可基準規則に例示された事項に基づく検討	5 (3) - 2 - 2
3.2 地震被害事例に基づく事象の検討	5 (3) - 2 - 2
4. 波及的影響の設計対象とする下位クラス施設	5 (3) - 2 - 3
5. 工事段階における下位クラス施設の調査・検討	5 (3) - 2 - 4

1. 概 要

本資料は、資料 5-1「耐震設計の基本方針」のうち「3.2 波及的影響に対する考慮」に基づき、波及的影響を考慮した設計の基本的な考え方を説明するものである。

2. 基本方針

設計基準対象施設のうち耐震重要施設（以下「S クラス施設」という。）、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及び常設重大事故緩和設備並びにこれらが設置される常設重大事故等対処施設（以下「SA 施設」という。）

は、下位クラス施設の波及的影響によって、安全機能、重大事故等に対処するために必要な機能

を損なわれないように設計する。

3. 波及的影響を考慮した施設の設計の観点

3.1 設置許可基準規則に例示された事項に基づく検討

Sクラス施設の設計においては、「設置許可基準規則の解釈別記2」（以下「別記2」という。）に記載の以下の4つの観点で実施する。


SA施設の設計においては、別記2における「耐震重要施設」を「SA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。



- ①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
- ②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
- ③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
- ④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

3.2 地震被害事例に基づく事象の検討

(1) 検討方針

別記2に例示された事項以外に設計の観点に含める事項がないかを確認する観点で、にて認可された工事計画の添付資料8-5「波及的影響に係る基本方針」に示すとおり、原子力施設情報公開ライブラリ（NUCIA：ニューシア）に登録された地震を対象に被害情報を確認する。

(2) 検討結果

(1)の方針に基づき、検討を行った結果、3.1項で整理した波及的影響の具体的な検討事象（4つの観点）に追加考慮すべき事項が無いことを確認した。

4. 波及的影響の設計対象とする下位クラス施設

〔 〕にて認可された工事計画の添付資料 8-5「波及的影響に係る基本方針」では、「3.波及的影響を考慮した施設の設計方針」に基づき、構造強度を確保するよう設計するものとして、別記 2 の 4 つの観点のうち③「建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響」の観点から、格納容器ポーラクレーンを選定している。

これは、C クラス施設である格納容器ポーラクレーンが、上位クラス施設である原子炉容器及び制御棒クラスタ駆動装置の上部に設置されていることから、上位クラス施設の設計に適用する地震動又は地震力に伴う落下により、上位クラス施設に衝突し波及的影響を及ぼすおそれが否定できないため波及的影響の設計対象としているものである。

今回の工事で、原子炉容器上部ふた及び制御棒クラスタ駆動装置を仕様の異なるものに取り替えるが、設置場所及び下位クラスとの位置関係や系統構成は変わらないことから、波及的影響の設計対象についても、〔 〕

〔 〕にて認可された工事計画の添付資料 8-5「波及的影響に係る基本方針」にて選定した格納容器ポーラクレーンから変更はなく、本工事計画で新たに波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の対象はない。

格納容器ポーラクレーンの評価については、〔 〕
〔 〕にて認可された工事計画の添付資料 8-15-2-5「格納容器ポーラクレーンの耐震計算書」による。

5. 工事段階における下位クラス施設の調査・検討

工事段階においても、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設 [] の設計段階の際に検討した配置・補強等が設計どおりに施されていることを、原子炉容器及び制御棒クラスタ駆動装置が設置された格納容器内を俯瞰した調査・検討を行うことで確認する。また、仮置資材等、現場の配置状況等の確認を必要とする下位クラス施設についても合わせて確認する。

工事段階における検討は、別記 2 の 4 つの観点のうち③の観点、すなわち下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による影響について、プラントウォークダウンにより実施する。

確認事項としては、設計段階において検討した離隔による防護の観点で行う。すなわち、施設の損傷、転倒及び落下等を想定した場合に上位クラス施設に衝突するおそれのある範囲内に下位クラス施設がないこと、又は間に衝撃に耐えうる障壁、緩衝物等が設置されていること、仮置資材等については固縛など、転倒及び落下を防止する措置が適切に講じられていることを確認する。

ただし、仮置機器等の下位クラス施設自体が、明らかに影響を及ぼさない程度の大きさ、重量等の場合は対象としない。

以上を踏まえて、損傷、転倒及び落下等により、原子炉容器及び制御棒クラスタ駆動装置に波及的影響を及ぼす可能性がある下位クラス施設が抽出されれば、必要に応じて、上記の確認事項と同じ観点で対策・検討を行う。すなわち、下位クラス施設の配置を変更したり、間に緩衝物等を設置したり、固縛等の転倒・落下防止措置等を講じたりすることで対策・検討を行う。

また、工事段階における確認の後も、波及的影響を防止するように現場を保持するため、保安規定に機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。

申請設備に係る耐震設計の基本方針

設計及び工事計画認可申請添付資料 5-3

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 3 - 1
2. 耐震重要度分類、重大事故等対処施設の施設区分 の施設区分	5 (3) - 3 - 1
2.1 耐震重要度分類	5 (3) - 3 - 1
2.2 重大事故等対処施設の施設区分	5 (3) - 3 - 1
	5 (3) - 3 - 2
3. 耐震設計の基本事項	5 (3) - 3 - 2
3.1 構造の説明	5 (3) - 3 - 2
3.2 設計用地震力	5 (3) - 3 - 4
3.3 荷重の組合せ及び許容応力	5 (3) - 3 - 10
3.4 制御棒クラス挿入性の検討	5 (3) - 3 - 16

1. 概 要

本資料は、取り替える原子炉容器上部ふた及び制御棒クラスタ駆動装置が設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認するための耐震計算方針について説明するものである。

2. 耐震重要度分類、重大事故等対処施設の施設区分 の施設区分

2.1 耐震重要度分類

設 備 名 称	機器名称	耐震重要度分類 (注)
原子炉本体 5. 原子炉容器	原子炉容器	S
計測制御系統設備 3. 制御棒駆動装置	制御棒クラスタ駆動装置	S

(注) 耐震重要度分類は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3「耐震性に関する説明書」による。

2.2 重大事故等対処施設の施設区分

設 備 名 称	機器名称	重大事故等対処施設の施設区分 (注)
原子炉冷却系統施設 4. 一次冷却材の循環設備	原子炉容器	常設耐震／防止 常設／緩和
計測制御系統施設 4. ほう酸注入機能を有する設備	原子炉容器	常設耐震／防止

(注) 重大事故等対処施設の施設区分は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3「耐震性に関する説明書」による。



3. 耐震設計の基本事項

3.1 構造の説明

機器は、原則として剛構造とする。原子炉容器上部ふた及び制御棒クラスタ駆動装置の構造計画を第2-1表に示す。

第 2-1 表 原子炉容器上部ふた及び制御棒クラスタ駆動装置の構造計画

主要区分	計画の概要		摘 要
	主体構造	支持構造	
原子炉容器	たて置円筒上下半球鏡容器	内部コンクリートに固定された空冷式の 8 個の鋼製支持構造物により支持する。原子炉容器鉛直方向（下向き）、接線方向の移動を拘束し、原子炉容器半径方向及び鉛直方向（上向き）の熱膨張による変位に対してはこれを拘束しない構造とする。	
制御棒クラスタ駆動装置	制御棒クラスタ駆動装置は原子炉容器上部ふたに取り付けられた磁気ジャック式駆動装置である。この制御棒クラスタ駆動装置は圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ、駆動軸等から構成する。制御棒クラスタ駆動装置の可動部分は、すべて圧力ハウジング内に設けられており、圧力ハウジングは原子炉容器ふた管台に溶接される。	上端を上部耐震サポート及び耐震サポートタイロッドにより内部コンクリートに支持し、下端を原子炉容器上部ふたに固定している。上部及び中間耐震サポートは、制御棒クラスタ駆動装置の水平方向を拘束し、鉛直方向（上向き）の熱膨張による変位に対してはこれを拘束しない構造とする。	

3.2 設計用地震力

3.2.1 静的地震力

静的地震力は、次の震度に基づき算定する。

種別	耐震重要度分類	水平震度	鉛直震度
機器	S	3.6C _I ^(注)	0.288

(注) C_I：標準せん断力係数を 0.2 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で次式に基づく。

$$C_I = R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

R_t：振動特性係数 0.8

A_i：C_Iの分布係数

C₀：標準せん断力係数 0.2

なお、3.6C_Iは、令和 2 年 3 月 30 日付け原規規発第 2003301 号にて認可された工事計画の添付資料 6-4「設計用床応答曲線の作成方針」による。

3.2.2 動的地震力

動的地震力は、耐震重要度分類、重大事故等対処施設

の施設区分に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。

本工事における動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の地震力を組み合わせた影響評価方針は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3-8「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」によるものとし、その結果は、資料 5-7「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

(設計基準対象施設)

種別	耐震重要度分類	入力地震動 ^(注)	
		水平地震動	鉛直地震動
機器	S	設計用床応答曲線 Sd 又は 弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Sd 又は 弾性設計用地震動 Sd
		設計用床応答曲線 Ss 又は 基準地震動 Ss	設計用床応答曲線 Ss 又は 基準地震動 Ss

(注) 設計用床応答曲線は、令和 2 年 3 月 30 日付け原規規発第 2003301 号にて認可された工事計画の添付資料 6-4 「設計用床応答曲線の作成方針」による。

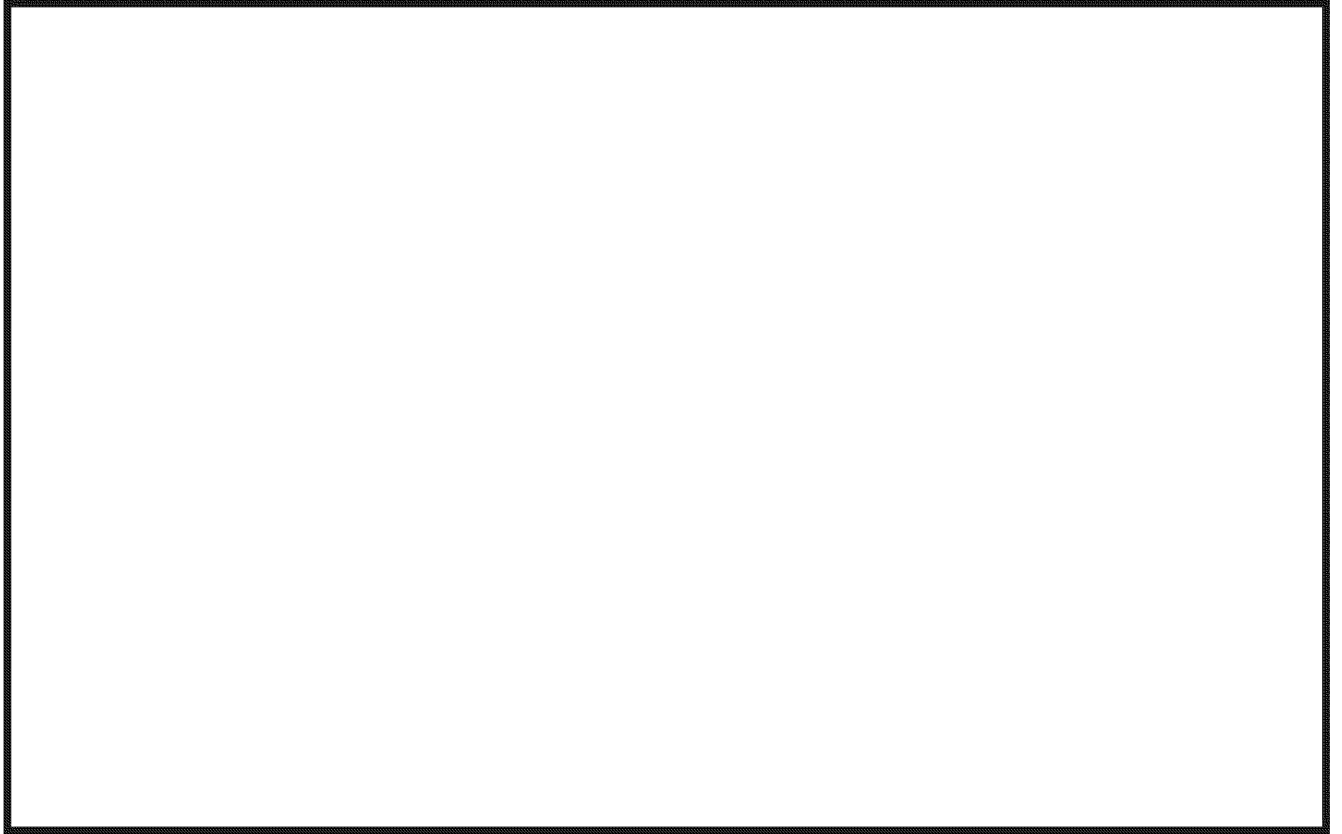
(重大事故等対処施設)

種別	設備分類 施設区分	^(注1) 耐震重要度 分類	入力地震動 ^(注2)	
			水平地震動	鉛直地震動
機器	常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備	S	設計用床応答曲線 Ss 又は 基準地震動 Ss	設計用床応答曲線 Ss 又は 基準地震動 Ss

(注1) 常設重大事故防止設備の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。

また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスを S と表記する。

(注2) 設計用床応答曲線は、令和 2 年 3 月 30 日付け原規規発第 2003301 号にて認可された工事計画の添付資料 6-4 「設計用床応答曲線の作成方針」による。



3.2.3 設計用地震力

(設計基準対象施設)

種別	耐震重要度分類	水 平	鉛 直	摘 要
機器	S	静的震度 3.6C _I	静的震度 (0.288)	(注1)(注2) 荷重の組合せは、水平方向及び鉛直方向が静的地震力の場合には同時に不利な方向に作用するものとする。
		設計用床応答曲線 S _d 又は 弾性設計用地震動 S _d	設計用床応答曲線 S _d 又は 弾性設計用地震動 S _d	水平方向及び鉛直方向が動的地震力の場合には二乗和平方根(SRSS)法による。
		設計用床応答曲線 S _s 又は 基準地震動 S _s	設計用床応答曲線 S _s 又は 基準地震動 S _s	(注2) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SRSS)法による。

(注1) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的と静的の大きい方の地震力とを、絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

(注2) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

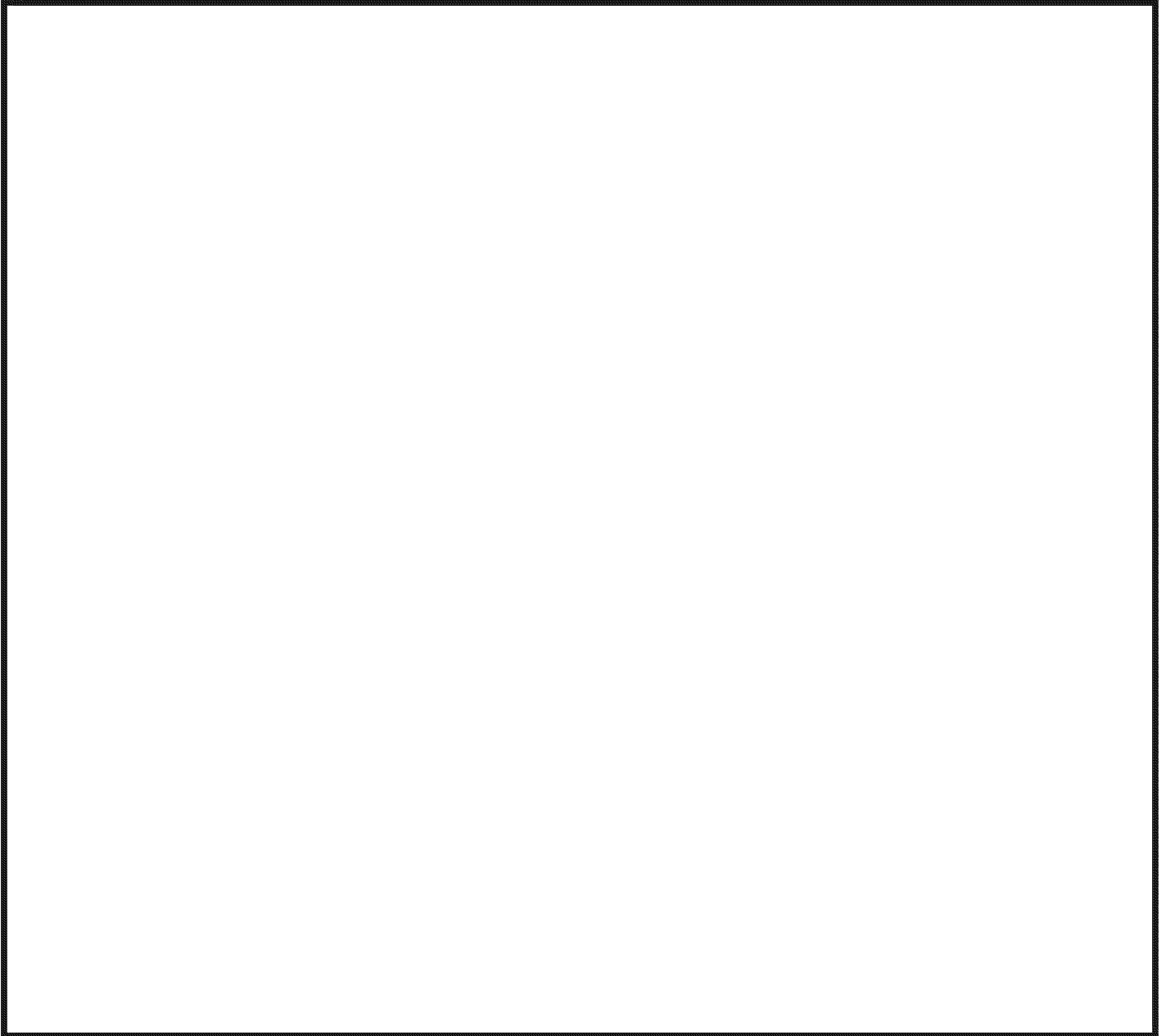
(重大事故等対処施設)

種別	設備分類 施設区分	(注1) 耐震 重要度 分類	水 平	鉛 直	摘 要
機器	常設耐震 重要重大 事故防止 設備、常 設重大事 故緩和設 備	S	設計用床応答曲線 S_s 又は 基準地震動 S_s	設計用床応答曲線 S_s 又は 基準地震動 S_s	(注2) 荷重の組合せは、 二乗和平方根 (SRSS)法による。

(注1) 常設重大事故防止設備の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。

また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスを S と表記する。

(注2) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。



3.3 荷重の組合せ及び許容応力

3.3.1 記号の説明

- D : 死荷重
- P : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）における圧力荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）で設備に作用している機械的荷重
- 〔各運転状態における P 及び M については、安全側に設定された値（最高使用圧力、設計機械荷重等）を用いてもよい。〕
- P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- P_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- M_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- P_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的に作用する圧力荷重
- M_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的に作用する機械的荷重
- S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力
- S_d* : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力
- Ⅲ_{AS} : JSME S NC1-2012 の供用状態 C 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- Ⅳ_{AS} : JSME S NC1-2012 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- V_{AS} : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- S_y : 設計降伏点 JSME S NJ1-2012 Part3 第 1 章表 6 に規定される値
- S_u : 設計引張強さ JSME S NJ1-2012 Part3 第 1 章表 7（ただし、「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
「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって
(別記-2)」の要件を付したものに規定される値

- S_m : 設計応力強さ JSME S NJ1-2012 Part3 第1章表1に規定される値
- f_t : 許容引張応力 支持構造物(ボルト等を除く)に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)により規定される値
- f_s : 許容せん断応力 支持構造物(ボルト等を除く)に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(2)により規定される値
- f_c : 許容圧縮応力 支持構造物(ボルト等を除く)に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(3)により規定される値
- f_b : 許容曲げ応力 支持構造物(ボルト等を除く)に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(4)により規定される値
- F : JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)により規定される値
- F^* : F 値を求める際において、JSME S NC1-2012 SSB-3121.3の規定に従い、 S_y 及び $S_y(RT)$ を $1.2S_y$ 及び $1.2S_y(RT)$ と読み替えた値
ただし、使用温度が 40°C を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあつては、 $1.35S_y$ 、 $0.7S_u$ 又は $S_y(RT)$ のいずれか小さい方の値

なお、 $S_y(RT)$ は 40°C における設計降伏点の値

- f_t^* , f_s^* , f_c^* , f_b^* : 上記の f_t , f_s , f_c , f_b の値を算出する際に JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)a 本文中 S_y 及び $S_y(RT)$ を $1.2S_y$ 及び $1.2S_y(RT)$ と読み替えて算出した値 (JSME S NC1-2012 SSB-3121.3 及び 3133)
ただし、その他の支持構造物の上記 $f_t \sim f_b^*$ においては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)a の F 値は、次に定める値とする。
 S_y 及び $0.7S_u$ のいずれか小さい方の値。ただし、使用温度が 40°C を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあつては、 $1.35S_y$ 、 $0.7S_u$ 又は $S_y(RT)$ のいずれか小さい方の値
なお、 $S_y(RT)$ は 40°C における設計降伏点の値

3.3.2 荷重の組合せ及び許容応力

(1) クラス 1 容器、重大事故等クラス 2 容器 (クラス 1 容器)

(クラス 1 容器)

耐震 重要度 分類	荷重の組合せ	許容応力 状 態	許 容 限 界			
			一次一般膜応力	一次膜応力+ 一次曲げ応力	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
S	D+P+M+Sd	III _{AS}	Sy と 2/3Su の小さい方。 ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については 1.2Sm とする。	(注1) 左欄の α 倍の値	3Sm (注2) 〔Sd 又は Ss 地震動のみによる応力振幅について評価する。〕	(注3) (注4) Sd 又は Ss 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態 I、II における疲労累積係数との和を 1.0 以下とする。
	(注5) D+P _L +M _L +Sd	IV _{AS}	2/3Su ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については 2/3Su と 2.4Sm の小さい方。	(注1) 左欄の α 倍の値		
	D+P+M+Ss					

(注 1) α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。

(注 2) 3Sm を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2012 PVB-3300 (同 PVB-3313 を除く) の簡易弾塑性解析を用いる。

(注 3) JSME S NC1-2012 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労解析を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd 又は Ss 地震動による応力の全振幅」と読み替える。

(注 4) 運転状態 I、II において疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下とする。

(注 5) 冷却材喪失事故後の状態における圧力荷重 P_L は、負荷の喪失時の圧力 P に比べて小さい。また、冷却材喪失事故後の状態で設備に作用する機械的荷重 M_L はない。このことから、D+P_L+M_L+Sd は他の組合せで代表できる。

(重大事故等クラス2容器 (クラス1容器))

荷重の組合せ	許容応力状態	許 容 限 界			
		一次一般膜応力	一次膜応力+一次曲げ応力	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力
D+P+M+Ss	IVAS	2/3Su ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については 2/3Su と 2.4Sm の小さい方。	左欄の α倍の値 ^(注1)	3Sm ^(注2) Sd 又は Ss 地震動のみによる応力振幅について評価する。	Sd 又は Ss 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲労累積係数との和を 1.0 以下とする。 ^{(注3)(注4)}
D+P _L +M _L +Sd* ^(注5)					
D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd* ^(注6)	VAS (VAS として右に示す IVAS の許容限界を用いる)				

(注1) αは純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。

(注2) 3Sm を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2012 PVB-3300 (同 PVB-3313 を除く) の簡易弾塑性解析を用いる。

(注3) JSME S NC1-2012 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労解析を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd 又は Ss 地震動による応力の全振幅」と読み替える。

(注4) 運転状態Ⅰ、Ⅱにおいて疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下とする。

(注5) 冷却材喪失事故後の状態における圧力荷重 P_L は、負荷の喪失時の圧力 P に比べて小さい。また、冷却材喪失事故後の状態で設備に作用する機械的荷重 M_L はない。このことから、D+P_L+M_L+Sd* は他の組合せで代表できる。

(注6) 重大事故後の状態における圧力荷重 P_{SAL} は、負荷の喪失時の圧力 P に比べて小さい。また、重大事故後の状態で設備に作用する機械的荷重 M_{SAL} はない。このことから、D+P_{SAL}+M_{SAL}+Sd* は他の組合せで代表できる。

(2) その他の支持構造物

(設計基準対象施設)

耐震 重要度 分類	荷重の組合せ	許容 応力 状態	許 容 限 界 (ボ ル ト 以 外) (注1) (注2) (注3)						
			一 次 応 力				一 次 + 二 次 応 力		
			引張	せん断	圧縮	曲げ	引張 圧縮	せん断	曲げ
S	D+P _D +M _D +S _d	III _{AS}	1.5f _t	1.5f _s	1.5f _c	1.5f _b	3f _t	3f _s ^(注4)	3f _b ^(注5)
	D+P _D +M _D +S _s	IV _{AS}	1.5f _t *	1.5f _s *	1.5f _c *	1.5f _b *	S _d 又は S _s 地震動のみによる応力振 幅について評価する。		

(注1) JSME S NC1-2012 SSB-3310 の幅厚比の制限を満足させる。

(注2) 応力の組合せが考えられる場合には、組合せ応力に対しても評価を行う。

(注3) 耐圧部に溶接等により直接取り付けられる支持構造物であって耐圧部と一体の応力解析を行うものについては、耐圧部と同じ許容応力とする。

(注4) すみ肉溶接部にあっては最大応力に対して 1.5f_s とする。

(注5) JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(4)により求めた f_b とする。

3.4 制御棒クラスタ挿入性の検討

S_s 地震時に、制御棒クラスタ挿入機能が維持できることを確認するために、制御棒クラスタ挿入時間の計算を行う。判断基準は以下の通りとする。

- (1) 制御棒クラスタ挿入時間が規定時間以内であること。
- (2) 制御棒クラスタ挿入時間は、原子炉トリップ信号発信から全ストロークの 85% に至るまでの時間とする。
- (3) 制御棒クラスタ挿入時間の規定時間は 2.5 秒とする。

(規定時間は、設置許可における安全評価の解析条件である制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 落下までの時間 2.2 秒に、原子炉トリップ信号発信から制御棒クラスタ落下開始までの時間 0.3 秒を考慮した値とする。)

耐震計算方法

設計及び工事計画認可申請添付資料 5-4

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 4 - 1
2. 構造の説明	5 (3) - 4 - 2
2.1 原子炉容器の構造	5 (3) - 4 - 2
2.2 制御棒クラスタ駆動装置周りの構造	5 (3) - 4 - 3
3. 耐震評価箇所	5 (3) - 4 - 4
4. 地震応答解析	5 (3) - 4 - 6
4.1 基本方針	5 (3) - 4 - 6
4.2 設計用地震力	5 (3) - 4 - 7
4.3 解析モデル及び諸元	5 (3) - 4 - 22
4.4 固有値解析結果	5 (3) - 4 - 30
4.5 応答解析結果	5 (3) - 4 - 41
5. 応力解析	5 (3) - 4 - 61
5.1 基本方針	5 (3) - 4 - 61
5.2 荷重条件	5 (3) - 4 - 61
5.3 応力評価方法	5 (3) - 4 - 64

1. 概 要

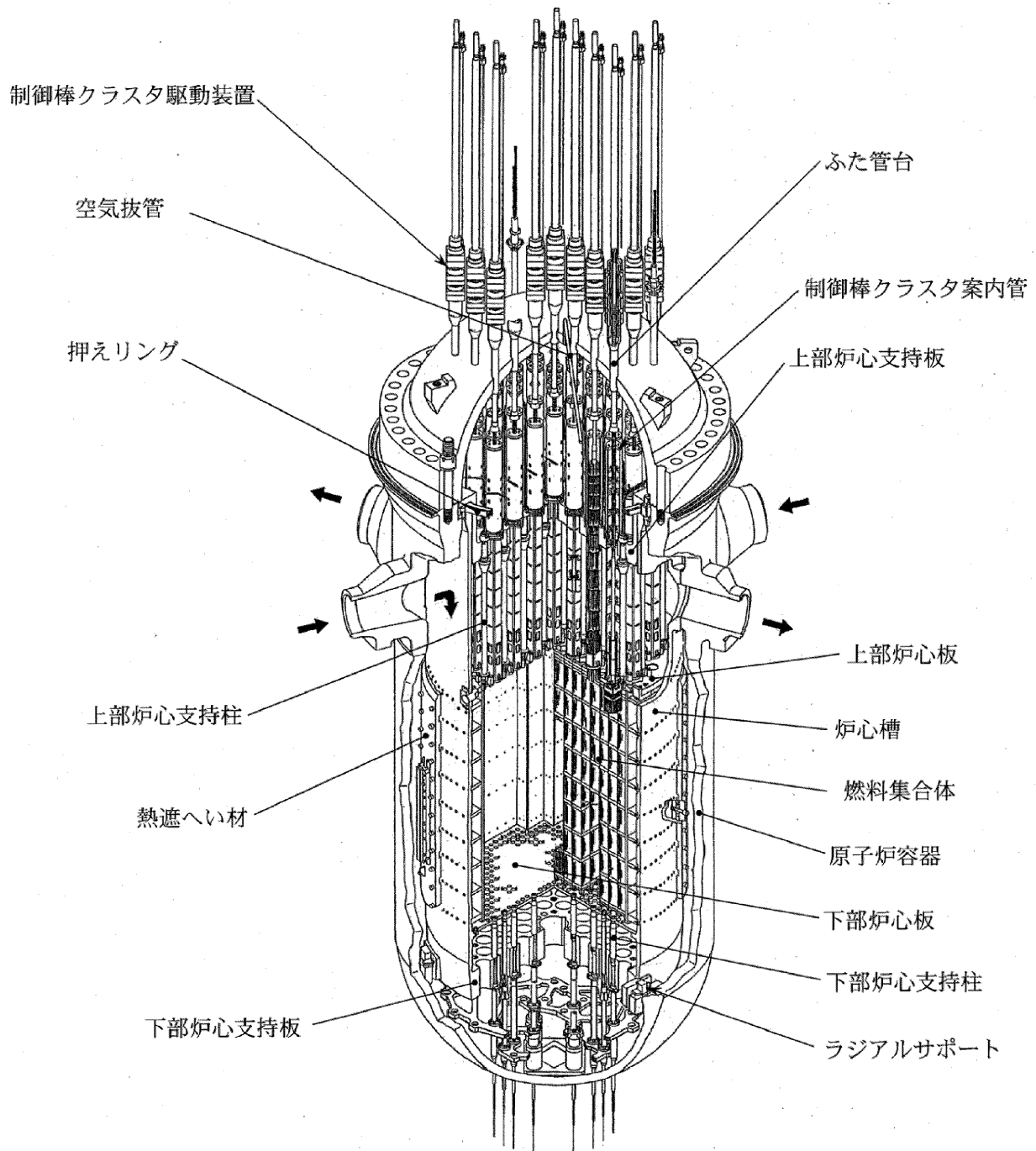
本資料は、資料5-3「申請設備に係る耐震設計の基本方針」に従い、原子炉容器上部ふた及び制御棒クラスタ駆動装置の耐震計算方法についてまとめたものである。

耐震計算は、ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置、支持構造物及び空気抜き配管を多質点系はりモデルに置換し、動的解析及び静的解析により算出した応答荷重を用いて応力解析を実施する。

2. 構造の説明

2.1 原子炉容器の構造

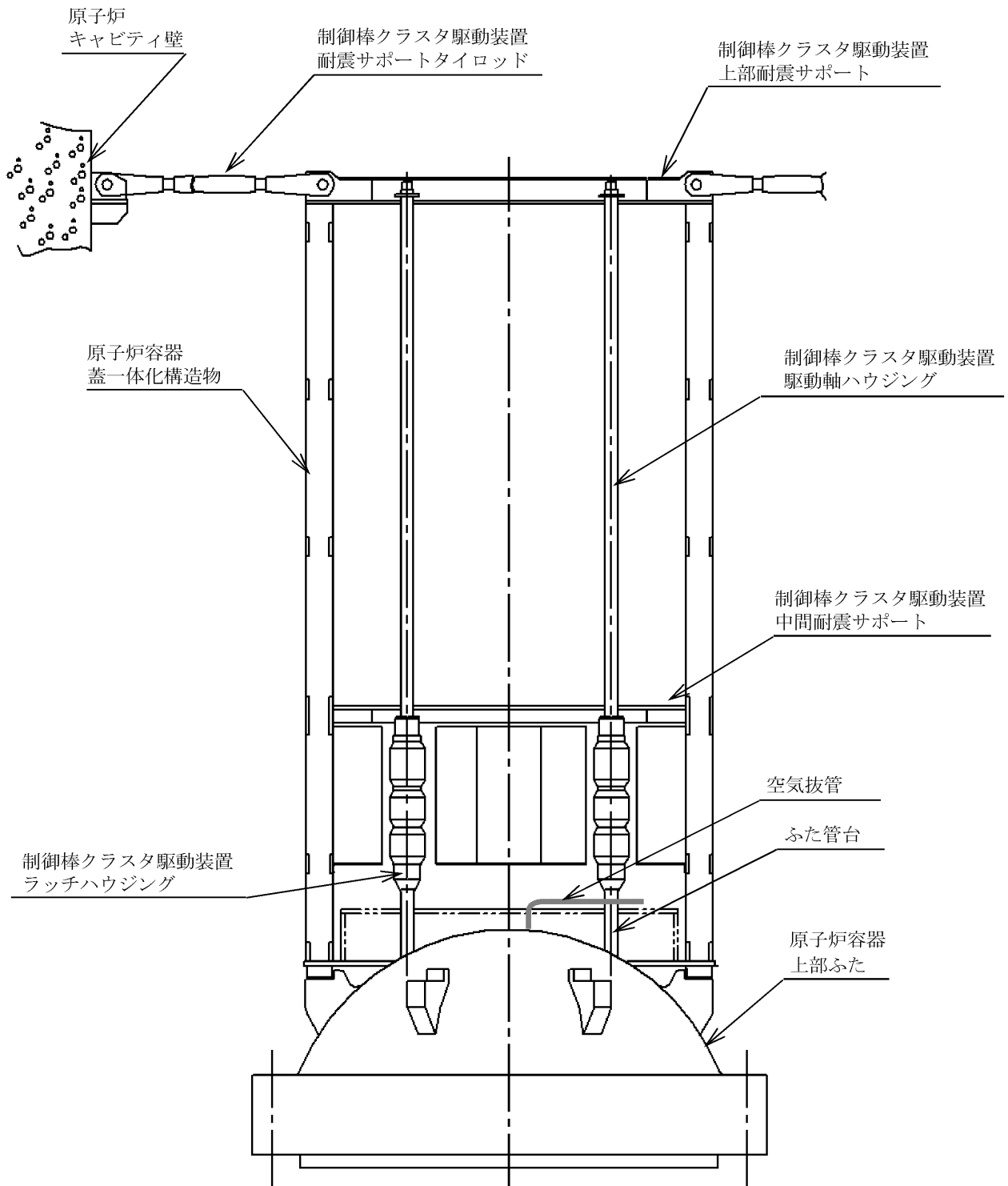
原子炉容器の構造を第2-1図に示す。



第2-1図 原子炉容器の構造説明図

2.2 制御棒クラスタ駆動装置周りの構造

制御棒クラスタ駆動装置周りの構造を第 2-2 図に示す。

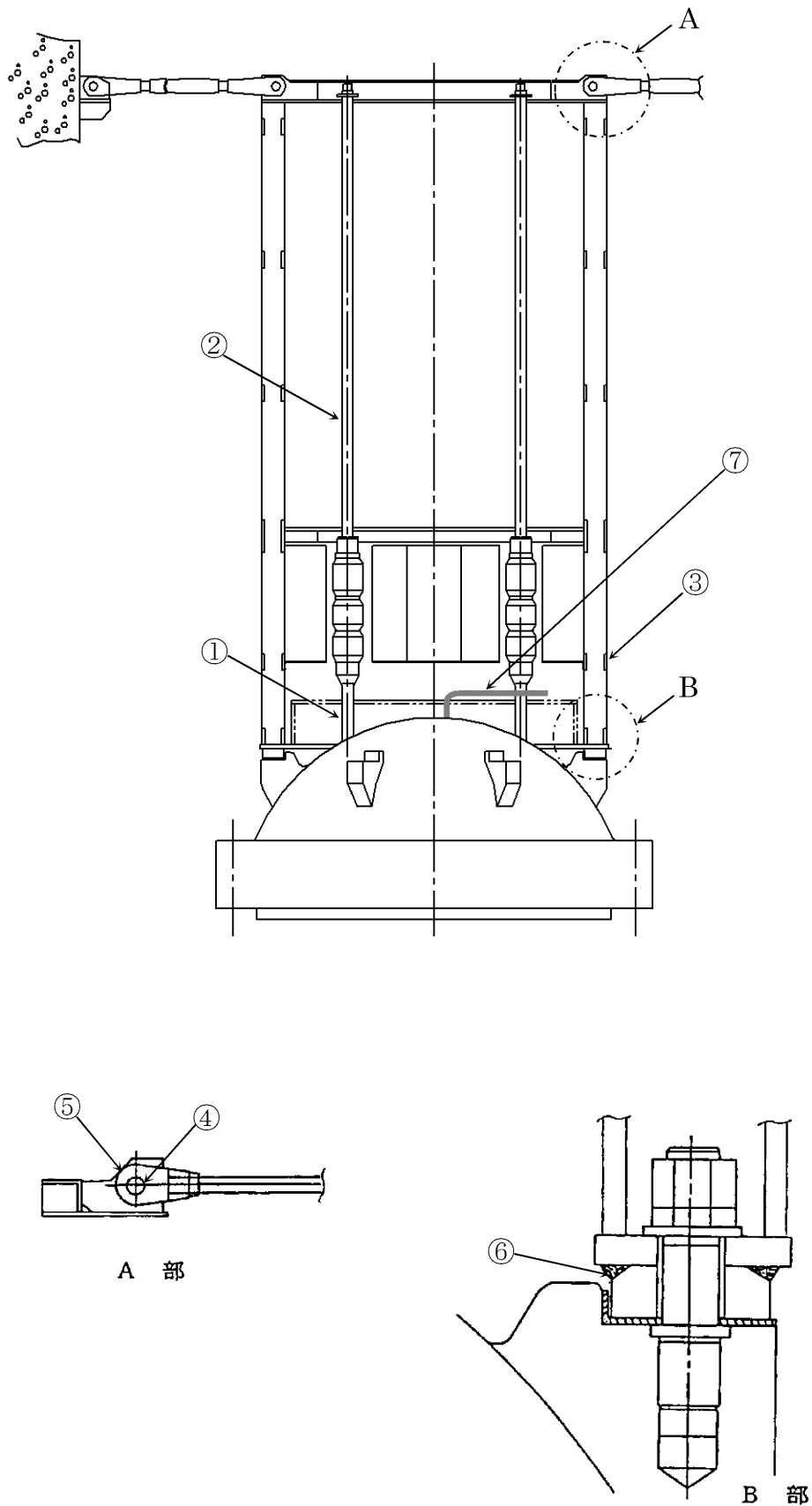


第 2-2 図 制御棒クラスタ駆動装置周りの構造説明図

3. 耐震評価箇所

原子炉容器上部ふた及び制御棒クラスタ駆動装置の応力解析は、耐震評価上厳しくなる材料及び構造の不連続部を選定して行う。第 3-1 図に代表評価箇所を示す。なお、図中に示すうち原子炉容器上部ふたの評価箇所は、①、⑦であり、制御棒クラスタ駆動装置の評価箇所は②～⑥である。

- ① ふた管台
 - ② 制御棒クラスタ駆動装置耐圧部
 - ③ 原子炉容器蓋一体化構造物本体
 - ④ 平行ピン
 - ⑤ 制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンク
 - ⑥ ラグ
 - ⑦ 空気抜管
- (③～⑥は支持構造物)



第 3-1 図 原子炉容器上部ふた及び制御棒クラスター駆動装置の耐震評価箇所

4. 地震応答解析

応力解析に用いる応答荷重を算定するための地震応答解析は、ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置、支持構造物及び空気抜き配管を多質点系はりモデルに置換して行う動的解析及び静的解析である。

4.1 基本方針

- (1) ふた管台及び支持構造物を含む制御棒クラスタ駆動装置の固有振動数及び応力評価に用いる応答荷重を算定するための地震応答解析には、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画にて実績のある多質点はりモデルによるスペクトルモーダル解析手法及び静的解析手法を適用する。
空気抜き配管の地震応答解析には、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画にて実績のある 3 次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析手法を適用する。
- (2) 解析コードは MSAP 及び MSAP（配管）を使用する。なお、評価に用いる解析コード MSAP 及び MSAP（配管）の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。
- (3) ふた管台を含む制御棒クラスタ駆動装置は鉛直方向に十分剛であるため、鉛直方向は静的解析のみ実施する。その際、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3-17-3-23「1 次冷却材管の耐震計算書」の手法にて計算した原子炉容器頂部の加速度も考慮する。
- (4) 耐震計算に用いる寸法は、公称値を使用する。

4.2 設計用地震力

耐震計算に使用する設計用地震力は、資料 5-3「申請設備に係る耐震設計の基本方針」に従って設定する。

(1) 静的地震力

静的地震力を第4-1表に示す。

第4-1表 静的地震力

耐震クラス	水平	鉛直	部位	摘要
S	3.6Ci	0.288	ふた管台 制御棒クラスタ 駆動装置	(注1) 制御棒クラスタ駆動装置上部 耐震サポート位置 []における値
			空気抜管	(注2) 空気抜管位置 [] 及 び配管支持構造物位置におけ る値

(注1) 内部コンクリートEL.11.3mの水平震度：X方向0.915、Y方向0.828のうち、包絡する値として0.915を用いる。

(注2) 内部コンクリートEL.10.45mの水平震度：X方向0.890、Y方向0.810及び、EL.3.7mの水平震度：X方向0.702、Y方向0.677を用いる。

(2) 動的地震力

動的地震力は、以下の第4-2表～第4-4表に示す条件の設計用床応答曲線を用いて算定する。設計用床応答加速度を第4-1図～第4-10図に示す。

第4-2表 ふた管台の動的地震力^(注1)

地震動	設置場所	設計用床応答曲線 ^(注2)			備考
		建屋及び高さ (m)	方向	^(注3) 減衰定数 (%)	
基準地震動 Ss	原子炉 格納容器	内部コンクリート EL.11.3	水平	5.0	Ss-1～5のX方向及びY方向の包絡曲線を用いる。
		内部コンクリート EL.0.6	鉛直	1.0	Ss-1～5の包絡曲線を用いる。
弾性設計用 地震動 Sd	原子炉 格納容器	内部コンクリート EL. 11.3	水平	5.0	Sd-1～5のX方向及びY方向の包絡曲線を用いる。
		内部コンクリート EL.0.6	鉛直	1.0	Sd-1～5の包絡曲線を用いる。

(注1) 一次+二次応力評価用の二次荷重算定の際には、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の添付資料3-17-3-23「1次冷却材管の耐震計算書」の手法にて計算した原子炉容器頂部の変位（Ss-1～5で水平方向1.5mm、Sd-1～5で水平方向1.0mm）を入力する。

(注2) 令和2年3月30日付け原規規発第2003301号にて認可された工事計画の添付資料6-4「設計用床応答曲線の作成方針」に基づく。

(注3) 令和2年3月30日付け原規規発第2003301号にて認可された工事計画の添付資料6-3「原子炉格納施設及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」に基づく。

第4-3表 制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物の動的地震力^(注1)

地震動	設置場所	設計用床応答曲線 ^(注2)			備考
		建屋及び高さ (m)	方向	^(注3) 減衰定数 (%)	
基準地震動 Ss	原子炉 格納容器	内部コンクリート EL.11.3	水平	5.0	Ss-1~5のX方向及びY方向の包絡曲線を用いる。
		内部コンクリート EL.0.6	鉛直	1.0	Ss-1~5の包絡曲線を用いる。
弾性設計用 地震動 Sd	原子炉 格納容器	内部コンクリート EL.11.3	水平	5.0	Sd-1~5のX方向及びY方向の包絡曲線を用いる。
		内部コンクリート EL.0.6	鉛直	1.0	Sd-1~5の包絡曲線を用いる。

(注1) 一次+二次応力評価用の二次荷重算定の際には、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の添付資料3-17-3-23「1次冷却材管の耐震計算書」の手法にて計算した原子炉容器頂部の変位（Ss-1~5で水平方向1.5mm、Sd-1~5で水平方向1.0mm）を入力する。

(注2) 令和2年3月30日付け原規規発第2003301号にて認可された工事計画の添付資料6-4「設計用床応答曲線の作成方針」に基づく。

(注3) 令和2年3月30日付け原規規発第2003301号にて認可された工事計画の添付資料6-3「原子炉格納施設及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」に基づく。

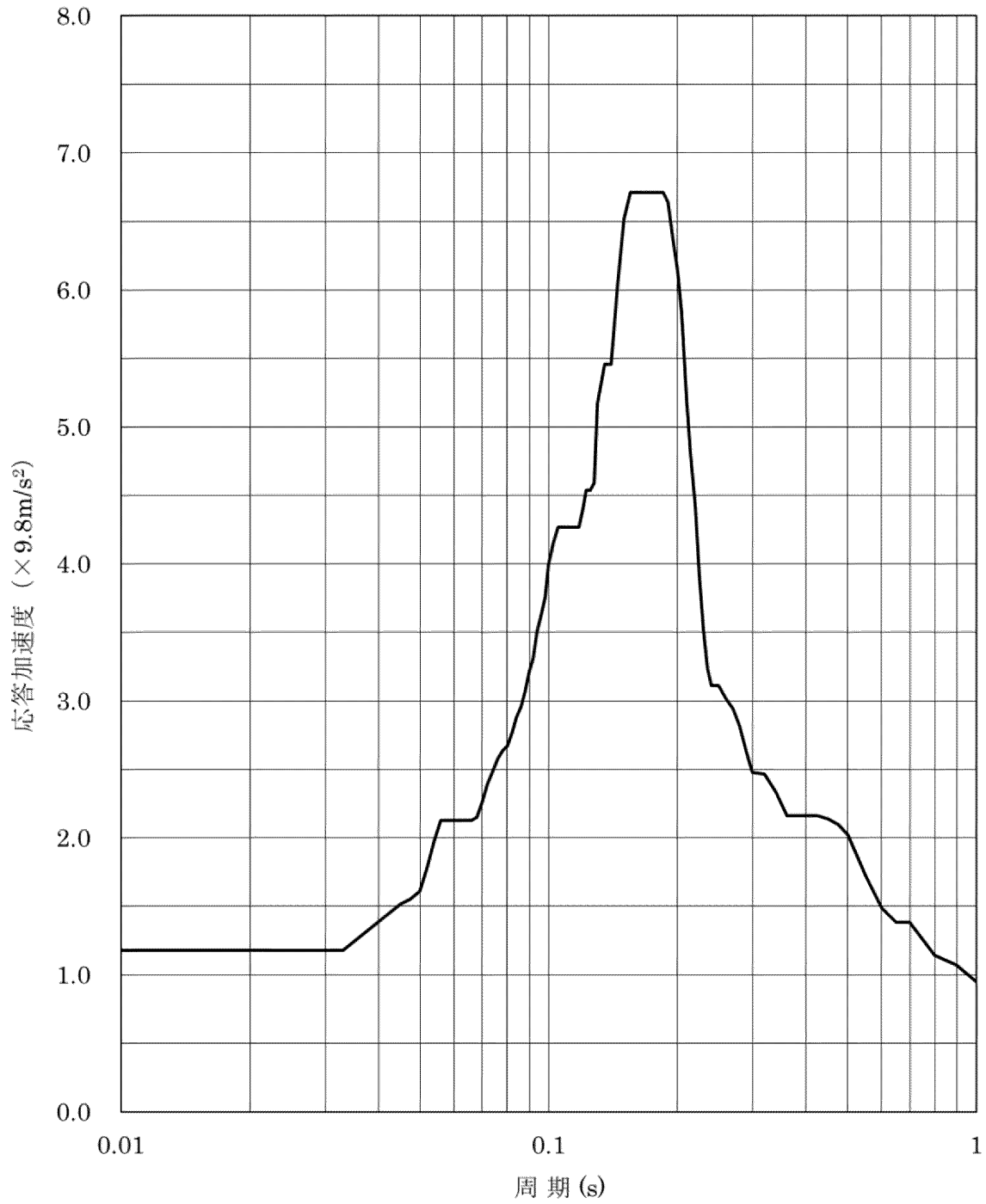
第 4-4 表 空気抜管の動的地震力

地震動	設置場所	設計用床応答曲線 ^(注1)			備考
		建屋及び高さ (m)	方向	^(注2) 減衰定数 (%)	
基準地震動 Ss	原子炉 格納容器	内部コンクリート EL.10.45 EL. 3.7	水平	0.5	水平方向はSs-1~5 のX方向の包絡曲線 及びY方向の包絡曲 線を用いる。 鉛直方向はSs-1~5 の包絡曲線を用い る。
			鉛直	0.5	
弾性設計用 地震動 Sd	原子炉 格納容器	内部コンクリート EL.10.45 EL. 3.7	水平	0.5	水平方向はSd-1~ 5のX方向の包絡曲 線及びY方向の包絡 曲線を用いる。 鉛直方向はSd-1~ 5の包絡曲線を用い る。
			鉛直	0.5	

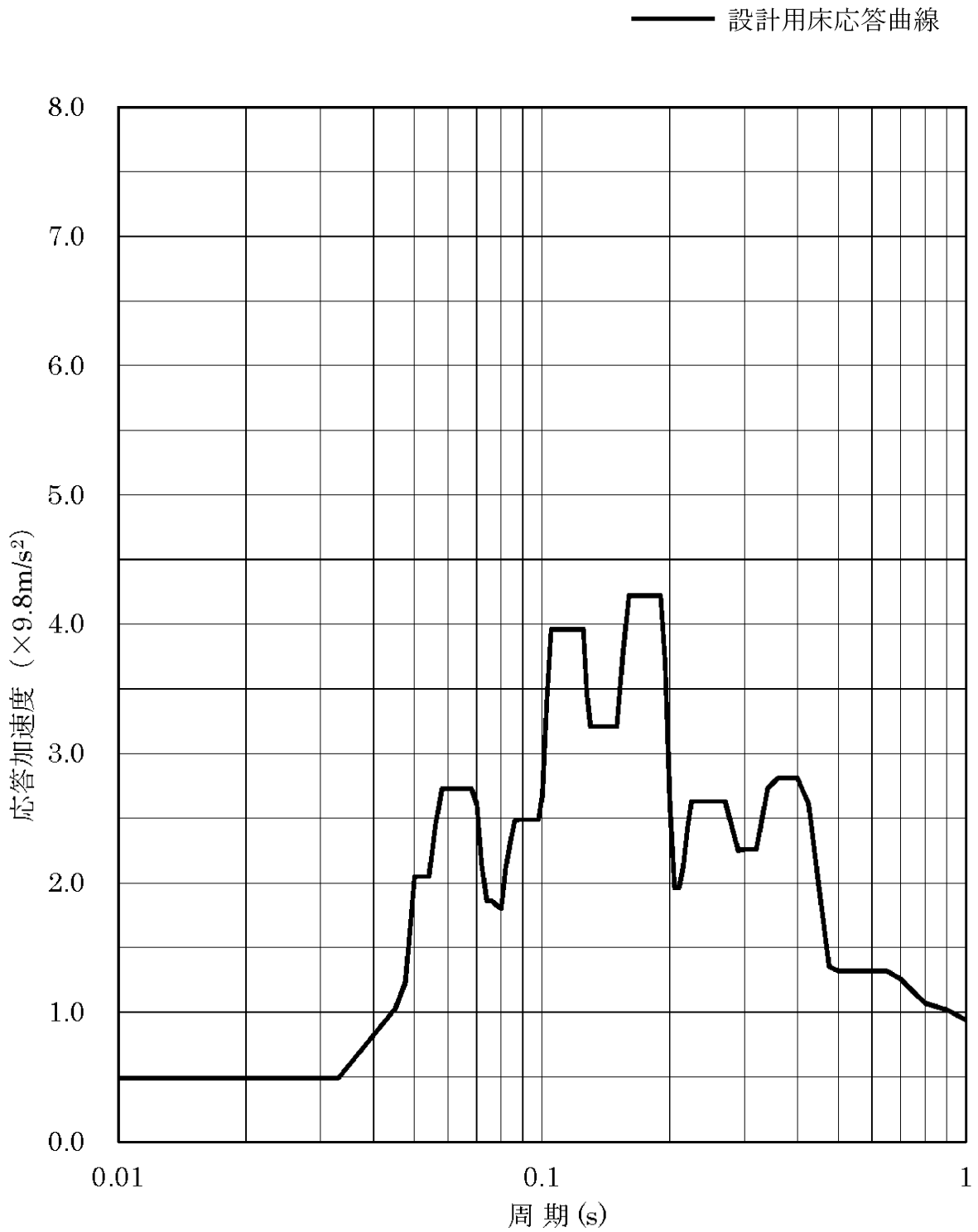
(注1) 令和2年3月30日付け原規規発第2003301号にて認可された工事計画の添付資料
6-4「設計用床応答曲線の作成方針」に基づく。

(注2) 令和2年3月30日付け原規規発第2003301号にて認可された工事計画の添付資料
6-3「原子炉格納施設及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」に基づく。

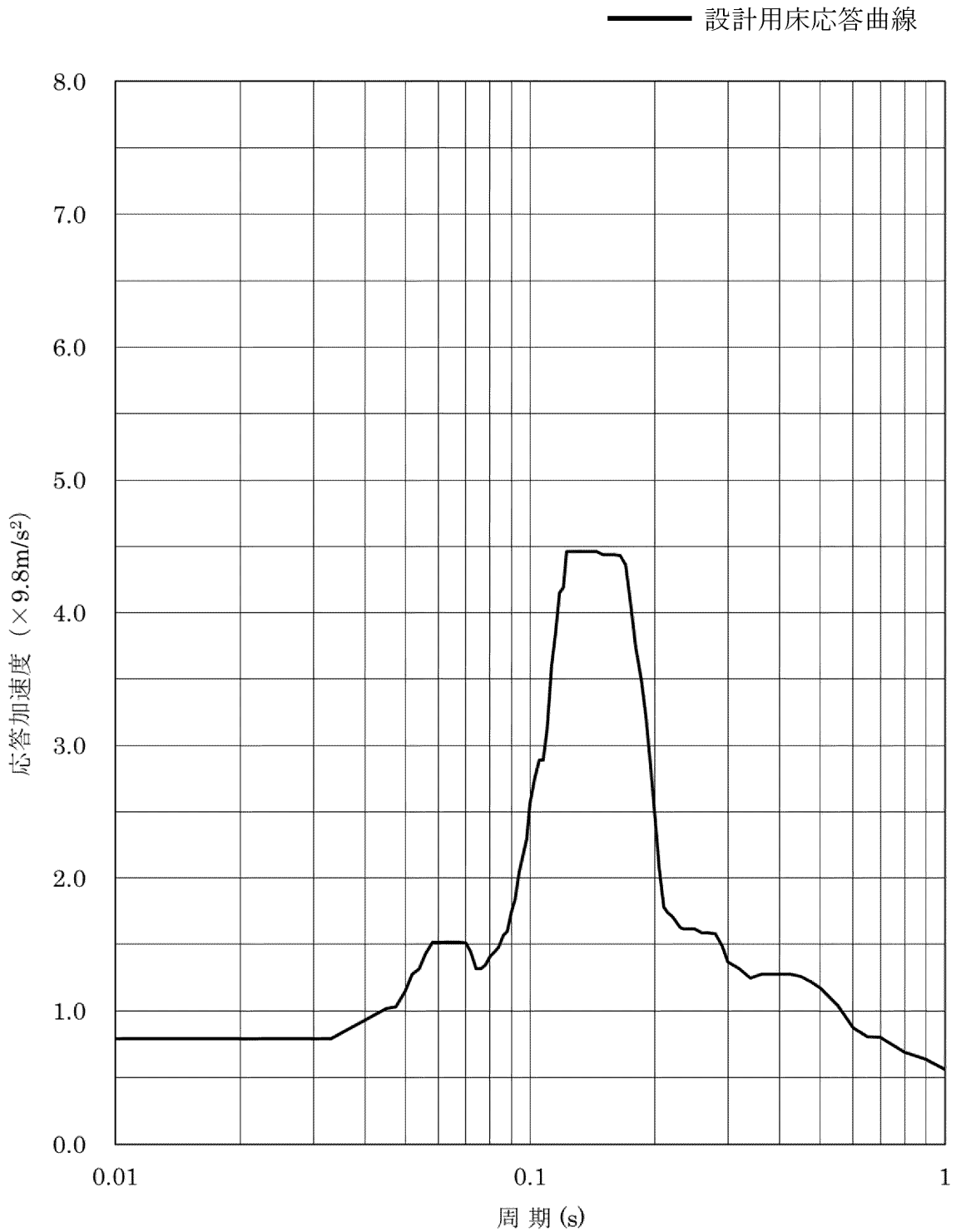
—— 設計用床応答曲線



第4-1図 設計用床応答曲線(Ss)
(内部コンクリート EL.11.3m 減衰定数 5.0% X,Y 包絡)

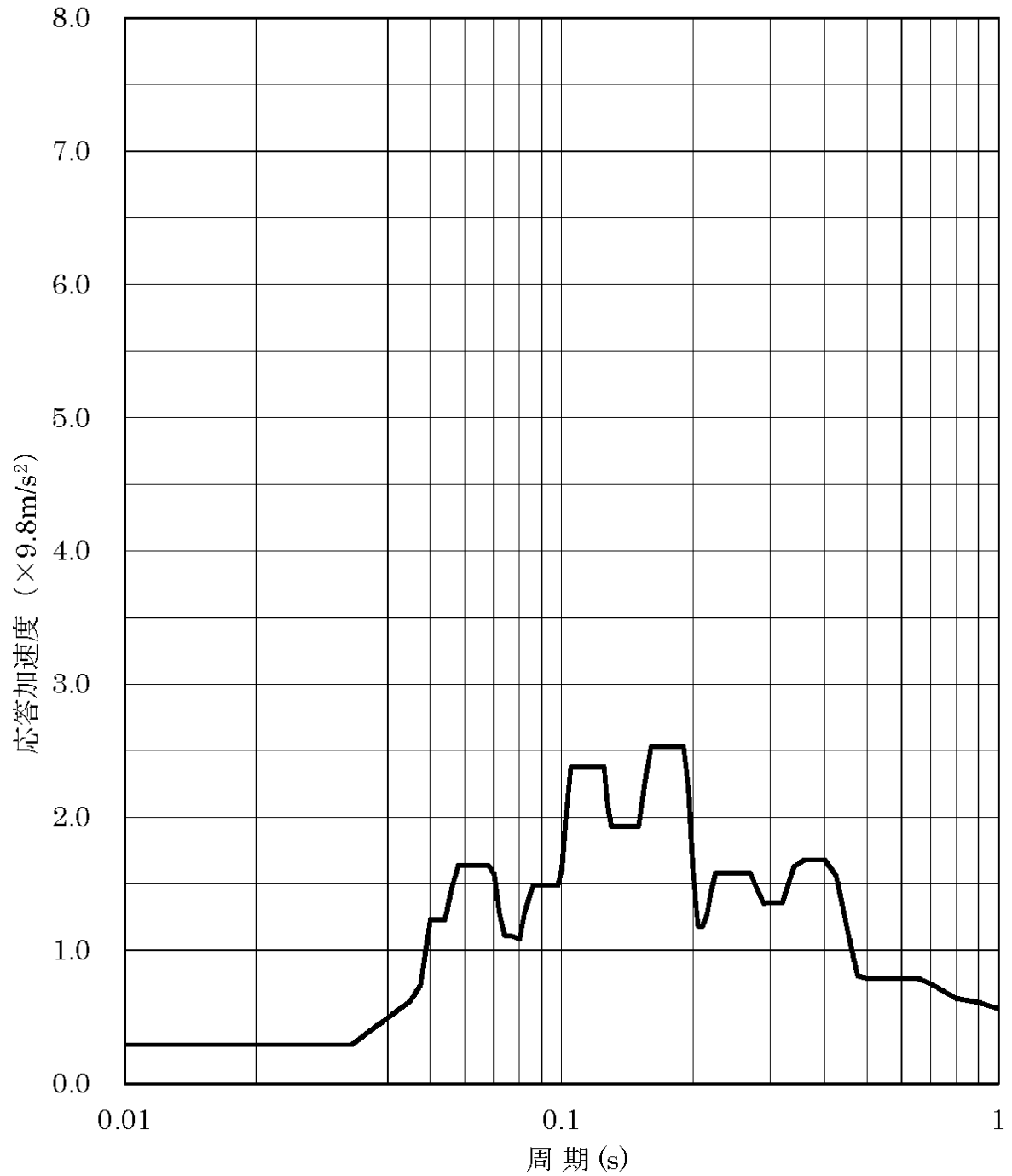


第4-2図 設計用床応答曲線(Ss)
 (内部コンクリート EL.0.6m 減衰定数 1.0% 鉛直)



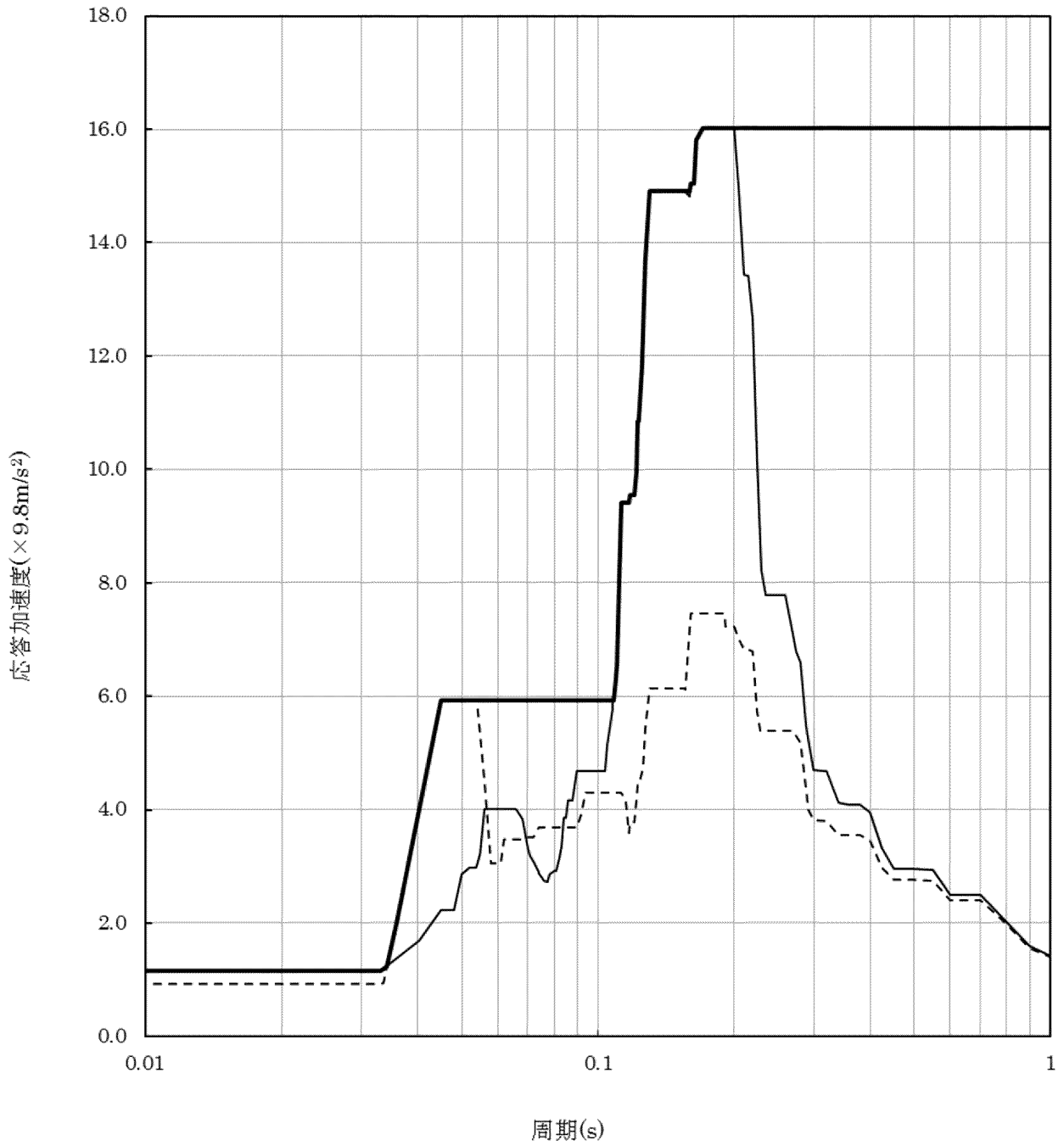
第4-3図 設計用床応答曲線(Sd)
 (内部コンクリート EL.11.3m 減衰定数 5.0% X,Y 包絡)

— 設計用床応答曲線



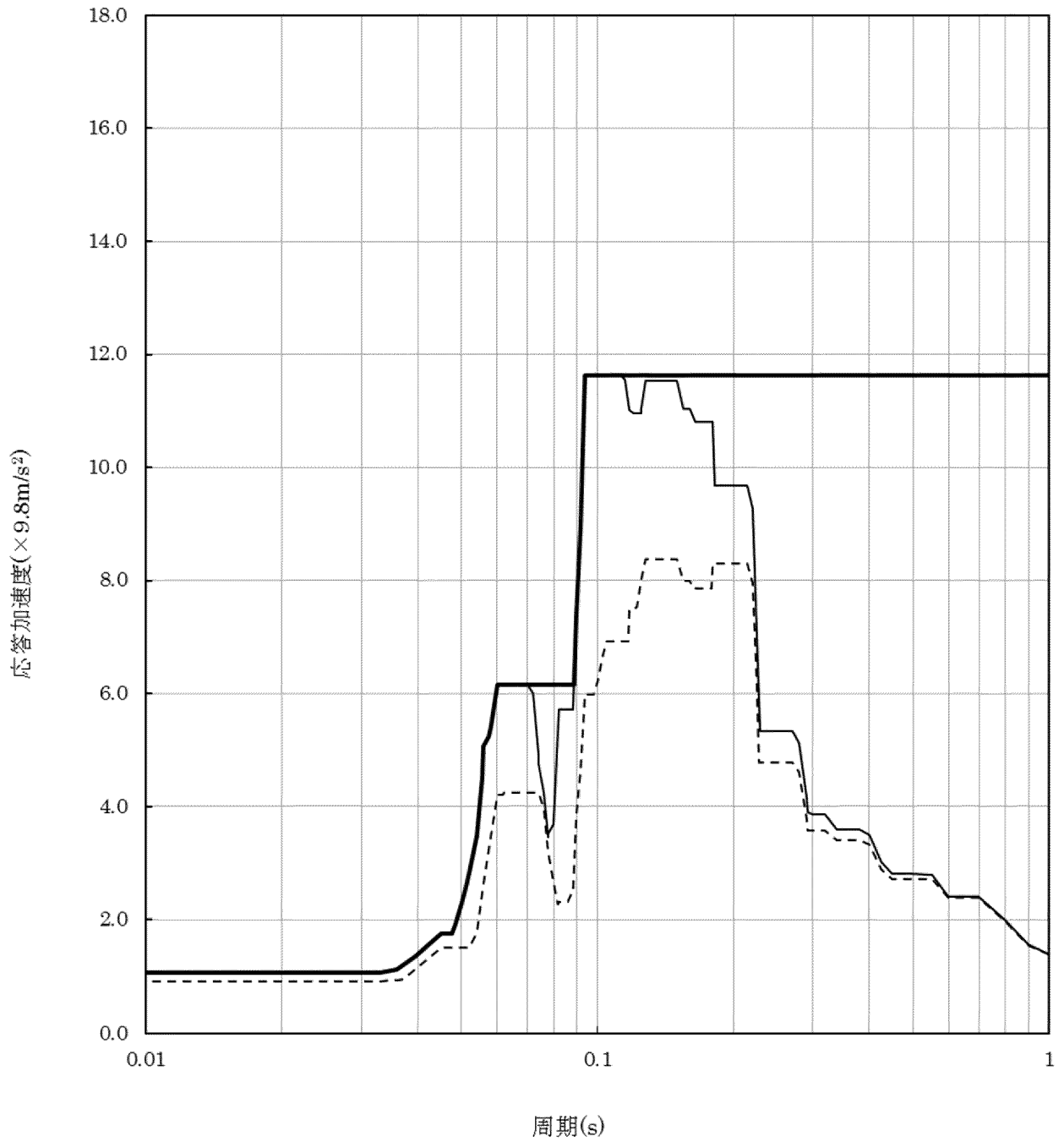
第4-4図 設計用床応答曲線(Sd)
(内部コンクリート EL.0.6m 減衰定数 1.0% 鉛直)

- 内部コンクリート(I/C)EL.10.45m 減衰定数 0.5%
- - - - 内部コンクリート(I/C)EL.3.7m 減衰定数 0.5%
- 設計用床応答曲線



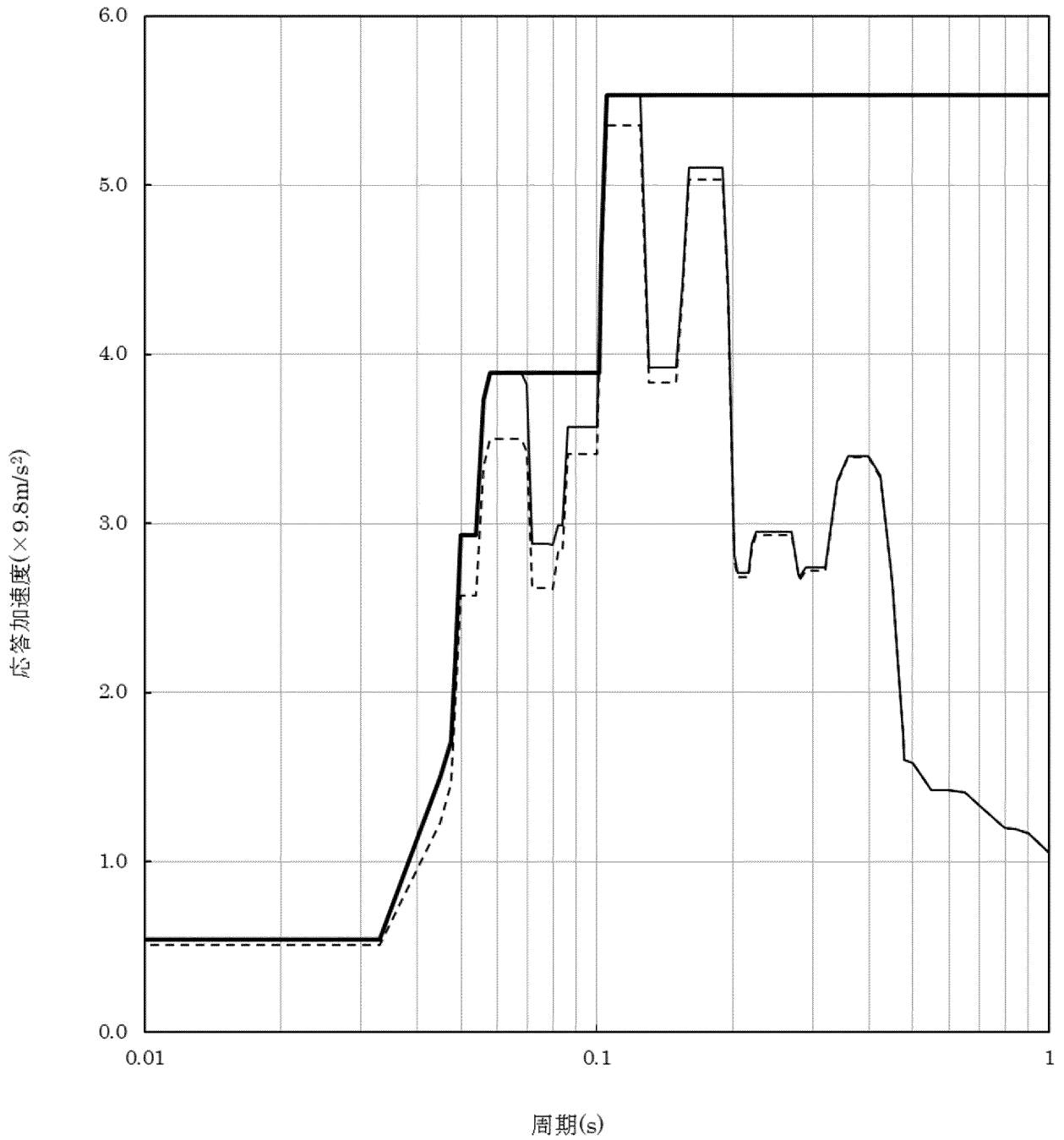
第 4-5 図 設計用床応答曲線(Ss)
 (内部コンクリート EL.10.45m,3.7m 減衰定数 0.5% X 方向)

- 内部コンクリート(I/C)EL.10.45m 減衰定数 0.5%
- - - - 内部コンクリート(I/C)EL.3.7m 減衰定数 0.5%
- 設計用床応答曲線



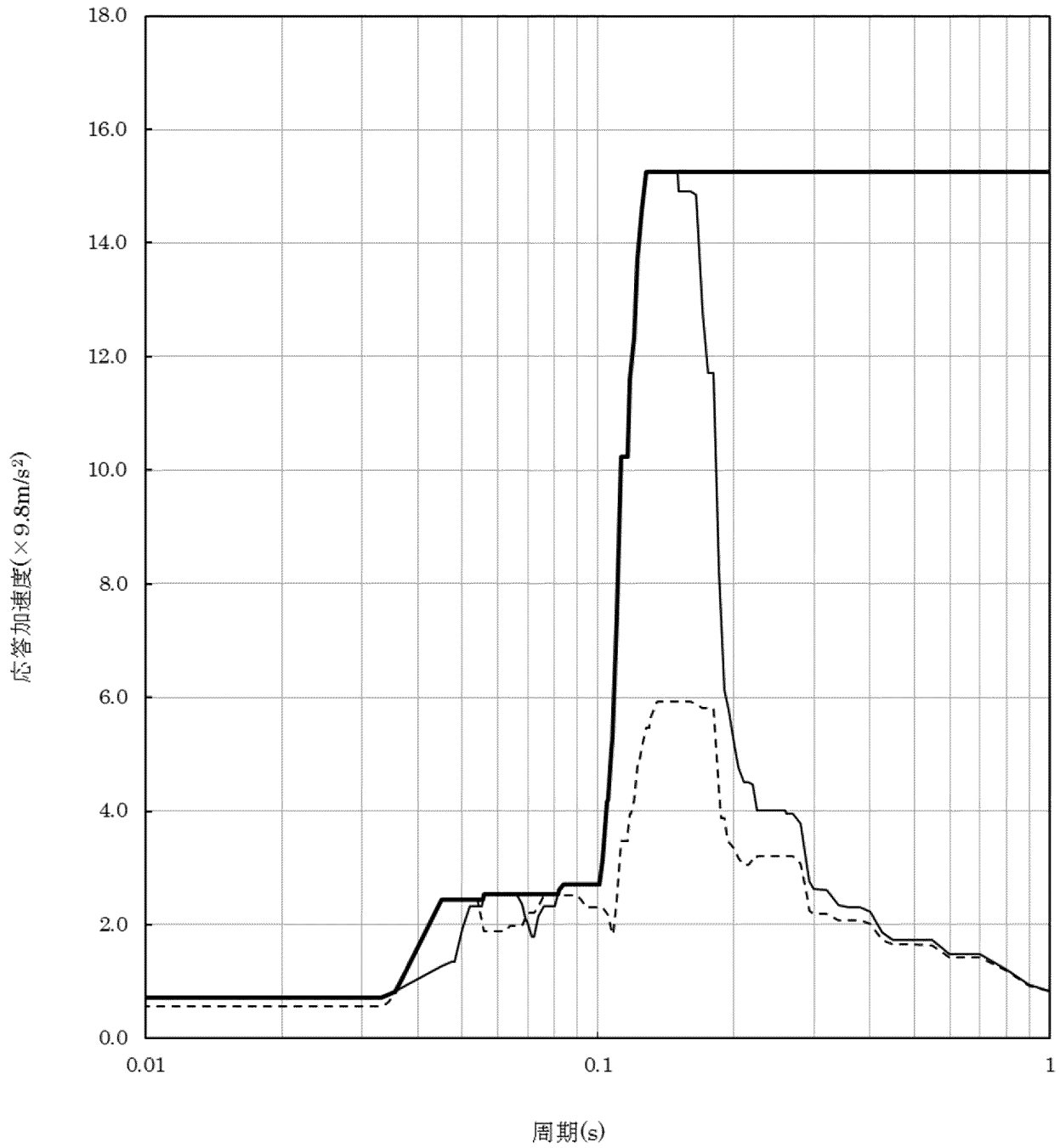
第 4-6 図 設計用床応答曲線(Ss)
 (内部コンクリート EL.10.45m,3.7m 減衰定数 0.5% Y 方向)

- 内部コンクリート(I/C)EL.10.45m 減衰定数 0.5%
- - - - 内部コンクリート(I/C)EL.3.7m 減衰定数 0.5%
- 設計用床応答曲線



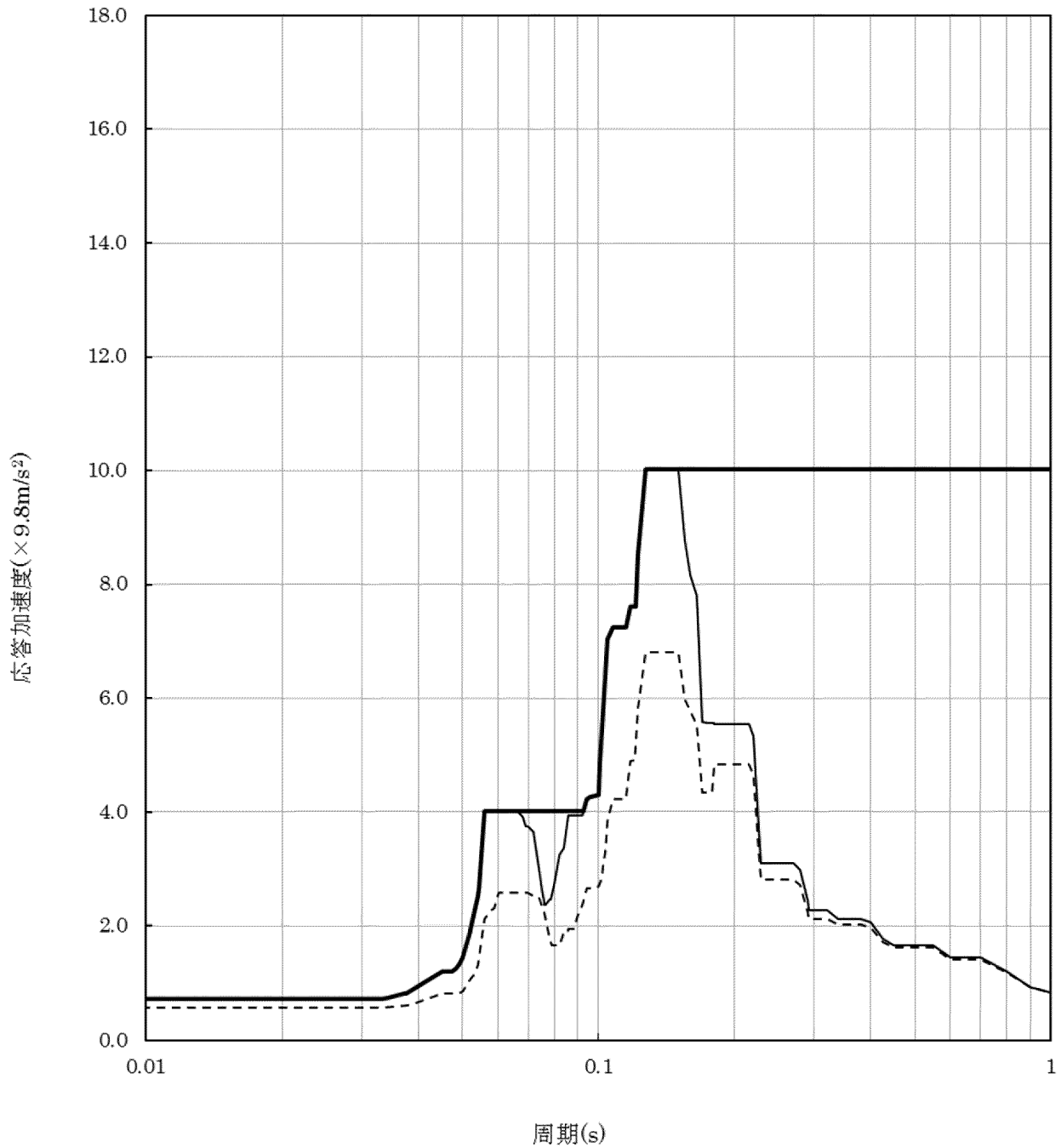
第4-7図 設計用床応答曲線(Ss)
 (内部コンクリート EL.10.45m,3.7m 減衰定数 0.5% 鉛直)

- 内部コンクリート(I/C)EL.10.45m 減衰定数 0.5%
- - - - 内部コンクリート(I/C)EL.3.7m 減衰定数 0.5%
- 設計用床応答曲線



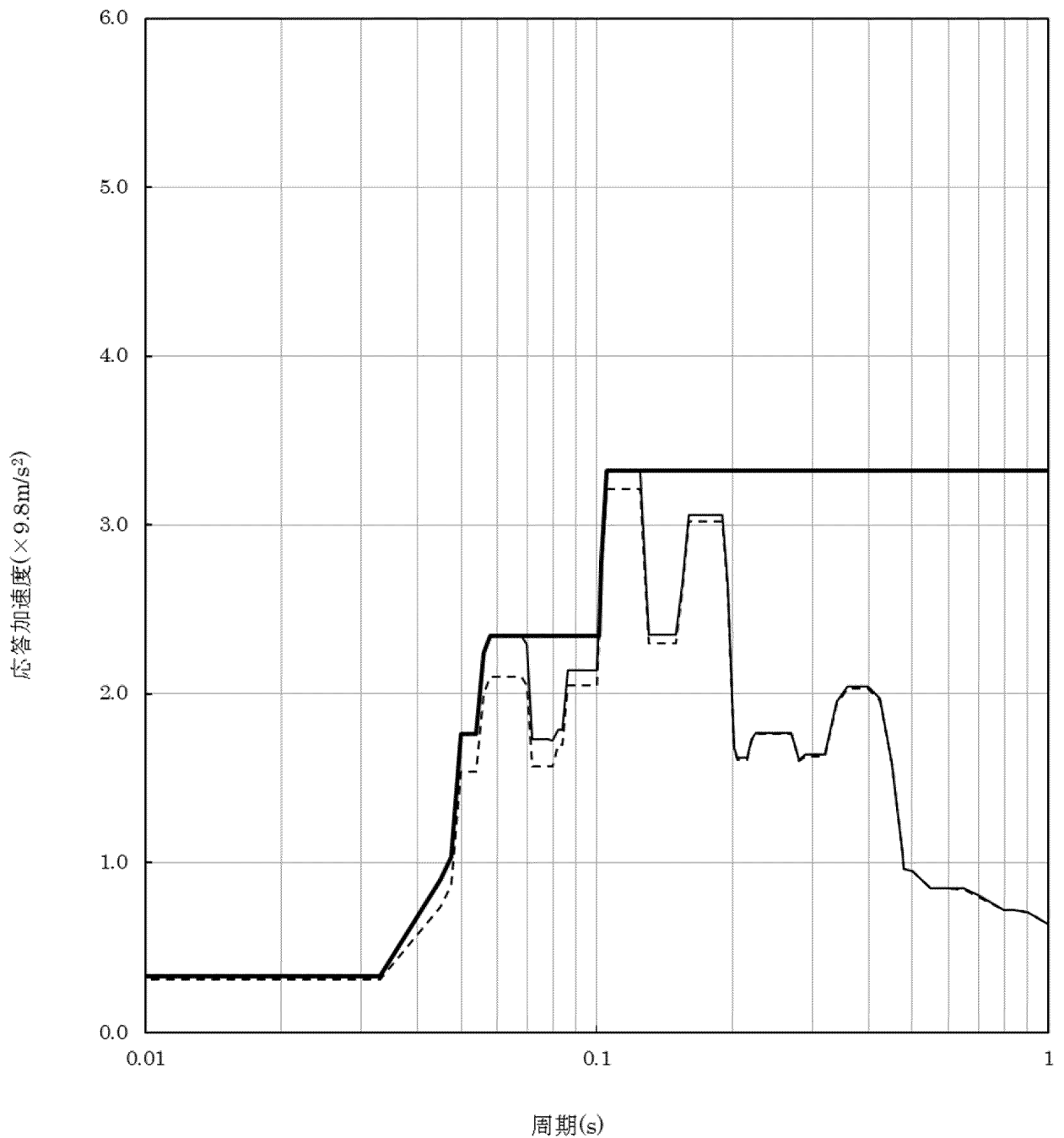
第 4-8 図 設計用床応答曲線(Sd)
 (内部コンクリート EL.10.45m,3.7m 減衰定数 0.5% X 方向)

- 内部コンクリート(I/C)EL.10.45m 減衰定数 0.5%
- - - - 内部コンクリート(I/C)EL.3.7m 減衰定数 0.5%
- 設計用床応答曲線



第 4-9 図 設計用床応答曲線(Sd)
 (内部コンクリート EL.10.45m,3.7m 減衰定数 0.5% Y 方向)

- 内部コンクリート(I/C)EL.10.45m 減衰定数 0.5%
- - - - 内部コンクリート(I/C)EL.3.7m 減衰定数 0.5%
- 設計用床応答曲線



第 4-10 図 設計用床応答曲線(Sd)
 (内部コンクリート EL.10.45m,3.7m 減衰定数 0.5% 鉛直)

(3) 設計用地震力

Ss地震時の評価では、水平及び鉛直地震力は動的地震力とする。鉛直地震力は、水平方向と同時に不利な方向に作用するものとする。

Sd 地震時の評価では、水平及び鉛直地震力は静的地震力と動的地震力のいずれか大きい方とする。鉛直地震力は、水平方向と同時に不利な方向に作用するものとする。

4.3 解析モデル及び諸元

4.3.1 ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物

地震応答解析に際して、ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物を第4-11図に示すように多質点系はりモデルに置換する。

解析モデルは、最も長い最外周位置のふた管台を含む制御棒クラスタ駆動装置（以下「最長制御棒クラスタ駆動装置」という。）及び最も短い中央位置のふた管台を含む制御棒クラスタ駆動装置（以下「最短制御棒クラスタ駆動装置」という。）の2種類とする。

(1) はり要素

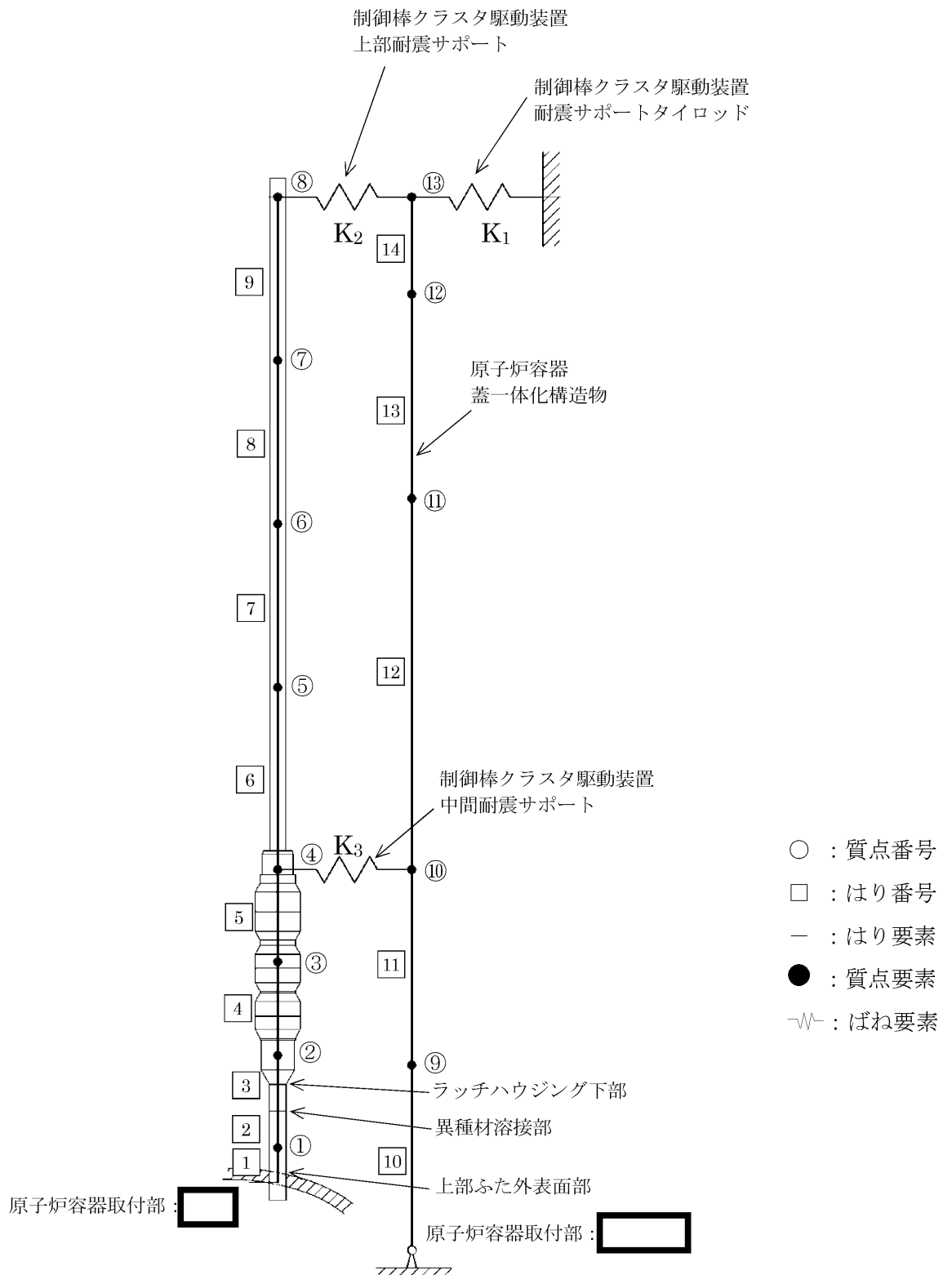
はり要素の諸元を第4-5表に示す。はり要素は、ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置及び原子炉容器蓋一体化構造物を等価なはりに置換した要素である。

(2) 支持条件

支持条件を第4-6表に示す。ばね要素は制御棒クラスタ駆動装置を支持する構造物の剛性を等価なばねに置換した要素である。

(3) 質点要素

質点要素を第4-7表に示す。質点要素はふた管台、制御棒クラスタ駆動装置及び原子炉容器蓋一体化構造物の質量を置換した要素である。



第 4-11 図 解析モデル

第 4-5 表 はり要素の諸元

部材	はり 番号	縦弾性係数 ^(注)		断面積 (mm ²)	断面二次 モーメント (mm ⁴)
		種 類	E(MPa)		
ふた 管台	1	690 合金	192,000		
	2	690 合金	192,000		
制御棒 駆動装置 クラスタ	3	ステンレス鋼	174,000		
	4	ステンレス鋼	174,000		
	5	ステンレス鋼	174,000		
	6	ステンレス鋼	174,000		
	7	ステンレス鋼	174,000		
	8	ステンレス鋼	174,000		
	9	ステンレス鋼	174,000		
原子炉 容器 蓋一体化 構造物	10	炭素鋼	201,000		
	11	炭素鋼	201,000		
	12	炭素鋼	201,000		
	13	炭素鋼	201,000		
	14	炭素鋼	201,000		



第4-6表 支持条件

(単位：N/mm)

部 位	記 号	支持条件 (ばね定数)
ふた管台下端	—	
原子炉容器蓋一体化構造物下端	—	
制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッド	K ₁	
制御棒クラスタ駆動装置上部耐震サポート	K ₂	
制御棒クラスタ駆動装置中間耐震サポート	K ₃	

第4-7表 質点要素

(単位：kg)

部 材	質点番号	質 量
ふた管台 (注1)	①	
制御棒クラスタ 駆動装置 (注2)	②	
	③	
	④	
	⑤	
	⑥	
	⑦	
	⑧	
原子炉容器蓋一体化構造物 (注3)	⑨	
	⑩	
	⑪	
	⑫	
	⑬	

4.3.2 空気抜管

地震応答解析に際して、空気抜き配管を第 4-12 図に示すように多質点系はりモデルに置換する。

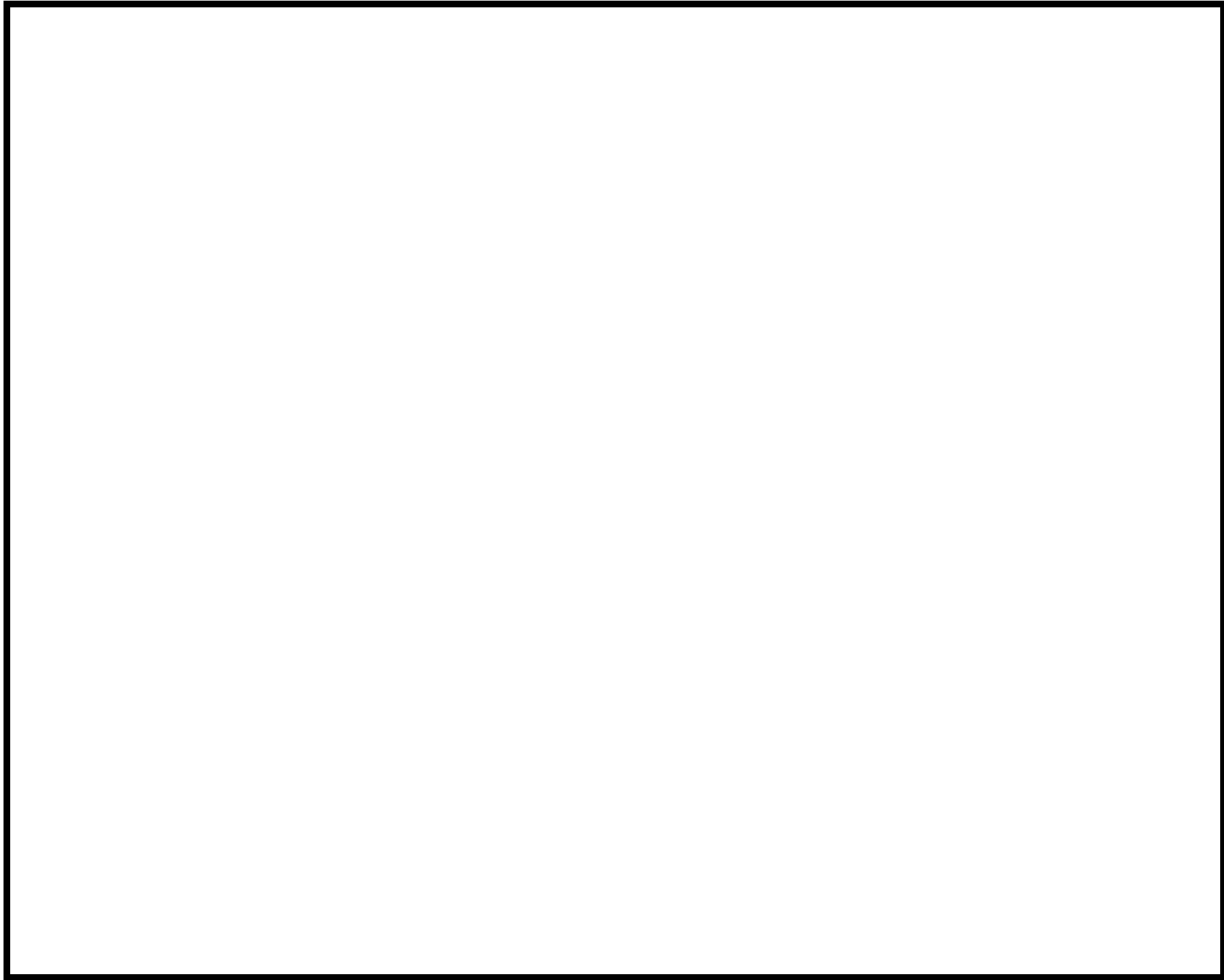
モデル化に当たり原則として配管及び保温材等の質量は、集中質量として支持点及び分岐点等の質点分割点間の中央に設けるが、近傍に弁等の集中質量がある場合は弁等の集中質量に含める。また、支持点間距離が短い場合も近傍の質点にまとめる。

弁については、配管上の付加質量としてモデル化する。その他の配管付属設備についても、集中質量として

支持点については、拘束方向及び支持機能に従ってモデル化し、

空気抜管仕様を第 4-8 表に、空気抜き配管仕様を第 4-9 表に、また、配管系の質点質量を第 4-10 表に示す。





第 4-12 図 原子炉容器空気抜き配管モデル図

第 4-8 表 空気抜管仕様

名 称	単 位	節点 1001 から 103
外 径	mm	34.0
厚 さ	mm	<input type="text"/>
材 料	—	GNC690CM
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.91
最高使用圧力	MPa	17.16
最高使用温度	℃	343

(注) 最高使用温度における値を示す。

第 4-9 表 空気抜き配管仕様

名 称	単 位	節点 103 から 804
外 径	mm	34.0
厚 さ	mm	6.4
材 料	—	SUS316TP
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.73
最高使用圧力	MPa	17.16
最高使用温度	℃	343

(注) 最高使用温度における値を示す。

第4-10表 質点質量
(単位：kg)

質点番号	合計
901	
600	
601	
602	
120	

4.4 固有値解析結果

4.4.1 ふた管台及び制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物

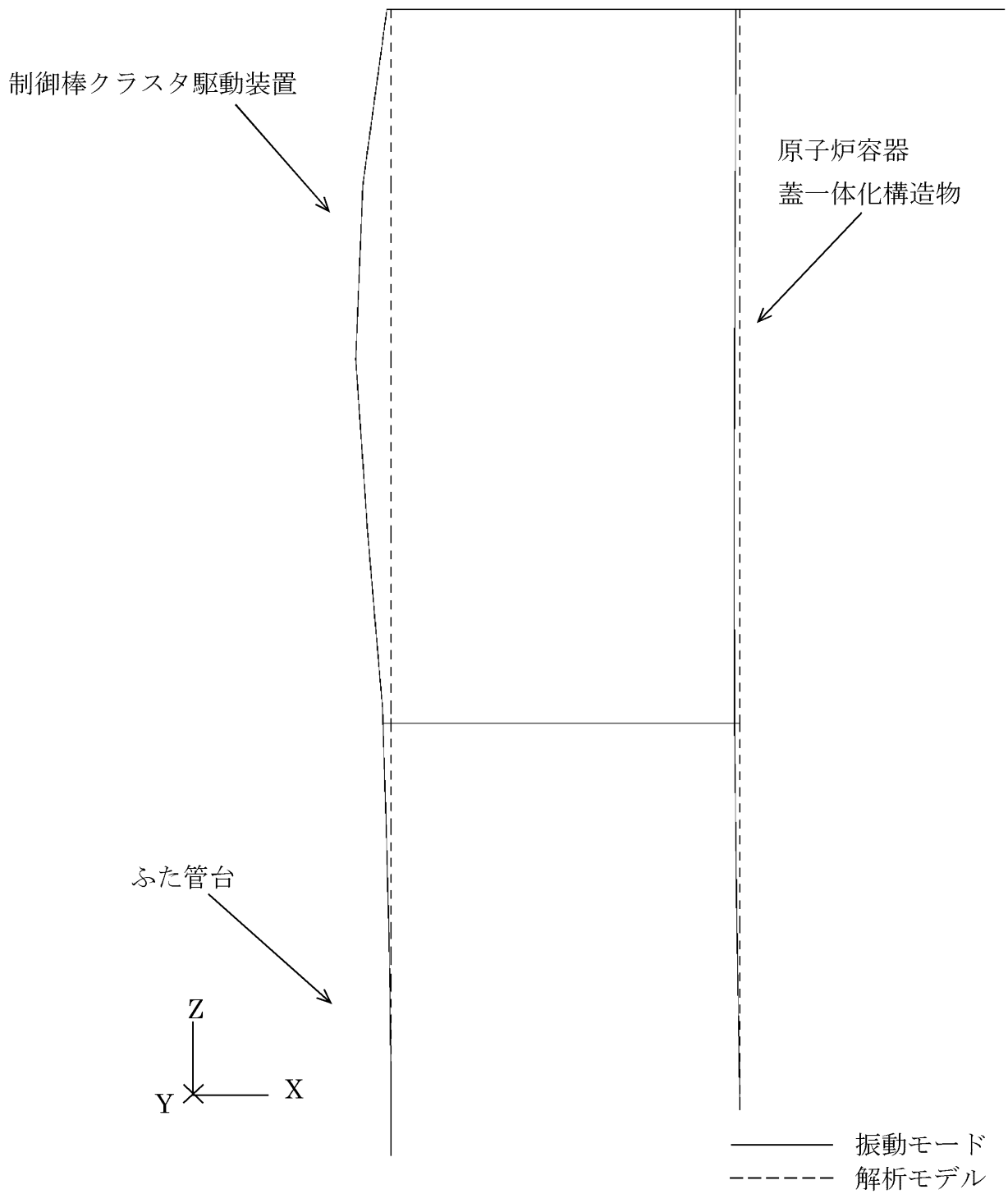
固有値解析結果を第 4-11 表及び第 4-12 表に示す。また、振動モード図を第 4-13 図～第 4-15 図に示す。

第 4-11 表 固有値解析結果（最長制御棒クラスタ駆動装置）

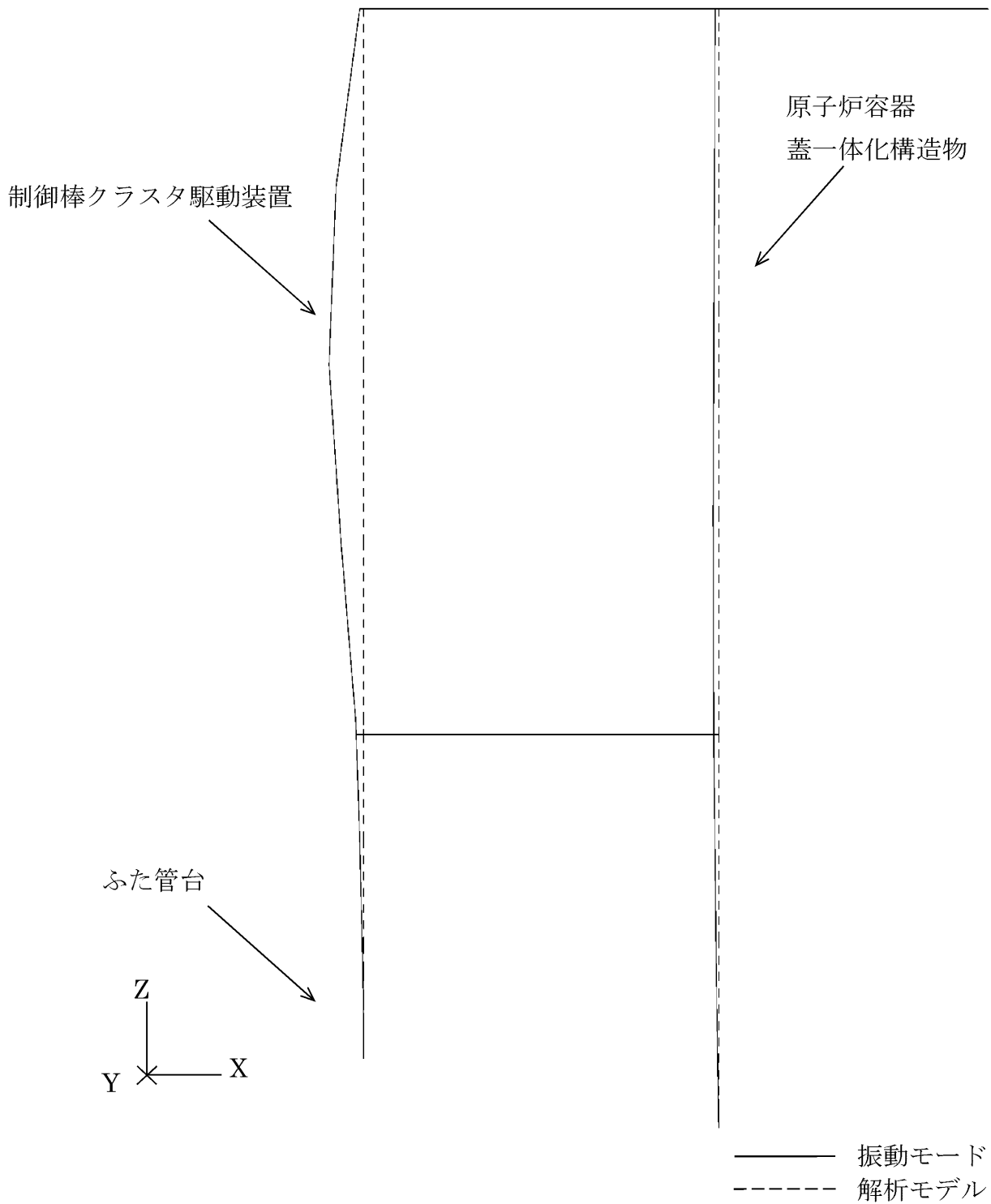
次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数	卓越相当部材
1	15.4	-2.67	制御棒クラスタ駆動装置
2	21.0	1.59	制御棒クラスタ駆動装置
3	34.4	0.24	原子炉容器蓋一体化構造物

第 4-12 表 固有値解析結果（最短制御棒クラスタ駆動装置）

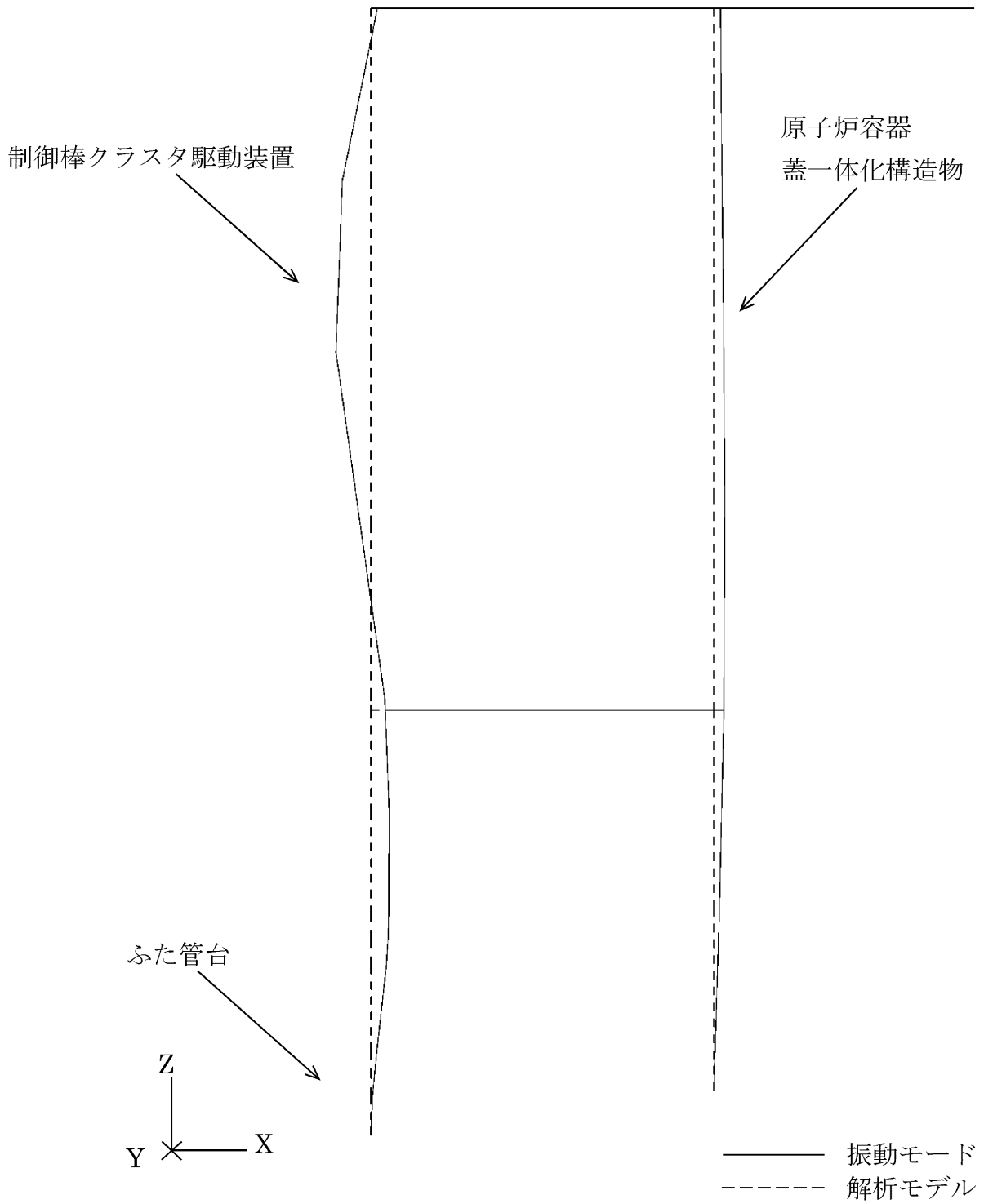
次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数	卓越相当部材
1	15.5	-2.61	制御棒クラスタ駆動装置
2	24.3	1.68	制御棒クラスタ駆動装置
3	39.3	0.18	原子炉容器蓋一体化構造物



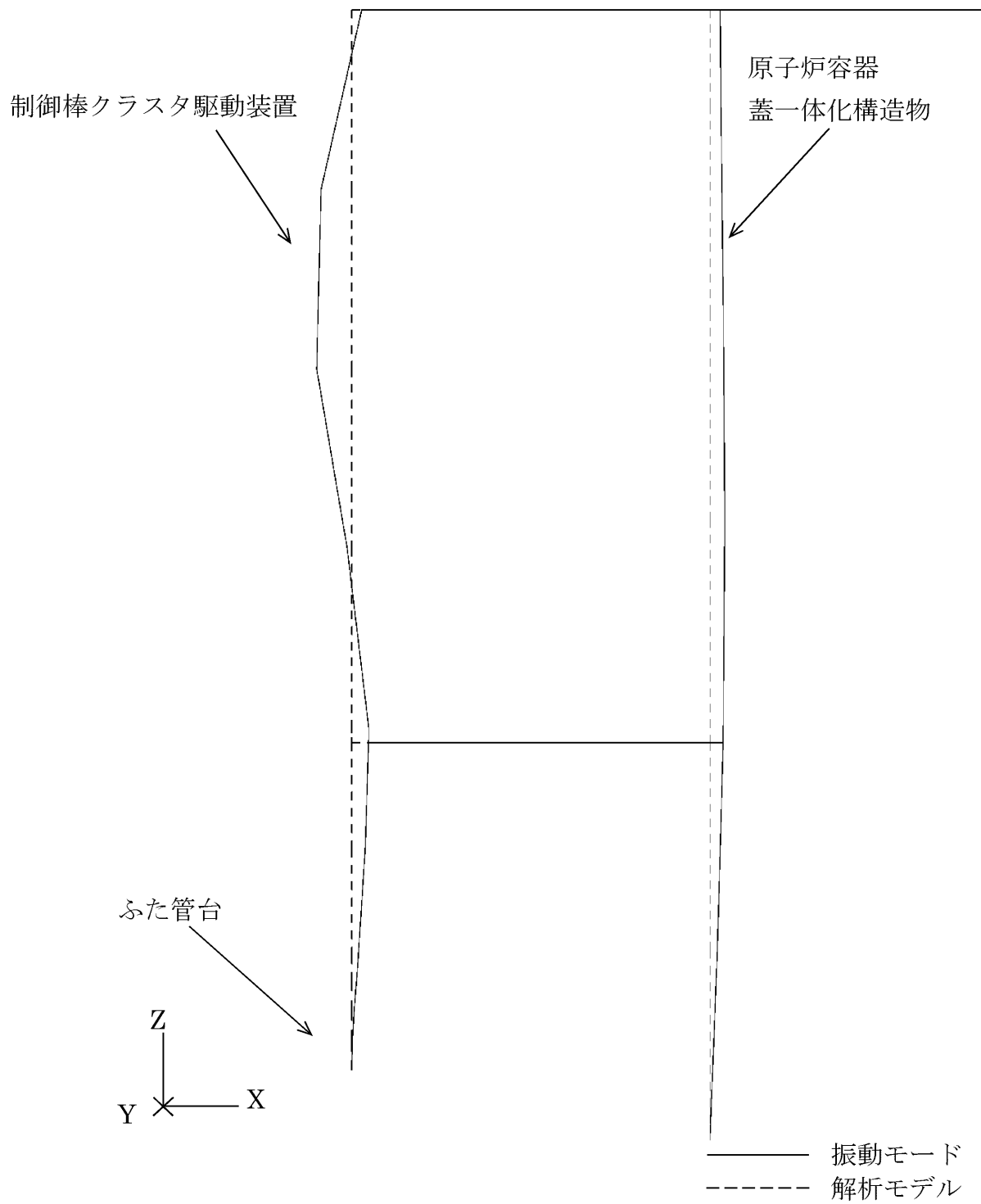
第4-13図 ふた管台及び制御棒クラスター駆動装置の振動モード図(1/2)
(最長制御棒クラスター駆動装置 1次 15.4Hz)



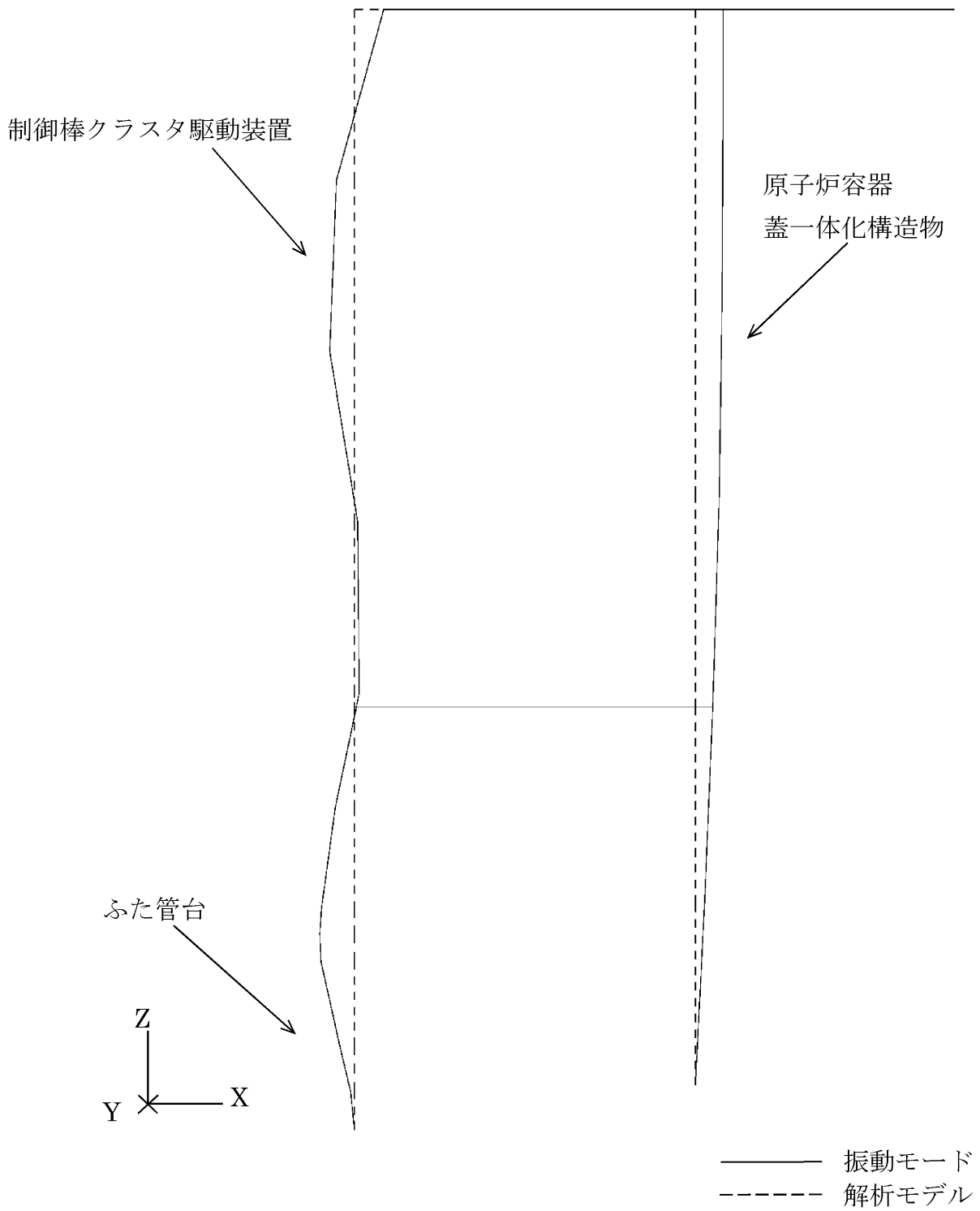
第4-13図 ふた管台及び制御棒クラスタ駆動装置の振動モード図(2/2)
(最短制御棒クラスタ駆動装置 1次 15.5Hz)



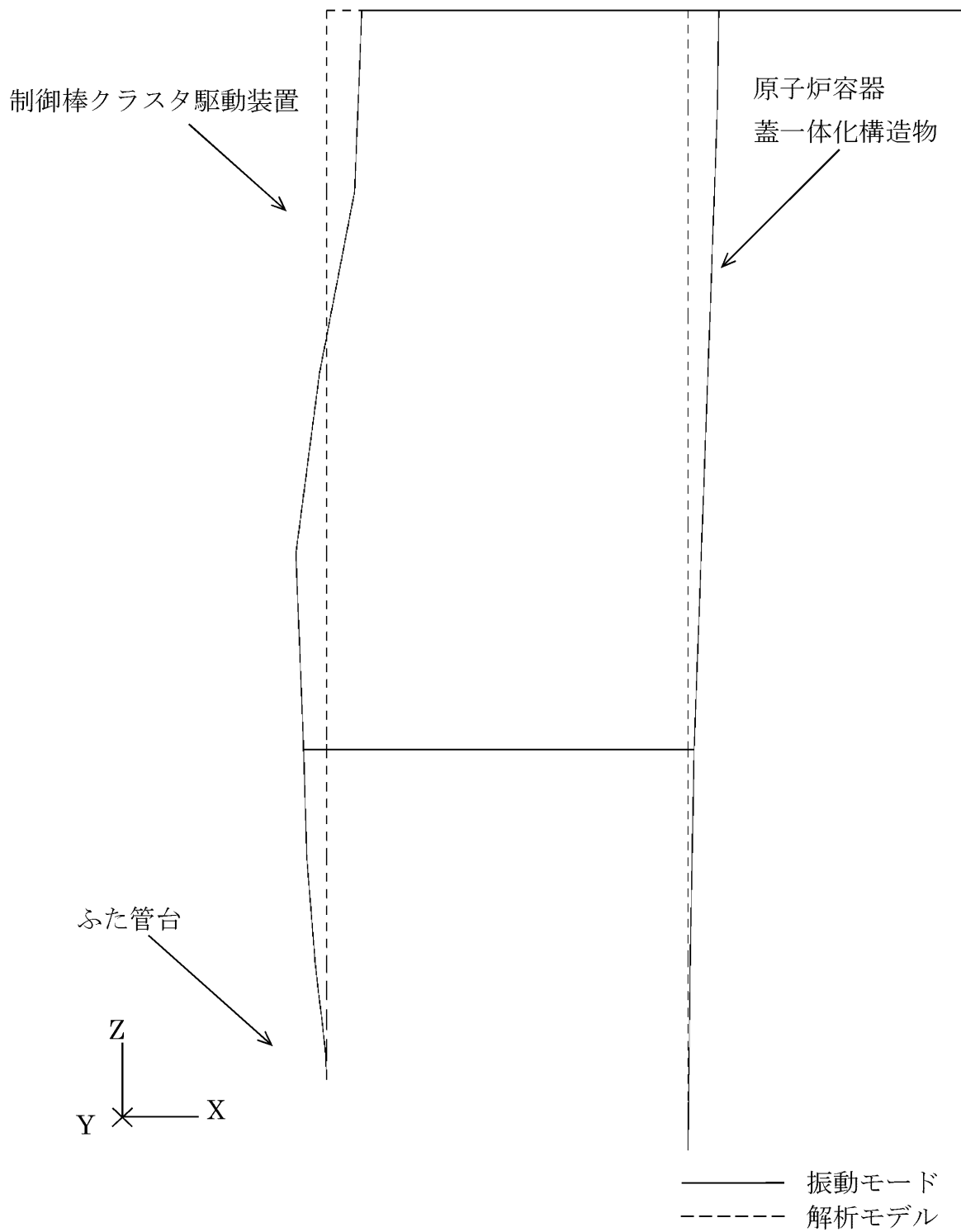
第 4-14 図 ふた管台及び制御棒クラスター駆動装置の振動モード図(1/2)
(最長制御棒クラスター駆動装置 2次 21.0Hz)



第 4-14 図 ふた管台及び制御棒クラスター駆動装置の振動モード図(2/2)
(最短制御棒クラスター駆動装置 2次 24.3Hz)



第4-15図 ふた管台及び制御棒クラスタ駆動装置の振動モード図(1/2)
 (最長制御棒クラスタ駆動装置 3次 34.4Hz)



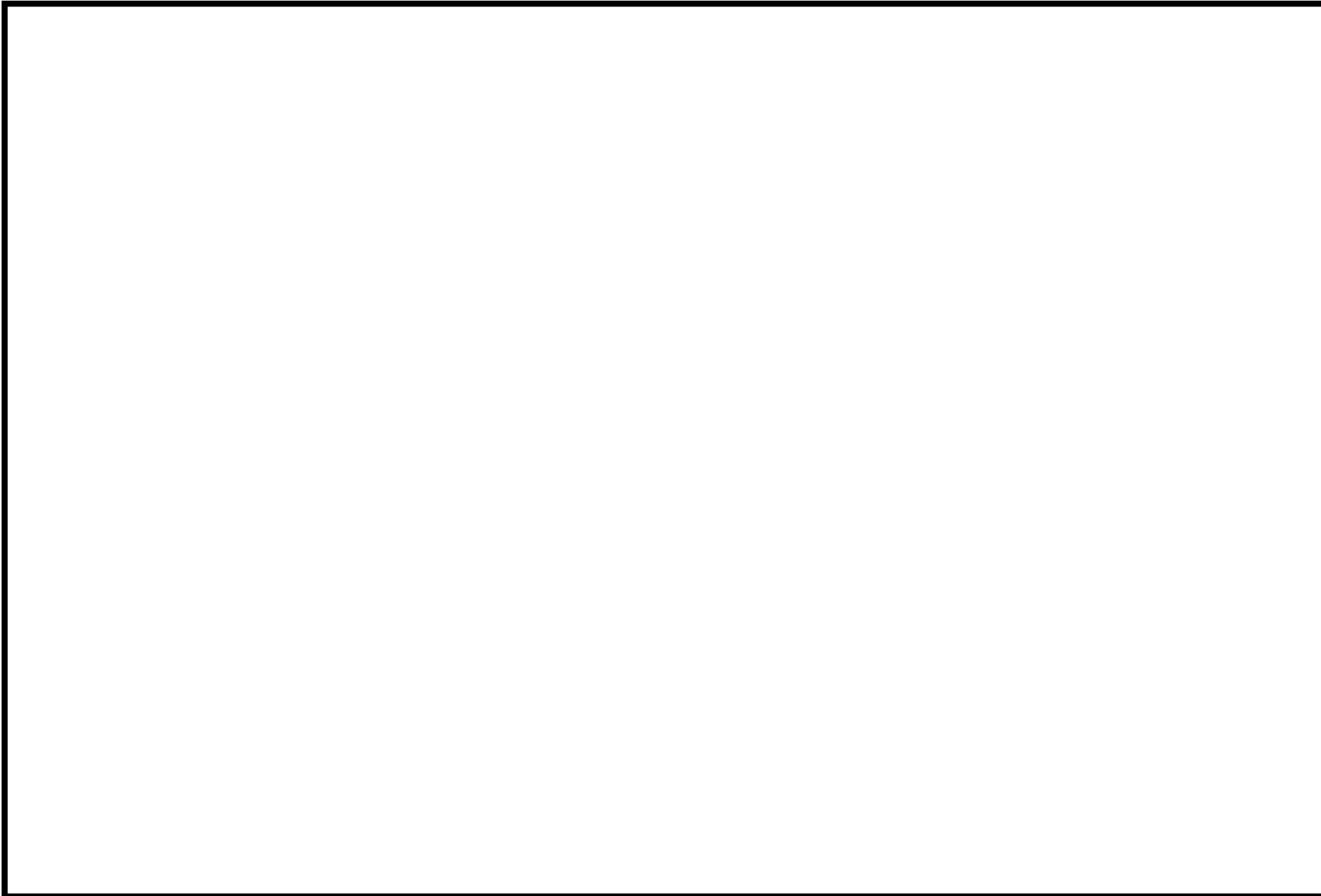
第4-15図 ふた管台及び制御棒クラスター駆動装置の振動モード図(2/2)
(最短制御棒クラスター駆動装置 3次 39.3Hz)

4.4.2 空気抜管

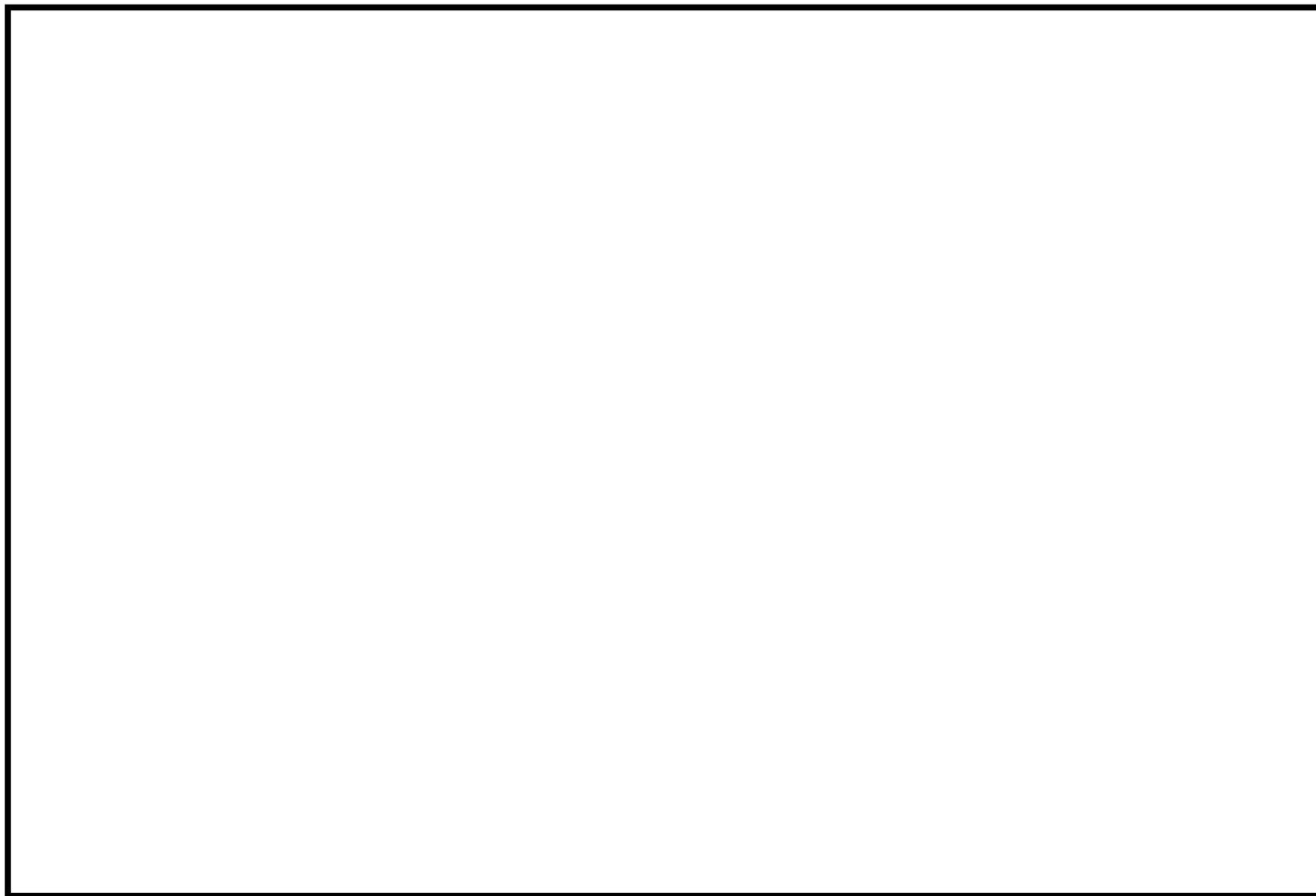
固有値解析結果を第 4-13 表に示す。また、振動モード図を第 4-16 図～第 4-18 図に示す。

第 4-13 表 固有値解析結果

次 数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1	8.3	0.23	0.01	-1.12
2	17.9	-0.59	-0.53	-0.10
3	21.8	-1.09	-0.03	0.03
4	32.2	-0.25	0.43	-0.70
5	33.5	-0.51	0.50	-0.02
6	38.2	0.08	-0.81	-0.30
7	43.6	-0.21	0.73	0.50
8	60.9	0.32	-0.20	0.16
9	103.6	0.84	0.67	-0.30
10	132.8	0.09	-0.30	0.03

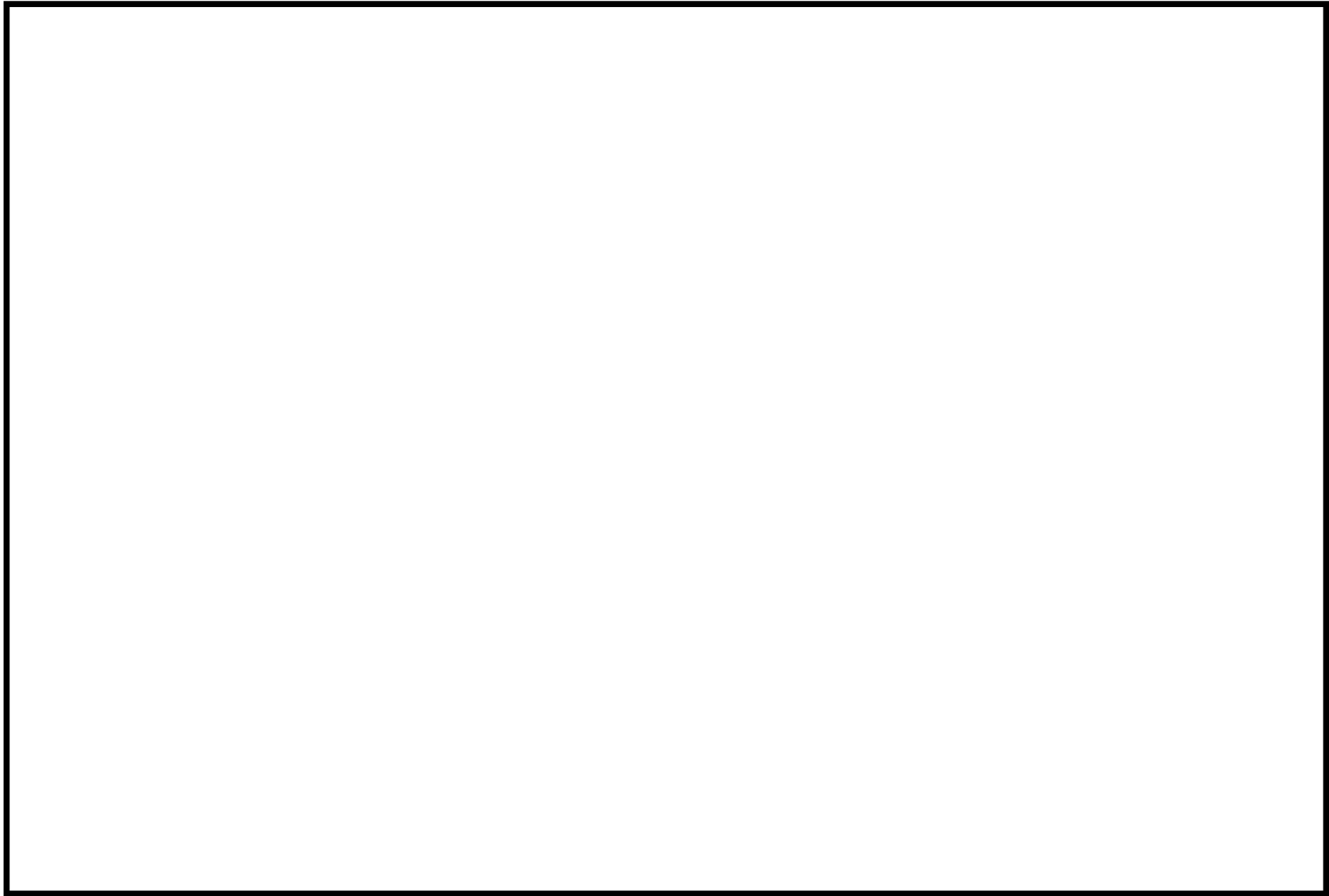


第 4-16 図 空気抜き配管の振動モード図 (1 次 8.3Hz)



第 4-17 図 空気抜き配管の振動モード図 (2 次 17.9Hz)

第4-18図 空気抜き配管の振動モード図 (3次 21.8Hz)



4.5 応答解析結果

4.5.1 応答加速度

ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物の各質点における応答加速度を第4-14表及び第4-15表に示す。

第4-14表 応答加速度（最長制御棒クラスタ駆動装置）

(単位：m/s²)

部材	質点	基準地震動Ss		弾性設計用地震動Sd		静的地震力
		動的解析	静的解析	動的解析	静的解析	
ふた管台	①	4.6	13.9	3.0	9.3	9.0
制御棒クラスタ 駆動装置	②	13.5	13.9	9.0	9.3	9.0
	③	15.0	13.9	10.2	9.3	9.0
	④	16.5	13.9	11.5	9.3	9.0
	⑤	38.1	13.9	27.1	9.3	9.0
	⑥	60.9	13.9	43.0	9.3	9.0
	⑦	49.1	13.9	34.7	9.3	9.0
	⑧	9.0	13.9	6.3	9.3	9.0
原子炉容器 蓋一体化構造物	⑨	6.3	13.9	4.4	9.3	9.0
	⑩	11.2	13.9	7.8	9.3	9.0
	⑪	10.9	13.9	7.5	9.3	9.0
	⑫	8.9	13.9	6.2	9.3	9.0
	⑬	8.4	13.9	5.8	9.3	9.0

第4-15表 応答加速度（最短制御棒クラスタ駆動装置）

（単位：m/s²）

部材	質点	基準地震動Ss		弾性設計用地震動Sd		静的地震力
		動的解析	静的解析	動的解析	静的解析	
ふた管台	①	0.9	13.9	0.6	9.3	9.0
制御棒クラスタ 駆動装置	②	5.9	13.9	4.0	9.3	9.0
	③	11.2	13.9	7.7	9.3	9.0
	④	16.3	13.9	11.3	9.3	9.0
	⑤	36.8	13.9	26.1	9.3	9.0
	⑥	59.4	13.9	42.0	9.3	9.0
	⑦	48.6	13.9	34.3	9.3	9.0
	⑧	10.1	13.9	6.9	9.3	9.0
原子炉容器 蓋一体化構造物	⑨	7.2	13.9	5.0	9.3	9.0
	⑩	12.1	13.9	8.4	9.3	9.0
	⑪	12.1	13.9	8.3	9.3	9.0
	⑫	9.8	13.9	6.7	9.3	9.0
	⑬	9.3	13.9	6.4	9.3	9.0

4.5.2 応答変位

ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物の各質点における応答変位を第4-16表及び第4-17表に示す。

第4-16表 応答変位（最長制御棒クラスタ駆動装置）

(単位：mm)

部材	質点	基準地震動Ss		弾性設計用地震動Sd		静的地震力
		動的解析	静的解析	動的解析	静的解析	
ふた管台	①	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2
制御棒クラスタ 駆動装置	②	0.8	0.9	0.6	0.6	0.6
	③	1.1	1.2	0.8	0.8	0.8
	④	1.5	1.4	1.0	0.9	0.9
	⑤	3.9	2.1	2.8	1.4	1.4
	⑥	6.1	2.6	4.3	1.8	1.7
	⑦	4.9	2.1	3.5	1.4	1.4
	⑧	0.8	0.8	0.5	0.5	0.5
原子炉容器 蓋一体化構造物	⑨	0.6	0.6	0.4	0.4	0.4
	⑩	1.0	1.0	0.7	0.7	0.6
	⑪	1.0	1.0	0.7	0.7	0.6
	⑫	0.8	0.8	0.5	0.6	0.5
	⑬	0.7	0.8	0.5	0.5	0.5

第4-17表 応答変位（最短制御棒クラスタ駆動装置）

（単位：mm）

部材	質点	基準地震動Ss		弾性設計用地震動Sd		静的地震力
		動的解析	静的解析	動的解析	静的解析	
ふた管台	①	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
制御棒クラスタ 駆動装置	②	0.3	0.4	0.2	0.2	0.2
	③	0.8	0.8	0.5	0.6	0.5
	④	1.3	1.3	0.9	0.8	0.8
	⑤	3.8	2.3	2.7	1.5	1.5
	⑥	5.8	2.8	4.2	1.9	1.8
	⑦	4.7	2.2	3.3	1.5	1.5
	⑧	0.7	0.8	0.5	0.5	0.5
原子炉容器 蓋一体化構造物	⑨	0.5	0.5	0.4	0.3	0.3
	⑩	0.9	0.9	0.6	0.6	0.6
	⑪	0.9	0.9	0.6	0.6	0.6
	⑫	0.7	0.8	0.5	0.5	0.5
	⑬	0.7	0.7	0.5	0.5	0.5

4.5.3 応答荷重

(1) ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物

a. ふた管台

ふた管台の応力解析に用いる地震荷重を第4-18表に示す。地震荷重は、最長制御棒クラスタ駆動装置と最短制御棒クラスタ駆動装置に作用する荷重のうち、いずれか大きい方を、Sd地震時については、動的と静的の地震力による荷重のうち、いずれか大きい方としている。また、軸力及び曲げモーメントの方向を第4-19図に示す。なお、動的地震応答解析による地震荷重については設計上の裕度の係数を乗じる。

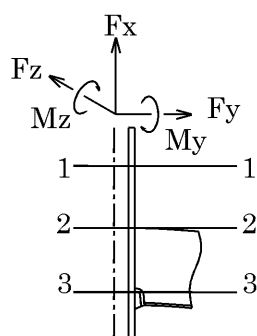
第4-18表 ふた管台に作用する地震荷重

荷重の種類	作用箇所	軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)			
		Fx	Fy	Fz	Mx	My	Mz	
自重 ^(注2)	断面 1-1	-9.921	-	-	-	-	-	
	断面 2-2	-10.180	-	-	-	-	-	
	断面 3-3	-10.260	-	-	-	-	-	
^(注3) 一次	Ss 地震時	断面 1-1	11.338	5.119	5.119	-	1.775	1.775
		断面 2-2	11.634	5.348	5.348	-	2.217	2.217
		断面 3-3	11.726	5.348	5.348	-	3.037	3.037
	Sd 地震時	断面 1-1	6.862	3.426	3.426	-	1.200	1.200
		断面 2-2	7.042	3.580	3.580	-	1.484	1.484
		断面 3-3	7.097	3.580	3.580	-	2.033	2.033
^(注4) 一次 +二次	Ss 地震時	断面 1-1	11.338	5.925	5.925	-	2.381	2.381
		断面 2-2	11.634	6.154	6.154	-	3.287	3.287
		断面 3-3	11.726	6.154	6.154	-	4.230	4.230
	Sd 地震時	断面 1-1	6.862	3.963	3.963	-	1.648	1.648
		断面 2-2	7.042	4.117	4.117	-	2.198	2.198
		断面 3-3	7.097	4.117	4.117	-	2.829	2.829

(注2) Fx の絶対値が最大となる管台の荷重値である。

(注3) 「一次」は、地震のみによる荷重（慣性力）である。

(注4) 「一次+二次」は、地震のみによる荷重（慣性力+相対変位）である。



荷重位置

断面 1-1：ふた管台と制御棒クラスタ駆動装置との溶接部（異種材溶接部）

断面 2-2：上部ふたの上端部（上部ふた外表面部）

断面 3-3：ふた管台と上部ふたとの溶接部（原子炉容器取付部）

第4-19図 軸力及び曲げモーメントの方向

b. 制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物

制御棒クラスタ駆動装置の応力解析に用いる水平方向応答荷重を第4-19表～第4-28表に、支持構造物の応力解析に用いる水平方向応答荷重を第4-29表及び第4-30表に示す。

なお、鉛直方向応答荷重は、自重に対し、Ss地震時は0.808、Sd地震時は0.489を乗じた荷重を考慮する。

第4-19表 動的解析による応答荷重(Ss)
(最長制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±3.324	±2.061
	上部ふた外表面部	±3.324	±1.347
	質点①	±3.324	±0.581
	異種材溶接部	±3.174	±1.254
	ラッチハウジング下部	±3.174	±1.749
	質点②	±3.174	±2.187
	質点③	±3.639	±2.772
	質点④	±3.639	±3.130
	質点⑤	±3.351	±0.514
	質点⑥	±1.969	±2.441
	質点⑦	±2.137	±2.132
	質点⑧	±2.137	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±3.549	±2.468
	上部ふた外表面部	±3.549	±1.704
	質点①	±3.549	±0.879
	異種材溶接部	±3.398	±1.442
	ラッチハウジング下部	±3.398	±1.900
	質点②	±3.398	±2.306
	質点③	±3.863	±2.785
	質点④	±3.863	±3.276
	質点⑤	±3.387	±0.622
	質点⑥	±2.005	±2.512
	質点⑦	±2.173	±2.168
	質点⑧	±2.173	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-20表 静的解析による応答荷重(Ss)
(最長制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位 置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±2.946	±2.023
	上部ふた外表面部	±2.946	±1.367
	質点①	±2.946	±0.578
	異種材溶接部	±2.465	±0.630
	ラッチハウジング下部	±2.465	±1.033
	質点②	±2.465	±1.382
	質点③	±3.445	±1.225
	質点④	±3.445	±0.808
	質点⑤	±0.962	±0.230
	質点⑥	±0.442	±0.672
	質点⑦	±0.596	±0.595
	質点⑧	±0.596	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±3.171	±2.431
	上部ふた外表面部	±3.171	±1.725
	質点①	±3.171	±0.876
	異種材溶接部	±2.690	±0.818
	ラッチハウジング下部	±2.690	±1.184
	質点②	±2.690	±1.501
	質点③	±3.670	±1.238
	質点④	±3.670	±0.954
	質点⑤	±0.997	±0.337
	質点⑥	±0.478	±0.743
	質点⑦	±0.632	±0.631
	質点⑧	±0.632	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-21表 動的解析による応答荷重(Sd)
(最長制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±2.218	±1.376
	上部ふた外表面部	±2.218	±0.902
	質点①	±2.218	±0.401
	異種材溶接部	±2.118	±0.848
	ラッチハウジング下部	±2.118	±1.176
	質点②	±2.118	±1.468
	質点③	±2.531	±1.876
	質点④	±2.531	±2.215
	質点⑤	±2.375	±0.366
	質点⑥	±1.389	±1.727
	質点⑦	±1.511	±1.507
	質点⑧	±1.511	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±2.368	±1.648
	上部ふた外表面部	±2.368	±1.141
	質点①	±2.368	±0.599
	異種材溶接部	±2.268	±0.973
	ラッチハウジング下部	±2.268	±1.277
	質点②	±2.268	±1.547
	質点③	±2.680	±1.885
	質点④	±2.680	±2.312
	質点⑤	±2.399	±0.437
	質点⑥	±1.413	±1.775
	質点⑦	±1.534	±1.531
	質点⑧	±1.534	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-22表 静的解析による応答荷重(Sd)
(最長制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±1.972	±1.354
	上部ふた外表面部	±1.972	±0.915
	質点①	±1.972	±0.387
	異種材溶接部	±1.650	±0.422
	ラッチハウジング下部	±1.650	±0.691
	質点②	±1.650	±0.925
	質点③	±2.306	±0.820
	質点④	±2.306	±0.541
	質点⑤	±0.644	±0.154
	質点⑥	±0.296	±0.450
	質点⑦	±0.399	±0.398
	質点⑧	±0.399	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±2.122	±1.626
	上部ふた外表面部	±2.122	±1.154
	質点①	±2.122	±0.586
	異種材溶接部	±1.800	±0.547
	ラッチハウジング下部	±1.800	±0.792
	質点②	±1.800	±1.004
	質点③	±2.456	±0.828
	質点④	±2.456	±0.638
	質点⑤	±0.668	±0.226
	質点⑥	±0.320	±0.497
	質点⑦	±0.423	±0.422
	質点⑧	±0.423	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第 4-23 表 静的解析による応答荷重(静的地震力)
(最長制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位 置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±1.904	±1.307
	上部ふた外表面部	±1.904	±0.883
	質点①	±1.904	±0.374
	異種材溶接部	±1.593	±0.407
	ラッチハウジング下部	±1.593	±0.667
	質点②	±1.593	±0.893
	質点③	±2.226	±0.791
	質点④	±2.226	±0.522
	質点⑤	±0.622	±0.149
	質点⑥	±0.286	±0.434
	質点⑦	±0.385	±0.385
	質点⑧	±0.385	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±2.053	±1.579
	上部ふた外表面部	±2.053	±1.122
	質点①	±2.053	±0.572
	異種材溶接部	±1.743	±0.532
	ラッチハウジング下部	±1.743	±0.768
	質点②	±1.743	±0.972
	質点③	±2.376	±0.800
	質点④	±2.376	±0.619
	質点⑤	±0.645	±0.220
	質点⑥	±0.310	±0.482
	質点⑦	±0.409	±0.408
	質点⑧	±0.409	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-24表 動的解析による応答荷重(Ss)
(最短制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±2.690	±1.508
	上部ふた外表面部	±2.690	±1.229
	質点①	±2.690	±1.211
	異種材溶接部	±2.683	±1.028
	ラッチハウジング下部	±2.683	±1.019
	質点②	±2.683	±1.155
	質点③	±2.277	±2.084
	質点④	±3.229	±3.056
	質点⑤	±3.229	±0.535
	質点⑥	±1.944	±2.351
	質点⑦	±2.075	±2.071
	質点⑧	±2.075	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±3.259	±2.351
	上部ふた外表面部	±3.259	±1.986
	質点①	±3.259	±1.960
	異種材溶接部	±3.252	±1.683
	ラッチハウジング下部	±3.252	±1.581
	質点②	±3.252	±1.636
	質点③	±2.846	±2.229
	質点④	±3.798	±3.246
	質点⑤	±3.276	±0.675
	質点⑥	±1.991	±2.445
	質点⑦	±2.122	±2.117
	質点⑧	±2.122	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-25表 静的解析による応答荷重(Ss)
(最短制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±3.780	±2.146
	上部ふた外表面部	±3.780	±1.566
	質点①	±3.780	±1.520
	異種材溶接部	±3.618	±0.921
	ラッチハウジング下部	±3.618	±0.330
	質点②	±3.618	±0.182
	質点③	±2.292	±0.705
	質点④	±2.292	±0.647
	質点⑤	±0.922	±0.348
	質点⑥	±0.403	±0.750
	質点⑦	±0.636	±0.634
	質点⑧	±0.636	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±4.350	±2.990
	上部ふた外表面部	±4.350	±2.322
	質点①	±4.350	±2.269
	異種材溶接部	±4.187	±1.576
	ラッチハウジング下部	±4.187	±0.892
	質点②	±4.187	±0.664
	質点③	±2.861	±0.851
	質点④	±2.861	±0.837
	質点⑤	±0.969	±0.488
	質点⑥	±0.450	±0.844
	質点⑦	±0.682	±0.681
	質点⑧	±0.682	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-26表 動的解析による応答荷重(Sd)
(最短制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±1.806	±1.032
	上部ふた外表面部	±1.806	±0.853
	質点①	±1.806	±0.841
	異種材溶接部	±1.801	±0.727
	ラッチハウジング下部	±1.801	±0.726
	質点②	±1.801	±0.816
	質点③	±1.619	±1.445
	質点④	±2.291	±2.161
	質点⑤	±2.291	±0.379
	質点⑥	±1.371	±1.668
	質点⑦	±1.469	±1.466
	質点⑧	±1.469	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±2.185	±1.594
	上部ふた外表面部	±2.185	±1.357
	質点①	±2.185	±1.340
	異種材溶接部	±2.180	±1.164
	ラッチハウジング下部	±2.180	±1.101
	質点②	±2.180	±1.137
	質点③	±1.998	±1.542
	質点④	±2.671	±2.288
	質点⑤	±2.323	±0.472
	質点⑥	±1.402	±1.730
	質点⑦	±1.500	±1.497
	質点⑧	±1.500	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-27表 静的解析による応答荷重(Sd)
(最短制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±2.530	±1.437
	上部ふた外表面部	±2.530	±1.048
	質点①	±2.530	±1.018
	異種材溶接部	±2.422	±0.616
	ラッチハウジング下部	±2.422	±0.221
	質点②	±2.422	±0.122
	質点③	±1.534	±0.472
	質点④	±1.534	±0.433
	質点⑤	±0.618	±0.233
	質点⑥	±0.270	±0.502
	質点⑦	±0.426	±0.425
	質点⑧	±0.426	0
一次 +二次	原子炉容器取付部	±2.910	±1.999
	上部ふた外表面部	±2.910	±1.553
	質点①	±2.910	±1.517
	異種材溶接部	±2.801	±1.053
	ラッチハウジング下部	±2.801	±0.596
	質点②	±2.801	±0.443
	質点③	±1.914	±0.569
	質点④	±1.914	±0.560
	質点⑤	±0.649	±0.326
	質点⑥	±0.301	±0.565
	質点⑦	±0.457	±0.456
	質点⑧	±0.457	0

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第 4-28 表 静的解析による応答荷重(静的地震力)
(最短制御棒クラスタ駆動装置)

荷重の種類	位 置	せん断力 ^(注) (kN)	曲げモーメント ^(注) (kN・m)
一次	原子炉容器取付部	±2.443	±1.387
	上部ふた外表面部	±2.443	±1.012
	質点①	±2.443	±0.982
	異種材溶接部	±2.338	±0.595
	ラッチハウジング下部	±2.338	±0.214
	質点②	±2.338	±0.118
	質点③	±1.481	±0.456
	質点④	±1.481	±0.418
	質点⑤	±0.596	±0.225
	質点⑥	±0.260	±0.485
	質点⑦	±0.411	±0.410
質点⑧	±0.411	0	
一次 +二次	原子炉容器取付部	±2.822	±1.949
	上部ふた外表面部	±2.822	±1.516
	質点①	±2.822	±1.482
	異種材溶接部	±2.718	±1.032
	ラッチハウジング下部	±2.718	±0.588
	質点②	±2.718	±0.439
	質点③	±1.861	±0.553
	質点④	±1.861	±0.545
	質点⑤	±0.627	±0.318
	質点⑥	±0.292	±0.547
	質点⑦	±0.442	±0.441
質点⑧	±0.442	0	

(注) 一次+二次応力評価の際に用いる荷重は、原子炉容器頂部と建屋の相対変位を考慮したものである。

第4-29表 支持構造物の応答荷重
(最長制御棒クラスタ駆動装置)

(単位：kN)

部 材		基準地震動Ss				弾性設計用地震動Sd				静的地震力	
		動的解析		静的解析		動的解析		静的解析			
		軸力	せん断力	軸力	せん断力	軸力	せん断力	軸力	せん断力	軸力	せん断力
一 次	制御棒クラスタ駆動装置 耐震サポートタイロッド	665	—	715	—	470	—	479	—	462	—
	原子炉容器取付部	—	352	—	362	—	249	—	242	—	234
	制御棒クラスタ駆動装置 上部耐震サポート	147	—	97	—	105	—	65	—	63	—
	制御棒クラスタ駆動装置 中間耐震サポート	555	—	441	—	393	—	295	—	285	—
一 次 十 二 次	制御棒クラスタ駆動装置 耐震サポートタイロッド	889	—	939	—	620	—	628	—	611	—
	原子炉容器取付部	—	563	—	573	—	389	—	383	—	374
	制御棒クラスタ駆動装置 上部耐震サポート	149	—	99	—	106	—	66	—	64	—
	制御棒クラスタ駆動装置 中間耐震サポート	570	—	456	—	403	—	305	—	295	—

第4-30表 支持構造物の応答荷重
(最短制御棒クラスタ駆動装置)

(単位：kN)

部 材		基準地震動Ss				弾性設計用地震動Sd				静的地震力	
		動的解析		静的解析		動的解析		静的解析			
		軸力	せん断力	軸力	せん断力	軸力	せん断力	軸力	せん断力	軸力	せん断力
一 次	制御棒クラスタ駆動装置 耐震サポートタイロッド	623	—	678	—	439	—	454	—	438	—
	原子炉容器取付部	—	317	—	333	—	224	—	223	—	215
	制御棒クラスタ駆動装置 上部耐震サポート	141	—	99	—	100	—	66	—	64	—
	制御棒クラスタ駆動装置 中間耐震サポート	475	—	373	—	337	—	250	—	241	—
一 次 十 二 次	制御棒クラスタ駆動装置 耐震サポートタイロッド	857	—	913	—	596	—	610	—	595	—
	原子炉容器取付部	—	520	—	535	—	359	—	358	—	350
	制御棒クラスタ駆動装置 上部耐震サポート	143	—	102	—	102	—	68	—	66	—
	制御棒クラスタ駆動装置 中間耐震サポート	510	—	408	—	361	—	273	—	264	—

(2) 空気抜管

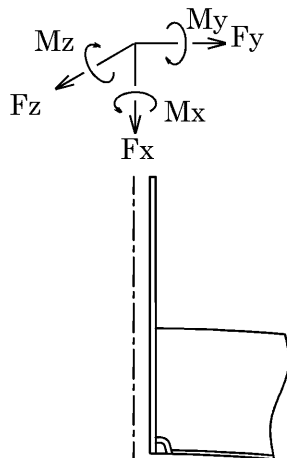
空気抜管の応力解析に用いる地震荷重を第 4-31 表に示す。地震荷重は、Sd 地震時については、動的と静的の地震力による荷重のうち、いずれか大きい方を用いる。また、軸力及び曲げモーメントの方向を第 4-20 図に示す。なお、動的地震応答解析による地震荷重については設計上の裕度の係数を乗じる。

第 4-31 表 空気抜管に作用する地震荷重

荷重の種類		軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		Fx	Fy	Fz	Mx	My	Mz
自重		0.120	0.011	-0.006	-0.007	0.028	0.060
(注1) 一次	Ss 地震時	0.948	0.411	0.368	0.156	0.312	0.552
	Sd 地震時	0.679	0.227	0.227	0.091	0.213	0.382
(注2) 一次 +二次	Ss 地震時	0.948	0.411	0.368	0.156	0.312	0.552
	Sd 地震時	0.679	0.227	0.227	0.091	0.213	0.382

(注1) 「一次」は、地震のみによる荷重（慣性力）である。

(注2) 「一次+二次」は、地震のみによる荷重（慣性力+相対変位）である。



第 4-20 図 軸力及び曲げモーメントの方向

5. 応力解析

5.1 基本方針

- (1) ふた管台、空気抜管、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物の応答荷重による応力解析を実施し、評価基準を満たすことを確認する。
- (2) ふた管台、空気抜管、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物の耐震評価のうち、応力評価には、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画にて実績のある評価手法を適用する。
- (3) 耐震計算に用いる寸法は、原則として公称値を使用する。
- (4) 荷重の組合せと許容応力状態及び許容応力は、資料 5-3「申請設備に係る耐震設計の基本方針」による。

5.2 荷重条件

- (1) ふた管台、制御棒クラスタ駆動装置耐圧部及び空気抜管
地震と組み合わせる荷重条件は、資料5-3「申請設備に係る耐震設計の基本方針」によるものとし、各部位の温度及び圧力条件をその条件下での材料物性と合わせて、設計基準対象施設の評価に用いるものを第5-1表に、重大事故等対処施設における評価に用いるものを第5-2表に示す。なお、疲労評価に用いる応答荷重の変動回数は基準地震動 S_s では200回、弾性設計用地震動 S_d では300回とする。
- (2) 支持構造物
地震と組み合わせる荷重条件は、資料5-3「申請設備に係る耐震設計の基本方針」によるものとし、各部位の温度条件をその条件下での材料物性と合わせて、設計基準対象施設の評価に用いるものを第5-3表に示す。

第5-1表 各部位の温度、圧力及び材料（設計基準対象施設）

材 料 名	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)		$S_m^{(注2)}$ (MPa)	S_y (MPa)	$S_u^{(注3)}$ (MPa)	評価部位
GNCF690HL	負荷の 喪失	<input type="text"/>	負荷の 喪失	18.00	137	—	532	ふた管台
GNCF690CM					161	—	539	空気抜管
SUSF316					115	—	427	制御棒クラスタ 駆動装置耐圧部

(注1) 負荷の喪失時の1次冷却材高温側の最高温度。

(注2) 材料規格 Part3 第1章 表1による。

(注3) 材料規格 Part3 第1章 表7による。

第5-2表 各部位の温度、圧力及び材料（重大事故等対処施設）

材 料 名	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)		$S_m^{(注2)}$ (MPa)	S_y (MPa)	$S_u^{(注3)}$ (MPa)	評価部位
GNCF690HL	負荷の 喪失	<input type="text"/>	負荷の 喪失	18.00	137	—	532	ふた管台
GNCF690CM					161	—	539	空気抜管

(注1) 負荷の喪失時の1次冷却材高温側の最高温度。

(注2) 材料規格 Part3 第1章 表1による。

(注3) 材料規格 Part3 第1章 表7による。

第5-3表 各部位の温度及び材料（設計基準対象施設）

材 料 名	温度条件 (°C)		S_m (MPa)	S_y ^(注3) (MPa)	S_u ^(注4) (MPa)	評価部位
SNB23-3	雰囲気 温度		—	884	984	平行ピン
SFVQ1A			—	340	543	制御棒クラスタ駆動装置 耐震サポートタイロッドUリンク
SM490B	負荷の 喪失		—	194	441	ラ グ
	雰囲気 温度		—	310	481	原子炉容器蓋一体化 構造物本体

(注1) 通常運転時の原子炉格納容器内雰囲気の最高温度。

(注2) 負荷の喪失時の1次冷却材高温側の最高温度。

(注3) 材料規格 Part3 第1章 表6による。

(注4) 材料規格 Part3 第1章 表7による。

5.3 応力評価方法

5.3.1 ふた管台及び空気抜管

応答荷重により評価断面に生ずる応力は、第5-4表に示すはり理論により求める。

第5-4表 評価断面に生ずる応力計算式

応力の種類	単位	応力計算式
軸 (x) 方向応力 σ_x	MPa	$\frac{F_x}{A} - \frac{M_z \cdot r}{I}$
軸径 (rx) 方向 せん断応力 τ_{rx}	MPa	$\frac{M_x \cdot r}{2I} + \frac{F_z}{A}$

ここで、

F_x 、 F_z ：軸力(N)

A ：断面積(mm²)

M_x 、 M_z ：曲げモーメント(N・mm)

r ：半径(mm)

I ：断面二次モーメント(mm⁴)

5.3.2 制御棒クラスタ駆動装置耐圧部

応答荷重により評価断面に生ずる応力は、第5-5表に示すはり理論により求める。

第5-5表 評価断面に生ずる応力計算式

応力の種類	単位	応力計算式
軸 (x) 方向応力 σ_x	MPa	$\frac{M}{Z}$
軸径 (rx) 方向 せん断応力 τ_{rx}	MPa	$\frac{F}{A}$

ここで、

M ：曲げモーメント(N・mm)

Z ：断面係数(mm³)

F ：軸力(N)

A ：断面積(mm²)

5.3.3 支持構造物

(1) 原子炉容器蓋一体化構造物本体以外のもの

応答荷重により評価断面に生ずる応力は、第5-6表に示す方法で求める。計算に用いる寸法は、第5-1図に示す値を使用し、各評価断面箇所の断面積は第5-7表に示す値を使用する。

第5-6表 評価断面に生ずる応力計算式

応力の種類	単位	応力計算式
せん断応力 τ	MPa	$\frac{F}{A}$

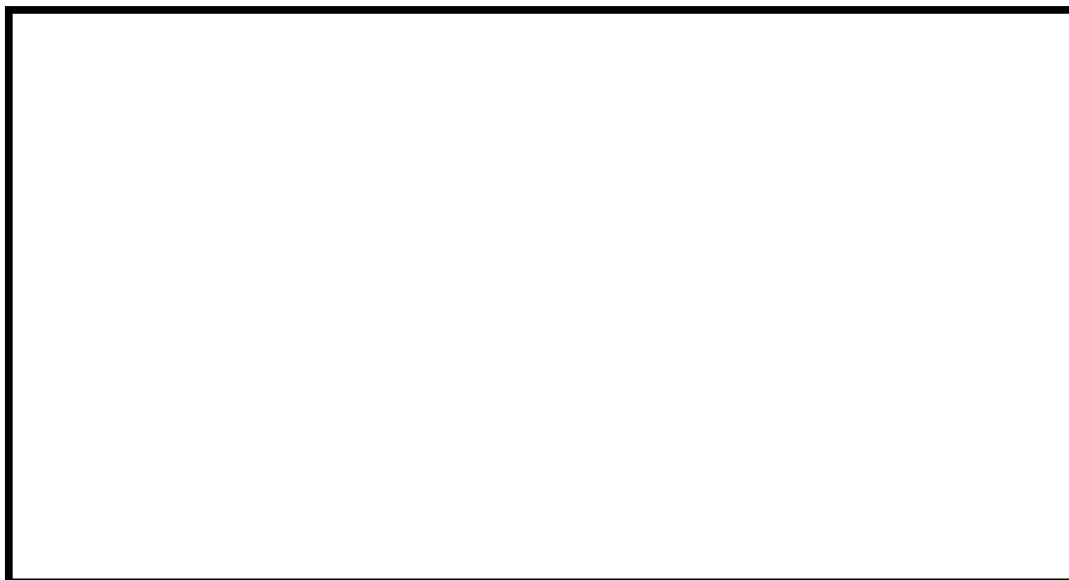
ここで、

F : 作用するせん断力(N)

A : 断面積(mm²)

第5-7表 各評価断面箇所の断面積

評価箇所		断面積
平	行	<div style="border: 2px solid black; width: 100px; height: 100px;"></div>
制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンク		
ラ	グ	



第5-1図 支持構造物の形状及び寸法

(2) 原子炉容器蓋一体化構造物本体

原子炉容器蓋一体化構造物本体に生ずる各応力は、応答荷重及び機械的荷重を解析モデルに入力し、有限要素法によって求める。解析モデルを第5-2図に示す。

原子炉容器蓋一体化構造物の解析モデルの拘束条件として、制御棒クラスト駆動装置耐震サポートタイロッドを模擬したばね要素端点を並進方向拘束とする。

解析コードはNX NASTRANを用いる。なお、評価に用いる解析コードNX NASTRANの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

また、応力評価は、第5-8表に示す式による。

第5-8表 評価断面に生ずる応力計算式

応力の種類		単位	応力計算式
引張応力 σ_t		MPa	$\frac{F}{A}$
圧縮応力 σ_c		MPa	$\frac{F}{A}$
曲げ応力 σ_b		MPa	$\frac{M}{Z}$
せん断応力 τ		MPa	$\frac{F}{A}$
組合せ	圧縮側曲げ+圧縮	—	$\frac{\sigma_c}{1.5f_c^*} + \frac{c\sigma_b}{1.5f_b^*}$
	引張側曲げ-圧縮	—	$\frac{t\sigma_b - \sigma_c}{1.5f_t^*}$
	引張側曲げ+引張	—	$\frac{\sigma_t + t\sigma_b}{1.5f_t^*}$
	圧縮側曲げ-引張	—	$\frac{c\sigma_b - \sigma_t}{1.5f_b^*}$

ここで、

F：要素に発生する引張または圧縮またはせん断荷重(N)

M：要素に発生する曲げモーメント(N・m)

A：要素の断面積(mm²)

Z：要素の断面係数(mm³)

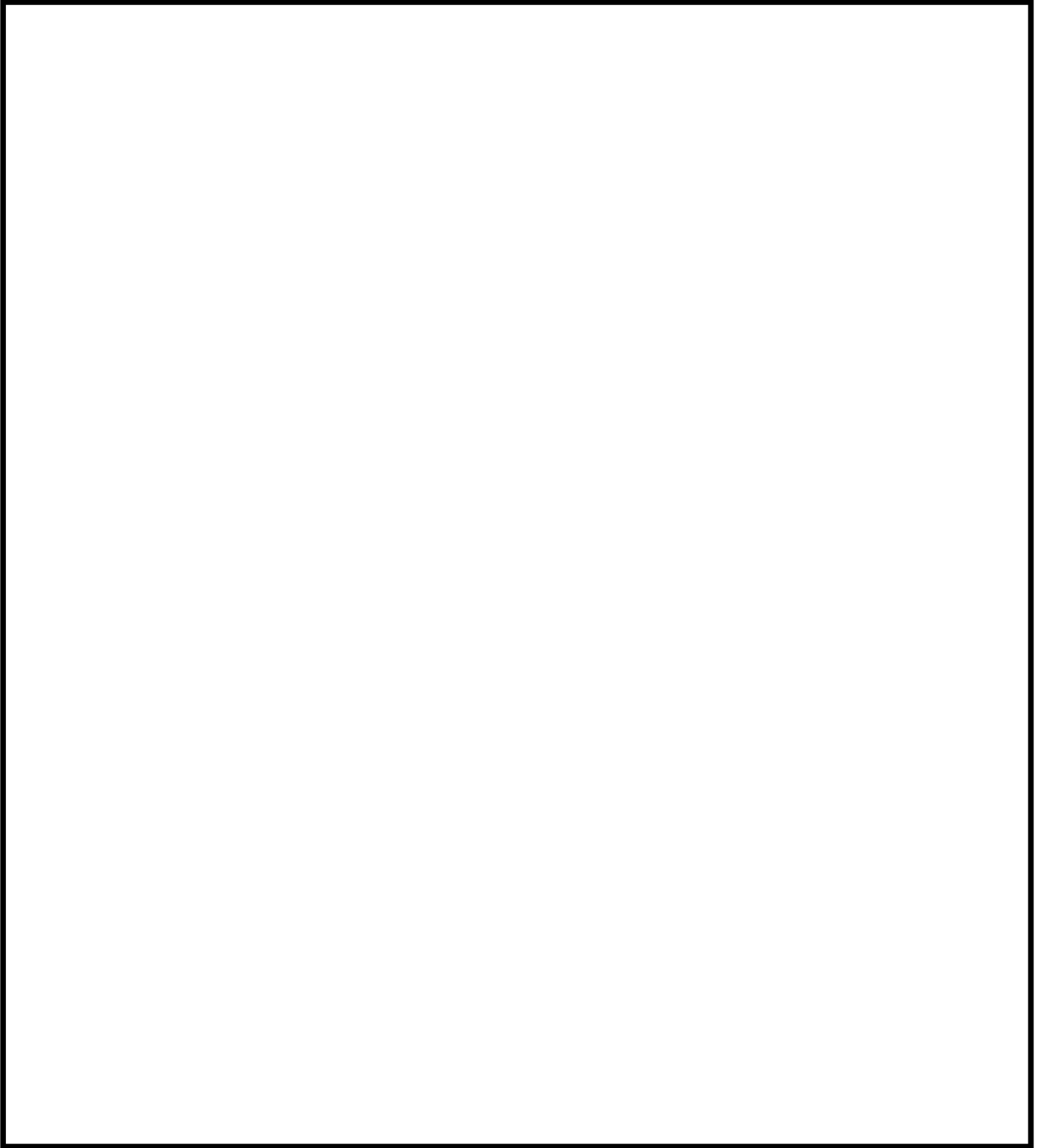
$c\sigma_b$ ：圧縮側曲げ応力(MPa)

$t\sigma_b$ ：引張側曲げ応力(MPa)

f_c^* ：許容圧縮応力(MPa)

f_b^* ：許容曲げ応力(MPa)

f_t^* ：許容引張応力(MPa)



第 5-2 図 原子炉容器蓋一体化構造物応力解析モデル

耐震計算結果

設計及び工事計画認可申請添付資料5-5

玄海原子力発電所第3号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 5 - 1
2. 記号の説明	5 (3) - 5 - 2
3. 応力解析結果及び評価	5 (3) - 5 - 3
3.1 評価の概要	5 (3) - 5 - 3
3.2 ふた管台	5 (3) - 5 - 8
3.3 空気抜管	5 (3) - 5 - 31
3.4 制御棒クラスタ駆動装置	5 (3) - 5 - 54
3.5 支持構造物	5 (3) - 5 - 112

1. 概 要

本資料は、原子炉容器上部ふた、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物が十分な耐震性を有することを確認するための耐震計算の結果について記載したものである。

原子炉容器上部ふた、制御棒クラスタ駆動装置及び支持構造物の耐震計算は、資料5-4「耐震計算方法」に従って行う。

2. 記号の説明

本資料で用いる記号について、次に定義する。

記号	単位	定義
MIN(A,B)	MPa	A又はBの2つの値のうち小さい方の値
P_b	MPa	一次曲げ応力
P_L	MPa	一次局部膜応力
P_m	MPa	一次一般膜応力
Q	MPa	二次応力
S1,S2,S3	MPa	主応力
S12	MPa	主応力差 (S1-S2)
S23	MPa	主応力差 (S2-S3)
S31	MPa	主応力差 (S3-S1)
S_m	MPa	設計応力強さ
S_u	MPa	設計引張強さ
UI	—	供用状態A,Bの疲労累積係数
U(Ss)	—	Ss地震時の疲労累積係数
U(Sd)	—	Sd地震時の疲労累積係数
σ_r	MPa	半径(r)方向応力
σ_t	MPa	3.2 ふた管台~3.4 制御棒クラスタ駆動装置における円周(θ)方向応力
σ_x	MPa	軸(x)方向応力
τ_{rx}	MPa	軸径(rx)方向せん断応力
τ_{xt}	MPa	軸周(x θ)方向せん断応力
σ_c	MPa	圧縮応力
σ_t	MPa	3.5 支持構造物における引張応力
${}_c\sigma_b$	MPa	圧縮側曲げ応力
${}_t\sigma_b$	MPa	引張側曲げ応力
f_t, f_t^*	MPa	許容引張応力
f_c, f_c^*	MPa	許容圧縮応力
f_b, f_b^*	MPa	許容曲げ応力
f_s, f_s^*	MPa	許容せん断応力

3. 応力解析結果及び評価

3.1 評価の概要

応力評価の概要を第3-1-1表～第3-1-7表に示す。なお、概要に記載する評価点は、各解析箇所でのすべての評価点のうち、許容値に対する評価値の比が最も大きい評価点である。



第3-1-1表 Ss地震時の応力評価の概要（設計基準対象施設）

（単位：MPa（疲労評価を除く））

評価項目 解析箇所	一次一般膜応力強さ			一次膜＋一次曲げ応力強さ			一次＋二次応力強さ			疲 勞 評 価		
	(注) 評価点	P _m	許容値	(注) 評価点	P _L +P _b	許容値	(注) 評価点	P _L +P _b +Q	許容値	(注) 評価点	UI+U(Ss)	許容値
ふた管台	1～6	52	328	6	71	480	6	119	411	6	0.206	1.0
空気抜管	2,4	64	359	2,4	228	531	2,4	374	483	4	0.339	1.0
制御棒クラスタ 駆動装置耐圧部	7,8	112	276	4	111	408	4	93	345	4	0.002	1.0

（注）評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である（評価点については、第3-2-1図、第3-3-1図及び第3-4-1図を参照）。

第3-1-2表 Sd地震時の応力評価の概要（設計基準対象施設）

（単位：MPa（疲労評価を除く））

評価項目 解析箇所	一次一般膜応力強さ			一次膜＋一次曲げ応力強さ			一次＋二次応力強さ			疲 勞 評 価		
	(注) 評価点	P _m	許容値	(注) 評価点	P _L +P _b	許容値	(注) 評価点	P _L +P _b +Q	許容値	(注) 評価点	UI+U(Sd)	許容値
ふた管台	1～6	52	164	6	57	240	6	80	411	6	0.205	1.0
空気抜管	2,4	54	193	4	169	285	2,4	256	483	4	0.249	1.0
制御棒クラスタ 駆動装置耐圧部	7,8	112	138	4	100	204	4	66	345	4	0.001	1.0

（注）評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である（評価点については、第3-2-1図、第3-3-1図及び第3-4-1図を参照）。

第3-1-3表 Ss地震時の応力評価の概要（重大事故等対処施設）

（単位：MPa（疲労評価を除く））

評価項目 解析箇所	一次一般膜応力強さ			一次膜＋一次曲げ応力強さ			一次＋二次応力強さ			疲 勞 評 価		
	(注) 評価点	P_m	許容値	(注) 評価点	P_L+P_b	許容値	(注) 評価点	P_L+P_b + Q	許容値	(注) 評価点	$UI+U(Ss)$	許容値
ふた管台	1~6	52	328	6	71	480	6	119	411	6	0.206	1.0
空気抜管	2,4	64	359	2,4	228	531	2,4	374	483	4	0.339	1.0

（注）評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である（評価点については、第3-2-1図及び第3-3-1図を参照）。

第3-1-4表 Ss地震時の支持構造物の一次応力評価の概要（設計基準対象施設）
（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	応力	許容値
平行ピン	せん断応力	51	396
制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンク	せん断応力	71	219
ラグ	せん断応力	16	133
原蓋一体化構造物本体	引張応力	35	336
	圧縮応力	56	316
	曲げ応力	65	336
	せん断応力	27	193
	組合せ応力 (圧縮側曲げ+圧縮)	0.232	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ-圧縮)	0.098	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ+引張)	0.130	1.0
	組合せ応力 (圧縮側曲げ-引張)	0.116	1.0

第3-1-5表 Ss地震時の支持構造物の一次+二次応力評価の概要（設計基準対象施設）
（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	応力	許容値
平行ピン	せん断応力	133	792
制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンク	せん断応力	94	390
ラグ	せん断応力	25	111
原蓋一体化構造物本体	引張応力	99	618
	圧縮応力	100	618
	曲げ応力	100	618
	せん断応力	54	357
	組合せ応力 (圧縮側曲げ+圧縮)	0.308	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ-圧縮)	0.104	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ+引張)	0.165	1.0
	組合せ応力 (圧縮側曲げ-引張)	0.103	1.0

第3-1-6表 Sd地震時の支持構造物の一次応力評価の概要（設計基準対象施設）
（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	応力	許容値
平行ピン	せん断応力	34	396
制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンク	せん断応力	48	195
ラグ	せん断応力	11	111
原子炉容器本体 原蓋一体化構造物本体	引張応力	24	309
	圧縮応力	41	294
	曲げ応力	46	309
	せん断応力	19	178
	組合せ応力 (圧縮側曲げ+圧縮)	0.181	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ-圧縮)	0.088	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ+引張)	0.097	1.0
	組合せ応力 (圧縮側曲げ-引張)	0.083	1.0

第3-1-7表 Sd地震時の支持構造物の一次+二次応力評価の概要（設計基準対象施設）
（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	応力	許容値
平行ピン	せん断応力	89	792
制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンク	せん断応力	63	390
ラグ	せん断応力	17	111
原子炉容器本体 原蓋一体化構造物本体	引張応力	68	618
	圧縮応力	71	618
	曲げ応力	71	618
	せん断応力	38	357
	組合せ応力 (圧縮側曲げ+圧縮)	0.236	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ-圧縮)	0.076	1.0
	組合せ応力 (引張側曲げ+引張)	0.122	1.0
	組合せ応力 (圧縮側曲げ-引張)	0.081	1.0

3.2 ふた管台

3.2.1 形状、寸法、材料及び応力評価点

ふた管台の形状、寸法、材料及び応力評価点を第3-2-1図に示す。

3.2.2 一次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次応力強さは、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の一次一般膜応力強さを第3-2-1表～第3-2-3表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次膜＋一次曲げ応力強さを第3-2-4表～第3-2-6表に示す。

3.2.3 一次＋二次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次＋二次応力強さの変動幅は、次に示すとおり許容値を満足している。

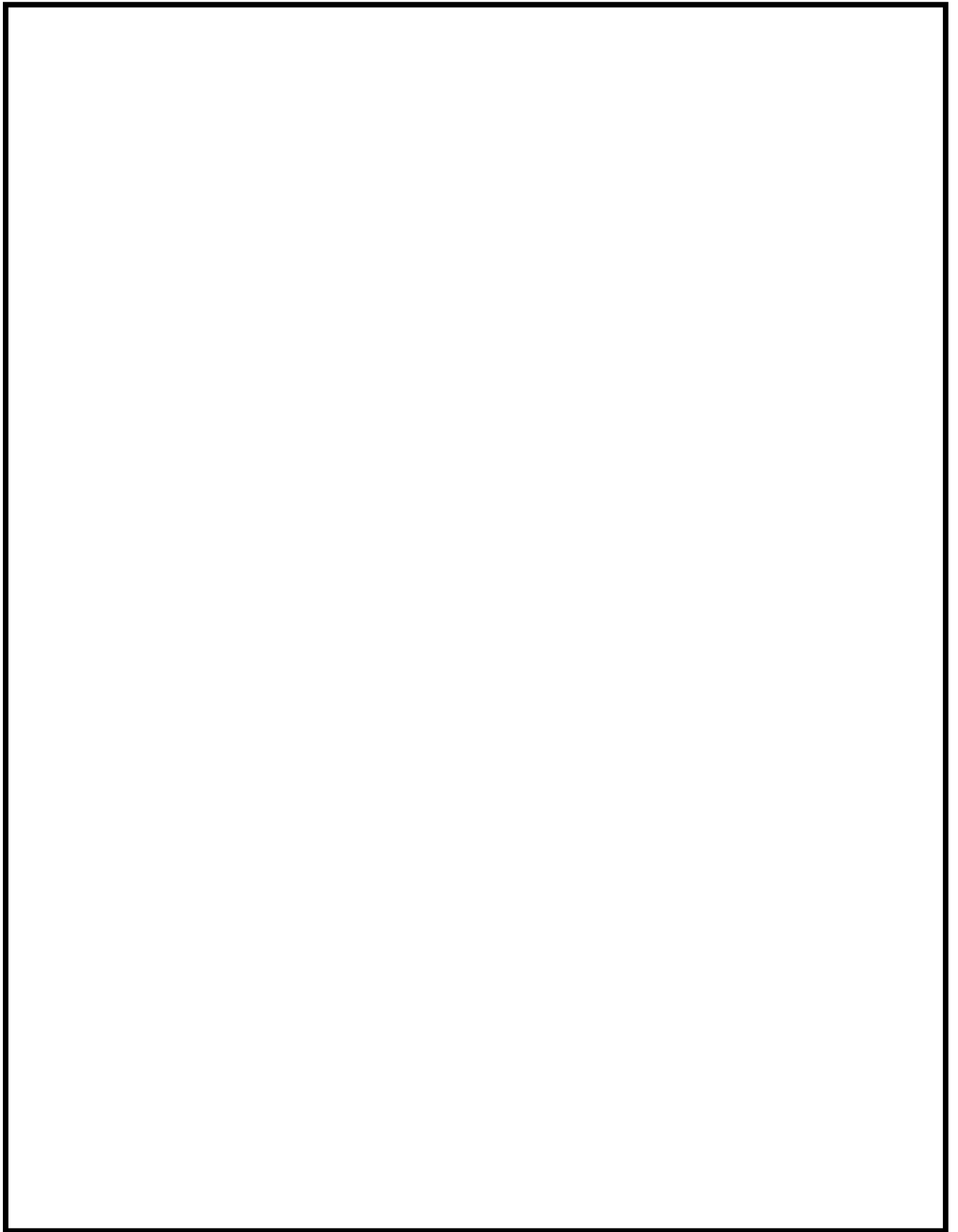
Ss地震時及びSd地震時の一次＋二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第3-2-7表～第3-2-9表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次＋二次応力を第3-2-10表～第3-2-12表に示す。

3.2.4 疲労評価

Ss地震時及びSd地震時の疲労累積係数は、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の疲労累積係数を第3-2-13表～第3-2-15表に示す。

Ss地震時及びSd地震時の一次＋二次＋ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第3-2-16表～第3-2-18表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次＋二次＋ピーク応力を第3-2-19表～第3-2-21表に示す。



第3-2-1図 ふた管台

第3-2-1表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.6	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.6
2	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.6	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.6
3	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7
4	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7
5	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7
6	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7

許容値 MIN (2.4Sm,2/3Su) = 328MPa (評価点：1~6)

第3-2-2表 Sd地震時の一次一般膜応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.8	0.0	0.0	0.9	16.6	42.2	-9.0	-25.6	51.2	-25.6
2	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.8	0.0	0.0	0.9	16.6	42.2	-9.0	-25.6	51.2	-25.6
3	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.8	0.0	0.0	0.9	16.5	42.2	-9.0	-25.6	51.2	-25.5
4	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.8	0.0	0.0	0.9	16.5	42.2	-9.0	-25.6	51.2	-25.5
5	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.8	0.0	0.0	0.9	16.5	42.2	-9.0	-25.6	51.2	-25.5
6	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.8	0.0	0.0	0.9	16.5	42.2	-9.0	-25.6	51.2	-25.5

許容値 $1.2S_m = 164\text{MPa}$ （評価点：1~6）

第3-2-3表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.6	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.6
2	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.6	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.6
3	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7
4	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7
5	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7
6	17.4	42.1	-9.0	0.0	0.4	0.0	0.0	1.3	17.7	42.2	-9.0	-24.6	51.2	-26.7

許容値 MIN (2.4Sm,2/3Su) = 328MPa (評価点：1~6)

第3-2-4表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	17.3	43.9	-8.2	0.4	16.9	0.0	0.0	1.3	34.1	44.1	-8.2	-10.0	52.3	-42.3
2	17.3	43.9	-8.2	0.4	-29.0	0.0	0.0	1.3	-11.7	44.0	-8.1	-55.7	52.1	3.6
3	17.4	42.2	-7.4	0.0	-26.1	0.0	0.0	1.3	-8.8	42.3	-7.4	-51.1	49.7	1.4
4	17.4	42.2	-7.4	0.0	-35.0	0.0	0.0	1.3	-17.6	42.3	-7.4	-59.9	49.6	10.2
5	17.4	42.1	-9.0	0.0	-33.8	0.0	0.0	1.3	-16.5	42.2	-9.0	-58.7	51.2	7.5
6	17.4	42.1	-9.0	0.0	-46.0	0.0	0.0	1.3	-28.6	42.2	-9.0	-70.8	51.2	19.6

許容値 1.46MIN (2.4Sm, 2/3Su) =480MPa (評価点：1~6)

第3-2-5表 Sd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	17.3	43.9	-8.2	0.4	10.4	0.0	0.0	0.9	27.8	44.0	-8.2	-16.2	52.1	-35.9
2	17.3	43.9	-8.2	0.4	15.2	0.0	0.0	0.9	32.5	44.0	-8.2	-11.5	52.2	-40.7
3	17.4	42.2	-7.4	0.0	13.1	0.0	0.0	0.9	30.4	42.3	-7.4	-11.9	49.7	-37.8
4	17.4	42.2	-7.4	0.0	19.0	0.0	0.0	0.9	36.2	42.4	-7.4	-6.1	49.8	-43.6
5	17.4	42.1	-9.0	0.0	18.2	0.0	0.0	0.9	35.4	42.3	-9.0	-6.8	51.3	-44.4
6	17.4	42.1	-9.0	0.0	-31.4	0.0	0.0	0.9	-14.1	42.2	-9.0	-56.2	51.2	5.1

許容値 $1.46(1.2S_m) = 240\text{MPa}$ （評価点：1～6）

第3-2-6表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	17.3	43.9	-8.2	0.4	16.9	0.0	0.0	1.3	34.1	44.1	-8.2	-10.0	52.3	-42.3
2	17.3	43.9	-8.2	0.4	-29.0	0.0	0.0	1.3	-11.7	44.0	-8.1	-55.7	52.1	3.6
3	17.4	42.2	-7.4	0.0	-26.1	0.0	0.0	1.3	-8.8	42.3	-7.4	-51.1	49.7	1.4
4	17.4	42.2	-7.4	0.0	-35.0	0.0	0.0	1.3	-17.6	42.3	-7.4	-59.9	49.6	10.2
5	17.4	42.1	-9.0	0.0	-33.8	0.0	0.0	1.3	-16.5	42.2	-9.0	-58.7	51.2	7.5
6	17.4	42.1	-9.0	0.0	-46.0	0.0	0.0	1.3	-28.6	42.2	-9.0	-70.8	51.2	19.6

許容値 1.46MIN (2.4Sm, 2/3Su) =480MPa (評価点：1~6)

第3-2-7表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	25.2	0.1	25.1	-25.2	-0.1	-25.1	50.5	0.2	50.3
2	34.7	0.1	34.6	-34.7	-0.1	-34.6	69.4	0.1	69.2
3	33.7	0.1	33.7	-33.7	-0.1	-33.7	67.5	0.1	67.3
4	46.8	0.1	46.8	-46.8	-0.1	-46.8	93.6	0.1	93.5
5	42.5	0.1	42.5	-42.5	-0.1	-42.5	85.1	0.1	85.0
6	59.4	0.0	59.3	-59.4	0.0	-59.3	118.8	0.1	118.7

許容値 $3S_m = 411\text{MPa}$ （評価点：1～6）

第3-2-8表 Sd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	17.2	0.1	17.2	-17.2	-0.1	-17.2	34.4	0.1	34.3
2	23.8	0.0	23.7	-23.8	0.0	-23.7	47.5	0.1	47.4
3	22.4	0.0	22.3	-22.4	0.0	-22.3	44.8	0.1	44.7
4	31.1	0.0	31.1	-31.1	0.0	-31.1	62.2	0.1	62.2
5	28.3	0.0	28.2	-28.3	0.0	-28.2	56.5	0.1	56.5
6	39.5	0.0	39.5	-39.5	0.0	-39.5	79.1	0.1	79.0

許容値 $3S_m=411\text{MPa}$ （評価点：1～6）

第3-2-9表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	25.2	0.1	25.1	-25.2	-0.1	-25.1	50.5	0.2	50.3
2	34.7	0.1	34.6	-34.7	-0.1	-34.6	69.4	0.1	69.2
3	33.7	0.1	33.7	-33.7	-0.1	-33.7	67.5	0.1	67.3
4	46.8	0.1	46.8	-46.8	-0.1	-46.8	93.6	0.1	93.5
5	42.5	0.1	42.5	-42.5	-0.1	-42.5	85.1	0.1	85.0
6	59.4	0.0	59.3	-59.4	0.0	-59.3	118.8	0.1	118.7

許容値 $3S_m = 411\text{MPa}$ （評価点：1～6）

第3-2-10表 Ss地震時の一次+二次応力（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	25.1	0.0	0.0	-1.5
2	34.6	0.0	0.0	-1.5
3	33.6	0.0	0.0	-1.5
4	46.7	0.0	0.0	-1.5
5	42.4	0.0	0.0	-1.5
6	59.3	0.0	0.0	-1.5

第3-2-11表 Sd地震時の一次+二次応力（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	17.1	0.0	0.0	-1.0
2	23.7	0.0	0.0	-1.0
3	22.3	0.0	0.0	-1.0
4	31.1	0.0	0.0	-1.0
5	28.2	0.0	0.0	-1.0
6	39.5	0.0	0.0	-1.0

第3-2-12表 Ss地震時の一次+二次応力（重大事故等対処施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	25.1	0.0	0.0	-1.5
2	34.6	0.0	0.0	-1.5
3	33.6	0.0	0.0	-1.5
4	46.7	0.0	0.0	-1.5
5	42.4	0.0	0.0	-1.5
6	59.3	0.0	0.0	-1.5

第3-2-13表 Ss地震時の疲労累積係数（設計基準対処施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	0.00063	0.0	0.00063	0.00005	0.0	0.00005	0.0	0.0	0.0
6	0.16594	0.00084	0.16679	0.0	0.0	0.0	0.20438	0.00084	0.20522

許容値 $UI+U(Ss)= 1.0$

第3-2-14表 Sd地震時の疲労累積係数（設計基準対象施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	0.00063	0.0	0.00063	0.00005	0.0	0.00005	0.0	0.0	0.0
6	0.16594	0.00016	0.16610	0.0	0.0	0.0	0.20438	0.00016	0.20454

許容値 $UI+U(Sd)= 1.0$

第3-2-15表 Ss地震時の疲労累積係数（重大事故等対処施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	0.00063	0.0	0.00063	0.00005	0.0	0.00005	0.0	0.0	0.0
6	0.16594	0.00084	0.16679	0.0	0.0	0.0	0.20438	0.00084	0.20522

許容値 $UI+U(Ss)= 1.0$

第3-2-16表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	25.2	0.1	25.1	-25.2	-0.1	-25.1	50.5	0.2	50.3
2	34.7	0.1	34.6	-34.7	-0.1	-34.6	69.4	0.1	69.2
3	33.7	0.1	33.7	-33.7	-0.1	-33.7	67.5	0.1	67.3
4	46.8	0.1	46.8	-46.8	-0.1	-46.8	93.6	0.1	93.5
5	42.5	0.1	42.5	-42.5	-0.1	-42.5	85.1	0.1	85.0
6	237.5	0.2	237.4	-237.5	-0.2	-237.4	475.1	0.3	474.8

第3-2-17表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	17.2	0.1	17.2	-17.2	-0.1	-17.2	34.4	0.1	34.3
2	23.8	0.0	23.7	-23.8	0.0	-23.7	47.5	0.1	47.4
3	22.4	0.0	22.3	-22.4	0.0	-22.3	44.8	0.1	44.7
4	31.1	0.0	31.1	-31.1	0.0	-31.1	62.2	0.1	62.2
5	28.3	0.0	28.2	-28.3	0.0	-28.2	56.5	0.1	56.5
6	158.1	0.1	158.0	-158.1	-0.1	-158.0	316.2	0.2	316.0

第3-2-18表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（重大事故等対処施設）

（単位： MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	25.2	0.1	25.1	-25.2	-0.1	-25.1	50.5	0.2	50.3
2	34.7	0.1	34.6	-34.7	-0.1	-34.6	69.4	0.1	69.2
3	33.7	0.1	33.7	-33.7	-0.1	-33.7	67.5	0.1	67.3
4	46.8	0.1	46.8	-46.8	-0.1	-46.8	93.6	0.1	93.5
5	42.5	0.1	42.5	-42.5	-0.1	-42.5	85.1	0.1	85.0
6	237.5	0.2	237.4	-237.5	-0.2	-237.4	475.1	0.3	474.8

第3-2-19表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力 (設計基準対象施設)

(単位 : MPa)

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	-25.1	0.0	0.0	1.5
2	-34.6	0.0	0.0	1.5
3	-33.6	0.0	0.0	1.5
4	-46.7	0.0	0.0	1.5
5	-42.4	0.0	0.0	1.5
6	-237.2	0.0	0.0	6.1

第3-2-20表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	-17.1	0.0	0.0	1.0
2	-23.7	0.0	0.0	1.0
3	-22.3	0.0	0.0	1.0
4	-31.1	0.0	0.0	1.0
5	-28.2	0.0	0.0	1.0
6	-157.9	0.0	0.0	4.1

第3-2-21表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力（重大事故等対処施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	-25.1	0.0	0.0	1.5
2	-34.6	0.0	0.0	1.5
3	-33.6	0.0	0.0	1.5
4	-46.7	0.0	0.0	1.5
5	-42.4	0.0	0.0	1.5
6	-237.2	0.0	0.0	6.1

3.3 空気抜管

3.3.1 形状、寸法、材料及び応力評価点

空気抜管の形状、寸法、材料及び応力評価点を第3-3-1図に示す。

3.3.2 一次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次応力強さは、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の一次一般膜応力強さを第3-3-1表～第3-3-3表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さを第3-3-4表～第3-3-6表に示す。

3.3.3 一次+二次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力強さの変動幅は、次に示すとおり許容値を満足している。

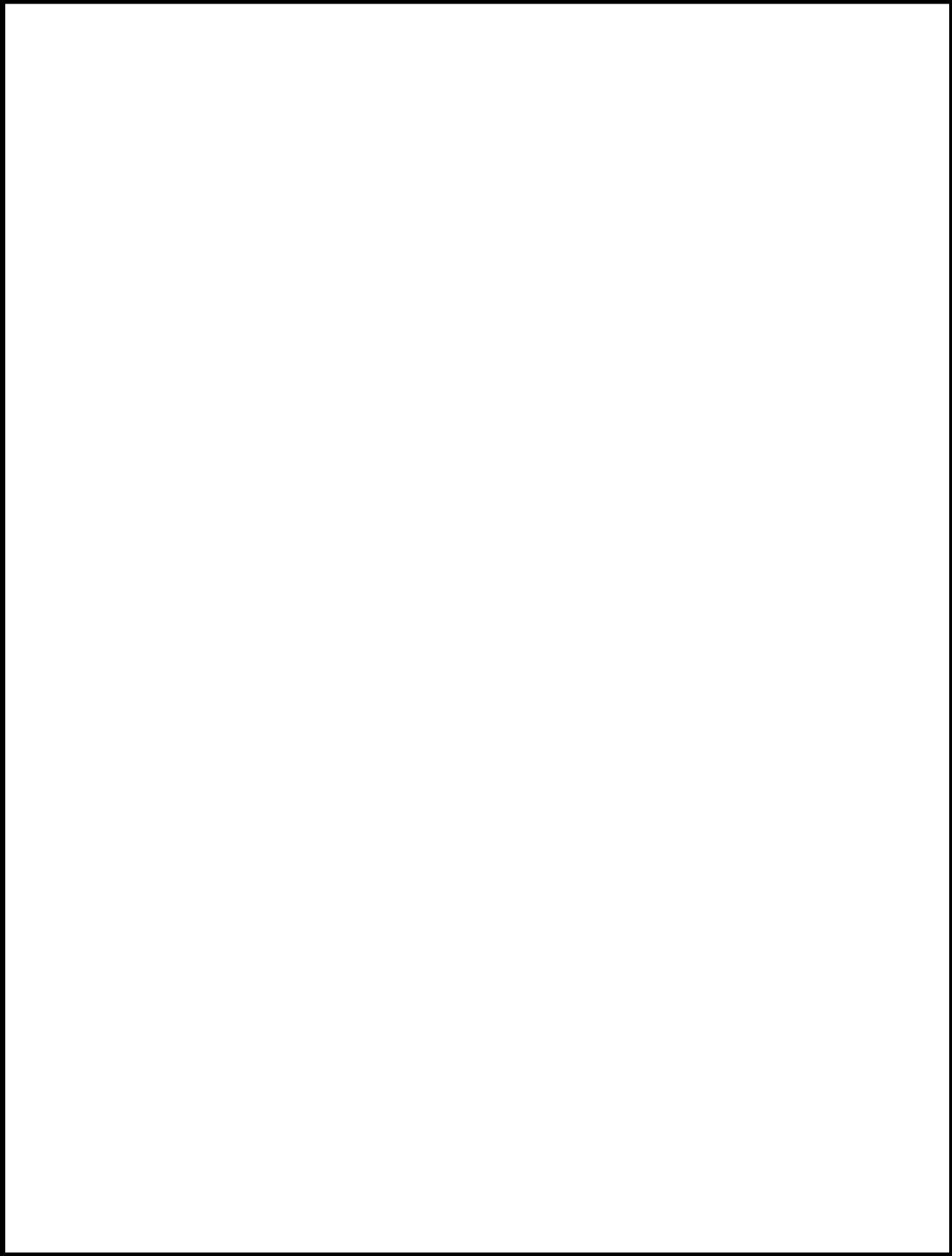
Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第3-3-7表～第3-3-9表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力を第3-3-10表～第3-3-12表に示す。

3.3.4 疲労評価

Ss地震時及びSd地震時の疲労累積係数は、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の疲労累積係数を第3-3-13表～第3-3-15表に示す。

Ss地震時及びSd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第3-3-16表～第3-3-18表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次+二次+ピーク応力を第3-3-19表～第3-3-21表に示す。



第3-3-1図 空気抜管

第3-3-1表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	18.3	5.0	46.6	-9.0	-41.6	55.6	-14.0
2	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	27.1	-3.0	54.6	-9.0	-57.7	63.6	-6.0
3	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	18.3	5.0	46.6	-9.0	-41.6	55.6	-14.0
4	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	27.1	-3.0	54.6	-9.0	-57.7	63.6	-6.0

許容値 MIN (2.4Sm, 2/3Su) = 359MPa (評価点：1~4)

第3-3-2表 Sd地震時の一次一般膜応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.1	0.0	0.0	11.0	10.6	40.5	-9.0	-29.9	49.5	-19.6
2	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.1	0.0	0.0	16.2	6.4	44.7	-9.0	-38.3	53.7	-15.4
3	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.1	0.0	0.0	11.0	10.6	40.5	-9.0	-29.9	49.5	-19.6
4	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.1	0.0	0.0	16.2	6.4	44.7	-9.0	-38.3	53.7	-15.4

許容値 $1.2S_m = 193\text{MPa}$ （評価点：1~4）

第3-3-3表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	18.3	5.0	46.6	-9.0	-41.6	55.6	-14.0
2	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	27.1	-3.0	54.6	-9.0	-57.7	63.6	-6.0
3	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	18.3	5.0	46.6	-9.0	-41.6	55.6	-14.0
4	14.2	35.7	-9.0	0.0	1.6	0.0	0.0	27.1	-3.0	54.6	-9.0	-57.7	63.6	-6.0

許容値 MIN (2.4Sm,2/3Su) = 359MPa (評価点：1~4)

第3-3-4表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.3	35.7	-7.2	0.0	-133.1	0.0	0.0	18.2	-120.9	37.8	-7.2	-158.7	45.0	113.7
2	14.3	35.7	-7.2	0.0	-199.2	0.0	0.0	27.0	-188.1	39.0	-7.2	-227.1	46.1	181.0
3	14.2	35.7	-9.0	0.0	132.6	0.0	0.0	18.2	149.7	32.8	-9.0	117.0	41.8	-158.7
4	14.2	35.7	-9.0	0.0	-199.2	0.0	0.0	27.0	-188.2	38.9	-9.0	-227.1	47.9	179.2

許容値 1.48MIN (2.4Sm, 2/3Su) =531MPa (評価点：1~4)

第3-3-5表 Sd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.3	35.7	-7.2	0.0	-96.2	0.0	0.0	10.9	-82.9	36.7	-7.2	-119.6	43.9	75.7
2	14.3	35.7	-7.2	0.0	-143.9	0.0	0.0	16.2	-131.2	37.3	-7.2	-168.5	44.5	124.0
3	14.2	35.7	-9.0	0.0	95.7	0.0	0.0	10.9	111.5	34.1	-9.0	77.4	43.1	-120.5
4	14.2	35.7	-9.0	0.0	143.4	0.0	0.0	16.2	159.8	33.6	-9.0	126.2	42.6	-168.8

許容値 $1.48(1.2S_m) = 285\text{MPa}$ （評価点：1~4）

第3-3-6表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.3	35.7	-7.2	0.0	-133.1	0.0	0.0	18.2	-120.9	37.8	-7.2	-158.7	45.0	113.7
2	14.3	35.7	-7.2	0.0	-199.2	0.0	0.0	27.0	-188.1	39.0	-7.2	-227.1	46.1	181.0
3	14.2	35.7	-9.0	0.0	132.6	0.0	0.0	18.2	149.7	32.8	-9.0	117.0	41.8	-158.7
4	14.2	35.7	-9.0	0.0	-199.2	0.0	0.0	27.0	-188.2	38.9	-9.0	-227.1	47.9	179.2

許容値 1.48MIN (2.4Sm, 2/3Su) =531MPa (評価点：1~4)

第3-3-7表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	124.9	2.5	122.5	-124.9	-2.5	-122.5	249.9	5.0	244.9
2	186.9	3.6	183.3	-186.9	-3.6	-183.3	373.8	7.3	366.5
3	124.9	2.5	122.5	-124.9	-2.5	-122.5	249.9	5.0	244.9
4	186.9	3.6	183.3	-186.9	-3.6	-183.3	373.8	7.3	366.5

許容値 $3S_m = 483\text{MPa}$ （評価点：1～4）

第3-3-8表 Sd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	85.5	1.2	84.3	-85.5	-1.2	-84.3	171.1	2.5	168.6
2	128.0	1.8	126.1	-128.0	-1.8	-126.1	255.9	3.6	252.3
3	85.5	1.2	84.3	-85.5	-1.2	-84.3	171.1	2.5	168.6
4	128.0	1.8	126.1	-128.0	-1.8	-126.1	255.9	3.6	252.3

許容値 $3S_m = 483\text{MPa}$ （評価点：1~4）

第3-3-9表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	124.9	2.5	122.5	-124.9	-2.5	-122.5	249.9	5.0	244.9
2	186.9	3.6	183.3	-186.9	-3.6	-183.3	373.8	7.3	366.5
3	124.9	2.5	122.5	-124.9	-2.5	-122.5	249.9	5.0	244.9
4	186.9	3.6	183.3	-186.9	-3.6	-183.3	373.8	7.3	366.5

許容値 $3S_m = 483\text{MPa}$ （評価点：1～4）

第3-3-10表 Ss地震時の一次+二次応力（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	120.0	0.0	0.0	17.4
2	179.6	0.0	0.0	25.8
3	120.0	0.0	0.0	-17.4
4	179.6	0.0	0.0	25.8

第3-3-11表 Sd地震時の一次+二次応力（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	83.1	0.0	0.0	10.2
2	124.3	0.0	0.0	15.1
3	83.1	0.0	0.0	-10.2
4	124.3	0.0	0.0	15.1

第3-3-12表 Ss地震時の一次+二次応力（重大事故等対処施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	120.0	0.0	0.0	17.4
2	179.6	0.0	0.0	25.8
3	120.0	0.0	0.0	-17.4
4	179.6	0.0	0.0	25.8

第3-3-13表 Ss地震時の疲労累積係数（設計基準対象施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
1	0.0	0.00004	0.00004	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00004	0.00004
2	0.0	0.00019	0.00019	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00018	0.00018
3	0.00179	0.00004	0.00183	0.00016	0.00004	0.00019	0.00000	0.0	0.00000
4	0.10005	0.15504	0.25509	0.00005	0.0	0.00005	0.19346	0.14493	0.33839

許容値 $UI+U(Ss)= 1.0$

第3-3-14表 Sd地震時の疲労累積係数（設計基準対象施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.00007	0.00007	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00006	0.00006
3	0.00179	0.0	0.00179	0.00016	0.0	0.00016	0.00000	0.0	0.00000
4	0.10005	0.05814	0.15819	0.00005	0.0	0.00005	0.19346	0.05495	0.24841

許容値 $UI+U(Sd)= 1.0$

第3-3-15表 Ss地震時の疲労累積係数（重大事故等対処施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
1	0.0	0.00004	0.00004	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00004	0.00004
2	0.0	0.00019	0.00019	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00018	0.00018
3	0.00179	0.00004	0.00183	0.00016	0.00004	0.00019	0.00000	0.0	0.00000
4	0.10005	0.15504	0.25509	0.00005	0.0	0.00005	0.19346	0.14493	0.33839

許容値 $UI+U(Ss)= 1.0$

第3-3-16表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	124.9	2.5	122.5	-124.9	-2.5	-122.5	249.9	5.0	244.9
2	186.9	3.6	183.3	-186.9	-3.6	-183.3	373.8	7.3	366.5
3	124.9	122.5	2.5	-124.9	-122.5	-2.5	249.9	244.9	5.0
4	747.6	14.6	733.0	-747.6	-14.6	-733.0	1495.2	29.2	1466.0

第3-3-17表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	85.5	1.2	84.3	-85.5	-1.2	-84.3	171.1	2.5	168.6
2	128.0	1.8	126.1	-128.0	-1.8	-126.1	255.9	3.6	252.3
3	85.5	84.3	1.2	-85.5	-84.3	-1.2	171.1	168.6	2.5
4	511.8	7.2	504.6	-511.8	-7.2	-504.6	1023.6	14.5	1009.2

第3-3-18表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（重大事故等対処施設）

（単位： MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	124.9	2.5	122.5	-124.9	-2.5	-122.5	249.9	5.0	244.9
2	186.9	3.6	183.3	-186.9	-3.6	-183.3	373.8	7.3	366.5
3	124.9	122.5	2.5	-124.9	-122.5	-2.5	249.9	244.9	5.0
4	747.6	14.6	733.0	-747.6	-14.6	-733.0	1495.2	29.2	1466.0

第3-3-19表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力 (設計基準対象施設)

(単位 : MPa)

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	-120.0	0.0	0.0	-17.4
2	-179.6	0.0	0.0	-25.8
3	-120.0	0.0	0.0	17.4
4	-718.4	0.0	0.0	103.4

第3-3-20表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力（設計基準対象施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	-83.1	0.0	0.0	-10.2
2	-124.3	0.0	0.0	-15.1
3	-83.1	0.0	0.0	10.2
4	-497.4	0.0	0.0	60.4

第3-3-21表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力（重大事故等対処施設）

（単位： MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	-120.0	0.0	0.0	-17.4
2	-179.6	0.0	0.0	-25.8
3	-120.0	0.0	0.0	17.4
4	-718.4	0.0	0.0	103.4

3.4 制御棒クラスタ駆動装置

3.4.1 形状、寸法、材料及び応力評価点

制御棒クラスタ駆動装置の形状、寸法、材料及び応力評価点を第3-4-1図に示す。

3.4.2 一次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次応力強さは、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の一次一般膜応力強さを第3-4-1表～第3-4-4表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さを第3-4-5表～第3-4-8表に示す。

3.4.3 一次+二次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力強さの変動幅は、次に示すとおり許容値を満足している。

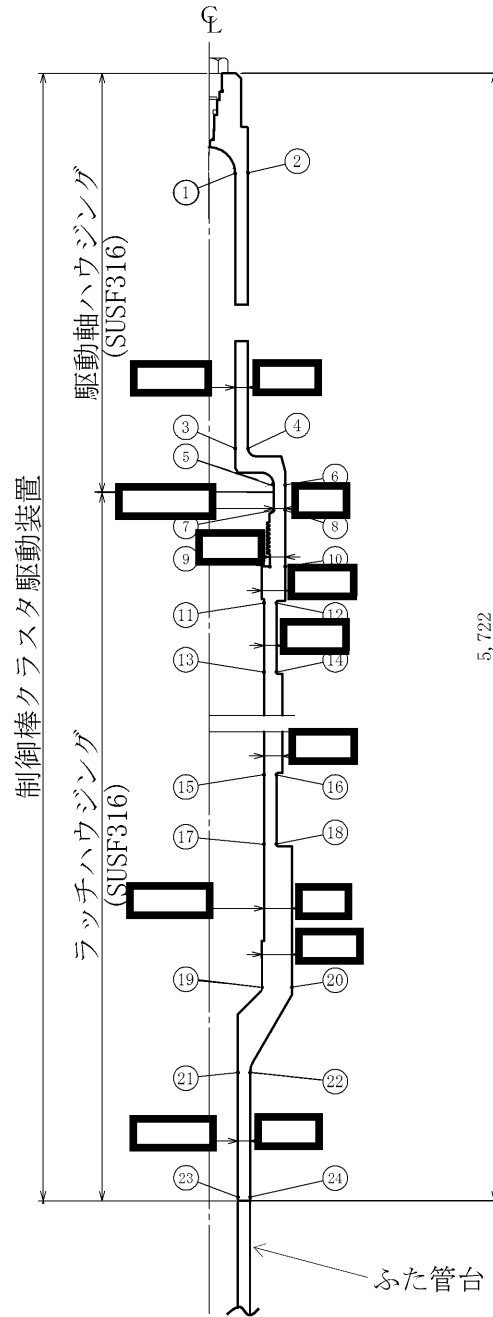
Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第3-4-9表～第3-4-12表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力を第3-4-13表～第3-4-16表に示す。

3.4.4 疲労評価

Ss地震時及びSd地震時の疲労累積係数は、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の疲労累積係数を第3-4-17表～第3-4-20表に示す。

Ss地震時及びSd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第3-4-21表～第3-4-24表に示す。また、Ss地震時及びSd地震時の一次+二次+ピーク応力を第3-4-25表～第3-4-28表に示す。



①～②④は応力評価点を示す。

(単位：mm)

第3-4-1図 制御棒クラスタ駆動装置

第3-4-1表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.5	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
2	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.5	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
3	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.1	-0.1	0.0	1.0	14.5	36.2	-9.1	-21.7	45.2	-23.6
4	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.1	-0.1	0.0	1.0	14.5	36.2	-9.1	-21.7	45.2	-23.6
5	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	0.6	-0.1	-0.5	45.9	101.9	-9.1	-56.0	111.0	-55.0
6	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	0.6	-0.1	-0.5	45.9	101.9	-9.1	-56.0	111.0	-55.0
7	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.7	1.2	-0.1	-0.6	45.8	102.5	-9.1	-56.7	111.6	-55.0
8	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.7	1.2	-0.1	-0.6	45.8	102.5	-9.1	-56.7	111.6	-55.0
9	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.6	-0.1	1.9	0.4	33.5	69.8	-7.1	-36.3	76.9	-40.6
10	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.6	-0.1	1.9	0.4	33.5	69.8	-7.1	-36.3	76.9	-40.6
11	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.2	1.2	0.2	0.9	34.9	79.4	-8.8	-44.5	88.2	-43.7
12	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.2	1.2	0.2	0.9	34.9	79.4	-8.8	-44.5	88.2	-43.7
13	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.2	-0.2	-0.2	-0.8	33.9	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2
14	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.2	-0.2	-0.2	-0.8	33.9	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2
15	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.3	-0.2	-0.3	0.8	33.7	78.0	-9.3	-44.2	87.3	-43.0
16	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.3	-0.2	-0.3	0.8	33.7	78.0	-9.3	-44.2	87.3	-43.0

第3-4-1表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.4	-0.2	-0.2	-0.9	33.7	78.0	-9.2	-44.3	87.2	-42.9
18	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.4	-0.2	-0.2	-0.9	33.7	78.0	-9.2	-44.3	87.2	-42.9
19	12.2	31.4	-9.0	0.0	-1.1	0.3	-0.2	0.3	11.1	31.7	-9.2	-20.6	40.9	-20.3
20	12.2	31.4	-9.0	0.0	-1.1	0.3	-0.2	0.3	11.1	31.7	-9.2	-20.6	40.9	-20.3
21	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.4	-0.1	0.0	0.9	17.0	42.0	-9.1	-25.0	51.1	-26.1
22	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.4	-0.1	0.0	0.9	17.0	42.0	-9.1	-25.0	51.1	-26.1
23	17.4	42.1	-9.0	0.0	-4.5	-0.1	-0.1	0.8	12.9	42.0	-9.1	-29.1	51.2	-22.0
24	17.4	42.1	-9.0	0.0	-4.5	-0.1	-0.1	0.8	12.9	42.0	-9.1	-29.1	51.2	-22.0

許容値 MIN (2.4Sm, 2/3Su) = 276MPa (評価点：1~24)

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-2表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.5	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
2	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.5	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
3	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.1	-0.1	0.0	0.9	14.5	36.2	-9.1	-21.7	45.2	-23.6
4	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.1	-0.1	0.0	0.9	14.5	36.2	-9.1	-21.7	45.2	-23.6
5	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	0.6	-0.1	-0.5	45.9	101.9	-9.1	-56.0	111.0	-55.0
6	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	0.6	-0.1	-0.5	45.9	101.9	-9.1	-56.0	111.0	-55.0
7	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.7	1.2	-0.1	-0.5	45.8	102.5	-9.1	-56.7	111.6	-55.0
8	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.7	1.2	-0.1	-0.5	45.8	102.5	-9.1	-56.7	111.6	-55.0
9	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.6	-0.1	1.9	0.3	33.5	69.8	-7.1	-36.3	76.9	-40.6
10	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.6	-0.1	1.9	0.3	33.5	69.8	-7.1	-36.3	76.9	-40.6
11	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.2	1.2	0.2	0.9	34.9	79.4	-8.8	-44.5	88.2	-43.7
12	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.2	1.2	0.2	0.9	34.9	79.4	-8.8	-44.5	88.2	-43.7
13	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.2	-0.2	-0.2	-0.8	33.9	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2
14	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.2	-0.2	-0.2	-0.8	33.9	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2
15	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.3	-0.2	-0.3	0.7	33.7	78.0	-9.3	-44.2	87.2	-43.0
16	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.3	-0.2	-0.3	0.7	33.7	78.0	-9.3	-44.2	87.2	-43.0

第3-4-2表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.4	-0.2	-0.2	-0.7	33.7	78.0	-9.2	-44.3	87.2	-42.9
18	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.4	-0.2	-0.2	-0.7	33.7	78.0	-9.2	-44.3	87.2	-42.9
19	12.2	31.4	-9.0	0.0	-1.1	0.3	-0.2	0.3	11.1	31.7	-9.2	-20.6	40.9	-20.3
20	12.2	31.4	-9.0	0.0	-1.1	0.3	-0.2	0.3	11.1	31.7	-9.2	-20.6	40.9	-20.3
21	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.4	-0.1	0.0	0.7	17.0	42.0	-9.1	-25.0	51.1	-26.1
22	17.4	42.1	-9.0	0.0	-0.4	-0.1	0.0	0.7	17.0	42.0	-9.1	-25.0	51.1	-26.1
23	17.4	42.1	-9.0	0.0	-4.5	-0.1	-0.1	0.7	12.9	42.0	-9.1	-29.2	51.2	-22.0
24	17.4	42.1	-9.0	0.0	-4.5	-0.1	-0.1	0.7	12.9	42.0	-9.1	-29.2	51.2	-22.0

許容値 MIN (2.4Sm, 2/3Su) = 276MPa (評価点：1~24)

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-3表 Sd地震時の一次一般膜応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
2	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
3	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.2	-0.2	-0.1	0.7	14.4	36.1	-9.1	-21.7	45.1	-23.5
4	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.2	-0.2	-0.1	0.7	14.4	36.1	-9.1	-21.7	45.1	-23.5
5	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.5	0.5	-0.1	-0.4	46.0	101.8	-9.1	-55.8	110.9	-55.1
6	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.5	0.5	-0.1	-0.4	46.0	101.8	-9.1	-55.8	110.9	-55.1
7	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	1.2	-0.1	-0.5	45.9	102.5	-9.1	-56.5	111.6	-55.0
8	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	1.2	-0.1	-0.5	45.9	102.5	-9.1	-56.5	111.6	-55.0
9	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.5	-0.1	1.9	0.3	33.4	69.8	-7.1	-36.4	76.9	-40.5
10	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.5	-0.1	1.9	0.3	33.4	69.8	-7.1	-36.4	76.9	-40.5
11	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.4	1.1	0.2	0.8	34.6	79.3	-8.8	-44.7	88.2	-43.5
12	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.4	1.1	0.2	0.8	34.6	79.3	-8.8	-44.7	88.2	-43.5
13	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.0	-0.2	-0.2	-0.6	34.1	78.0	-9.2	-43.9	87.2	-43.3
14	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.0	-0.2	-0.2	-0.6	34.1	78.0	-9.2	-43.9	87.2	-43.3
15	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	0.6	34.0	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2
16	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	0.6	34.0	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2

第3-4-3表 Sd地震時の一次一般膜応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	-0.6	34.0	78.1	-9.2	-44.1	87.2	-43.1
18	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	-0.6	34.0	78.1	-9.2	-44.1	87.2	-43.1
19	12.2	31.4	-9.0	0.0	-0.9	0.2	-0.1	0.2	11.3	31.7	-9.1	-20.4	40.8	-20.4
20	12.2	31.4	-9.0	0.0	-0.9	0.2	-0.1	0.2	11.3	31.7	-9.1	-20.4	40.8	-20.4
21	17.4	42.1	-9.0	0.0	-1.0	-0.4	-0.1	0.7	16.4	41.8	-9.1	-25.4	50.9	-25.5
22	17.4	42.1	-9.0	0.0	-1.0	-0.4	-0.1	0.7	16.4	41.8	-9.1	-25.4	50.9	-25.5
23	17.4	42.1	-9.0	0.0	-3.7	-0.1	-0.1	0.5	13.7	42.1	-9.1	-28.4	51.2	-22.8
24	17.4	42.1	-9.0	0.0	-3.7	-0.1	-0.1	0.5	13.7	42.1	-9.1	-28.4	51.2	-22.8

許容値 1.2Sm=138MPa（評価点：1～24）

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-4表 Sd地震時の一次一般膜応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
2	14.5	36.3	-9.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.5	36.3	-9.0	-21.8	45.3	-23.5
3	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.2	-0.2	-0.1	0.6	14.4	36.1	-9.1	-21.7	45.1	-23.5
4	14.5	36.3	-9.0	0.0	-0.2	-0.2	-0.1	0.6	14.4	36.1	-9.1	-21.7	45.1	-23.5
5	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.5	0.5	-0.1	-0.4	46.0	101.8	-9.1	-55.8	110.9	-55.1
6	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.5	0.5	-0.1	-0.4	46.0	101.8	-9.1	-55.8	110.9	-55.1
7	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	1.2	-0.1	-0.5	45.9	102.5	-9.1	-56.6	111.6	-55.0
8	46.5	101.3	-9.0	0.0	-0.6	1.2	-0.1	-0.5	45.9	102.5	-9.1	-56.6	111.6	-55.0
9	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.5	-0.1	1.9	0.2	33.4	69.8	-7.1	-36.4	76.9	-40.5
10	31.0	69.9	-9.0	0.0	2.5	-0.1	1.9	0.2	33.4	69.8	-7.1	-36.4	76.9	-40.5
11	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.4	1.1	0.2	0.7	34.6	79.3	-8.8	-44.7	88.2	-43.5
12	35.1	78.2	-9.0	0.0	-0.4	1.1	0.2	0.7	34.6	79.3	-8.8	-44.7	88.2	-43.5
13	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.0	-0.2	-0.2	-0.6	34.1	78.0	-9.2	-43.9	87.2	-43.3
14	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.0	-0.2	-0.2	-0.6	34.1	78.0	-9.2	-43.9	87.2	-43.3
15	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	0.5	34.0	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2
16	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	0.5	34.0	78.0	-9.2	-44.1	87.2	-43.2

第3-4-4表 Sd地震時の一次一般膜応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	-0.5	34.0	78.1	-9.2	-44.1	87.2	-43.1
18	35.1	78.2	-9.0	0.0	-1.1	-0.2	-0.2	-0.5	34.0	78.1	-9.2	-44.1	87.2	-43.1
19	12.2	31.4	-9.0	0.0	-0.9	0.2	-0.1	0.2	11.3	31.7	-9.1	-20.4	40.8	-20.4
20	12.2	31.4	-9.0	0.0	-0.9	0.2	-0.1	0.2	11.3	31.7	-9.1	-20.4	40.8	-20.4
21	17.4	42.1	-9.0	0.0	-1.0	-0.4	-0.1	0.7	16.4	41.8	-9.1	-25.4	50.9	-25.5
22	17.4	42.1	-9.0	0.0	-1.0	-0.4	-0.1	0.7	16.4	41.8	-9.1	-25.4	50.9	-25.5
23	17.4	42.1	-9.0	0.0	-3.7	-0.1	-0.1	0.5	13.7	42.1	-9.1	-28.4	51.1	-22.8
24	17.4	42.1	-9.0	0.0	-3.7	-0.1	-0.1	0.5	13.7	42.1	-9.1	-28.4	51.1	-22.8

許容値 1.2Sm=138MPa（評価点：1～24）

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-5表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.5	15.0	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.4
2	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.5	15.0	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.4
3	12.1	74.8	1.5	-12.1	-29.1	-0.1	0.0	-0.9	-23.7	74.7	8.2	-98.4	66.5	31.9
4	12.1	74.8	1.5	-12.1	-43.6	-0.1	0.0	-0.9	-36.0	74.7	6.0	-110.7	68.7	41.9
5	48.3	13.2	2.2	-6.2	8.4	0.3	0.0	-0.5	57.5	13.5	1.4	44.0	12.1	-56.1
6	48.3	13.2	2.2	-6.2	9.9	0.3	0.0	-0.5	59.0	13.5	1.4	45.5	12.1	-57.6
7	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-9.4	1.2	-0.1	-0.6	36.7	62.4	-6.9	-25.7	69.4	-43.6
8	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-11.0	1.2	-0.1	-0.6	35.3	62.4	-7.1	-27.1	69.5	-42.4
9	30.4	51.6	6.7	6.5	-4.0	-0.1	1.9	0.4	28.8	51.5	6.2	-22.7	45.3	-22.6
10	30.4	51.6	6.7	6.5	-6.1	0.0	2.0	0.3	26.9	51.6	6.1	-24.7	45.5	-20.8
11	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-10.4	1.2	0.2	-0.1	25.1	72.7	-3.6	-47.5	76.3	-28.8
12	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-12.7	1.2	0.2	-0.1	22.8	72.7	-3.6	-49.9	76.3	-26.4
13	30.8	70.9	-1.9	13.0	-10.1	-0.1	0.0	0.5	26.9	70.8	-8.3	-43.9	79.1	-35.2
14	30.8	70.9	-1.9	13.0	-12.4	-0.1	0.0	0.5	25.1	70.8	-8.7	-45.7	79.5	-33.8
15	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-8.1	0.0	0.0	-0.5	28.6	70.7	-7.9	-42.1	78.5	-36.4
16	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-9.9	0.0	0.0	-0.5	27.0	70.7	-8.2	-43.6	78.8	-35.2

第3-4-5表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	30.5	64.6	-2.8	14.0	-7.8	0.0	0.0	0.5	29.2	64.6	-9.4	-35.3	74.0	-38.7
18	30.5	64.6	-2.8	14.0	-9.6	0.0	0.0	0.5	27.8	64.6	-9.7	-36.8	74.3	-37.5
19	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-3.0	0.3	-0.2	0.0	12.3	19.2	-3.1	-6.9	22.3	-15.5
20	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-4.1	0.3	-0.2	0.0	11.3	19.2	-3.1	-8.0	22.4	-14.4
21	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-20.0	-1.3	-0.4	0.0	-13.6	37.3	0.8	-50.9	36.5	14.4
22	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-27.0	-1.3	-0.4	0.0	-18.6	37.3	-1.2	-55.9	38.6	17.3
23	17.4	40.5	-6.7	0.4	-16.2	-0.1	-0.1	0.8	1.4	40.4	-7.0	-39.0	47.4	-8.3
24	17.4	40.5	-6.7	0.4	-21.2	-0.1	-0.1	0.8	-3.4	40.4	-7.2	-43.8	47.6	-3.8

許容値 $\alpha \times \text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u) = 408\text{MPa}$ （評価点：4）

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-6表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.5	15.0	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.4
2	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.5	15.0	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.4
3	12.1	74.8	1.5	-12.1	-28.5	-0.1	0.0	-0.8	-23.1	74.7	8.2	-97.8	66.5	31.4
4	12.1	74.8	1.5	-12.1	-42.6	-0.1	0.0	-0.8	-35.0	74.7	6.0	-109.7	68.7	41.0
5	48.3	13.2	2.2	-6.2	8.2	0.3	0.0	-0.5	57.3	13.5	1.4	43.8	12.1	-55.9
6	48.3	13.2	2.2	-6.2	9.7	0.3	0.0	-0.5	58.7	13.5	1.4	45.3	12.1	-57.4
7	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-9.2	1.2	-0.1	-0.5	36.9	62.4	-6.9	-25.6	69.3	-43.7
8	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-10.7	1.2	-0.1	-0.5	35.5	62.4	-7.0	-26.9	69.5	-42.5
9	30.4	51.6	6.7	6.5	-3.7	-0.1	1.9	0.3	29.0	51.5	6.3	-22.5	45.2	-22.7
10	30.4	51.6	6.7	6.5	-5.3	-0.1	1.9	0.3	27.6	51.5	6.1	-24.0	45.4	-21.5
11	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-9.8	1.2	0.2	0.0	25.7	72.7	-3.6	-47.0	76.3	-29.3
12	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-12.0	1.2	0.2	0.0	23.5	72.7	-3.6	-49.2	76.3	-27.1
13	30.8	70.9	-1.9	13.0	-9.2	-0.1	0.0	0.4	27.6	70.8	-8.1	-43.2	78.9	-35.7
14	30.8	70.9	-1.9	13.0	-11.3	-0.1	0.0	0.4	25.9	70.8	-8.5	-44.9	79.3	-34.4
15	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-5.1	0.0	0.0	-0.3	31.0	70.7	-7.3	-39.7	78.0	-38.3
16	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-6.2	0.0	0.0	-0.3	30.0	70.7	-7.5	-40.6	78.2	-37.5

第3-4-6表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	30.5	64.6	-2.8	14.0	-4.6	0.0	0.0	0.3	31.8	64.6	-8.8	-32.7	73.4	-40.6
18	30.5	64.6	-2.8	14.0	-5.7	0.0	0.0	0.3	30.9	64.6	-9.0	-33.6	73.5	-39.9
19	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-2.1	0.3	-0.2	0.0	13.2	19.2	-3.1	-6.1	22.3	-16.3
20	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-2.7	0.3	-0.2	0.0	12.6	19.2	-3.1	-6.6	22.3	-15.7
21	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-9.9	-0.1	0.0	-0.6	7.1	38.5	-9.4	-31.4	47.9	-16.5
22	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-14.0	-0.1	0.0	-0.6	4.5	38.5	-10.9	-34.0	49.4	-15.4
23	17.4	40.5	-6.7	0.4	-14.1	-0.1	-0.1	0.7	3.4	40.4	-6.9	-37.0	47.3	-10.3
24	17.4	40.5	-6.7	0.4	-18.2	-0.1	-0.1	0.7	-0.6	40.4	-7.0	-41.0	47.4	-6.4

許容値 $\alpha \times \text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u) = 408\text{MPa}$ （評価点：4）

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-7表 Sd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.9	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.3
2	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.9	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.3
3	12.1	74.8	1.5	-12.1	-20.7	-0.2	-0.1	-0.6	-17.3	74.6	10.1	-91.8	64.5	27.3
4	12.1	74.8	1.5	-12.1	-30.9	-0.2	-0.1	-0.6	-24.9	74.6	7.5	-99.5	67.0	32.5
5	48.3	13.2	2.2	-6.2	5.8	0.3	0.0	-0.4	54.9	13.5	1.3	41.4	12.2	-53.6
6	48.3	13.2	2.2	-6.2	6.9	0.3	0.0	-0.4	56.0	13.5	1.3	42.4	12.2	-54.6
7	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-6.8	1.2	-0.1	-0.5	39.1	62.4	-6.6	-23.4	69.0	-45.6
8	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-7.9	1.2	-0.1	-0.5	38.1	62.4	-6.7	-24.4	69.1	-44.7
9	30.4	51.6	6.7	6.5	-2.1	-0.1	1.9	0.3	30.4	51.5	6.5	-21.1	45.0	-23.9
10	30.4	51.6	6.7	6.5	-3.3	-0.1	1.9	0.3	29.3	51.5	6.4	-22.2	45.1	-22.9
11	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-7.6	1.1	0.2	0.1	27.9	72.7	-3.6	-44.7	76.3	-31.6
12	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-9.2	1.1	0.2	0.1	26.3	72.7	-3.6	-46.4	76.3	-29.9
13	30.8	70.9	-1.9	13.0	-7.3	-0.1	-0.1	0.3	29.1	70.8	-7.7	-41.7	78.5	-36.8
14	30.8	70.9	-1.9	13.0	-8.9	-0.1	-0.1	0.3	27.8	70.8	-7.9	-43.0	78.7	-35.7
15	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-5.7	-0.1	-0.1	-0.3	30.4	70.6	-7.4	-40.2	78.0	-37.8
16	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-7.0	-0.1	-0.1	-0.3	29.4	70.6	-7.6	-41.3	78.2	-36.9

第3-4-7表 Sd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	30.5	64.6	-2.8	14.0	-5.5	-0.1	-0.1	0.3	31.0	64.5	-8.9	-33.5	73.4	-39.9
18	30.5	64.6	-2.8	14.0	-6.7	-0.1	-0.1	0.3	30.0	64.5	-9.1	-34.5	73.6	-39.1
19	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-2.2	0.2	-0.1	0.0	13.1	19.2	-3.1	-6.0	22.3	-16.2
20	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-2.9	0.2	-0.1	0.0	12.4	19.2	-3.1	-6.8	22.3	-15.5
21	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-12.1	-0.4	-0.1	-0.3	5.4	38.2	-9.9	-32.9	48.2	-15.3
22	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-16.8	-0.4	-0.1	-0.3	-12.0	38.2	2.7	-50.2	35.6	14.6
23	17.4	40.5	-6.7	0.4	-11.6	-0.1	-0.1	0.5	5.8	40.4	-6.8	-34.6	47.3	-12.7
24	17.4	40.5	-6.7	0.4	-15.0	-0.1	-0.1	0.5	2.5	40.4	-6.9	-37.9	47.3	-9.3

許容値 $\alpha \times (1.2S_m) = 204\text{MPa}$ （評価点：4）

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-8表 Sd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.9	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.3
2	14.8	22.5	-6.2	-1.3	0.0	0.0	0.0	-0.4	14.9	22.5	-6.4	-7.5	28.9	-21.3
3	12.1	74.8	1.5	-12.1	-20.2	-0.2	-0.1	-0.5	-16.9	74.6	10.2	-91.4	64.4	27.0
4	12.1	74.8	1.5	-12.1	-30.2	-0.2	-0.1	-0.5	-24.3	74.6	7.6	-98.9	66.9	31.9
5	48.3	13.2	2.2	-6.2	5.7	0.3	0.0	-0.3	54.8	13.5	1.3	41.2	12.2	-53.4
6	48.3	13.2	2.2	-6.2	6.7	0.3	0.0	-0.3	55.8	13.5	1.4	42.3	12.2	-54.4
7	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-6.6	1.2	-0.1	-0.5	39.2	62.4	-6.5	-23.2	69.0	-45.7
8	41.8	61.2	-2.4	-12.5	-7.7	1.2	-0.1	-0.5	38.2	62.4	-6.6	-24.2	69.1	-44.8
9	30.4	51.6	6.7	6.5	-2.0	-0.1	1.9	0.2	30.5	51.5	6.5	-21.0	45.0	-24.0
10	30.4	51.6	6.7	6.5	-3.1	-0.1	1.9	0.2	29.5	51.5	6.4	-22.0	45.1	-23.1
11	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-7.2	1.1	0.2	0.1	28.3	72.7	-3.6	-44.3	76.3	-32.0
12	35.5	71.5	-3.8	-1.0	-8.8	1.1	0.2	0.1	26.8	72.7	-3.6	-45.9	76.3	-30.4
13	30.8	70.9	-1.9	13.0	-6.7	-0.1	-0.1	0.2	29.6	70.8	-7.6	-41.2	78.4	-37.2
14	30.8	70.9	-1.9	13.0	-8.2	-0.1	-0.1	0.2	28.3	70.8	-7.8	-42.5	78.6	-36.1
15	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-3.8	-0.1	-0.1	-0.2	32.0	70.6	-7.1	-38.7	77.7	-39.0
16	30.9	70.7	-2.0	-12.9	-4.6	-0.1	-0.1	-0.2	31.3	70.6	-7.2	-39.4	77.8	-38.5

第3-4-8表 Sd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
17	30.5	64.6	-2.8	14.0	-3.5	-0.1	-0.1	0.1	32.6	64.5	-8.6	-31.9	73.1	-41.2
18	30.5	64.6	-2.8	14.0	-4.3	-0.1	-0.1	0.1	32.0	64.5	-8.7	-32.5	73.2	-40.7
19	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-1.6	0.2	-0.1	0.0	13.7	19.2	-3.1	-5.5	22.2	-16.7
20	15.2	18.9	-2.8	-1.5	-2.1	0.2	-0.1	0.0	13.3	19.2	-3.1	-5.9	22.2	-16.3
21	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-7.8	-0.4	-0.1	-0.2	8.3	38.2	-8.6	-29.9	46.8	-16.9
22	12.1	38.6	-4.4	-7.0	-10.7	-0.4	-0.1	-0.2	6.2	38.2	-9.4	-32.0	47.6	-15.6
23	17.4	40.5	-6.7	0.4	-10.5	-0.1	-0.1	0.5	6.9	40.4	-6.8	-33.5	47.2	-13.8
24	17.4	40.5	-6.7	0.4	-13.4	-0.1	-0.1	0.5	4.1	40.4	-6.8	-36.4	47.2	-10.9

許容値 $\alpha \times (1.2S_m) = 204\text{MPa}$ （評価点：4）

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-9表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.5	0.6	1.1	-0.5	-0.6	-1.1	1.1	1.1	2.2
2	0.6	0.5	1.1	-0.6	-0.5	-1.1	1.1	1.1	2.2
3	31.0	0.0	31.1	-31.0	0.0	-31.1	62.1	0.1	62.1
4	46.1	0.4	46.5	-46.1	-0.4	-46.5	92.1	0.8	92.9
5	9.8	0.1	9.6	-9.8	-0.1	-9.6	19.5	0.2	19.3
6	10.4	0.3	10.8	-10.4	-0.3	-10.8	20.9	0.7	21.5
7	9.5	0.1	9.4	-9.5	-0.1	-9.4	19.1	0.2	18.9
8	11.1	0.1	11.0	-11.1	-0.1	-11.0	22.2	0.1	22.1
9	7.1	0.1	7.2	-7.1	-0.1	-7.2	14.2	0.2	14.3
10	8.9	0.0	8.8	-8.9	0.0	-8.8	17.7	0.0	17.7
11	11.0	0.0	11.1	-11.0	0.0	-11.1	22.1	0.1	22.2
12	13.6	0.0	13.6	-13.6	0.0	-13.6	27.2	0.1	27.3
13	10.7	0.0	10.7	-10.7	0.0	-10.7	21.4	0.0	21.4
14	13.3	0.0	13.4	-13.3	0.0	-13.4	26.7	0.1	26.8
15	8.6	0.0	8.6	-8.6	0.0	-8.6	17.2	0.0	17.3
16	10.8	0.1	10.9	-10.8	-0.1	-10.9	21.6	0.1	21.8

第3-4-9表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	8.4	0.0	8.5	-8.4	0.0	-8.5	16.8	0.1	16.9
18	10.5	0.1	10.6	-10.5	-0.1	-10.6	21.0	0.1	21.2
19	3.1	0.2	2.9	-3.1	-0.2	-2.9	6.1	0.4	5.7
20	3.4	0.2	3.2	-3.4	-0.2	-3.2	6.8	0.4	6.5
21	18.4	0.4	18.7	-18.4	-0.4	-18.7	36.7	0.7	37.4
22	27.2	0.6	27.7	-27.2	-0.6	-27.7	54.3	1.2	55.5
23	15.5	0.0	15.5	-15.5	0.0	-15.5	31.0	0.1	31.1
24	21.2	0.0	21.3	-21.2	0.0	-21.3	42.4	0.1	42.5

許容値 $3S_m = 345\text{MPa}$ (評価点: 1~24)

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-10表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.5	0.5	1.1	-0.5	-0.5	-1.1	1.1	1.1	2.2
2	0.5	0.5	1.1	-0.5	-0.5	-1.1	1.1	1.1	2.2
3	30.8	0.0	30.8	-30.8	0.0	-30.8	61.6	0.1	61.7
4	45.7	0.4	46.1	-45.7	-0.4	-46.1	91.4	0.8	92.3
5	9.7	0.1	9.6	-9.7	-0.1	-9.6	19.4	0.2	19.1
6	10.3	0.3	10.7	-10.3	-0.3	-10.7	20.7	0.7	21.3
7	9.5	0.1	9.4	-9.5	-0.1	-9.4	18.9	0.2	18.7
8	11.0	0.1	11.0	-11.0	-0.1	-11.0	22.0	0.1	21.9
9	6.9	0.1	7.0	-6.9	-0.1	-7.0	13.8	0.2	14.0
10	8.7	0.0	8.6	-8.7	0.0	-8.6	17.3	0.0	17.3
11	10.6	0.0	10.7	-10.6	0.0	-10.7	21.3	0.1	21.4
12	13.1	0.0	13.2	-13.1	0.0	-13.2	26.3	0.1	26.3
13	10.0	0.0	10.0	-10.0	0.0	-10.0	20.1	0.0	20.1
14	12.5	0.0	12.6	-12.5	0.0	-12.6	25.1	0.1	25.2
15	6.5	0.0	6.6	-6.5	0.0	-6.6	13.1	0.0	13.1
16	8.3	0.1	8.3	-8.3	-0.1	-8.3	16.5	0.1	16.7

第3-4-10表 Ss地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	6.3	0.0	6.3	-6.3	0.0	-6.3	12.6	0.1	12.7
18	7.9	0.1	8.0	-7.9	-0.1	-8.0	15.8	0.1	15.9
19	2.6	0.2	2.4	-2.6	-0.2	-2.4	5.1	0.4	4.8
20	2.6	0.2	2.5	-2.6	-0.2	-2.5	5.3	0.4	4.9
21	15.3	0.4	15.6	-15.3	-0.4	-15.6	30.5	0.8	31.3
22	22.7	0.6	23.3	-22.7	-0.6	-23.3	45.5	1.2	46.6
23	17.7	0.0	17.8	-17.7	0.0	-17.8	35.4	0.1	35.5
24	24.4	0.0	24.5	-24.4	0.0	-24.5	48.8	0.1	48.9

許容値 $3S_m = 345\text{MPa}$ (評価点: 1~24)

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-11表 Sd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.6
2	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.6
3	21.8	0.0	21.9	-21.8	0.0	-21.9	43.7	0.0	43.7
4	32.5	0.3	32.7	-32.5	-0.3	-32.7	64.9	0.5	65.4
5	6.8	0.1	6.7	-6.8	-0.1	-6.7	13.6	0.1	13.5
6	7.4	0.2	7.6	-7.4	-0.2	-7.6	14.7	0.4	15.1
7	6.7	0.1	6.6	-6.7	-0.1	-6.6	13.4	0.1	13.3
8	7.8	0.0	7.8	-7.8	0.0	-7.8	15.6	0.1	15.5
9	5.0	0.1	5.0	-5.0	-0.1	-5.0	9.9	0.1	10.0
10	6.2	0.0	6.2	-6.2	0.0	-6.2	12.4	0.0	12.4
11	7.7	0.0	7.7	-7.7	0.0	-7.7	15.4	0.1	15.5
12	9.5	0.0	9.5	-9.5	0.0	-9.5	19.0	0.0	19.0
13	7.4	0.0	7.4	-7.4	0.0	-7.4	14.8	0.0	14.9
14	9.2	0.0	9.3	-9.2	0.0	-9.3	18.5	0.1	18.5
15	5.8	0.0	5.8	-5.8	0.0	-5.8	11.5	0.0	11.6
16	7.2	0.0	7.3	-7.2	0.0	-7.3	14.5	0.1	14.6

第3-4-11表 Sd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	5.6	0.0	5.7	-5.6	0.0	-5.7	11.3	0.0	11.3
18	7.0	0.0	7.1	-7.0	0.0	-7.1	14.0	0.1	14.1
19	2.0	0.1	1.9	-2.0	-0.1	-1.9	4.0	0.2	3.7
20	2.3	0.1	2.2	-2.3	-0.1	-2.2	4.5	0.2	4.3
21	12.3	0.2	12.5	-12.3	-0.2	-12.5	24.6	0.4	25.1
22	18.2	0.4	18.5	-18.2	-0.4	-18.5	36.3	0.7	37.0
23	10.3	0.0	10.3	-10.3	0.0	-10.3	20.6	0.1	20.7
24	14.2	0.0	14.2	-14.2	0.0	-14.2	28.4	0.0	28.4

許容値 $3S_m = 345\text{MPa}$ (評価点: 1~24)

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-12表 Sd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.5
2	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.5
3	21.7	0.0	21.7	-21.7	0.0	-21.7	43.3	0.0	43.3
4	32.2	0.3	32.4	-32.2	-0.3	-32.4	64.3	0.5	64.8
5	6.7	0.1	6.7	-6.7	-0.1	-6.7	13.5	0.1	13.3
6	7.3	0.2	7.5	-7.3	-0.2	-7.5	14.6	0.4	15.0
7	6.6	0.1	6.6	-6.6	-0.1	-6.6	13.3	0.1	13.1
8	7.7	0.0	7.7	-7.7	0.0	-7.7	15.5	0.1	15.4
9	4.8	0.1	4.9	-4.8	-0.1	-4.9	9.7	0.1	9.8
10	6.1	0.0	6.1	-6.1	0.0	-6.1	12.1	0.0	12.1
11	7.4	0.0	7.5	-7.4	0.0	-7.5	14.9	0.1	14.9
12	9.2	0.0	9.2	-9.2	0.0	-9.2	18.4	0.0	18.4
13	7.0	0.0	7.0	-7.0	0.0	-7.0	14.0	0.0	14.0
14	8.7	0.0	8.8	-8.7	0.0	-8.8	17.5	0.1	17.5
15	4.5	0.0	4.5	-4.5	0.0	-4.5	9.0	0.0	9.0
16	5.7	0.0	5.7	-5.7	0.0	-5.7	11.3	0.1	11.4

第3-4-12表 Sd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	4.3	0.0	4.3	-4.3	0.0	-4.3	8.7	0.0	8.7
18	5.4	0.0	5.5	-5.4	0.0	-5.5	10.8	0.1	10.9
19	1.7	0.1	1.6	-1.7	-0.1	-1.6	3.4	0.2	3.2
20	1.8	0.1	1.7	-1.8	-0.1	-1.7	3.6	0.2	3.4
21	10.6	0.2	10.8	-10.6	-0.2	-10.8	21.2	0.5	21.6
22	15.7	0.4	16.0	-15.7	-0.4	-16.0	31.4	0.7	32.1
23	12.1	0.0	12.1	-12.1	0.0	-12.1	24.2	0.1	24.2
24	16.7	0.0	16.7	-16.7	0.0	-16.7	33.5	0.0	33.5

許容値 $3S_m = 345\text{MPa}$ (評価点: 1~24)

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-13表 Ss地震時の一次+二次応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.6
2	0.0	0.0	0.0	-0.6
3	-31.0	0.0	0.0	-1.1
4	-46.6	-0.6	-0.2	1.0
5	9.7	0.0	0.1	0.6
6	-10.7	-0.3	0.0	-0.5
7	9.4	-0.1	0.0	-0.6
8	11.0	-0.1	0.0	-0.6
9	-7.0	0.1	0.1	-0.4
10	8.9	0.0	0.0	0.4
11	-11.0	0.0	0.0	0.6
12	-13.7	-0.1	-0.1	-0.6
13	-10.6	0.0	0.0	-0.7
14	-13.5	-0.2	-0.2	-0.6
15	-8.5	0.0	0.0	0.7
16	-11.0	-0.2	-0.2	0.6

第3-4-13表 Ss地震時の一次+二次応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）(2/2)

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	-8.4	0.0	0.0	-0.7
18	-10.6	-0.2	-0.1	-0.7
19	3.0	0.0	0.2	-0.3
20	3.2	-0.2	0.0	-0.2
21	-18.8	-0.5	-0.2	1.3
22	-27.8	-0.7	-0.1	1.0
23	-15.5	0.0	0.0	-0.9
24	-21.2	0.0	0.0	0.9

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-14表 Ss地震時の一次+二次応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.5
2	0.0	0.0	0.0	-0.5
3	-30.8	0.0	0.0	-1.1
4	-46.3	-0.6	-0.2	1.0
5	9.6	0.0	0.1	0.6
6	-10.6	-0.3	0.0	-0.5
7	9.3	-0.1	0.0	-0.6
8	10.9	-0.1	0.0	-0.6
9	-6.8	0.1	0.1	-0.4
10	8.6	0.0	0.0	0.4
11	-10.6	0.0	0.0	0.6
12	-13.2	-0.1	-0.1	-0.6
13	-10.0	0.0	0.0	-0.7
14	-12.7	-0.2	-0.2	-0.6
15	-6.5	0.0	0.0	0.7
16	-8.4	-0.2	-0.2	0.5

第3-4-14表 Ss地震時の一次+二次応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）(2/2)

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	-6.2	0.0	0.0	-0.7
18	-8.0	-0.2	-0.1	-0.6
19	2.5	0.0	0.2	-0.3
20	2.4	-0.2	0.0	-0.2
21	-15.6	-0.5	-0.2	1.3
22	-23.4	-0.7	-0.1	1.0
23	-17.7	0.0	0.0	-0.8
24	-24.4	0.0	0.0	0.8

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-15表 Sd地震時の一次+二次応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.4
2	0.0	0.0	0.0	-0.4
3	-21.8	0.0	0.0	-0.7
4	-32.8	-0.4	-0.1	0.7
5	6.8	0.0	0.1	0.4
6	-7.5	-0.2	0.0	-0.4
7	6.6	-0.1	0.0	-0.4
8	7.7	0.0	0.0	-0.4
9	-4.9	0.0	0.1	-0.3
10	6.2	0.0	0.0	0.3
11	-7.7	0.0	0.0	0.4
12	-9.6	-0.1	-0.1	-0.4
13	-7.4	0.0	0.0	-0.5
14	-9.3	-0.1	-0.1	-0.4
15	-5.7	0.0	0.0	0.5
16	-7.3	-0.1	-0.1	0.4

第3-4-15表 Sd地震時の一次+二次応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	-5.6	0.0	0.0	-0.5
18	-7.1	-0.1	-0.1	-0.4
19	1.9	0.0	0.1	-0.2
20	2.1	-0.1	0.0	-0.1
21	-12.6	-0.3	-0.1	0.9
22	-18.5	-0.4	-0.1	0.7
23	-10.3	0.0	0.0	-0.6
24	-14.2	0.0	0.0	0.6

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-16表 Sd地震時の一次+二次応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.4
2	0.0	0.0	0.0	-0.4
3	-21.6	0.0	0.0	-0.7
4	-32.5	-0.4	-0.1	0.7
5	6.7	0.0	0.1	0.4
6	-7.5	-0.2	0.0	-0.4
7	6.5	-0.1	0.0	-0.4
8	7.7	0.0	0.0	-0.4
9	-4.8	0.0	0.1	-0.3
10	6.1	0.0	0.0	0.3
11	-7.4	0.0	0.0	0.4
12	-9.2	-0.1	-0.1	-0.4
13	-7.0	0.0	0.0	-0.5
14	-8.8	-0.1	-0.1	-0.4
15	-4.4	0.0	0.0	0.4
16	-5.8	-0.1	-0.1	0.4

第3-4-16表 Sd地震時の一次+二次応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	-4.3	0.0	0.0	-0.4
18	-5.5	-0.1	-0.1	-0.4
19	1.6	0.0	0.1	-0.2
20	1.7	-0.1	0.0	-0.1
21	-10.8	-0.3	-0.1	0.8
22	-16.1	-0.4	-0.1	0.7
23	-12.1	0.0	0.0	-0.6
24	-16.7	0.0	0.0	0.6

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-17表 Ss地震時の疲労累積係数（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
1	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
4	0.0	0.00125	0.00125	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.00127	0.00127
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00007	0.0	0.00007
6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
13	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
14	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
15	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
16	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000

第3-4-17表 Ss地震時の疲労累積係数（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
17	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00005	0.0	0.00005
19	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00007	0.0	0.00007
20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.00007	0.00007	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00008	0.00008
23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

許容値 $UI+U(Ss)=1.0$ （評価点：1～24）

上記表は動的地震力による疲労累積係数を示す。

第3-4-18表 Ss地震時の疲労累積係数（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
1	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
4	0.0	0.00120	0.00120	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.00122	0.00122
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00007	0.0	0.00007
6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
13	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
14	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
15	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
16	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000

第3-4-18表 Ss地震時の疲労累積係数（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)	UI	U(Ss)	UI+U(Ss)
17	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00005	0.0	0.00005
19	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00007	0.0	0.00007
20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.00003	0.00003	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00003	0.00003
23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

許容値 $UI+U(Ss)=1.0$ （評価点：1～24）
 上記表は動的地震力による疲労累積係数を示す。

第3-4-19表 Sd地震時の疲労累積係数（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)
1	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
4	0.0	0.00024	0.00024	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.00025	0.00025
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00007	0.0	0.00007
6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
13	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
14	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
15	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
16	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000

第3-4-19表 Sd地震時の疲労累積係数（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)
17	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00005	0.0	0.00005
19	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00007	0.0	0.00007
20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00001	0.00001
23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

許容値 $UI+U(Sd)=1.0$ （評価点：1～24）

上記表は動的地震力による疲労累積係数を示す。

第3-4-20表 Sd地震時の疲労累積係数（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)
1	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
4	0.0	0.00024	0.00024	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.00024	0.00024
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00007	0.0	0.00007
6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.0	0.0	0.0
12	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
13	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
14	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000
15	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
16	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000

第3-4-20表 Sd地震時の疲労累積係数（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)	UI	U(Sd)	UI+U(Sd)
17	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00000	0.0	0.00000
18	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00005	0.0	0.00005
19	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00007	0.0	0.00007
20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
22	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
23	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
24	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

許容値 $UI+U(Sd)=1.0$ （評価点：1～24）
 上記表は動的地震力による疲労累積係数を示す。

第3-4-21表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.5	0.6	1.1	-0.5	-0.6	-1.1	1.1	1.1	2.2
2	0.6	0.5	1.1	-0.6	-0.5	-1.1	1.1	1.1	2.2
3	30.8	0.0	30.8	-30.8	0.0	-30.8	61.7	0.1	61.6
4	229.0	0.6	229.5	-229.0	-0.6	-229.5	458.0	1.1	459.1
5	45.3	0.0	45.3	-45.3	0.0	-45.3	90.7	0.0	90.6
6	10.4	0.3	10.6	-10.4	-0.3	-10.6	20.7	0.6	21.3
7	46.2	0.1	46.1	-46.2	-0.1	-46.1	92.3	0.2	92.2
8	11.1	0.0	11.1	-11.1	0.0	-11.1	22.3	0.1	22.2
9	34.3	0.1	34.5	-34.3	-0.1	-34.5	68.6	0.3	68.9
10	8.9	0.0	8.9	-8.9	0.0	-8.9	17.7	0.0	17.7
11	53.4	0.1	53.5	-53.4	-0.1	-53.5	106.8	0.1	106.9
12	65.9	0.1	66.0	-65.9	-0.1	-66.0	131.8	0.2	132.0
13	10.8	0.0	10.8	-10.8	0.0	-10.8	21.5	0.1	21.6
14	64.6	0.1	64.7	-64.6	-0.1	-64.7	129.1	0.3	129.4
15	8.7	0.0	8.7	-8.7	0.0	-8.7	17.4	0.1	17.5
16	51.7	0.2	51.8	-51.7	-0.2	-51.8	103.3	0.3	103.7

第3-4-21表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位：MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	8.5	0.0	8.5	-8.5	0.0	-8.5	17.0	0.1	17.1
18	50.1	0.1	50.2	-50.1	-0.1	-50.2	100.2	0.3	100.5
19	11.5	0.1	11.4	-11.5	-0.1	-11.4	23.0	0.1	22.9
20	3.5	0.2	3.3	-3.5	-0.2	-3.3	6.9	0.4	6.6
21	18.5	0.5	18.9	-18.5	-0.5	-18.9	36.9	0.9	37.8
22	129.6	0.7	130.3	-129.6	-0.7	-130.3	259.2	1.4	260.6
23	15.5	0.0	15.5	-15.5	0.0	-15.5	31.0	0.1	31.0
24	21.2	0.0	21.3	-21.2	0.0	-21.3	42.4	0.1	42.5

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-22表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.5	0.5	1.1	-0.5	-0.5	-1.1	1.1	1.1	2.2
2	0.5	0.5	1.1	-0.5	-0.5	-1.1	1.1	1.1	2.2
3	30.6	0.0	30.6	-30.6	0.0	-30.6	61.2	0.1	61.1
4	227.2	0.6	227.8	-227.2	-0.6	-227.8	454.5	1.1	455.6
5	45.0	0.0	45.0	-45.0	0.0	-45.0	89.9	0.0	89.9
6	10.3	0.3	10.5	-10.3	-0.3	-10.5	20.5	0.6	21.1
7	45.8	0.1	45.7	-45.8	-0.1	-45.7	91.5	0.2	91.4
8	11.0	0.0	11.0	-11.0	0.0	-11.0	22.1	0.1	22.0
9	33.5	0.1	33.6	-33.5	-0.1	-33.6	67.0	0.3	67.3
10	8.6	0.0	8.7	-8.6	0.0	-8.7	17.3	0.0	17.3
11	51.5	0.1	51.5	-51.5	-0.1	-51.5	103.0	0.1	103.1
12	63.5	0.1	63.6	-63.5	-0.1	-63.6	127.0	0.2	127.3
13	10.1	0.0	10.1	-10.1	0.0	-10.1	20.2	0.1	20.3
14	60.6	0.1	60.7	-60.6	-0.1	-60.7	121.2	0.3	121.5
15	6.6	0.0	6.7	-6.6	0.0	-6.7	13.2	0.1	13.3
16	38.9	0.2	39.1	-38.9	-0.2	-39.1	77.8	0.3	78.1

第3-4-22表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位：MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	6.4	0.0	6.4	-6.4	0.0	-6.4	12.7	0.1	12.8
18	36.9	0.1	37.1	-36.9	-0.1	-37.1	73.9	0.3	74.2
19	9.0	0.0	9.0	-9.0	0.0	-9.0	18.0	0.1	17.9
20	2.7	0.2	2.5	-2.7	-0.2	-2.5	5.4	0.4	5.0
21	15.4	0.5	15.8	-15.4	-0.5	-15.8	30.7	0.9	31.6
22	107.4	0.7	108.1	-107.4	-0.7	-108.1	214.7	1.4	216.2
23	17.7	0.0	17.8	-17.7	0.0	-17.8	35.4	0.1	35.5
24	24.4	0.0	24.4	-24.4	0.0	-24.4	48.8	0.1	48.9

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-23表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位: MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.6
2	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.6
3	21.7	0.0	21.7	-21.7	0.0	-21.7	43.5	0.0	43.4
4	161.5	0.3	161.8	-161.5	-0.3	-161.8	323.0	0.7	323.7
5	31.9	0.0	31.9	-31.9	0.0	-31.9	63.8	0.0	63.7
6	7.3	0.2	7.5	-7.3	-0.2	-7.5	14.6	0.3	15.0
7	32.5	0.1	32.5	-32.5	-0.1	-32.5	65.1	0.1	65.0
8	7.8	0.0	7.8	-7.8	0.0	-7.8	15.6	0.0	15.6
9	24.1	0.1	24.2	-24.1	-0.1	-24.2	48.2	0.2	48.4
10	6.2	0.0	6.2	-6.2	0.0	-6.2	12.4	0.0	12.4
11	37.4	0.0	37.5	-37.4	0.0	-37.5	74.8	0.1	74.9
12	46.1	0.1	46.2	-46.1	-0.1	-46.2	92.3	0.1	92.4
13	7.5	0.0	7.5	-7.5	0.0	-7.5	14.9	0.0	15.0
14	44.9	0.1	45.0	-44.9	-0.1	-45.0	89.9	0.2	90.1
15	5.8	0.0	5.9	-5.8	0.0	-5.9	11.7	0.1	11.7
16	34.7	0.1	34.8	-34.7	-0.1	-34.8	69.4	0.2	69.6

第3-4-23表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最長制御棒クラスター駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位：MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	5.7	0.0	5.7	-5.7	0.0	-5.7	11.4	0.1	11.4
18	33.6	0.1	33.7	-33.6	-0.1	-33.7	67.2	0.2	67.4
19	7.6	0.0	7.6	-7.6	0.0	-7.6	15.2	0.1	15.2
20	2.3	0.1	2.2	-2.3	-0.1	-2.2	4.6	0.2	4.4
21	12.4	0.3	12.6	-12.4	-0.3	-12.6	24.7	0.5	25.3
22	87.0	0.4	87.4	-87.0	-0.4	-87.4	174.0	0.9	174.8
23	10.3	0.0	10.3	-10.3	0.0	-10.3	20.6	0.1	20.7
24	14.2	0.0	14.2	-14.2	0.0	-14.2	28.4	0.0	28.4

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-24表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (1/2)

(単位：MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.5
2	0.4	0.4	0.8	-0.4	-0.4	-0.8	0.8	0.8	1.5
3	21.5	0.0	21.5	-21.5	0.0	-21.5	43.1	0.0	43.0
4	160.0	0.3	160.4	-160.0	-0.3	-160.4	320.1	0.7	320.8
5	31.6	0.0	31.6	-31.6	0.0	-31.6	63.2	0.0	63.2
6	7.2	0.2	7.4	-7.2	-0.2	-7.4	14.5	0.3	14.8
7	32.2	0.1	32.2	-32.2	-0.1	-32.2	64.4	0.1	64.3
8	7.7	0.0	7.7	-7.7	0.0	-7.7	15.5	0.0	15.4
9	23.6	0.1	23.6	-23.6	-0.1	-23.6	47.1	0.2	47.3
10	6.1	0.0	6.1	-6.1	0.0	-6.1	12.1	0.0	12.1
11	36.2	0.0	36.2	-36.2	0.0	-36.2	72.3	0.1	72.4
12	44.6	0.1	44.7	-44.6	-0.1	-44.7	89.2	0.1	89.3
13	7.1	0.0	7.1	-7.1	0.0	-7.1	14.1	0.0	14.2
14	42.4	0.1	42.5	-42.4	-0.1	-42.5	84.8	0.2	85.0
15	4.6	0.0	4.6	-4.6	0.0	-4.6	9.1	0.1	9.2
16	26.9	0.1	27.0	-26.9	-0.1	-27.0	53.7	0.2	53.9

第3-4-24表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅
 (最短制御棒クラスタ駆動装置) (設計基準対象施設) (2/2)

(単位：MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
17	4.4	0.0	4.4	-4.4	0.0	-4.4	8.7	0.1	8.8
18	25.6	0.1	25.6	-25.6	-0.1	-25.6	51.1	0.2	51.3
19	6.1	0.0	6.1	-6.1	0.0	-6.1	12.3	0.1	12.2
20	1.8	0.1	1.7	-1.8	-0.1	-1.7	3.7	0.2	3.5
21	10.6	0.3	10.9	-10.6	-0.3	-10.9	21.3	0.6	21.8
22	74.6	0.4	75.0	-74.6	-0.4	-75.0	149.2	0.9	150.1
23	12.1	0.0	12.1	-12.1	0.0	-12.1	24.2	0.1	24.2
24	16.7	0.0	16.7	-16.7	0.0	-16.7	33.4	0.0	33.5

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-25表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.6
2	0.0	0.0	0.0	0.6
3	30.8	0.0	0.1	1.1
4	229.7	0.7	0.1	1.0
5	45.4	0.0	0.0	0.5
6	10.6	0.3	0.0	0.6
7	46.1	-0.1	0.0	-0.5
8	11.1	0.0	0.0	-0.6
9	34.2	-0.1	-0.3	0.4
10	8.8	0.0	0.0	0.4
11	53.4	0.0	0.0	0.5
12	66.1	0.2	0.1	0.7
13	10.7	0.0	0.0	0.7
14	64.9	0.4	0.2	0.5
15	8.7	0.0	0.1	-0.7
16	52.1	0.4	0.3	-0.5

第3-4-25表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	8.5	0.0	0.1	0.7
18	50.4	0.4	0.2	0.6
19	11.6	0.1	0.2	-0.2
20	3.3	-0.2	0.0	0.2
21	18.9	0.5	0.2	-1.3
22	130.3	0.7	0.0	0.8
23	15.5	0.0	0.0	0.9
24	21.2	0.0	0.0	-0.9

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-26表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.5
2	0.0	0.0	0.0	0.5
3	30.6	0.0	0.1	1.1
4	227.9	0.7	0.1	1.0
5	45.0	0.0	0.0	0.5
6	10.5	0.3	0.0	0.6
7	45.7	-0.1	0.0	-0.5
8	11.0	0.0	0.0	-0.6
9	33.4	-0.1	-0.3	0.4
10	8.6	0.0	0.0	0.4
11	51.5	0.0	0.0	0.5
12	63.8	0.2	0.1	0.7
13	10.1	0.0	0.0	0.7
14	61.0	0.4	0.2	0.5
15	6.6	0.0	0.1	-0.6
16	39.3	0.4	0.3	-0.5

第3-4-26表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	6.3	0.0	0.1	0.6
18	37.3	0.4	0.2	0.5
19	9.1	0.1	0.2	-0.2
20	2.5	-0.2	0.0	0.2
21	15.8	0.5	0.2	-1.2
22	108.1	0.7	0.0	0.8
23	17.7	0.0	0.0	0.8
24	24.4	0.0	0.0	-0.8

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-27表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.4
2	0.0	0.0	0.0	0.4
3	21.7	0.0	0.1	0.8
4	161.9	0.4	0.1	0.7
5	31.9	0.0	0.0	0.4
6	7.5	0.2	0.0	0.4
7	32.5	0.0	0.0	-0.4
8	7.8	0.0	0.0	-0.4
9	24.0	-0.1	-0.2	0.3
10	6.2	0.0	0.0	0.3
11	37.4	0.0	0.0	0.4
12	46.3	0.1	0.1	0.5
13	7.5	0.0	0.0	0.5
14	45.2	0.2	0.1	0.4
15	5.8	0.0	0.0	-0.5
16	35.0	0.3	0.2	-0.4

第3-4-27表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力（最長制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）(2/2)

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	5.7	0.0	0.0	0.5
18	33.8	0.2	0.1	0.4
19	7.7	0.1	0.1	-0.1
20	2.2	-0.1	0.0	0.1
21	12.6	0.3	0.1	-0.8
22	87.4	0.5	0.0	0.5
23	10.3	0.0	0.0	0.6
24	14.2	0.0	0.0	-0.6

上記表は動的地震力による応力を示す。

第3-4-28表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（1/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	0.0	0.0	0.0	0.4
2	0.0	0.0	0.0	0.4
3	21.5	0.0	0.1	0.8
4	160.5	0.4	0.1	0.7
5	31.6	0.0	0.0	0.4
6	7.4	0.2	0.0	0.4
7	32.2	0.0	0.0	-0.4
8	7.7	0.0	0.0	-0.4
9	23.5	-0.1	-0.2	0.3
10	6.1	0.0	0.0	0.3
11	36.2	0.0	0.0	0.4
12	44.7	0.1	0.1	0.5
13	7.0	0.0	0.0	0.5
14	42.6	0.2	0.1	0.4
15	4.5	0.0	0.0	-0.4
16	27.1	0.3	0.2	-0.3

第3-4-28表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力（最短制御棒クラスタ駆動装置）（設計基準対象施設）（2/2）

（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
17	4.4	0.0	0.0	0.4
18	25.8	0.2	0.1	0.3
19	6.2	0.1	0.1	-0.1
20	1.7	-0.1	0.0	0.1
21	10.9	0.3	0.1	-0.8
22	75.0	0.5	0.0	-0.6
23	12.1	0.0	0.0	0.6
24	16.7	0.0	0.0	-0.6

上記表は動的地震力による応力を示す。

3.5 支持構造物

3.5.1 一次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次応力及び組合せ一次応力は、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の一次応力及び組合せ一次応力を第3-5-1表～第3-5-6表に示す。

3.5.2 一次+二次応力評価

Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力及び組合せ一次+二次応力は、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss地震時及びSd地震時の一次+二次応力及び組合せ一次+二次応力を第3-5-7表～第3-5-12表に示す。

第3-5-1表 支持構造物の一次応力（原子炉容器蓋一体化構造物本体以外）（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
平行ピン	せん断応力	50.4	$1.5f_s^*=396$	33.8	$1.5f_s=396$
制御棒クラスタ駆動装置 耐震サポート タイロッドUリンク	せん断応力	70.9	$1.5f_s^*=219$	47.5	$1.5f_s=195$
ラグ	せん断応力	15.6	$1.5f_s^*=133$	10.7	$1.5f_s=111$

第3-5-2表 支持構造物の一次応力（各成分応力毎）（原子炉容器蓋一体化構造物本体）（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	引張応力	34.2	$1.5f_t^*=336$	23.5	$1.5f_t=309$
	圧縮応力	55.2	$1.5f_c^*=316$	40.0	$1.5f_c=294$
	曲げ応力	64.6	$1.5f_b^*=336$	45.5	$1.5f_b=309$
	せん断応力	26.4	$1.5f_s^*=193$	18.8	$1.5f_s=178$

第3-5-3表 支持構造物の組合せ一次応力（圧縮側曲げ+圧縮）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	圧縮応力 σ_c	34.8	—	25.5	—
	圧縮側曲げ応力 $c\sigma_b$	40.8	—	28.9	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{\sigma_c}{1.5f_c} + \frac{c\sigma_b}{1.5f_b}$	0.2316	1.0	0.1806	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_c を f_c^* 、 f_b を f_b^* に読み替える。

第3-5-4表 支持構造物の組合せ一次応力（引張側曲げ-圧縮）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	圧縮応力 σ_c	1.0	—	0.5	—
	引張側曲げ応力 $t\sigma_b$	33.8	—	27.5	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{t\sigma_b - \sigma_c}{1.5f_t}$	0.0976	1.0	0.0871	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_t を f_t^* に読み替える。

第3-5-5表 支持構造物の組合せ一次応力（引張側曲げ+引張）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	引張応力 σ_t	4.6	—	2.2	—
	引張側曲げ応力 $t\sigma_b$	39.1	—	27.6	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{\sigma_t + t\sigma_b}{1.5f_t}$	0.1299	1.0	0.0963	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_t を f_t^* に読み替える。

第3-5-6表 支持構造物の組合せ一次応力（圧縮側曲げ-引張）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	引張応力 σ_t	0.1	—	2.2	—
	圧縮側曲げ応力 $c\sigma_b$	38.9	—	27.6	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{c\sigma_b - \sigma_t}{1.5f_b}$	0.1155	1.0	0.0820	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_b を f_b^* に読み替える。

第3-5-7表 支持構造物の一次+二次応力（原子炉容器蓋一体化構造物本体以外）（設計基準対象施設）
（単位：MPa）

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
平行ピン	せん断応力	132.4	$3f_s=792$	88.6	$3f_s=792$
制御棒クラスタ駆動装置 耐震サポート タイロッドUリンク	せん断応力	93.1	$3f_s=390$	62.3	$3f_s=390$
ラグ	せん断応力	24.7	$1.5f_s=111$	16.8	$1.5f_s=111$

第3-5-8表 支持構造物の一次+二次応力（各成分応力毎）（原子炉容器蓋一体化構造物本体）（設計基準対象施設）
（単位：MPa）

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	引張応力 圧縮応力	98.8	$3f_t=3f_c=618$	67.3	$3f_t=3f_c=618$
	曲げ応力	99.7	$3f_b=618$	70.0	$3f_b=618$
	せん断応力	53.4	$3f_s=357$	37.4	$3f_s=357$

第3-5-9表 支持構造物の組合せ一次+二次応力（圧縮側曲げ+圧縮）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	圧縮応力 σ_c	50.3	—	35.9	—
	圧縮側曲げ応力 $c\sigma_b$	49.8	—	35.0	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{\sigma_c}{1.5f_c} + \frac{c\sigma_b}{1.5f_b}$	0.3077	1.0	0.2353	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_c を f_c^* 、 f_b を f_b^* に読み替える。

第3-5-10表 支持構造物の組合せ一次+二次応力（引張側曲げ-圧縮）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	圧縮応力 σ_c	8.2	—	6.8	—
	引張側曲げ応力 $t\sigma_b$	43.0	—	30.2	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{t\sigma_b - \sigma_c}{1.5f_t}$	0.1036	1.0	0.0757	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_t を f_t^* に読み替える。

第3-5-11表 支持構造物の組合せ一次+二次応力（引張側曲げ+引張）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	引張応力 σ_t	14.6	—	8.9	—
	引張側曲げ応力 $t\sigma_b$	40.6	—	28.6	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{\sigma_t + t\sigma_b}{1.5f_t}$	0.1641	1.0	0.1212	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_t を f_t^* に読み替える。

第3-5-12表 支持構造物の組合せ一次+二次応力（圧縮側曲げ-引張）（設計基準対象施設）

（単位：MPa（組合せ応力を除く））

解析箇所	応力の種類	Ss 地震時		Sd 地震時	
		応力	許容値	応力	許容値
原子炉容器 蓋一体化構造物本体	引張応力 σ_t	1.9	—	0.8	—
	圧縮側曲げ応力 $c\sigma_b$	36.4	—	25.5	—
	組合せ応力 ^(注) $\frac{c\sigma_b - \sigma_t}{1.5f_b}$	0.1027	1.0	0.0800	1.0

（注）Ss 地震時の評価では、 f_b を f_b^* に読み替える。

制御棒クラスタの挿入性評価

設計及び工事計画認可申請添付資料 5-6

玄海原子力発電所第3号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 6 - 1
2. 基本方針	5 (3) - 6 - 1
3. 構造の説明	5 (3) - 6 - 1
4. 制御棒クラス挿入時間解析	5 (3) - 6 - 4
4.1 計算条件	5 (3) - 6 - 4
4.2 計算方法	5 (3) - 6 - 4
4.3 評価方法	5 (3) - 6 - 5
4.4 入力条件	5 (3) - 6 - 5
4.5 制御棒クラス挿入時間の規定時間	5 (3) - 6 - 5
4.6 参考文献	5 (3) - 6 - 5
5. 評価結果	5 (3) - 6 - 9
6. まとめ	5 (3) - 6 - 14

1. 概 要

本資料は、制御棒クラスタの挿入性評価についてまとめたものである。基準地震動 Ss に対し、制御棒クラスタ挿入機能が維持できることを確認するために、制御棒クラスタ挿入時間の計算を行い、制御棒クラスタ挿入時間が規定時間以内であることを確認する。

2. 基本方針

- (1) 制御棒クラスタ挿入時間解析には、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画の添付資料13-17-4-2「制御棒クラスタの耐震計算書」において実績のある、静的手法を適用する。
- (2) 解析コードは制御棒挿入時間解析コードを使用する。なお、評価に用いる制御棒挿入時間解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。
- (3) 制御棒クラスタ挿入経路機器は制御棒クラスタ駆動装置、制御棒クラスタ案内管及び燃料集合体であり、燃料集合体については、炉心に装荷予定の全燃料集合体（A型燃料集合体（ウラン燃料、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）、B型燃料集合体（ウラン燃料））の未照射及び照射条件を対象とする。
- (4) 制御棒クラスタ挿入時間は、原子炉トリップ信号発信から全ストロークの85%に至るまでの時間とし、規定時間は2.5秒とする。

3. 構造の説明

制御棒は外径約 10mm、有効長約 3.6m であり、挿入性の観点からその形状は適切な可撓性を有している。

制御棒クラスタ、制御棒の構造概要を第 3-1 図及び第 3-2 図に示す。

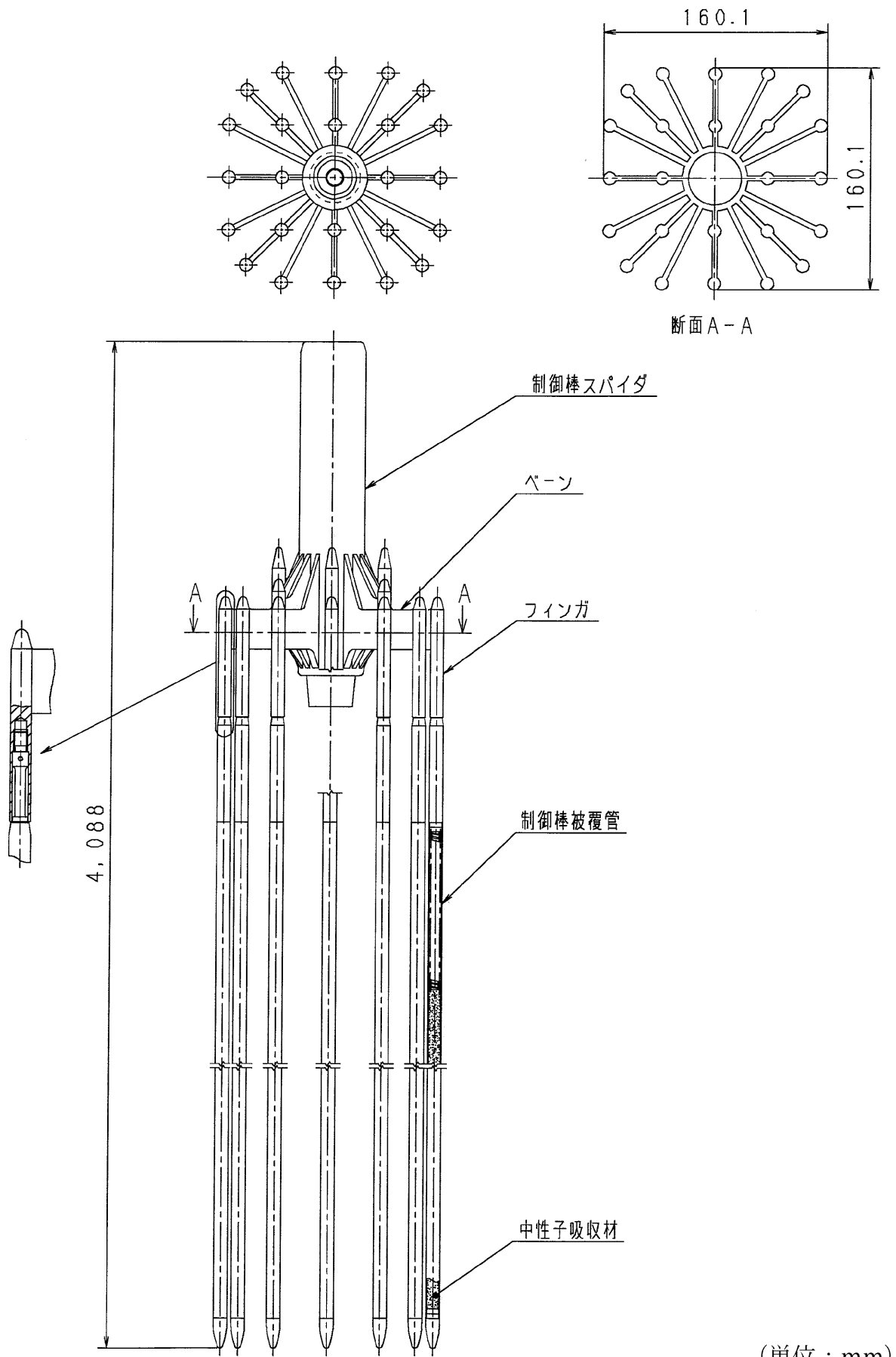
制御棒クラスタは、1つの制御棒スパイダ及び 24本の制御棒より構成される。

制御棒スパイダは、スパイダ本体より放射状に配置したベーン及び円筒形のフィンガから構成される。

制御棒は、ねじによりフィンガと接合され、ピンにより回り止めされている。

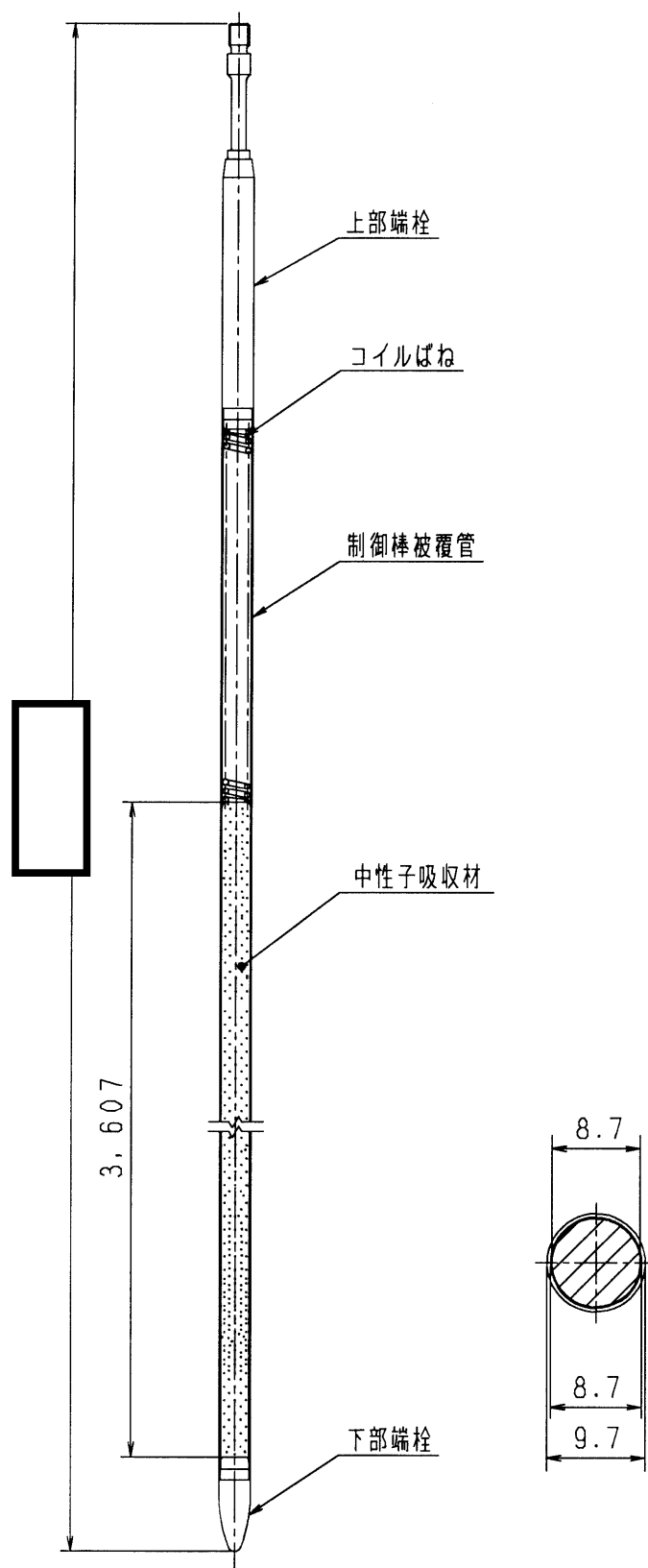
制御棒は、中性子吸収材である 80%銀、15%インジウム、5%カドミウムの合金をステンレス鋼製の被覆管に挿入し、被覆管両端に端栓を溶接した密封構造となっている。制御棒クラスタの質量は 制御棒 1本の質量は である。

各制御棒は燃料集合体の制御棒案内シングル内を上下に移動するが、最大引抜きの状態でも制御棒の先端は制御棒案内シングル内に入り、緊急時に制御棒が円滑に挿入できる構造としている。



(単位：mm)

第 3-1 図 制御棒クラスタ構造説明図



(単位：mm)

第 3-2 図 制御棒構造説明図

4. 制御棒クラスタ挿入時間解析

4.1 計算条件

制御棒クラスタ挿入時間は、原子炉トリップ信号発信から全ストロークの85%に至るまでの時間とする。

4.2 計算方法

制御棒クラスタの挿入経路は、制御棒クラスタ駆動装置、制御棒クラスタ案内管及び制御棒案内シムブルで構成されている。この各部挿入経路で受ける制御棒クラスタの抗力は、流体による抗力及びメカニカル抗力である。地震時には、これに地震外力による抗力が付加される。更に制御棒クラスタの浮力及び自重を考慮する。

これらの諸抗力は第4-1図に示す通り、制御棒クラスタ挿入実験等において得られており、制御棒挿入時間計算ではこれらの諸抗力を基に運動方程式を解き制御棒クラスタ挿入時間を評価する。

$$M \cdot \frac{d^2X}{dt^2} = M \cdot g - (F_f + F_v + F_m + F_u)$$

ここで、

M	: 質 量(kg)
X	: 制御棒クラスタ挿入距離(m)
t	: 制御棒クラスタ挿入時間(s)
g	: 重力加速度(m/s ²)
F _f	: 流体による抗力(N)
F _v	: 地震外力による抗力(N)
F _m	: メカニカル抗力(N)
F _u	: 浮 力(N)

地震時の制御棒挿入時間の評価手法として、平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可された工事計画にて実績のある静的手法（地震時に時々刻々と変化する応答に対し、最大変位量に着目して、その最大変位量に対応する最大の抗力が制御棒の挿入中に継続的に作用するものとして考慮する手法）を適用する。第4-2図に制御棒挿入時間評価の流れを示す。

鉛直方向の地震動による制御棒挿入性への影響については、加振条件下での挿入試験の結果等より軽微であることが確認できるため、制御棒挿入時間計算では水平方向の地震動のみを考慮している。[参考文献1]

また、解析コードは制御棒挿入時間解析コードを使用する。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

4.3 評価方法

地震外力による抗力を、制御棒クラスタ挿入経路の地震応答変位及び制御棒クラスタの挿入深さにより算定する。

ここで、制御棒クラスタ挿入経路機器である制御棒クラスタ駆動装置、制御棒クラスタ案内管、燃料集合体について、地震期間中、最大応答が継続すると仮定し、地震外力による抗力を算定する。[参考文献 2]

制御棒クラスタ挿入時間計算を実施する燃料集合体については、地震外力による抗力が変位に対応して決定されることから、燃料集合体 15 体を 1 列に並べた群振動解析の結果より、最大変位となった燃料集合体を選定する。

4.4 入力条件

制御棒挿入時間を計算するにあたっては、地震波、照射条件といった燃料集合体の群振動応答に影響を与える条件を考慮し、それぞれの条件毎に制御棒挿入時間を求める。

制御棒クラスタ挿入経路機器各部の S_s 地震時の応答変位を第 4-1 表に示す。

4.5 制御棒クラスタ挿入時間の規定時間

制御棒クラスタ挿入時間の規定時間は 2.5 秒とする。

(規定時間は、設置許可における安全評価の解析条件である制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%落下までの時間 2.2 秒に、原子炉トリップ信号発信から制御棒クラスタ落下開始までの時間 0.3 秒を考慮した値とする。)

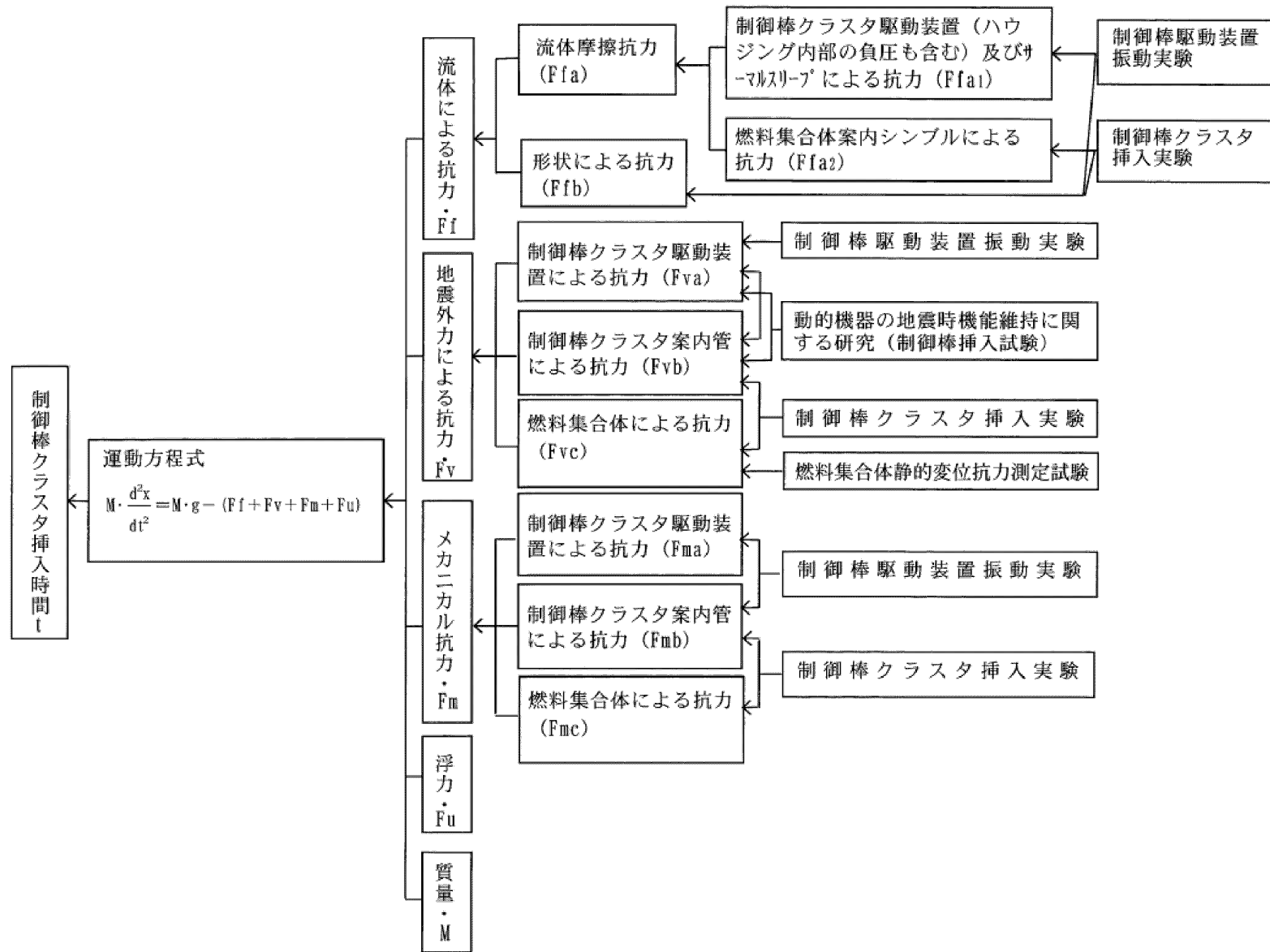
4.6 参考文献

[参考文献 1]

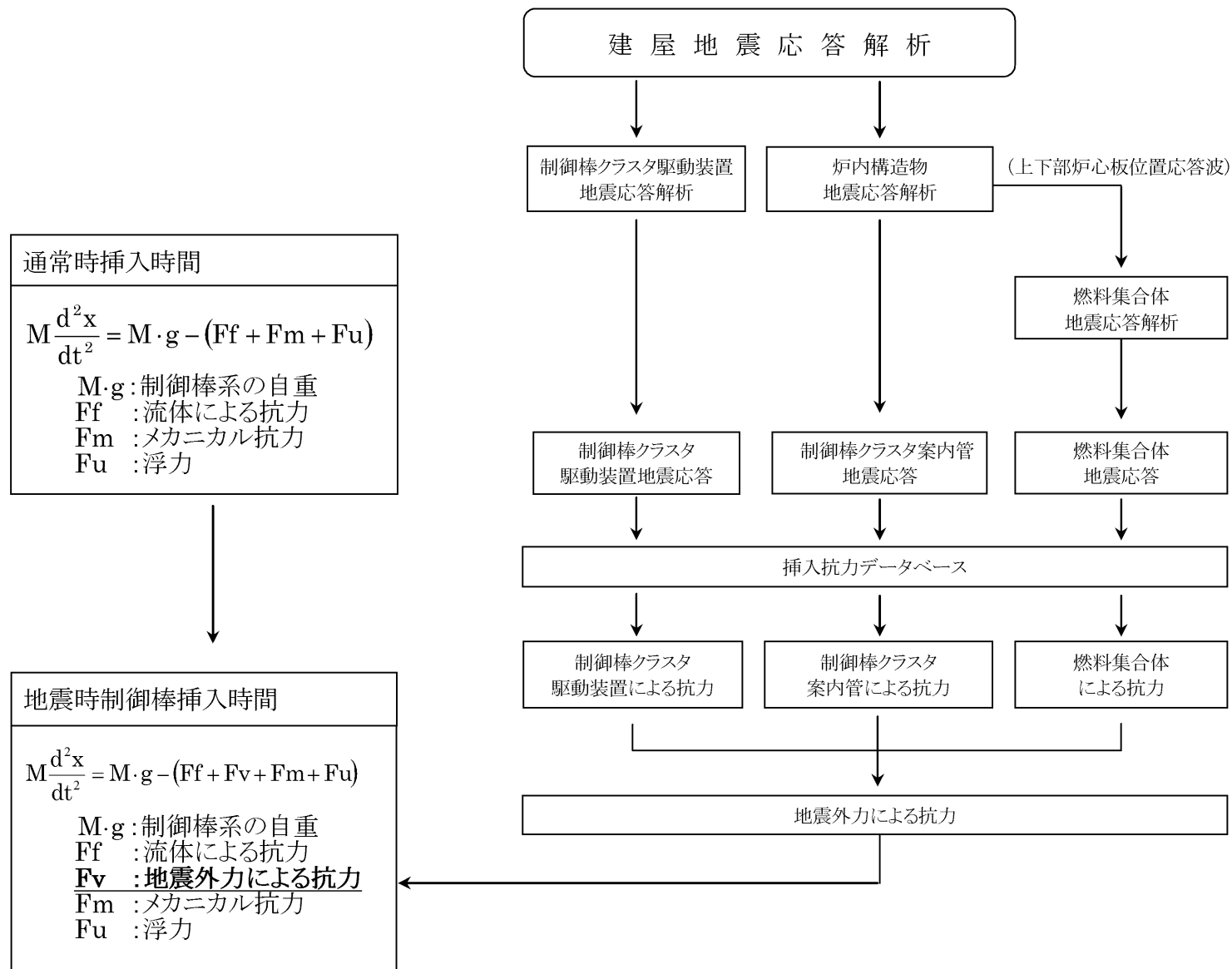
原子力発電施設信頼性実証試験の現状 (原子力工学試験センター 昭和 61 年)

[参考文献 2]

三菱 PWR 制御棒挿入時間評価について (MHI-NES-1036R1 三菱重工業株式会社 平成 21 年)



第4-1図 制御棒クラスタ挿入時間評価において考慮する各種抗力と各試験との対応



第 4-2 図 制御棒クラスター挿入時間評価の流れ

第 4-1 表 Ss 地震時の応答変位^(注1)

(単位：mm)

位 置	最大変位	Ss 地震時 ^(注2)
制御棒クラスタ駆動装置 ^(注3)		
制御棒クラスタ案内管 ^(注4)		
燃料集合体制御棒案内シンプル ^(注5)		

(注 1) 変位は各機器の支持部との相対変位である。

(注 2) () 内の数値は照射の影響を考慮した値を示す。

(注 3) 資料 5-5 「耐震計算結果」の応答解析モデルを用いて計算した変位。

(注 4) 平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 13-17-1-3 「炉内構造物の耐震計算書」の解析手法に基づき計算した変位。

(注 5) 平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 13-17-1-2 「燃料集合体の耐震計算書」の解析手法に基づき計算した変位。

(注 6) 対象とした各条件の中での最大変位である。なお、この条件は制御棒クラスタ挿入時間が最大となる条件と同一である。

(注 7) 対象とした各条件の中での最大変位である。なお、この条件は制御棒クラスタ挿入時間が最大となる条件と同一である。

(注 8) 対象とした各条件の中での最大変位を示した Ss-4 地震波の B 型燃料集合体の変位である。なお、制御棒クラスタ挿入時間が最大となるのは、Ss-5 (EW) 地震波の B 型燃料集合体で、変位は [] 内の数値は支持格子の変形量を示す。

(注 9) 対象とした各条件の中での最大変位を示した Ss-1 地震波の B 型燃料集合体の変位である。なお、制御棒クラスタ挿入時間が最大となるのは、Ss-5 (EW) 地震波の B 型燃料集合体で、変位は [] 内の数値は支持格子の変形量を示す。

5. 評価結果

制御棒クラスタ挿入時間を計算した結果を、第 5-1 表に示す。

計算結果はいずれも規定時間の 2.5 秒以内であり、基準地震動 Ss に対し、制御棒クラスタの挿入機能が維持されることを確認した。

制御棒クラスタ挿入状況を第 5-1 図～第 5-3 図に示す。

また、制御棒クラスタ挿入時間の測定に関連するダッシュポット上端位置と制御棒クラスタ挿入時間の規定時間に関連する全ストロークの 85%位置の関係を第 5-4 図に示す。

第 5-1 表 制御棒クラスタ挿入時間解析結果

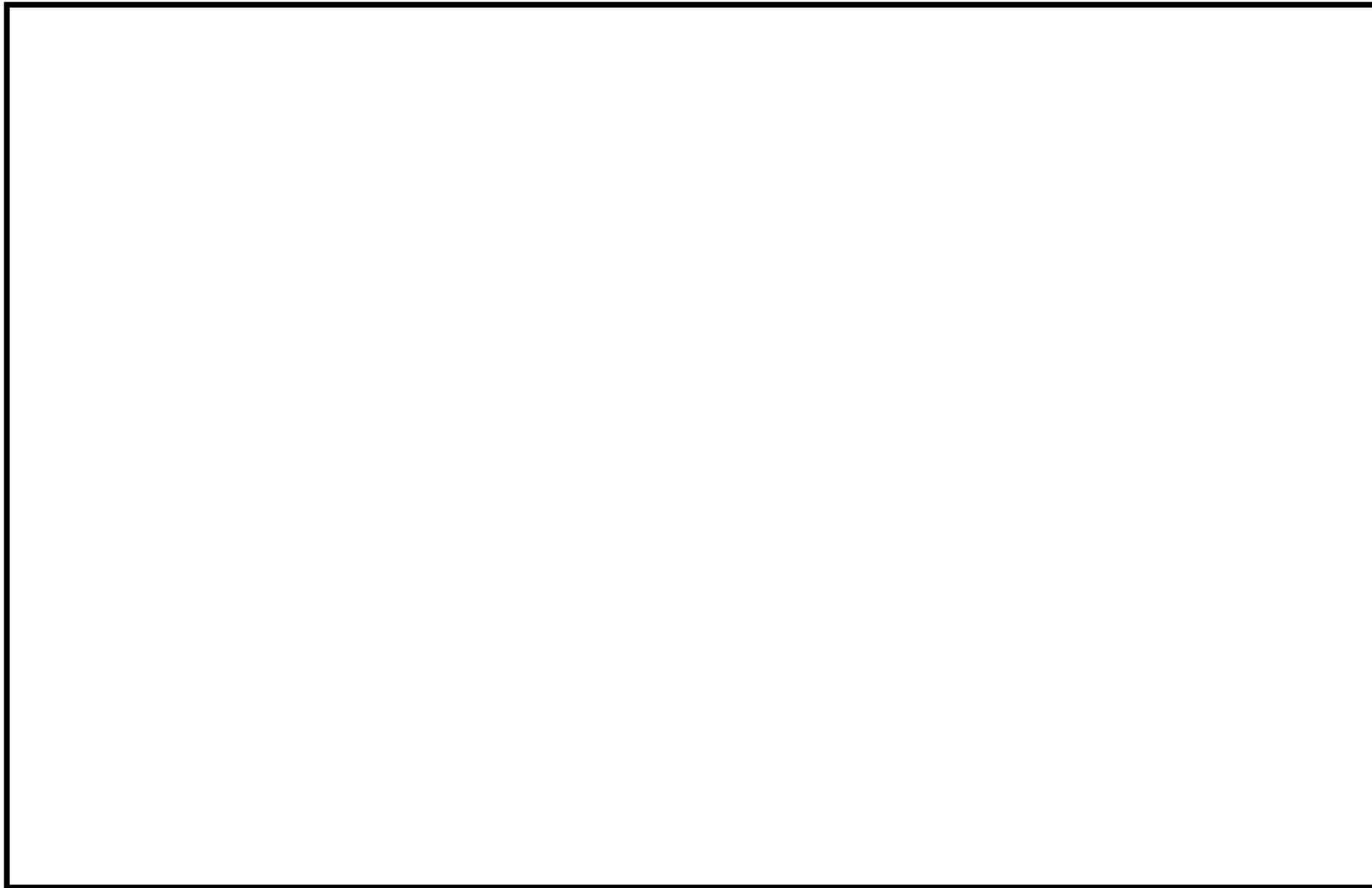
(単位：s)

	制御棒クラスタ挿入時間 ^(注1, 2)	規 定 時 間
通常運転時	1.94 [1.64+0.30]	2.5 [2.2+0.30]
Ss 地震時	2.23 ^(注3) [1.93+0.30] (2.26 ^(注3)) ([1.96+0.30])	

(注 1) 挿入時間は、原子炉トリップ信号発信から駆動軸が制御棒クラスタ駆動装置のラッチを離れるまでの時間(t_1)とラッチを離れてから全ストロークの 85%に至るまでの時間(t_2)を加えたものである。ここでは t_1 は 0.30s を設計値として使用した。

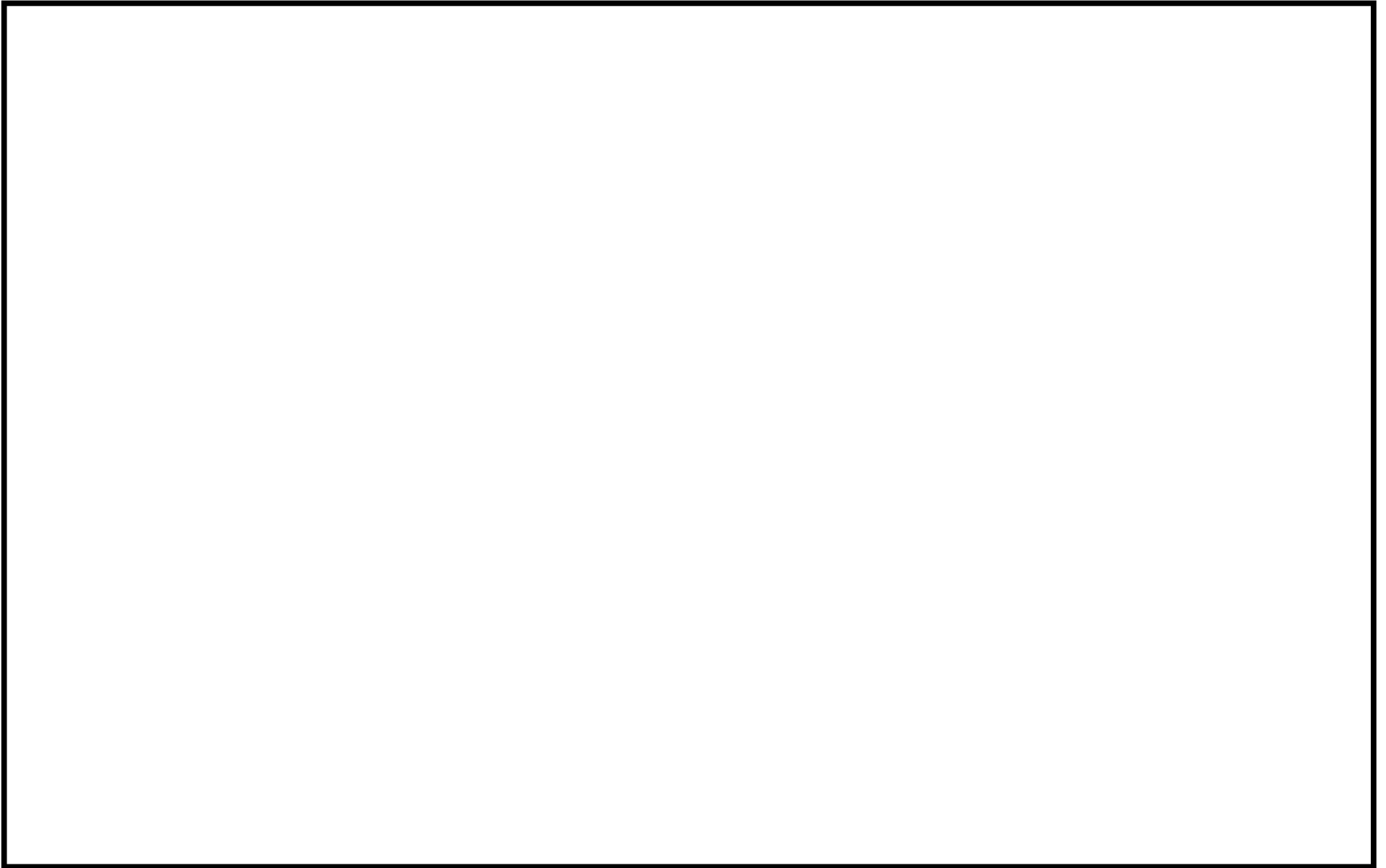
(注 2) ()内の数値は照射の影響を考慮した値を示す。

(注 3) 挿入時間が最大となる Ss-5(EW)地震波による B 型燃料集合体の結果を示す。



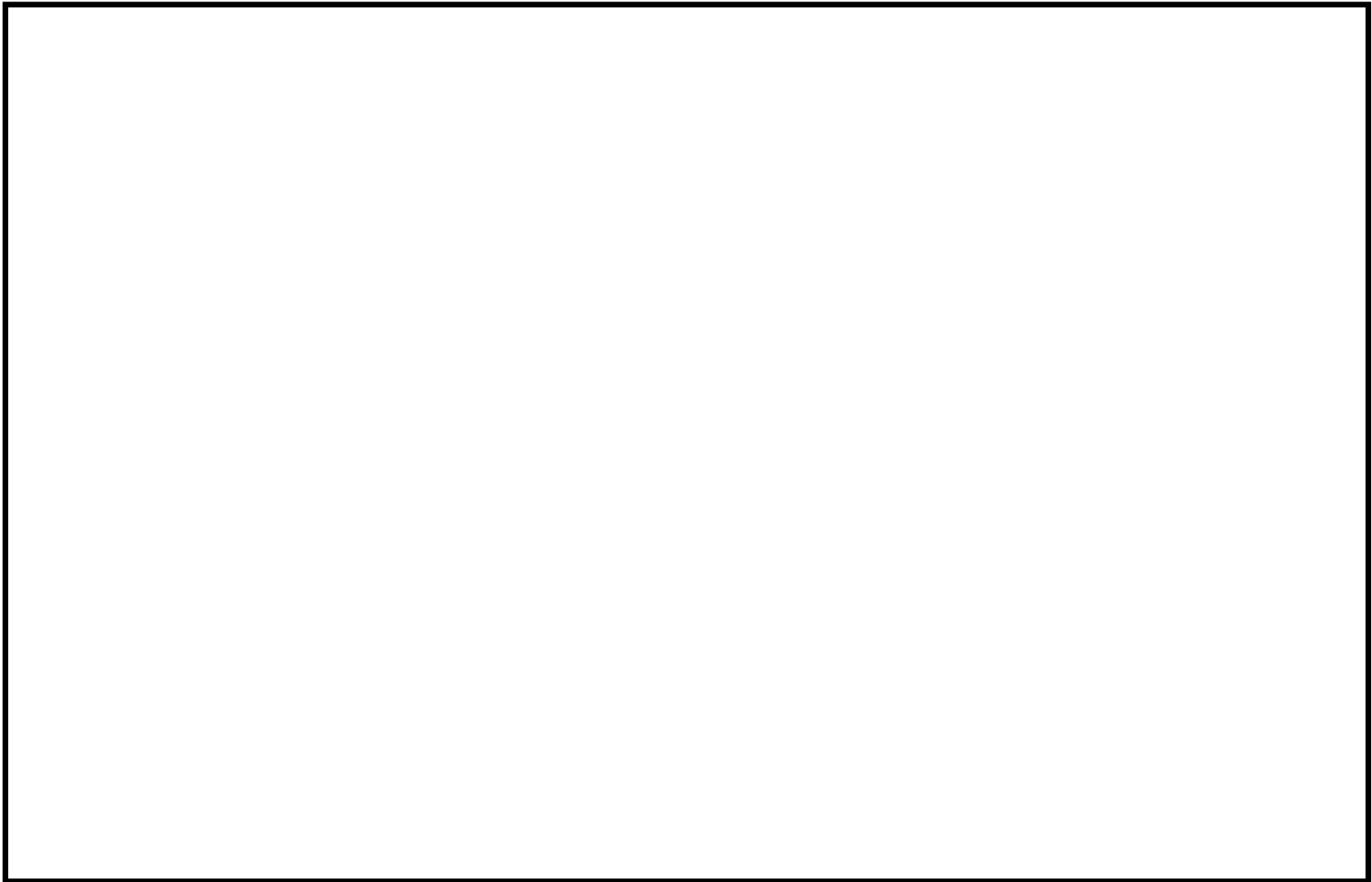
第 5-1 図 制御棒クラスタ挿入状況図 (通常運転時) (挿入距離-速度-加速度関係)

挿入時間 : 1.94s (1.64+0.30)



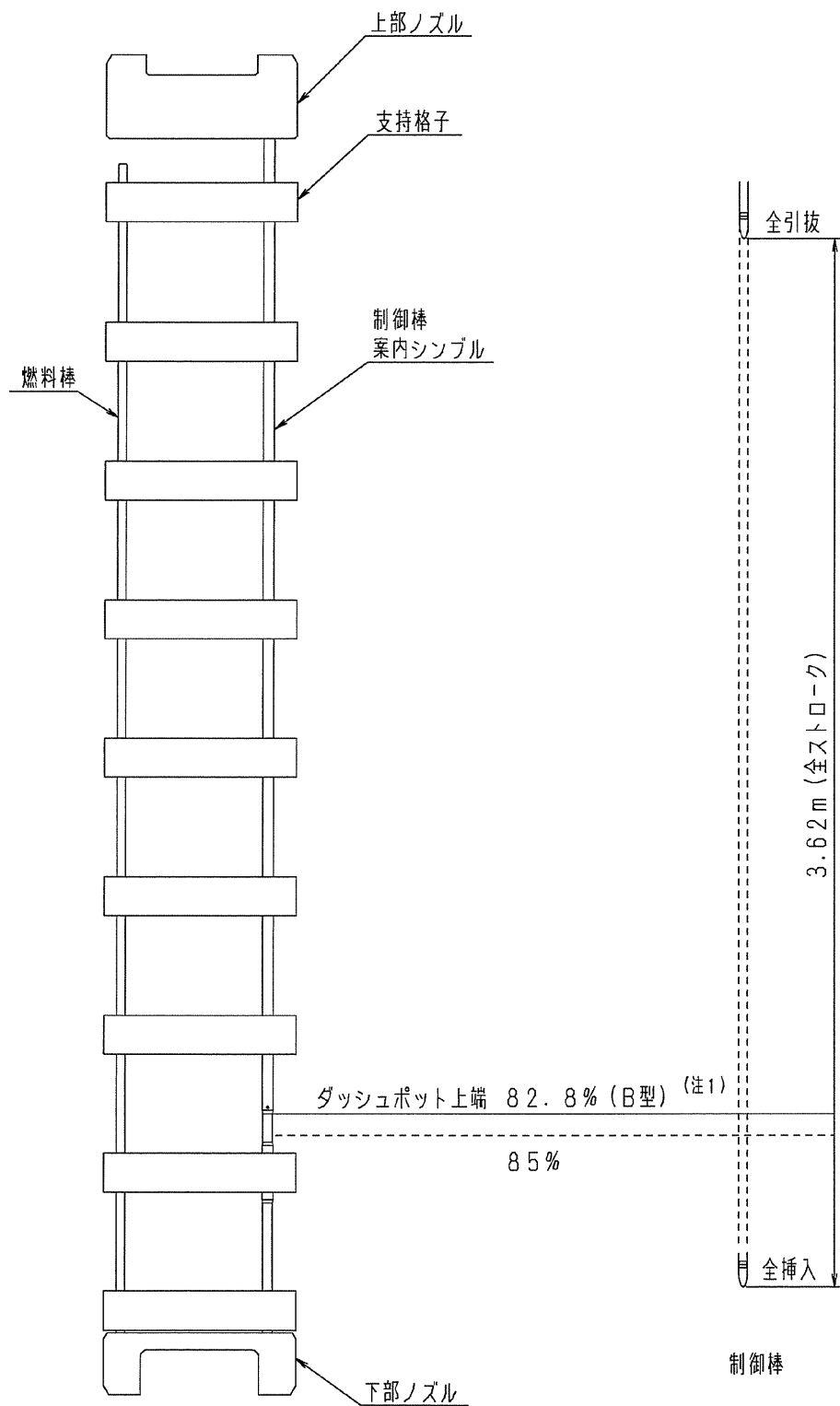
第5-2図 制御棒クラスタ挿入状況図 (Ss 地震時、燃料集合体未照射条件) (挿入距離-速度-加速度関係)

挿入時間 : 2.23 s (1.93+0.30)



第 5-3 図 制御棒クラスター挿入状況図 (Ss 地震時、燃料集合体照射条件) (挿入距離-速度-加速度関係)

挿入時間 : 2.26 s (1.96+0.30)



燃料集合体 (B型)

(注1) A型燃料集合体の場合、82.6%となる。

第5-4図 ダッシュポット上端と全ストローク 85%の位置関係図

6. まとめ

制御棒クラス挿入性評価の結果、制御棒クラス挿入時間は規定時間を満足することを確認した。

水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する
影響評価結果

設計及び工事計画認可申請添付資料 5-7

玄海原子力発電所第 3 号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 7 - 1
2. 影響評価に用いる地震動	5 (3) - 7 - 1
3. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価結果	5 (3) - 7 - 1
3.1 影響検討対象部位	5 (3) - 7 - 1
3.2 構造上の特徴による抽出結果	5 (3) - 7 - 2
3.3 発生値の増分の観点による抽出結果	5 (3) - 7 - 3
4. まとめ	5 (3) - 7 - 4

1. 概 要

本資料は、資料 5-1「耐震設計の基本方針」のうち「4.2 設計用地震力」に基づき、水平 2 方向及び鉛直方向地震力により、施設が有する耐震性に及ぼす影響について評価した結果を説明するものである。

2. 影響評価に用いる地震動

水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価には、玄海原子力発電所の基準地震動 $S_s-1\sim 5$ を用いる。基準地震動 S_s については、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3-2「基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の概要」による。

3. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価

3.1 影響検討対象部位

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並びにこれらの施設への波及的影響防止のために耐震評価を実施する設備の評価部位を検討対象とする。検討対象部位を機種毎に分類した結果を第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 水平 2 方向入力の影響検討対象設備

設備	部位
原子炉容器	ふた管台
	空気抜管
制御棒クラスタ駆動装置	制御棒クラスタ駆動装置耐圧部
	原子炉容器蓋一体化構造物（タイロッド）
	原子炉容器蓋一体化構造物（本体）

3.2 構造上の特徴による抽出結果

機種毎に構造上の特徴から水平 2 方向の地震力が重複する観点、もしくは応答軸方向以外の振動モード（ねじれ振動等）が生じる観点にて検討を行い、水平 2 方向の地震力による影響の可能性のある部位を抽出した。その結果を以下に示す。

(1) 水平 2 方向の地震力が重複する観点

水平 1 方向の地震に加えて、さらに水平直交方向に地震力が重複した場合、水平 2 方向の地震力による影響を検討し、影響が軽微な部位以外の影響検討が必要となる可能性があるものを抽出する。以下の場合、水平 2 方向の地震力による影響が軽微な部位であると整理した。

- a. 水平 2 方向の地震力を受けた場合でも、その構造により水平 1 方向の地震力しか負担しないもの
水平 2 方向の地震力を受けた場合でも、その構造により水平 1 方向の地震力しか負担しないものに分類されるものはなかった。
- b. 水平 2 方向の地震力を受けた場合、その構造により最大応力の発生箇所が異なるもの
水平 2 方向の地震力を受けた場合、その構造により最大応力の発生箇所が異なるものに分類されるものはなかった。
- c. 水平 2 方向の地震を組み合わせても水平 1 方向の地震による応力と同等といえるもの
制御棒クラスタ駆動装置（タイロッド）は、装置の周方向 4 箇所を支持する構造で直交配置されており、水平 1 方向の地震力を 2 体又は 1 体で支持する設計としているため、水平 2 方向の地震力を想定した場合、地震力を負担する部位が増えることから水平 1 方向の地震力による荷重と水平 2 方向の地震力を想定した場合における荷重と同等になるものであり、水平 2 方向の地震を組み合わせても 1 方向の地震による応力と同等のものと分類した。
- d. 従来評価にて保守性を考慮しており、水平 2 方向及び鉛直方向地震力による影響を考慮しても影響が軽微であるもの
制御棒挿入性について、現状では水平 2 方向の同時加振条件で現実的な解

析手法はないことから、保守的に燃料が水平各方向に独立して振動すると仮定し、それぞれの方向の応答の非同時性を考慮して組合せ係数法を適用し検討した結果、従来評価と大きく変わらないことを確認したことから、水平 2 方向の地震力を考慮しても影響が軽微であるものと分類した。

(2) 水平方向とその直交方向が相関する振動モード（ねじれ振動等）が生じる観点

水平方向とその直交方向が相関する振動モードが生じることで有意な影響が生じ、さらに新たな応力成分が作用する可能性のある部位を抽出する。原子炉容器を含む、水平方向に広がりのある 1 次冷却ループ設備の場合、各構成要素は水平各軸方向に対して均等な構造であり有意なねじれ振動は起こらないが、系全体として考えた場合は、有意なねじれ振動が発生する可能性がある。しかし、水平方向とその直交方向が相関する振動モードが想定される設備は、従来設計より 3 次元のモデル化を行っており、その振動モードは適切に考慮した評価としているため、この観点から抽出される部位はなかった。

3.3 発生値の増分の観点による抽出結果

「3.2 構造上の特徴による抽出結果」にて影響の可能性のある部位について、水平 2 方向の地震力が各方向 1 : 1 で入力された場合にかかる荷重や応力を求め、従来の水平 1 方向及び鉛直方向地震力の設計手法による発生値と比較し、その増分により影響の程度を確認し、水平 2 方向の地震力による影響の可能性のある部位を抽出する。

水平 2 方向の地震力の組合せは米国 Regulatory Guide 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考として非同時性を考慮した Square-Root-of-the-Sum-of-the-Squares 法（以下「非同時性を考慮した SRSS 法」という。）により組み合わせ、発生値の増分を算出する。以下の場合には、水平 2 方向の地震力による影響が軽微な部位であると整理した。

- a. 従来の設計手法による発生値が、地震・地震以外の応力に分離可能であり、地震以外の応力が支配的であるもの
- b. 解析等で求められる発生荷重より大きな設計荷重を用いて設計しており、水平 2 方向の地震力の組合せが設計荷重に包絡されるもの
- c. 厳しい応力が発生する応答軸が明確な設備で、その応答軸へ地震力を入力

しているもの

制御棒クラスタ駆動装置は、応答軸の方向あるいは厳しい応力が発生する向きが明確であり、水平各方向を包絡した床応答曲線を用いて評価を実施しているため、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の増分による耐震性への影響の懸念はないと整理した。

原子炉容器のふた管台及び空気抜管については、標準設計荷重を用いて耐震設計しており、水平 2 方向の地震力が標準設計荷重に包絡されるため、水平 2 方向の地震力による増分はない。

また、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3-19「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」の 3.1.2 項及び 3.3.4 項における建物・構築物及び屋外重要土木構造物の影響評価において、機器・配管系への影響を検討した結果、耐震性への影響が懸念されるものは抽出されておらず、今回の工事は、建物・構築物及び屋外重要土木構造物を変更するものではないため、本検討結果への影響はない。

以上のとおり、第 3-1 表の影響検討対象設備について、水平 2 方向及び鉛直方向地震力により耐震性への影響が懸念される評価部位は抽出されなかった。

4. まとめ

第 3-1 表の影響検討対象設備について、水平 2 方向及び鉛直方向地震力を想定した場合、評価結果としては同等であり、施設が有する耐震性への影響はないことを確認した。

別紙

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. 概 要	5 (3) - 別紙 - 1
別紙 1 MSAP (配管)	
別紙 2 MSAP	
別紙 3 NX NASTRAN	
別紙 4 制御棒挿入時間解析コード	

1. 概 要

本資料は、資料5「耐震性に関する説明書」において使用した解析コードについて説明するものである。

「耐震性に関する説明書」で使用した解析コード一覧を第1表に示す。

第1表 機器・配管系の耐震設計に係る解析コード

評価対象	プログラム名	資料名	参照元
配管	MSAP (配管)	別紙1	資料5-4
制御棒クラスター 駆動装置	MSAP	別紙2	資料5-4
	NX NASTRAN	別紙3	資料5-4
制御棒クラスター 挿入性	制御棒挿入時間 解析コード	別紙4	資料5-6

別紙1 MSAP（配管）

DB：配管

<p>項目 \ コード名</p>	<p>MSAP（配管）</p>
<p>開発機関</p>	<p>三菱重工業株式会社</p>
<p>開発時期</p>	<p>[Redacted]</p>
<p>使用したバージョン</p>	<p>[Redacted]</p>
<p>使用目的</p>	<p>3次元有限要素法（はり要素）による 固有値解析、地震応答解析</p>
<p>コードの概要</p>	<p>強度及び耐震計算で使用している解析コード MSAP（配管）は、 [Redacted]</p> <p>対話方式による入力及び構造解析の出力データを基に規格基準の算出式に従った評価が可能である。 [Redacted]</p>
<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)</p>	<p>MSAP（配管）は、耐震 S クラス、JSME クラス 3 配管の 3次元有限要素法(はり要素)による固有値解析、地震応答解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> • [Redacted] 開発元より発行されている例題集の中で、モデル要素ごとに静的及び動的解析の例題に対して、解析結果と理論モデルによる理論解または他の計算プログラムでの計算結果と概ね一致していることを確認している。また、サンプルモデルに対する固有値解析結果が、手計算と一致していることを確認している。

<p style="text-align: center;"> 検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation) </p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 対話方式により入力されたデータはインプットファイルとして出力され、入力データと一致することを確認している。 ・ 入力データが正しく構造解析に受け渡されていること、構造解析データが正しく規格計算に受け渡されていることをそれぞれ確認している。 ・ 構造解析結果として出力されたデータを規格基準に従い、発生応力、疲労累積係数を算出しており、その過程が理論解を再現できることを確認している。 ・ 地震動の組合せ処理は、本解析コード内で処理しており、アウトプットファイルと手計算結果が一致することを確認している。 ・ 本解析コードの適用制限として使用節点数・要素数があるが、適用範囲内であることを確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAG4601-1987 6.5.2 項の 1 次冷却ループの多質点 3 次元はりモデルによる解析の妥当性確認として、 <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div>
--	--

<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)</p>	<div data-bbox="678 235 1422 331" style="border: 2px solid black; height: 43px; width: 466px; margin-bottom: 10px;"></div> <ul style="list-style-type: none">・ 上記妥当性確認を行ったのは1次冷却ループの3次元はりモデルであるが、1次冷却ループに含まれる1次冷却材管は今回解析する配管と幾何学的に類似しており、同様の3次元はりモデルを用いてモデル化している。・ 今回の申請で行う3次元有限要素法（はり要素）による固有値解析、地震応答解析の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。
--	---

別紙 2 MSAP

DB : 制御棒クラスタ駆動装置

項目	コード名	MSAP
開発機関		三菱重工業株式会社
開発時期		[]
使用したバージョン		[]
使用目的		2次元はりモデルによる地震応答解析
コードの概要		<p>強度及び耐震計算で使用している解析コード MSAP は、</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)		<p>MSAP は、耐震 S クラス、JSME クラス 1 容器の制御棒クラスタ駆動装置の 2 次元はりモデルによる地震応答解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は別紙 2 に同じ。</p> <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> MSAPに関する妥当性の確認については、別紙2に同じ。 <div style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>

別紙 3 NX NASTRAN

DB : 制御棒クラスタ駆動装置

項目	コード名	NX NASTRAN
開発機関		Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.
開発時期		1971 年 (一般商業用リリース)
使用したバージョン		Ver. 8.1
使用目的		3次元有限要素法 (3次元シェル及びはりモデル) による応力解析
コードの概要		<p>米国航空宇宙局 (NASA) が開発した NASTRAN を 1971 年に The MacNeal-Schwendler Corporation (現 MSC. Software Corporation) から MSC.NASTRAN として一般商業用にリリースされ、この MSC.NASTRAN コードをベースに、UGS 社 (現 Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.) が継承して開発したプログラムで、MSC.NASTRAN と同じ機能を持つ汎用構造解析プログラムである。</p> <p>NX NASTRANは自動車、航空宇宙、防衛、重機、造船などの製造分野で幅広く利用され、加圧水型原子力発電設備における様々な機器の耐震及び強度設計に使用され、多くの使用実績を有している。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)		<p>NX NASTRAN Ver8.1 は、汎用市販コードであり、耐震 S クラス、JSME クラス 1 の制御棒クラスタ駆動装置の 3次元有限要素法 (3次元シェル及びはりモデル) による応力解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 材料力学分野における一般的な知見により解を求めることができる平板を模擬したシェル及びはりモデルを用いて、応力について理論モデルによる理論解と解析コードを用いた解析結果との比較を行い、解析解が理論解に一致することを確認している。

<p style="text-align: center;"> 検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation) </p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは自動車、航空宇宙、防衛、重機、造船などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。 ・ 今回の申請で行う解析と類似するものとして、独立行政法人 原子力安全基盤機構が、実施した耐震実証試験の再現解析の事例がある。具体例として、「平成 18 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 耐震基準類調査のうち耐震実証試験の解析評価に係る報告書（平成 19 年 10 月、独立行政法人 原子力安全基盤機構）」に NASTRAN が用いられている。 ・ 開発機関が提示するマニュアルにより、今回の申請で使用する 3 次元有限要素法（3 次元シェル及びはりモデル）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。 ・ 検証の体系と今回の申請で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。 ・ 原子炉容器ふた一体化構造物本体に対しシェル要素を、耐震サポートタイロッドに対しはり要素を用いてモデル化を行っており、上記理論解と解析解との比較に用いた要素を用いてモデルを作成していることを確認している。異種要素を混成させることについては、異種要素境界でのデータ伝達が適正に行われるように要素設定を調整していることを確認している。 ・ 既工認において、耐震 S クラス、JSME クラス 1
--	--

<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)</p>	<p>の制御棒クラスタ駆動装置の 3 次元有限要素法 (3 次元シェル及びはりモデル) による応力解析に NX NASTRAN Ver.8.1 の使用実績があることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 今回の申請で行う 3 次元有限要素法 (3 次元シェル及びはりモデル) による応力解析の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。
--	--

別紙 4 制御棒挿入時間解析コード

DB：制御棒挿入性

項目 \ コード名	制御棒挿入時間解析コード
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	1972 年
使用したバージョン	Ver.1
使用目的	制御棒挿入時間解析（静的手法）
コードの概要	<p>制御棒クラスタ及び駆動軸（以下「制御棒系」という。）が自重で落下する時に受ける各種の抗力を考慮して、制御棒系の落下速度を求め、最終的に制御棒系の挿入距離と挿入時間を求めるコードである。</p> <p>なお、地震時の挿入時間の算出においては、挿入経路機器である制御棒クラスタ駆動装置、制御棒クラスタ案内管、燃料集合体の地震応答に対応する挿入抗力を考慮し、挿入時間を算出する。</p> <p>静的手法では、制御棒挿入中、挿入経路機器の地震応答の最大値に対応した制御棒挿入抗力を保守的に、一定として考慮する。</p>
<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)</p>	<p>制御棒挿入時間解析コード Ver.1 は、通常時及び地震時の制御棒挿入時間解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。 ・ 本解析コードの基本的な機能である各種抗力を考慮し挿入時間を算出する評価方法及び算出される制御棒クラスタ挿入時間については、開発時に妥当性が確認されており、評価結果が適切であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。

<p style="text-align: center;"> 検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation) </p>	<p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードに対しては、美浜発電所 2 号機を対象とした制御棒落下試験結果と試験条件に対するシミュレーション解析の比較検証が行われている。検証結果は美浜発電所 2 号機の工事計画認可申請書「地震時における制御棒挿入機能に係る報告書」として提出されており、通商産業省顧問会の機器部会において審議され、各種抗力を考慮し挿入時間を算出する評価方法及び算出される制御棒クラスタ挿入時間について妥当性が確認されている。 ・ さらに、制御棒クラスタ挿入時間について、制御棒落下試験と本解析コードによる解析結果との比較検証により、制御棒の落下時間が適切に再現できていることを確認している。詳細は、「三菱 PWR 制御棒挿入時間評価について」(MHI-NES-1036 R1 平成 21 年 5 月 三菱重工業(株))に示されている。 ・ 通常時の制御棒クラスタ挿入時間に対し、炉外流水試験ループを用いた試験において、流量や温度をパラメータとした試験の制御棒系の落下時間と、解析コードによる計算結果との比較を行った。その結果、制御棒クラスタ落下時間は概ね一致しており、適切に模擬できていることを確認している。 ・ 地震時の制御棒クラスタ挿入時間が適切に算出されていることの妥当性確認を目的として、加振した条件下での制御棒落下試験における制御棒クラスタの落下時間を計測し、解析コードによる計算結果との比較を行った。その結果、解析コードによる計算結果は、計測した制御棒クラスタ落下時間を適切に模擬できていることを確認している。 ・ 地震時の制御棒クラスタ挿入時間の算出に用いる機器応答に対応する抗力データは、種々の試験等により妥当性が確認されており、解析コードと合わせ
--	---

<p style="text-align: center;"> 検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation) </p>	<p>で管理している。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 地震時の鉛直地震動が制御棒クラスタ挿入時間へ与える影響については、NUPEC が実施した「PWR 炉内構造物耐震実証試験」を基に検討を行い、挿入時間へ与える影響が軽微であることを確認している。 • 本解析コードの使用制限（評価対象）について、開発時に想定された要件を満足していることを確認している。 • 本申請において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 • 本申請における用途及び適用範囲が、上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。
--	---