

設計及び工事計画変更認可申請書

(高浜発電所第2号機的设计及び工事の計画の変更)

関原発第334号

2022年 7月28日

原子力規制委員会 殿

大阪市北区中之島3丁目6番16号

関西電力株式会社

執行役社長 森 望

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2項の規定により別紙のとおり設計及び工事の計画の変更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。

高浜発電所第2号機

設計及び工事計画変更認可申請書

本文及び添付書類

関西電力株式会社

本設計及び工事計画変更認可申請書は、「高浜発電所第2号機 工事計画認可申請書本文及び添付書類」（平成28年6月10日付け原規規第1606105号にて認可）についての変更認可申請である。

目 次

	頁
I. 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	T2-I-1
II. 工事計画	T2-II-1
III. 工事工程表	T2-III-1
IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム	T2-IV-1
V. 変更の理由	T2-V-1
VI. 添付書類	T2-VI-i

なお、平成28年6月10日付け原規規第1606105号にて認可された工事計画の頁番号の「2u-」を「T2-」と読み替える。

I. 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	関西電力株式会社
住	所	大阪市北区中之島3丁目6番16号
代表者の氏名		執行役社長 森 望

II. 工事計画

発電用原子炉施設

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	高浜発電所
所在地	福井県大飯郡高浜町田ノ浦

2 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出 力	3,392,000 kW
第1号機	826,000 kW
第2号機	826,000 kW (今回申請分)
第3号機	870,000 kW
第4号機	870,000 kW
周波数	60 Hz

【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）

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）

6 余熱除去設備

（6）主要弁

常設

・主要弁

1 1 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

1 2 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

原子炉冷却系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（蒸気タービンに係るものを除く。）にあつては、次の事項

6 余熱除去設備に係る次の事項

(6) 主要弁の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、駆動方法、個数及び取付箇所

・常設

			変更前		変更後
名 称			2MOV-8701A、B		変更なし
種 類	—	止め弁			
最 高 使 用 圧 力	MPa	17.16			
最 高 使 用 温 度	℃	343			
主 要 寸 法	呼 び 径	—	12B		
	弁 箱 厚 さ	mm	[Redacted]		
	弁 ふ た 厚 さ	mm			
材 料	弁 箱	—	ASTM A351 CF8M (SCS14A相当)		変更なし
	弁 ふ た	—	ASTM A351 CF8M (SCS14A相当)		同左 ^(注2)
駆 動 方 法			電気作動		変更なし
個 数			2		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		2MOV-8701A A余熱除去ポンプ入口ライン	2MOV-8701B B余熱除去ポンプ入口ライン	変更なし
	設 置 床	—	[Redacted]		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

(注1) 公称値

(注2) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の取替えを行う。

1.1 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

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <p>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。）</p> <p>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。）</p> <p>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。）</p> <p>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。）</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>2. 自然現象</p> <p>2. 1 地震による損傷の防止</p> <p>2. 1. 1 耐震設計</p>	<p>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>

変更前	変更後
<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 28 年 4 月 20 日）を受けた基準地震動 S_s（以下「基準地震動 S_s」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。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 S_s 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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。本施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。</p> <p>c. 建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>d. Sクラスの施設（f. に記載のものを除く。）は、基準地震動 S_s</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（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。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とど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。動的機器等については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、設置（変更）許可（平成 28 年 4 月 20 日）の弾性設計用地震動 S_d（以下「弾性設計用地震動 S_d」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概ね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。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。機器・配管系については、応答が全体的に概ね弾性状態にとどまる設計とする。</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 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。建物・構</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>建築物については、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。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とど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。動的機器等については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等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>Sクラスの施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>f. 屋外重要土木構造物、津波防護機能を有する設備（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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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。)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 S_s による地震力に対して、構造全体として変形能力(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>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、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 S_s 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>また、耐震重要施設、重大事故等対処施設の周辺斜面の安定性を保持するために設置する、その他の土木構造物である抑止ぐい及び連続地中壁については、屋外重要土木構造物に準じた設計とする。</p> <p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対して概ね弾性状態にとど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 S_d 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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>Cクラスの施設は、静的地震力に対して概ね弾性状態にとど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、概ね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>h. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設が、それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5. 1. 5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>j. 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 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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体的に概ね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>基準地震動 S_s による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(2) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</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	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設・津波防護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（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「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	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>・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> <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である。</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>重大事故等対処施設の設備を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</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ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 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 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 重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処施設のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第2. 1. 2表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物</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>ただし、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記 (a) に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記 (a) の鉛直震度をそれぞれ 20% 増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記 (a) 及び (b) の標準せん断力係数 C_0 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、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のあるものに適用する。Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く。）については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 S_d 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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 S_s 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 S_s による地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設については、共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物、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 S_s による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能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物性の不確かさ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で算定する。動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せに</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>については、水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、S波速度が約 2.2km/s 以上となっている E.L. +2m 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 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d 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次元有限要素法又は 1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震Bクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震Bクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動 S_d を 1/2 倍したものをを用いる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、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及び地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</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。弾性設計用地震動 S_d に対しては弾性応答解析を行う。</p> <p>基準地震動 S_s 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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>地震応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料物性の不確かさによる変動幅を適切に考慮する。また、不確かさによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響を検討し、地盤物性等の不確かさ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>原子炉格納施設及び原子炉補助建屋については、3次元有限要素法等から、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 1 質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等の不確かさを適切に考慮する。配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、燃料集合体、クレーン類、使用済燃料ラックにおける衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点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不確かさ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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの材料減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>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>また、地震応答解析や建屋応答解析に用いる 1 次冷却ループ（蒸気発生器、冷却材ポンプ及び 1 次冷却材管）の減衰定数については、振動試験結果等に基づく値として 3%を用いる。</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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>a. 耐震設計上考慮する状態 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 設計基準対象施設については以下のイ～ハの状態、重大事故等 対処施設については以下のイ～ニの状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におか れている状態。 ただし、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（積雪荷重、風 荷重及び津波荷重）。</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のある事故、又は重 大事故の状態で、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>設計基準対象施設については以下のイ～ニの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態 原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替え等が計画的又は頻繁に行われた場合であって、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態 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（積雪荷重、風</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>荷重及び津波荷重)。</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のある事故、又は重大事故の状態、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p> <p>b. 荷重の種類 (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. 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重。</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ニ. 地震力、積雪荷重及び風荷重。</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。 ただし、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>のとし、地震力には、地震時土圧、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>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、積雪荷重、風荷重及び津波荷重。</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 地震と組み合わせる荷重については「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風、積雪及び基準地震動 S_s の検討用地震の震源を波源とする津波による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。）</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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Sdによる地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。決定論的には基準地震動Ssにより施設が損傷し、重大事故等に至ることはないこと、さらに確率論的に基準地震動Ss以下の地震による全炉心損傷頻度の累積が小さいことを考慮し、重大事故等については地震によって引き起こされるおそれがない事象として扱う。</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で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、い</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c) に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象で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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。決定論的には基準地震動 S_s により施設が損傷し、重大事故等に至ることはないこと、さらに確率論的に基準地震動 S_s 以下の地震による全炉心損傷頻度の累積が小さいことを考慮し、重大事故等については地震によって引き起こされるおそれがない事象として扱う。</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作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ. 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれ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超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。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。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。以上を踏まえ、重大事故等の状態で作用する荷重と地震力との組</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>合せについては、以下を基本設計とする。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 S_d による地震力を組み合わせる。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 S_d による地震力を組み合わせる。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。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システムの復旧手段、及び、あらかじめ確保した部材を用いた仮設システム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。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 S_s による地震力を組み合わせる。</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、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 S_s による地震力を組み合わせる。</p> <p>ロ. 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせる。</p> <p>上記 (c) イ、ロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動 S_s 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で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値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c) に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s 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）に対して十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする。</p> <p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次拡大していくとき、その変形又は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、トに記載のものを除く。）</p> <p>上記イ（イ）による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. 耐震重要度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、トに記載のものを除く。）</p> <p>上記イ（ロ）を適用するほか、耐震重要度の異なる施設又は設備</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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・構築物の変形等に対して、その支持機能が損なわれないものとする。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、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、遮蔽性を考慮する施設 構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p> <p>へ. 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 (イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材の曲げについては限界層間変形角、終局曲率又は許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容応力度を許容限界とする。</p> <p>なお、限界層間変形角、終局曲率及びせん断耐力の許容限界に対しては妥当な安全余裕を持たせることとし、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。) イ. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動 S_d 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>応答が全体的に概ね弾性状態にとどまるものとする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ただし、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、イ（ロ）に示す許容限界を適用する。</p> <p>（ロ） 基準地震動 S_s 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とど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 S_s による応答に対して試験等により確認されている機能確認済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。ただし、原子炉格納容器及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 S_d 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>応答が全体的に概ね弾性状態にとどまるものとする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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次冷却材流路を確保できること及び過大な変形や破損により制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 燃料被覆材</p> <p>炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動 S_d 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を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的に概ね弾性状態にとどまるものとする。</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 S_s 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とど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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>して変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする。浸水防止設備及び津波監視設備については、その施設に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。</p> <p>（5）設計における留意事項</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。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。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。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。</p> <p>ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p> <p>耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示す a. か</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示す a. から d. の 4 つの事項について、「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。</p> <p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>(a) 不等沈下</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(b) 相対変位</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>b. 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による、耐震重要施設の</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>安全機能への影響</p> <p>c. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>d. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）については、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の建物については、耐震構造とする。また、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内の居住性を確保するため、基準地震動 S_s 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。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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>び「(4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p> <p>2. 1. 2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、設置(変更)許可を受けた、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p> <p>なお、地震による3号機及び4号機原子炉建屋並びに3号機及び4号機原子炉補助建屋背後斜面の崩壊による、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の安全機能への影響を防止するため、敷地内土木構造物である抑止ぐい及び連続地中壁を斜面補強設備として設置する。また、緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)の周辺斜面については、より確実に斜面形状の安定性を確保するため変状部を除去する。</p>	<p>変更なし</p> <p>2. 1. 2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>変更なし</p>

変更後

変更なし

第2. 1. 1表 クラス別施設(1/7)

階層 クラス	クラス別施設	主 要 区 画	備 的 区 画	医 学 部 別 施 設	医 学 部 別 施 設	医 学 部 別 施 設	医 学 部 別 施 設	医 学 部 別 施 設	医 学 部 別 施 設		
5	* 「博士号取得者に対する シニア」プログラムの所 属者の退学に関する 規則「二年以内で退 学しない限り退学 を勧奨する」として 退学を勧奨する旨を 規定す。	・ 博士号取得者に対する 「シニア」プログラムの 所属者の退学に関する 規則「二年以内で退 学しない限り退学を 勧奨する」として退 学を勧奨する旨を規 定す。	・ 退学者対応デスク ・ 使用予約デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク	
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク
											・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク ・ 退学者対応デスク

変更前

変更後

変更なし

第2. 1. 1表 クラス別施設 (3/7)

開催 クラス	クラス別施設	至急対応書Ⅰ		備前対応書Ⅰ		西宮天保橋地区Ⅰ		西宮天保橋地区Ⅱ		5.5の児童を支援するⅠ	5.5の児童を支援するⅡ
		適用 電 区	クラス	適用 電 区	クラス	適用 電 区	クラス	適用 電 区	クラス		
5	1. 児童の保護者による子どもの居場所の確保(中止施設を含む)の取組	適用電区 ・東宮区 ・西宮区 ・高槻区 ・岸和田区 ・三木市	5	-	-	-	-	適用電区 ・東宮区 ・西宮区 ・高槻区 ・岸和田区 ・三木市	5	33	33
	2. 児童の居場所確保(中止施設を含む)の取組	適用電区 ・東宮区 ・西宮区 ・高槻区 ・岸和田区 ・三木市	5	-	-	-	-	適用電区 ・東宮区 ・西宮区 ・高槻区 ・岸和田区 ・三木市	5	33	33
	その他	適用電区 ・西宮区	5	-	-	-	-	適用電区 ・西宮区	5	33	-

変更前

変更後

変更なし

第2. 1. 1表 クラス別施設(4/7)

用途 クラス	クラス別施設	主要設備 Ⅱ:		補助設備 Ⅲ:		直接支持構造物 Ⅳ:		間接支持構造物 Ⅴ:		1棟利用 建築物 Ⅵ: Se Se
		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	クラス	
B	J.原子炉遮蔽貯蔵庫のバネ ジョイントに過剰放射線を 吸収しているか又は何 れか取得済	・化学処理系 ・抽出系と余熱抽出 系	B	-	-	・換気等の支持構造物	B	・原子炉格納庫 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋	Se Se	
	K.放射性廃棄物を貯蔵し 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ของความ限度に比し 十分小さいものは除 く。	・廃棄物処理設備、た だし、クラスに属 するものは除く	B	-	-	・換気等の支持構造物	B	・原子炉格納庫 ・原子炉補助建屋	Se Se	
	L.放射性廃棄物以外の放 射性物質で閉鎖した建 築物で、その破損によ り、公衆及び作業員に 過大な放射線被ばくを 与える可能性のある建 築	・放射線照射ビーム水 浄化系 ・化学体積削減系、た だし、S及びクラス に属するものは除 く ・放射線防護効果の大 きい遮蔽 ・補助建屋クレーン ・使用済燃料ビームク レーン ・燃料移送装置	B B B B B	-	-	・換気等の支持構造物	B	・原子炉格納庫 ・原子炉補助建屋	Se Se	

変更前

変更後

変更なし

第2. 1. 1表 クラス別施設(5/7)

施設 クラス	クラス別施設	主要施設 備 注		補助施設 備 注		直接支持種造物 注		間接支持種造物 注		種別用 地差助 注
		適用 範囲	備 注	適用 範囲	備 注	適用 範囲	備 注	適用 範囲	備 注	
B	<p>m. 専用設備を増設する ための施設</p> <p>n. 教育用物資の取込を伴 うような場合に、その 外部施設を併利するた めに属さない施設</p>	<p>適用範囲</p> <p>・専用設備付ピクト水 冷却系</p>	B	<p>・1次系冷却水水系 ・電気付建設費</p>	B B	<p>・降路等の支持種造物</p>	B	<p>・原子炉建屋 ・原子炉建屋の建設 ・海水冷却装置等の 種別用施設</p>	<p>S1 S2 S3</p>	
		-	-	-	-	-	-	-	-	

変更前

変更後

変更なし

第2. 1. 1表 クラス別施設(6/7)

用途 クラス	クラス別施設	主要設備		補助設備		直接支持構造物		間接支持構造物		棟計用 地電物
		適用範囲	注	適用範囲	注	適用範囲	注	適用範囲	注	
○	○. 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス、Bクラスに属さない設備 ○. 放射性物質を処理していきらか、施設でSクラス、Bクラスのクラスに属さない施設	○	○	-	-	○	○	○	○	\$2 \$2 \$2
		○. 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス、Bクラスに属さない設備 ○. 放射性物質を処理していきらか、施設でSクラス、Bクラスのクラスに属さない施設	○	○	-	-	○	○	○	\$2 \$2 \$2

変更前

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（3/19）

耐震設計上の分類	機能別分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物	波及的影響を考慮すべき施設
基準地震動S ₀ による地震力に対して重大事故時に対処するために必要な機能が損なわれないよう設計するもの	1. 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	1. 計測制御系統施設 ・制御棟 ・ほう酸ポンプ ・充てん/高圧注入ポンプ ・冷却材ポンプ ・ほう酸タンク ・原子炉容器 ・炉心支持構造物 ・蒸気発生器 ・加圧器 ・ほう酸注入タンク ・燃料取扱用水タンク ・ほう酸フィルタ ・抽出水再生クーラ ・主配管 ・主要弁 ・1次冷却材圧力 ・1次冷却材高温側温度（広域） ・1次冷却材低温側温度（広域） ・低温側安全注入流量 ・高温側安全注入流量 ・余熱除去クーラ出口流量 ・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ・加圧器水位 ・格納容器広域圧力 ・格納容器内温度 ・蒸気発生器広域水位	・原子炉容器・蒸気発生器・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	・原子炉補助建屋 ・原子炉格納施設 ・復水タンク基礎	・耐火隔壁 ・格納容器ボラークレーン ○冷却材ポンプセータ ・主蒸気管ヘッド室電巻飛来物防護対策設備 ・原子炉補助建屋電巻飛来物防護対策設備 ・周辺斜面 ・タービン建屋 ・復水タンク電巻飛来物防護対策設備 ・屋外タンク電巻飛来物防護対策設備 ・1次系純水タンク ・中央制御室天井照明

変更なし

第2. 1. 2表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4/19）

耐震設計上の分類	機能別分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物	波及的影響を考慮すべき施設
基準地震動S ₀ による地震力に対して重大事故時に対処するために必要な機能が損なわれないよう設計するもの	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	計測制御系統施設 ・制御棟 ・ほう酸ポンプ ・充てん/高圧注入ポンプ ・冷却材ポンプ ・ほう酸タンク ・原子炉容器 ・炉心支持構造物 ・蒸気発生器 ・加圧器 ・ほう酸注入タンク ・燃料取扱用水タンク ・ほう酸フィルタ ・抽出水再生クーラ ・主配管 ・主要弁 ・1次冷却材圧力 ・1次冷却材高温側温度（広域） ・1次冷却材低温側温度（広域） ・低温側安全注入流量 ・高温側安全注入流量 ・余熱除去クーラ出口流量 ・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 ・加圧器水位 ・格納容器広域圧力 ・格納容器内温度 ・蒸気発生器広域水位	・原子炉容器・蒸気発生器・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	・原子炉補助建屋 ・原子炉格納施設 ・復水タンク基礎	・耐火隔壁 ・格納容器ボラークレーン ○冷却材ポンプセータ ・主蒸気管ヘッド室電巻飛来物防護対策設備 ・原子炉補助建屋電巻飛来物防護対策設備 ・周辺斜面 ・タービン建屋 ・復水タンク電巻飛来物防護対策設備 ・屋外タンク電巻飛来物防護対策設備 ・1次系純水タンク ・中央制御室天井照明

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 (5/19)

耐震設計上の分類	機能別分類	設備	主要支持構造	副次支持構造	揺動影響を考慮すべき施設
基本地震動による地震力に対して、耐震設計時に必要となる必要な機能が損傷を被るおそれのないよう設計するもの	重要設備に属する設計基準を別の設計基準を適用して設計するもの	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性管理施設 ・格納容器内面レンジャリアモニタ（モニタ） ・格納容器内面レンジャリアモニタ（儀） ・制御建屋遮熱ファン（1号機設備、1・2号機共用） ・制御建屋換熱ファン（1号機設備、1・2号機共用） ・中央制御室非常用循環ファン（1号機設備、1・2号機共用） ・中央制御室非常用循環ファン（2号機設備、1・2号機共用） ・中央制御室非常用循環ファン（1号機設備、1・2号機共用） ・副建屋換熱層ユニット（1号機設備、1・2号機共用） ・副建屋換熱層ユニット（1号機設備、1・2号機共用） ・配管 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器・配管、電気計測設備等の支持構造 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉体絶縁層 ・原子炉補助建屋 	<ul style="list-style-type: none"> ・周辺予備 ・主燃炉管への交換電線 ・緊急時対応設備 ・原子炉体絶縁層受取 ・本機内換熱器 ・タービン建屋

変更なし

第2. 1. 2表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類 (6/19)

耐震設計上の分類	機能別分類	設備	主要支持構造	副次支持構造	揺動影響を考慮すべき施設
基本地震動による地震力に対して、耐震設計時に必要となる必要な機能が損傷を被るおそれのないよう設計するもの	重要設備に属する設計基準を別の設計基準を適用して設計するもの	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉体絶縁層 ・原子炉補助建屋 ・原子炉体絶縁層受取 ・本機内換熱器 ・タービン建屋 ・緊急時対応設備 ・主燃炉管への交換電線 ・周辺予備 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器・配管、電気計測設備等の支持構造 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉体絶縁層 ・原子炉補助建屋 	<ul style="list-style-type: none"> ・周辺予備 ・主燃炉管への交換電線 ・緊急時対応設備 ・原子炉体絶縁層受取 ・本機内換熱器 ・タービン建屋

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（7/19）											
設備区分上の区分	設備の名称	概要	直結設備の種類	非直結設備の種類	設置の形態と用途						
<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>						
第2. 1. 2表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（8/19）											
設備区分上の区分	設備の名称	概要	直結設備の種類	非直結設備の種類	設置の形態と用途						
<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>	<p>異常発生時の発生を抑制し、発生時の被害を軽減する等の機能を有する設備</p>						

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 (9/19)

計画設計上の分類	機能別分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物	液状の貯蔵を 含むその他の設備
原子炉施設に属する設備のうち、重大事故等対処施設に分類されるもの	重大事故等対処施設	・炉心冷却系 ・炉心遮蔽体 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器	-	・炉心の立脚部 ・炉心の立脚部	-

第2. 1. 2表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類 (10/19)

計画設計上の分類	機能別分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物	液状の貯蔵を 含むその他の設備
原子炉施設に属する設備のうち、重大事故等対処施設に分類されるもの	重大事故等対処施設	・炉心冷却系 ・炉心遮蔽体 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器 ・炉心支持格納容器	・炉心の立脚部 ・炉心の立脚部	・炉心の立脚部 ・炉心の立脚部	・炉心の立脚部 ・炉心の立脚部

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（17/19）

耐震設計上の分類	機能別分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物	波及的影響を考慮すべき施設
基準地震動Se1による地震力に対して重大事故時に対処するために必要な機能が損なわれないよう設計するもの	Ⅱ. 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ SA監視計管用電源 ・ 代替所内電気設備変圧器 ・ 代替所内電気設備分電盤 ・ 電源車（緊急時対策所用）切替盤 ・ 緊急時対策所コントロールセンタ（1号機設備、1・2・3・4号機共用） ・ 緊急時対策所100V分電盤 ・ メタルクラッド開閉装置（非常用） ・ パワーセンタ（非常用） ・ コントロールセンタ（非常用） ・ 動力変圧器（非常用） ・ 可搬式代替電源用接続盤 ・ 計器用電源 ・ アニュラス循環排気ファン現場操作盤 ・ 電動弁現場操作盤 ・ 可搬式整流器用分電盤 ・ 空冷式非常用純電装置中継・接続盤 ・ 号機間融通用高圧ケーブル接続盤 ・ 号機間融通用高圧ケーブルコネクタ盤 ・ 代替所内電気設備高圧ケーブル分岐盤 			

変更なし

第2. 1. 2表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（18/19）

耐震設計上の分類	機能別分類	設備	直接支持構造物	間接支持構造物	波及的影響を考慮すべき施設
基準地震動Se1による地震力に対して重大事故時に対処するために必要な機能が損なわれないよう設計するもの	Ⅱ. 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補機設備用電源制御盤 ・ 燃料油供給ポンプ ・ 非常用貯水設備 ・ 非常用高圧配管（号機設備、1・2号機共用） ・ 海水ポンプ室 ・ 緊急時対策所 ・ 緊急時対策所 ・ 緊急時対策所（RTD等） ・ SA EWS表示装置 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所構造体 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所建築 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 潤滑油室 ・ 海水タンク・ポンプ ・ 非常用海水路開閉装置構造体 ・ 可搬式トレーン ・ 海水ポンプ室空室配管 ・ 燃料油供給配管 ・ 潤滑油室

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（19/19）

別表設計上の分類	標的設備名	設置	直達式採集設備	間接式採集設備	浸透汚染等を 発生させない設備
第2. 1. 2表 重大事故等 対処施設（主要 設備）の設備 分類（19/19） 別表設計上の 分類	1. 緊急時発生 防止設備 2. 緊急時発生 防止設備 3. 緊急時発生 防止設備	1. 緊急時発生防止設備 2. 緊急時発生防止設備 3. 緊急時発生防止設備	-	1. 緊急時発生防止設備 2. 緊急時発生防止設備	1. 緊急時発生防止設備 2. 緊急時発生防止設備 3. 緊急時発生防止設備
	4. 緊急時発生 防止設備 5. 緊急時発生 防止設備	4. 緊急時発生防止設備 5. 緊急時発生防止設備	-	-	-

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>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、炉心が有すべき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>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、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>重要施設は、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</p>	<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 1 通常運転時の一般要求</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>5. 1. 2 多様性、位置的分散等</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、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、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系を考慮する。</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、地すべり、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮する。</p> <p>地震及び津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震及び津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「2. 1 地震による損傷の防止」及び「2. 2 津波による損傷の防止」にて考慮する。</p> <p>外部人為事象については、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。</p> <p>故意による大型航空機の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>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、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>設計とする。ただし、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ことで、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計測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、荷重及び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、積雪及び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>地震及び地すべり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。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、「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」、「4. 1 溢水等による損傷の防止」及び「3. 1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。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、</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内の常設重大事故防止設備は、建屋内に設置する。屋外の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と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。落雷に対して空冷式非常用発電装置は、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安全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、くらげ等の海洋生物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、多重性を持つ設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備は、津波防護対策を行うことにより影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、原則として建屋内に設置する。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と同時にその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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>様性、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源及び冷却源が同じ場合は別の手段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と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の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、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。</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。</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、荷重及び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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>地震及び地すべりに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 地盤等」に基づき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ずる周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊、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の影響を受けない位置に保管する。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。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。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。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の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の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と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備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、溢水量による溢水水位を考慮した高所に保管する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管する。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の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の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と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備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。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して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、津波防護対策を行うことにより影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して可搬型重大事故等対処設備は、原則として建屋内に保管する。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。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及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉建屋から 100m の離隔距離を確保するとともに、少なくとも必要な容量を賄うことができる設備数（以下「1セット」という。）は、屋外の常設重大事故等対処設備からも 100m の離隔距</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>離を確保した上で複数箇所に分散して保管、又は屋外の設計基準事故対処設備から 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>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、重大事故防止設備のうち可搬型の場合は設計基準事故対処設備又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源及び冷却源を用いる設計とし、駆動源及び冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。</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、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。</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とともに、屋内若しくは建屋面に設置する場合、又は屋内及び屋外にそれぞれ設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管トレンチまでの経路について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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>地震及び地すべりに対して屋内又は建屋面に設置する場合は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋内及び屋外にそれぞれ設置する場合は、屋外側は地震により生ずる周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊、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の影響を受けない位置に設置するとともに、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊、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トレンチまでの経路について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、溢水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」に基づく設計とし、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内若しくは建屋面に設置する場合、又は屋内及び屋外にそれぞれ設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管トレンチまでの経路について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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内若しくは建屋面に設置する場合、又は屋内及び屋外にそれぞれ設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管トレンチまでの経路について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安全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、津波防護対策を行うことにより影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、損傷状況を考慮して屋内若しくは建屋面に設置する場合、又は屋内及び屋外にそれぞれ設置する場合は、異なる建屋面の適切な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管トレンチまでの経路について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>ただし、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、送水車を用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能である燃料取替用水タンクを用いた 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心冷却を行うため、復水タンクによる蒸気発生器 2 次側による炉心冷却と燃料取替用水タンクを用いた 1 次冷却系のフィードアンドブリード</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>による炉心冷却は独立した系統として設計する。燃料取替用水タンクは復水タンクに対して異なる系統の水源として設計し、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、屋外の離れた位置に分散して設置することで位置的分散を図る設計とする。</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>(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、若しくは長期間では動的機器の単一故障又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>ただし、アニュラス空気再循環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、並びに試料採取設備のうち事故時1次冷却材サンプリング設備については、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>変更なし</p> <p>5. 1. 3 悪影響防止等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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及び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、安全性を損なうことのない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うとともに、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>高温高压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し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機能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、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については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設ける等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こと、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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うことのない設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備の各機器については、1号機、2号機、3号機及び4号機の同時被災を考慮しても対応できるよう、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>ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（安全機能）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、さら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うことのない設計</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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（1号機、2号機、3号機及び4号機のうち自号機を除く。）を含む）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響並びに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>なお、号機毎に必要な容量を有した設備を配備又は保管することにより、1号機、2号機、3号機及び4号機の同時被災を考慮しても、他号機（1号機、2号機、3号機及び4号機のうち自号機を除く。）の対応に悪影響を及ぼさないよう設計する。</p> <p>他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、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をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を分離する場合は、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、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フレキシブル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>同一設備の機能的な影響に対しては、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、同時に複数の機能で使わない設計とする。ただし、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、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備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。可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガーの設置、輪留め等による固定又は固縛が可能な設計とする。</p> <p>地震に対する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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、他設備に悪影響を与えない設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処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、屋内の重大事故等対処設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさない設計とする。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、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備（防護対象施設）や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とするとともに、重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために、固縛装置の数を可能な限り少なくする設計とする。固縛装置の設計は、風荷重による浮き上がり及び横滑りの荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し、固縛が必要な場合は、発生する風荷重に耐える設計とする。</p> <p>なお、固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については、耐震設計に影響を与えないよう、固縛装置に余長を持たせた設計とする。（「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機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。</p> <p>5. 1. 5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度及び機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積</p>	<p>変更なし</p> <p>5. 1. 5 環境条件等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>雪及び火山の影響) による荷重を考慮する。</p> <p>地震以外の自然現象の組合せについては、風(台風)、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「2. 1 地震による損傷の防止」にて考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に応じて、「(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、屋外の天候等による影響並びに荷重」に示すように設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>中央制御室内、原子炉補助建屋内及び緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>による荷重を考慮して、機能を損なうことの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 L O C A 時、蒸気発生器伝熱管破損 + 破損蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピットエリア監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。</p> <p>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。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、積雪及び降下火砕物による荷重を考慮して、機能を損なうことの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については、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。</p> <p>位置的分散については、同じ機能を有する重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねている重大事故等対処設備も含む。）と 100m 以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失することの</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>防止を図る設計とする。ただし、同じ機能を有する重大事故等対処設備がない設備については、竜巻によって1台が損傷したとしても必要数を満足し、機能が損なわれないよう、予備も含めて分散させるとともに、原子炉格納容器、使用済燃料ピット及びこれらの設備が必要となる事象の発生を防止する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備を内包する原子炉建屋並びに海水ポンプ室から100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管する設計とする。</p> <p>運用として、竜巻が襲来して、個々の設備が損傷した場合は、原子炉の停止を含めた対応を速やかにとることとし、この運用について、保安規定に定める。</p> <p>悪影響防止のための固縛については、位置的分散とあいまって、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備（防護対象施設）や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とするとともに、重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために、固縛装置の数を可能な限り少なくする設計とする。固縛装置の設計は、風荷重による浮き上がり及び横滑りの荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し、固縛が必要な場合は、発生する風荷重に耐える設計とする。</p> <p>なお、固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については、耐震設計に影響を与えないよう、固縛装置に余長を持たせた設計とする。</p> <p>積雪及び火山の影響については、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。この運用について、保安規定に定める。</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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等の内部スプレ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備における主たる流路及びその流路に影響を与える範囲の健全性は、主たる流路とその主たる流路に影響を与える範囲を同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、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。ただし、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>また、使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁波による影響</p> <p>電磁波による影響に対して、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりそ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、自然現象及び外部人為事象による波及的影響を考慮する。</p> <p>このうち、地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、それぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備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及び使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能を有する設備の配置も含めて常設重大事故等対象設備と位置的分散を図るとともに、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、すべてを一つの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。位置的分散については「5. 1. 2 多様性、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、そ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>れぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわないように、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能を有する設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、近傍の耐震B、Cクラス補機の耐震評価を実施し、油内包機器による地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊、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、地盤支持力の低下及び地下構造の崩壊を受けない位置に保管する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。</p> <p>火災防護については、「3. 1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線</p> <p>安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>外部しゃへい建屋のドーム部の設置により、可搬型重大事故対処設備の設置場所の放射線量を低減する設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状</p> <p>冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処施設は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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、手順書の整備並びに訓練及び教育による実操作及び模擬操作を行うことで、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハ、で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定める。安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に対する設計上の考慮事項を以下に示す。</p> <p>操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。(「5. 1. 5 環境条件等」) 操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実にできるように、人力、車両等による運搬又は移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガーの設置、輪留め等による固定又は固縛ができる設計とする。</p>	<p>5. 1. 6 操作性及び試験・検査性</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>操作内容として、現場操作については、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、常設重大事故等対処設備の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する。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とする等操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。</p> <p>1号機、2号機、3号機及び4号機の同時被災を考慮した場合においても、他号機（1号機、2号機、3号機及び4号機のうち自号機を除く。）に影響を与えないよう、専用の海水取水ポイントを設定する設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、発電用原子炉施設が相互に使用することができるように1号機、2号機、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は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬又は移動するとともに、他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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、周辺斜面の崩壊及び道路面の滑り）、その他自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪並びに降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確認するため、障害物を除去可能なブルドーザを2台（1号機設備、1・2号機共用、1号機に保管（以下同じ。）、予備のブルドーザを発電所全体で1台（3号機設備、1・2・3・4号機共用、3号機に保管）、油圧ショベルを1台（1号機設備、1・2号機共用、2号機に保管（以下同じ。））及び予備の油圧ショベルを発電所全体で1台（3号機設備、1・2・3・4号機共用、3号機に保管）等を保管及び使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確認する設計とする。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザ及び油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。また、高潮に対してアクセスルートは津波防護対策を行うことにより、通行への影響を受けない設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対し</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>では避雷設備が必要となる箇所にアクセスルートを設定しない設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートで車両のすれ違いに必要な道幅が確保できない箇所は、待避所を設けることにより車両の通行性を確保する設計とする。</p> <p>アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。また、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面の滑りによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザ及び油圧ショベルによる段差発生箇所の復旧を行う設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回や油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。</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、地すべり、降灰、生物学的事象、高潮及び森林火災）及び外部人為事象（航空機墜落によ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る火災、火災の二次的影響、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>なお、屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>1号機、2号機、3号機及び4号機の同時被災を考慮しても、重大事故等対応にかかる号機ごとの作業の干渉を回避できるよう、1号機及び2号機並びに3号機及び4号機のそれぞれに専用のアクセスルートを設定する。</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>慮して設計するものとする。</p> <p>重大事故等対処設備は機能・性能の確認において、所要の系統機能を 確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設 計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン 等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点 から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認する ため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な 設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、 運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中 の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす 場合は、この限りとはしない設計とする。</p> <p>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、その健 全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験 又は検査ができる設計とする。</p> <p>運転中における安全保護系に準じる設備である、A T W S 緩和設 備においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、 検査実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定 期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、 原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない 設計とする。</p> <p>代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、系統 の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とす</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>5. 2 材料及び構造等</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）等に従い設計する。</p> <p>ただし、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、5. 2. 1 及び5. 2. 2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・建設規格を参考に同等以上の性能を有することを確認する。また、重大事故等クラス3機器であって、完成品は、5. 2. 1 及び5. 2. 2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であって、5. 2. 3によらない場合は、母材と同等</p>	<p>変更なし</p> <p>5. 2 材料及び構造等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の方法、同じ試験圧力での耐圧試験にて、当該機器のうち主要な耐圧部の溶接部が、使用前事業者検査により確認する性能と同等以上の性能を有することを確認する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「設備リスト」による。</p> <p>5. 2. 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（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</p>	<p>変更なし</p> <p>5. 2. 1 材料について</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>弁)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産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>(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適切な破壊じん性を維持できるよう、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき1次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて管理する。</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。)、原子炉格納容器、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、材料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。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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. 2. 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、原子炉格納容器、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. 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>d. 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、原子炉格納容器(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Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とす</p>	<p>変更なし</p> <p>5. 2. 2 構造及び強度について</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。また、応力が集中する構造上の不連続部については、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>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支持構造物、原子炉格納容器（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>f. 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>g. 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。）及び原子炉格納容器（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、応力が集中する構造上の不連続部については、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>h. 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>i. 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、延性破断が生じないように設計する。</p> <p>j. 重大事故等クラス2支持構造物であって、重大事故等クラス2機</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（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>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、クラス2管（伸縮継手を除く。）、原子炉格納容器（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. クラス2機器、クラス3機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス2機器に属する伸縮継手は、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、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>c. 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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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. 原子炉格納容器は、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. 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) 破断前漏えいの配慮について</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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>変更なし</p>

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並びに圧力及び温度変動に伴う荷重、安全弁及び逃がし弁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（浸水燃料の破損に加えて、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及び水撃力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付属物（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（冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1次冷却系配管、管台及び弁）</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</p>	<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 style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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附属設備、計測制御系統施設の機能により、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 <input type="text"/> 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、冷却材ポンプ、配管、管台及び弁は、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. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって1次冷却材が流出することを制限するため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離装置として隔離弁を設けた設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(1) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみた第1弁及び第2弁を対象とする。</p> <p>(2) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉</p>	<p>変更なし</p> <p>2. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみた第1弁及び第2弁を対象とする。</p> <p>(3) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(2)以外のものは、原子炉側からみた第1弁を対象とする。</p> <p>(4) 通常時閉及び1次冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(1)に準ずる。</p> <p>(5) 上記において隔離弁とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>上記において、通常運転時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(3)に該当することから、原子炉側からみた第1弁を対象とする。</p> <p>4. 余熱除去設備</p> <p>4. 1 余熱除去設備の機能</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することができる設備として余熱除去設備を設ける設計とする。</p> <p>余熱除去設備は、保安規定に定める原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限値 (□°C/h) を超えない速さで、炉心の崩壊熱と顕熱を除去するように設計する。</p> <p>また、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備として、1次系の圧力が低下し余熱除去系統が使用可能となった場合には余熱除</p>	<p>変更なし</p> <p>4. 余熱除去設備</p> <p>4. 1 余熱除去設備の機能</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>去ポンプ及び余熱除去クーラがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>9. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>1 次冷却系や化学体積制御系及び余熱除去系に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1 次冷却材又は2 次冷却材の循環、沸騰その他の1 次冷却材又は2 次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の1 次冷却材又は2 次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p> <p>流体振動による損傷防止は、設計時に以下の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部における流体振動評価は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1) PVB-3600 による。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012) による。 <p>温度差のある流体の混合等で生ずる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、設計時に日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017) の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p> <p>1 0. 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。）</p>	<p>変更なし</p> <p>9. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p> <p>1 0. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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^(注1)

		変更前					変更後				
設備区分	機器区分	名称	設計基準対象施設 ^(注2)		重大事故等対処設備 ^(注2)		名称	設計基準対象施設 ^(注2)		重大事故等対処設備 ^(注2)	
			耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
余熱除去設備	主要弁	2MOV-8701A、B	S	クラス1	—	—	変更なし	—	—	—	—

(注1) 平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画の「表1 原子炉冷却系統施設の主要設備リスト」のうち、本工事計画の対象を示す。

(注2) 表1に用いる略語の定義は平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画の「原子炉本体」の「6 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(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>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表1. 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号）・ 福井県建築基準法施行細則（昭和47年4月25日福井県規則第41号）・ 高圧ガス保安法（昭和26年6月7日法律第204号）・ 消防法（昭和23年7月24日法律第186号） 消防法施行令（昭和36年3月25日政令第37号） 消防法施行規則（昭和36年4月1日自治省令第6号）・ 土砂災害警戒区域等における土砂災害防止対策の推進に関する法律（平成12年5月8日法律第57号）・ Eの数値を算出する方法並びにV_0及び風力係数の数値を定める件（平成12年5月31日建設省告示第1454号）	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・危険物船舶運送及び貯蔵規則（昭和32年8月20日運輸省令第30号） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和45年通商産業省告示第501号、昭和55年通商産業省告示第501号） ・上砂災害警戒区域等における上砂災害防止対策の推進に関する法律施行令第2条第2号の規定に基づき国土交通大臣が定める方法を定める告示（平成13年3月28日国土交通省告示第332号） ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号） ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成28年3月31日原規技発第1603318号） ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成29年8月30日原規技発第1708302号） ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成29年11月15日原規技発第1711151号） ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和元年6月5日原規技発第1906051号）	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・発電用火力設備の技術基準の解釈（平成25年5月17日20130507商局第2号）・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（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）・石油コンビナートの防災アセスメント指針（消防庁特殊災害室、平成25年3月）・実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成21・06・25原院第1号（平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正））・実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈について（平成26年8月6日原規技発第1408063号）・ JIS G 3457（1978） 配管用アーク溶接炭素鋼鋼管・ JIS G 3454（1978） 圧力配管用炭素鋼鋼管・ JIS G 3141（2011） 冷間圧延鋼板及び鋼帯・ JIS G 3131（2011） 熱間圧延軟鋼板及び鋼帯	変更なし

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・ JIS B 0203 (1999) 管用テーパねじ ・ JIS Z 9125 (2007) 屋内作業場の照明基準 ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」 ・ 日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」 ・ 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)」 ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」 ・ 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)」 ・ 日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 (JSME S 012-1998)」 ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2002年改訂版) (JSME S NA1-2002)」 ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008年版) (JSME S NA1-2008)」	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2012年版 (2013年追補及び2014年追補を含む。)) (JSME S NA1-2012/2013/2014)」・日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (JSME S NB1-2001)」・日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (2007年版) (JSME S NB1-2007)」・日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (2012年版 (2013年追補を含む。)) (JSME S NB1-2012/2013)」・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2001)」・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版) <第 I 編 軽水炉規格> (JSME S NC1-2005)」・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版 (2007年追補版を含む。)) <第 I 編 軽水炉規格> (JSME S NC1-2005/2007)」・日本機械学会「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)」	変更なし

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・日本機械学会「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「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 (2003年版) (JSME S NE1-2003)」 ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005) 【事例規格】 過圧防護に関する規定 (NC-CC-001)」 ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (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)」 ・コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] (土木学会、2002年) ・建築耐震設計における保有耐力と変形性能 (日本建築学会、1990年) ・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 -許容応力度設計法- (日本建築学会、1999年) ・建築基礎構造設計指針 (日本建築学会、1988年)	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・ 建築基礎構造設計指針（日本建築学会、2001年）・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会、2005年）・ 建築物荷重指針・同解説（日本建築学会、2004年改定）・ 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法-（日本建築学会、2005年）・ 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会、2010年）・ 建築工事標準仕様書・同解説JASS 5N原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（日本建築学会、2013年）・ 電気学会「電気規格調査会標準規格 同期機（JEC-2130-2000）」・ 道路橋示方書・同解説（I 共通編・IV 下部構造編）（日本道路協会、平成14年3月）・ 道路橋示方書・同解説（V 耐震設計編）（日本道路協会、平成14年3月）・ 道路土工 切土工・斜面安定工指針（日本道路協会、平成21年度版）	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">・水道施設耐震工法指針・解説（日本水道協会、1997年）・地盤工学会「剛体載荷板による岩盤の平板載荷試験方法（JGS3521-2004）」・地盤工学会「地盤の平板載荷試験方法（JGS1521-2003）」・液状化対策工法（地盤工学会、2004年）・日本内燃力発電設備協会「可搬形発電設備技術基準（NEGA C331:2005）」・Pipe Flanges and Flanged Fittings(ASME B16.5-2009)・ASME SA216(1980)・ASTM A53(1981) Standard Specification for PIPE, STEEL, BLACK AND HOT-DIPPED, ZINC-COATED WELDED AND SEAMLESS・ASTM A296(1997) Standard Specification for CORROSION-RESISTANT IRON-CHROMIUM, IRON-CHROMIUM-NICKEL, AND NICKEL-BASE ALLOY CASTINGS FOR GENERAL APPLICATION	変更なし

変更前	変更後
・ ASTM A193(1980) Standard Specification for ALLOY-STEEL, AND STAINLESS STEEL BOLTING MATERIALS FOR HIGH-TEMPERATURE SERVICE	変更なし

上記の他「原子力発電所の火山影響評価ガイド」、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」、「耐震設計に係る工認審査ガイド」を参照する。

なお、表 1 については、令和3年2月8日付け原規規発第2102082号にて認可された設計及び工事の計画による。

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)・ 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 29 年 7 月 19 日原規技発第 1707197 号)・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 29 年 11 月 29 日原規技発第 1711293 号)・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成 17 年 12 月 15 日原院第 5 号)・ 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針 (平成 4 年 6 月 11 日原子力安全委員会一部改定)・ 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規) (平成 20・02・12 原院第 5 号平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定)・ JIS G 3136 (2012) 建築構造用圧延鋼材 <small>(注1)</small>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>JIS G 3352 (2014) デッキプレート</u> ^(注1) ・ <u>日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程 (JEAC4602-2004)」</u> ^(注1) ・ <u>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)」</u> ^(注1) ・ <u>日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」</u> ^(注1) ・ <u>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)」</u> ^(注1) ・ <u>日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」</u> ^(注1) ・ <u>日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 (JSME S 012-1998)」</u> ^(注1) ・ <u>日本機械学会「蒸気発生器伝熱管U字管部流力弾性振動防止指針 (JSME S 016-2002)」</u> ^(注1) ・ <u>日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 (JSME S 017-2003)」</u> ^(注1) 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">• <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1-2008)」</u> (注1) • <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(JSME S NB1-2001)」</u> (注1) • <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(JSME S NB1-2007)」</u> (注1) • <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2001)」</u> (注1) • <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2005)」</u> (注1) • <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」</u> (注1) • <u>機械工学便覧 基礎編、応用編 (日本機械学会、1987年)</u> (注1) • 「Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture」 (ANSI/ANS-58.2-1988)	変更なし

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none">• <u>ISES7607-3 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討 (高温構造安全技術研究組合、昭和 51 年 10 月)</u> (注1) • Methodology for Performing Aircraft Impacts Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8P (NEI07-13)) • 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議) • <u>コンクリート標準示方書〔設計編〕 (土木学会、2007 年)</u> (注1) • <u>建築学便覧 II 構造 (日本建築学会、1977 年)</u> (注1) • <u>高力ボルト接合設計施工ガイドブック (日本建築学会、2003 年)</u> (注1) • <u>建築物荷重指針・同解説 (日本建築学会、2004 年)</u> (注1) • <u>鋼構造設計規準 -許容応力度設計法-</u> (日本建築学会、2005 年) (注1) • <u>鋼構造塑性設計指針 (日本建築学会、2010 年)</u> (注1)	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会、2010年）</u> ^(注1) ・ <u>鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会、2010年）</u> <u>（注1）</u> ・ <u>鋼構造接合部設計指針（日本建築学会、2012年）</u> ^(注1) ・ ASME Boiler and Pressure Vessel Code SECTION III, DIVISION 1-MANDATORY APPENDIX N (ARTICLE N-1222.3 Time History Broadening), 2007 	<p>変更なし</p>

(注1) 記載の適正化を行う。基準及び規格名称の統一化（記載順序、半角全角等）

1.2 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

各施設区分共通の工事の方法を以下に示す。

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、「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。

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、その他発電用原子炉施設が設計及び工事の計画に従って施設さ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）※1		変更なし		
「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。
	耐圧検査※2		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。
	漏えい検査※2		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。
	※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。 ※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溶接施工法。 ・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 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後																						
<p>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> <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。 																							
表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）																							
<table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">検査項目</th> <th style="width: 75%;">検査方法及び判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶接施工法の内容確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>材料確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>開先確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>溶接作業中確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>外観確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>溶接後熱処理確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>浸透探傷試験確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>機械試験確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>断面検査確認</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>(判定) ※1</td> <td>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。</td> </tr> </tbody> </table>	検査項目	検査方法及び判定基準	溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。	材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。	溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。	浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。	機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。	断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	(判定) ※1	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。	
検査項目	検査方法及び判定基準																						
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。																						
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。																						
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。																						
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。																						
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。																						
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。																						
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。																						
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。																						
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。																						
(判定) ※1	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。																						
<p>※1：（ ）は検査項目ではない。</p>																							

変更なし

変更前		変更後
表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）		
検査項目	検査方法及び判定基準	
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。	
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。	
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。	
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）※1	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。	変更なし
<p>※1：（ ）は検査項目ではない。</p> <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 		

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

変更前					変更後
表 3-2 溶接施工した構造物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
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	—
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	—	
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>			
表4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）※1			
検査項目	検査方法	判定基準	
<p>(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</p> <p>(2) 燃料要素に係る次の検査</p> <p>一 寸法検査</p> <p>二 外観検査</p> <p>三 表面汚染密度検査</p> <p>四 溶接部の非破壊検査</p> <p>五 圧力検査</p> <p>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。)</p> <p>(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査</p> <p>一 寸法検査</p> <p>二 外観検査</p> <p>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。)</p> <p>四 質量検査</p>	材料検査	<p>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。</p>	
	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。		
	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。
	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。
	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。
	<p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p>		

変更なし

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>ただし、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^{※1}</p> <table border="1" data-bbox="209 1059 1350 1435"> <thead> <tr> <th data-bbox="209 1059 515 1106">検査項目</th> <th data-bbox="515 1059 1083 1106">検査方法</th> <th data-bbox="1083 1059 1350 1106">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="209 1106 515 1435">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 data-bbox="515 1106 1083 1435">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 data-bbox="1083 1106 1350 1435">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>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査</p> <p>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。</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>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												
表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査 ^{※1}														
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ものであること。												
<p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.2.3 工事完了時の検査</p> <p>全ての工事が完了したとき、表 7 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 7 工事完了時の検査^{※1}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">検査項目</th> <th style="text-align: center;">検査方法</th> <th style="text-align: center;">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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</td> <td>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。</td> <td>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ものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>2.3 基本設計方針検査</p> <p>基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表 8 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 8 基本設計方針検査</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">検査項目</th> <th style="text-align: center;">検査方法</th> <th style="text-align: center;">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本設計方針検査</td> <td>基本設計方針のうち表 1、表 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。</td> <td>「基本設計方針」のとおりであること。</td> </tr> </tbody> </table>			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ものであること。	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 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。
検査項目	検査方法	判定基準												
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ものであること。												
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 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。												
		変更なし												

変更前	変更後						
<p>2.4 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <p>実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」のとおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカ等の記録の信頼性を確保するため、表 9 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 9 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <table border="1" data-bbox="209 678 1353 1055"> <thead> <tr> <th data-bbox="209 678 517 725">検査項目</th> <th data-bbox="517 678 1083 725">検査方法</th> <th data-bbox="1083 678 1353 725">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="209 725 517 1055">品質マネジメントシステムに係る検査</td> <td data-bbox="517 725 1083 1055">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。</td> <td data-bbox="1083 725 1353 1055">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」のとおりにより工事管理が行われていること。</td> </tr> </tbody> </table> <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。</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に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、維持する。</p>	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」のとおりにより工事管理が行われていること。	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
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」のとおりにより工事管理が行われていること。					

変更前	変更後
<p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺監視区域外の空气中・水中の放射性物質濃度が「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維持する。</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>

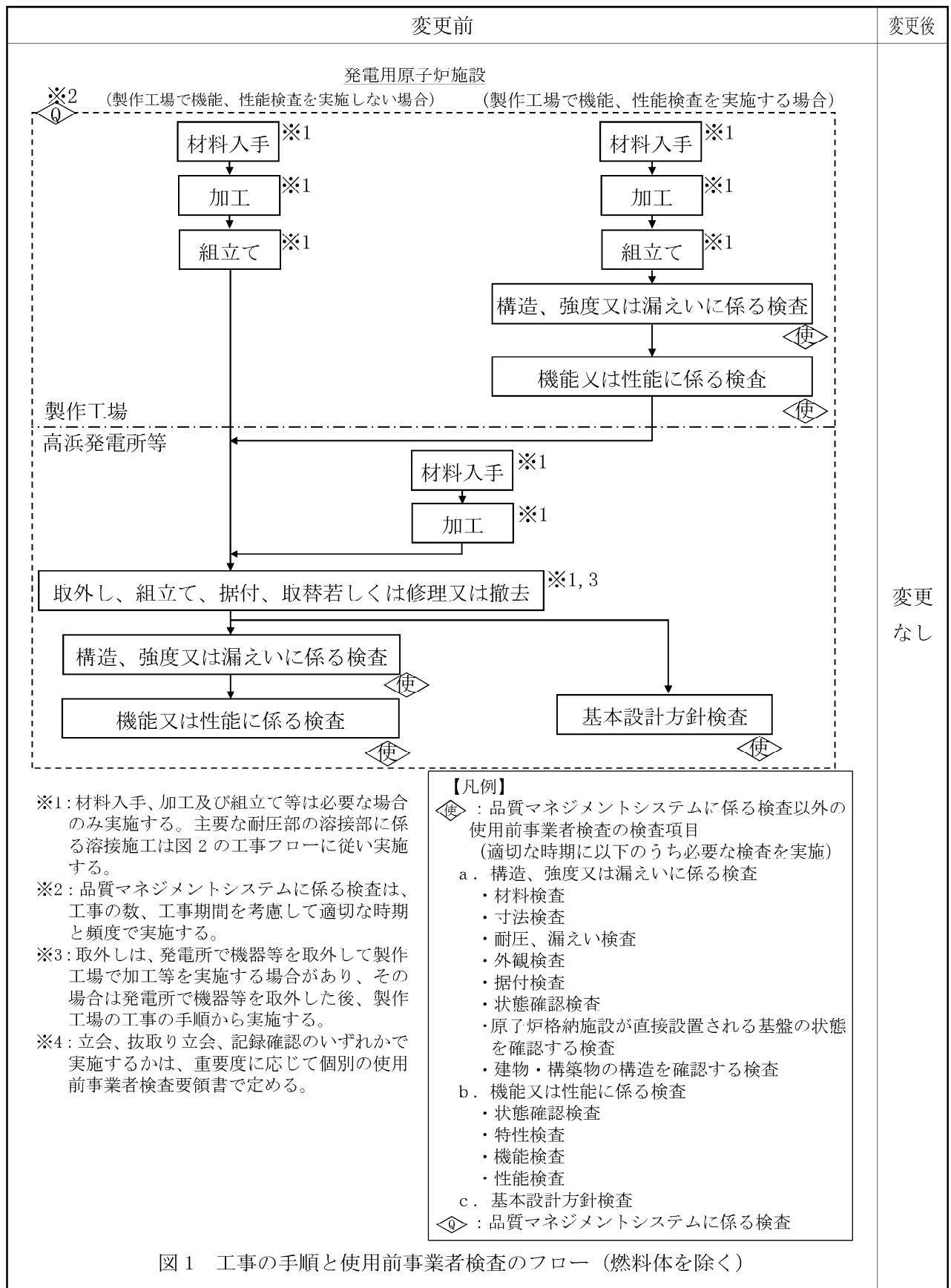
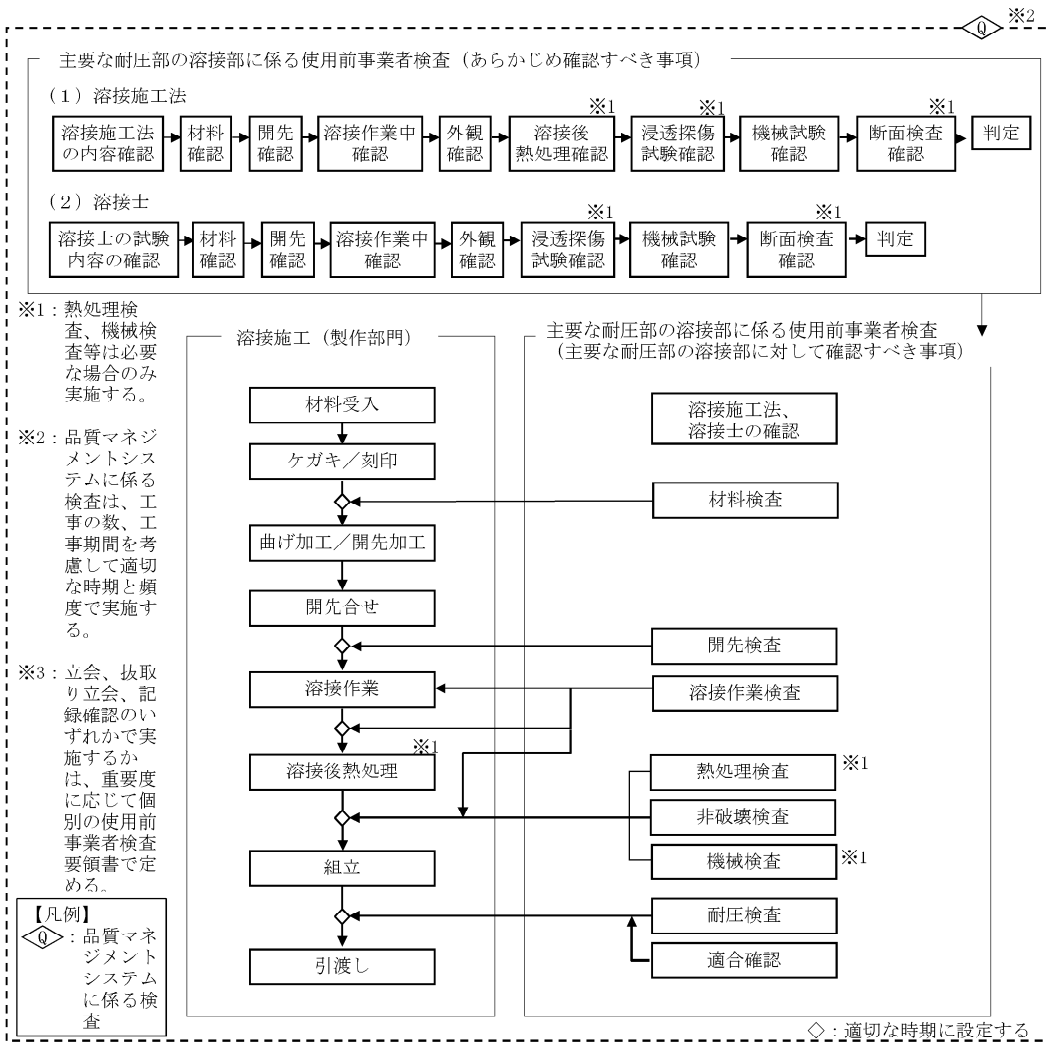


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く)

変更前

変更後



変更なし

図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

変更前	変更後
<div style="text-align: center;"> <p>発電用原子炉施設</p> <p>燃料体</p> </div> <p>※1: 下記の加工の工程ごとに構造、強度又は漏えいに係る検査を実施する。 ①燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時 ②燃料要素の加工が完了した時 ③加工が完了した時</p> <p>※2: 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>※3: 品質マネジメントシステムに係る検査は、工事の数、工事期間を考慮して適切な時期と頻度で実施する。</p> <p>※4: 立会、抜取り立会、記録確認のいずれかで実施するかは、重要度に応じて個別の使用前事業者検査要領書で定める。</p> <p>【凡例】</p> <p>◊: 品質マネジメントシステムに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目（適切な時期に以下のうち必要な検査を実施）</p> <p>a. 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・表面汚染密度検査 ・溶接部の非破壊検査 ・漏えい検査 ・圧力検査 ・質量検査 <p>◊: 品質マネジメントシステムに係る検査</p>	<p>変更なし</p>

図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）

Ⅲ. 工事工程表

今回の工事の工程は次のとおりである。

第1表 工事工程表

項目		年・月		2022年		2023年		
		11月	12月	1月	2月	3月		
原子炉冷却系 統施設	現地工事期間							
	検査及び 使用前 確認 可能 時期	構造、強度又は漏えいに係る検査を することができるようになった時						◇
		工事完了時の検査をすることができる ようになった時						◇
		品質マネジメントシステムに係る検 査をすることができるようになった 時						◇

IV. 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、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成し及び維持するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「高浜発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。

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

2. 適用範囲・定義

2.1 適用範囲

設工認品質管理計画は、高浜発電所2号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。

2.2 定義

設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。

(1) 実用炉規則

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

(2) 技術基準規則

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

(3) 実用炉規則別表第二対象設備

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

(4) 適合性確認対象設備

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

3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム

計画に基づき以下のとおり実施する。

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

設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。

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

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）

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

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

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

R1：その故障により発電停止となる設備

R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く）

R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）

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

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査

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

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

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

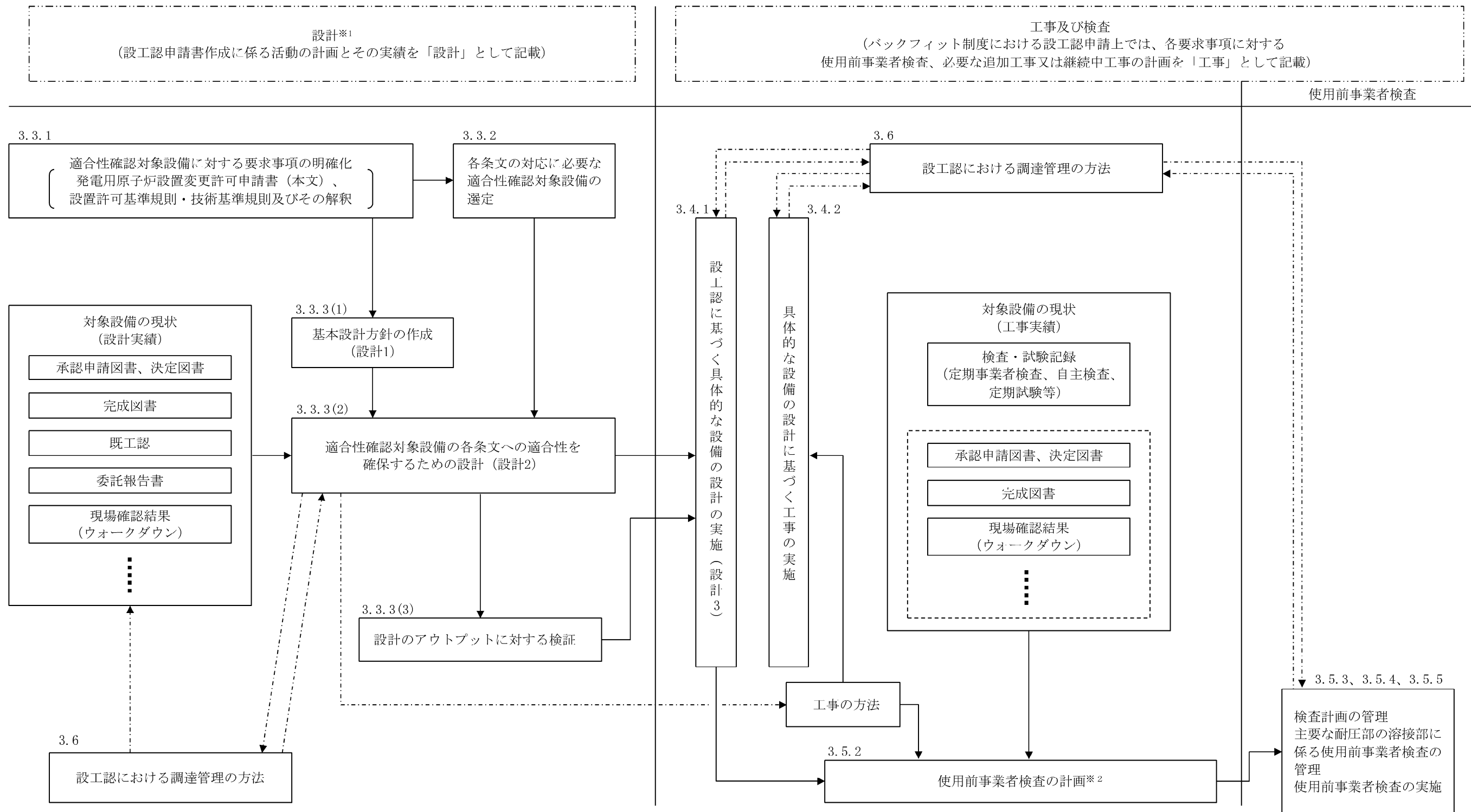
なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

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

第 3.2-1 表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

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

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



※1：バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成（設計1）し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計（設計2）を行う業務をいう。

また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。

※2：条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法（代替確認の考え方を含む。）の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。

— : 設工認の範囲

- - - - - : 必要に応じ実施する業務の流れ

第 3.2-1 図 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ

3.3 設計に係る品質管理の方法

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設計を主管する箇所の長は、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

設計を主管する箇所の長は、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。）に対する技術基準規則への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

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

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

「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。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

「設計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、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、設計1及び設計2の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計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

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

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 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかにより、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）を実施する。

- ・自社で設計する場合
- ・「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合
- ・「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合
- ・「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計3」を管理する場合

3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

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

3.5 使用前事業者検査の方法

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

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

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

①実設備の仕様の適合性確認

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

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

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

また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。

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

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

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

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

3.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ検査計画を作成する。

使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

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

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

施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。

(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検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。

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

(4) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。

第 3.5-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

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

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、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。

(1) 調達文書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）

調達を主管する箇所の長は、一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。

(2) 調達製品の管理

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

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

調達を主管する箇所の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。

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

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、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

(1) 計量器の管理

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。

V. 変更の理由

平成28年6月10日付け原規規第1606105号にて認可された工事計画において、以下のとおり変更を行う。

余熱除去設備の保守性の観点から、A、Bループ余熱除去系第2入口弁の弁ふたの取替えを行うものである。取替えに伴い、要日表の変更を行う。

なお、本申請の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」及びそれに関連する「発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書」は、平成28年6月10日付け原規規発第1606105号、平成29年7月19日付け原規規発第1707192号、平成30年1月31日付け原規規発第18013114号、平成30年6月27日付け原規規発第1806276号、平成30年8月6日付け原規規発第1808064号、平成30年11月26日付け原規規発第1811266号、平成31年1月28日付け原規規発第1901282号、平成31年3月27日付け原規規発第1903272号、平成31年4月26日付け原規規発第19042614号、令和元年6月21日付け原規規発第1906218号、令和元年8月19日付け原規規発第1908192号、令和2年1月24日付け原規規発第2001242号、令和2年2月19日付け原規規発第2002193号及び令和2年3月30日付け原規規発第2003305号にて認可された工事計画書並びに平成30年5月24日付け関原発第123号及び2019年10月4日付け関原発第267号にて届出した工事計画書には適用しない。

VI. 添付書類

1. 添付資料
2. 添付図面

1. 添付資料

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 5 クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書

資料 6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

資料 1 3 耐震性に関する説明書

資料 1 4 強度に関する説明書

資料 2 5 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

資料 4 8 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

(注1) 平成 28 年 6 月 10 日付け原規規発第1606105号、平成 30 年 1 月 31 日付け原規規発第18013114号、平成 30 年 8 月 6 日付け原規規発第1808064号、平成 30 年 11 月 26 日付け原規規発第1811266号、平成 31 年 1 月 28 日付け原規規発第1901282号、平成 31 年 3 月 27 日付け原規規発第1903272号、平成 31 年 4 月 26 日付け原規規発第19042614号、令和元年 6 月 21 日付け原規規発第1906218号、令和元年 8 月 19 日付け原規規発第1908192号、令和 2 年 1 月 24 日付け原規規発第2001242号、令和 2 年 2 月 19 日付け原規規発第2002193号及び令和 2 年 3 月 30 日付け原規規発第2003305号にて認可された工事計画書、令和 3 年 2 月 8 日付け原規規発第2102082号及び令和 4 年 3 月 4 日付け原規規発第2203043号にて認可された設計及び工事計画書並びに平成 30 年 5 月 24 日付け関原発第123号及び 2019 年 10 月 4 日付け関原発第267号にて届出した工事計画書の他の添付資料については、今回の設計及び工事の計画の変更に関係せず、記載内容に変更はない。

2. 添付図面

第3図 原子炉冷却系統施設に係る図面

(注) 他の添付図面については、平成28年6月10日付け原規規発第1606105号、平成30年1月31日付け原規規発第18013114号、平成30年8月6日付け原規規発第1808064号、令和2年2月19日付け原規規発第2002193号にて認可された工事計画書及び令和3年2月8日付け原規規発第2102082号にて認可された設計及び工事計画書並びに平成30年5月24日付け関原発第123号にて届出した工事計画書の記載に変更はない。

(1) 添 付 資 料

目 次

- 資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
 - 資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性
 - 資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性
- 資料 5 クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書
- 資料 6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
- 資料 1 3 耐震性に関する説明書
 - 資料 1 3-1 7 申請設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 1 7 3 原子炉冷却系統施設の耐震計算書
 - 資料 1 3-1 7-3-2 4 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書
 - 資料 1 3-1 7-3-2 5 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書
 - 資料 1 3-1 7-3-2 6 原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書
 - 資料 1 3-1 9 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
- 資料 1 4 強度に関する説明書
 - 資料 1 4-3 強度計算書の概要
 - 資料 1 4-3-1 クラス 1 管の強度計算書
 - 資料 1 4-3-2 クラス 1 弁の強度計算書
 - 資料 1 4-3-1 0 重大事故等クラス 2 管の強度計算書
- 資料 2 5 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書
- 資料 4 8 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
 - 資料 4 8-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
 - 資料 4 8-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

(注1) 平成 2 8 年 6 月 1 0 日付け原規規発第1606105号、平成 3 0 年 1 月 3 1 日付け原規規発第18013114号、平成 3 0 年 8 月 6 日付け原規規発第1808064号、平成 3 0 年 1 1 月 2 6 日付け原規規発第1811266号、平成 3 1 年 1 月 2 8 日付け原規規発第1901282号、平成 3 1 年 3 月 2 7 日付け原規規発第1903272号、平成 3 1 年 4 月 2 6 日付け原規規発第19042614号、令和元年 6 月 2 1 日付け原規規発第1906218号、令和元年 8 月 1 9 日付け原規規発第1908192号、令和 2 年 1 月 2 4 日付け原規規発第2001242号、令和 2 年 2 月 1 9 日付け原規規発第2002193号及び令和 2 年 3 月 3 0 日付け原規規発第2003305号にて認可された工事計画書、令和 3 年 2 月 8 日付け原規規発第2102082号及び令和 4 年 3 月 4 日付け原規規発第

2203043号にて認可された設計及び工事計画書並びに平成30年5月24日付け関原発第123号及び2019年10月4日付け関原発第267号にて届出した工事計画書の他の添付資料については、今回の設計及び工事の計画の変更に関係せず、記載内容に変更はない。

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

目 次

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 1 - 1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	T2-添1-1-1
2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	T2-添1-1-1

1. 概要

本資料は、今回の設計及び工事計画変更認可申請書（以下「本申請」という。）が発電用原子炉の設置の許可に抵触するものでないことを説明するものである。

2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

本申請は、原子炉冷却系統施設の修理であるが、対象設備の設備仕様については高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（令和4年6月1日付け原規規発第2206018号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に記載はない。また、令和4年5月30日付け原規規発第22053011号までに認可された設計及び工事の計画（以下「既工事計画書」という。）から、本申請に係る「基本設計方針」の変更はない。

従って、既工事計画書の記載に変更はなく、既工事計画書において確認された設置許可申請書との整合性に変更はない。

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

目 次

	頁
1. 概要	T2-添1-2-1
2. 基本方針	T2-添1-2-1
3. 記載の基本事項	T2-添1-2-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な 体制の整備に関する事項	T2-添1-2-2

1. 概要

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

2. 基本方針

設計及び工事の計画が高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（令和4年6月1日付け原規規発第2206018号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

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

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																													
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 原子力部門は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p>	<p>3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等</p> <p>設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用</p> <p>設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）</p> <table border="1" data-bbox="1092 533 2015 863"> <thead> <tr> <th>重要度*</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事</td> <td>Aクラス 又は Bクラス</td> </tr> <tr> <td>上記以外の設備に係る工事</td> <td>Cクラス</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1092 961 2015 1167"> <thead> <tr> <th rowspan="2">発電への影響度区分</th> <th colspan="6">安全上の機能別重要度区分</th> <th rowspan="2">その他</th> </tr> <tr> <th colspan="2">クラス1</th> <th colspan="2">クラス2</th> <th colspan="2">クラス3</th> </tr> <tr> <td></td> <td>PS-1</td> <td>MS-1</td> <td>PS-2</td> <td>MS-2</td> <td>PS-3</td> <td>MS-3</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R1</td> <td colspan="2" rowspan="3">A</td> <td colspan="4" rowspan="2">B</td> <td rowspan="3">C</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R2</td> </tr> <tr> <td>R3</td> </tr> </tbody> </table> <p>R1：その故障により発電停止となる設備 R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く） R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）</p> <table border="1" data-bbox="1092 1331 2015 1535"> <thead> <tr> <th>重要度</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）</td> <td>SA常設</td> </tr> <tr> <td>○重大事故等対処設備（可搬設備）</td> <td>SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.6.2 供給者の選定</p> <p>調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p>	重要度*	グレードの区分	次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス	上記以外の設備に係る工事	Cクラス	発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						その他	クラス1		クラス2		クラス3			PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3		R1	A		B				C		R2	R3	重要度	グレードの区分	○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設	○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い品質管理を行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のグレード分けを行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達のグレード分けを行うことから整合している。</p>	
重要度*	グレードの区分																																															
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス																																															
上記以外の設備に係る工事	Cクラス																																															
発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						その他																																									
	クラス1		クラス2		クラス3																																											
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3																																										
R1	A		B				C																																									
R2																																																
R3																																																
重要度	グレードの区分																																															
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設																																															
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）																																															

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、原子力部門の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>原子力部門は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 原子力部門の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況</p> <p>(4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>(9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>(10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>(11) 原子力部門内における各組織又は要員からの改善のための提案</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善</p> <p>b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																																	
	<p 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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">各段階</th> <th style="text-align: center;">保安規定品質マネジメントシステム 計画の対応項目</th> <th style="text-align: center;">概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">設計</td> <td style="text-align: center;">3.3</td> <td>設計に係る品質管理の方法</td> <td>7.3.1 設計開発計画</td> <td>適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.1 ※</td> <td>適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化</td> <td rowspan="2">7.3.2 設計開発に用いる情報</td> <td>設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">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> <td>技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.3(1) ※</td> <td>基本設計方針の作成（設計1）</td> <td>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</td> <td>要求事項を満足する基本設計方針の作成</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.3(2) ※</td> <td>適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</td> <td>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</td> <td>適合性確認対象設備に必要な設計の実施</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.3(3)</td> <td>設計のアウトプットに対する検証</td> <td>7.3.5 設計開発の検証</td> <td>基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.4 ※</td> <td>設計における変更</td> <td>7.3.7 設計開発の変更の管理</td> <td>設計対象の追加や変更時の対応</td> </tr> <tr> <td rowspan="8" style="text-align: center; vertical-align: middle;">工事及び検査</td> <td style="text-align: center;">3.4.1 ※</td> <td>設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）</td> <td>7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証</td> <td>設工認を実現するための具体的な設計</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.4.2</td> <td>具体的な設備の設計に基づく工事の実施</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>適合性確認対象設備の工事の実施</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.1</td> <td>使用前事業者検査での確認事項</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.2</td> <td>使用前事業者検査の計画</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.3</td> <td>検査計画の管理</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>使用前事業者検査を実施する際の工程管理</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.4</td> <td>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.5</td> <td>使用前事業者検査の実施</td> <td>7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等</td> <td>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">調達 3.6</td> <td>設工認における調達管理の方法</td> <td>7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等</td> <td>適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。</p>	各段階		保安規定品質マネジメントシステム 計画の対応項目	概要	設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画	3.3.1 ※	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足する基本設計方針の作成	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応	工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定	3.5.3	検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認	調達 3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理		
各段階		保安規定品質マネジメントシステム 計画の対応項目	概要																																																																	
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画																																																																
	3.3.1 ※	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化																																																																
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出																																																																
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足する基本設計方針の作成																																																																
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施																																																																
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック																																																																
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応																																																																
工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計																																																																
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施																																																																
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること																																																																
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定																																																																
	3.5.3	検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理																																																																
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理																																																																
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認																																																																
	調達 3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理																																																																

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する各組織の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。</p> <p>(1) 基本設計方針の作成（設計1）</p> <p>「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。</p> <p>(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</p> <p>「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。</p> <p>なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。</p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。</p> <p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>(3) 設計のアウトプットに対する検証</p> <p>設計を主管する箇所の長は、設計1及び設計2の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</p> <p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成</p> <p>検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発からのアウトプットを作成するために設計を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューには専門家を含めていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューの記録を管理していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の検証を実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																												
<p>7.3.7 設計開発の変更の管理 (1) 原子力部門は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。 (2) 原子力部門は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。 (3) 原子力部門は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。 (4) 原子力部門は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.4 調達 7.4.1 調達プロセス (1) 原子力部門は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</p>	<p>した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。 (4) 使用前事業者検査の実施 検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1101 499 2006 1157"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>解析書のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.3.4 設計における変更 設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。</p> <p>3.6 設工認における調達管理の方法 設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の変更管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理を実施していることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																											
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																											
		評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																										
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																											

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																												
<p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 原子力部門は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認の方法</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>原子力部門は、原子力部門の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 原子力部門は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、</p>	<p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1101 275 2006 932"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>解析書のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p>工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。</p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 計量器の管理</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い識別管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い監視測定のための設備の管理を実施していることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																											
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																											
評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																												
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																											

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

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

資料5 クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書

目 次

	頁
1. クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策	T2-添5-1

1. クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策

今回の申請に係るクラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書は、平成 28 年 6 月 10 日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画書から変更はない。

資料 6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

目 次

	頁
1. 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 ……	T2-添6-1

1. 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

今回の申請に係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は、令和4年3月4日付け原規規発第2203043号にて認可された設計及び工事計画書から変更はない。

なお、今回の申請におけるA、Bループ余熱除去系第2入口弁の弁ふた取替えについては、上記工事計画の資料6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」、「2.2 悪影響防止」、「2.3 環境条件等」及び「2.4 操作性及び試験・検査性」に基づき、認可された工事計画のとおり設計を行うことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。

資料 1 3 耐震性に関する説明書

目 次

- 資料 1 3 - 1 耐震設計の基本方針
- 資料 1 3 - 2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の概要
- 資料 1 3 - 3 地盤の支持性能に係る基本方針
- 資料 1 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
- 資料 1 3 - 5 波及的影響に係る基本方針
- 資料 1 3 - 6 地震応答解析の基本方針
 - 別紙 1 地震観測網について
 - 別紙 2 耐震工事完了後に実施する振動試験について
- 資料 1 3 - 7 設計用床応答曲線の作成方針
- 資料 1 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
- 資料 1 3 - 9 機能維持の基本方針
- 資料 1 3 - 1 0 ダクティリティに関する設計方針
- 資料 1 3 - 1 1 機器・配管の耐震支持方針
- 資料 1 3 - 1 2 配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
- 資料 1 3 - 1 3 ダクトの耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算書について
- 資料 1 3 - 1 4 補機（容器）の耐震計算について
- 資料 1 3 - 1 5 補機（ポンプ類）の耐震計算について

資料 13-16 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震計算書

資料 13-16-1 原子炉格納施設の基礎の耐震計算書

資料 13-16-2 外部しゃへい建屋の耐震計算書

資料 13-16-3 内部コンクリートの耐震計算書

別紙 鉄筋コンクリート構造物の重大事故等時の高温による影響（内部コンクリート）

資料 13-16-4 原子炉補助建屋の地震応答解析

資料 13-16-5 原子炉補助建屋の耐震計算書

資料 13-16-6 燃料油貯油そう基礎の地震応答解析

資料 13-16-7 燃料油貯油そう基礎の耐震計算書

資料 13-16-8 燃料油配管トンネルの地震応答解析

資料 13-16-9 燃料油配管トンネルの耐震計算書

資料 13-16-10 復水タンク基礎の地震応答解析

資料 13-16-11 復水タンク基礎の耐震計算書

資料 13-16-12 復水配管トレンチの地震応答解析

資料 13-16-13 復水配管トレンチの耐震計算書

資料 13-16-14 2号海水管トンネルの地震応答解析

資料 13-16-15 2号海水管トンネルの耐震計算書

資料 13-17 申請設備の耐震計算書

資料 13-17-1 原子炉本体の耐震計算書

資料 13-17-1-1 原子炉本体の耐震計算結果

資料 13-17-1-2 原子炉容器の耐震計算書

資料 13-17-1-3 燃料集合体の耐震計算書（使用前検査未完了設備を含む）

資料 13-17-1-4 炉内構造物（炉心支持構造物を含む）の耐震計算書

資料 13-17-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震計算書

資料 13-17-2-1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震計算結果

資料 13-17-2-2 使用済燃料ピットの耐震計算書

別紙 鉄筋コンクリート構造物の重大事故等時の高温による影響（使用済燃料ピット）

資料 13-17-2-3 使用済燃料ピットの熱応力解析

資料 13-17-2-4 使用済燃料ピットラックの耐震計算書

資料 13-17-2-5 使用済燃料ピット温度（AM用）の耐震計算書

資料 13-17-2-6 使用済燃料ピット水位（広域）の耐震計算書

資料 13-17-2-7 使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐震計算書

資料 13-17-2-8 破損燃料容器ラックの耐震計算書

- 資料 13-17-2-9 使用済燃料ピット用中性子吸収棒集合体の耐震計算書
- 資料 13-17-3 原子炉冷却系統施設の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-1 原子炉冷却系統施設の耐震計算結果
 - 資料 13-17-3-2 蒸気発生器の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-2-1 蒸気発生器（内部構造物を除く）の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-2-2 蒸気発生器内部構造物の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-3 冷却材ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-4 加圧器の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-5 余熱除去クーラの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-6 余熱除去ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-7 充てん／高圧注入ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-8 恒設代替低圧注水ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-9 原子炉下部キャビティ注水ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-10 アキュムレータの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-11 燃料取替用水タンクの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-12 ほう酸注入タンクの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-13 復水タンクの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-14 格納容器再循環サンプスクリーンの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-15 抽出水再生クーラの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-16 1次系冷却水クーラの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-17 海水ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-18 1次系冷却水ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-19 1次系冷却水タンクの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-20 海水ストレーナの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-21 タービン動補助給水ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-22 電動補助給水ポンプの耐震計算書
 - 資料 13-17-3-23 1次冷却材管の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-24 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-25 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書
 - 資料 13-17-3-26 原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-27 格納容器サンプBの耐震計算書
- 資料 13-17-4 計測制御系統施設の耐震計算書
 - 資料 13-17-4-1 計測制御系統施設の耐震計算結果

- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 制御棒クラスターの耐震計算書（挿入時間を含む）
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 ほう酸ポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 4 ほう酸タンクの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 5 ほう酸フィルタの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 6 A T W S 緩和設備の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 7 中性子源領域中性子束／中間領域中性子束／出力領域中性子束の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 8 1 次冷却材圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 9 1 次冷却材高温側温度（広域）の耐震計算書
- 資料 1 3 1 7 4 1 0 1 次冷却材低温側温度（広域）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 1 低温側安全注入流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 2 高温側安全注入流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 3 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 4 余熱除去クーラ出口流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 5 加圧器水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 6 格納容器圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 7 格納容器広域圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 8 格納容器内温度の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 9 蒸気発生器広域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 0 蒸気発生器狭域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 1 主蒸気ライン圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 2 内部スプレ流量積算の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 3 格納容器サンプル B 広域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 4 格納容器サンプル B 狭域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 5 原子炉格納容器水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 6 原子炉下部キャビティ水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 7 燃料取替用水タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 8 復水タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 9 ほう酸タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 0 1 次系冷却水タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 1 原子炉水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 2 蒸気発生器補助給水流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 3 中央制御設備の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 3 - 1 運転コンソールの耐震計算書

- 資料 13-17-4-33-2 安全系VDUプロセッサ盤の耐震計算書
- 資料 13-17-4-33-3 安全系マルチプレクサ盤の耐震計算書
- 資料 13-17-4-34 安全パラメータ表示システム（SPDS）の耐震計算書
 - 資料 13-17-4-34-1 SA監視操作盤の耐震計算書
 - 資料 13-17-4-34-2 SA入出力盤の耐震計算書
- 資料 13-17-4-35 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の耐震計算書
- 資料 13-17-4-36 炉外核計装盤の耐震計算書
- 資料 13-17-4-37 安全保護装置の耐震計算書
 - 資料 13-17-4-37-1 原子炉保護系計器ラックの耐震計算書
 - 資料 13-17-4-37-2 原子炉保護系リレーラックの耐震計算書
 - 資料 13-17-4-37-3 安全防護系シーケンス盤の耐震計算書
 - 資料 13-17-4-37-4 安全防護系シーケンス盤現場入出力盤の耐震計算書
- 資料 13-17-4-38 原子炉トリップしゃ断器の耐震計算書
- 資料 13-17-4-39 格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器の耐震計算書
- 資料 13-17-4-40 格納容器雰囲気ガスサンプリング湿分分離器の耐震計算書
- 資料 13-17-4-41 計器用補助空気そうの耐震計算書
- 資料 13-17-5 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震計算書
 - 資料 13-17-5-1 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震計算結果
- 資料 13-17-6 放射線管理施設の耐震計算書
 - 資料 13-17-6-1 放射線管理施設の耐震計算結果
 - 資料 13-17-6-2 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の耐震計算書
 - 資料 13-17-6-3 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の耐震計算書
 - 資料 13-17-6-4 放射線監視盤の耐震計算書
- 資料 13-17-7 原子炉格納施設の耐震計算書
 - 資料 13-17-7-1 原子炉格納施設の耐震計算結果
 - 資料 13-17-7-2 原子炉格納施設の地震応答解析
 - 資料 13-17-7-3 原子炉格納施設の基礎の耐震計算書
 - 別紙 鉄筋コンクリート構造物の重大事故等時の高温による影響(原子炉格納施設の基礎)
 - 資料 13-17-7-4 原子炉格納容器の耐震計算書
 - 資料 13-17-7-4-1 原子炉格納容器本体の耐震計算書
 - 資料 13-17-7-4-2 原子炉格納容器貫通部の耐震計算書
 - 資料 13-17-7-5 外部しゃへい建屋の耐震計算書
 - 別紙 1 外部しゃへい建屋アニュラス部の気密性に関する計算書
 - 別紙 2 個々の構成要素の健全性検討

- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 6 原子炉格納施設の熱応力解析
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 7 内部スプレクーラの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 8 内部スプレポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 9 格納容器循環冷暖房ユニットの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 1 0 静的触媒式水素再結合装置の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 1 1 原子炉格納容器水素燃焼装置の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 1 2 アニュラス循環排気ファンの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 1 3 アニュラス循環排気フィルタユニットの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 7 - 1 4 補助建屋よう素除去排気ファンの耐震計算書
- 資料 1 3 1 7 8 非常用電源設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 非常用電源設備の耐震計算結果
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 ディーゼル発電設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 3 燃料油移送ポンプの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 4 燃料油貯油そうの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 5 空冷式非常用発電装置の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 5 - 1 空冷式非常用発電装置（ディーゼル機関）の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 5 - 2 空冷式非常用発電装置（燃料油サービスタンク）の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 5 - 3 空冷式非常用発電装置（発電機）の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 5 - 4 空冷式非常用発電装置（制御盤）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 6 蓄電池の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 7 代替所内電気設備変圧器の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 8 代替所内電気設備分電盤の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 8 - 1 代替所内電気設備分電盤－1の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 8 - 2 代替所内電気設備分電盤－2の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 8 - 3 代替所内電気設備分電盤－3の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 9 S A監視計器用電源の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 0 S A監視計器用電源用電源切替盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 1 空冷式非常用発電装置用給油ポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 2 ディーゼル発電機制御盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 3 メタルクラッド開閉装置（非常用）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 4 パワーセンタ（非常用）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 5 コントロールセンタ（非常用）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 1 6 動力変圧器（非常用）の耐震計算書

- 資料 13-17-8-17 可搬式代替電源用接続盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-18 計器用電源用代替所内電気設備切替盤の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-18-1 A・C 計器用電源用代替所内電気設備切替盤の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-18-2 B・D 計器用電源用代替所内電気設備切替盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-19 アニュラス循環排気ファン現場操作盤の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-19-1 A アニュラス循環排気ファン現場操作盤の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-19-2 B アニュラス循環排気ファン現場操作盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-20 電動弁現場操作盤の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-20-1 A 電動弁現場操作盤-1 の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-20-2 A 電動弁現場操作盤-2 の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-20-3 A 電動弁現場操作盤-3 の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-20-4 B 電動弁現場操作盤-1 の耐震計算書
 - 資料 13-17-8-20-5 B 電動弁現場操作盤-2 の耐震計算書
- 資料 13-17-8-21 可搬式整流器用分電盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-22 空冷式非常用発電装置中継・接続盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-23 号機間融通用高圧ケーブル接続盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-24 号機間融通用高圧ケーブルコネクタ盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-25 代替所内電気設備高圧ケーブル分岐盤の耐震計算書
- 資料 13-17-8-26 計器用電源の耐震計算書
- 資料 13-17-9 浸水防護施設の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-1 浸水防護施設の耐震計算結果
 - 資料 13-17-9-2 海水ポンプ室浸水防止蓋の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-2-1 浸水防止蓋（マンホール）の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-2-2 浸水防止蓋（機器搬入用蓋）の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-2-3 浸水防止蓋（電気防食電極ボックス用蓋）の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-3 循環水ポンプ室浸水防止蓋の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-4 水密扉の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-4-1 水密扉の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-4-2 水密扉（浸水防護重点化範囲境界壁）の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-5 内郭浸水防護堰の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-6 主蒸気配管・主給水配管区画の耐震計算書
 - 資料 13-17-9-6-1 主蒸気配管・主給水配管区画壁の耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 6 - 2 主蒸気配管・主給水配管区画水密扉の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 6 - 3 主蒸気配管・主給水配管区画床の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 7 潮位観測システム（防護用）の耐震計算書
 - 別紙 潮位観測システム（防護用）の電線路及び潮位観測システム（防護用）の電線路が設置された建物・構築物の耐震性
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 8 潮位計の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 1 0 補機駆動用燃料設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 1 0 - 1 補機駆動用燃料設備の耐震計算結果
- 資料 1 3 - 1 7 - 1 1 非常用取水設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 1 1 - 1 非常用取水設備の耐震計算結果
 - 資料 1 3 - 1 7 - 1 1 - 2 海水ポンプ室の地震応答解析
 - 資料 1 3 - 1 7 - 1 1 - 3 海水ポンプ室の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 1 2 緊急時対策所の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 1 2 - 1 緊急時対策所の耐震計算結果

- 資料 1 3 - 1 8 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 1 波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の耐震評価方針
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 1 タービン建屋の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 2 燃料取扱建屋の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 3 格納容器ポーラクレーンの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 4 使用済燃料ピットクレーンの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 5 海水ポンプ室竜巻飛来物防護対策設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 6 復水タンク竜巻飛来物防護対策設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 7 主蒸気管ヘッダ室竜巻飛来物防護対策設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 8 補助建屋竜巻飛来物防護対策設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 9 使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 1 0 耐火隔壁の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 1 1 移動式クレーンの波及的影響に係る計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 1 2 循環水ポンプの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 1 3 1次系純水タンクの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 8 - 2 - 1 4 冷却材ポンプモータの耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 9 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

資料 1 3 - 2 0 地震時の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能に係る耐震計算書

別添 1 火災防護設備の耐震性に関する説明書

別添 1 - 1 火災防護設備の耐震計算の方針

別添 1 - 2 火災感知設備の耐震計算書

別添 1 - 2 - 1 火災感知器の耐震計算書

別添 1 - 3 消火設備の耐震計算書

別添 1 - 3 - 1 全域ハロン消火設備（共用分配型）ボンベ設備の耐震計算書

別添 1 - 3 - 2 全域ハロン消火設備（共用分配型）選択弁の耐震計算書

別添 1 - 3 - 3 全域ハロン消火設備（共用分配型）制御盤の耐震計算書

別添 1 - 3 - 4 全域ハロン消火設備（パッケージ型）消火ユニット、局所ハロン消火設備消火ユニット、二酸化炭素消火設備（海水ポンプ）消火ユニット、ケールトレイ消火設備消火ユニットの耐震計算書

別添 1 - 3 - 5 二酸化炭素消火設備（ディーゼル発電機室）ボンベ設備の耐震計算書

別添 1 - 3 - 6 二酸化炭素消火設備（ディーゼル発電機室）選択弁の耐震計算書

別添 1 - 3 - 7 二酸化炭素消火設備（ディーゼル発電機室）制御盤の耐震計算書

別添 1 - 3 - 8 スプリンクラー制御盤の耐震計算書

別添 1 - 3 - 9 スプリンクラー予作動弁の耐震計算書

別添 1 - 3 - 1 0 スプリンクラーヘッドの耐震計算書

別添 1 - 3 - 1 1 消火設備配管の耐震計算書

別添 1 4 火災防護設備の水平 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

別添 2 津波影響軽減施設の耐震性に関する説明書

別添 3 溢水防護に係る施設の耐震性に関する説明書

別添 3 - 1 溢水防護に係る施設の耐震計算の方針

別添 3 - 2 溢水源としない耐震 B, C クラスの機器の耐震計算書

別添 3 - 3 水密区画壁の耐震計算書

別添 3 - 4 貫通部止水処置の耐震計算書

別添 3 - 5 防護カバーの耐震計算書

別添 3 - 6 ドレンライン逆止弁の耐震計算書

別添 3 - 7 溢水防護に係る施設の水平 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

別添 4 可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書

別添 4 - 1 可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針

別添 4 - 2 可搬型重大事故等対処設備の保管エリア等における入力地震動

別添 4 - 3 可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震計算書

- 別添 4-4 可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震計算書
- 別添 4-5 可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震計算書
- 別添 4-6 可搬型重大事故等対処設備の水平 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

(注1) 資料 1 3 - 1 7 「申請設備の耐震計算書」、資料 1 3 - 1 7 - 3 「原子炉冷却系統施設の耐震計算書」、資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 4 「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」、資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 5 「原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書」、資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 6 「原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書」及び資料 1 3 - 1 9 「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」以外は、平成 2 8 年 6 月 1 0 日付け原規規発第1606105号、平成 3 0 年 1 月 3 1 日付け原規規発第 18013114号、平成 3 0 年 8 月 6 日付け原規規発第1808064号、平成 3 0 年 1 1 月 2 6 日付け原規規発第1811266号、平成 3 1 年 3 月 2 7 日付け原規規発第1903272号及び令和元年 8 月 1 9 日付け原規規発第1908192号にて認可された工事計画書並びに令和 3 年 2 月 8 日付け原規規発第2102082号にて認可された設計及び工事計画書の記載に変更はない。

資料 1 3 - 1 7 申請設備の耐震計算書

申請設備の耐震計算書は、以下の資料より構成されている。

資料 13-17-1 原子炉本体の耐震計算書

- 資料 13-17-1-1 原子炉本体の耐震計算結果
- 資料 13-17-1-2 原子炉容器の耐震計算書
- 資料 13-17-1-3 燃料集合体の耐震計算書（使用前検査未完了設備を含む）
- 資料 13-17-1-4 炉内構造物（炉心支持構造物を含む）の耐震計算書

資料 13-17-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震計算書

- 資料 13-17-2-1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震計算結果
- 資料 13-17-2-2 使用済燃料ピットの耐震計算書
 - 別紙 鉄筋コンクリート構造物の重大事故等時の高温による影響（使用済燃料ピット）
- 資料 13-17-2-3 使用済燃料ピットの熱応力解析
- 資料 13-17-2-4 使用済燃料ピットラックの耐震計算書
- 資料 13-17-2-5 使用済燃料ピット温度（AM用）の耐震計算書
- 資料 13-17-2-6 使用済燃料ピット水位（広域）の耐震計算書
- 資料 13-17-2-7 使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐震計算書
- 資料 13-17-2-8 破損燃料容器ラックの耐震計算書
- 資料 13-17-2-9 使用済燃料ピット用中性子吸収棒集合体の耐震計算書

資料 13-17-3 原子炉冷却系統施設の耐震計算書

- 資料 13-17-3-1 原子炉冷却系統施設の耐震計算結果
- 資料 13-17-3-2 蒸気発生器の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-2-1 蒸気発生器（内部構造物を除く）の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-2-2 蒸気発生器内部構造物の耐震計算書
- 資料 13-17-3-3 冷却材ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-4 加圧器の耐震計算書
- 資料 13-17-3-5 余熱除去クーラの耐震計算書
- 資料 13-17-3-6 余熱除去ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-7 充てん／高圧注入ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-8 恒設代替低圧注水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-9 原子炉下部キャビティ注水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-10 アキュムレータの耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 1 燃料取替用水タンクの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 2 ほう酸注入タンクの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 3 復水タンクの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 4 格納容器再循環サンプスクリーンの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 5 抽出水再生クーラの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 6 1 次系冷却水クーラの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 7 海水ポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 8 1 次系冷却水ポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 1 9 1 次系冷却水タンクの耐震計算書
- 資料 1 3 1 7 3 2 0 海水ストレーナの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 1 タービン動補助給水ポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 2 電動補助給水ポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 3 1 次冷却材管の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 4 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 5 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する
説明書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 6 原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 7 格納容器サンプ B の耐震計算書

資料 1 3 - 1 7 - 4 計測制御系統施設の耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 計測制御系統施設の耐震計算結果
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 制御棒クラスタの耐震計算書（挿入時間を含む）
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 ほう酸ポンプの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 4 ほう酸タンクの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 5 ほう酸フィルタの耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 6 A T W S 緩和設備の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 7 中性子源領域中性子束／中間領域中性子束／出力領域中性子束の耐
震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 8 1 次冷却材圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 9 1 次冷却材高温側温度（広域）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 0 1 次冷却材低温側温度（広域）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 1 低温側安全注入流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 2 高温側安全注入流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 3 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 4 余熱除去クーラ出口流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 5 加圧器水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 6 格納容器圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 7 格納容器広域圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 8 格納容器内温度の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 1 9 蒸気発生器広域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 0 蒸気発生器狭域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 1 主蒸気ライン圧力の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 2 内部スプレ流量積算の耐震計算書
- 資料 1 3 1 7 4 2 3 格納容器サンプル B 広域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 4 格納容器サンプル B 狭域水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 5 原子炉格納容器水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 6 原子炉下部キャビティ水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 7 燃料取替用水タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 8 復水タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 2 9 ほう酸タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 0 1 次系冷却水タンク水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 1 原子炉水位の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 2 蒸気発生器補助給水流量の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 3 中央制御設備の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 3 - 1 運転コンソールの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 3 - 2 安全系 V D U プロセッサ盤の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 3 - 3 安全系マルチプレクサ盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 4 安全パラメータ表示システム (S P D S) の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 4 - 1 S A 監視操作盤の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 4 - 2 S A 入出力盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 5 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 6 炉外核計装盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 7 安全保護装置の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 7 - 1 原子炉保護系計器ラックの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 7 - 2 原子炉保護系リレーラックの耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 7 - 3 安全防護系シーケンス盤の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 7 - 4 安全防護系シーケンス盤現場入出力盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 4 - 3 8 原子炉トリップしゃ断器の耐震計算書

- 資料 13-17-4-39 格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器の耐震計算書
- 資料 13-17-4-40 格納容器雰囲気ガスサンプリング湿分分離器の耐震計算書
- 資料 13-17-4-41 計器用補助空気そうの耐震計算書

資料 13-17-5 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震計算書

- 資料 13-17-5-1 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震計算結果

資料 13-17-6 放射線管理施設の耐震計算書

- 資料 13-17-6-1 放射線管理施設の耐震計算結果
- 資料 13-17-6-2 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の耐震計算書
- 資料 13-17-6-3 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の耐震計算書
- 資料 13-17-6-4 放射線監視盤の耐震計算書

資料 13-17-7 原子炉格納施設の耐震計算書

- 資料 13-17-7-1 原子炉格納施設の耐震計算結果
- 資料 13-17-7-2 原子炉格納施設の地震応答解析
- 資料 13-17-7-3 原子炉格納施設の基礎の耐震計算書
 - 別紙 鉄筋コンクリート構造物の重大事故等時の高温による影響（原子炉格納施設の基礎）
- 資料 13-17-7-4 原子炉格納容器の耐震計算書
 - 資料 13-17-7-4-1 原子炉格納容器本体の耐震計算書
 - 資料 13-17-7-4-2 原子炉格納容器貫通部の耐震計算書
- 資料 13-17-7-5 外部しゃへい建屋の耐震計算書
 - 別紙 1 外部しゃへい建屋アニュラス部の気密性に関する計算書
 - 別紙 2 個々の構成要素の健全性検討
- 資料 13-17-7-6 原子炉格納施設の熱応力解析
- 資料 13-17-7-7 内部スプレクーラの耐震計算書
- 資料 13-17-7-8 内部スレポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-7-9 格納容器循環冷暖房ユニットの耐震計算書
- 資料 13-17-7-10 静的触媒式水素再結合装置の耐震計算書
- 資料 13-17-7-11 原子炉格納容器水素燃焼装置の耐震計算書
- 資料 13-17-7-12 アニュラス循環排気ファンの耐震計算書
- 資料 13-17-7-13 アニュラス循環排気フィルタユニットの耐震計算書
- 資料 13-17-7-14 補助建屋よう素除去排気ファンの耐震計算書

資料 13-17-8 非常用電源設備の耐震計算書

資料 13-17-8-1 非常用電源設備の耐震計算結果

資料 13-17-8-2 ディーゼル発電設備の耐震計算書

資料 13-17-8-3 燃料油移送ポンプの耐震計算書

資料 13-17-8-4 燃料油貯油そうの耐震計算書

資料 13-17-8-5 空冷式非常用発電装置の耐震計算書

資料 13-17-8-5-1 空冷式非常用発電装置（ディーゼル機関）の耐震計算書

資料 13-17-8-5-2 空冷式非常用発電装置（燃料油サービスタンク）の耐震計算書

資料 13-17-8-5-3 空冷式非常用発電装置（発電機）の耐震計算書

資料 13-17-8-5-4 空冷式非常用発電装置（制御盤）の耐震計算書

資料 13-17-8-6 蓄電池の耐震計算書

資料 13-17-8-7 代替所内電気設備変圧器の耐震計算書

資料 13-17-8-8 代替所内電気設備分電盤の耐震計算書

資料 13-17-8-8-1 代替所内電気設備分電盤-1の耐震計算書

資料 13-17-8-8-2 代替所内電気設備分電盤-2の耐震計算書

資料 13-17-8-8-3 代替所内電気設備分電盤-3の耐震計算書

資料 13-17-8-9 SA監視計器用電源の耐震計算書

資料 13-17-8-10 SA監視計器用電源用電源切替盤の耐震計算書

資料 13-17-8-11 空冷式非常用発電装置用給油ポンプの耐震計算書

資料 13-17-8-12 ディーゼル発電機制御盤の耐震計算書

資料 13-17-8-13 メタルクラッド開閉装置（非常用）の耐震計算書

資料 13-17-8-14 パワーセンタ（非常用）の耐震計算書

資料 13-17-8-15 コントロールセンタ（非常用）の耐震計算書

資料 13-17-8-16 動力変圧器（非常用）の耐震計算書

資料 13-17-8-17 可搬式代替電源用接続盤の耐震計算書

資料 13-17-8-18 計器用電源用代替所内電気設備切替盤の耐震計算書

資料 13-17-8-18-1 A・C計器用電源用代替所内電気設備切替盤の耐震計算書

資料 13-17-8-18-2 B・D計器用電源用代替所内電気設備切替盤の耐震計算書

資料 13-17-8-19 アニュラス循環排気ファン現場操作盤の耐震計算書

資料 13-17-8-19-1 Aアニュラス循環排気ファン現場操作盤の耐震計算書

資料 13-17-8-19-2 Bアニュラス循環排気ファン現場操作盤の耐震計算書

資料 13-17-8-20 電動弁現場操作盤の耐震計算書

資料 13-17-8-20-1 A電動弁現場操作盤-1の耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 0 - 2 A 電動弁現場操作盤 - 2 の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 0 - 3 A 電動弁現場操作盤 - 3 の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 0 - 4 B 電動弁現場操作盤 - 1 の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 0 - 5 B 電動弁現場操作盤 - 2 の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 1 可搬式整流器用分電盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 2 空冷式非常用発電装置中継・接続盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 3 号機間融通用高圧ケーブル接続盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 4 号機間融通用高圧ケーブルコネクタ盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 5 代替所内電気設備高圧ケーブル分岐盤の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 8 - 2 6 計器用電源の耐震計算書

資料 1 3 - 1 7 - 9 浸水防護施設の耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 1 浸水防護施設の耐震計算結果
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 2 海水ポンプ室浸水防止蓋の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 2 - 1 浸水防止蓋（マンホール）の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 2 - 2 浸水防止蓋（機器搬入用蓋）の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 2 - 3 浸水防止蓋（電気防食電極ボックス用蓋）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 3 循環水ポンプ室浸水防止蓋の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 4 水密扉の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 4 - 1 水密扉の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 4 - 2 水密扉（浸水防護重点化範囲境界壁）の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 5 内郭浸水防護堰の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 6 主蒸気配管・主給水配管区画の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 6 - 1 主蒸気配管・主給水配管区画壁の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 6 - 2 主蒸気配管・主給水配管区画水密扉の耐震計算書
 - 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 6 - 3 主蒸気配管・主給水配管区画床の耐震計算書
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 7 潮位観測システム（防護用）の耐震計算書
 - 別紙 潮位観測システム（防護用）の電線路及び潮位観測システム（防護用）の電線路が設置された建物・構築物の耐震性
- 資料 1 3 - 1 7 - 9 - 8 潮位計の耐震計算書

資料 1 3 - 1 7 - 1 0 補機駆動用燃料設備の耐震計算書

- 資料 1 3 - 1 7 - 1 0 - 1 補機駆動用燃料設備の耐震計算結果

資料 13-17-11 非常用取水設備の耐震計算書

資料 13-17-11-1 非常用取水設備の耐震計算結果

資料 13-17-11-2 海水ポンプ室の地震応答解析

資料 13-17-11-3 海水ポンプ室の耐震計算書

資料 13-17-12 緊急時対策所の耐震計算書

資料 13-17-12-1 緊急時対策所の耐震計算結果

(注1) 資料 13-17-3 「原子炉冷却系統施設の耐震計算書」、資料 13-17-3-24 「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」、資料 13-17-3-25 「原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書」及び資料 13-17-3-26 「原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書」以外は、平成 28 年 6 月 10 日付け原規規発第1606105号、平成 30 年 1 月 31 日付け原規規発第18013114号、平成 30 年 8 月 6 日付け原規規発第1808064号及び平成 30 年 11 月 26 日付け原規規発第1811266号にて認可された工事計画書並びに令和 3 年 2 月 8 日付け原規規発第2102082号にて認可された設計及び工事計画書の記載に変更はない。

資料 1 3 - 1 7 - 3 原子炉冷却系統施設の耐震計算書

原子炉冷却系統施設の耐震計算書は、以下の資料より構成されている。

- 資料 13-17-3-1 原子炉冷却系統施設の耐震計算結果
- 資料 13-17-3-2 蒸気発生器の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-2-1 蒸気発生器（内部構造物を除く）の耐震計算書
 - 資料 13-17-3-2-2 蒸気発生器内部構造物の耐震計算書
- 資料 13-17-3-3 冷却材ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-4 加圧器の耐震計算書
- 資料 13-17-3-5 余熱除去クーラの耐震計算書
- 資料 13-17-3-6 余熱除去ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-7 充てん／高圧注入ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-8 恒設代替低圧注水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-9 原子炉下部キャビティ注水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-10 アキュムレータの耐震計算書
- 資料 13-17-3-11 燃料取替用水タンクの耐震計算書
- 資料 13-17-3-12 ほう酸注入タンクの耐震計算書
- 資料 13-17-3-13 復水タンクの耐震計算書
- 資料 13-17-3-14 格納容器再循環サンプスクリーンの耐震計算書
- 資料 13-17-3-15 抽出水再生クーラの耐震計算書
- 資料 13-17-3-16 1次系冷却水クーラの耐震計算書
- 資料 13-17-3-17 海水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-18 1次系冷却水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-19 1次系冷却水タンクの耐震計算書
- 資料 13-17-3-20 海水ストレーナの耐震計算書
- 資料 13-17-3-21 タービン動補助給水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-22 電動補助給水ポンプの耐震計算書
- 資料 13-17-3-23 1次冷却材管の耐震計算書
- 資料 13-17-3-24 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書
- 資料 13-17-3-25 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書
- 資料 13-17-3-26 原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書
- 資料 13-17-3-27 格納容器サンプBの耐震計算書

(注1) 資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」、資料13-17-3-25「原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書」及び資料13-17-3-26「原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書」以外は、平成28年6月10日付け原規規発第1606105号、平成30年8月6日付け原規規発第1808064号及び平成30年11月26日付け原規規発第1811266号にて認可された工事計画書の記載に変更はない。

資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 4 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書

目 次

	頁
1. 原子炉冷却系統施設の配管	T2-添13-17-3-24-1
1.1 概要	T2-添13-17-3-24-1
1.2 基本方針	T2-添13-17-3-24-1
1.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-24-1
1.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-24-1
1.3 耐震評価範囲	T2-添13-17-3-24-3
1.4 地震応答解析及び応力評価	T2-添13-17-3-24-19
1.4.1 基本方針	T2-添13-17-3-24-19
1.4.2 荷重の組合せ及び許容応力	T2-添13-17-3-24-19
1.4.3 設計用地震力	T2-添13-17-3-24-47
1.4.4 解析モデル及び諸元	T2-添13-17-3-24-56
1.4.5 固有値	T2-添13-17-3-24-113
1.5 評価結果	T2-添13-17-3-24-149
1.5.1 設計基準対象施設としての評価結果	T2-添13-17-3-24-149
1.5.2 重大事故等対処施設としての評価結果	T2-添13-17-3-24-154
2. 原子炉冷却系統施設の配管のうち	
原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲	T2-添13-17-3-24-157
2.1 概要	T2-添13-17-3-24-157
2.2 基本方針	T2-添13-17-3-24-157
2.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-24-157
2.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-24-157
2.3 耐震評価範囲	T2-添13-17-3-24-157
2.4 地震応答解析及び応力評価	T2-添13-17-3-24-160
2.4.1 基本方針	T2-添13-17-3-24-160
2.4.2 荷重の組合せ及び許容応力	T2-添13-17-3-24-160
2.4.3 設計用地震力	T2-添13-17-3-24-165
2.4.4 解析モデル及び諸元	T2-添13-17-3-24-167
2.4.5 固有値	T2-添13-17-3-24-179
2.5 評価結果	T2-添13-17-3-24-187
2.5.1 設計基準対象施設としての評価結果	T2-添13-17-3-24-187
2.5.2 重大事故等対処施設としての評価結果	T2-添13-17-3-24-194

3. 原子炉冷却系統施設の配管のうち使用前検査未完了設備	T2-添13-17-3-24-198
3.1 概要	T2-添13-17-3-24-198
3.2 基本方針	T2-添13-17-3-24-198
3.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-24-198
3.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-24-198
3.3 耐震評価範囲	T2-添13-17-3-24-199
3.4 地震応答解析及び応力評価	T2-添13-17-3-24-202
3.4.1 基本方針	T2-添13-17-3-24-202
3.4.2 荷重の組合せ及び許容応力	T2-添13-17-3-24-202
3.4.3 設計用地震力	T2 添13 17 3 24 207
3.4.4 解析モデル及び諸元	T2-添13-17-3-24-210
3.4.5 固有値	T2-添13-17-3-24-226
3.5 評価結果	T2-添13-17-3-24-236
3.5.1 設計基準対象施設としての評価結果	T2-添13-17-3-24-236

(注1) 1.4.4「解析モデル及び諸元」、1.4.5「固有値」、1.5.1「設計基準対象施設としての評価結果」、1.5.2「重大事故等対処施設としての評価結果」、2.4.4「解析モデル及び諸元」、2.4.5「固有値」、2.5.1「設計基準対象施設としての評価結果」及び2.5.2「重大事故等対処施設としての評価結果」以外は、平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画書の記載に変更はない。

1. 原子炉冷却系統施設の配管

1.1 概要

本章は資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に記載の耐震計算方法を用いて、原子炉冷却系統施設の配管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説明するものである。その耐震評価は配管の地震応答解析及び応力評価により行う。

原子炉冷却系統施設の配管においては、設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処施設にお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に分類される。以下、それぞれの分類に応じた耐震評価結果を示す。

原子炉冷却系等施設の配管において、既設のSクラス施設のうち最高使用温度150℃を超え、かつ口径が4B以上の配管（以下「高温配管」という）は、3次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析及び応力評価を行う。

格納容器内の主蒸気管及び格納容器内の主給水管については、1次冷却材ループとあわせて建屋－機器・配管の連成モデルを用いた時刻歴応答解析を行うこととし、解析方法、入力条件については、資料13-17-3-23「1次冷却材管の耐震計算書」に示す。

また、内部スプレ設備配管は、高温配管以外に分類されるが、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に基づき、3次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析及び応力評価を行う。

評価結果は系統設備ごとに一次応力、一次＋二次応力、疲労評価におけるそれぞれの裕度（発生値／許容値）が最も厳しい評価点が含まれるブロックを代表として記載する。

1.2 基本方針

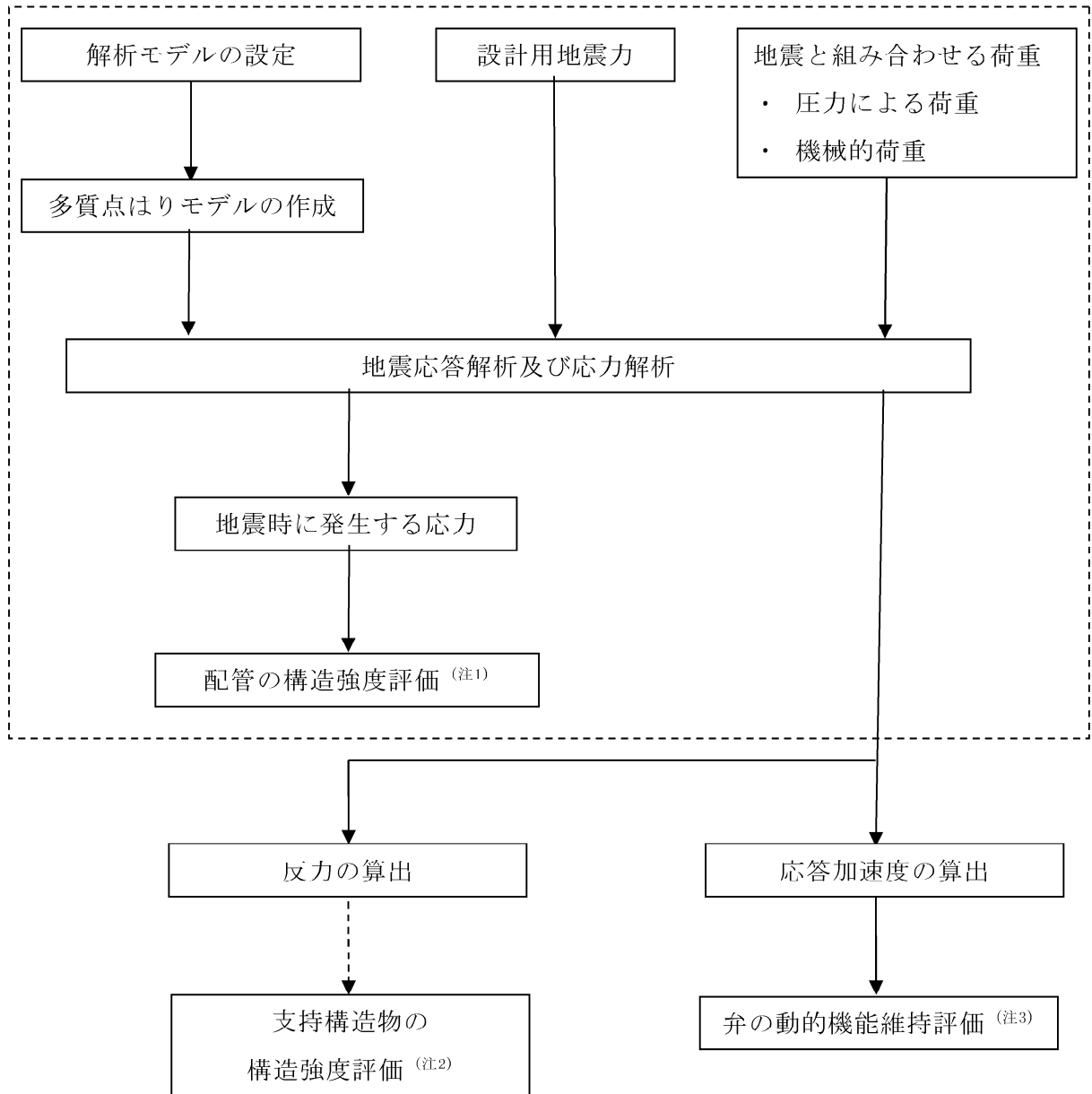
1.2.1 構造の説明

資料13-11「機器・配管の耐震支持方針」にて設定した配管の支持方針及び資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」の設計の原則に基づき設計する。

1.2.2 評価方針

原子炉冷却系等施設の配管の応力評価は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界を踏まえて、「1.3 耐震評価範囲」にて設定する範囲に作用する応力が許容限界内に収まることを、「1.4 地震応答解析及び応力評価」にて示す方法にて確認することで実施する。

原子炉冷却系統施設の配管の耐震評価フローを第1.2-1図内の点線枠に示す。



(注1) 本資料にて記載

(注2) 資料13-17-3-25「原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書」に示す。

(注3) 資料13-17-3-26「原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書」に示す。

第1.2-1図 配管・配管支持構造物・弁の耐震評価フロー

1.3 耐震評価範囲

評価範囲の一覧を第1.3-1表に示す。そのうち、本章にて記載する代表ブロックの耐震評価範囲を第1.3-1図～第1.3-9図に示す。

第1.3-1表 評価対象一覧 (1/7)

評価対象設備	設備名称	評価部位	評価方法	代表
1次冷却設備 配管	RC01	配管本体 (クラス1)	3次元はりモデル 解析	
	RC02	配管本体 (クラス1)		○
	RC03、04	配管本体 (クラス1)		
	RC05	配管本体 (クラス1)		
	RC06	配管本体 (クラス1)		
	RC07	配管本体 (クラス1)		

第1.3-1表 評価対象一覧 (2/7)

評価対象設備	設備名称	評価部位	評価方法	代表
主蒸気設備 配管	MS04	配管本体 (クラス2)	3次元はりモデル 解析	○
	MS05	配管本体 (クラス2)		
	MS06	配管本体 (クラス2)		
	TDAFWP01	配管本体 (クラス2)		
	MS01a	配管本体 (クラス2)	ループ解析	
	MS01b	配管本体 (クラス2)		
	MS01c	配管本体 (クラス2)		

第1.3-1表 評価対象一覧 (3/7)

評価対象設備	設備名称	評価部位	評価方法	代表
主給水設備 配管	FW04	配管本体 (クラス2)	3次元はりモデル 解析	○
	FW05	配管本体 (クラス2)		○
	FW06	配管本体 (クラス2)		
	AFW02a	配管本体 (クラス2)		
	AFW02b	配管本体 (クラス2)		
	AFW02c	配管本体 (クラス2)		
	FW01a	配管本体 (クラス2)	ループ解析	
	FW01b	配管本体 (クラス2)		
	FW01c	配管本体 (クラス2)		

第1.3-1表 評価対象一覧 (4/7)

評価対象設備	設備名称	評価部位	評価方法	代表
余熱除去設備 配管	RH01	配管本体 (クラス1)	3次元はりモデル 解析	
		配管本体 (クラス2)		
	RH02	配管本体 (クラス2)		
	RH03	配管本体 (クラス2)		
	RH04	配管本体 (クラス2)		
	RH05	配管本体 (クラス2)		
	RH06	配管本体 (クラス2)		
RH07	配管本体 (クラス2)			
余熱除去設備 配管	RH08	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		○
	RH09	配管本体 (クラス2)		
	RH10	配管本体 (クラス2)		
	RH11	配管本体 (クラス2)		
	RH12	配管本体 (クラス2)	○	
RH13	配管本体 (クラス2)			

第1.3-1表 評価対象一覧 (5/7)

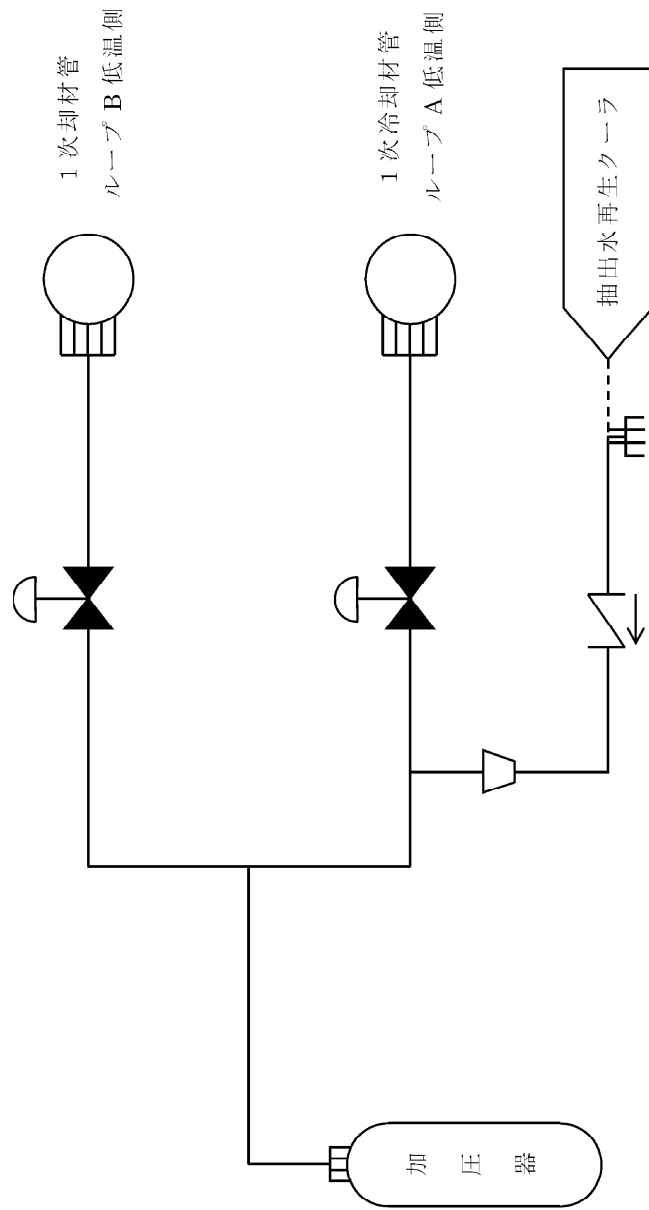
評価対象設備	設備名称	評価部位	評価方法	代表
安全注入設備 配管	SI01a	配管本体 (クラス1)	3次元はりモデル 解析	
		配管本体 (クラス2)		
	SI01b	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		
	SI01c	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		
	SI21	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		
	SI22	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		
	SI23	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		
	SI14a	配管本体 (クラス2)		
	SI14b	配管本体 (クラス2)		○

第1.3-1表 評価対象一覧 (6/7)

評価対象設備	設備名称	評価部位	評価方法	代表
安全注入設備 配管	SI14c	配管本体 (クラス2)	3次元はりモデル 解析	
	SI31	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		
	SI32	配管本体 (クラス1)		
		配管本体 (クラス2)		
	SI09	配管本体 (クラス1)		
	SI12	配管本体 (クラス2)		○

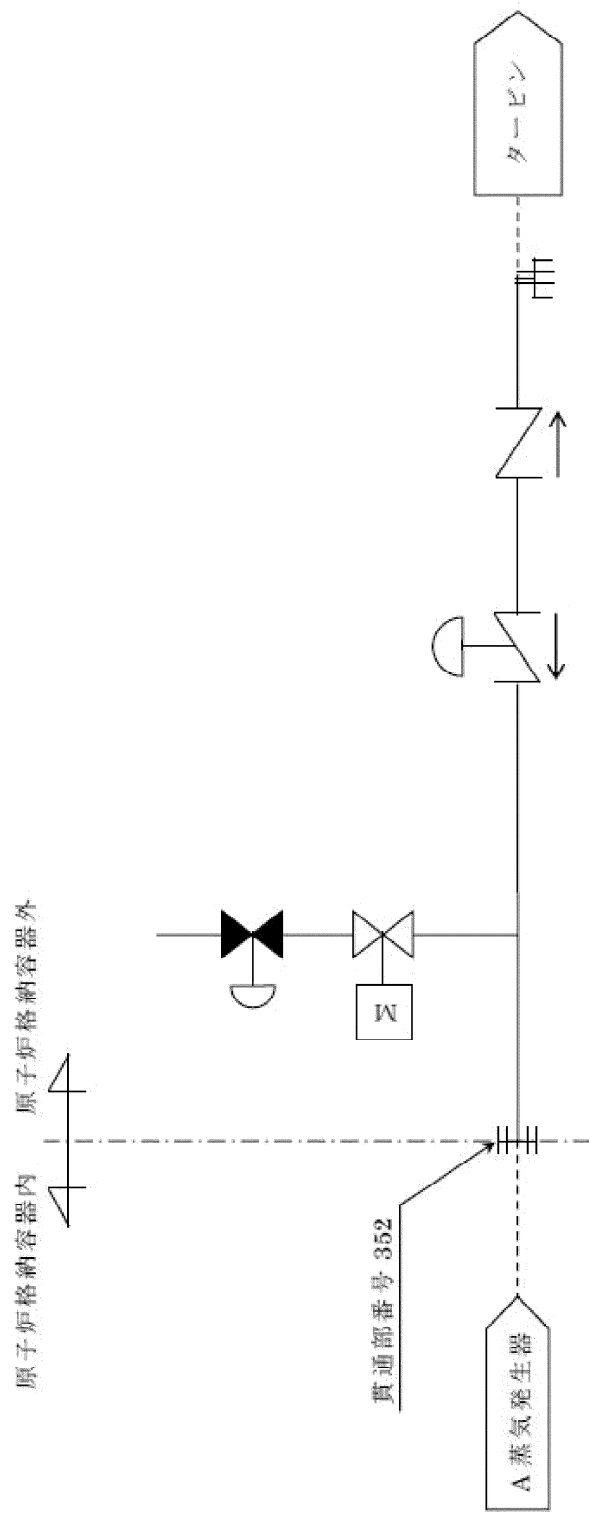
第1.3-1表 評価対象一覧 (7/7)

評価対象設備	設備名称	評価部位	評価方法	代表
内部スプレ 設備配管	CP01、02、05	配管本体 (クラス2)	3次元はりモデル 解析	
	CP03、06	配管本体 (クラス2)		
	CP04、07	配管本体 (クラス2)		
	CP09、10、13	配管本体 (クラス2)		○
	CP11、14	配管本体 (クラス2)		
	CP12、15	配管本体 (クラス2)		



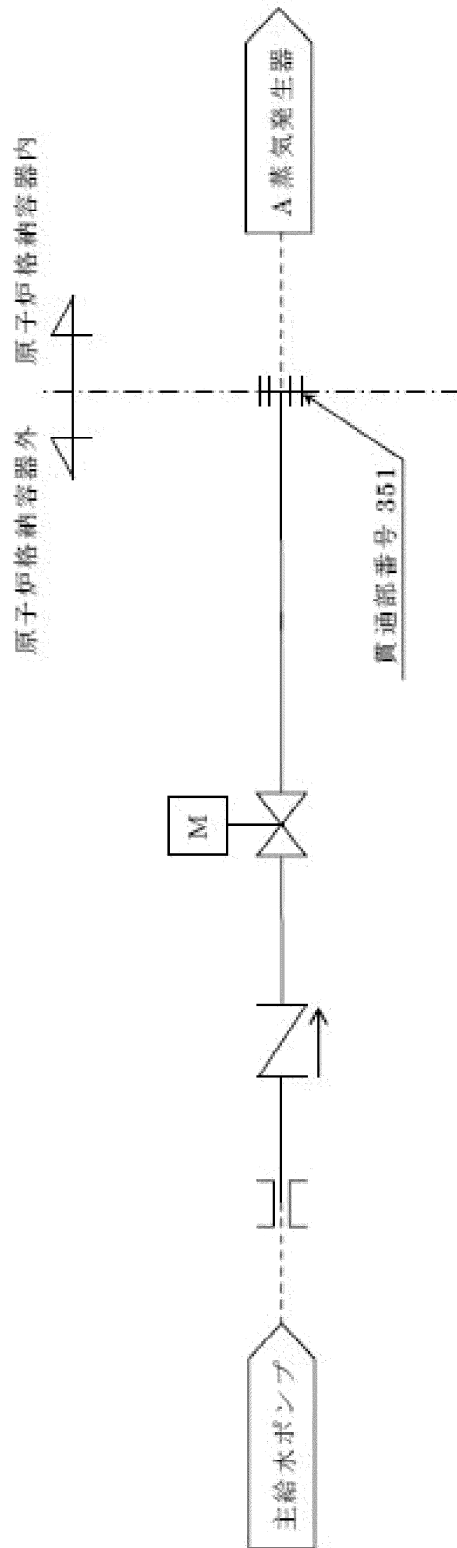
(注) 評価範囲は実線の範囲

第1.3-1図 耐震評価範囲
 (1次冷却設備配管 (加圧器スプレイ配管) ブロックRC02)



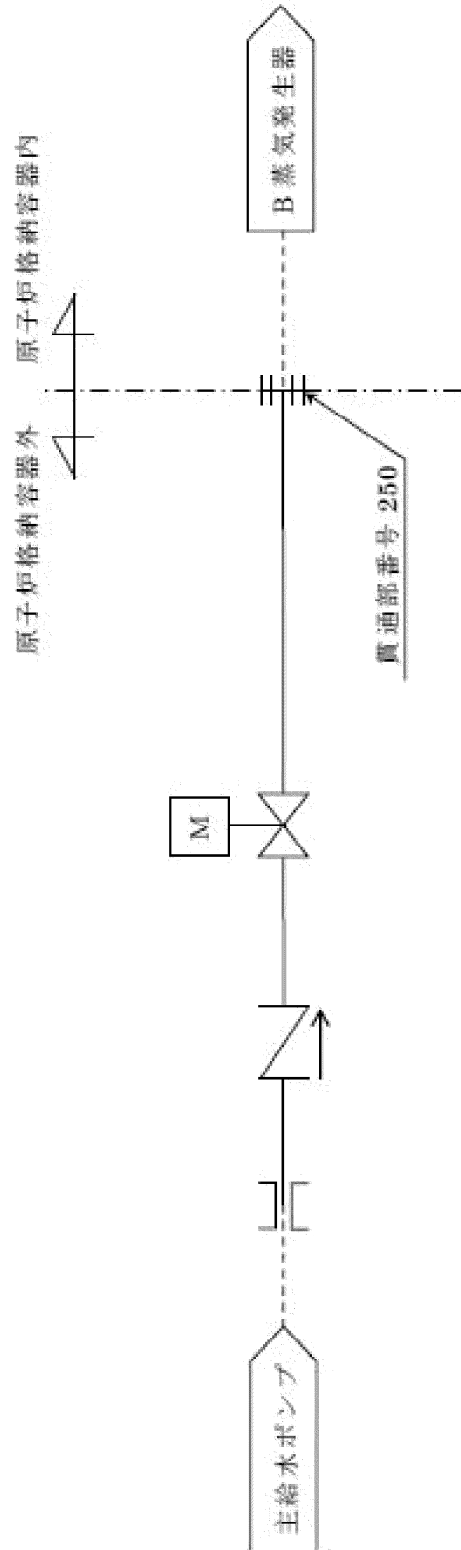
(注) 評価範囲は実線の範囲

第1.3-2図 耐震評価範囲
(主蒸気設備配管 ブロックMS04)



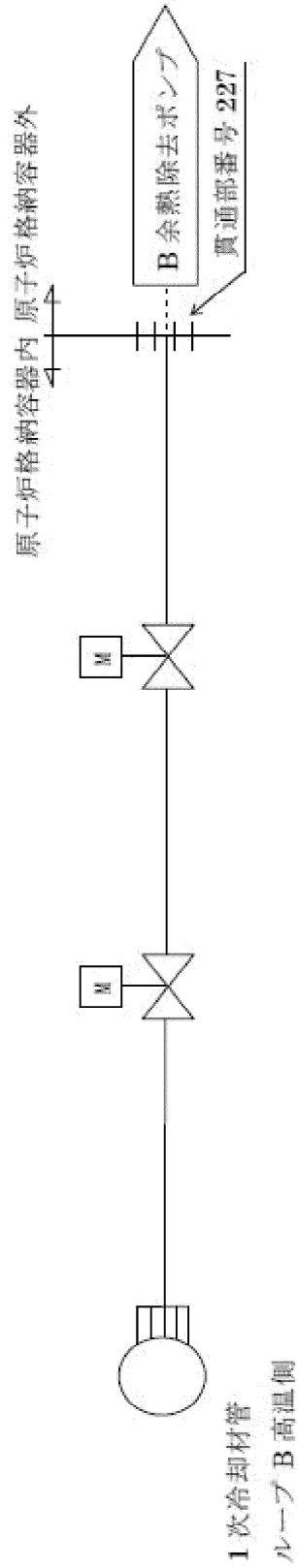
(注) 評価範囲は実線の範囲

第1.3-3図 耐震評価範囲
(主給水設備配管 ブロックFW04)



(注) 評価範囲は実線の範囲

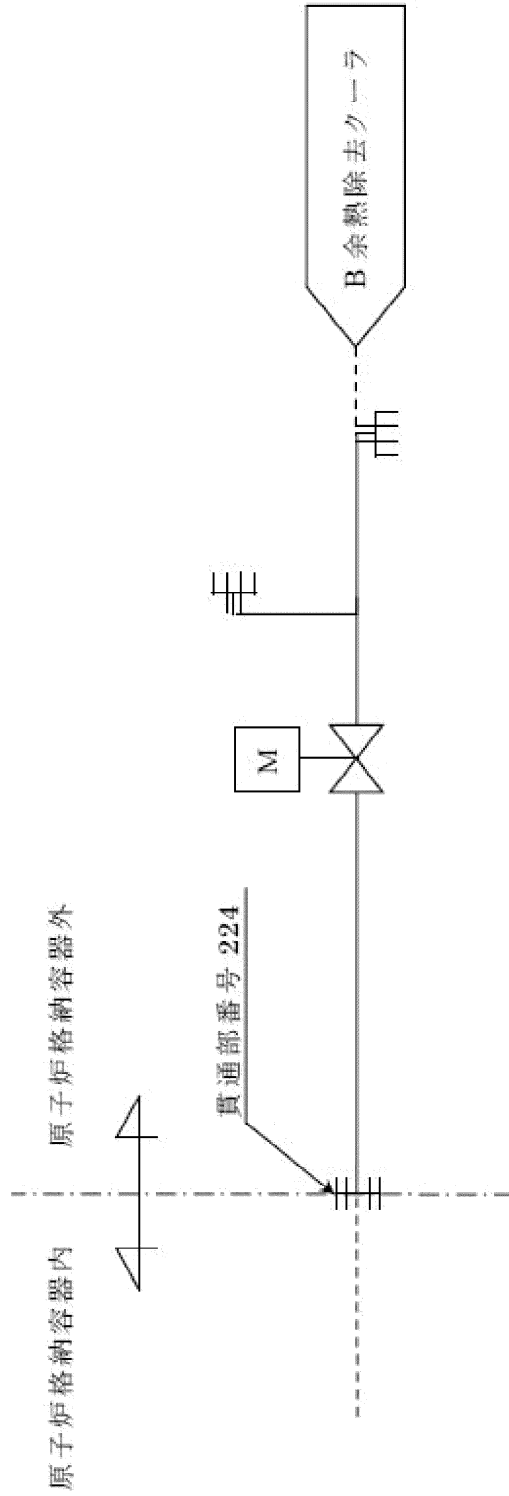
第1.3-4図 耐震評価範囲
(主給水設備配管 ブロックFW05)



(注) 評価範囲は実線の範囲

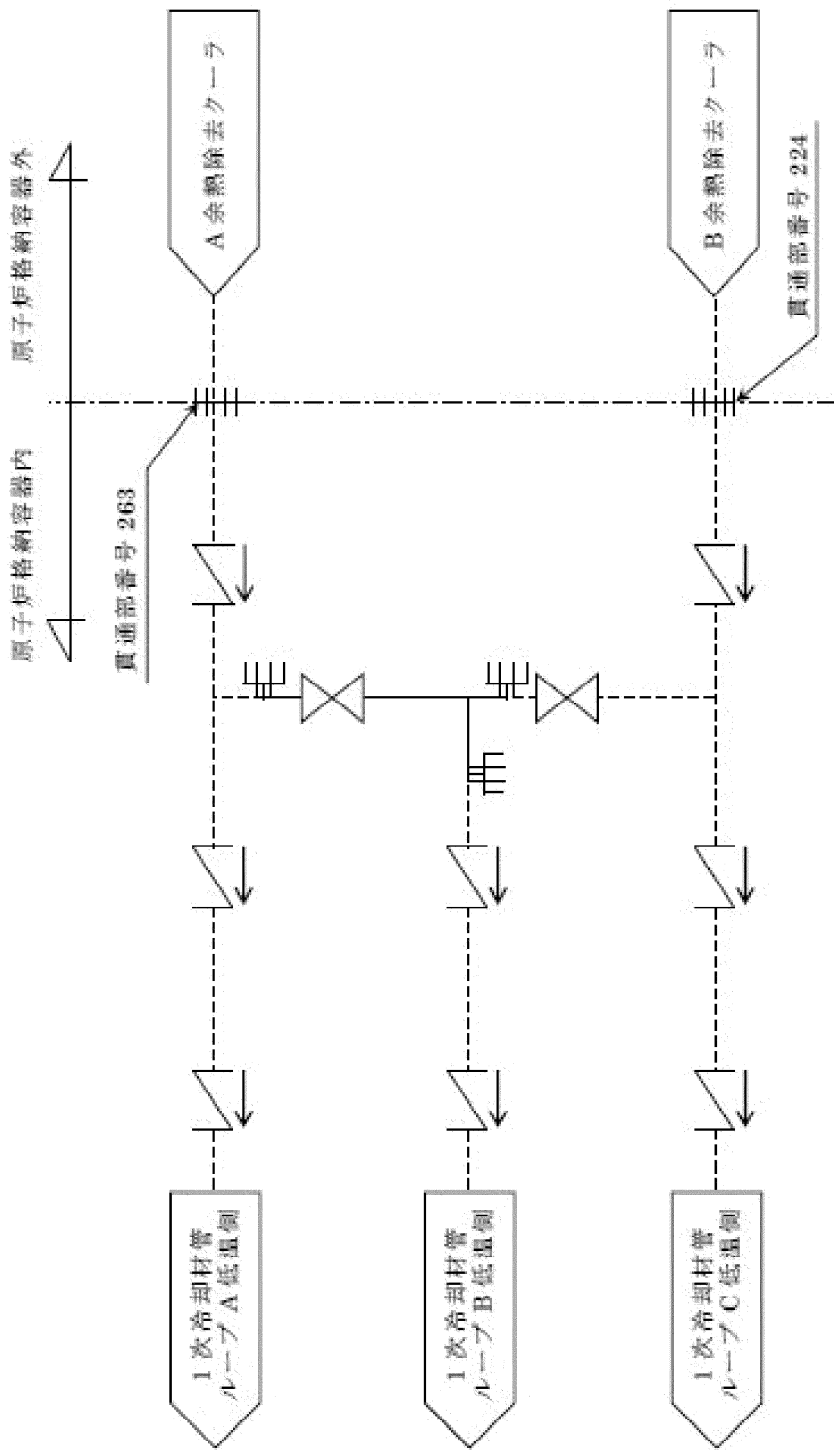
第1.3-5図 耐震評価範囲

(余熱除去設備配管 ブロックRH08)



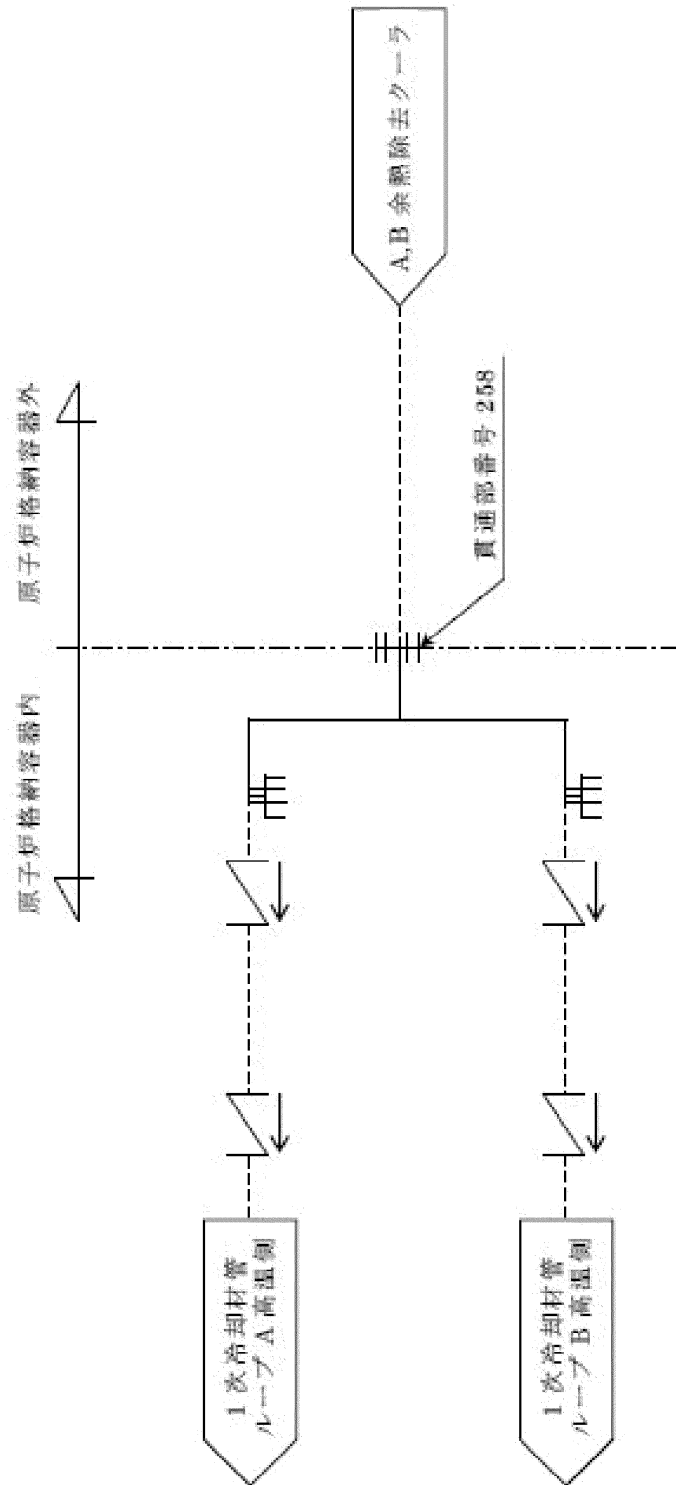
(注) 評価範囲は実線の範囲

第1.3-6図 耐震評価範囲
(余熱除去設備配管 ブロックRH12)



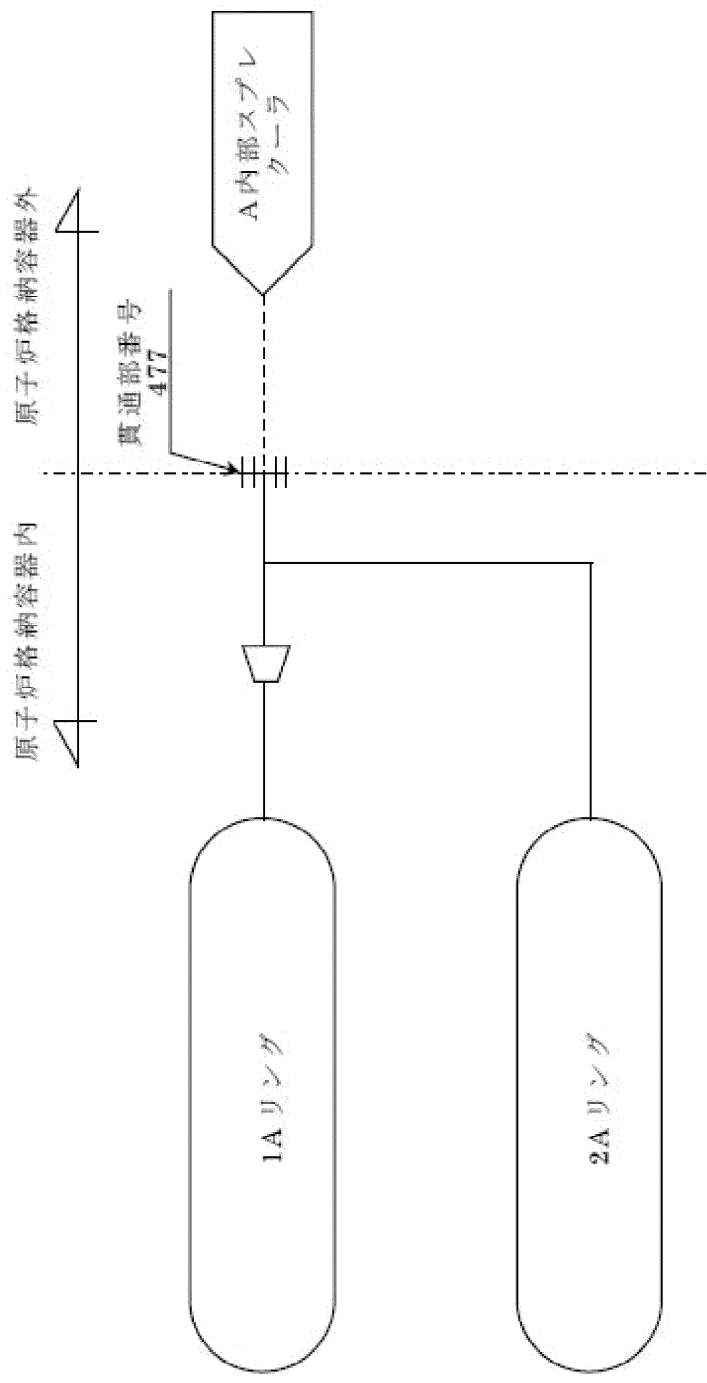
(注) 評価範囲は実線の範囲

第1.3-7図 耐震評価範囲
(安全注入設備配管 ブロックSI14b)



(注) 評価範囲は実線の範囲

第1.3-8図 耐震評価範囲
(安全注入設備配管 ブロックS112)



(注) 評価範囲は実線の範囲

第1.3-9図 耐震評価範囲
(内部スプレ配管 ブロックCP09、10、13)

1.4 地震応答解析及び応力評価

1.4.1 基本方針

- (1) 原子炉冷却系統施設の配管の固有振動数及び地震荷重を算定するための地震応答解析並びにその結果を用いた応力評価は、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示した耐震計算の方針に基づき、3次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析及び応力評価を行う。
- (2) 解析コードは「MSAP 」を使用する。なお、評価に用いる解析コード「MSAP 」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) 許容応力について、JSME S NC1 2005/2007の付録材料図表を用いて計算する際に、温度が付録材料図表記載値の中間の値の場合は、比例法を用いて計算する。ただし、比例法を用いる場合の端数処理は、小数第1位以下を切り捨てた値を用いるものとする。
- (4) 耐震計算に用いる寸法は、公称値を使用する。
- (5) 疲労評価に用いる地震荷重の繰返し回数は基準地震動 S_s では回、弾性設計用地震動 S_d では回とする。

1.4.2 荷重の組合せ及び許容応力

- (1) 荷重の組合せ及び許容応力状態
各設備配管の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを第1.4-1表に、重大事故等対処施設の評価に用いるものを第1.4-2表に示す。
- (2) 許容応力
各設備配管の許容応力を第1.4-3表及び第1.4-4表に示す。
- (3) 圧力及び使用材料の許容応力
各設備配管の応力及び使用材料の許容応力のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを第1.4-5表に、重大事故等対処施設の評価に用いるものを第1.4-6表に示す。

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（1/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材の 循環設備	1次冷却設備配管	S	クラス1配管	D P M Sd	Ⅲ _A S
					D + P _L + M _L + Sd ^(注1, 2)	Ⅳ _A S
					D + P + M + S _s	

(注1) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をⅢ_ASとする。

(注2) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（2/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	主蒸気・ 主給水設備	主蒸気設備配管	S	クラス2配管	$D \mid P_D \mid M_D \mid S_d$	Ⅲ _A S
					$D + P_D + M_D + S_s$	Ⅳ _A S

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（3/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	蒸気タービン の付属設備	主蒸気設備配管 ^(注)	S	—	$D + P_D + M_D + S_d$	Ⅲ _A S
					$D + P_D + M_D + S_s$	Ⅳ _A S

(注) クラス2配管の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（4/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	主蒸気・ 主給水設備	主給水設備配管	S	クラス2配管	$D \mid P_D \mid M_D \mid S_d$	Ⅲ _A S
					$D + P_D + M_D + S_s$	Ⅳ _A S

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（5/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	蒸気タービン の付属設備	主給水設備配管 ^(注)	S	—	$D + P_D + M_D + S_d$	Ⅲ _A S
					$D + P_D + M_D + S_s$	Ⅳ _A S

(注) クラス2配管の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（6/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材の 循環設備	余熱除去設備配管	S	クラス1配管	D P M Sd	Ⅲ _A S
					D + P _L + M _L + Sd ^(注1, 2)	Ⅳ _A S
					D + P + M + Ss	

(注1) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をⅢ_ASとする。

(注2) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（7/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	余熱除去 設備	余熱除去設備配管	S	クラス2配管	D + P _D + M _D + Sd	Ⅲ _A S
	非常用炉心冷却 設備その他原子 炉注水設備				D + P _D + M _D + Ss	Ⅳ _A S

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（8/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材の循環設備	安全注入設備配管	S	クラス1配管	$D+P+M+S_d$	$\text{III}_{\Delta}S$
	余熱除去設備				$D+P_L+M_L+S_d$ (注1, 2)	$\text{IV}_{\Delta}S$
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備				$D+P+M+S_s$	

(注1) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態を $\text{III}_{\Delta}S$ とする。

(注2) 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、「 $D+P_L+M_L+S_d$ 」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（9/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	余熱除去 設備	安全注入設備配管	S	クラス2配管	$D + P_D + M_D + S_d$	Ⅲ _A S
	非常用炉心冷却 設備その他原子 炉注水設備				$D + P_D + M_D + S_s$	Ⅳ _A S

第1.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）（10/10）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉格納施設	圧力低減設備	格納容器 スプレイ設備配管	S	クラス2配管	$D + P_D + M_D + S_d$	Ⅲ _A S
	その他の安全 設備				$D + P_D + M_D + S_s$	Ⅳ _A S

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（1/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材 の循環設備	1次冷却設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D+P+M+S_s$	IV_{AS}
					$D+P_L+M_L+S_d$ ^(注3,4)	
					$D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ ^(注5)	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を 用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態を III_{AS} とする。

(注4) 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、「 $D+P_L+M_L+S_d$ 」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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、「 $D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ 」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（2/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	非常用炉心 冷却設備そ の他原子炉 注水設備	1次冷却設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D+P+M+S_s$	IV_{AS}
					$D+P_L+M_L+S_d$ ^(注3,4)	
					$D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ ^(注5)	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を 用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態を III_{AS} とする。

(注4) 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、「 $D+P_L+M_L+S_d$ 」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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、「 $D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ 」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（3/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
計測制御 系統施設	ほう酸注水 機能を有す る設備	1次冷却設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D+P+M+S_s$	IV_{AS}
					$D+P_L+M_L+S_d$ ^(注3,4)	
					$D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ ^(注5)	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容 限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態を III_{AS} とする。

(注4) 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、「 $D+P_L+M_L+S_d$ 」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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、「 $D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ 」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（4/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	非常用炉心	1次冷却設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
	冷却設備そ の他原子炉 注水設備				$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（5/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	主蒸気・ 主給水設備	主蒸気設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（6/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	蒸気タービ ンの附属設備	主蒸気設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（7/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	主蒸気・ 主給水設備	主給水設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（8/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の 区分	荷重の組合せ	許容応力 状態
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材 の循環設備	余熱除去設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	D+P+M+Ss	IV _A S
					D+P _L +M _L +Sd ^(注3,4)	
					D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd ^(注5)	V _A S (V _A SとしてIV _A Sの許 容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をIII_ASとする。

(注4) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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_{SAL}+M_{SAL}+Sd」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（9/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	余熱除去 設備	余熱除去設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（10/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	非常用炉心 冷却設備そ の他原子炉 注水設備	余熱除去設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（11/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材 の循環設備	安全注入設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	D+P+M+Ss	IV _A S
					D+P _L +M _L +Sd ^(注3,4)	
					D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd ^(注5)	V _A S (V _A SとしてIV _A Sの許容 限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をIII_ASとする。

(注4) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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_{SAL}+M_{SAL}+Sd」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（12/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	余熱除去 設備	安全注入設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	D+P+M+Ss	IV _A S
					D+P _L +M _L +Sd ^(注3,4)	
					D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd ^(注5)	V _A S (V _A SとしてIV _A Sの許容 限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をIII_ASとする。

(注4) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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_{SAL}+M_{SAL}+Sd」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（13/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	非常用炉心 冷却設備そ の他原子炉 注水設備	安全注入設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	D+P+M+Ss	IV _A S
					D+P _L +M _L +Sd ^(注3,4)	
					D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd ^(注5)	V _A S (V _A SとしてIV _A Sの許容 限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をIII_ASとする。

(注4) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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_{SAL}+M_{SAL}+Sd」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（14/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
計測制御 系統施設	ほう酸注入 機能を有す る設備	安全注入設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	D+P+M+Ss	IV _A S
					D+P _L +M _L +Sd ^(注3,4)	
					D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd ^(注5)	V _A S (V _A SとしてIV _A Sの許容 限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をIII_ASとする。

(注4) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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_{SAL}+M_{SAL}+Sd」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（15/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	非常用炉心	安全注入設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
	冷却設備その他原子炉注水設備				$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（16/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	非常用炉心	格納容器 スプレイ設備配管	常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
	冷却設備その他原子炉注水設備				$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）（17/17）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 格納施設	圧力低減設 備その他の 安全設備	格納容器 スプレイ設備配管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	$D + P_D + M_D + S_S$ ^(注3)	IV_{AS}
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる。)

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を表す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) 「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_S$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

第1.4-3表 許容応力（クラス1配管及び重大事故等クラス2配管（クラス1配管））

許容応力状態	許容限界			
	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
Ⅲ _A S	1.5S _m (注1)	2.25S _m (注2) ただし、ねじりによる応力が0.55S _m を超える場合は、曲げとねじりによる応力について1.8S _m とする。	(注2, 3) 3S _m 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2) 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。
Ⅳ _A S	2S _m (注1)	3S _m (注2) ただし、ねじりによる応力が0.73S _m を超える場合は、曲げとねじりによる応力について2.4S _m とする。	Sd又はSs地震動のみによる応力振幅について評価する。	
V _A S (V _A SとしてⅣ _A Sの許容限界を用いる。)				

(注1) 軸力による全断面平均応力については、許容応力状態Ⅲ_ASの一次一般膜応力の許容値の0.8倍の値とする。

(注2) サポート用ラグ等が配管に直接溶接されている場合、配管に発生する局部的応力についても応力評価を行う。

(注3) 3S_mを超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2005/2007 PVB-3300（同PVB-3313を除く）又はJSME S NC1-2005/2007 PPB-3356（同(3)、(6)及び(7)を除く）の簡易弾塑性解析を用いる。

第1.4-4表 許容応力（クラス2、3配管及び重大事故等クラス2配管（クラス2、3配管））

許容応力状態	許容限界			
	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力
Ⅲ _A S	(注1) S _y と0.6S _u 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1.2Sとの大きい方	S _y 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上記値と1.2Sとの大きい方。	(注2) S _d 又はS _s 地震動のみによる疲労解析を行い、疲労累積係数が1.0以下であること。 ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が2S _y 以下であれば、疲労解析は行なわない。	
Ⅳ _A S	0.6S _u (注1)	左欄の1.5倍の値		
V _A S (V _A SとしてⅣ _A Sの許容限界を用いる。)				

(注1) 軸力による全断面平均応力については、許容応力状態Ⅲ_ASの一次一般膜応力の許容値の0.8倍の値とする。

(注2) 2S_yを超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2005/2007 PPB-3536（同(3)、(6)及び(7)を除く。また、S_mは2/S_yに読み替える。）の簡易弾塑性解析を用いる。

第1.4-5表 圧力及び使用材料の許容応力（設計基準対象施設）（1/2）

評価設備 (注1)	材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)	S _m (MPa)	S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)
1次冷却設備配管 【RC02】	SUS32TP	最高使用温度	343		114	—	—	—
	SUS316TP				114	—	—	—
	SUS304TP				111	—	—	—
	SUS27TP				111	—	—	—
主蒸気設備配管 【MS04】	STPT42							
	SB42							
	SF50							
	SUS304TP	最高使用温度	291		—	110	128	392
主給水設備配管 【FW04】	STPT49							
	STPT480							
主給水設備配管 【FW05】	STPT49	最高使用温度	230	—	120	230	423	
	STPT480			—	115	155	422	

(注1) 評価対象のブロックが複数ある場合はブロック番号を【 】内に示す。



第1.4-5表 圧力及び使用材料の許容応力（設計基準対象施設）（2/2）

評価設備（注1）	材料	温度条件 （℃）		圧力条件 （MPa）		S _m （MPa）	S （MPa）	S _y （MPa）	S _u （MPa）
		最高使用温度		最高使用圧力					
余熱除去設備配管 【RH08】	SUS32TP	最高使用温度	343			114	—	—	—
			200	最高使用圧力	4.1	—	127	149	440
余熱除去設備配管 【RH12】	SUS32TP	最高使用温度	200	最高使用圧力	17.16	—	127	149	440
					4.1	—			
安全注入設備配管 【SI14b】	SUS32TP	最高使用温度	200	最高使用圧力	17.16	—	127	149	440
安全注入設備配管 【SI12】	SUS32TP	最高使用温度	200	最高使用圧力	17.16	—	127	149	440
格納容器 スプレイ設備配管 【CP09、10、13】	SUS27TP	最高使用温度	150	最高使用圧力	2.1	—	115	155	422
					0.8	—			

（注1）評価対象のブロックが複数ある場合はブロック番号を【 】内に示す。

第1.4-6表 圧力及び使用材料の許容応力（重大事故等対処施設）（1/2）

評価設備 (注1)	材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)		S _m (MPa)	S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)
1次冷却設備配管 【RC02】	SUS32TP	最高使用温度	343			114	—	—	—
	SUS316TP					114	—	—	—
	SUS304TP					111	—	—	—
	SUS27TP					111	—	—	—
主蒸気設備配管 【MS04】	STPT42					—			
	SB42					—			
	SF50					—			
	SUS304TP	最高使用温度	291	最高使用圧力	0.0	—	110	128	392
主給水設備配管 【FW04】	STPT49	最高使用温度	230			—	120	230	423
	最高使用圧力			8.6					
	STPT480								
	最高使用圧力			8.6					
主給水設備配管 【FW05】	STPT49	最高使用温度	230			—	120	230	423
	最高使用圧力			8.6					
	STPT480								
	最高使用圧力			8.6					
					0.8	—	115	155	422

(注1) 評価対象のブロックが複数ある場合はブロック番号を【 】内に示す。



第1.4-6表 圧力及び使用材料の許容応力（重大事故等対処施設）（2/2）

評価設備（注1）	材料	温度条件 （℃）		圧力条件 （MPa）		S _m （MPa）	S （MPa）	S _y （MPa）	S _u （MPa）
		最高使用温度		最高使用圧力					
余熱除去設備配管 【RH08】	SUS32TP	最高使用温度	343			114	—	—	—
			200	最高使用圧力	4.1	—	127	149	440
余熱除去設備配管 【RH12】	SUS32TP	最高使用温度	200	最高使用圧力	17.16	—	127	149	440
					4.1	—			
安全注入設備配管 【SI14b】	SUS32TP	最高使用温度	200	最高使用圧力	17.16	—	127	149	440
安全注入設備配管 【SI12】	SUS32TP	最高使用温度	200	最高使用圧力	17.16	—	127	149	440
格納容器 スプレイ設備配管 【CP09、10、13】	SUS27TP	最高使用温度	150	最高使用圧力	2.1	—	115	155	422
					0.8	—			

（注1）評価対象のブロックが複数ある場合はブロック番号を【 】内に示す。

1.4.3 設計用地震力

(1) 1次冷却設備配管（加圧器スプレイ配管）ブロックRC02

一次冷却設備配管（加圧器スプレイ配管）ブロックRC02の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-7表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-7表 設計用床応答曲線及び減衰定数

建屋	質点	(m)	減衰定数(%)
I/C	IC19		3.0
	IC20		
	IC21		

(2) 主蒸気設備配管 (CV外) ブロックMS04

主蒸気設備配管 (CV外) ブロックMS04の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-8表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-8表 設計用床応答曲線及び減衰定数

配管	建屋	質点	□ (m)	減衰定数 (%)
MS母管	0/S	OS03	□	3.0
		OS02		
	A/B	AB02		
		AB01		
	I/B	AB09		
		AB08		
		AB06		
		AB05		
		AB07		
	MS逃がし配管	I/B		
AB06				
AB05				
AB07				

(3) 主給水設備配管 (CV外) ブロックFW04

主給水設備配管 (CV外) ブロックFW04の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-9表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-9表 設計用床応答曲線及び減衰定数

建屋	質点	(m)	減衰定数 (%)
O/S	OS02		3.0
	OS03		
A/B	AB01		
	AB02		
I/B	AB06		
	AB08		
	AB09		

(4) 主給水設備配管 (CV外) ブロックFW05

主給水設備配管 (CV外) ブロックFW05の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-10表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-10表 設計用床応答曲線及び減衰定数

建屋	質点	(m)	減衰定数 (%)
O/S	OS02		3.0
	OS01		
I/B	AB08		
	AB06		

(5) 余熱除去設備配管（CV内）ブロックRH08

余熱除去設備配管（CV内）ブロックRH08の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-11表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-11表 設計用床応答曲線及び減衰定数

建屋	質点	(m)	減衰定数(%)
C/V	CV11		2.0
	CV10		
I/C	IC20		
	IC19		

(6) 余熱除去設備配管 (CV外) ブロックRH12

余熱除去設備配管 (CV外) ブロックRH12の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-12表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-12表 設計用床応答曲線及び減衰定数

建屋	質点	(m)	減衰定数 (%)
C/V	CV11		2.0
	CV10		
O/S	OS02		
	OS01		
I/B	AB08		
	AB06		
	AB05		
GR	GROUND		

(7) 安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI14b

安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI14bの耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-13表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-13表 設計用床応答曲線及び減衰定数

建屋	質点	(m)	減衰定数 (%)
I/C	IC19		2.0
	IC20		

(8) 安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI12

安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI12の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-14表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-14表 設計用床応答曲線及び減衰定数

建屋	質点	(m)	減衰定数 (%)
C/V	CV11		2.0
	CV10		
I/C	IC20		
	IC19		

(9) 内部スプレ配管 (CV内) ブロックCP09、10、13

内部スプレ配管 (CV内) ブロックCP09、10、13の耐震計算に用いる地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答曲線の作成方針に基づき、第1.4-15表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。

また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第1.4-15表 設計用床応答曲線及び減衰定数

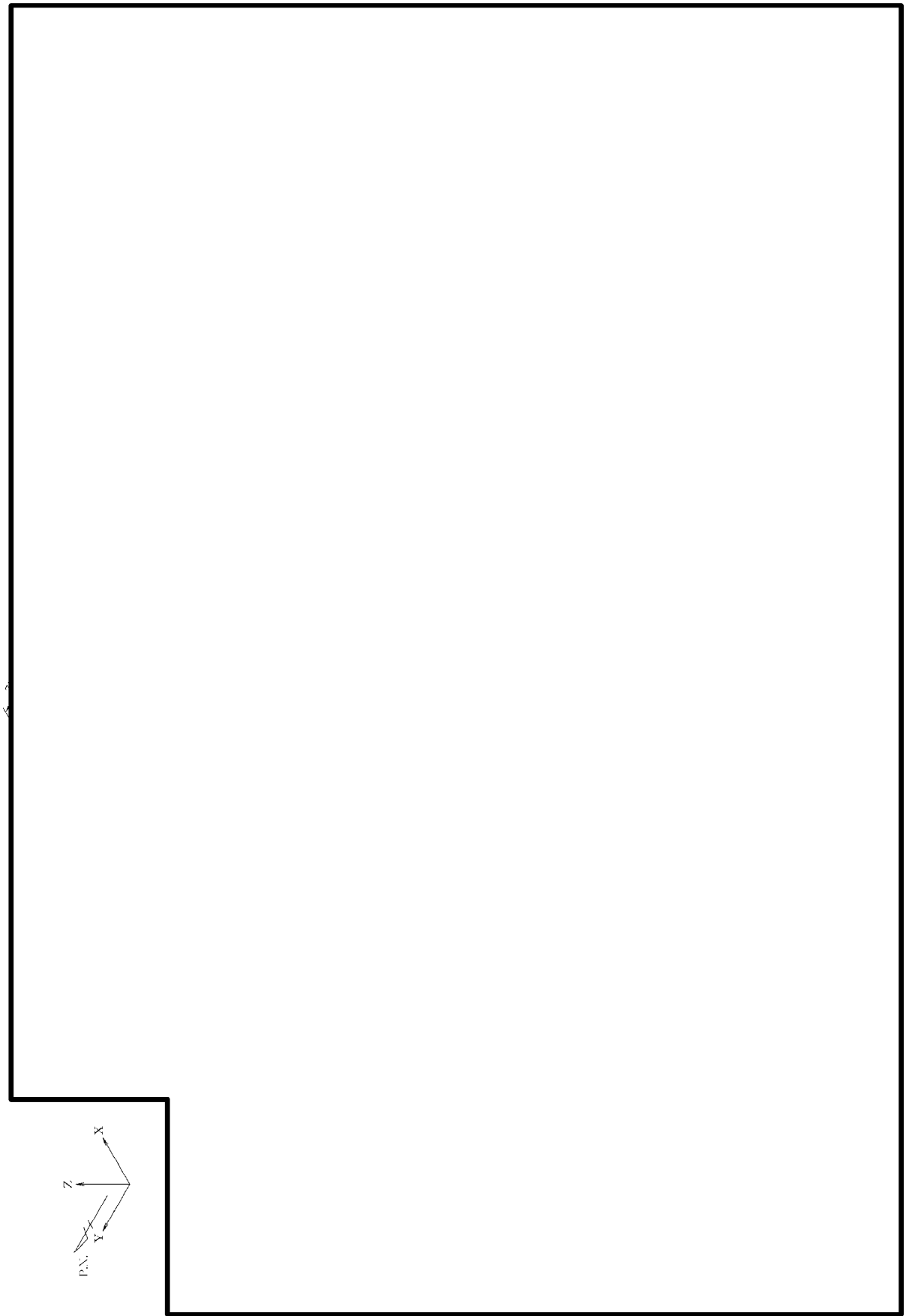
建屋	質点	(m)	減衰定数 (%)
C/V	CV15		2.0
	CV16		
	CV17		
	CV18		

1.4.4 解析モデル及び諸元

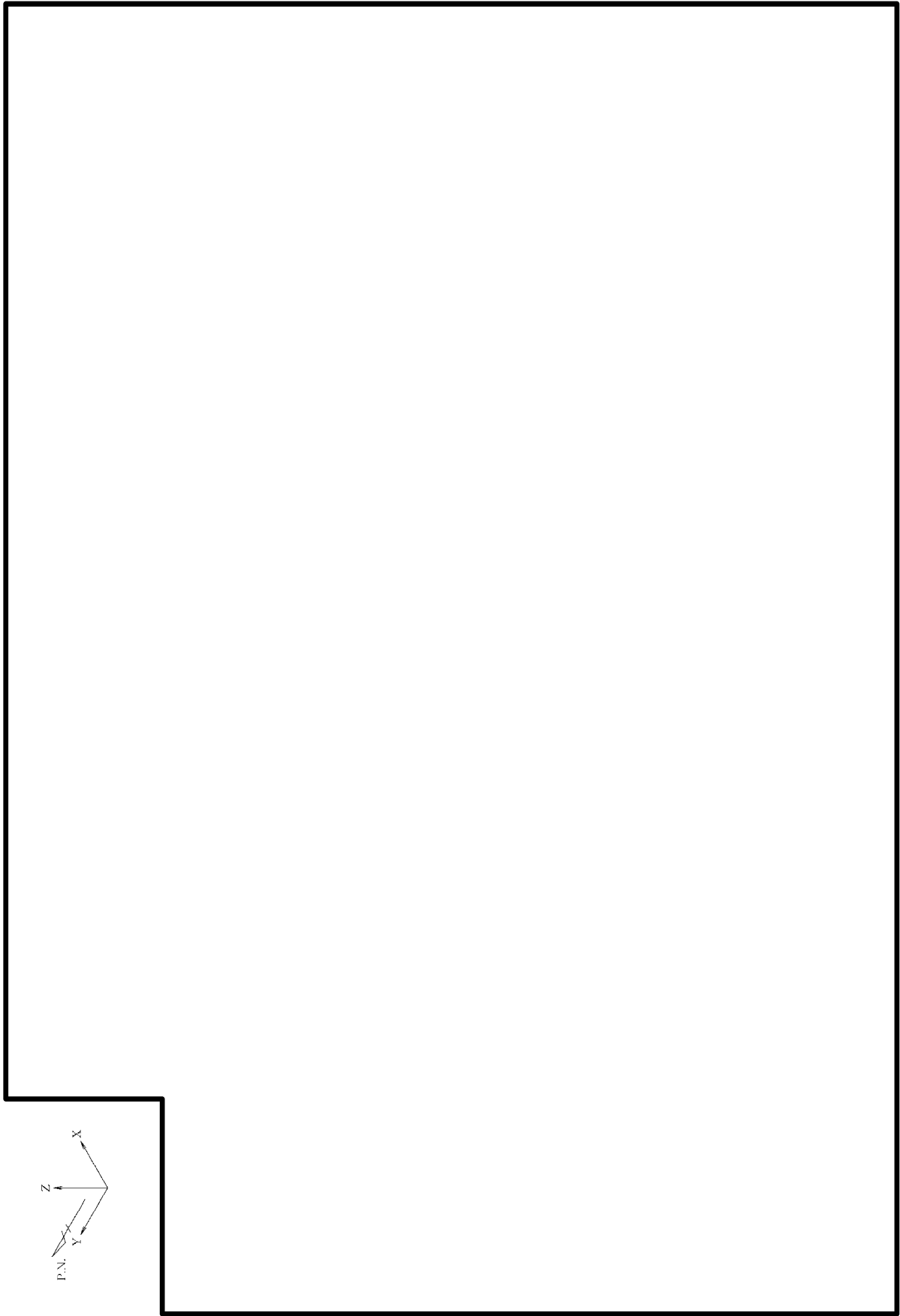
(1) 1次冷却設備配管（加圧器スプレイ配管）ブロックRC02

1次冷却設備配管（加圧器スプレイ配管）ブロックRC02の応力評価に用いるモデル図を第1.4-1図に示す。

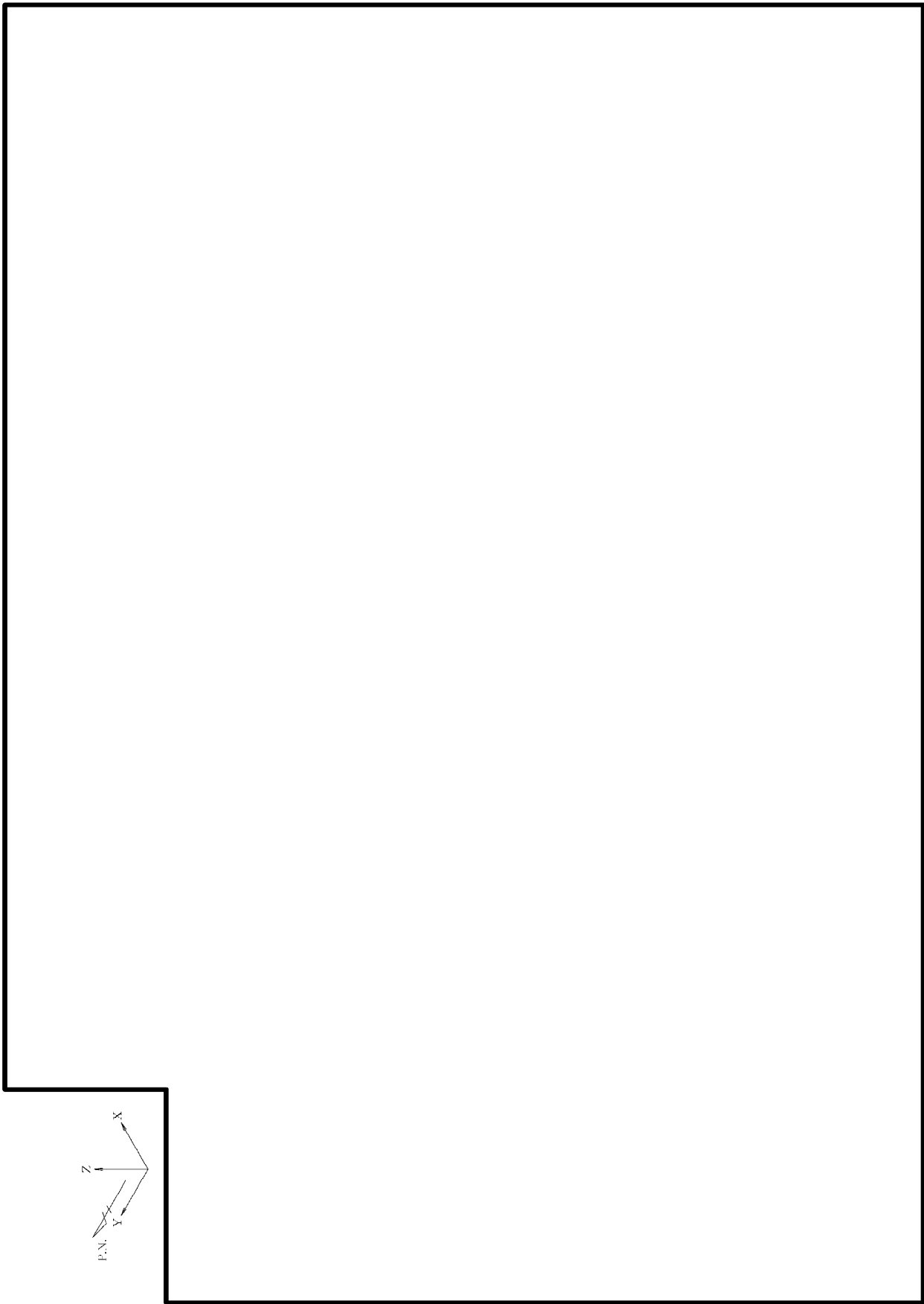
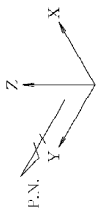
また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-16表に、質点質量の一覧表を第1.4-17表に示す。



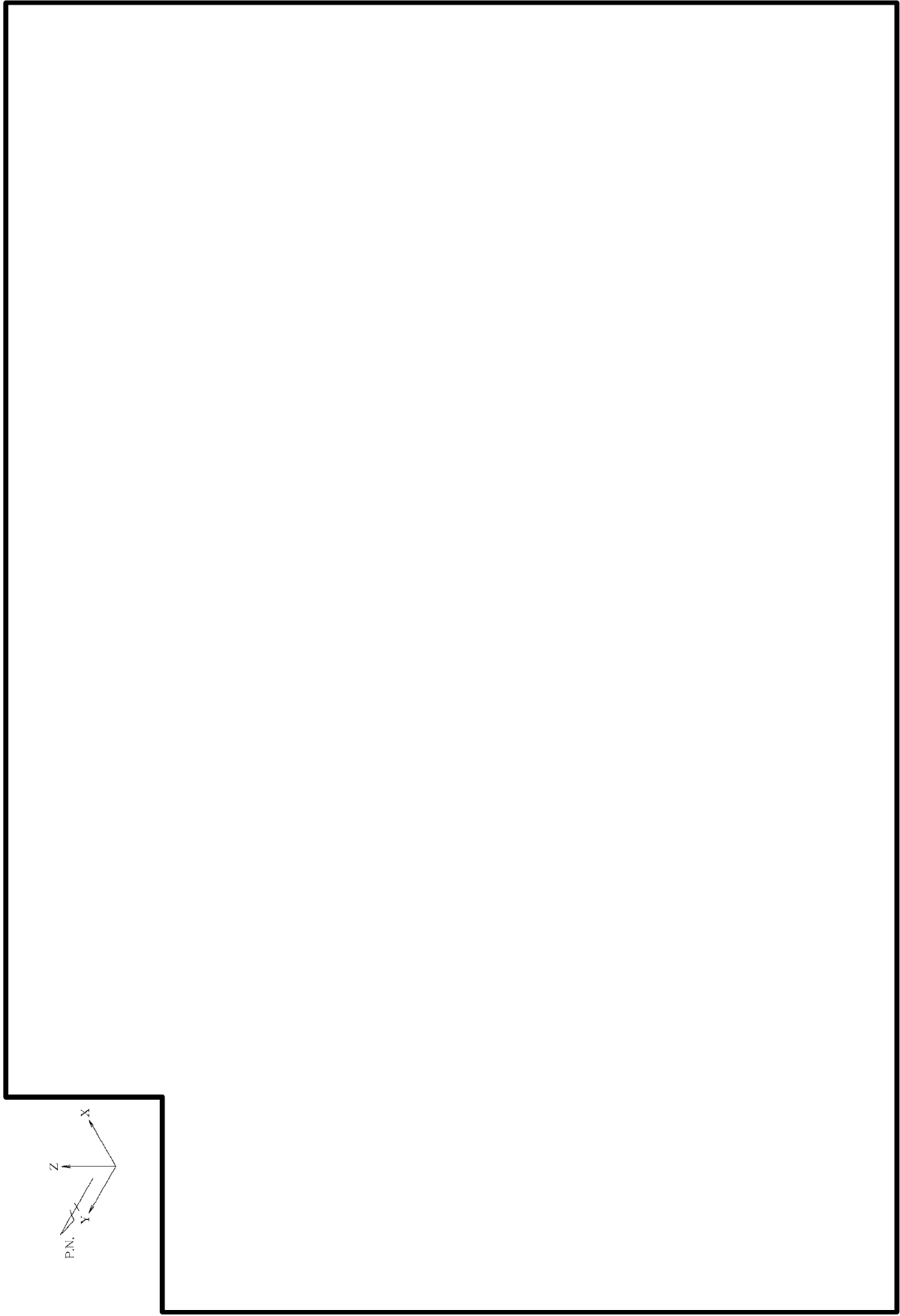
第1.4-1図 (1/4) 1次冷却設備配管 (加圧器スプレイ配管) ブロックRC02 解析モデル



第1.4-1図 (2/4) 1次冷却設備配管 (加圧スプレイ配管) ブロックRC02 解析モデル



第1.4-1図 (3/4) 1次冷却設備配管 (加圧器スプレイ配管) ブロックRC02 解析モデル



第1.4-1図 (4/4) 1次冷却設備配管 (加圧器スプレイ配管) ブロックRC02 解析モデル

第1.4-16表 配管諸元 (1/2)

名称	単位	節点		
		1,001から138 から144 1,003から144 144から1002 210から138	節点 1,004から905	節点 905から213
外 径	mm	114.3	114.3	114.3
厚 さ	mm	11.1	11.1	13.5
材 料	-	SUS32TP (注1) SUS316TP	SUS27TP (注1) SUS304TP	SUS316TP
縦弾性係数 (注2)	×10 ⁵			
最高使用圧力	MPa	17.16	17.16	17.16
最高使用温度	℃	343	343	343
設計応力強さ (S _m)	MPa	114	111	114
許容引張応力 (S)	MPa	—	—	—
設計降伏点 (S _y)	MPa	—	—	—
設計引張強さ (S _n)	MPa	—	—	—

(注1) SUS32TPはSUS316TP、SUS27TPはSUS304TPの旧JIS規格による呼称である。

第1.4-16表 配管諸元 (2/2)

--

第1.4-17表 (1/2) 質点質量

質点番号	質量(kg)
600	
601	
110	
602	
603	
604	
605	
606	
116	
607	
608	
609	
119	
610	
611	
612	
613	
614	
615	
616	
617	
901	
902	
618	
619	
620	
140	

質点番号	質量(kg)
621	
143	
641	
640	
639	
191	
638	
637	
636	
635	
634	
633	
632	
631	
171	
630	
629	
628	
627	
626	
625	
903	
904	
624	
623	
622	
658	

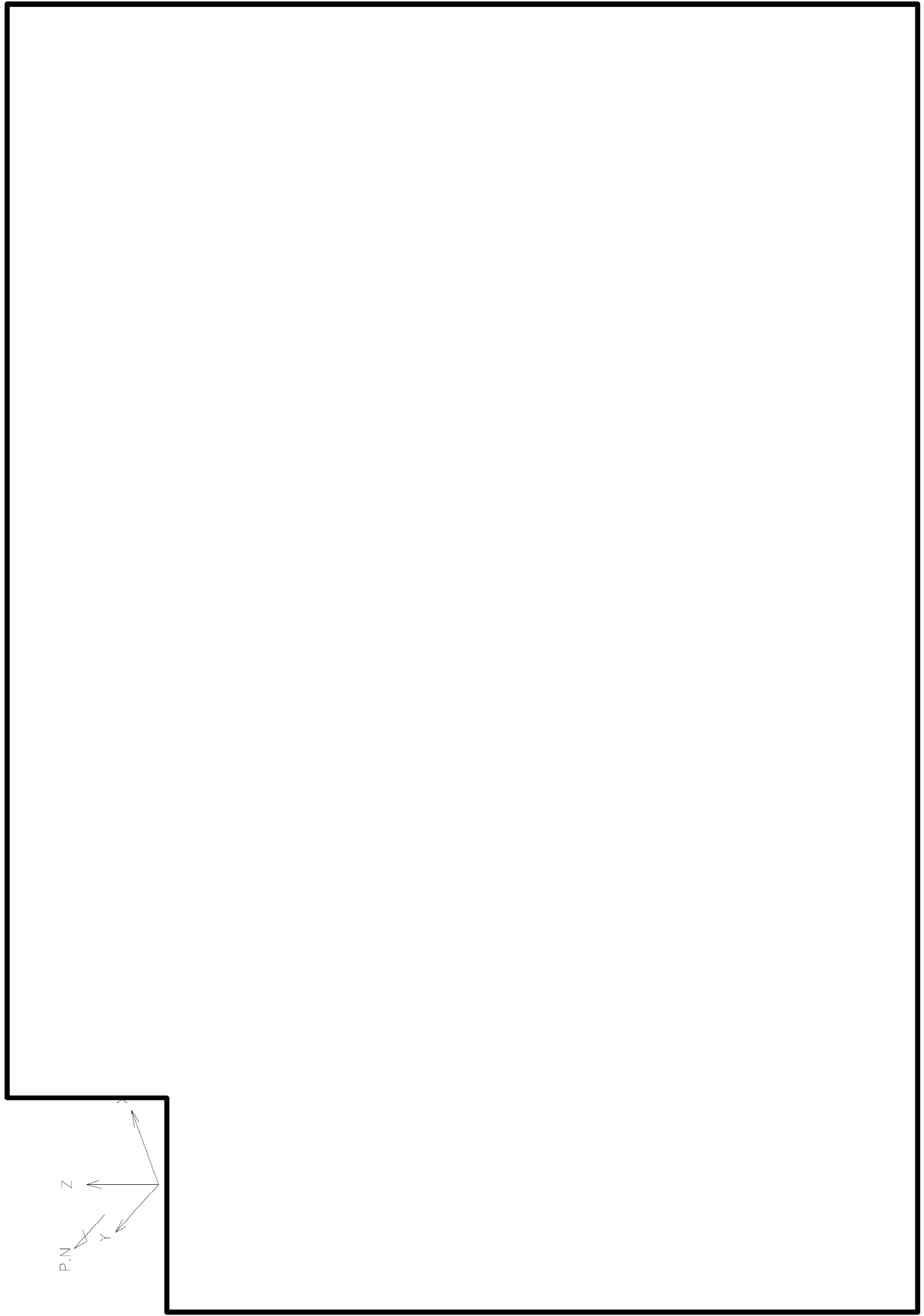
第1.4-17表 (2/2) 質点質量

質点番号	質量(kg)
657	
656	
655	
654	
653	
652	
651	
650	
649	
648	
647	
646	
222	
905	
645	
219	
644	
643	
642	

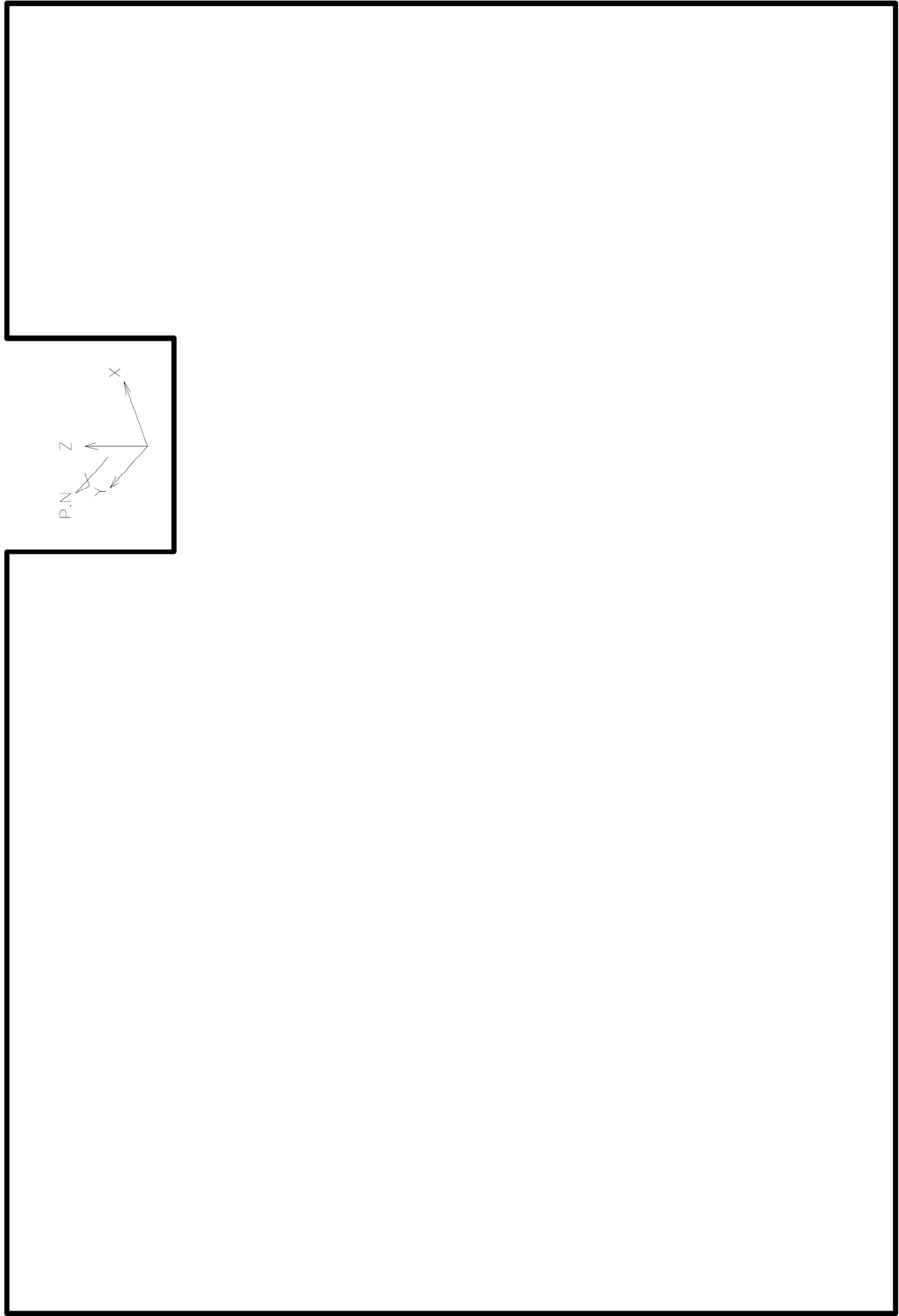
(2) 主蒸気設備配管（CV外）ブロックMS04

主蒸気設備配管（CV外）ブロックMS04の応力評価に用いるモデル図を第1.4-2図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-18表に、質点質量の一覧表を第1.4-19表に示す。



第1.4-2図 (1/2) 主蒸気設備配管 (CV外) ブロックMS04 解析モデル



第1.4-2図 (2/2) 主蒸気設備配管 (CV外) ブロックMS04 解析モデル

第1.4-18表 配管諸元 (1/5)

名 称	単位	節点 1, 352から116	節点 116から123 から901	節点 901から127	節点 127から1, 002
外 径	mm	816.0	762.0	762.0	892.0
厚 さ	mm	60.0	33.0	33.0	98.0
材 料	—	STPT42	SB42	SF50	SF50
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa				
最高使用圧力	MPa	7.48	7.48	7.48	7.48
最高使用温度	℃	291	291	291	291
設計応力強さ (S _m)	MPa	—	—	—	—
許容引張応力 ^(注) (S)	MPa				
設計降伏点 ^(注) (S _y)	MPa				
設計引張強さ ^(注) (S _u)	MPa				

第1.4-18表 配管諸元 (2/5)

名 称	単 位	節 点			
		128から1,002 から1,003	312から313	313から911	911から324
外 径	mm	914.4	220.0	168.3	165.2
厚 さ	mm	40.0	36.85	11.0	7.1
材 料	—	SB42	SF50	SF50	SUS304TP
縦 弾 性 係 数	×10 ⁵ MPa				1.76 (注2)
最 高 使 用 圧 力	MPa	7.48	7.48	7.48	0.0
最 高 使 用 温 度	℃	291	291	291	291
設 計 応 力 強 さ (S _m)	MPa	—	—	—	—
許 容 引 張 応 力 (S)	MPa				110 (注2)
設 計 降 伏 点 (S _y)	MPa				128 (注2)
設 計 引 張 強 さ (S _u)	MPa				392 (注2)

(注2) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-18表 配管諸元 (3/5)

名 称	単 位	節 点 325から324 から1,004	節 点 141から151	節 点 142から152	節 点 143から153
外 径	mm	216.3	229.0	229.0	229.0
厚 さ	mm	8.2	51.0	51.0	51.0
材 料	—	SUS304TP	SF50	SF50	SF50
縦 弾 性 係 数	×10 ⁵ MPa	1.76 (注1)			
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.0	7.48	7.48	7.48
最 高 使 用 温 度	℃	291	291	291	291
設 計 応 力 強 さ (S _m)	MPa	—	—	—	—
許 容 引 張 応 力 (S)	MPa	110 (注1)			
設 計 降 伏 点 (S _y)	MPa	128 (注1)			
設 計 引 張 強 さ (S _u)	MPa	392 (注1)			

(注1) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。



第1.4-18表 配管諸元 (4/5)

名 称	単位	節点	節点	節点	節点
		144から154	145から155	146から156	147から157
外 径	mm	229.0	229.0	229.0	229.0
厚 さ	mm	51.0	51.0	51.0	51.0
材 料	—	SF50	SF50	SF50	SF50
縦 弾 性 係 数 ^(注)	×10 ⁵ MPa				
最 高 使 用 圧 力	MPa	7.48	7.48	7.48	7.48
最 高 使 用 温 度	℃	291	291	291	291
設 計 応 力 強 さ (S _m)	MPa	—	—	—	—
許 容 引 張 応 力 ^(注) (S)	MPa				
設 計 降 伏 点 ^(注) (S _y)	MPa				
設 計 引 張 強 さ ^(注) (S _u)	MPa				

第1.4-18表 配管諸元 (5/5)



第1.4-19表 (1/2) 質点質量

質点番号	質量 (kg)	質点番号	質量 (kg)
901		626	
902		621	
921		622	
911		620	
920		618	
910		619	
128		617	
325		616	
316		615	
513		614	
523		613	
533		612	
543		611	
553		610	
563		609	
573		608	
3,013		607	
3,023		606	
3,033		605	
3,043		604	
3,053		603	
3,063		602	
3,073		601	
702		600	
637		623	
638		639	
636		643	
635		646	
633		1,004	
634		645	
632		644	
627		631	

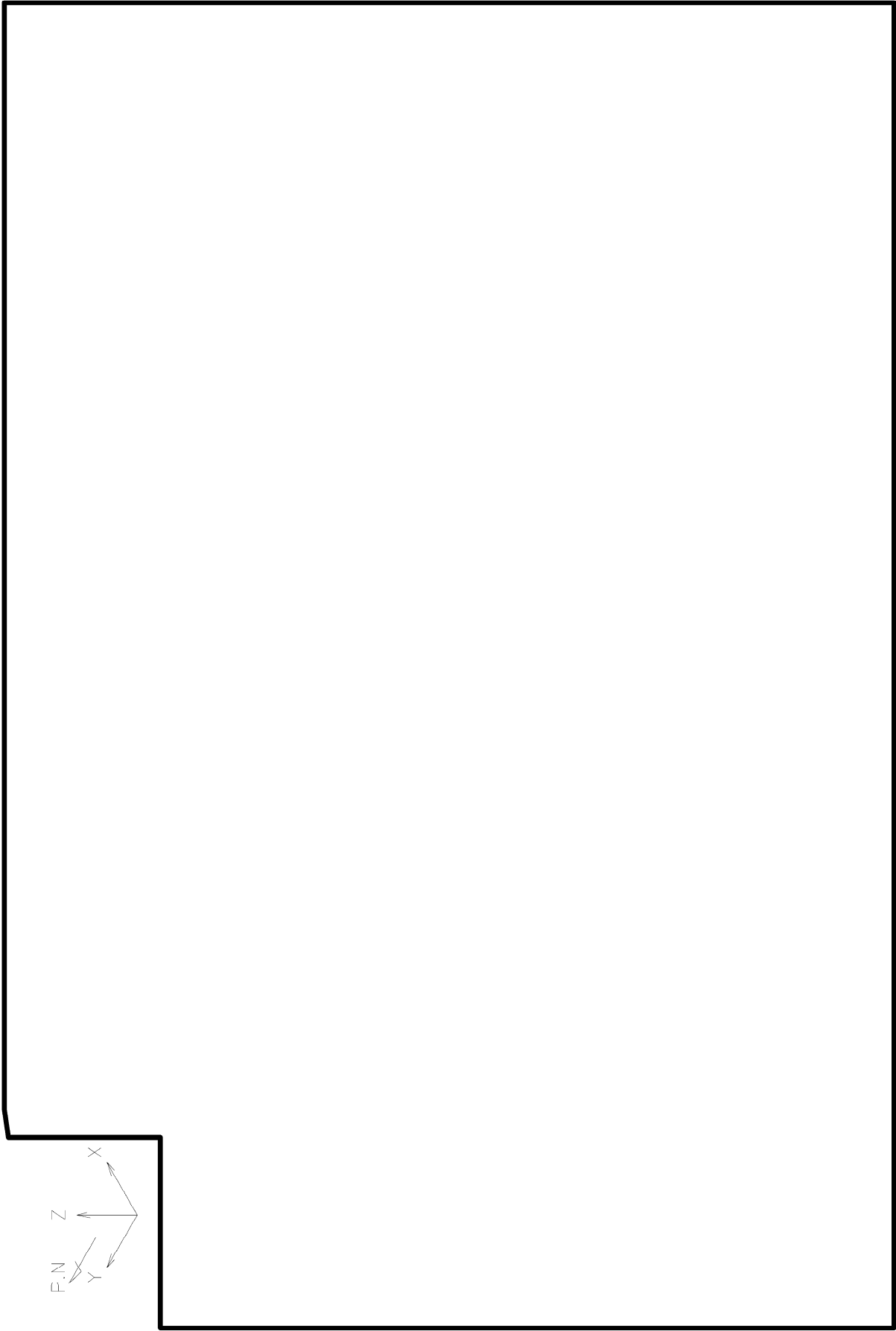
第1.4-19表 (2/2) 質点質量

質点番号	質量(kg)
629	
630	
628	
625	
624	
118	

(3) 主給水設備配管（CV外）ブロックFW04

主給水設備配管（CV外）ブロックFW04の応力評価に用いるモデル図を第1.4-3図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-20表に、質点質量の一覧表を第1.4-21表に示す。



第1.4-3図 主給水設備配管 (CV外) ブロックFW04 解析モデル

第1.4-20表 配管諸元 (1/3)

名 称	単 位	節 点	節 点	節 点
		1, 351から101	101から200 201から202	200から201 202から901
外 径	mm	406.4	406.4	406.4
厚 さ	mm	40.5	21.4	21.4
材 料	—	STPT49	STPT49	STPT480
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.90	1.90	1.90
最高使用圧力	MPa	7.48	7.48	7.48
最高使用温度	°C	230	230	230
設計応力強さ (S _m)	MPa	—	—	—
許容引張応力 (S)	MPa	120	120	120
設計降伏点 (S _y)	MPa	230	230	230
設計引張強さ (S _u)	MPa	423	423	423

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-20表 配管諸元 (2/3)

名 称	単 位	節 点		
		901から912	912から204	204から1,002
外 径	mm	406.4	406.4	406.4
厚 さ	mm	21.4	21.4	40.5
材 料	—	STPT480	STPT49	STPT480
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.90	1.90	1.90
最高使用圧力	MPa	8.6	8.6	8.6
最高使用温度	℃	230	230	230
設計応力強さ (S _m)	MPa	—	—	—
許容引張応力 (S)	MPa	120	120	120
設計降伏点 (S _y)	MPa	230	230	230
設計引張強さ (S _u)	MPa	423	423	423

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-20表 配管諸元 (3/3)

--

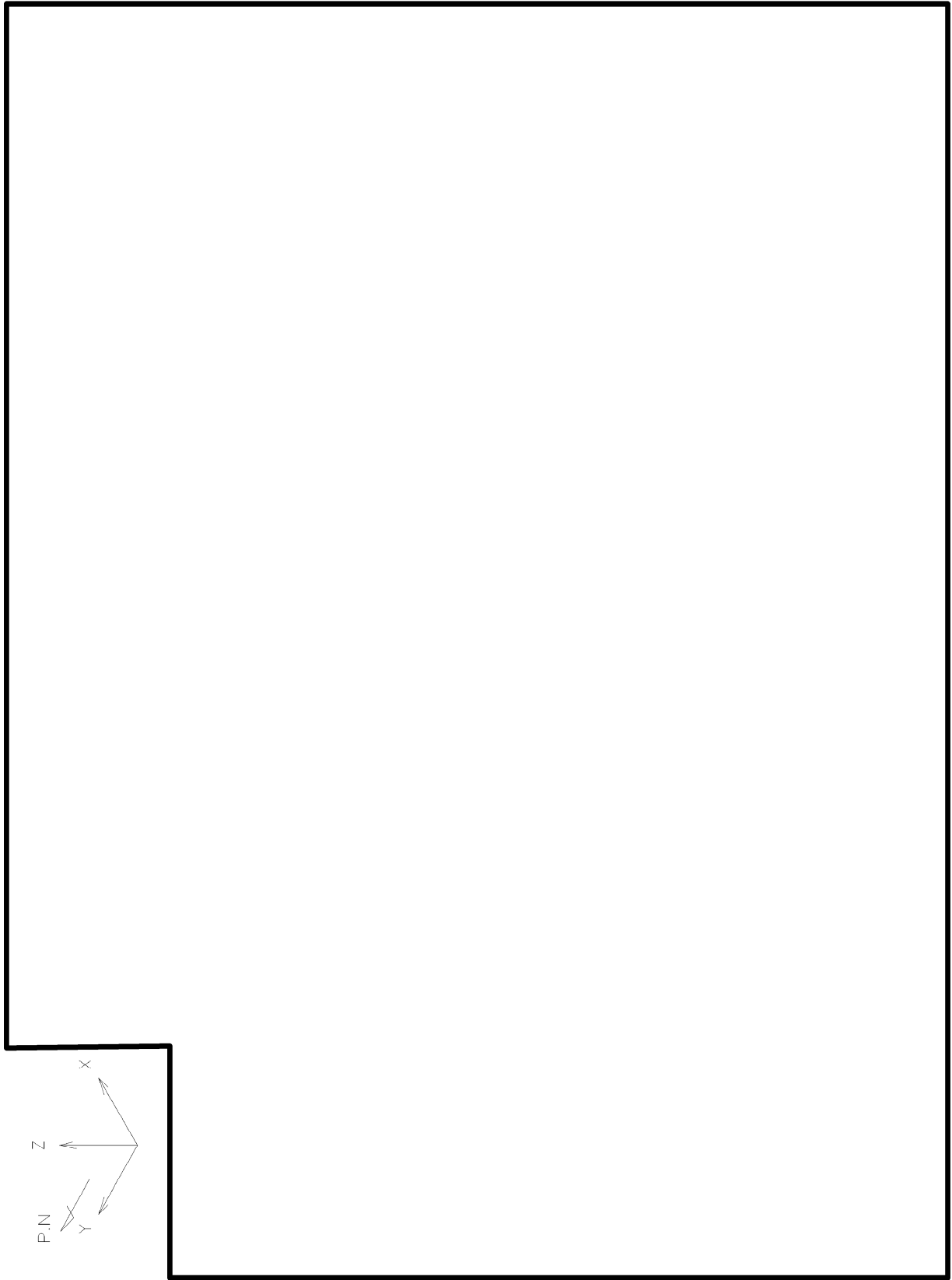
第1.4-21表 質点質量

質点番号	質量(kg)
901	
902	
915	
402	
600	
601	
602	
603	
604	
605	
606	
607	
608	
609	
610	
611	
612	
613	
614	
615	
616	
617	
618	
619	
621	
620	
625	
822	
622	
623	
624	

(4) 主給水設備配管（CV外）ブロックFW05

主給水設備配管（CV外）ブロックFW05の応力評価に用いるモデル図を第1.4-4図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-22表に、質点質量の一覧表を第1.4-23表に示す。



第1.4-4図 主給水設備配管 (CV外) ブロックFW05 解析モデル

第1.4-22表 配管諸元 (1/3)

名 称	単位	節点	節点	節点
		1,250から110	110から201 202から203	201から202 203から901
外 径	mm	406.4	406.4	406.4
厚 さ	mm	40.5	21.4	21.4
材 料	—	STPT49	STPT49	STPT480
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.90	1.90	1.90
最高使用圧力	MPa	7.48	7.48	7.48
最高使用温度	℃	230	230	230
設計応力強さ (S _m)	MPa	—	—	—
許容引張応力 (S)	MPa	120	120	120
設計降伏点 (S _y)	MPa	230	230	230
設計引張強さ (S _u)	MPa	423	423	423

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-22表 配管諸元 (2/3)

名 称	単 位	節 点		
		901から204	204から205	205から1,000
外 径	mm	406.4	406.4	406.4
厚 さ	mm	21.4	21.4	40.5
材 料	—	STPT480	STPT49	STPT480
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.90	1.90	1.90
最高使用圧力	MPa	8.6	8.6	8.6
最高使用温度	℃	230	230	230
設計応力強さ (S _m)	MPa	—	—	—
許容引張応力 (S)	MPa	120	120	120
設計降伏点 (S _y)	MPa	230	230	230
設計引張強さ (S _u)	MPa	423	423	423

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-22表 配管諸元 (3/3)

--

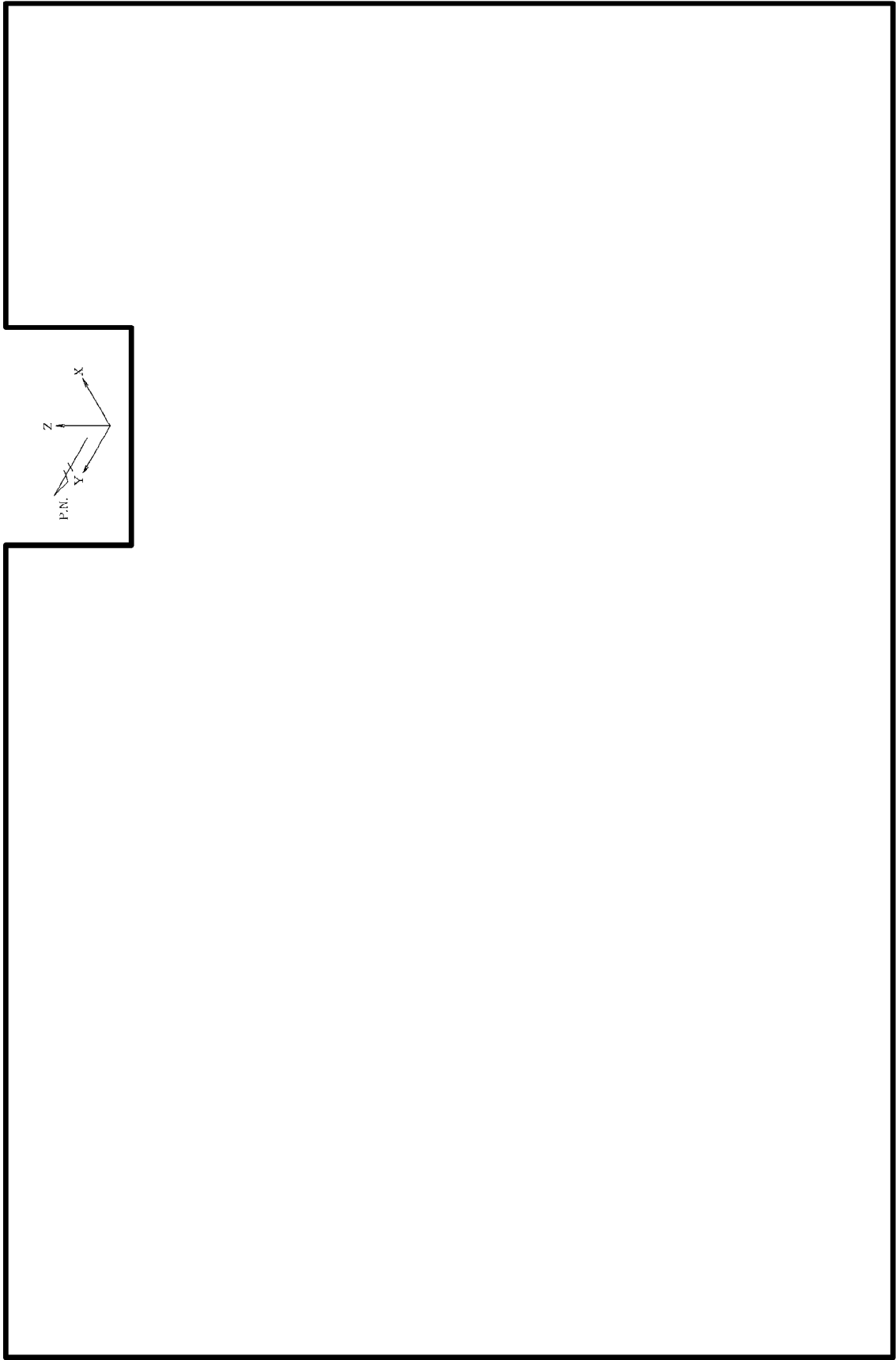
第1.4-23表 質点質量

質点番号	質量(kg)
901	
902	
910	
121	
600	
171	
614	
601	
602	
603	
604	
605	
606	
607	
608	
609	
610	
611	
612	
613	

(5) 余熱除去設備配管（CV内）ブロックRH08

余熱除去設備配管（CV内）ブロックRH08の応力評価に用いるモデル図を第1.4-5図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-24表に、質点質量の一覧表を第1.4-25表に示す。



第1.4-5図 余熱除去設備配管（原子炉格納容器外）ブロックRH08 解析モデル

第1.4-24表 配管諸元 (1/2)

名 称	単 位	節 点	節 点	節 点
		1,001から901	901から101	101から2,227
外 径	mm	323.9	323.9	323.9
厚 さ	mm	33.3	9.5	12.7
材 料	—	SUS32TP	SUS32TP	SUS32TP
縦 弾 性 係 数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.73	1.83	1.83
最 高 使 用 圧 力	MPa	17.16	4.1	4.1
最 高 使 用 温 度	℃	343	200	200
設 計 応 力 強 さ (S _m)	MPa	114	—	—
許 容 引 張 応 力 (S)	MPa	—	127	127
設 計 降 伏 点 (S _y)	MPa	—	149	149
設 計 引 張 強 さ (S _u)	MPa	—	440	440

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-24表 配管諸元 (2/2)

--

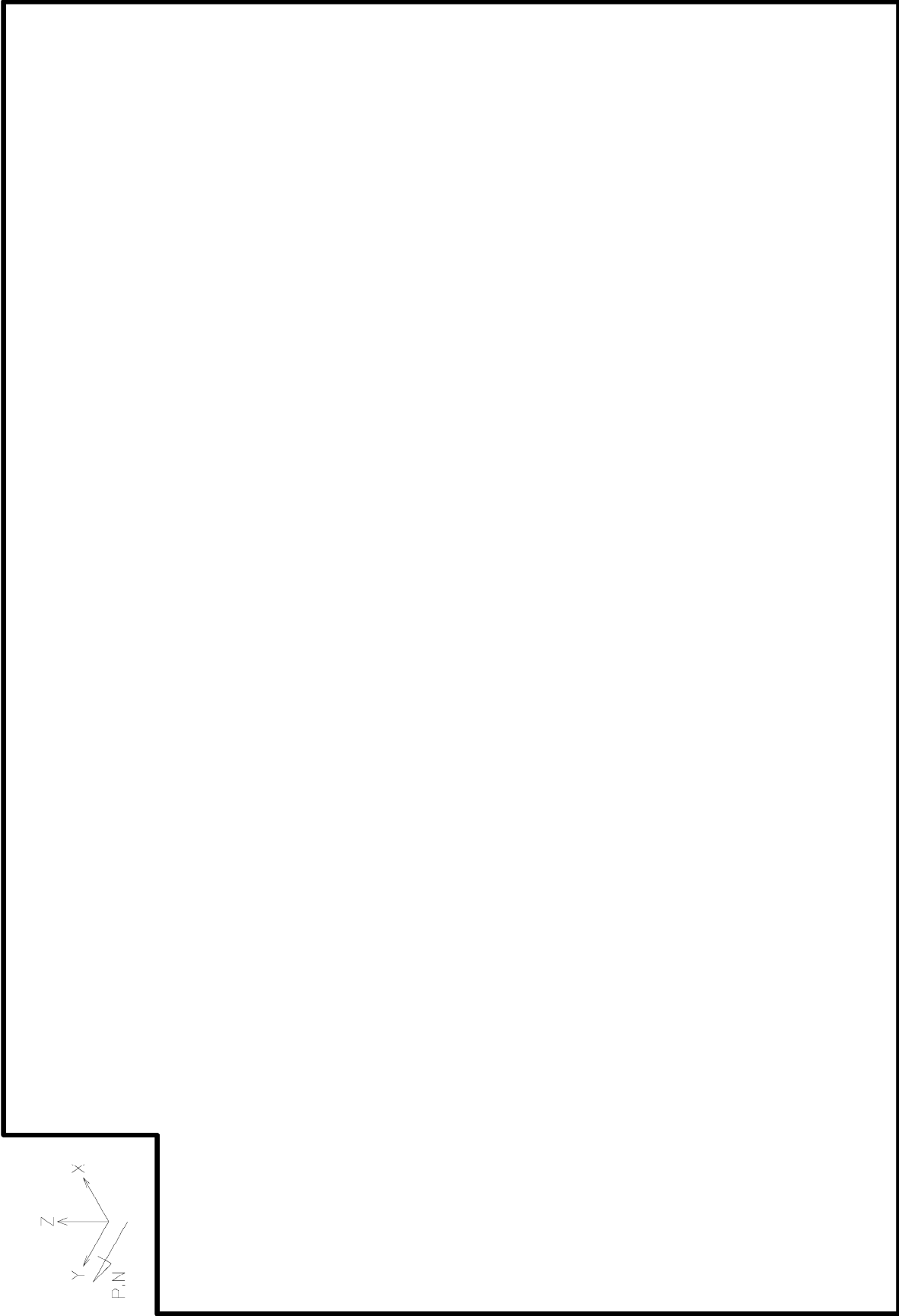
第1.4-25表 質点質量

質点番号	質量(kg)
615	
132	
614	
613	
612	
611	
905	
906	
609	
608	
607	
606	
605	
604	
603	
602	
601	
901	
902	
600	

(6) 余熱除去設備配管（CV外）ブロックRH12

余熱除去設備配管（CV外）ブロックRH12の応力評価に用いるモデル図を第1.4-6図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-26表に、質点質量の一覧表を第1.4-27表に示す。



第1.4-6図 余熱除去設備配管 (CV外) ブロックRH12 解析モデル

第1.4-26表 配管諸元 (1/2)

名 称	単位	節点		
		1,224から300	300から901	901から403 から1,001 403から1,002
外 径	mm	273.1	273.1	273.1
厚 さ	mm	28.6	25.4	9.3
材 料	—	SUS32TP	SUS32TP	SUS32TP
縦弾性係数 ^(注)	×10 ^b MPa	1.83	1.83	1.83
最高使用圧力	MPa	17.16	17.16	4.1
最高使用温度	℃	200	200	200
設計応力強さ (S _m)	MPa	—	—	—
許容引張応力 (S)	MPa	127	127	127
設計降伏点 (S _y)	MPa	149	149	149
設計引張強さ (S _u)	MPa	440	440	440

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-26表 配管諸元 (2/2)

--

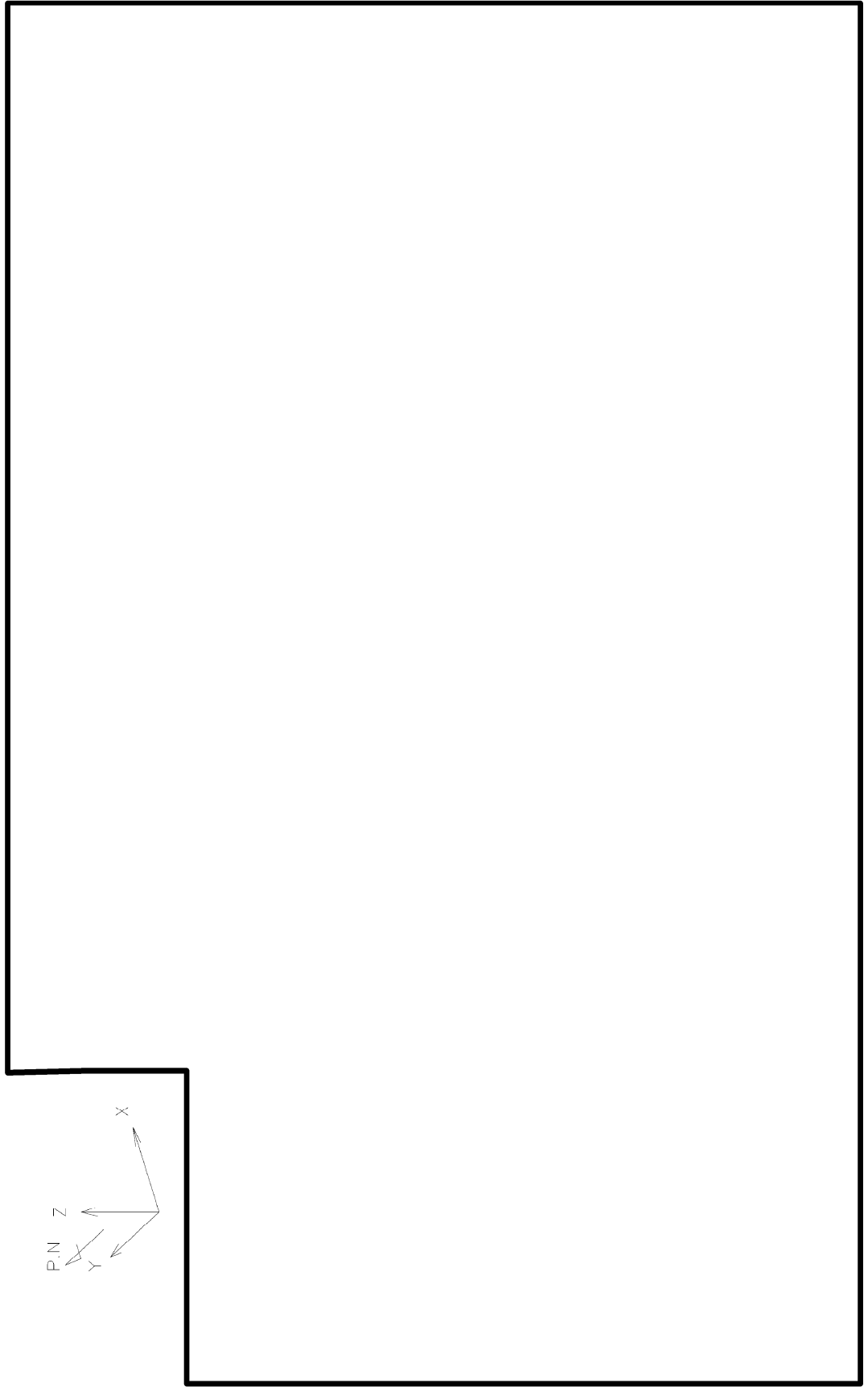
第1.4-27表 質点質量

質点番号	質量(kg)
901	
911	
406	
600	
618	
616	
617	
619	
625	
601	
104	
602	
603	
605	
604	
606	
607	
608	
609	
610	
611	
612	
613	
614	
615	
620	
621	
622	
623	
624	

(7) 安全注入設備配管（CV内）ブロックSI14b

安全注入設備配管（CV内）ブロックSI14bの応力評価に用いるモデル図を第1.4-7図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-28表に、質点質量の一覧表を第1.4-29表に示す。



第1.4-7図 安全注入設備配管（原子炉格納容器内）ブロックSI14b 解析モデル

第1.4-28表 配管諸元 (1/2)

名 称	単 位	節 点
		1,010から 301から1,020 301から1,030
外 径	mm	168.3
厚 さ	mm	18.3
材 料	—	SUS32TP
縦 弾 性 係 数 ^(注)	×10 ^b MPa	1.83
最 高 使 用 圧 力	MPa	17.16
最 高 使 用 温 度	℃	200
設 計 応 力 強 さ (S _m)	MPa	—
許 容 引 張 応 力 (S)	MPa	127
設 計 降 伏 点 (S _y)	MPa	149
設 計 引 張 強 さ (S _u)	MPa	440

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-28表 配管諸元 (2/2)

--

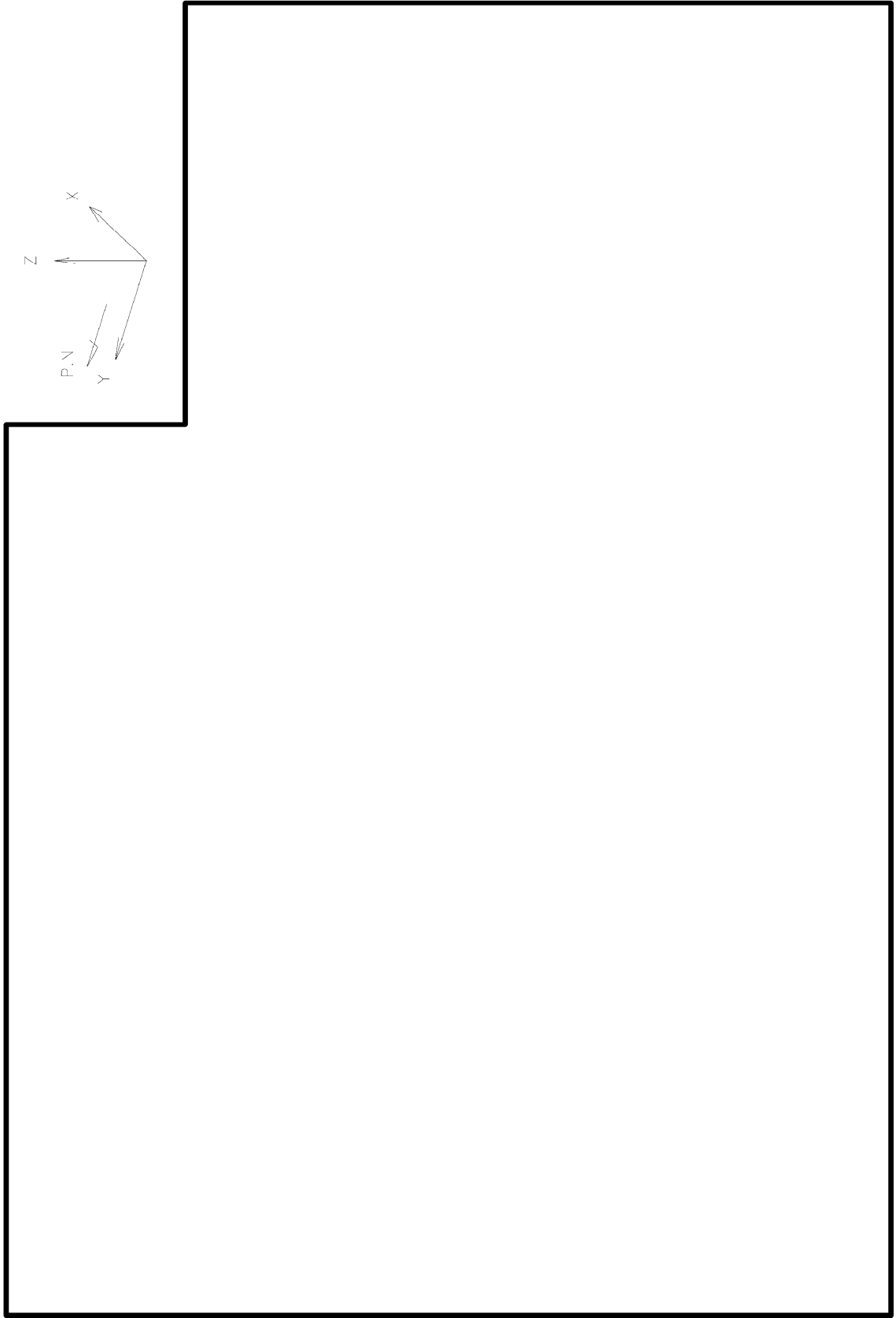
第1.4-29表 質点質量

質点番号	質量(kg)
900	
600	
611	
612	
610	
613	
614	
609	
608	
607	
606	
605	
604	
603	
602	
601	

(8) 安全注入設備配管（CV内）ブロックSI12

安全注入設備配管（CV内）ブロックSI12の応力評価に用いるモデル図を第1.4-8図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-30表に、質点質量の一覧表を第1.4-31表に示す。



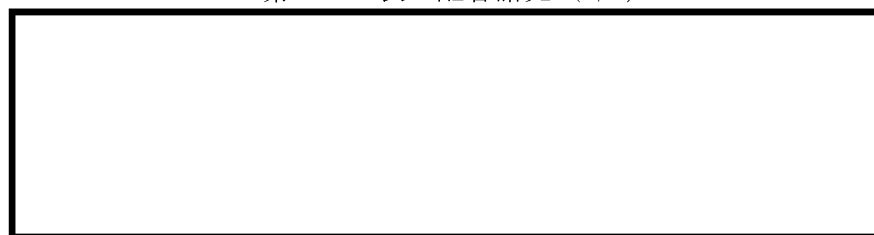
第1.4-8図 安全注入設備配管（原子炉格納容器内）ブロックSII2 解析モデル

第1.4-30表 配管諸元 (1/2)

名 称	単 位	節 点 1,258から99	節 点	節 点
			99から300 から302 300から303	310から1,010 315から1,020
外 径	mm	273.1	273.1	168.3
厚 さ	mm	28.6	25.4	18.3
材 料	—	SUS32TP	SUS32TP	SUS32TP
縦 弾 性 係 数 (注)	$\times 10^5$ MPa	1.83	1.83	1.83
最 高 使 用 圧 力	MPa	17.16	17.16	17.16
最 高 使 用 温 度	℃	200	200	200
設 計 応 力 強 さ (S_m)	MPa	—	—	—
許 容 引 張 応 力 (S)	MPa	127	127	127
設 計 降 伏 点 (S_y)	MPa	149	149	149
設 計 引 張 強 さ (S_u)	MPa	440	440	440

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-30表 配管諸元 (2/2)



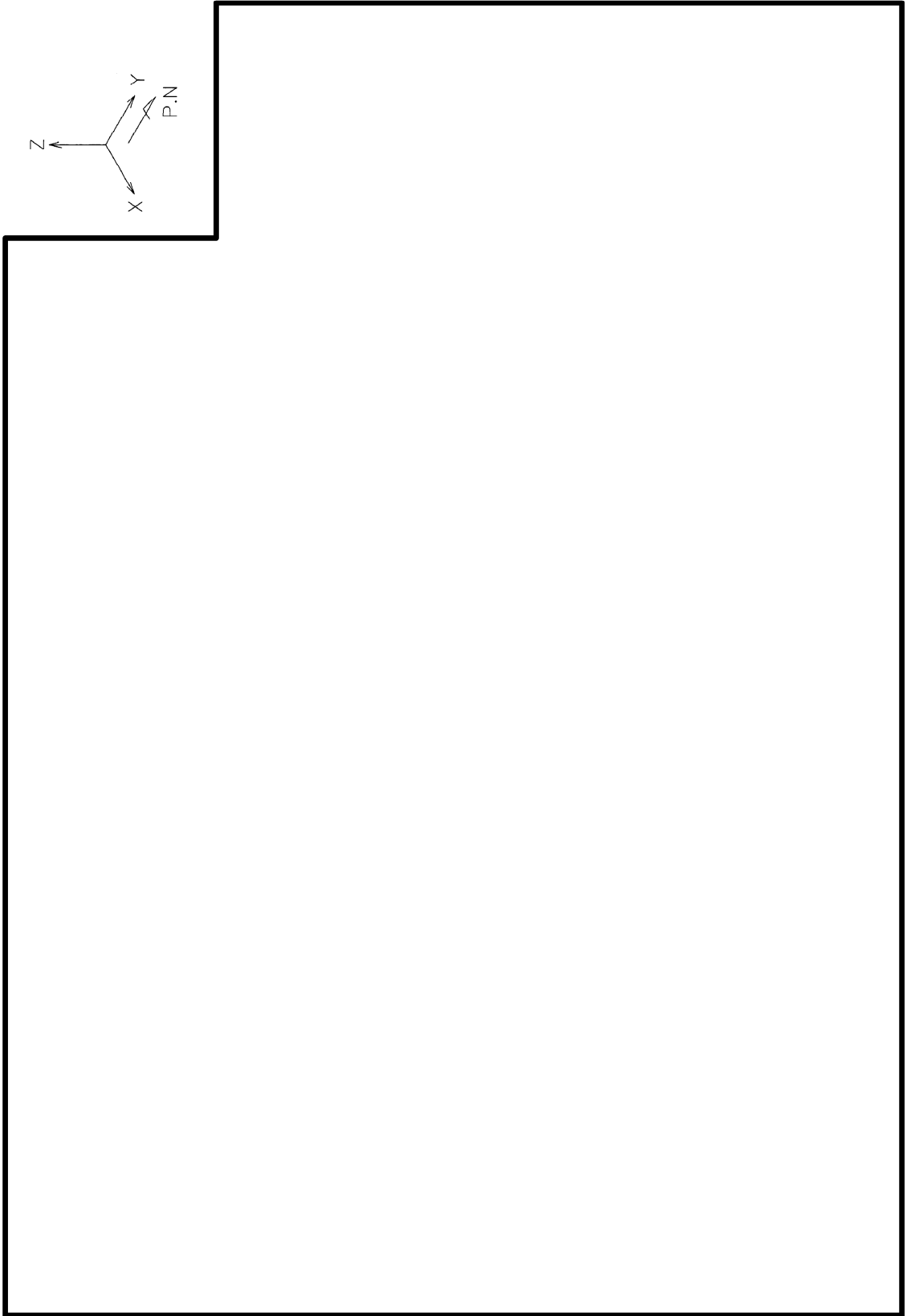
第1.4-31表 質点質量

質点番号	質量(kg)
600	
602	
601	
609	
608	
612	
606	
607	
605	
604	
603	
610	
611	

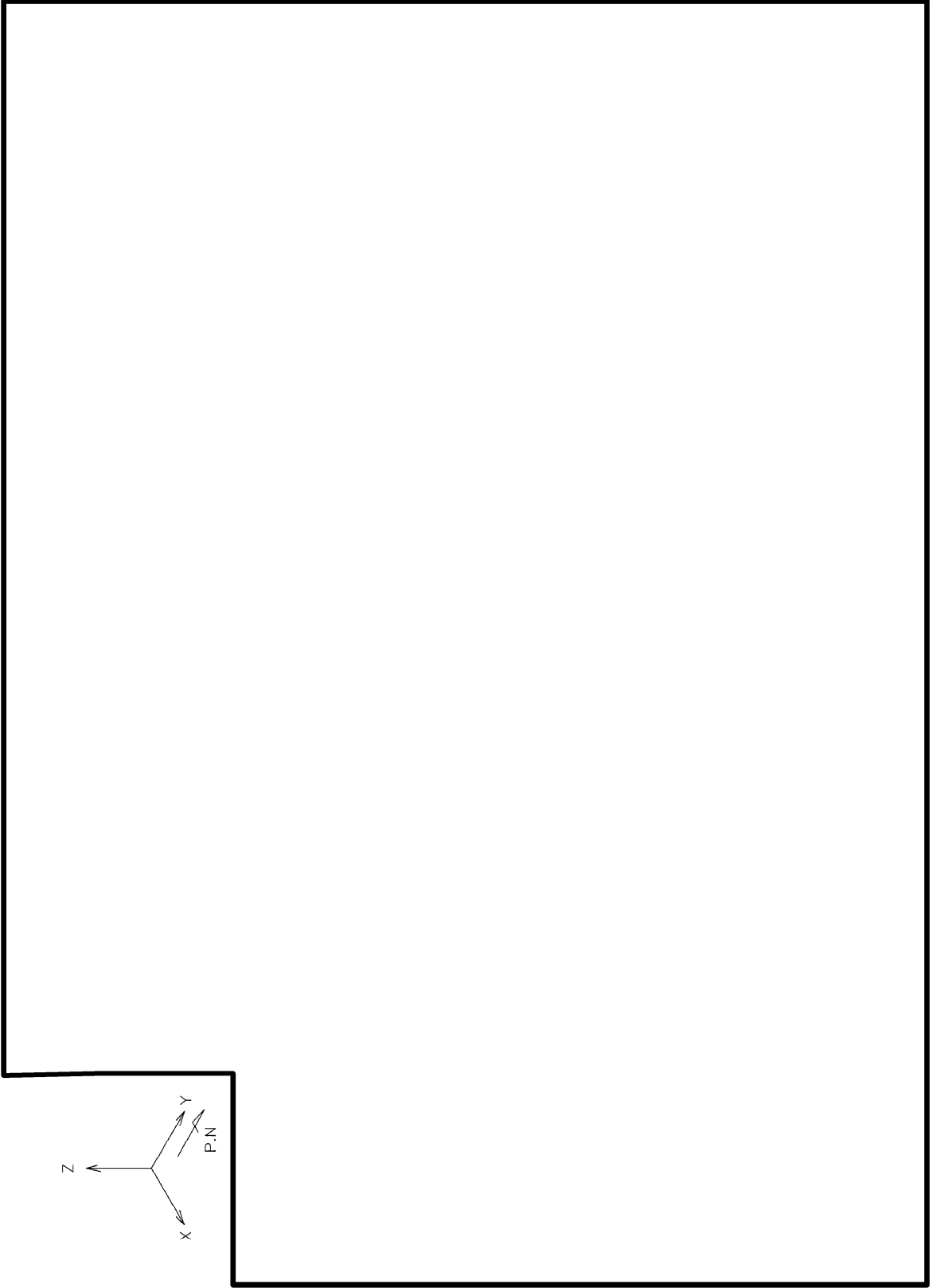
(9) 内部スプレ配管（CV内）ブロックCP09、10、13

内部スプレ配管（CV内）ブロックCP09、10、13の応力評価に用いるモデル図を第1.4-9図に示す。

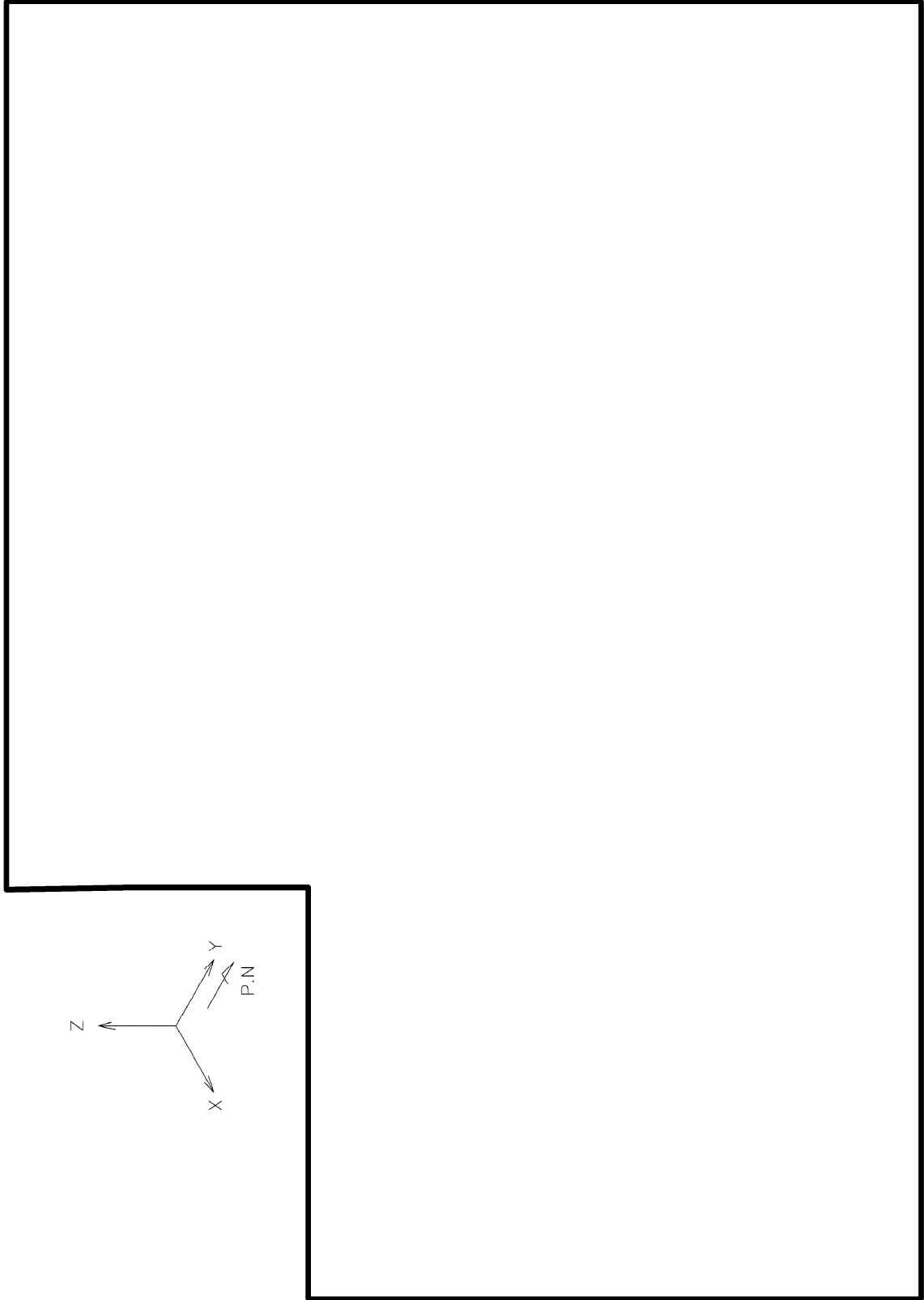
また、応力評価に用いる配管諸元の一覧表を第1.4-32表に、質点質量の一覧表を第1.4-33表に示す。



第1.4-9図 (1/3) 内部スプレ配管(原子炉格納容器内) ブロックCP09、10、13 解析モデル



第1.4-9図 (2/3) 内部スプレ配管(原子炉格納容器内) ブロックCP09、10、13 解析モデル



第1.4-9図 (3/3) 内部スプレ配管(原子炉格納容器内) ブロックCP09、10、13 解析モデル

第1.4-32表 配管諸元 (1/3)

名 称	単 位	節 点	節 点	節 点
		1,477から208	208から189 から193	189から901 212から902
外 径	mm	219.1	219.1	168.3
厚 さ	mm	12.7	8.2	7.1
材 料	—	SUS27TP	SUS27TP	SUS27TP
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.86	1.86	1.86
最高使用圧力	MPa	2.1	2.1	2.1
最高使用温度	℃	150	150	150
設計応力強さ (S _m)	MPa	—	—	—
許容引張応力 (S)	MPa	115	115	115
設計降伏点 (S _y)	MPa	155	155	155
設計引張強さ (S _u)	MPa	422	422	422

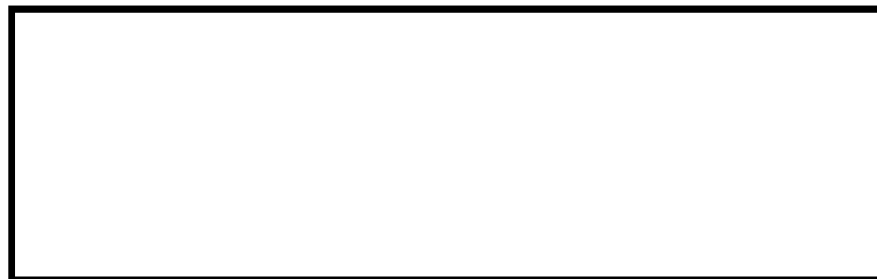
(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-32表 配管諸元 (2/3)

名 称	単 位	節 点 901から3 から811 902から84 から834
外 径	mm	168.3
厚 さ	mm	7.1
材 料	—	SUS27TP
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.86
最高使用圧力	MPa	0.8
最高使用温度	℃	150
設計応力強さ (S _m)	MPa	—
許容引張応力 (S)	MPa	115
設計降伏点 (S _y)	MPa	155
設計引張強さ (S _u)	MPa	422

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第1.4-32表 配管諸元 (3/3)



第1.4-33表 (1/2) 質点質量

質点番号	質量(kg)	質点番号	質量(kg)
901		616	
902		617	
600		619	
643		618	
644		620	
650		621	
699		623	
651		622	
648		624	
700		625	
649		627	
647		626	
646		628	
701		629	
702		631	
703		630	
704		632	
645		633	
603		635	
602		634	
604		636	
605		637	
607		639	
606		638	
608		640	
609		641	
611		601	
610		642	
612		654	
613		653	
615		655	
614		656	

第1. 4-33表 (2/2) 質点質量

質点番号	質量(kg)
658	
657	
659	
660	
662	
661	
663	
664	
666	
665	
667	
668	
670	
669	
671	
672	
674	
673	
675	
676	
678	
677	
679	
680	
682	
681	
683	
684	
686	
685	
687	
688	

質点番号	質量(kg)
690	
689	
691	
692	
694	
693	
695	
696	
698	
697	
652	

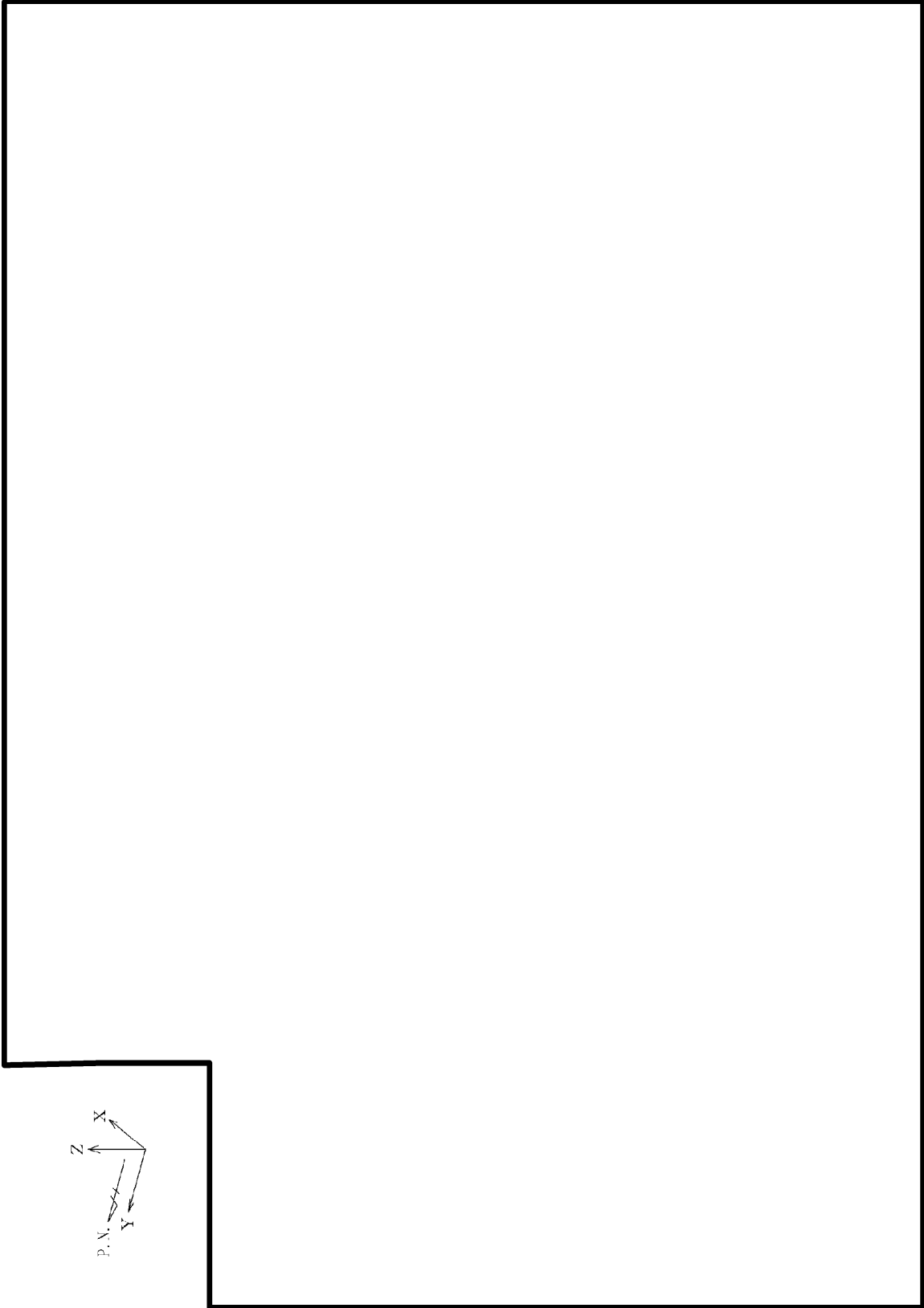
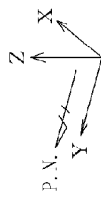
1.4.5 固有値

(1) 1次冷却設備配管（加圧器スプレイ配管）ブロックRC02

1次冷却設備配管（加圧器スプレイ配管）ブロックRC02の固有値を第1.4-34表に、
振動モード図を第1.4-10図に示す。

第1.4-34表 固有値

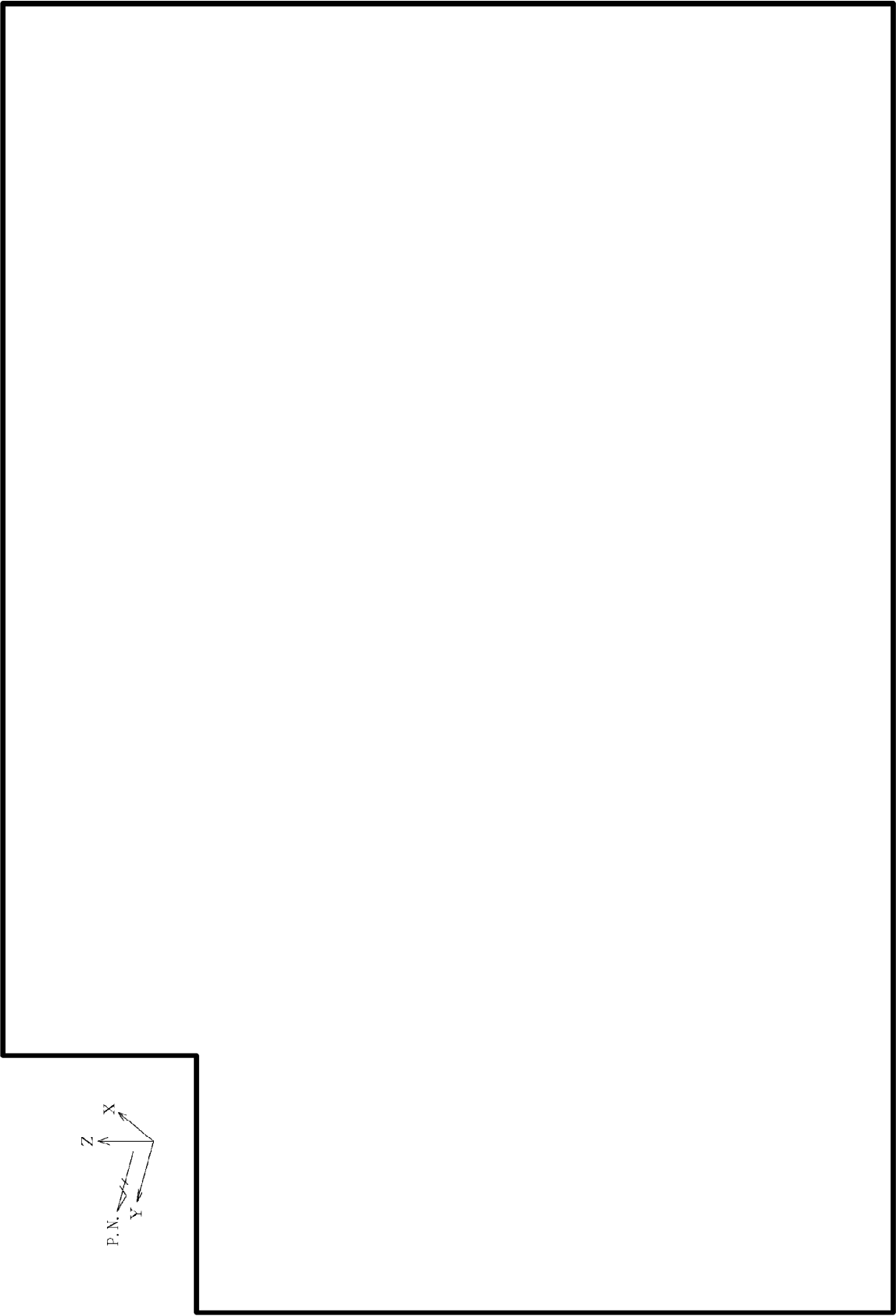
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



1次モード

振動モード図

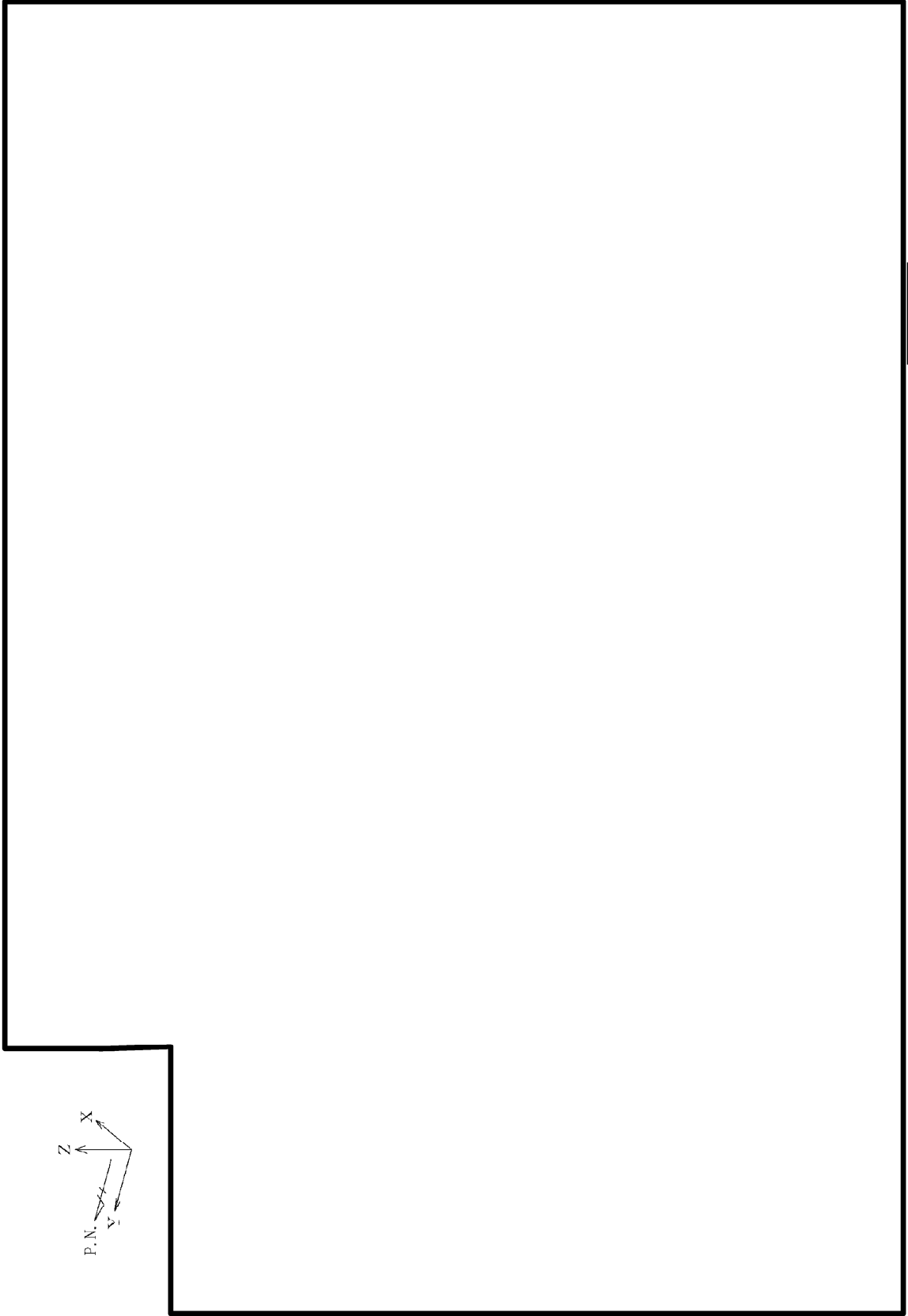
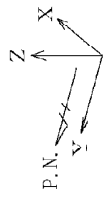
第1.4-10図 (1/3)



2次モード

振動モード図

第1.4-10図 (2/3)



第1.4-10図 (3/3) 振動モード図



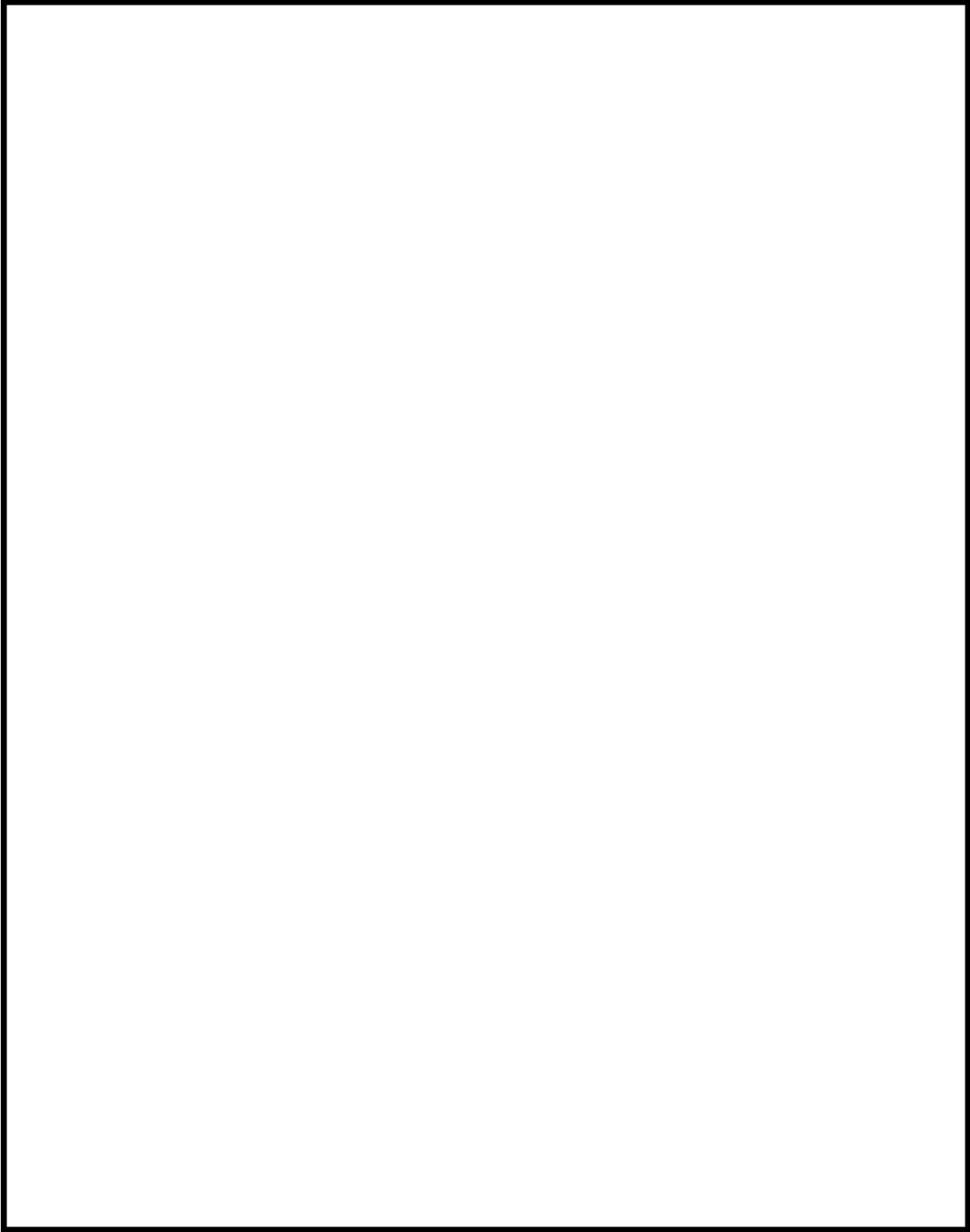
3次モード

(2) 主蒸気設備配管 (CV外) ブロックMS04

主蒸気設備配管 (CV外) ブロックMS04の固有値を第1.4-35表に、振動モード図を第1.4-11図に示す。

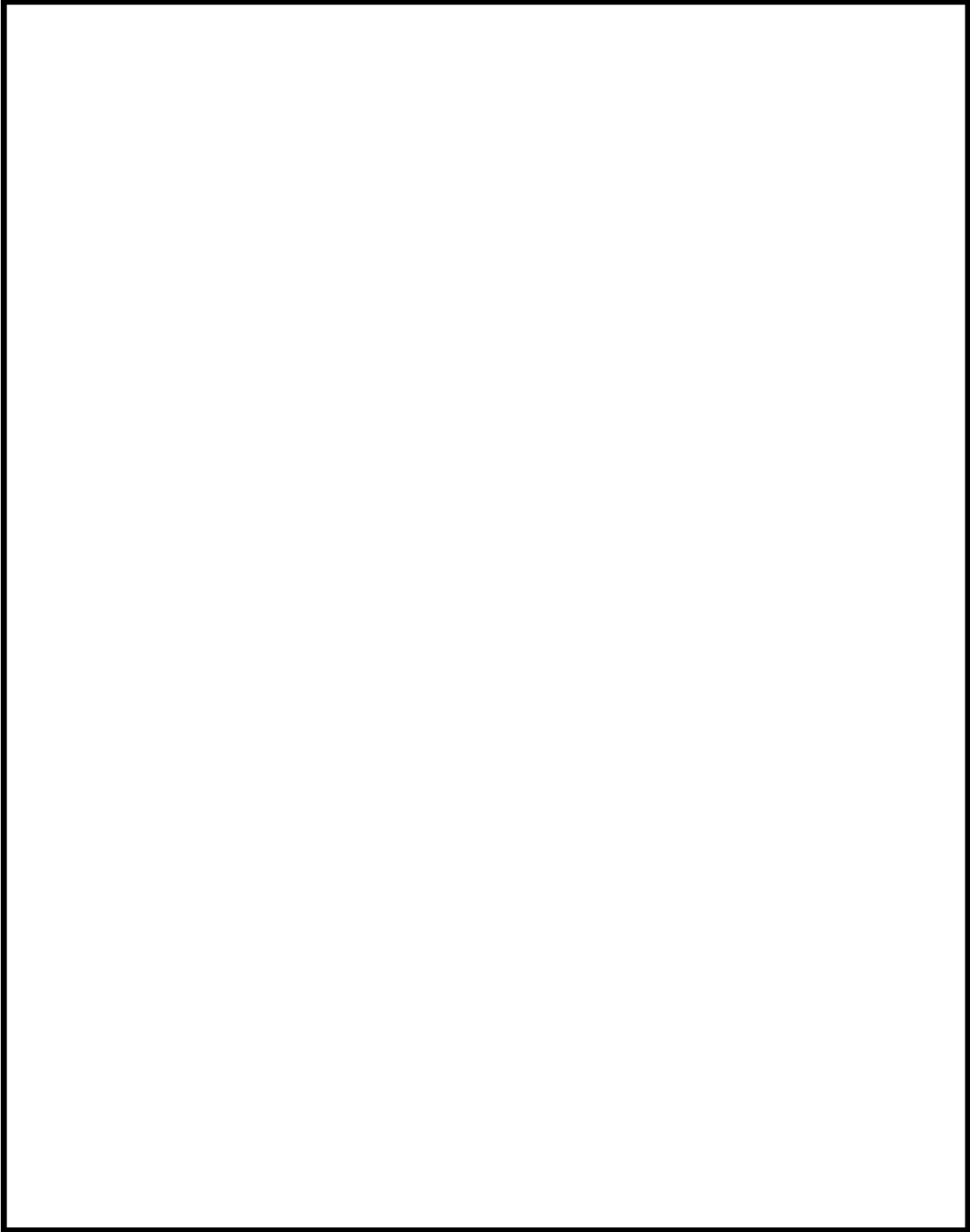
第1.4-35表 固有値

振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



1次モード

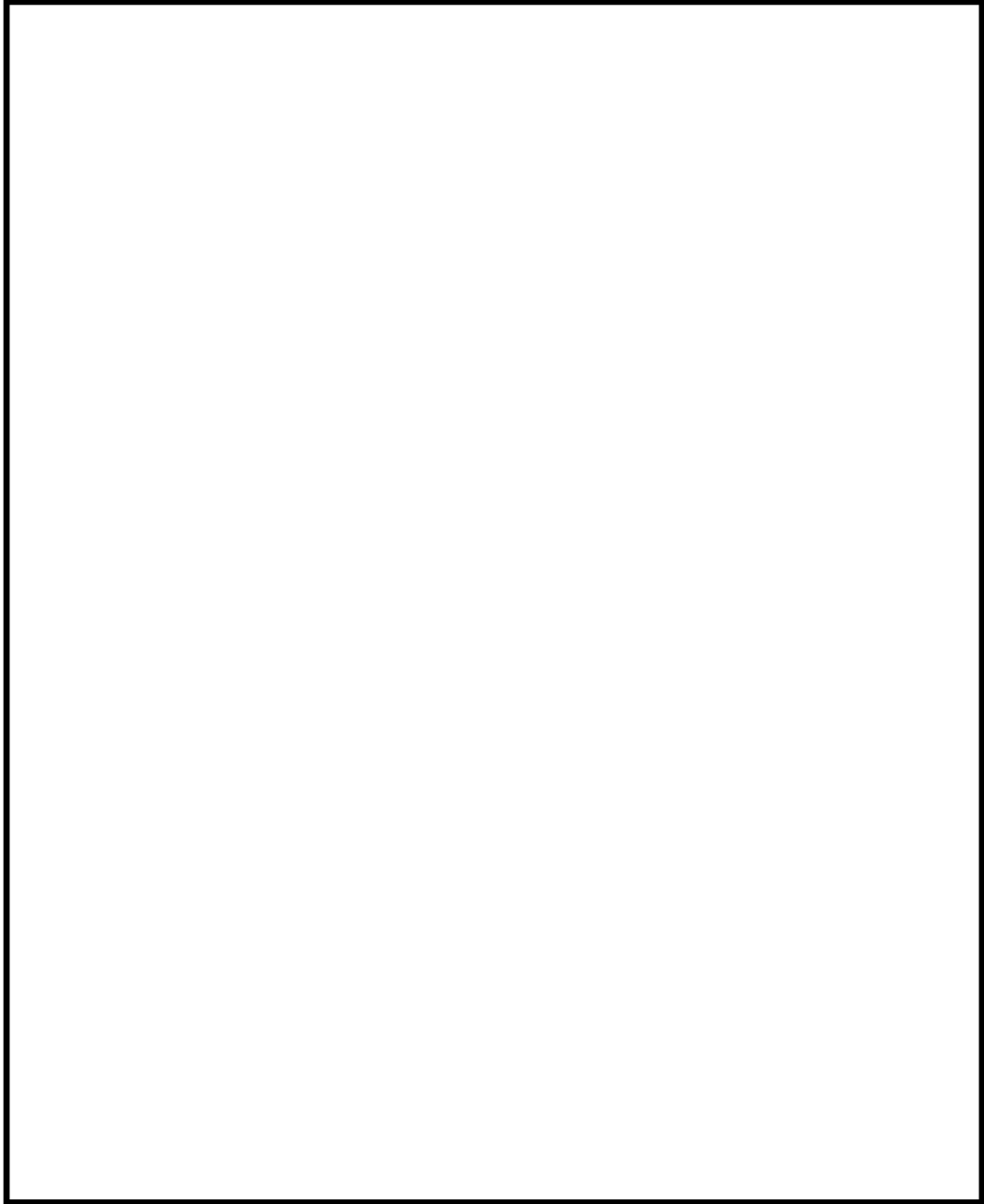
第1.4-11図 (1/3) 振動モード図



2次モード

振動モード図

第1.4-11図 (2/3)



3次モード

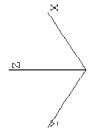
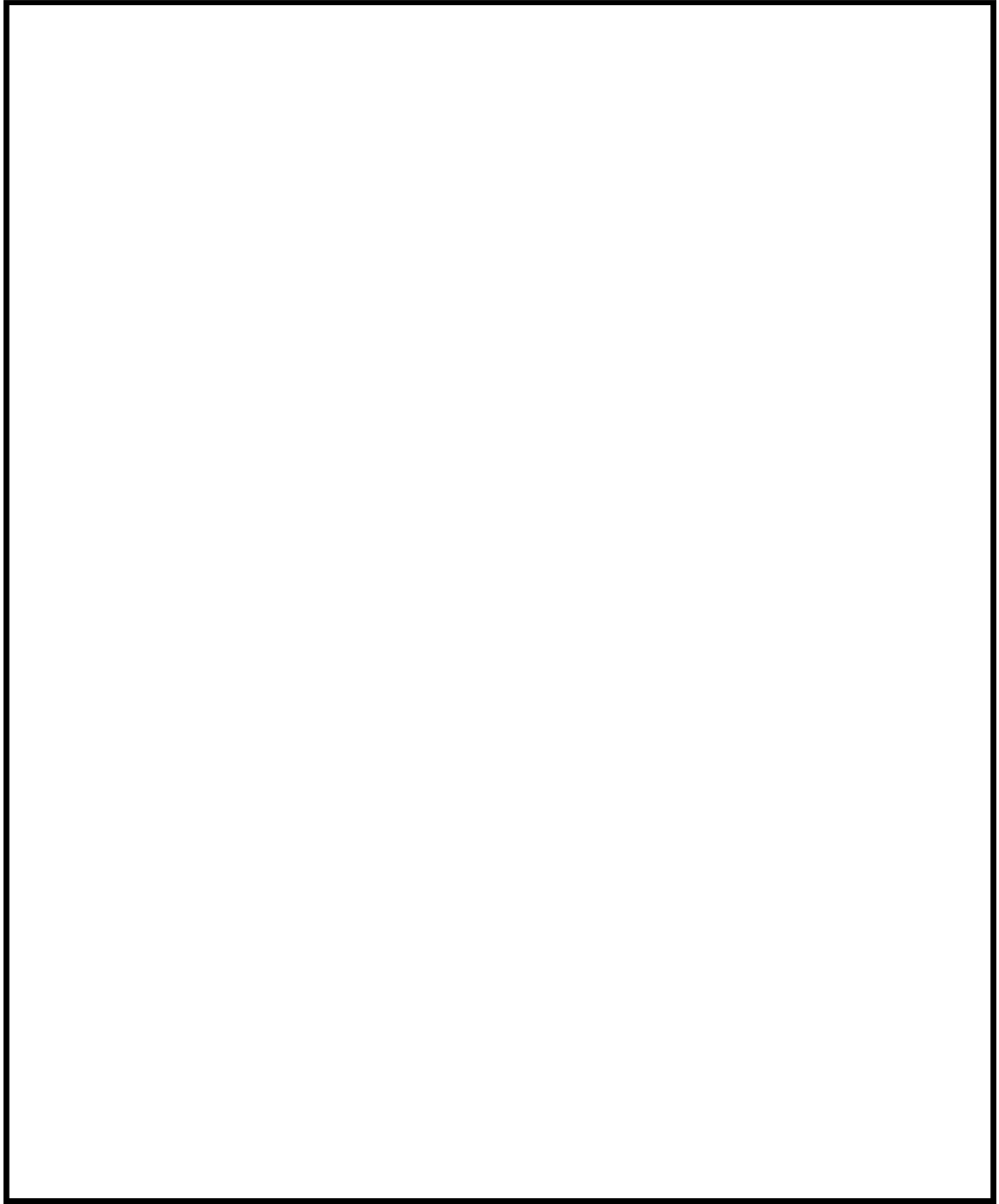
第1.4-11図 (3/3) 振動モード図

(3) 主給水設備配管（CV外）ブロックFW04

主給水設備配管（CV外）ブロックFW04の固有値を第1.4-36表に、振動モード図を第1.4-12図に示す。

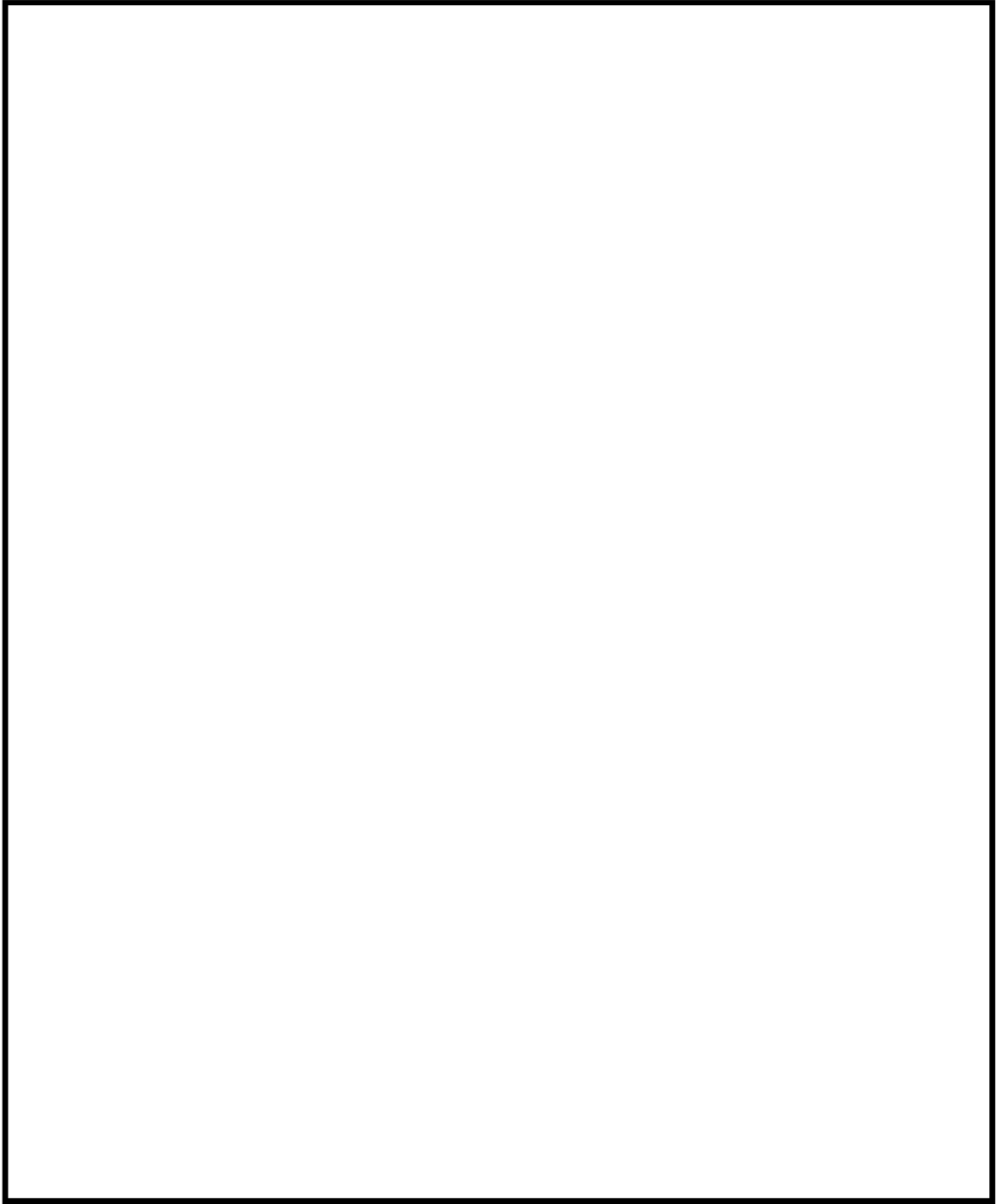
第1.4-36表 固有値

振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



1次モード

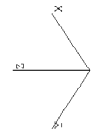
第1.4-12図 (1/3) 振動モード図

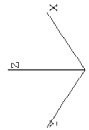
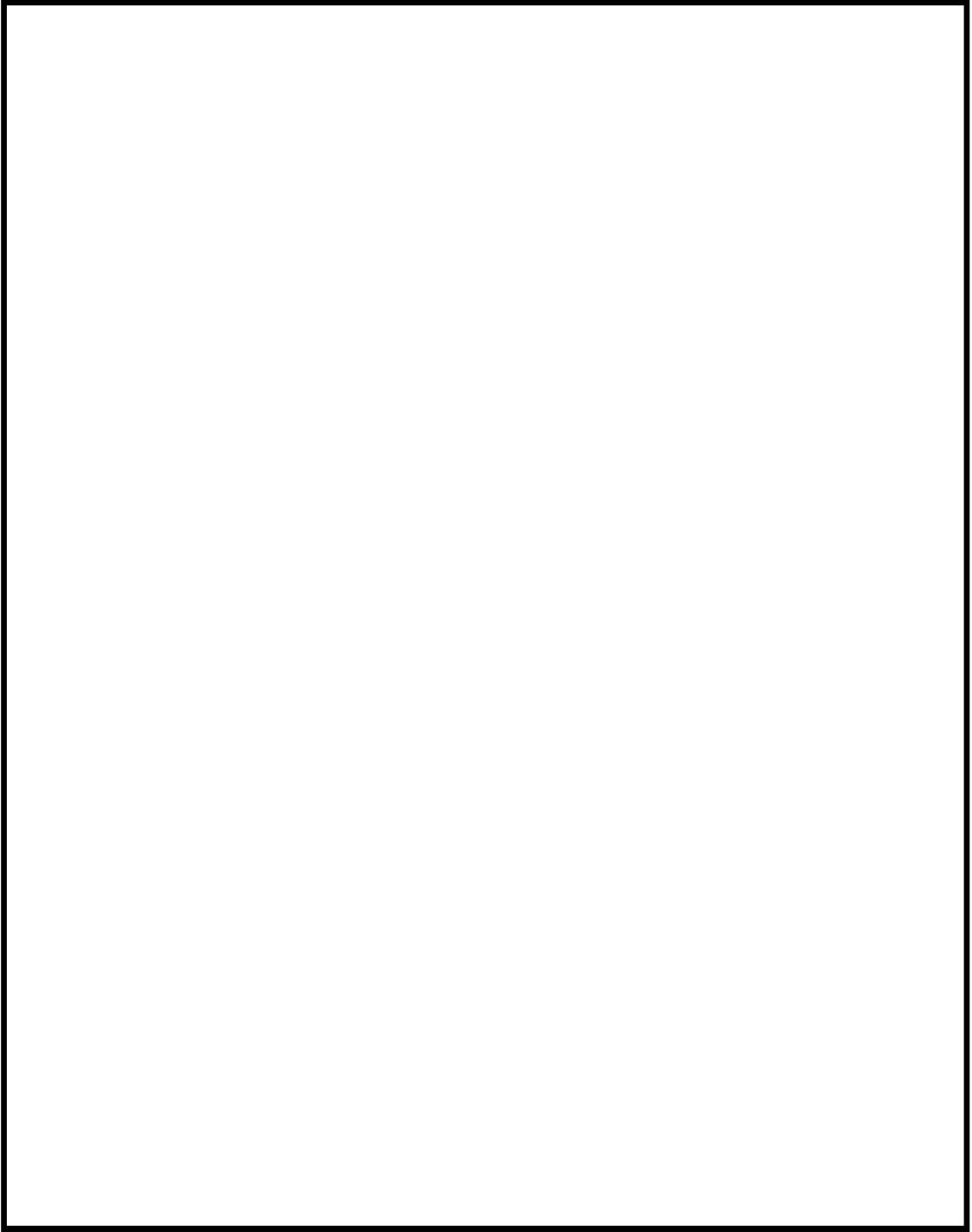


2次モード

振動モード図

第1.4-12図 (2/3)





3次モード

振動モード図

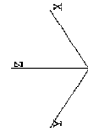
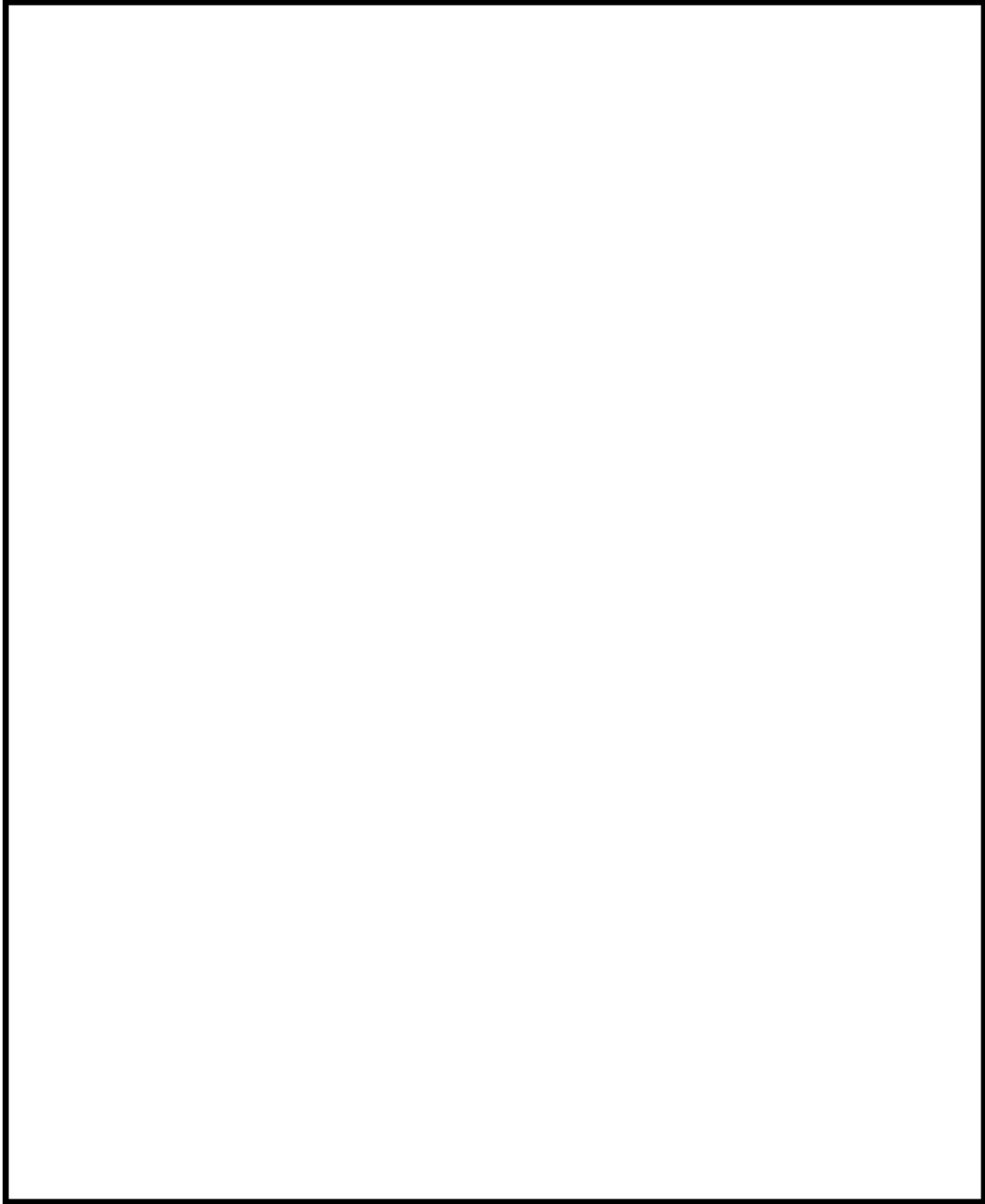
第1.4-12図 (3/3)

(4) 主給水設備配管 (CV外) ブロックFW05

主給水設備配管 (CV外) ブロックFW05の固有値を第1.4-37表に、振動モード図を第1.4-13図に示す。

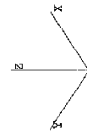
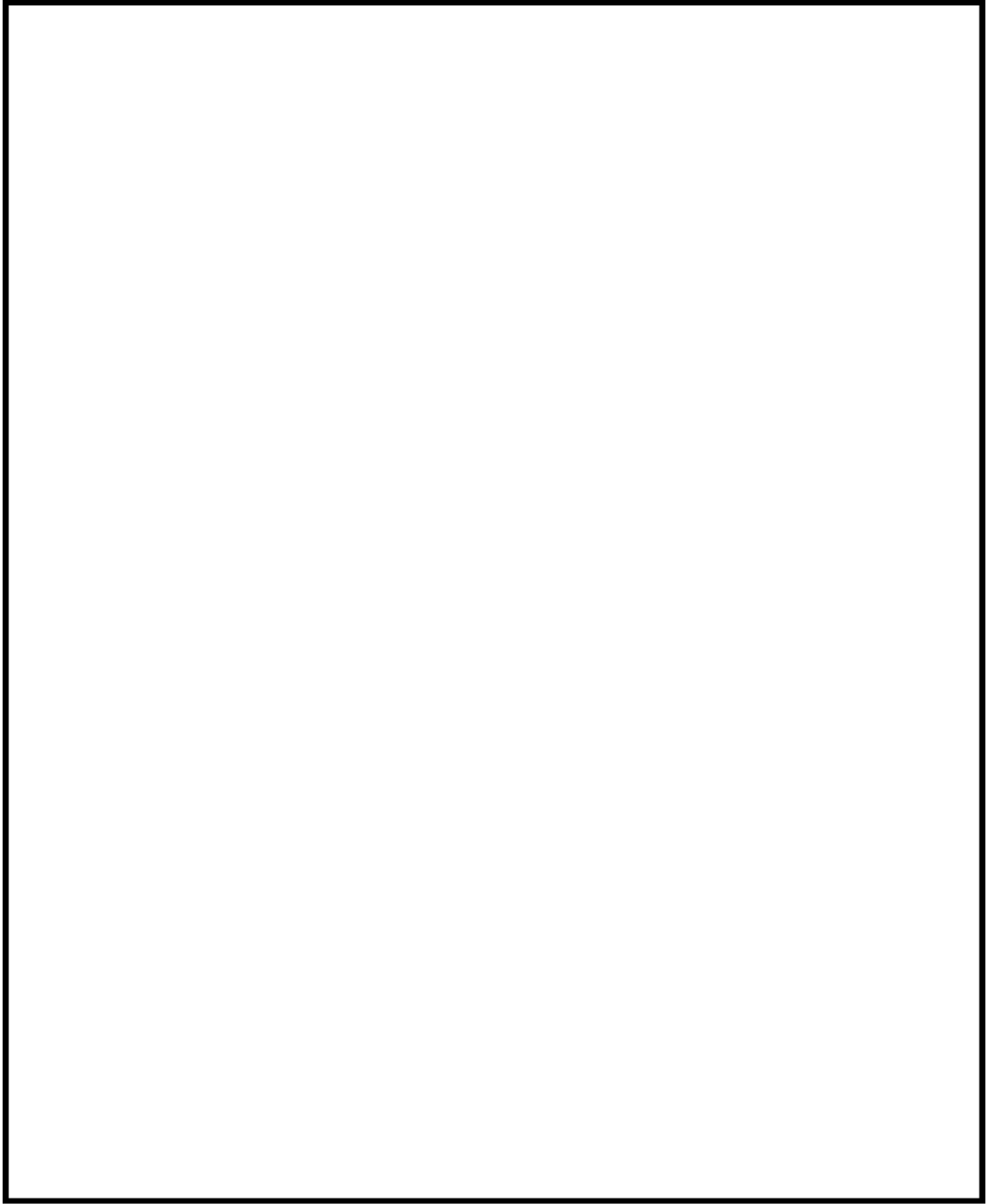
第1.4-37表 固有値

振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				



1次モード

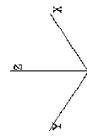
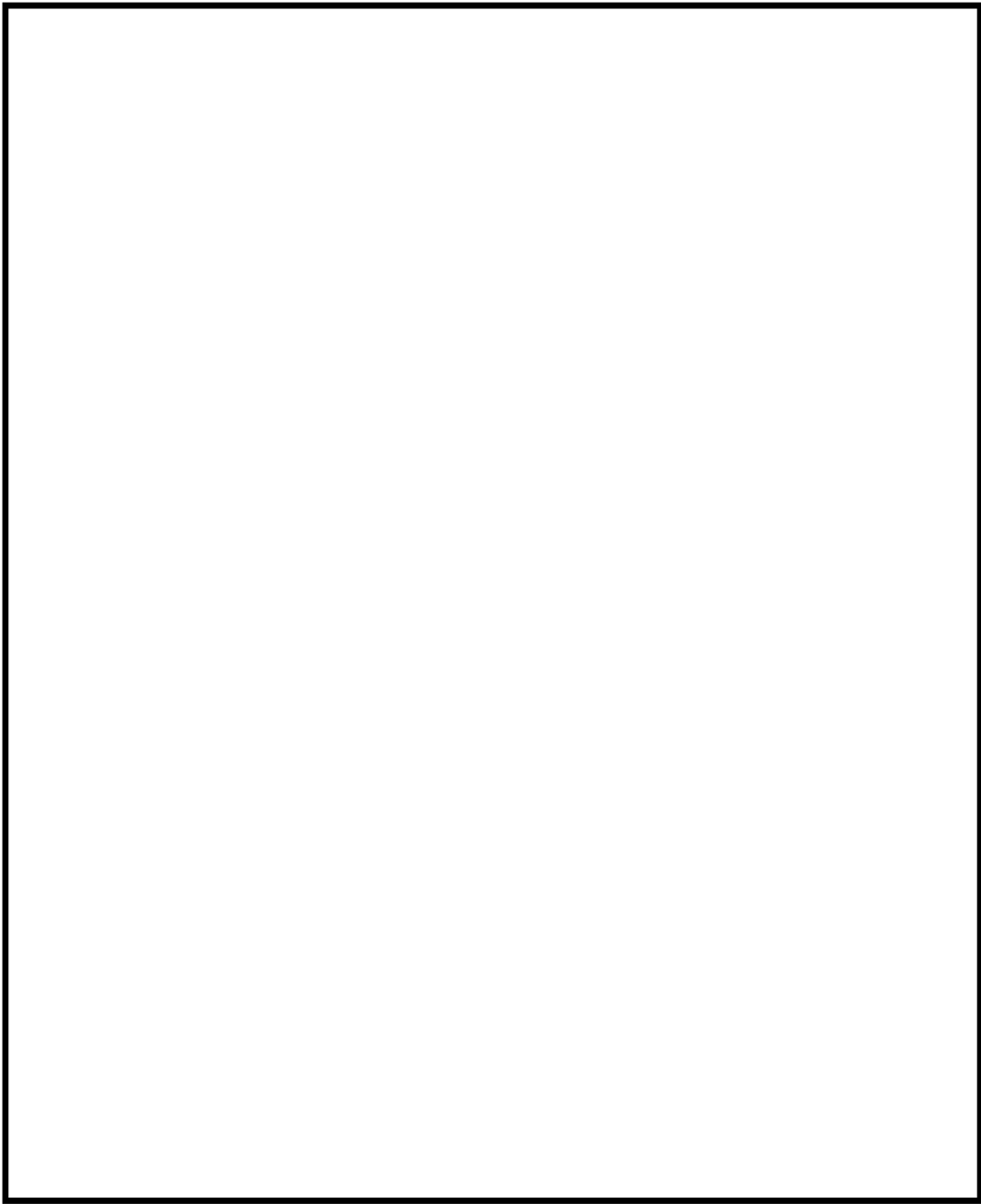
第1.4-13図 (1/3) 振動モード図



2次モード

振動モード図

第1.4-13図 (2/3)



3次モード

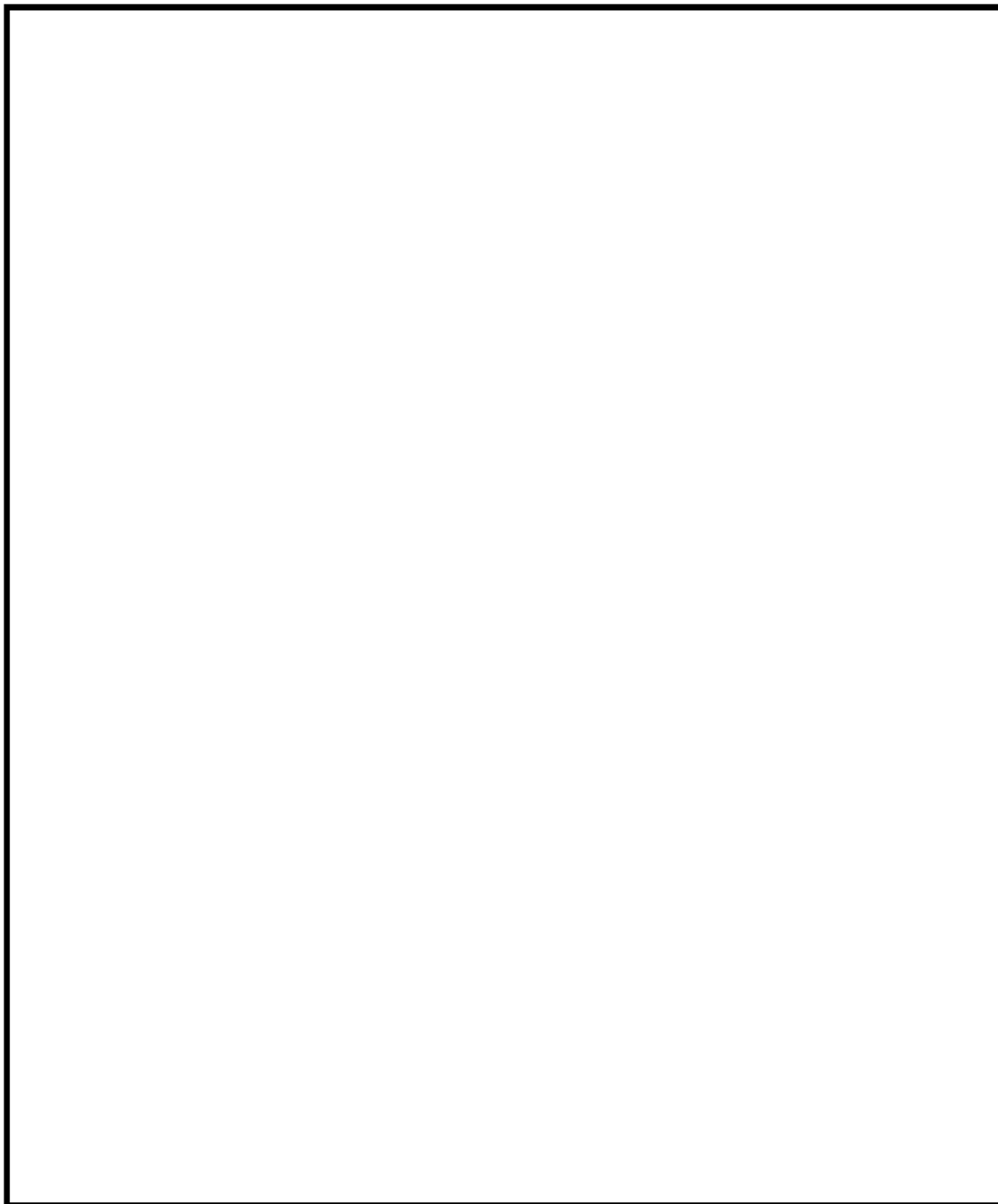
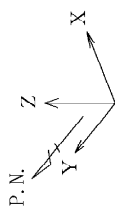
第1.4-13図 (3/3) 振動モード図

(5) 余熱除去設備配管 (CV内) ブロックRH08

余熱除去設備配管 (CV内) ブロックRH08の固有値を第1.4-38表に、振動モード図を第1.4-14図に示す。

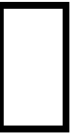
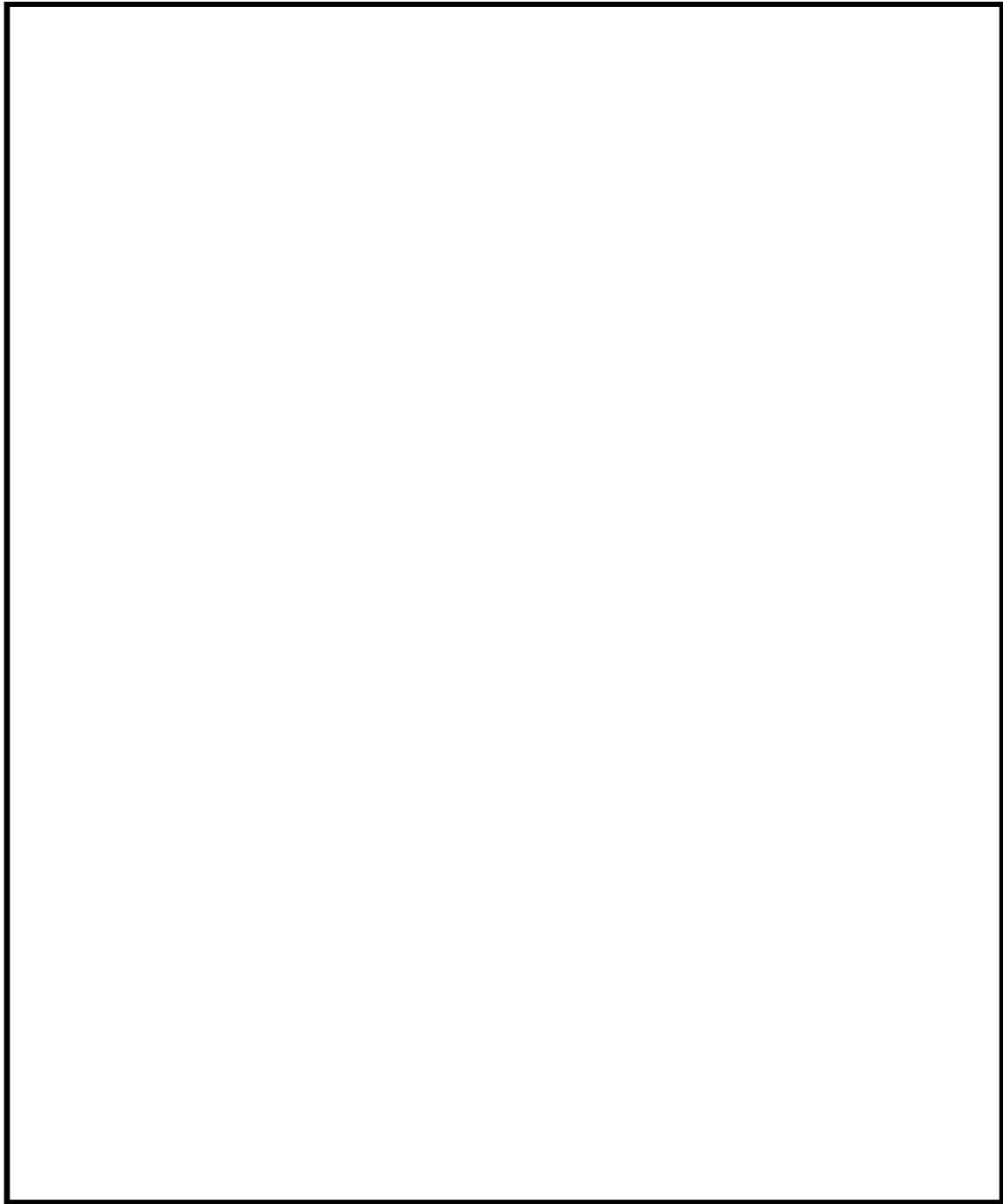
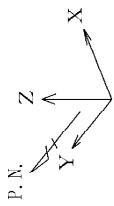
第1.4-38表 固有値

振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				



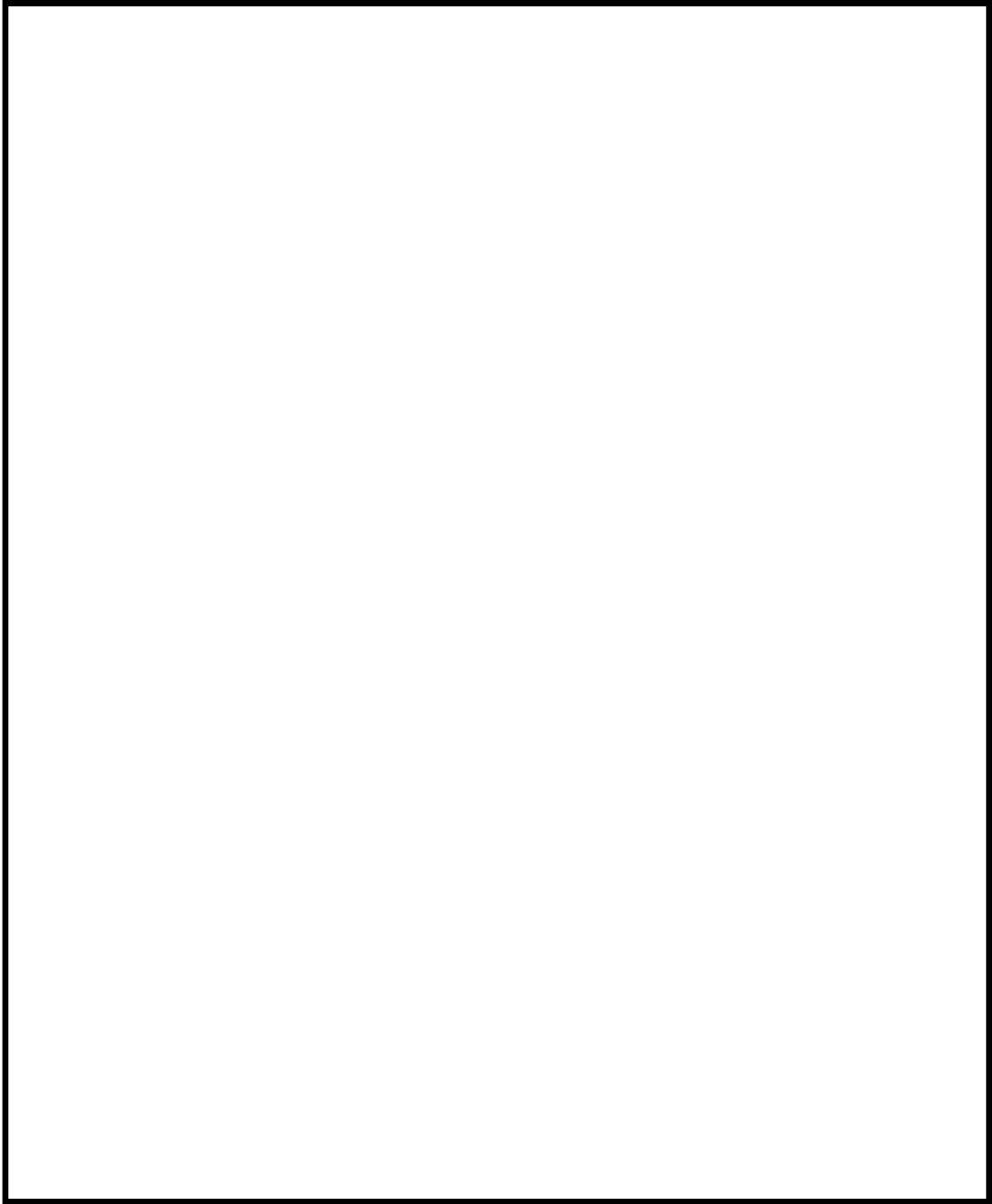
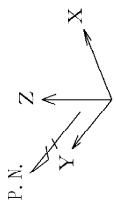
1次モード

第1.4-14図 (1/3) 振動モード図



2次モード

第1.4-14図 (2/3) 振動モード図



3次モード

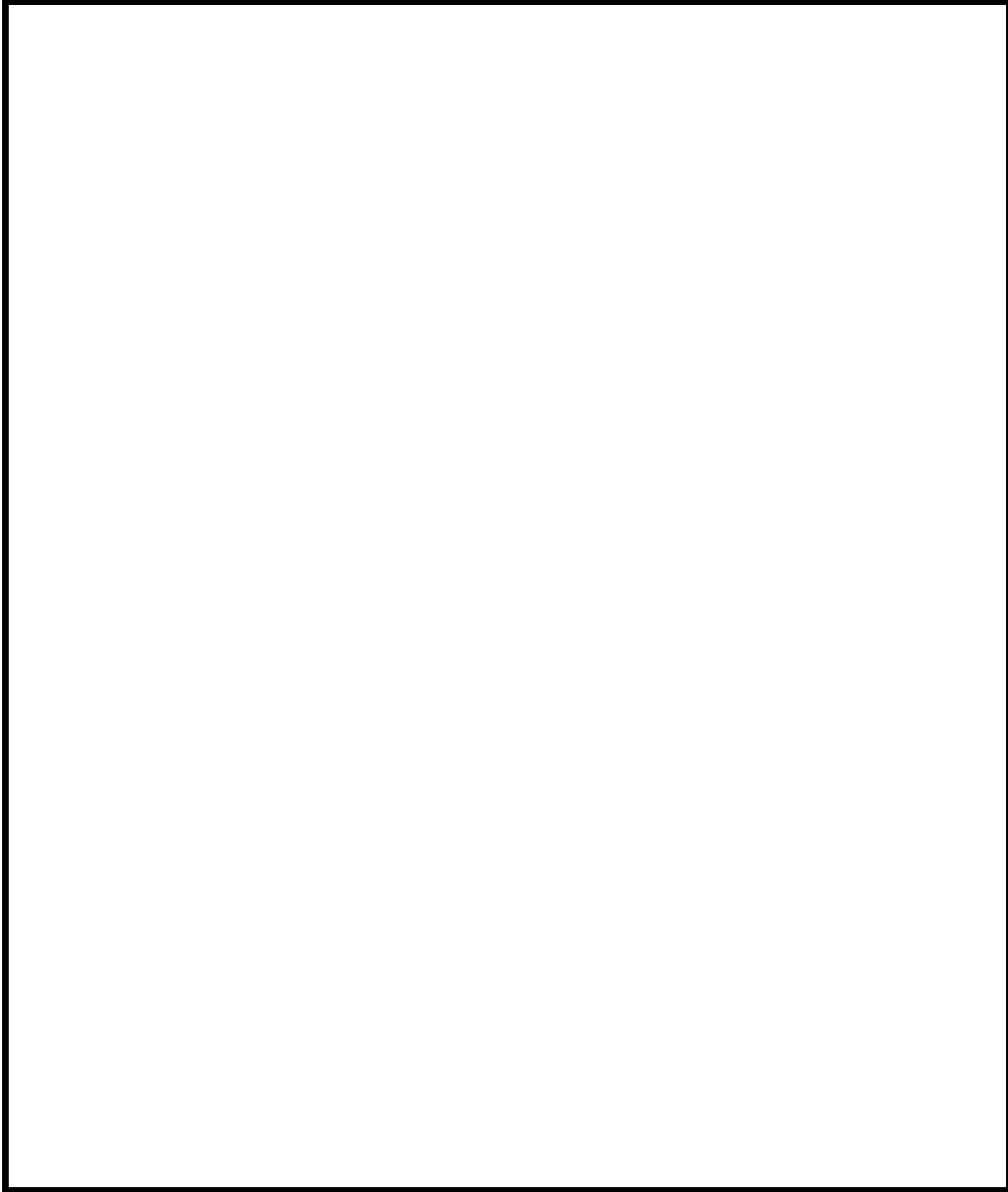
第1.4-14図 (3/3) 振動モード図

(6) 余熱除去設備配管 (CV外) ブロックRH12

余熱除去設備配管 (CV外) ブロックRH12の固有値を第1.4-39表に、振動モード図を第1.4-15図に示す。

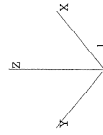
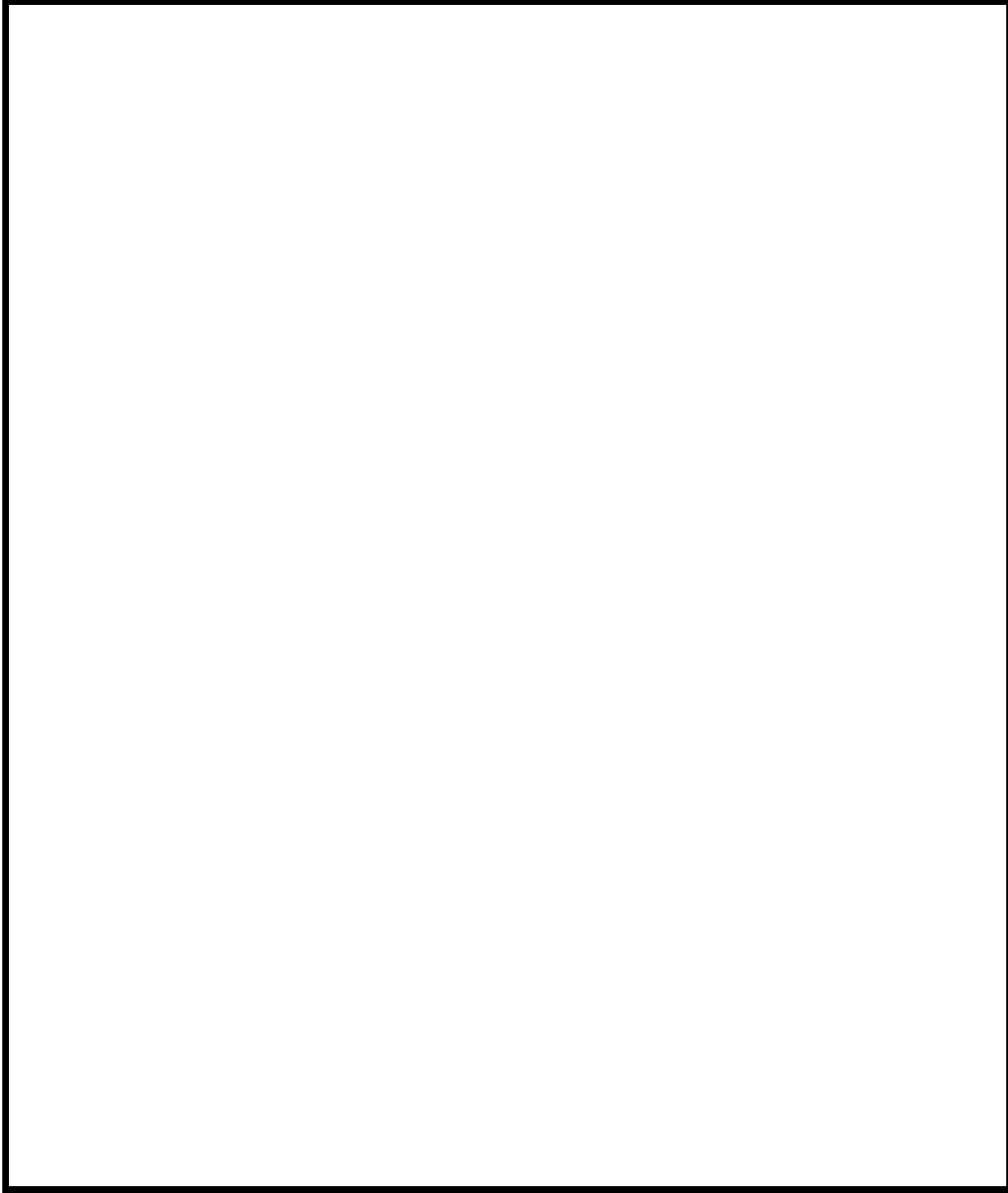
第1.4-39表 固有値

振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



1次モード

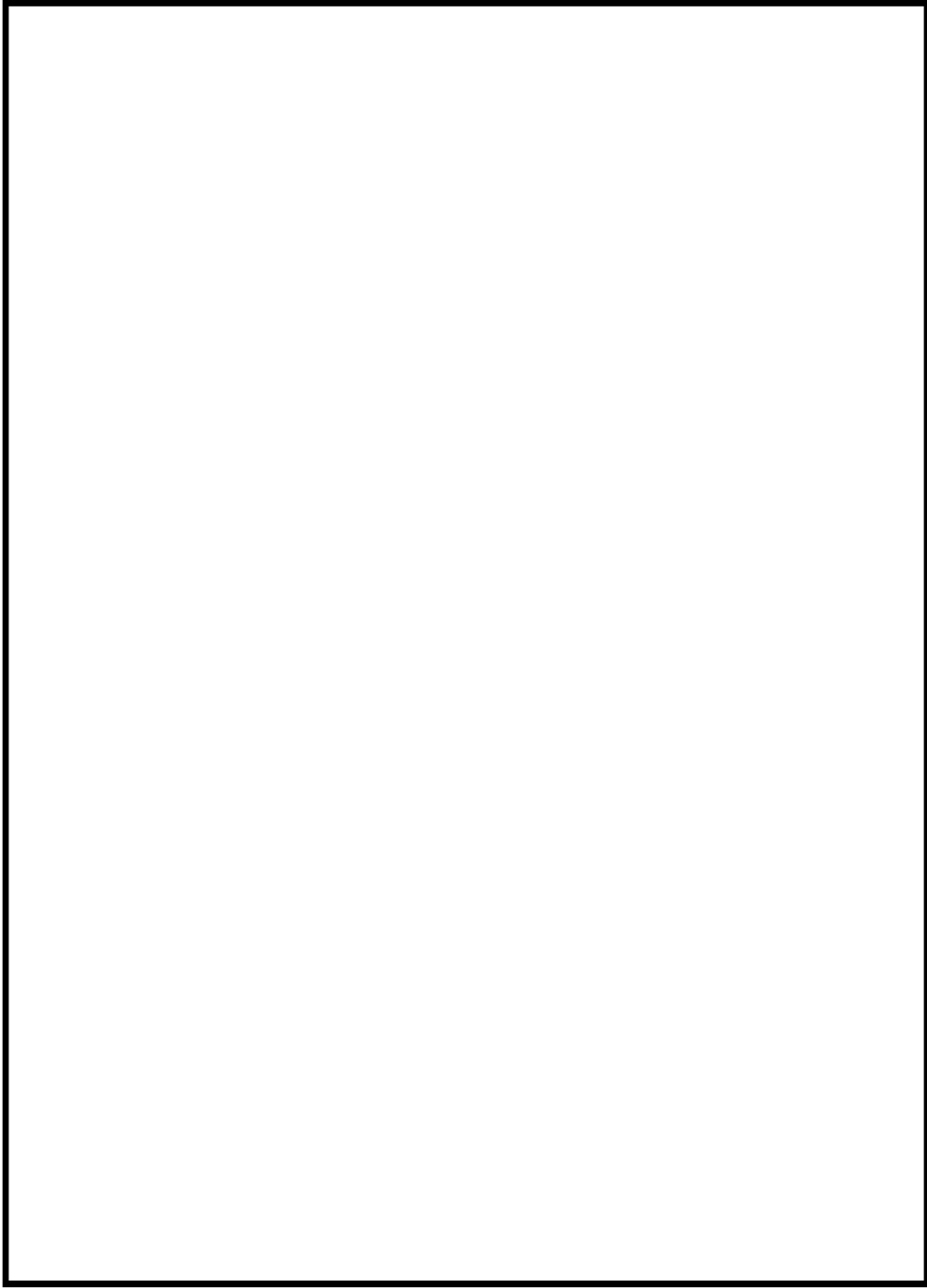
第1.4-15図 (1/3) 振動モード図



2次モード

振動モード図

第1.4-15図 (2/3)



3次モード

振動モード図

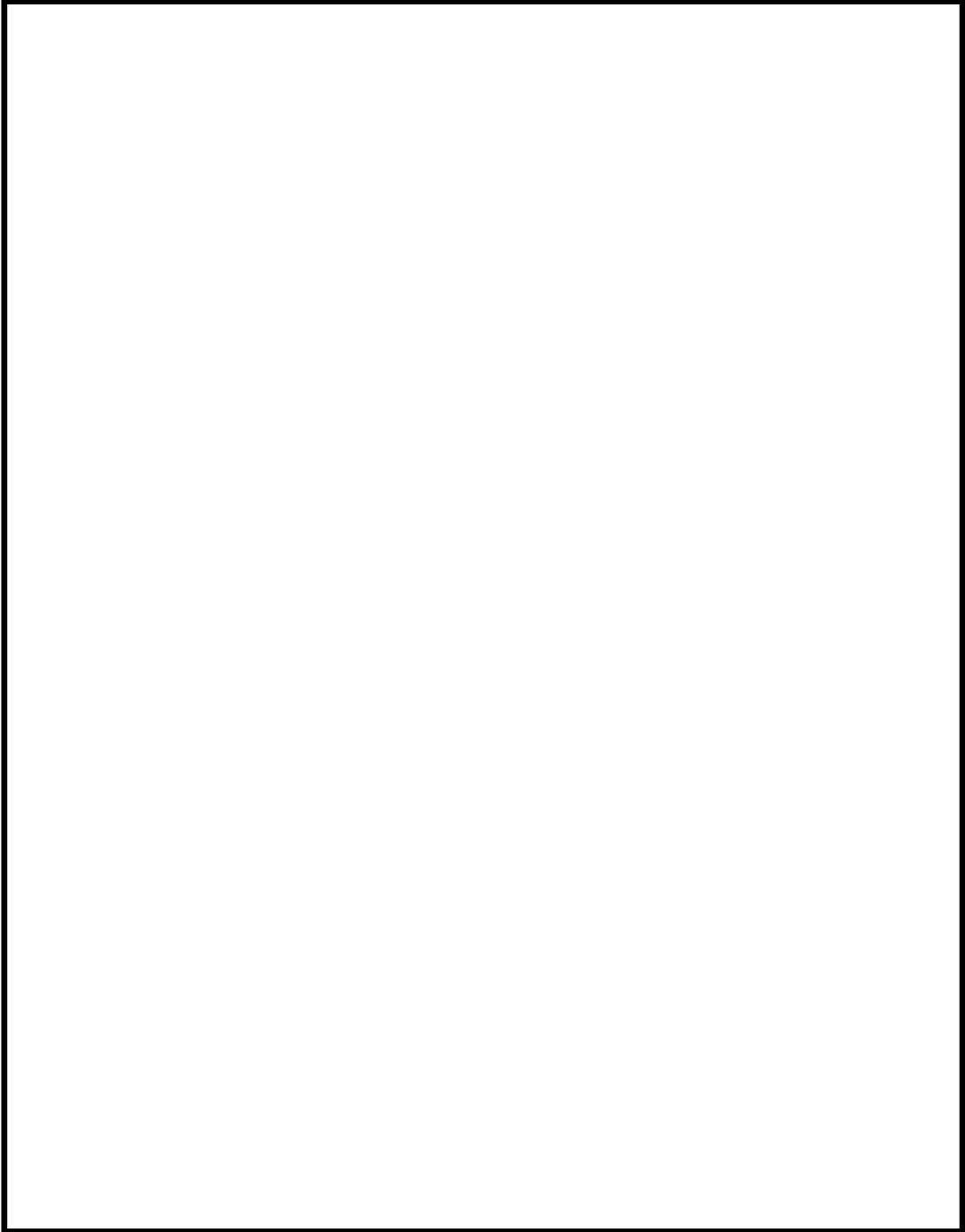
第1.4-15図 (3/3)

(7) 安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI14b

安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI14bの固有値を第1.4-40表に、振動モード図を第1.4-16図に示す。

第1.4-40表 固有値

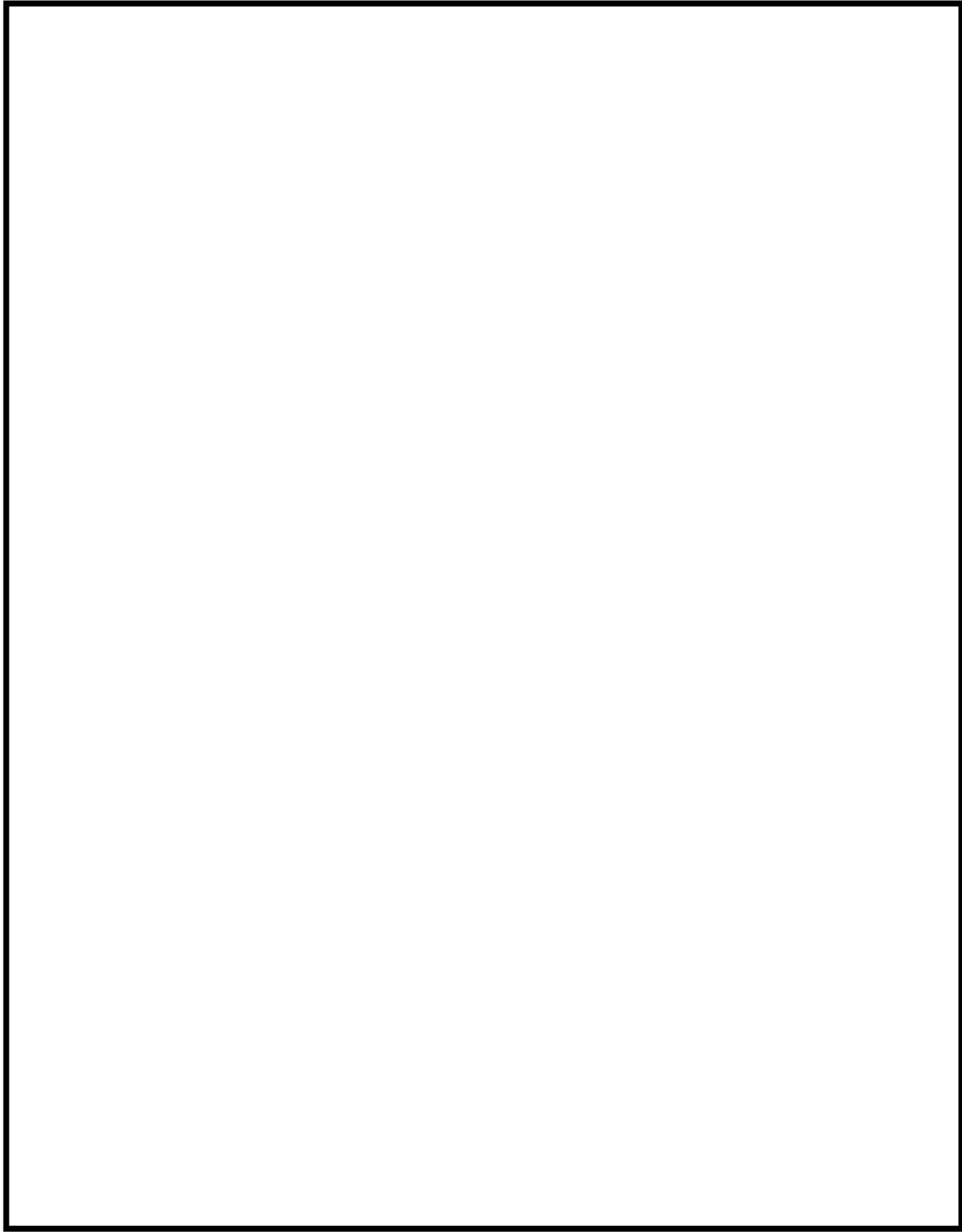
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				



1次モード

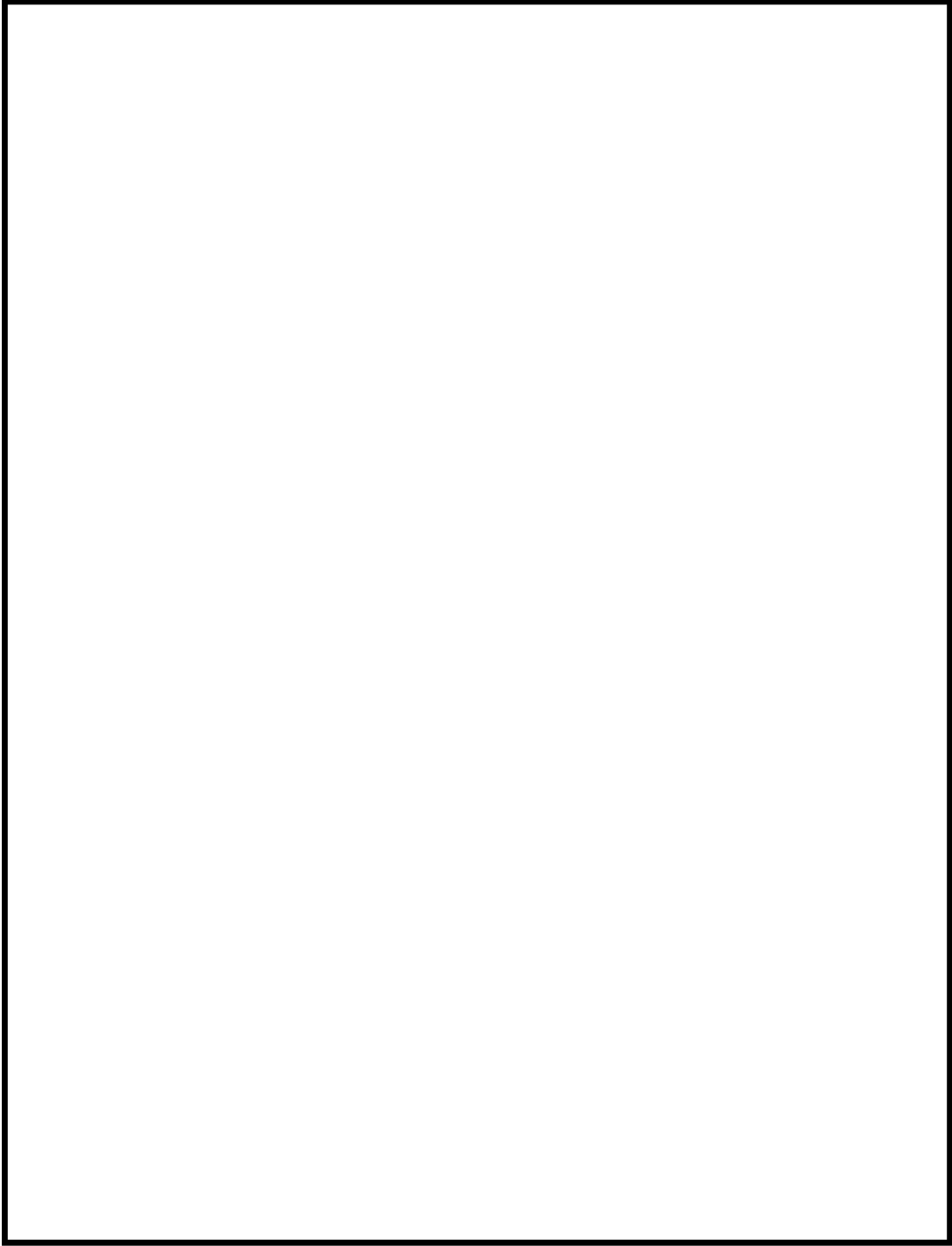
振動モード図

第1.4-16図 (1/3)



2次モード

第1.4-16図 (2/3) 振動モード図



3次モード

振動モード図

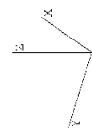
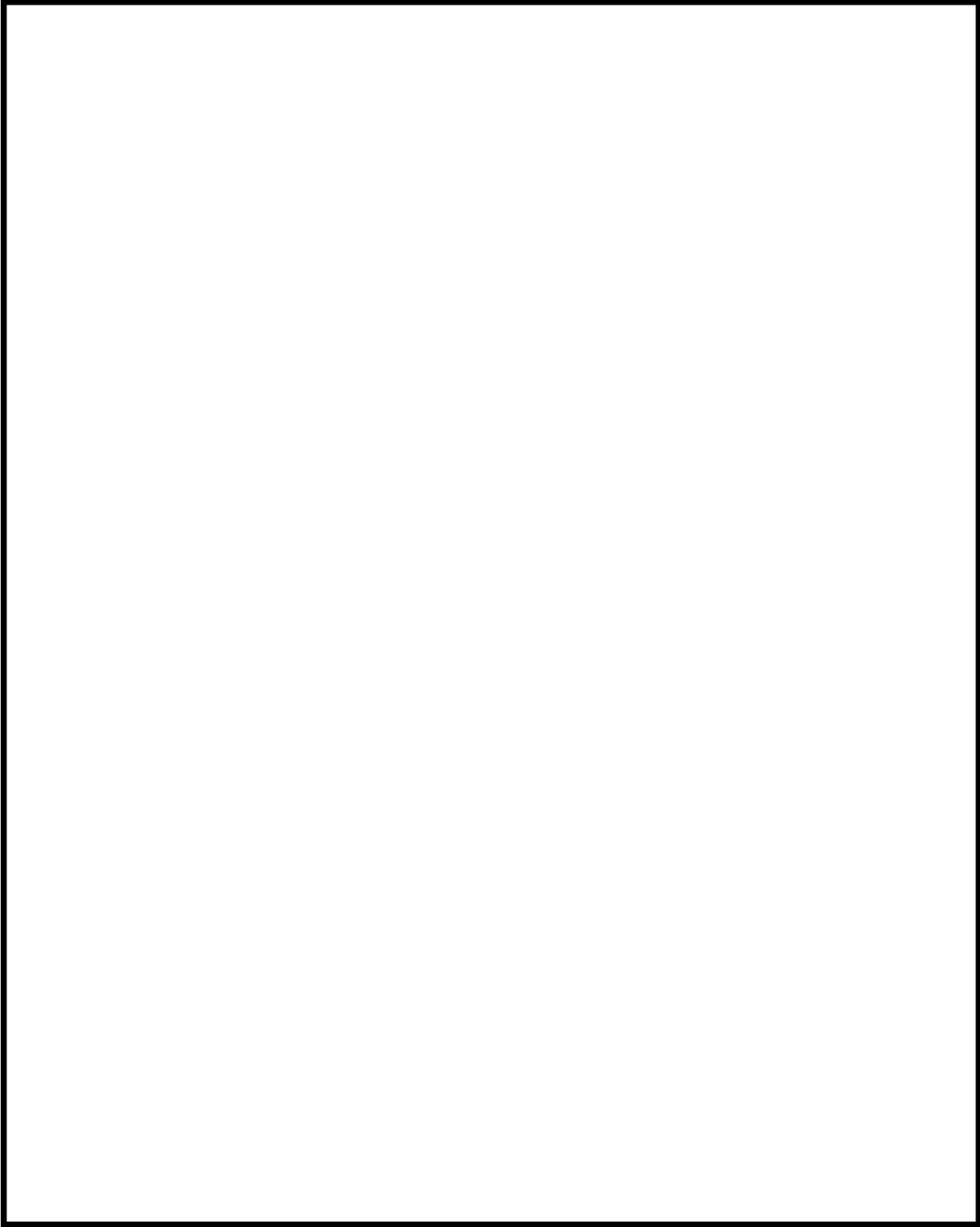
第1.4-16図 (3/3)

(8) 安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI12

安全注入設備配管 (CV内) ブロックSI12の固有値を第1.4-41表に、振動モード図を第1.4-17図に示す。

第1.4-41表 固有値

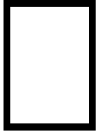
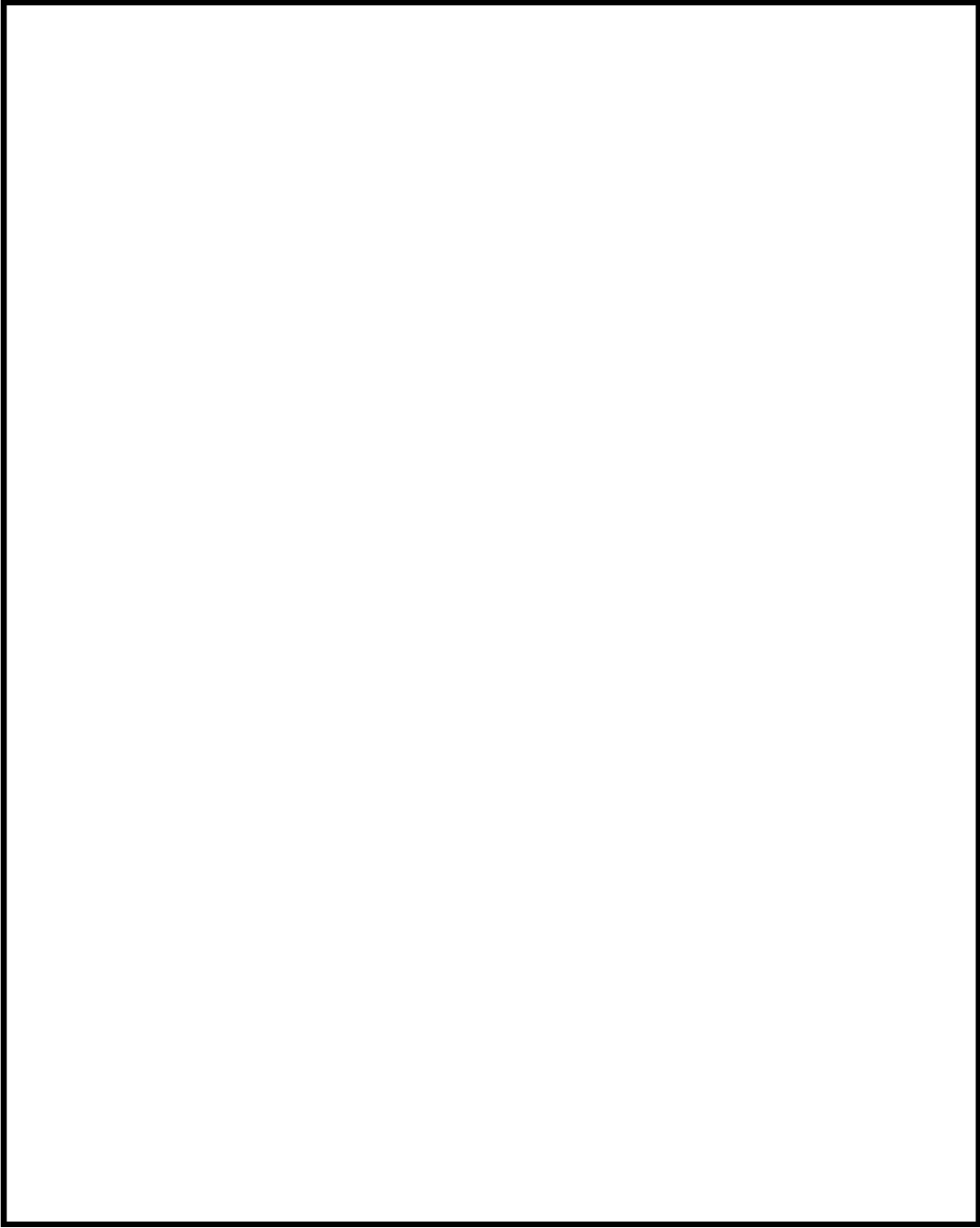
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



1次モード

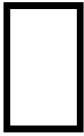
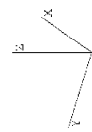
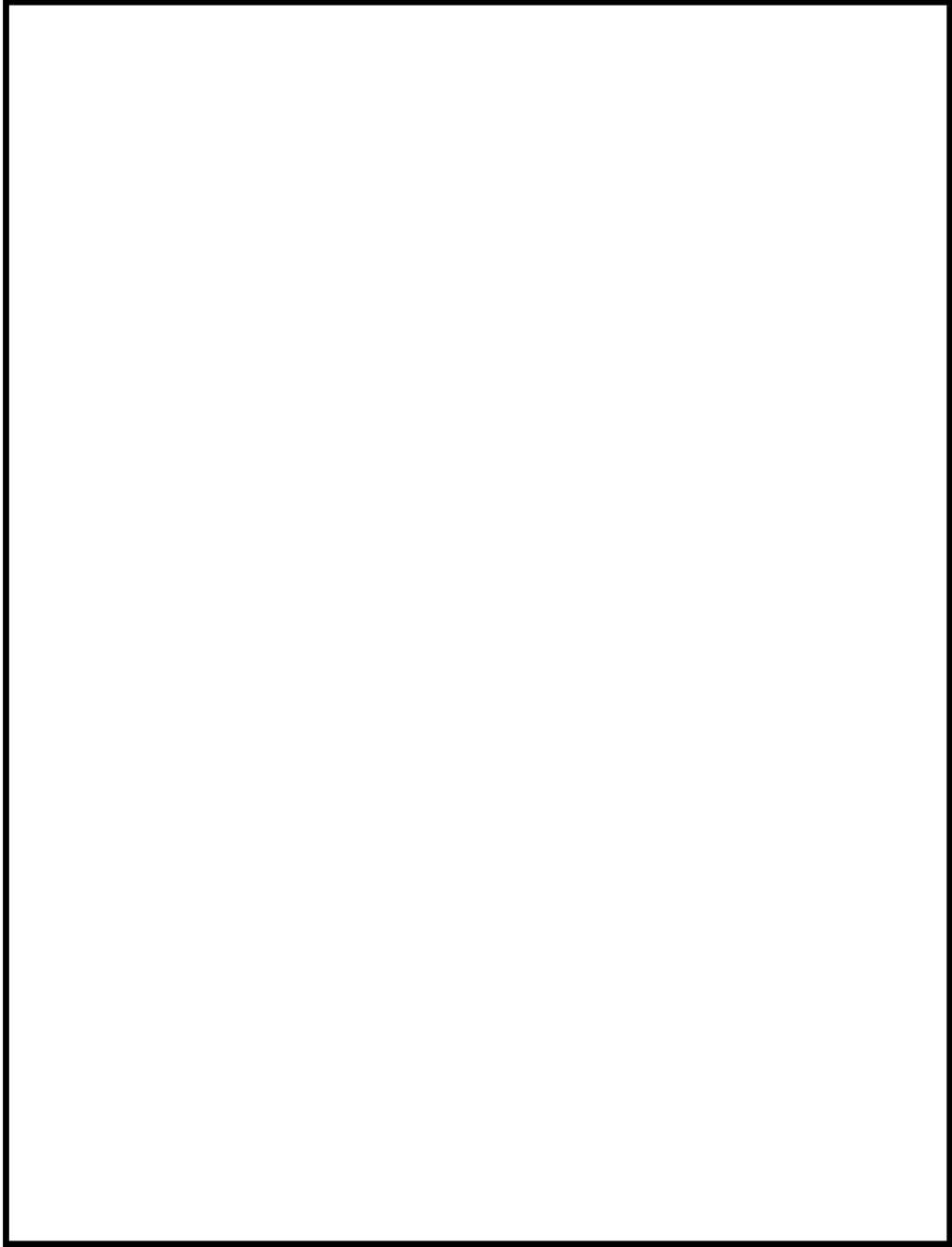
振動モード図

第1.4-17図 (1/3)



2次モード

第1.4-17図 (2/3) 振動モード図



3次モード

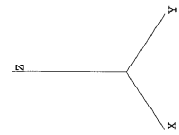
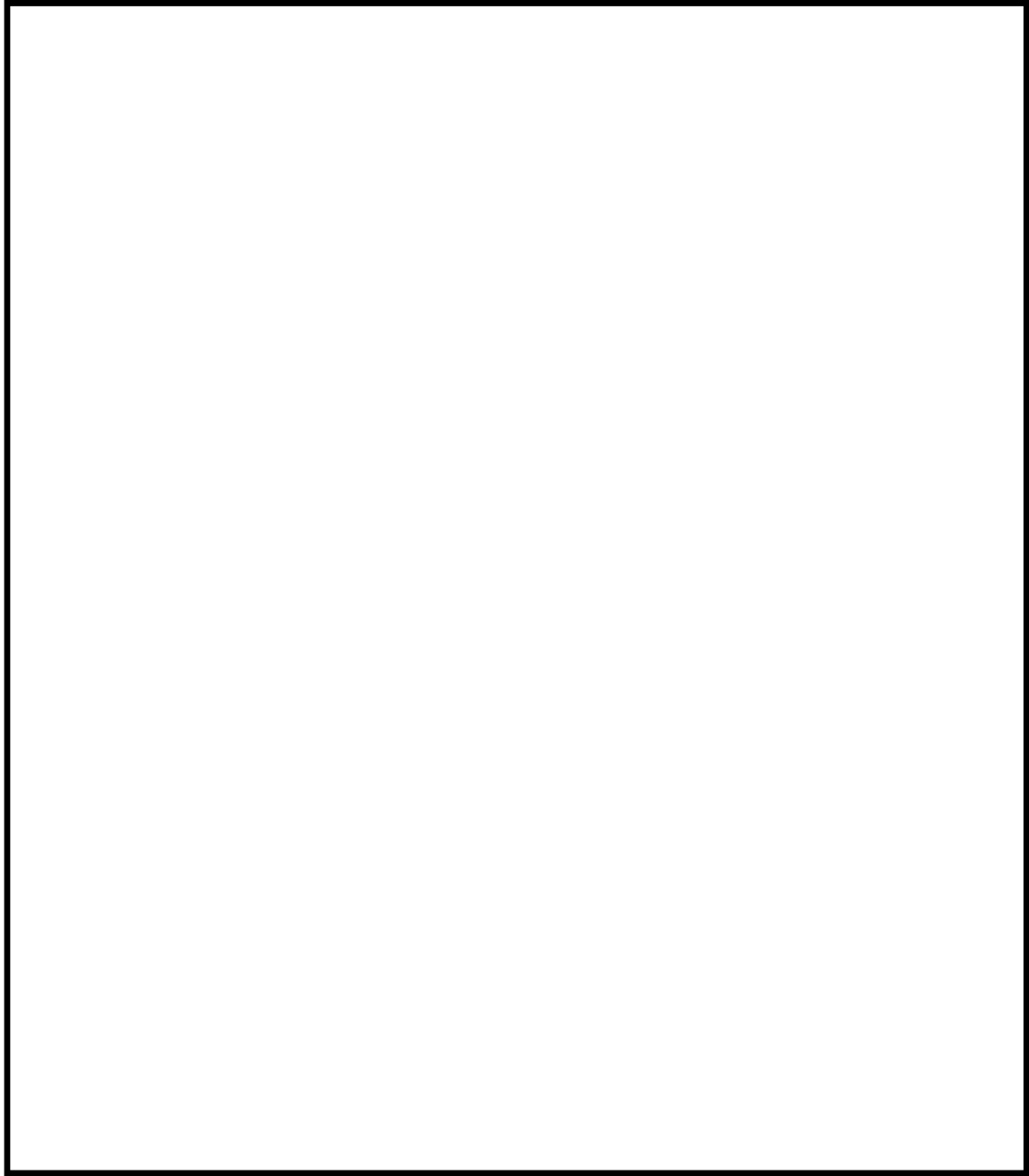
第1.4-17図 (3/3) 振動モード図

(9) 内部スプレ配管 (CV内) ブロックCP09、10、13

内部スプレ配管 (CV内) ブロックCP09、10、13の固有値を第1.4-42表に、振動モード図を第1.4-18図に示す。

第1.4-42表 固有値

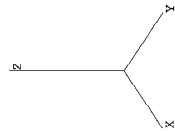
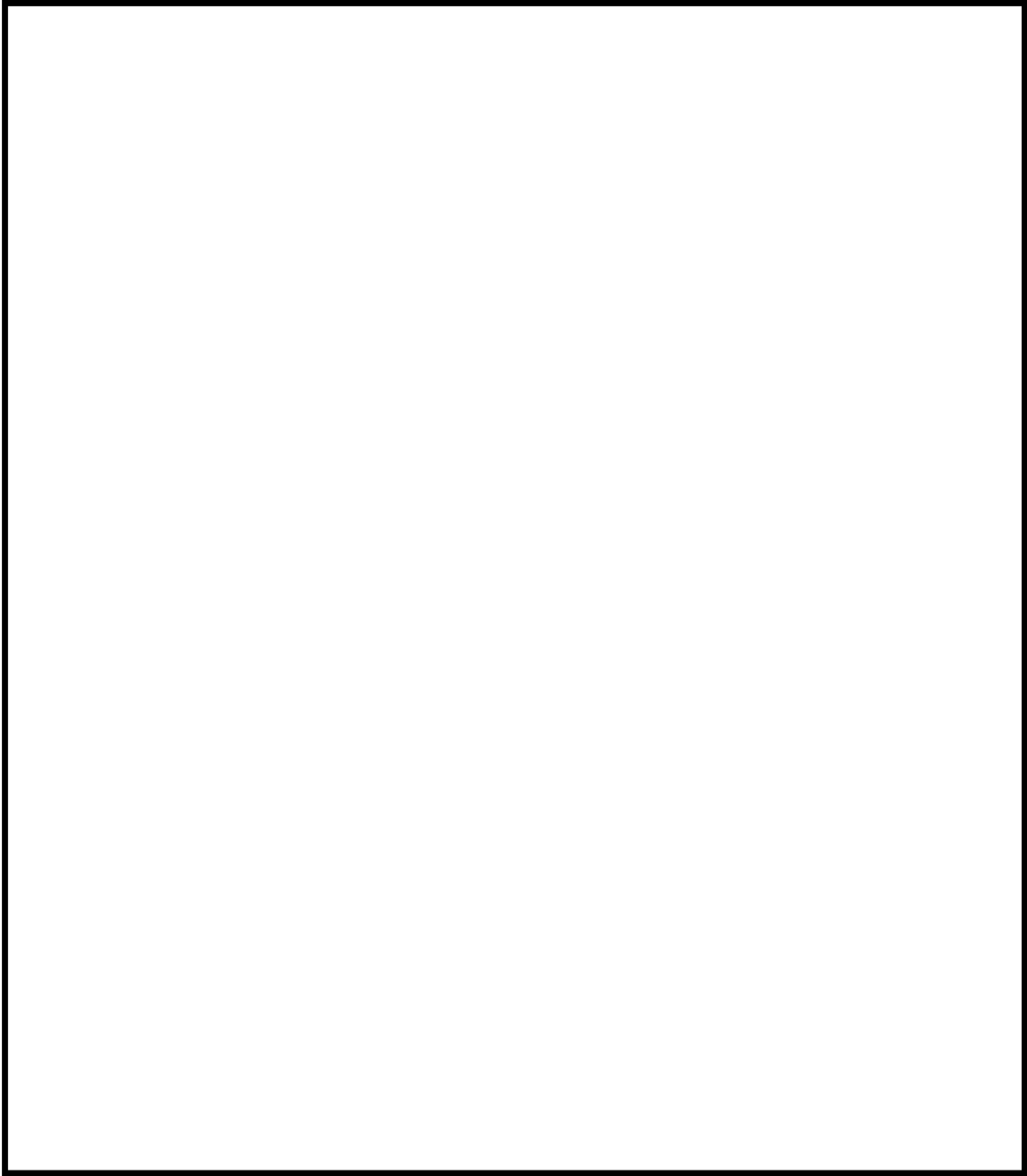
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



1次モード

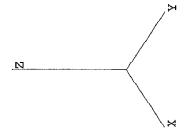
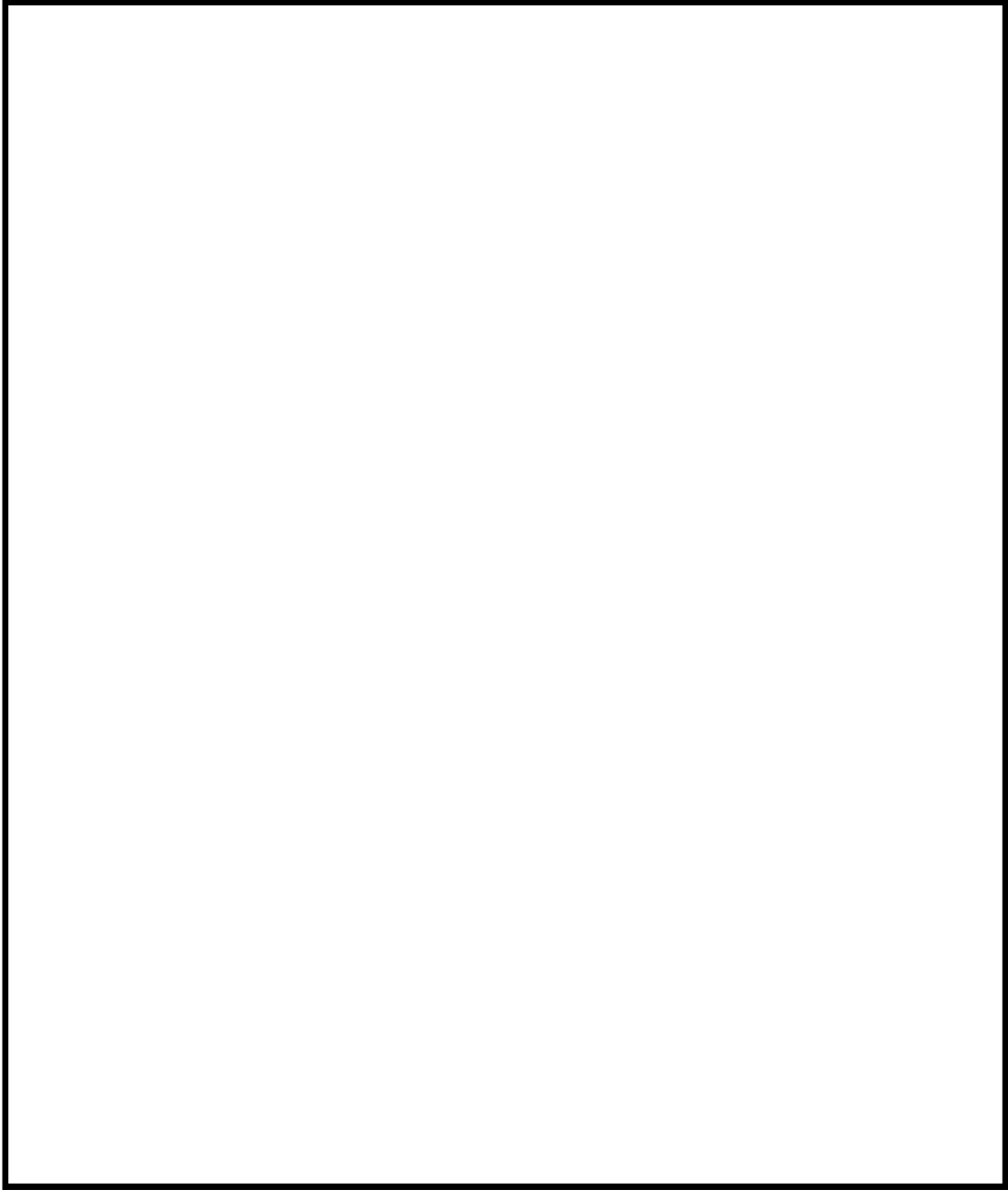
振動モード図

第1.4-18図 (1/3)



2次モード

第1.4-18図 (2/3) 振動モード図



3次モード

振動モード図

第1.4-18図 (3/3)

1.5 評価結果

1.5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉冷却系統施設の配管の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、耐震性を有することを確認した。

(1) 基準地震動 S_s に対する評価

基準地震動 S_s に対する構造強度評価結果を第1.5-1表に示す。

(2) 弾性設計用地震動 S_d に対する評価

弾性設計用地震動 S_d に対する応力評価結果を第1.5-2表及び第1.5-3表に示す。

なお、基準地震動 S_s による応力評価結果が弾性設計用地震動 S_d の許容限界を満足する場合は、資料13-17-3-1「原子炉冷却系統施設の耐震計算結果」に設定した評価方針に基づき詳細評価を省略した。

詳細評価を行う場合、設計用床応答曲線について、水平方向については S_d-1 から S_d-7 のX方向及びY方向の適用床面の包絡曲線を用い、鉛直方向については S_d-1 から S_d-7 の適用床面の包絡曲線を用いる。

第1.5-1表 基準地震動Ssによる評価結果 (1/2)

評価対象設備	評価部位	応力分類	機器等の 区分	節点番号	発生値	評価基準値	備考(注)	
					MPa	MPa		
配管(系統別)	1次冷却設備配管	一次応力	クラス1配管	1,001	203	344	【RC02】	
		一次+二次応力	クラス1配管	1,001	680	344	【RC02】 簡易弾塑性 解析を実施	
		疲労評価	クラス1配管	1,002	0.87703	1	【RC02】	
	主蒸気設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	856	207	351	【MS04】
			一次+二次応力	クラス2配管	116	363	335	【MS04】 簡易弾塑性 解析を実施
			疲労評価	クラス2配管	116	0.25144	1	【MS04】
	主給水設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	611	236	380	【FW04】
			一次+二次応力	クラス2配管	110	436	460	【FW05】

(注) 評価対象のブロックが複数ある場合はブロック番号を【 】内に示す。

第1.5-1表 基準地震動Ssによる評価結果 (2/2)

評価対象設備	評価部位	応力分類	機器等の区分	節点番号	発生値	評価基準値	備考 (注)	
					MPa	MPa		
配管(系統別)	余熱除去設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	606	252	396	【RH12】
			一次+二次応力	クラス2配管	606	422	298	【RH12】 簡易弾塑性 解析を実施
			疲労評価	クラス2配管	600	0.13606	1	【RH08】
	安全注入設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	1,030	153	396	【SI14b】
			一次+二次応力	クラス2配管	803	342	298	【SI12】 簡易弾塑性 解析を実施
			疲労評価	クラス2配管	310	0.21729	1	【SI12】
	内部スプレ設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	686	164	379	【CP09、10、13】
			一次+二次応力	クラス2配管	686	310	310	【CP09、10、13】

(注) 評価対象のブロックが複数ある場合はブロック番号を【 】内に示す。

第1.5-2表 弾性設計用地震動Sdによる評価結果（簡易）^(注)

評価対象設備	評価部位	応力分類	機器等の 区分	節点番号	発生値(Ss)	評価基準値 (Ⅲ _A S)	判定 ^(注)	備考	
					MPa	MPa			
配管 (系統別)	1次冷却設備配管	配管	一次応力	クラス1配管	1,001	203	258	○	
	主蒸気設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	856	207	167	×	第1.5-3表参照
	主給水設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	611	236	230	×	第1.5-3表参照
	余熱除去設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	606	252	152	×	第1.5-3表参照
	安全注入設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	1,030	153	152	×	第1.5-3表参照
	内部スプレ設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	686	164	155	×	第1.5-3表参照

(注) 基準地震動Ssによる評価結果と評価基準値の比較を示す。

第1.5-3表 弾性設計用地震動Sdによる評価結果（詳細）

評価対象設備	評価部位	応力分類	機器等の 区分	節点番号	発生値	評価基準値	判定	備考	
					MPa	MPa			
配管 (系統別)	主蒸気設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	856	129	167	○	
	主給水設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	611	141	230	○	
	余熱除去設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	606	148	152	○	
	安全注入設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	1,030	101	152	○	
	内部スプレ設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	686	146	155	○	

1.5.2 重大事故等対処施設としての評価結果

原子炉冷却系統施設の配管の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、耐震性を有することを確認した。基準地震動 S_s に対する構造強度評価結果を第1.5-4表に示す。

第1.5-4表 評価用地震動による評価結果 (1/2)

評価対象設備	評価部位	応力分類	機器等の 区分	節点番号	発生値 ^(注1)	評価基準値	備考 ^(注2)	
					MPa	MPa		
配管(系統別)	1次冷却設備配管	配管	一次応力	クラス1配管	1,001	203	344	【RC02】
			一次+二次応力	クラス1配管	1,001	680	344	【RC02】 簡易弾塑性 解析を実施
			疲労評価	クラス1配管	1,002	0.87703	1	【RC02】
	主蒸気設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	856	207	351	【MS04】
			一次+二次応力	クラス2配管	116	363	335	【MS04】 簡易弾塑性 解析を実施
			疲労評価	クラス2配管	116	0.25144	1	【MS04】
	主給水設備配管	配管	一次応力	クラス2配管	611	236	380	【FW04】
			一次+二次応力	クラス2配管	110	436	460	【FW05】

(注1) 重大事故等時の状態を考慮した場合においても、重大事故等対処施設の評価は設計基準対象施設の代表部の評価に包絡されるため、設計基準対象施設の代表部の評価を記載する。

(注2) 評価対象のブロックを【 】内に示す。

第1.5-4表 評価用地震動による評価結果 (2/2)

評価対象設備	評価部位	応力分類	機器等の 区分	節点番号	発生値 ^(注1)	評価基準値	備考 ^(注2)
					MPa	MPa	
配管(系統別)	余熱除去設備配管	一次応力	クラス2配管	606	252	396	【RH12】
		一次+二次応力	クラス2配管	606	422	298	【RH12】 簡易弾塑性 解析を実施
		疲労評価	クラス2配管	600	0.13606	1	【RH08】
	安全注入設備配管	一次応力	クラス2配管	1,030	153	396	【SI14b】
		一次+二次応力	クラス2配管	803	342	298	【SI12】 簡易弾塑性 解析を実施
		疲労評価	クラス2配管	310	0.21729	1	【SI12】
	内部スプレ設備配管	一次応力	クラス2配管	686	164	379	【CP09、10、13】
		一次+二次応力	クラス2配管	686	310	310	【CP09、10、13】 簡易弾塑性 解析を実施

(注1) 重大事故等時の状態を考慮した場合においても、重大事故等対処施設の評価は設計基準対象施設の代表部の評価に包絡されるため、設計基準対象施設の代表部の評価を記載する。

(注2) 評価対象のブロックを【 】内に示す。

2. 原子炉冷却系統施設の配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

2.1 概要

本章は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に記載の耐震計算方法を用いて、原子炉冷却系統施設の配管のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲における配管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説明するものである。その耐震評価は配管の地震応答解析及び応力評価により行う。

原子炉冷却系統施設の配管のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲における配管は、設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処施設においては常設耐震重要重大事故防止設備に分類される。以下、それぞれの分類に応じた耐震評価を示す。

2.2 基本方針

2.2.1 構造の説明

資料13-11「機器・配管の耐震支持方針」にて設定した配管の支持方針及び資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」の設計の原則に基づき設計する。

2.2.2 評価方針


原子炉冷却系統施設の配管の応力評価は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界を踏まえて、「2.3 耐震評価範囲」にて設定する範囲に作用する応力等が許容限界内に収まることを、「2.4 地震応答解析及び応力評価」にて示す方法にて確認することで実施する。

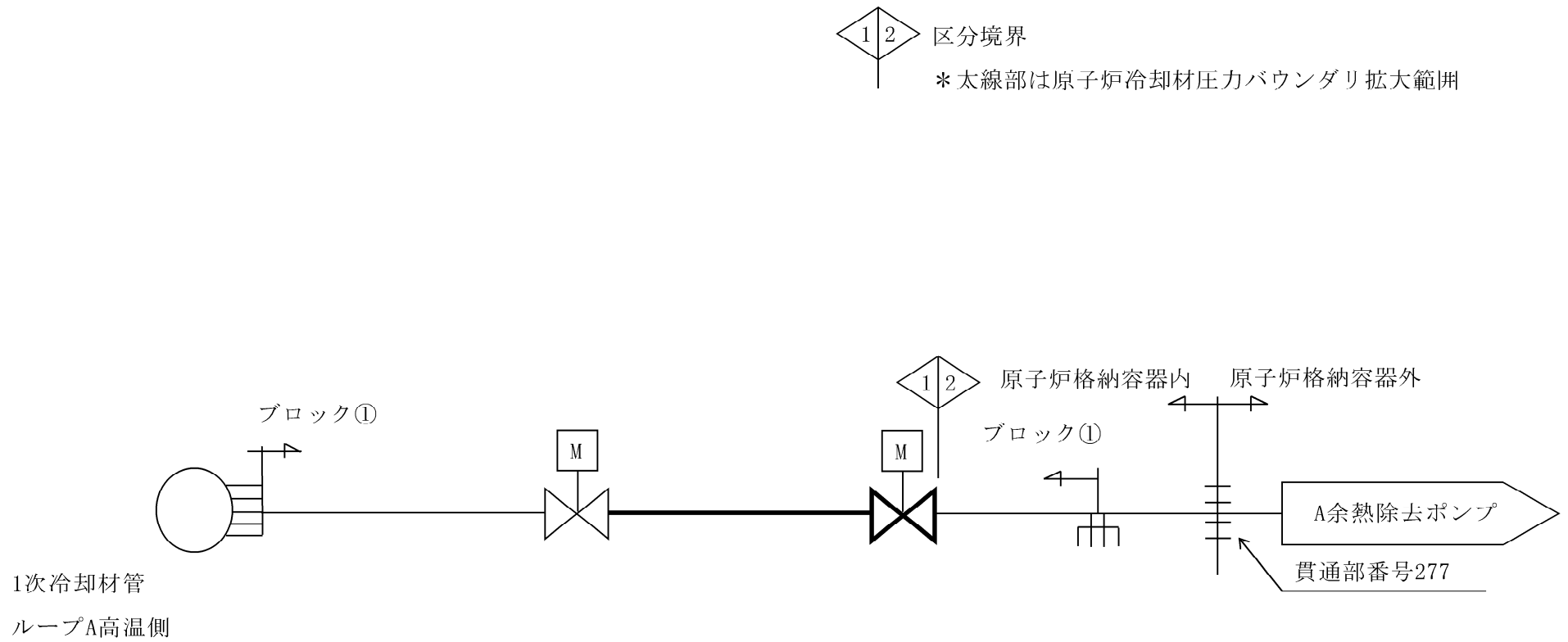
原子炉冷却系統施設の配管の耐震評価フローは第1.2-1図によるものとする。

2.3 耐震評価範囲

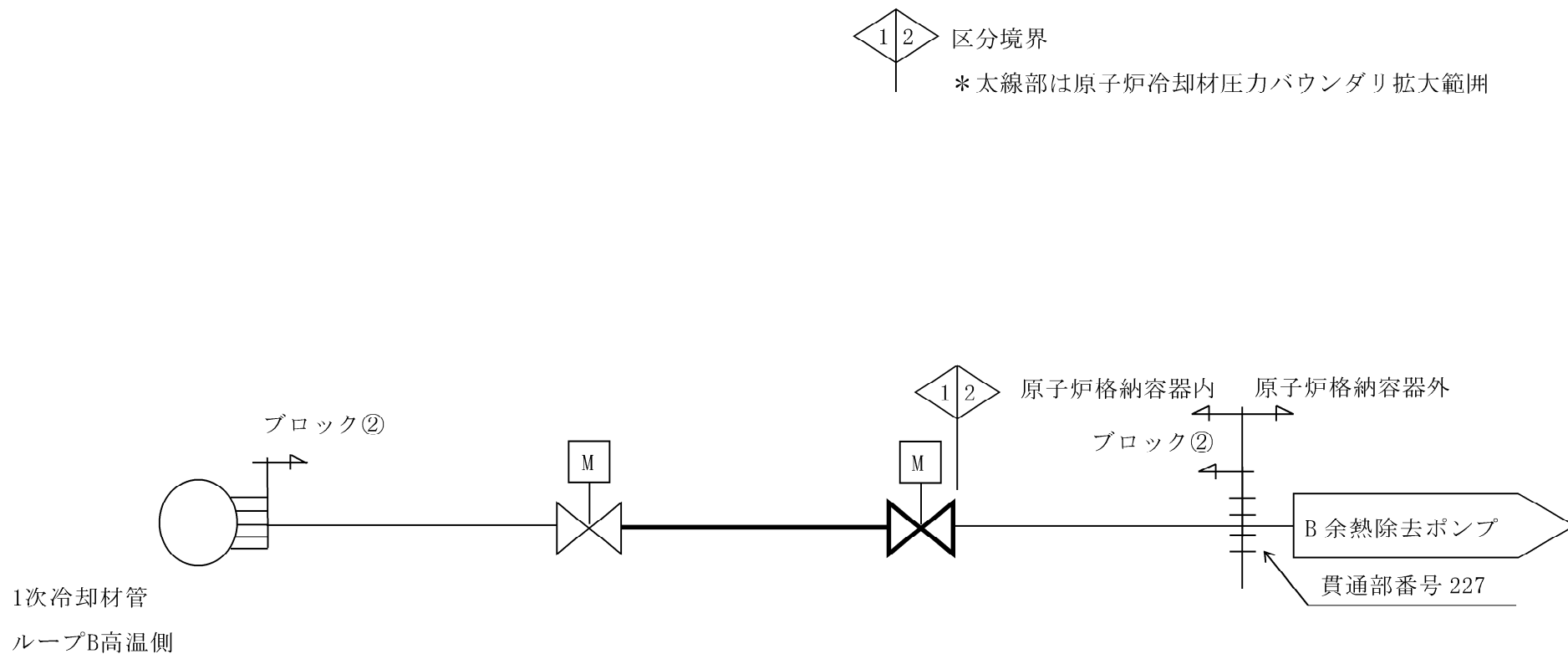
原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲を含むように、第2.3-1図に示すブロック①からブロック②について固有値解析及び地震応答解析を行う。

耐震クラスはすべてSとする。

(管の区分境界は、 等にて記載する。)



第2.3-1図 ブロック分割図 (1/2)



第2.3-1図 ブロック分割図 (2/2)

2.4 地震応答解析及び応力評価

2.4.1 基本方針

- (1) 原子炉冷却系統施設の配管の固有振動数及び地震荷重を算定するための地震応答解析並びにその結果を用いた応力評価は、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示した耐震計算の方針に基づき、3次元はりモデルによるスペクトル・モーダル解析及び応力評価を行う。
- (2) 解析コードは「MSAP []」を使用する。なお、評価に用いる解析コード「MSAP []」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) 許容応力について、JSME S NC1 2005/2007の付録材料図表を用いて計算する際に、温度が付録材料図表記載値の中間の値の場合は、比例法を用いて計算する。ただし、比例法を用いる場合の端数処理は、小数第1位以下を切り捨てた値を用いるものとする。
- (4) 耐震計算に用いる寸法は、公称値を使用する。
- (5) 疲労評価に用いる地震荷重の変動回数は基準地震動 S_s では []回、弾性設計用地震動 S_d では []回とする。

2.4.2 荷重の組合せ及び許容応力

(1) 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉冷却系統施設の配管の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを第2.4-1表に、重大事故等対処施設の評価に用いるものを第2.4-2表に示す。

(2) 許容応力

原子炉冷却系統施設の配管の許容応力を第2.4-3表に示す。

(3) 圧力及び使用材料の許容応力

原子炉冷却系統施設の配管の圧力及び使用材料の許容応力のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを第2.4-4表に、重大事故等対処施設の評価に用いるものを第2.4-5表に示す。

第2.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	余熱除去 設備	余熱除去設備配管	S	クラス1配管	$D+P+M+S_d$	$\text{III}_A S$
					$D+P_L+M_L+S_d$ (注)	$\text{IV}_A S$
					$D+P+M+S_s$	

(注) 冷却材喪失事故後の状態における圧力荷重は、負荷の喪失時に比べて十分小さいため考慮しない。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はないため考慮しない。

第2.4-2表 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処施設）

施設区分		機器名称	設備分類 ^(注1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	余熱除去 設備	余熱除去設備配管	常設耐震／防止	重大事故等 クラス2配管 ^(注2)	D+P+M+Ss	IV _A S
					D+P _L +M _L +Sd ^(注3,4)	
					D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd ^(注5)	V _A S（V _A Sとし てIV _A Sの許容限 界を用い る。）

(注1) 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設／防止」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、「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注2) 重大事故等クラス2配管（クラス1配管）の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注3) ECCS等に属する設備に対しては、許容応力状態をIII_ASとする。

(注4) 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」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

(注5) SA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、SA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_{SAL}+M_{SAL}+Sd」の組合せによる評価は他の組合せで代表できる。

第2.4-3表 許容応力（クラス1配管及び重大事故等クラス2配管（クラス1配管））

許容応力 状態	許容限界			
	一次一般 膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力
Ⅲ _A S	1.5S _m (注1)	2.25S _m (注2) ただし、ねじりによる応力が0.55S _m を超える場合は、曲げとねじりによる応力について1.8S _m とする。	3S _m (注2,3) 〔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2) 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。
Ⅳ _A S V _A S (V _A SとしてⅣ _A Sの許容限界を用いる。)	2S _m (注1)	3S _m (注2) ただし、ねじりによる応力が0.73S _m を超える場合は、曲げとねじりによる応力について2.4S _m とする。		

(注1) 軸力による全断面平均応力については、許容応力状態Ⅲ_ASの一次一般膜応力の許容値の0.8倍の値とする。

(注2) サポート用ラグ等が配管に直接溶接されている場合、配管に発生する局部的応力についても応力評価を行う。

(注3) 3S_mを超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2005/2007 PVB-3300（同PVB-3313を除く）又はJSME S NC1-2005/2007 PPB-3536（同(3)、(6)及び(7)を除く）の簡易弾塑性解析を用いる。

第2.4-4表 圧力及び使用材料の許容応力（設計基準対象施設）

材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)	S_m	S	S_y	S_u	評価ブロック
SUS316TP	最高使用温度	343		114	—	—	—	ブロック①
SUS32TP				114	—	—	—	ブロック① ブロック②



第2.4-5表 圧力及び使用材料の許容応力（重大事故等対処施設）

材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)	S_m	S	S_y	S_u	評価ブロック
SUS316TP								
SUS32TP								



2.4.3 設計用地震力

(1) 静的地震力

静的地震力は、第2.4-6表に示す震度に基づき算定する。

第2.4-6表 静的地震力

耐震 クラス	静的震度	
	水平	鉛直
S	$3.6C_1$ (注)	0.288

(注) C_1 : 標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

$$C_1 = R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

R_t : 振動特性係数 0.8

A_i : C_1 の分布係数

C_0 : 標準せん断力係数 0.2

(2) 動的地震力

動的地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答の作成方針に基づき、第2.4-7表に示す条件の設計用床応答曲線 S_s 及び設計用床応答曲線 S_d を用いて算定した値とする。ブロックごとに、設計用床応答曲線を包絡させて使用する。また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第2.4-7表 設計用床応答曲線と減衰定数

ブロック 番号	場 所		減衰定数(%)
①	原子炉格納容器 内部コンクリート		2.0
②	原子炉格納容器 内部コンクリート		2.0
	原子炉格納容器		

(3) 設計用地震力

Sd地震時の評価では、水平地震力と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。水平方向及び鉛直方向が静的地震力の場合は同時に不利な方向に作用するものとする。

Ss地震時の評価では、水平地震力と鉛直地震力は動的地震力とする。

設計用地震力を第2.4-8表に示す。

第2.4-8表 設計用地震力

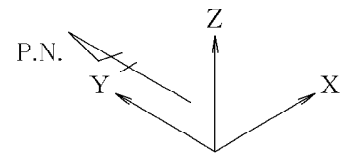
許容応力状態	水平地震力		鉛直地震力	摘要
	動的地震力	静的地震力		
Ⅲ _{AS}	設計用 床応答曲線Sd (X方向)	—	設計用 床応答曲線Sd	節点ごとに、3ケースそれぞれで発生応力を算出し、最大となる値について評価を行う
	設計用 床応答曲線Sd (Y方向)	—	設計用 床応答曲線Sd	
	—	静的震度 (3.6C _I)	静的震度 (0.288)	
Ⅳ _{AS}	設計用 床応答曲線Ss (X方向)	—	設計用 床応答曲線Ss	節点ごとに、2ケースそれぞれで発生応力を算出し、最大となる値について評価を行う
	設計用 床応答曲線Ss (Y方向)	—	設計用 床応答曲線Ss	

2.4.4 解析モデル及び諸元

(1) 余熱除去設備 ブロック①

余熱除去設備 ブロック①の応力評価に用いるモデル図を第2.4-1図に示す。

また、応力評価に用いる配管緒元の一覧表を第2.4-9表に、質点質量の一覧表を第2.4-10表に示す。



第2.4-1図

余熱除去設備
解析モデル図

ブロック ①

第2.4-9表 配管諸元 (1/2)

名 称	単 位	節点番号	
		1,001~902	902~1,002
外 径	mm	323.9	323.9
厚 さ	mm	33.3	9.5
材 料	—	SUS32TP SUS316TP	SUS32TP
縦弾性係数 ^(注)	×10 ⁵ MPa	1.73	1.83
最高使用圧力	MPa	17.16	4.1
最高使用温度	℃	343	200
設計応力強さ (S _m)	MPa	114	—
許容引張応力 (S)	MPa	—	127
設計降伏点 (S _y)	MPa	—	149
設計引張強さ (S _u)	MPa	—	440

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第2.4-9表 配管諸元 (2/2)

--

第2.4-10表 質点質量 (1/2)

(単位 : kg)

質点番号	配管 ^(注)	弁	保温材	その他 付加質量	合計質量
600					
601					
602					
603					
604					
605					
606					
607					
901					
911					
609					
610					
611					
612					
613					

第2.4-10表 質点質量 (2/2)

(単位 : kg)

質点番号	配管 ^(注)	弁	保温材	その他 付加質量	合計質量
614					
615					
616					
617					
618					
619					
902					
912					

--

(2) 余熱除去設備 ブロック②

余熱除去設備 ブロック②の応力評価に用いるモデル図を第2.4-2図に示す。

また、応力評価に用いる配管緒元の一覧表を第2.4-11表に、質点質量の一覧表を第2.4-12表に示す。

第2.4-2図

余熱除去設備
解析モデル図

ブロック ②

第2.4-11表 配管諸元 (1/2)

名 称	単 位	節点番号 1,001~901	節点番号 901~101	節点番号 101~2,227
外 径	mm	323.9	323.9	323.9
厚 さ	mm	33.3	9.5	12.7
材 料	—	SUS32TP	SUS32TP	SUS32TP
縦弾性係数 ^(注)	$\times 10^5$ MPa	1.73	1.83	1.83
最高使用圧力	MPa	17.16	4.1	4.1
最高使用温度	°C	343	200	200
設計応力強さ (S_m)	MPa	114	—	—
許容引張応力 (S)	MPa	—	127	127
設計降伏点 (S_y)	MPa	—	149	149
設計引張強さ (S_u)	MPa	—	440	440

(注) 最高使用温度における値を示す。

第2.4-11表 配管諸元 (2/2)

--

第2.4-12表 質点質量 (1/2)

(単位 : kg)

質点番号	配管 ^(注)	弁	保温材	その他 付加質量	合計質量
615					
132					
614					
613					
612					
611					
905					
906					
609					
608					
607					
606					
605					
604					
603					

第2.4-12表 質点質量 (2/2)

(単位：kg)

質点番号	配管 ^(注)	弁	保温材	その他 付加質量	合計質量
602					
601					
901					
902					
600					

--

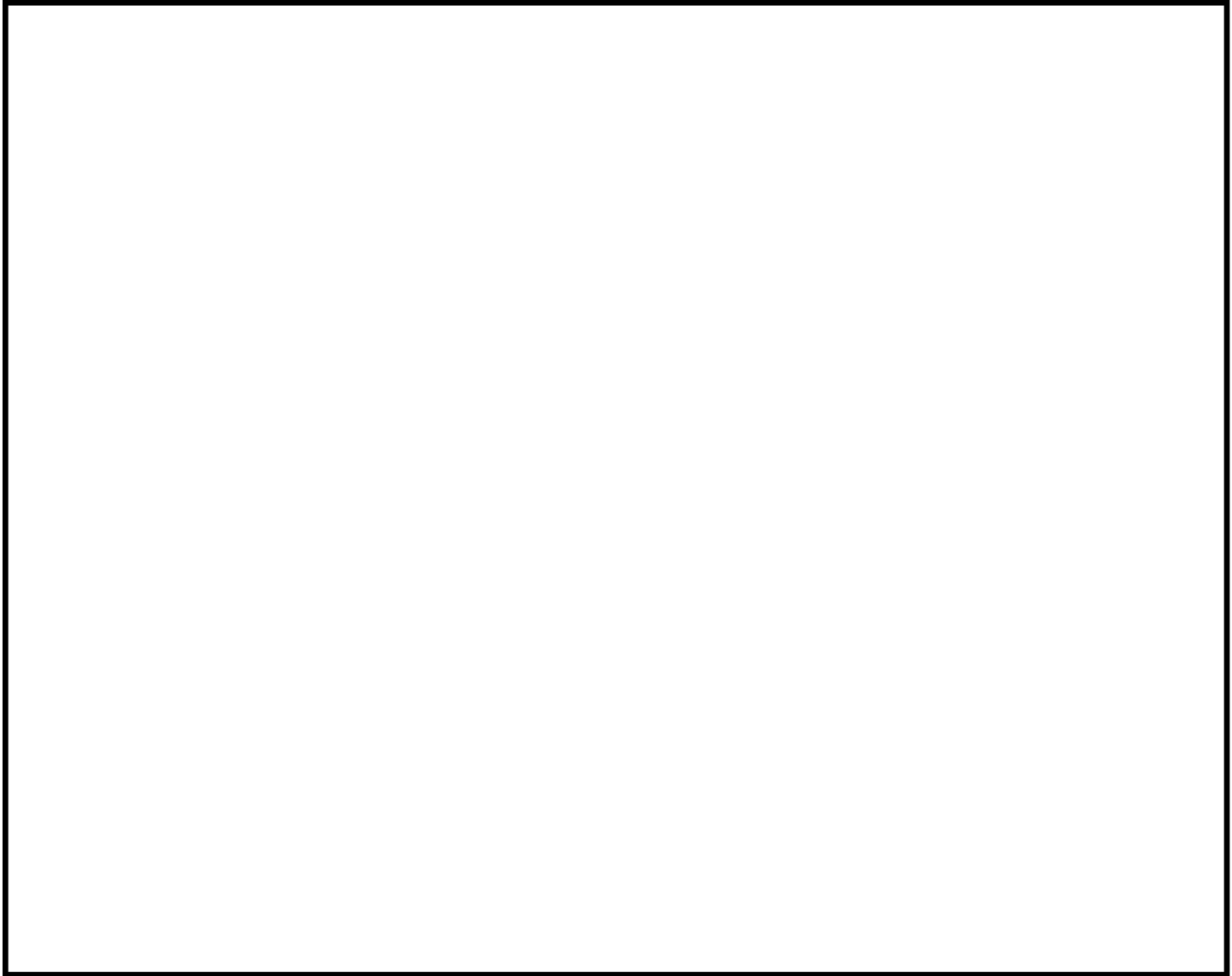
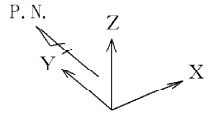
2.4.5 固有値

(1) 余熱除去設備 ブロック①

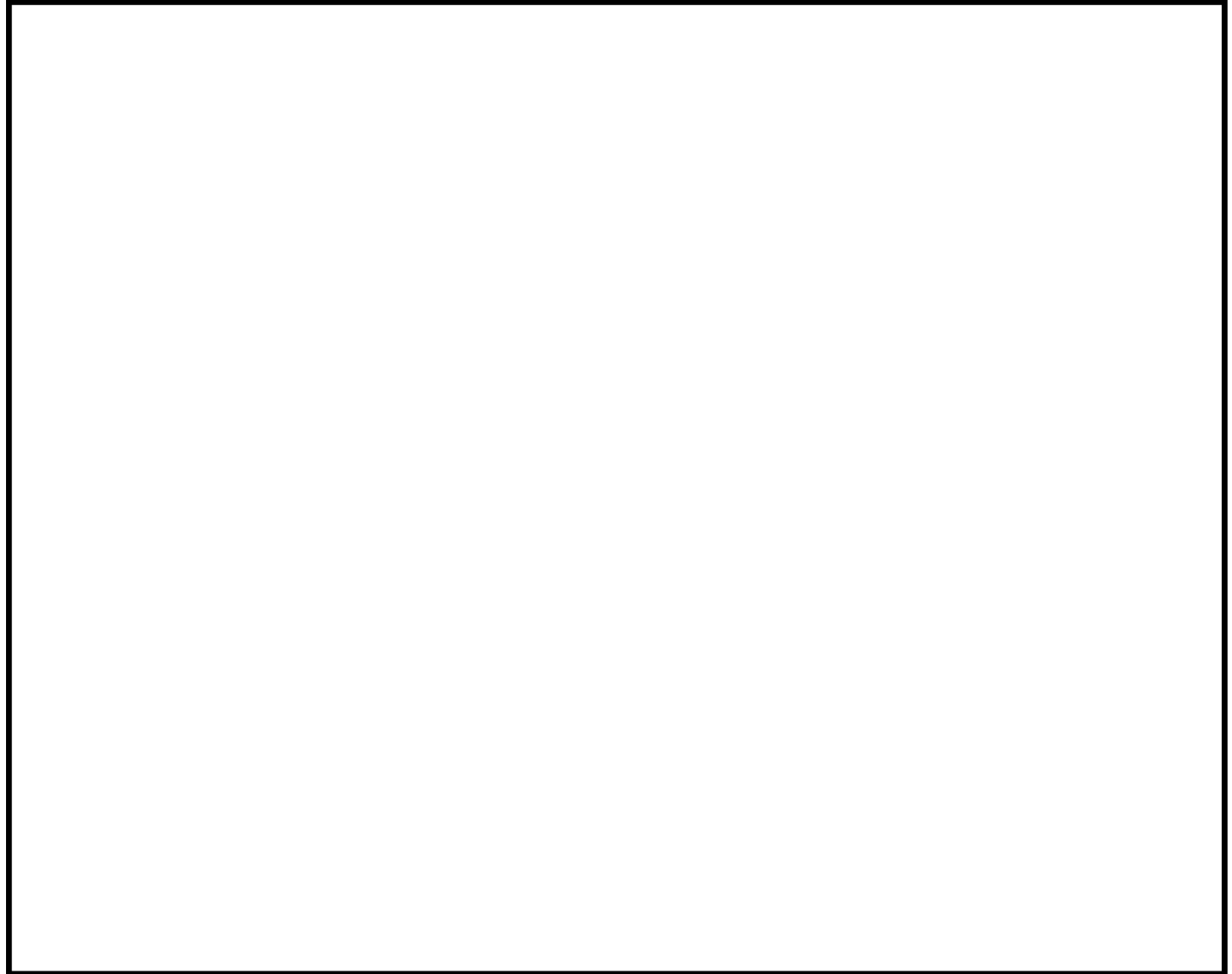
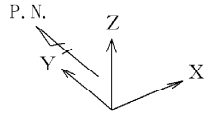
余熱除去設備 ブロック①の固有値表を第2.4-13表に、振動モード図を第2.4-3図～第2.4-5図に示す。

第2.4-13表 固有値表

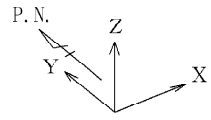
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺 激 係 数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



第2.4-3図 振動モード図 (1次)



第2.4-4図 振動モード図 (2次)



第2.4-5図 振動モード図 (3次

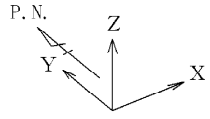


(2) 余熱除去設備 ブロック②

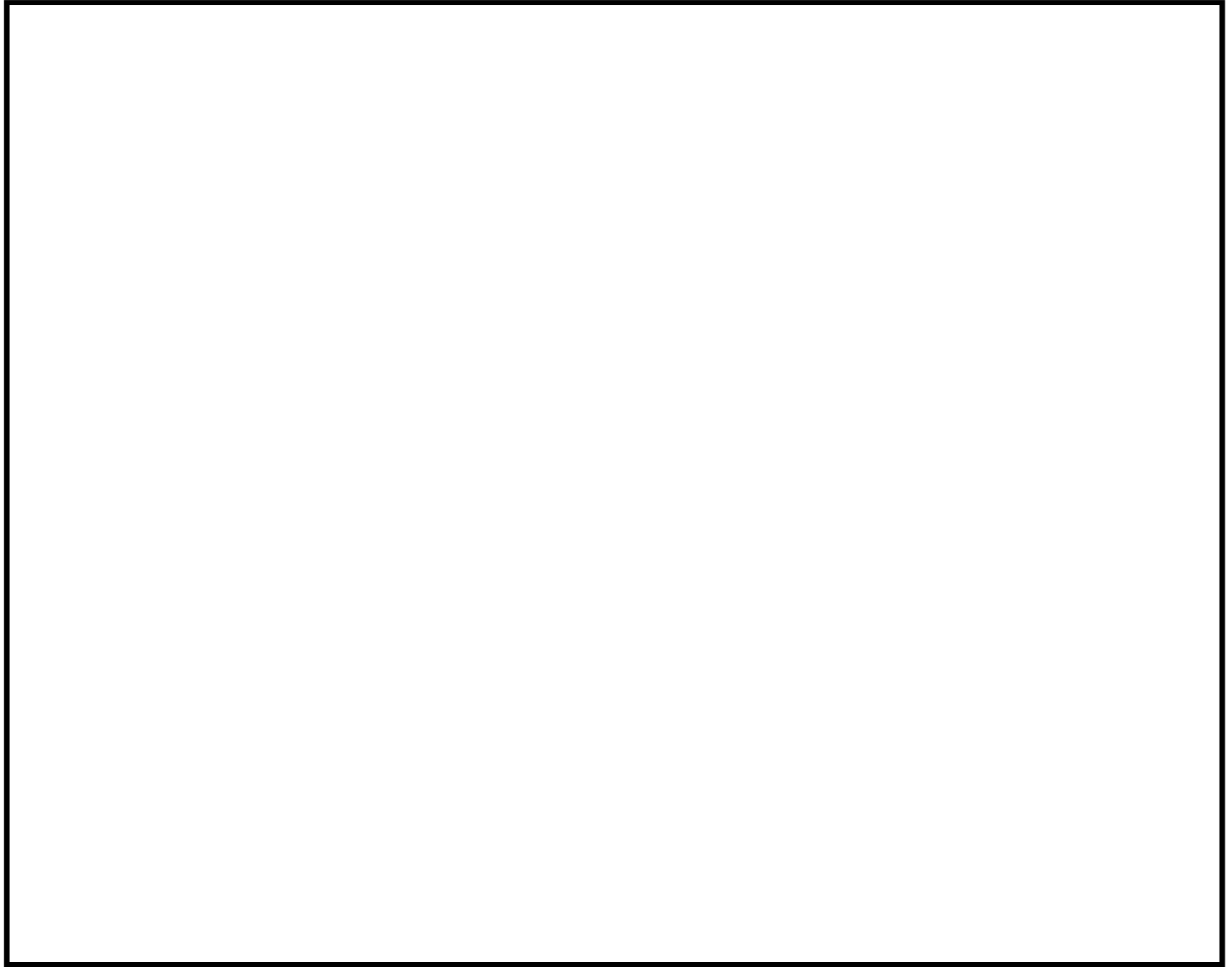
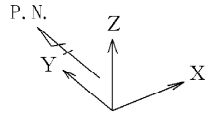
余熱除去設備 ブロック②の固有値表を第2.4-14表に、振動モード図を第2.4-6図～第2.4-8図に示す。

第2.4-14表 固有値表

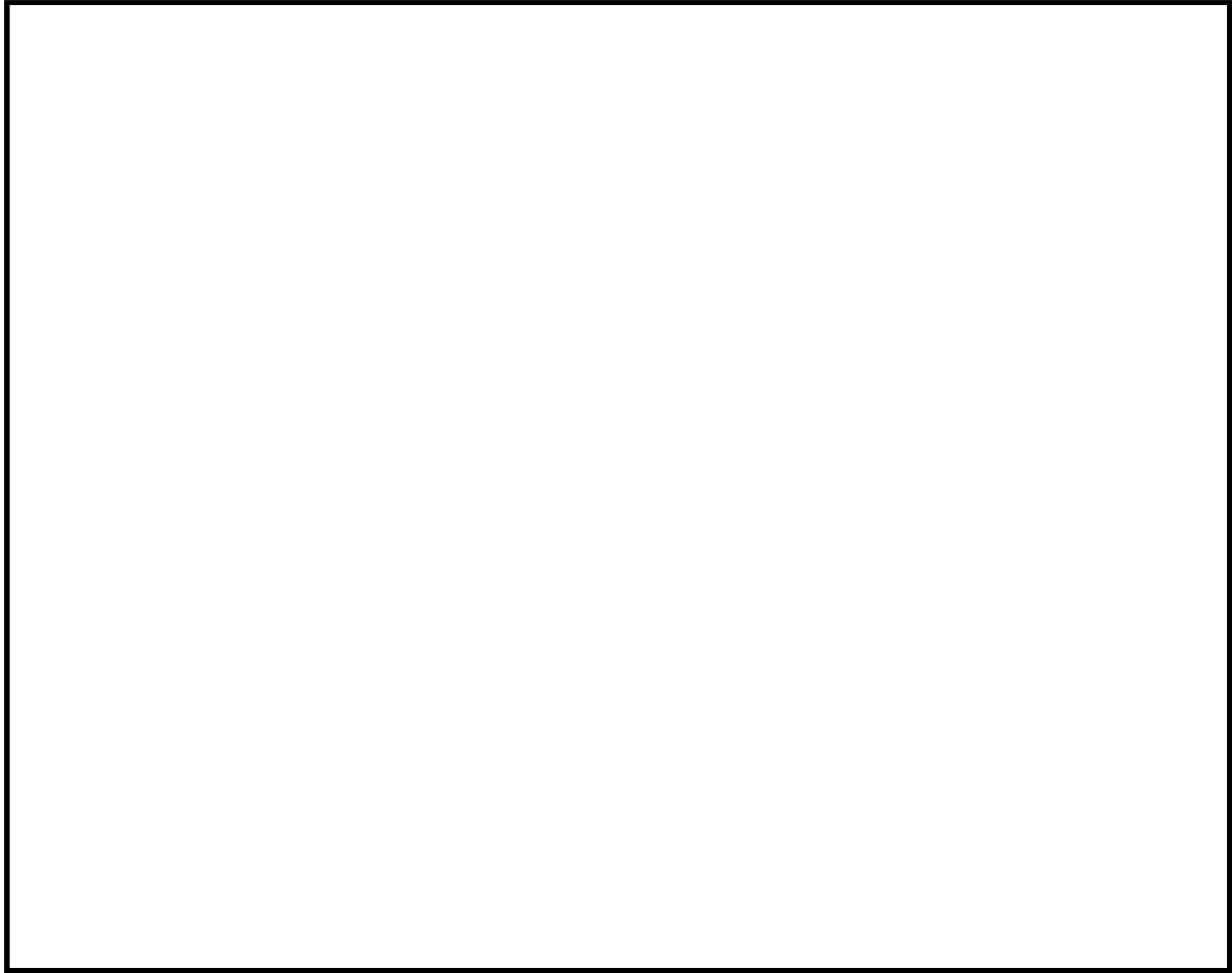
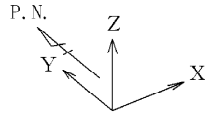
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺 激 係 数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				



第2.4-6図 振動モード図 (1次)



第2.4-7図 振動モード図 (2次)



第2.4-8図 振動モード図 (3次)

2.5 評価結果

2.5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉冷却系統施設の配管の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、耐震性を有することを確認した。

また、設計基準対象施設としての評価結果については、節点数が15点以下である場合はすべてを記載するが、16点以上である場合は原則下記条件で選んだ15点を代表として記載する。



(1) 基準地震動 S_s に対する評価

基準地震動 S_s に対する応力評価結果を、ブロック①については第2.5-1表に、ブロック②については第2.5-2表に示す。

(2) 弾性設計用地震動 S_d に対する評価

弾性設計用地震動 S_d に対する応力評価結果をブロック①については第2.5-3表に、ブロック②については第2.5-4表に示す。

(3) 解析範囲における最大発生応力の評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲外も含んだ解析範囲における最大発生応力の評価結果について、設計基準対象施設としての評価結果を第2.5-5表に示す。

第2.5-1表 ブロック① 管の応力計算結果 (D+P+M+S_s)

節点 番号	一次応力 ^(注1) S (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	ねじりに よる応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 0.73S _m (MPa)	ねじり+曲げに よる応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 2.4S _m (MPa)	一次+二次 応力 ^(注3) S _n (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	疲労累積 係数 ^(注4)	許容値
122	61	344	10	83	—	—	61	344	0.00097	1
124	58		5		—		57		0.00011	
125	52		5		—		22		0.00012	
127	53		5		—		31		0.00011	
813	51		5		—		25		0.00011	
612	52		5		—		27		0.00011	
815	53		4		—		25		0.00011	
134	50		3		—		18		0.00011	
136	50		2		—		14		0.00011	
821	47		2		—		7		0.00012	
139	92		4		—		11		0.00016	
140	92		4		—		11		0.00016	
619	48		3		—		12		0.00013	
142	50		1		—		17		0.00013	
202	48		1		—		15		0.00109	
<p>評 価：上記管に発生する応力及び疲労累積係数はすべて許容値以下であるので、十分な耐震性を有している。</p>										

(注1) 曲げ応力を含む一次応力。(内圧、自重及び地震による一次応力)

(注2) 自重及び地震による応力。

(注3) 地震のみによる一次+二次応力の変動値。

(注4) 供用状態A、Bにおける疲労累積係数と地震による疲労累積係数の合計値を示す。

第2.5-2表 ブロック② 管の応力計算結果 (D+P+M+S_s)

節点 番号	一次応力 ^(注1) S (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	ねじりに よる応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 0.73S _m (MPa)	ねじり+曲げに よる応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 2.4S _m (MPa)	一次+二次 応力 ^(注3) S _n (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	疲労累積 係数 ^(注4)	許容値
121	53	344	7	83	—	—	33	344	0.00154	1
120	59		12		—		47		0.00024	
118	58		9		—		43		0.00021	
117	54		9		—		29		0.00015	
607	54		7		—		29		0.00015	
808	53		3		—		23		0.00014	
114	53		3		—		20		0.00014	
112	49		2		—		17		0.00014	
111	52		2		—		30		0.00015	
109	50		4		—		41		0.00015	
805	50		4		—		40		0.00015	
603	52		3		—		108		0.00014	
804	53		2		—		156		0.00013	
802	62		2		—		137		0.00009	
105	55		2		—		199		0.00101	
評 価：上記管に発生する応力及び疲労累積係数はすべて許容値以下であるので、十分な耐震性を有している。										

(注1) 曲げ応力を含む一次応力。(内圧、自重及び地震による一次応力)

(注2) 自重及び地震による応力。

(注3) 地震のみによる一次+二次応力の変動値。

(注4) 供用状態A、Bにおける疲労累積係数と地震による疲労累積係数の合計値を示す。

第2.5-3表 ブロック① 管の応力計算結果 (D+P+M+Sd)

節点 番号	一次応力 ^(注1) S (MPa)	許容値 2.25S _m (MPa)	ねじりに よる応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 0.55S _m (MPa)	ねじり+曲げに よる応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 1.8S _m (MPa)	一次+二次 応力 ^(注3) S _n (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	疲労累積 係数 ^(注4)	許容値
122	55	258	7	63	—	—	31	344	0.00097	1
124	51		4		—		29		0.00011	
125	51		4		—		15		0.00012	
127	49		3		—		16		0.00011	
813	47		3		—		13		0.00011	
612	48		3		—		14		0.00011	
815	49		3		—		13		0.00011	
134	48		2		—		12		0.00011	
136	48		2		—		8		0.00011	
821	47		2		—		5		0.00012	
139	91		3		—		8		0.00016	
140	91		3		—		8		0.00016	
619	47		2		—		8		0.00013	
142	48		1		—		11		0.00013	
202	47	1	—	10	0.00109					
<p>評 価：上記管に発生する応力及び疲労累積係数はすべて許容値以下であるので、十分な耐震性を有している。</p>										

(注1) 曲げ応力を含む一次応力。(内圧、自重及び地震による一次応力)

(注2) 自重及び地震による応力。

(注3) 地震のみによる一次+二次応力の変動値。

(注4) 供用状態A、Bにおける疲労累積係数と地震による疲労累積係数の合計値を示す。

第2.5-4表 ブロック② 管の応力計算結果 (D+P+M+Sd)

節点 番号	一次応力 ^(注1) S (MPa)	許容値 2.25S _m (MPa)	ねじりによる 応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 0.55S _m (MPa)	ねじり+曲げによる 応力 ^(注2) S (MPa)	許容値 1.8S _m (MPa)	一次+二次 応力 ^(注3) S _n (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	疲労累積 係数 ^(注4)	許容値
121	49	258	4	63	—	—	17	344	0.00154	1
120	53		6		—		25		0.00024	
118	53		6		—		22		0.00021	
117	50		6		—		15		0.00015	
607	49		5		—		15		0.00015	
808	50		2		—		13		0.00014	
114	50		2		—		11		0.00014	
112	47		2		—		9		0.00014	
111	50		2		—		16		0.00015	
109	48		4		—		21		0.00015	
805	48		4		—		20		0.00015	
603	49		3		—		55		0.00014	
804	51		2		—		79		0.00013	
802	57		1		—		69		0.00009	
105	52	1	—	99	0.00097					
<p>評 価：上記管に発生する応力及び疲労累積係数はすべて許容値以下であるので、十分な耐震性を有している。</p>										

(注1) 曲げ応力を含む一次応力。(内圧、自重及び地震による一次応力)

(注2) 自重及び地震による応力。

(注3) 地震のみによる一次+二次応力の変動値。

(注4) 供用状態A、Bにおける疲労累積係数と地震による疲労累積係数の合計値を示す。

第2.5-5表 解析範囲における最大発生応力の評価
 (ブロック①) (D+P+M+Sd) (D+P+M+Ss) (1/2)

(単位：MPa (疲労累積係数を除く))

機器等の区分	項目	最大値 ^(注1)	許容値	
クラス1配管	Sd地震時 ^(注2)	一次応力 (ねじりによる応力)	9 (節点番号 121)	63
		一次応力 (曲げ応力を含む)	91 ^(注3) (節点番号 139)	258
		一次+二次応力 ^(注4)	104 (節点番号 1,001)	344
		疲労累積係数 ^(注5)	0.00109 ^(注3) (節点番号 202)	1.0
	Ss地震時	一次応力 (ねじりによる応力)	13 (節点番号 121)	83
		一次応力 (曲げ応力を含む)	92 ^(注3) (節点番号 139)	344
		一次+二次応力 ^(注4)	191 (節点番号 1,001)	344
		疲労累積係数 ^(注5)	0.00109 ^(注3) (節点番号 202)	1.0
クラス2配管	Sd地震時 ^(注2)	一次応力 ^(注6) (曲げ応力を含む)	47 (節点番号 1,002)	152
		一次+二次応力 ^(注4)	10 (節点番号 1,002)	298
	Ss地震時	一次応力 ^(注6) (曲げ応力を含む)	50 (節点番号 1,002)	396
		一次+二次応力 ^(注4)	17 (節点番号 1,002)	298

(注1) ()内は最大値となった節点番号である。

(注2) Sd地震時には静的地震力による評価を含む。

(注3) 申請範囲内の評価点である。

(注4) 地震による一次+二次応力の変動値

(注5) 地震による疲労累積係数と供用状態A及びBによる疲労累積係数との和を示す。

(注6) 内圧、自重及び地震による一次応力

第2.5-5表 解析範囲における最大発生応力の評価
 (ブロック②) (D+P+M+Sd) (D+P+M+Ss) (2/2)

(単位：MPa (疲労累積係数を除く))

機器等の区分	項目	最大値 ^(注1)	許容値	
クラス1配管	Sd地震時 ^(注2)	一次応力 (ねじりによる応力)	7 (節点番号 123)	63
		一次応力 (曲げ応力を含む)	88 (節点番号 138)	258
		一次+二次応力 ^(注3)	102 (節点番号 131)	344
		疲労累積係数 ^(注4)	0.00154 ^(注5) (節点番号 121)	1.0
	Ss地震時	一次応力 (ねじりによる応力)	13 (節点番号 123)	83
		一次応力 (曲げ応力を含む)	89 (節点番号 138)	344
		一次+二次応力 ^(注3)	199 ^(注5) (節点番号 105)	344
		疲労累積係数 ^(注4)	0.00154 ^(注5) (節点番号 121)	1.0
クラス2配管	Sd地震時 ^(注2)	一次応力 ^(注6) (曲げ応力を含む)	57 (節点番号 101)	152
		一次+二次応力 ^(注3)	175 (節点番号 101)	298
	Ss地震時	一次応力 ^(注6) (曲げ応力を含む)	64 (節点番号 101)	396
		一次+二次応力 ^(注3)	332 ^(注7) (節点番号 101)	298
		疲労累積係数 (簡易弾塑性解析)	0.13606 (節点番号 600)	1.0

(注1) ()内は最大値となった節点番号である。

(注2) Sd地震時には静的地震力による評価を含む。

(注3) 地震による一次+二次応力の変動値

(注4) 地震による疲労累積係数と供用状態A及びBによる疲労累積係数との和を示す。

(注5) 申請範囲内の評価点である。

(注6) 内圧、自重及び地震による一次応力

(注7) 許容値を超えているため、簡易弾塑性解析を行う。

2.5.2 重大事故等対処施設としての評価結果

原子炉冷却系統施設の配管の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、評価結果については、応力分類ごとに最も厳しい評価を記載する。

(1) 基準地震動 S_s に対する評価

基準地震動 S_s に対する構造強度評価結果を、ブロック①については第2.5-6表に、ブロック②については第2.5-7表に示す。

(2) 解析範囲における最大発生応力の評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲外も含んだ解析範囲における最大発生応力の評価結果についての評価結果を第2.5-8表に示す。

第2.5-6表 ブロック① 管の応力計算結果 (D+P+M+S_s)

節点 番号	一次応力 ^(注1) S (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	節点 番号	一次+二次応力 ^(注2) S _n (MPa)	許容値 3S _m (MPa)	節点 番号	疲労累積 係数 ^(注3)	許容値
139	92	344	122	61	344	202	0.00109	1

(注1) 曲げ応力を含む一次応力。(内圧、自重及び地震による一次応力)

(注2) 地震のみによる一次+二次応力の変動値。

(注3) 供用状態A、Bにおける疲労累積係数と地震による疲労累積係数の合計値を示す。

第2.5-7表 ブロック② 管の応力計算結果(D+P+M+Ss)

節点 番号	一次応力 ^(注1)	許容値	節点 番号	一次+二次応力 ^(注2)	許容値	節点 番号	疲労累積 係数 ^(注3)	許容値
	S (MPa)	3S _m (MPa)		S _n (MPa)	3S _m (MPa)		疲労累積 係数	
802	62	344	105	199	344	121	0.00154	1

(注1) 曲げ応力を含む一次応力。(内圧、自重及び地震による一次応力)

(注2) 地震のみによる一次+二次応力の変動値。

(注3) 供用状態A、Bにおける疲労累積係数と地震による疲労累積係数の合計値を示す。

第2.5-8表 解析範囲における最大発生応力の評価

(ブロック①) (D+P+M+Ss) (1/2)

(単位：MPa (疲労累積係数を除く))

機器等の区分	項目		最大値 ^(注1)	許容値
クラス1配管	Ss 地震時	一次応力 (ねじりによる応力)	13 (節点番号 121)	83
		一次応力 (曲げ応力を含む)	92 ^(注2) (節点番号 139)	344
		一次+二次応力 ^(注3)	191 (節点番号 1,001)	344
		疲労累積係数 ^(注4)	0.00109 ^(注2) (節点番号 202)	1.0

(注1) ()内は最大値となった節点番号である。

(注2) 申請範囲内の評価点である。

(注3) 地震による一次+二次応力の変動値

(注4) 地震による疲労累積係数と供用状態A及びBによる疲労累積係数との和を示す。

第2.5-8表 解析範囲における最大発生応力の評価

(ブロック②) (D+P+M+Ss) (2/2)

(単位：MPa (疲労累積係数を除く))

機器等の区分	項目		最大値 ^(注1)	許容値
クラス1配管	Ss 地震時	一次応力 (ねじりによる応力)	13 (節点番号 123)	83
		一次応力 (曲げ応力を含む)	89 (節点番号 138)	344
		一次+二次応力 ^(注2)	199 ^(注3) (節点番号 105)	344
		疲労累積係数 ^(注4)	0.00154 ^(注3) (節点番号 121)	1.0

(注1) ()内は最大値となった節点番号である。

(注2) 地震による一次+二次応力の変動値

(注3) 申請範囲内の評価点である。

(注4) 地震による疲労累積係数と供用状態A及びBによる疲労累積係数との和を示す。

3. 原子炉冷却系統施設の配管のうち使用前検査未完了設備

3.1 概要

本章は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に記載の耐震計算方法を用いて、原子炉冷却系統施設(当該施設と同ブロックで解析を実施した施設を含む)の配管のうち、使用前検査が未完了である平成23年7月28日付け関原発第204号にて届出の届出範囲及び解析範囲並びに平成23年8月15日付け平成23・08・01原第6号にて認可の申請範囲及び解析範囲（以下、「使用前検査未完了設備」という。）の配管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説明するものである。その耐震評価は配管の地震応答解析及び応力評価により行う。

使用前検査未完了設備は、設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に分類される。以下、この分類に応じた耐震評価を示す。

3.2 基本方針

3.2.1 構造の説明

資料13-11「機器・配管の耐震支持方針」にて設定した配管の支持方針及び資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」の設計の原則に基づき設計する。

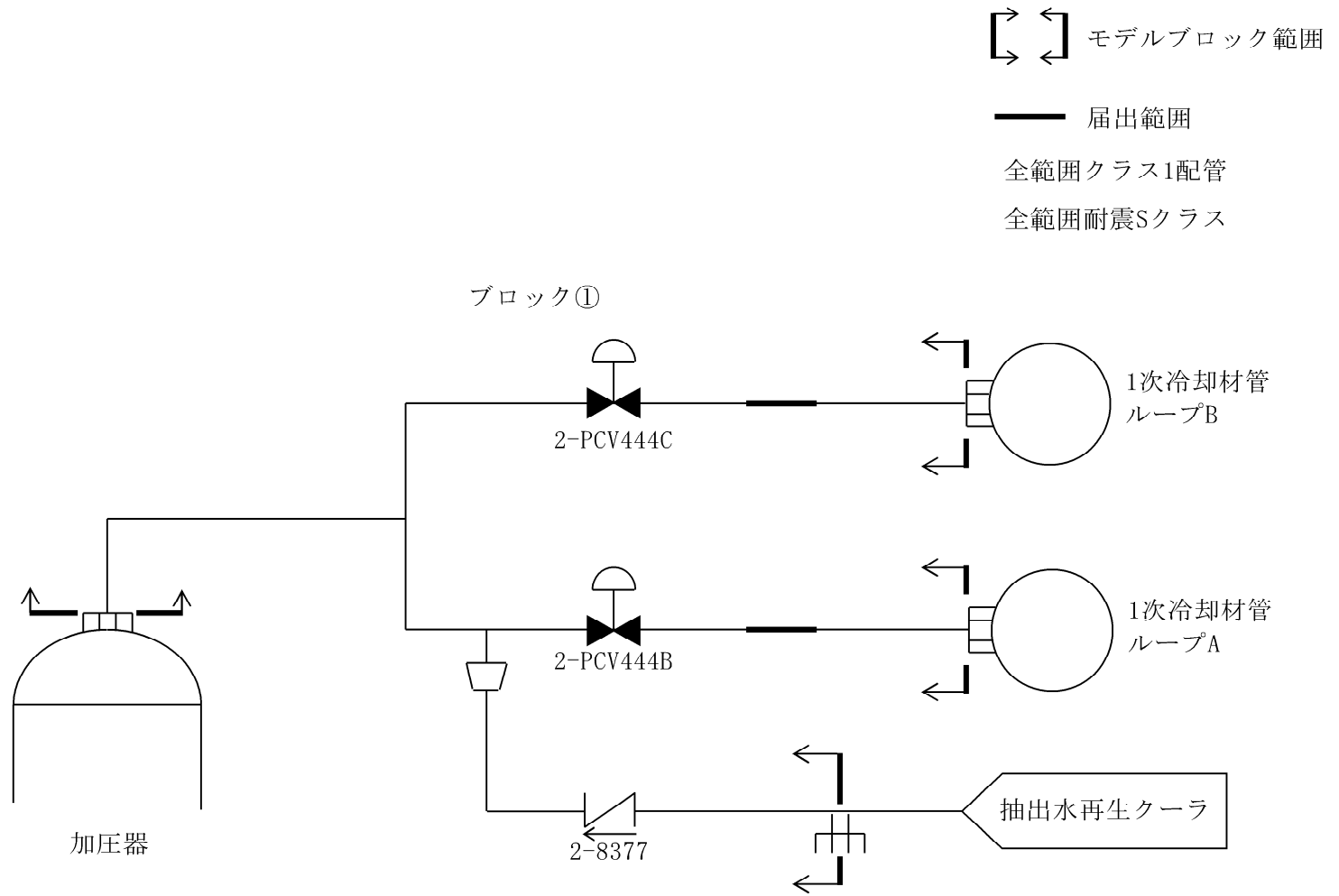
3.2.2 評価方針

原子炉冷却系統施設の配管の応力評価は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界を踏まえて、「3.3 耐震評価範囲」にて設定する範囲に作用する応力等が許容限界内に収まることを、「3.4 地震応答解析及び応力評価」にて示す方法にて確認することで実施する。

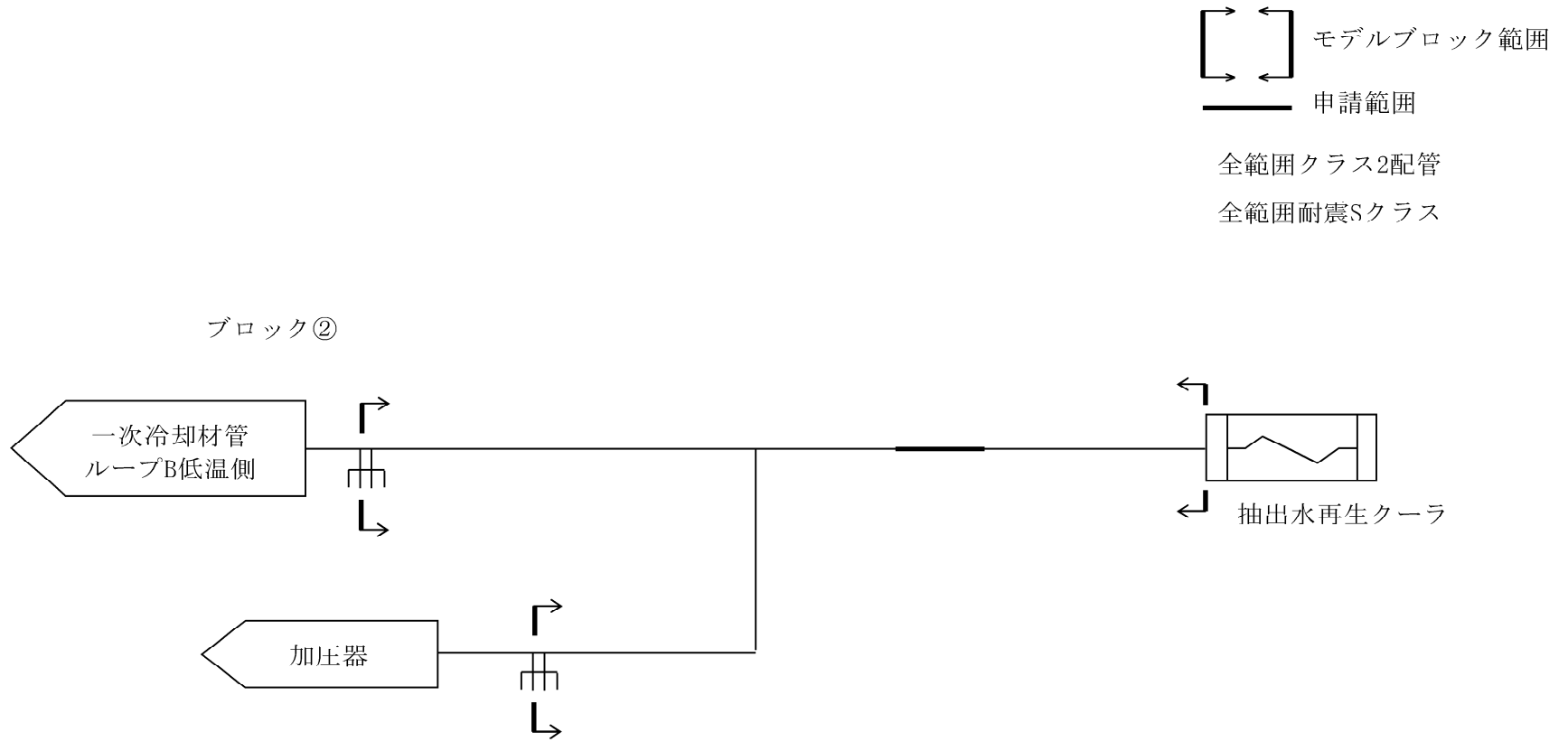
3.3 耐震評価範囲

使用前検査未完了設備を含むように、第3.3-1図に示すブロック①からブロック②について固有値解析及び地震応答解析を行う。

なお、使用前検査未完了設備にはクラス1配管とクラス2配管が混在しているため、それぞれに応じた評価を行うものとする。



第3.3-1図 ブロック分割図 (1/2)



第3.3-1図 ブロック分割図 (2/2)

3.4 地震応答解析及び応力評価

3.4.1 基本方針

- (1) 原子炉冷却系統施設の配管の固有振動数及び地震荷重を算定するための地震応答解析並びにその結果を用いた応力評価は、使用前検査未完了設備の認可申請及び届出と同様の手法である3次元はりモデルによるスペクトル・モーダル解析及び応力評価を行う。
- (2) 解析コードは「MSAP []」を使用する。なお、評価に用いる本解析コード「MSAP []」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、本解析コードは地震応答解析及び応力解析を一貫して行うものであるため、本章において地震応答解析及び応力解析について記載する。
- (3) 許容応力について、JSME S NC1-2005/2007の付録材料図表を用いて計算する際に、温度が付録材料図表記載値の中間の値の場合は、比例法を用いて計算する。ただし、比例法を用いる場合の端数処理は、少数第1位以下を切り捨てた値を用いるものとする。
- (4) 耐震計算に用いる寸法は、公称値を使用する。
- (5) 疲労評価に用いる地震荷重の変動回数は基準地震動Ssでは []回、弾性設計用地震動Sdでは []回とする。

3.4.2 荷重の組合せ及び許容応力

- (1) 荷重の組合せ及び許容応力状態
使用前検査未完了設備の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち設計基準対象施設として用いるものを第3.4-1表に示す。
- (2) 許容応力
使用前検査未完了設備の許容応力を第3.4-2表及び第3.4-3表に示す。
- (3) 圧力及び使用材料の許容応力
使用前検査未完了設備の圧力及び使用材料の許容応力のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを第3.4-4表に示す。

第3.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態 (1/2)

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等び区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材 の循環設備	1次冷却設備配管	S	クラス1配管 ^(注1)	D+P+M+Sd	Ⅲ _A S
					D+P _L +M _L +Sd ^(注2)	Ⅳ _A S
					D+P+M+S _S	

(注1) クラス1配管の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

(注2) 冷却材喪失事故後の状態における圧力荷重は、負荷の喪失時に比べて十分小さいため考慮しない。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はないため考慮しない。

第3.4-1表 荷重の組合せ及び許容応力状態 (2/2)

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	化学体積 制御設備	化学体積制御設備配管	S	クラス2配管 ^(注)	D+P _D +M _D +Sd	Ⅲ _A S
					D+P _D +M _D +S _S	Ⅳ _A S

(注) クラス2配管の荷重の組合せ及び許容応力を適用する。

第3.4-2表 許容応力（クラス1配管）

許容応力状態	許 容 限 界			
	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
Ⅲ _A S	1.5S _m (注1)	2.25S _m (注2) ただし、ねじりによる応力が0.55S _m を超える場合は、曲げとねじりによる応力について1.8S _m とする。	3S _m (注2,3) (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2) 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。
Ⅳ _A S	2S _m (注1)	3S _m (注2) ただし、ねじりによる応力が0.73S _m を超える場合は、曲げとねじりによる応力について2.4S _m とする。		

(注1) 軸力による全断面平均応力については、許容応力状態Ⅲ_ASの一次一般膜応力の許容値の0.8倍の値とする。

(注2) サポート用ラグ等が配管に直接溶接されている場合、配管に発生する局部的応力についても応力評価を行う。

(注3) 3S_mを超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2005/2007 PVB-3300（同PVB-3313を除く）又はJSME S NC1-2005/2007 PPB-3536（同(3)、(6)及び(7)を除く）の簡易弾塑性解析を用いる。

第3.4-3表 許容応力（クラス2配管）

許容応力 状態	許 容 限 界			
	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
Ⅲ _A S	(注1) S _y と0.6S _u 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上記値と1.2Sの大きい方。	S _y 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上記値と1.2Sとの大きい方。	(注2) S _d 又はS _s 地震動のみによる疲労累積係数が1.0以下であること。 ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が2S _y 以下であれば、疲労解析は行わないものとする。	
Ⅳ _A S	0.6S _u (注1)	左欄の1.5倍の値		

(注1) 軸力による全断面平均応力については、許容応力状態Ⅲ_ASの一次一般膜応力の許容値の0.8倍の値とする。

(注2) 2S_yを超える場合は簡易弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2005/2007 PPB-3536 (同(3)、(6)及び(7)を除く。また、S_mは2/3S_yに読み替える) による。

第3. 4-4表 圧力及び使用材料の許容応力（設計基準対象施設）

材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)		評価ブロック
	SUS316TP	最高使用温度	343	最高使用圧力	
SUS304TP	最高使用温度	343	最高使用圧力	18.8	ブロック②

3.4.3 設計用地震力

(1) 静的地震力

静的地震力は、第3.4.3-1表に示す震度に基づき算定する。

第3.4.3-1表 静的地震力

耐震 クラス	静的震度	
	水平	鉛直
S	$3.6C_1$ (注)	0.288

(注) C_1 : 標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

$$C_1 = R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

R_t : 振動特性係数 0.8

A_i : C_1 の分布係数

C_0 : 標準せん断力係数 0.2

(2) 動的地震力

動的地震力は、資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答の作成方針に基づき、第3.4.3-2表に示す条件の設計用床応答曲線 S_s 及び設計用床応答曲線 S_d を用いて算定した値とする。ブロックごとに、設計用床応答曲線を包絡させて使用する。また、減衰定数は資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

第3.4.3-2表 設計用床応答曲線と減衰定数

ブロック 番号	場 所		減 衰 定 数 (%)
①	原子炉格納容器 内部コンクリート		3.0
②	原子炉格納容器 内部コンクリート		2.0

(3) 設計用地震力

Sd地震時の評価では、水平地震力と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。水平方向及び鉛直方向が静的地震力の場合は同時に不利な方向に作用するものとする。

Ss地震時の評価では、水平地震力と鉛直地震力は動的地震力とする。

Sd地震時の評価では、水平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。設計用地震力を表3.4.3-3表に示す。

第3.4.3-3表 設計用地震力

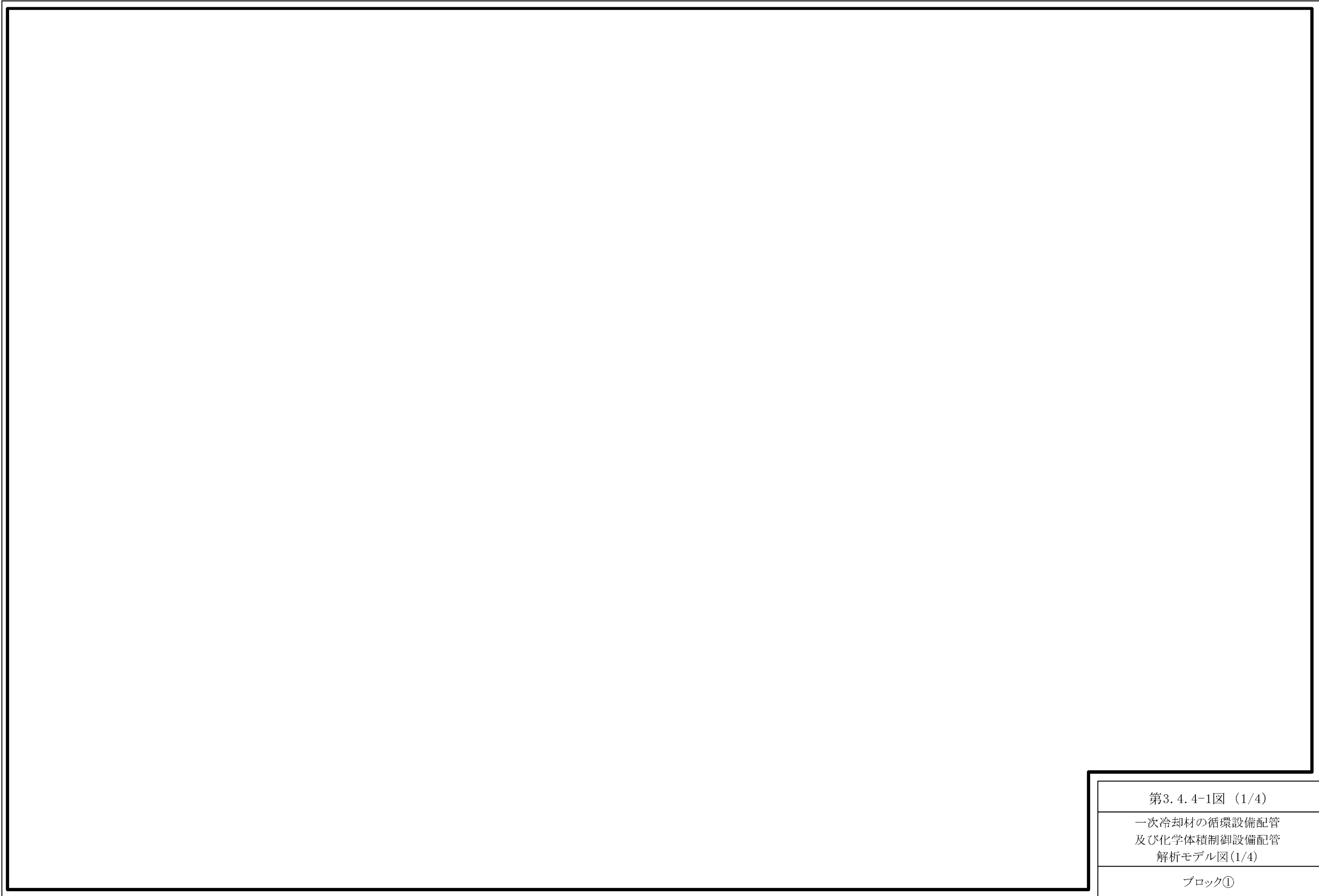
許容応力状態	水平地震力		鉛直地震力	摘要
	動的地震力	静的地震力		
Ⅲ _A S	設計用 床応答曲線Sd (X方向)	—	設計用 床応答曲線 Sd	節点ごとに、3 ケースそれぞれ で発生応力を算 出し、最大とな る値について評 価を行う
	設計用 床応答曲線Sd (Y方向)	—	設計用 床応答曲線 Sd	
	—	静的震度 (1.290) (0.788)	静的震度 (0.288)	
Ⅳ _A S	設計用 床応答曲線Ss (X方向)	—	設計用 床応答曲線 Ss	節点ごとに、2 ケースそれぞれ で発生応力を算 出し、最大とな る値について評 価を行う
	設計用 床応答曲線Ss (Y方向)	—	設計用 床応答曲線 Ss	

3.4.4 解析モデル及び諸元

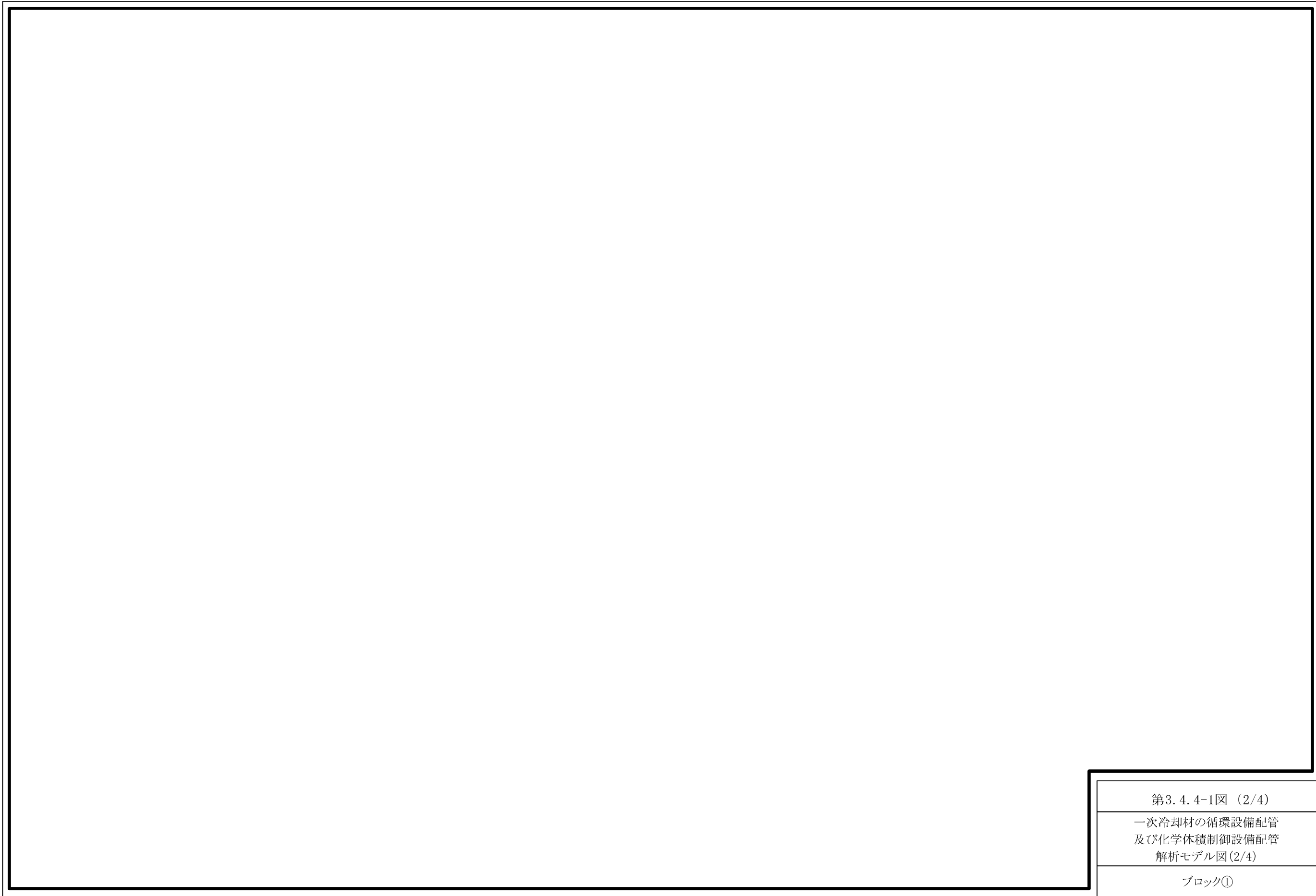
(1) 一次冷却材の循環設備及び化学体積制御設備 ブロック①

一次冷却材の循環設備 ブロック①の応力評価に用いるモデル図を第3.4.4-1図に示す。

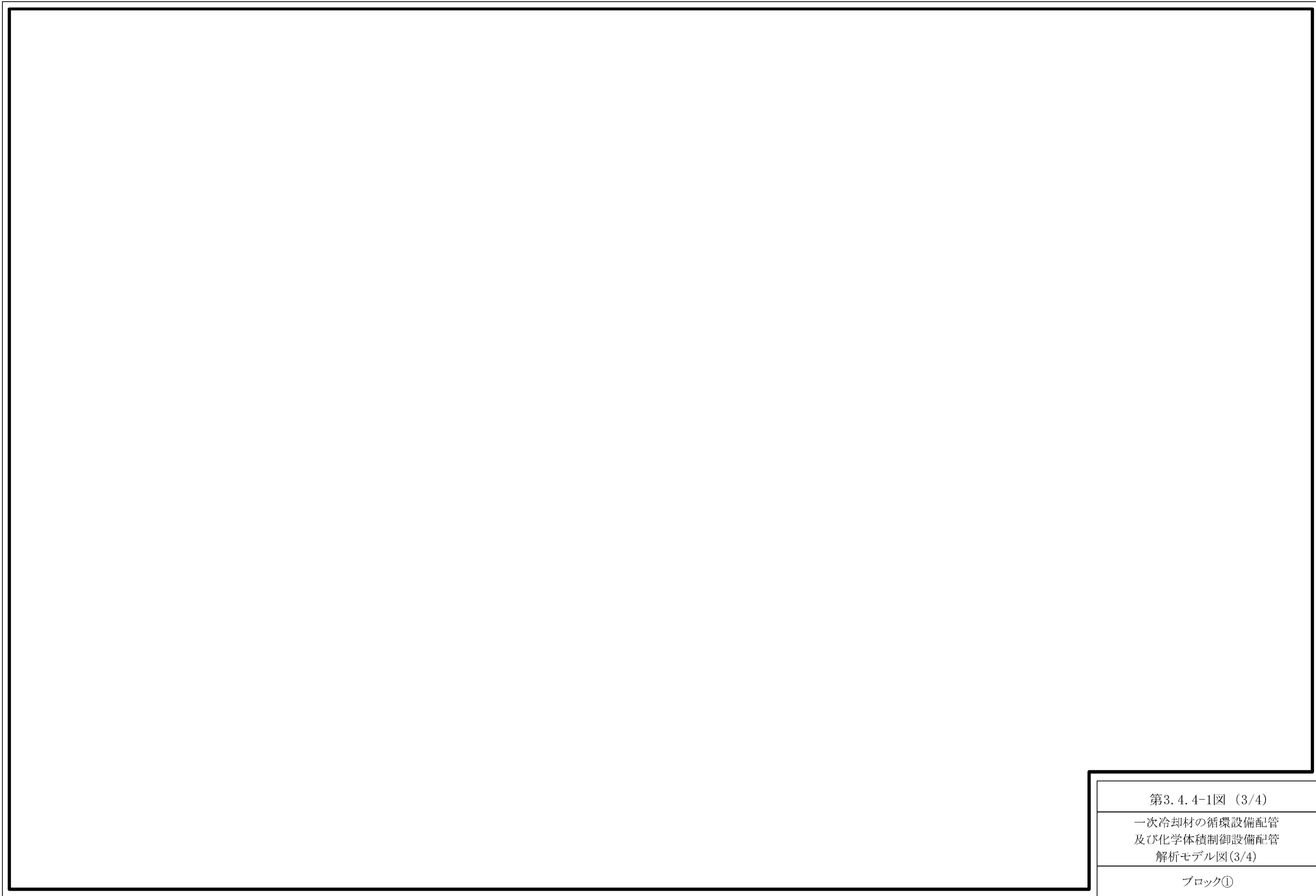
また、応力評価に用いる配管諸元の一覧を第3.4.4-1表に、質点質量の一覧を第3.4.4-2表に示す。



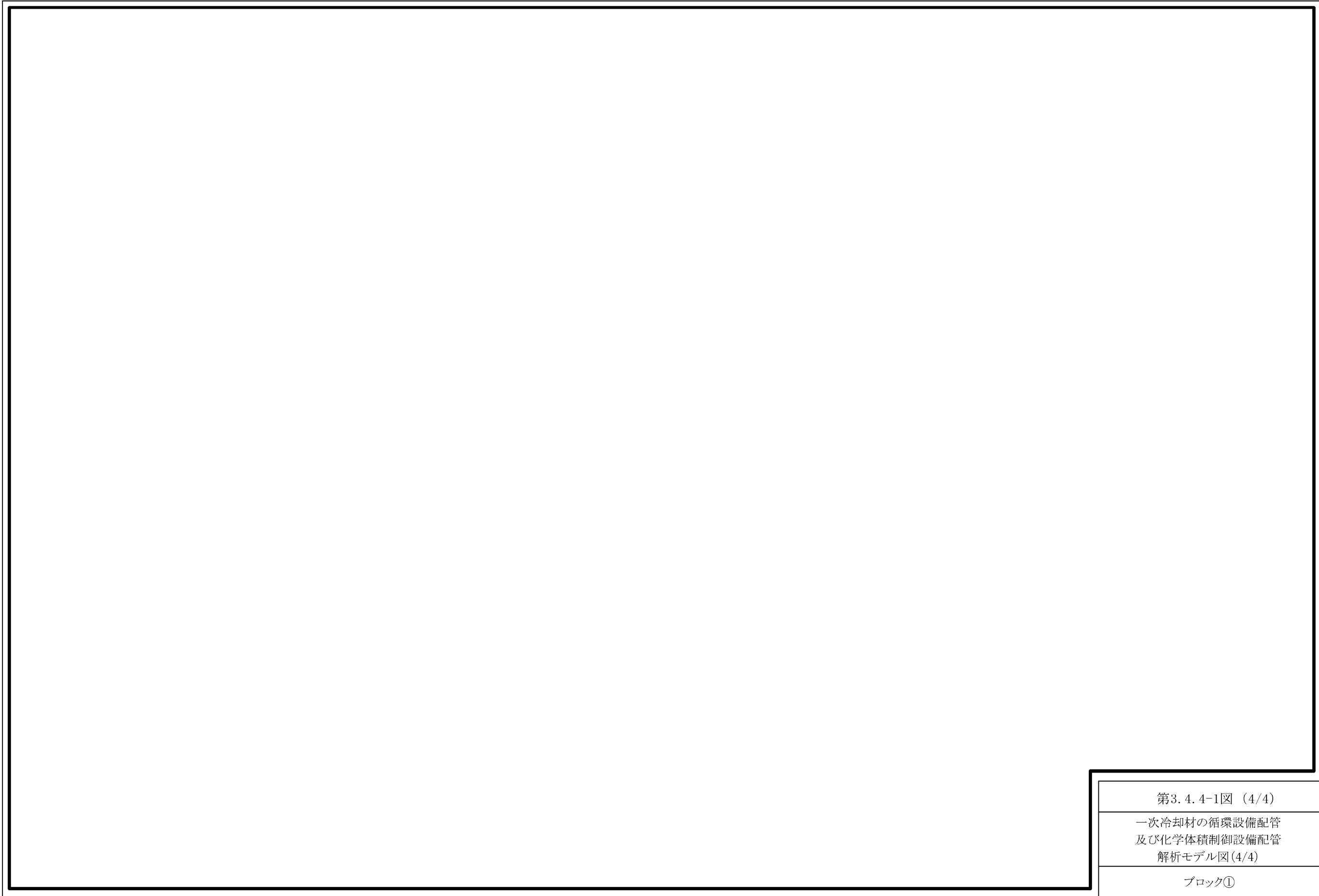
第3.4.4-1図 (1/4)
一次冷却材の循環設備配管 及び化学体積制御設備配管 解析モデル図(1/4)
ブロック①



第3.4.4-1図 (2/4)
一次冷却材の循環設備配管 及び化学体積制御設備配管 解析モデル図(2/4)
ブロック①



第3.4.4-1図 (3/4)
一次冷却材の循環設備配管 及び化学体積制御設備配管 解析モデル図(3/4)
ブロック①



第3.4.4-1図 (4/4)
一次冷却材の循環設備配管 及び化学体積制御設備配管 解析モデル図(4/4)
ブロック①

第3.4.4-1表 配管諸元 (1/2)

名 称	単 位	節点	節点 1,004~905	節点 905~213
		1,001~138~144 1,003~144 144~1,002 210~138		
外 径	mm	114.3	60.3	60.5
厚 さ	mm	11.1	8.7	8.7
材 料	—	SUS32TP ^(注1) SUS316TP	SUS27TP ^(注1) SUS304TP	SUS316TP
縦弾性係数 ^(注2)	$\times 10^5$ MPa	1.73	1.73	1.73
最高使用圧力	MPa	17.16	17.16	17.16
最高使用温度	°C	343	343	343
設計応力強さ (S_m)	MPa	114	111	114

(注1) SUS32TPはSUS316TP、SUS27TPはSUS304TPの旧JIS規格による呼称である。

(注2) 最高使用温度における値を示す。

第3.4.4-1表 配管諸元 (2/2)

--

第3.4.4-2表 ブロック① 質点質量 (1/3)

(単位：kg)

質点番号	配管 ^(注)	弁	保温材	その他 付加質量	合計質量
600					
601					
110					
602					
603					
604					
605					
606					
116					
607					
608					
609					
119					
610					
611					
612					
613					
614					
615					
616					
617					
901					
902					
618					
619					
620					
140					

第3.4.4-2表 ブロック① 質点質量 (2/3)

(単位：kg)

質点番号	配管(注)	弁	保温材	その他 付加質量	合計質量
621					
143					
641					
640					
639					
191					
638					
637					
636					
635					
634					
633					
632					
631					
171					
630					
629					
628					
627					
626					
625					
903					
904					
624					
623					
622					
658					

第3.4.4-2表 ブロック① 質点質量 (3/3)

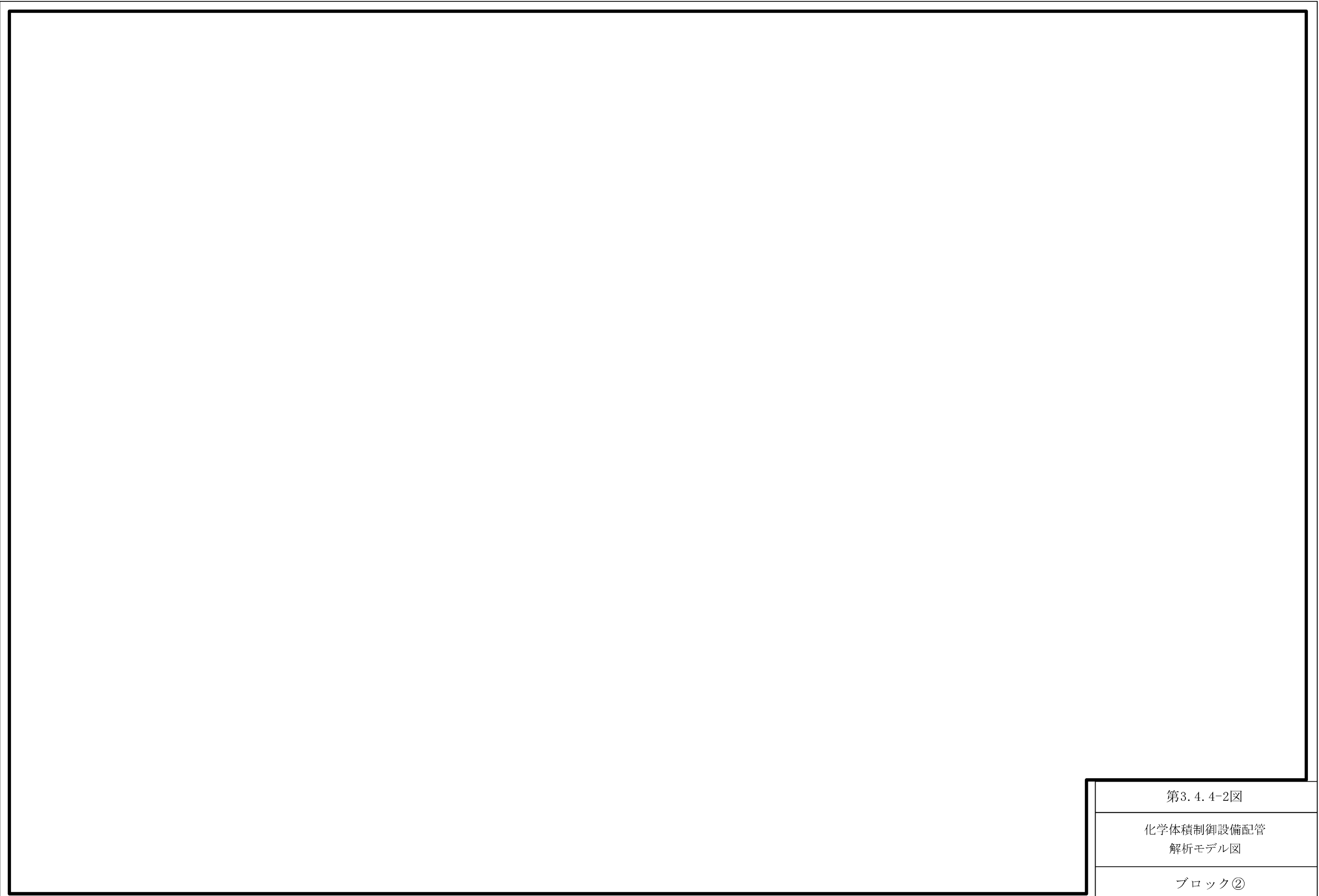
(単位：kg)

質点番号	配管 ^(注)	弁	保温材	その他 付加質量	合計質量
657					
656					
655					
654					
653					
652					
651					
650					
649					
648					
647					
646					
222					
905					
645					
219					
644					
643					
642					

(2) 化学体積制御設備 ブロック②

化学体積制御設備 ブロック②の応力評価に用いるモデル図を第3.4.4-2図に示す。

また、応力評価に用いる配管諸元の一覧を第3.4.4-3表に、質点質量の一覧を第3.4.4-4表に示す。



第3.4.4-2図
化学体積制御設備配管 解析モデル図
ブロック②

第3.4.4-3表 配管諸元 (1/3)

名 称	単 位	節 点		
		1,001~300 301~302 303~1,002	節 点 300~301	節 点 302~108~303
外 径	mm	88.9	89.1	89.1
厚 さ	mm	11.1	11.1	11.1
材 料	—	SUS27TP	SUS304TP	SUS316TP
縦弾性係数 ^(注)	$\times 10^5$ MPa	1.73	1.73	1.73
最高使用圧力	MPa	18.8	18.8	18.8
最高使用温度	℃	343	343	343
許容引張応力 (S)	MPa	110	110	115
設 計 降 伏 点 (S _y)	MPa	124	124	127
設 計 引 張 強 さ (S _u)	MPa	391	391	427

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第3.4.4-3表 配管諸元 (2/3)

名 称	单 位	節点	
		108～304	304～1,003
外 径	mm	60.5	60.3
厚 さ	mm	8.7	8.7
材 料	—	SUS316TP	SUS27TP
縦弾性係数 ^(注)	$\times 10^5$ MPa	1.73	1.73
最高使用圧力	MPa	18.8	18.8
最高使用温度	°C	343	343
許容引張応力 (S)	MPa	115	110
設計降伏点 (S _y)	MPa	127	124
設計引張強さ (S _u)	MPa	427	391

(注) 最高使用温度における縦弾性係数を示す。

第3.4.4-3表 配管諸元 (3/3)

--

第3.4.4-4表 質点質量

(単位：kg)

質点番号	配管 ^(注)	弁	保温	その他 付加質量	合計質量
600					
601					
602					
603					
604					
302					
605					
606					
111					
607					
401					
608					
609					
610					
611					
612					
613					
614					
615					

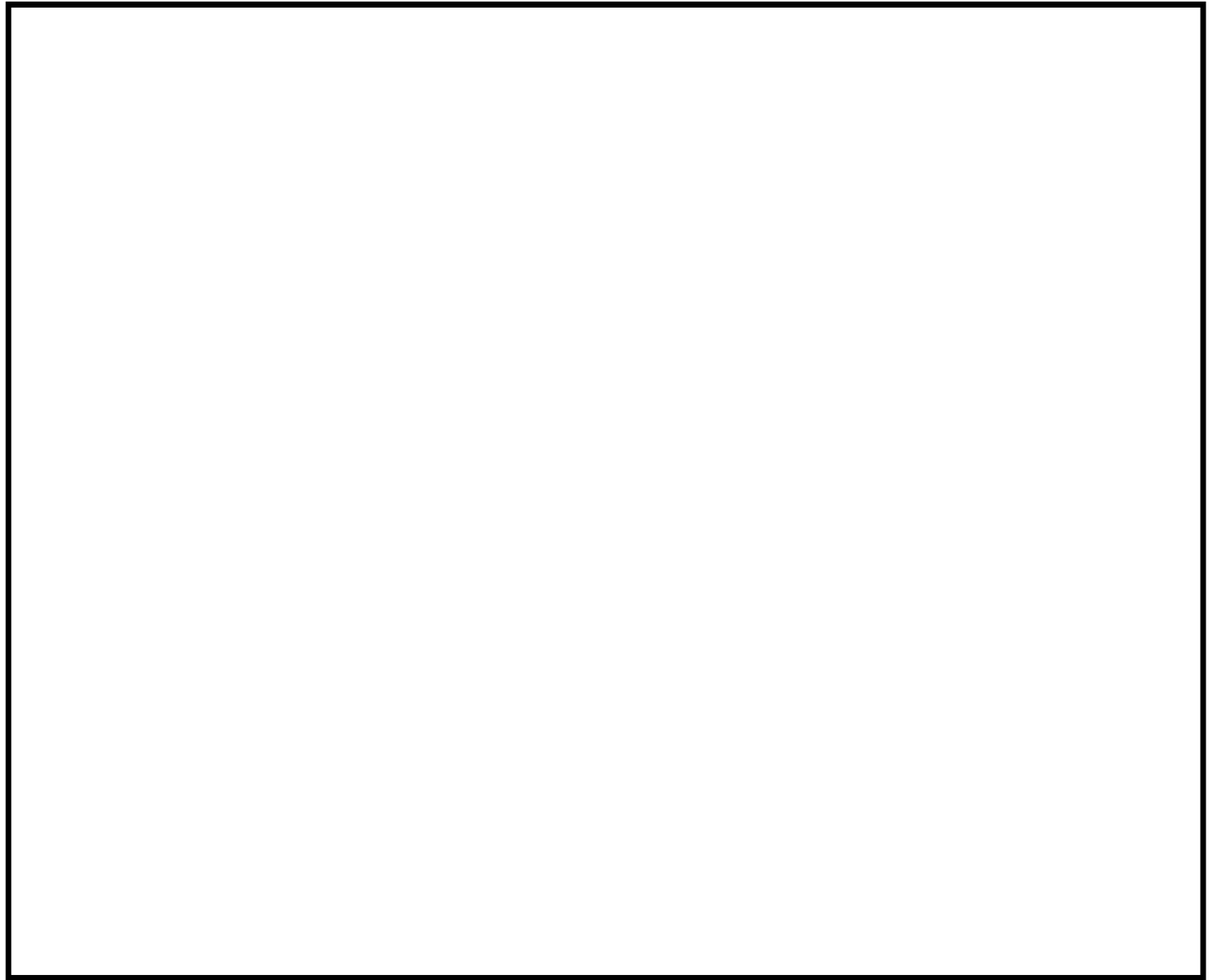
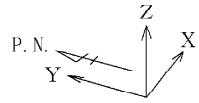
3.4.5 固有値

(1) 一次冷却材の循環設備及び化学体積制御設備 ブロック①

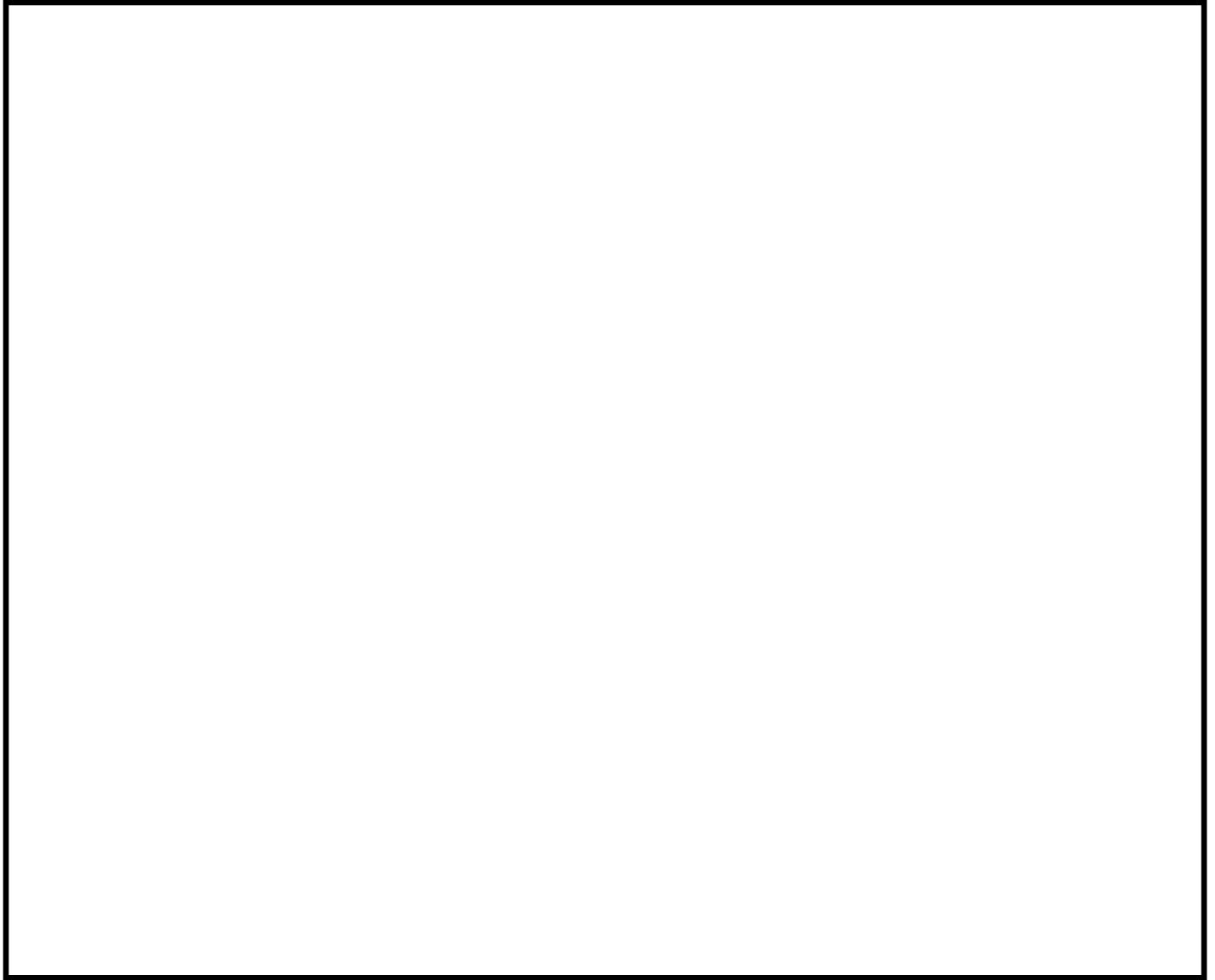
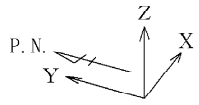
一次冷却材の循環設備及び化学体積制御設備 ブロック①の固有値表を第3.4.5-1表に、振動モード図を第3.4.5-1図～第3.4.5-3図に示す。

第3.4.5-1表 固有値表

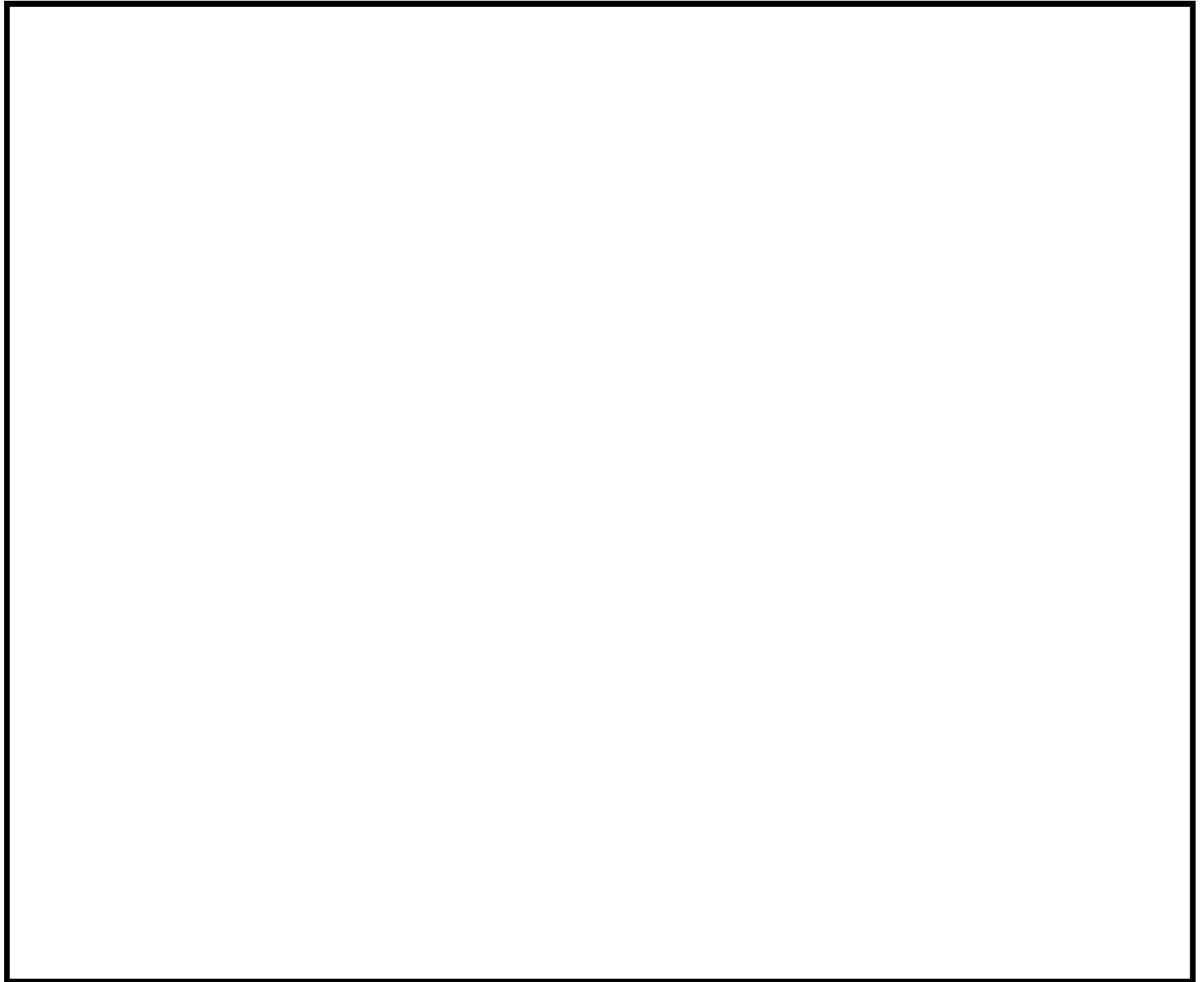
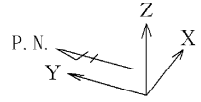
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				



第3.4.5-1図 振動モード図 (1次)



第3.4.5-2図 振動モード図 (2次)



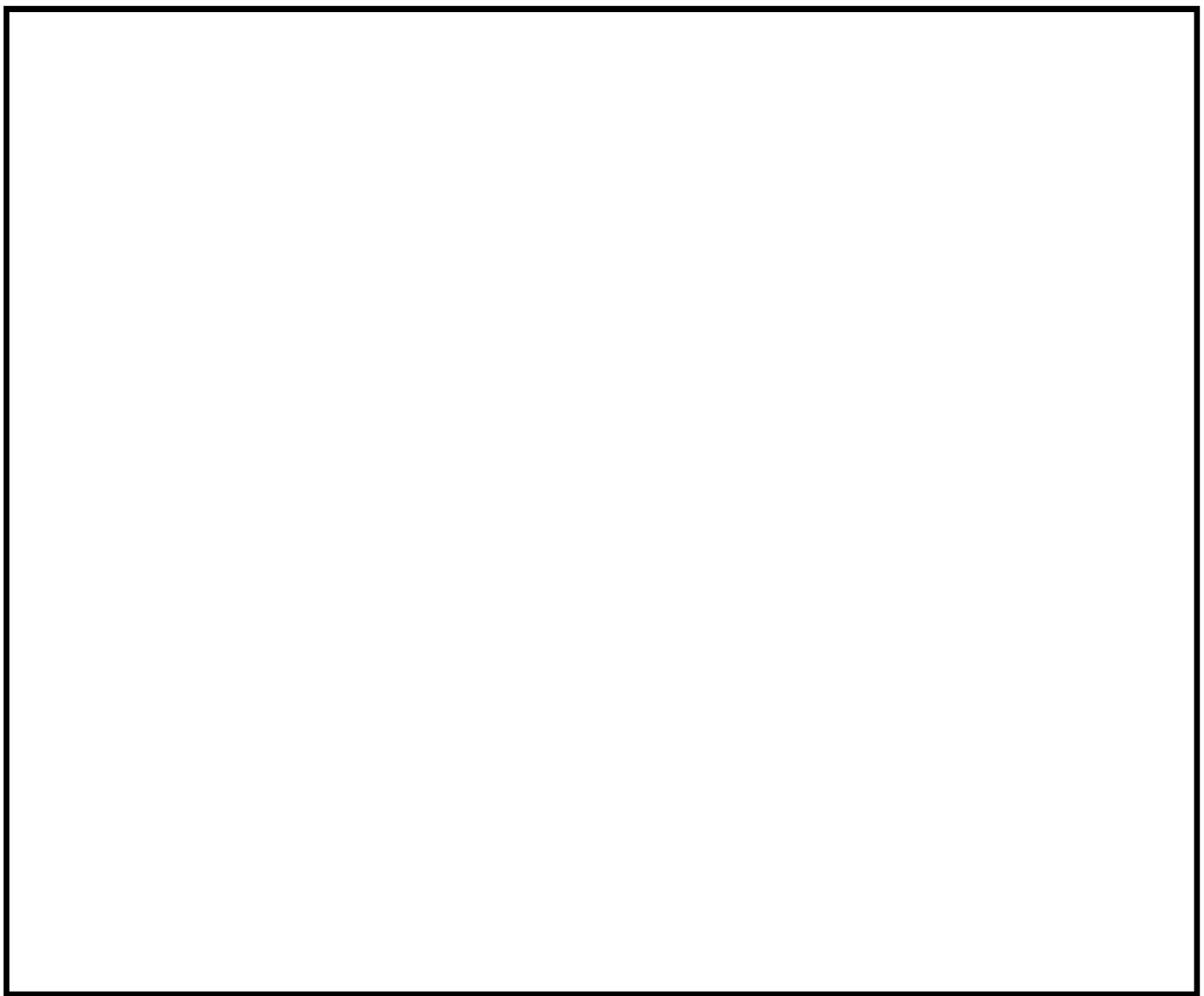
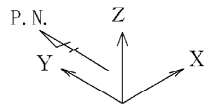
第3.4.5-3図 振動モード図 (3次)

(2) 化学体積制御設備 ブロック②

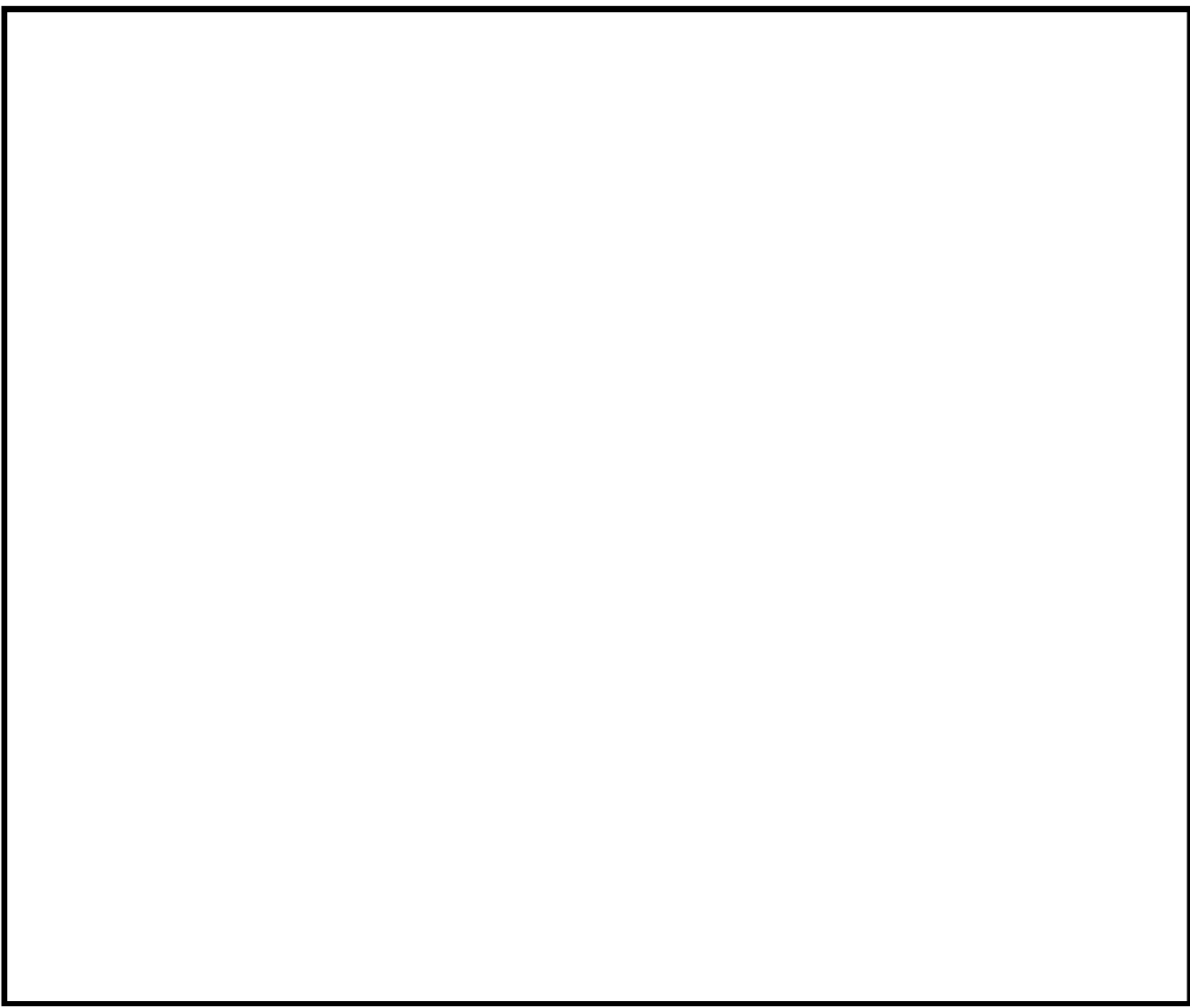
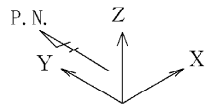
化学体積制御設備 ブロック②の固有値表を第3.4.5-2表に、振動モード図を第3.4.5-4図～第3.4.5-6図に示す。

第3.4.5-2表 固有値表

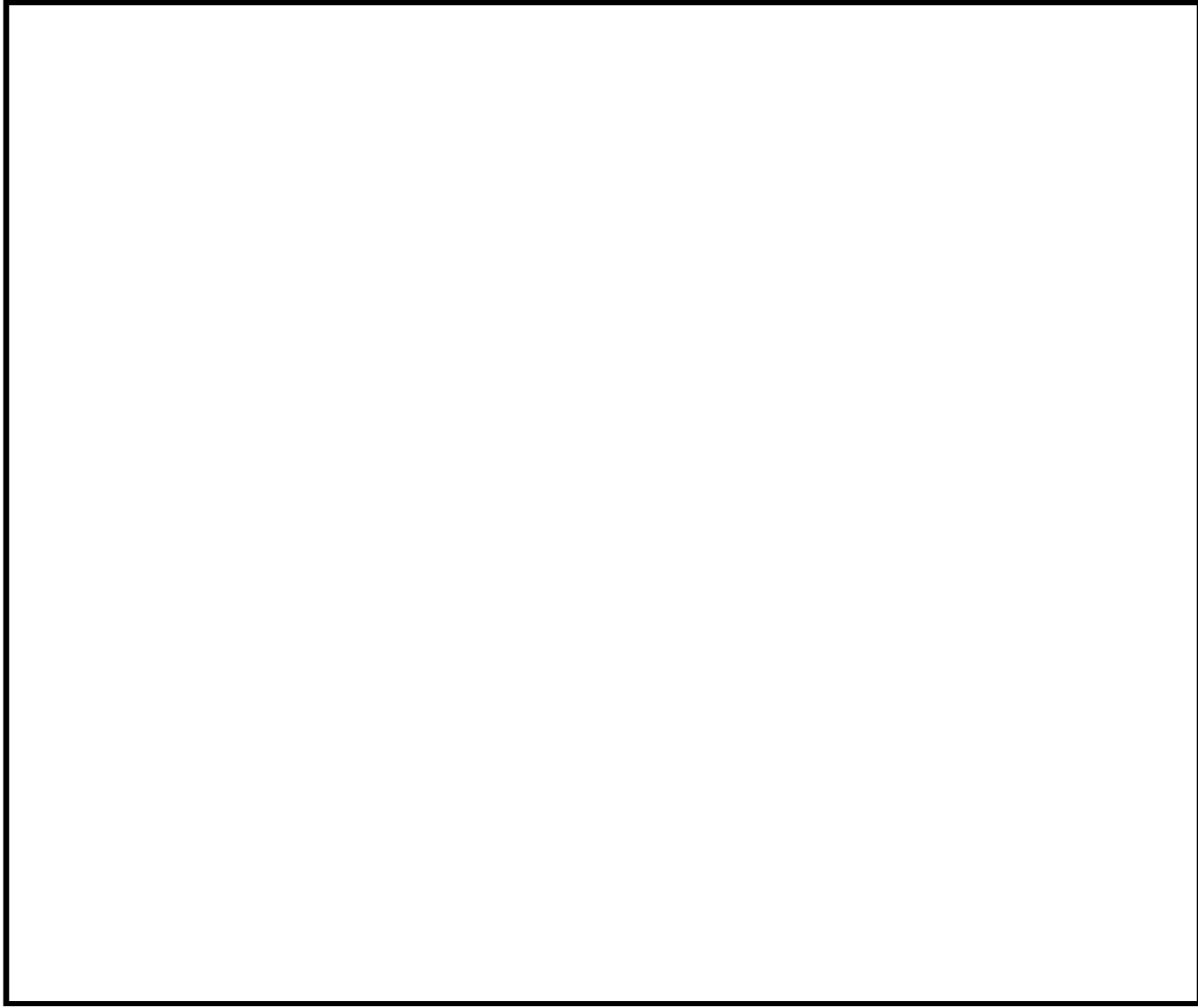
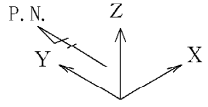
振動次数	固有振動数 (Hz)	刺激係数		
		X	Y	Z
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				



第3.4.5-4図 振動モード図



第3.4.5-5図 振動モード図



第3.4.5-6図 振動モード図

3.5 評価結果

3.5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉冷却系統施設の配管の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、耐震性を有することを確認した。

また、設計基準対象施設としての計算結果については、節点数が15点以下である場合はすべてを記載するが、16点以上である場合は下記条件で選んだ15点を代表として記載する。



(1) 基準地震動 S_s に対する評価

基準地震動 S_s に対する応力評価結果を、ブロック①については第3.5-1表及び第3.5-2表に、ブロック②については第3.5-3表に示す。

(2) 弾性設計用地震動 S_d に対する評価

弾性設計用地震動 S_d に対する応力評価結果を、ブロック①については第3.5-4表及び第3.5-5表に、ブロック②については第3.5-6表に示す。

(3) (1)～(2)の評価

(1)～(2)の評価を、ブロック①については第3.5-7表に、ブロック②については第3.5-8表に示す。

(4) 解析範囲における最大発生応力の評価

使用前検査未完了設備の申請範囲外も含んだ解析範囲における最大発生応力の評価結果について、設計基準対象施設としての評価結果を第3.5-9表に示す。

第3.5-1表 ブロック① 地震時の一次応力及び一次＋二次応力 (D+P+M+Ss)

(単位：MPa)

節点 番号	一 次 応 力								一次＋二次応力		
	圧力による 応力	自重及び地震 による応力	合計応力	許容値	ねじりによる 応力	許容値	ねじり＋曲げ による応力	許容値	地震による 二次応力	地震による 一次＋二次応力	許容値
875	45.5	28.5	74	344	7	83	—	—	9.8	58	344
113	45.5	23.8	70	344	7	83	—	—	16.5	79	344
115	45.5	22.6	69	344	4	83	—	—	18.4	75	344
805	45.5	23.5	70	344	4	83	—	—	14.6	55	344
605	45.5	49.3	95	344	4	83	—	—	6.3	82	344
302	45.5	46.4	92	344	4	83	—	—	5.9	77	344
306	45.5	32.3	78	344	3	83	—	—	24.1	69	344
191	45.5	57.5	104	344	5	83	—	—	51.8	176	344
189	45.5	46.6	93	344	43	83	—	—	33.5	125	344
834	45.5	28.7	75	344	25	83	—	—	15.2	56	344
188	45.5	51.3	97	344	43	83	—	—	43.6	154	344
186	45.5	51.2	97	344	14	83	—	—	49.3	168	344
638	45.5	26.7	73	344	8	83	—	—	15.6	62	344
185	45.5	32.4	78	344	14	83	—	—	29.0	103	344
183	45.5	26.6	73	344	10	83	—	—	22.7	82	344

第3.5-2表 ブロック① 地震時の疲労累積係数 (D+P+M+Ss)

節点番号	地震による一次+二次+ピーク応力 (MPa)	繰返しピーク応力強さ (MPa)	地震による疲労累積係数	供用状態A、Bによる疲労累積係数	合計疲労累積係数	許容値
875	58	29	0.00000	0.00000	0.00000	1.0
113	79	40	0.00000	0.00000	0.00000	
115	75	38	0.00000	0.00000	0.00000	
805	55	28	0.00000	0.00000	0.00000	
605	82	41	0.00000	0.00000	0.00000	
302	84	42	0.00000	0.00000	0.00000	
306	76	38	0.00000	0.00000	0.00000	
191	176	88	0.00000	0.00001	0.00002	
189	125	63	0.00000	0.00001	0.00002	
834	56	28	0.00000	0.00000	0.00000	
188	154	77	0.00000	0.00001	0.00002	
186	168	84	0.00000	0.00001	0.00001	
638	62	31	0.00000	0.00000	0.00000	
185	103	52	0.00000	0.00000	0.00000	
183	82	41	0.00000	0.00000	0.00000	

第3.5-3表 ブロック② 地震時の一次応力及び一次＋二次応力 (D+P+M+Ss)

(単位：MPa)

節点 番号	一 次 応 力								一次＋二次応力		
	地震を除く 一次応力	地震による 一次応力	合計応力	許容値	ねじりによる 応力	許容値	ねじり＋曲げ による応力	許容値	地震による 二次応力	地震による 一次＋二次応力	許容値
300	40.1	5.5	46	351	—	—	—	—	4.7	16	248
805	41.9	3.3	46	351	—	—	—	—	3.0	10	248
301	43.4	3.6	48	351	—	—	—	—	1.6	9	248

第3.5-4表 ブロック① 地震時の一次応力及び一次＋二次応力 (D+P+M+Sd)

(単位：MPa)

節点 番号	一 次 応 力								一次＋二次応力		
	圧力による 応力	自重及び地震 による応力	合計応力	許容値	ねじりによる 応力	許容値	ねじり＋曲げ による応力	許容値	地震による 二次応力	地震による 一次＋二次応力	許容値
875	45.5	14.2	60	258	5	63	—	—	5.0	28	344
113	45.5	12.1	58	258	5	63	—	—	8.3	38	344
115	45.5	12.5	59	258	3	63	—	—	9.4	37	344
805	45.5	13.1	59	258	3	63	—	—	7.4	27	344
605	45.5	29.9	76	258	3	63	—	—	3.2	39	344
302	45.5	28.3	74	258	3	63	—	—	3.0	37	344
306	45.5	19.4	65	258	2	63	—	—	12.5	34	344
191	45.5	35.9	82	258	4	63	—	—	27.3	86	344
189	45.5	30.6	77	258	28	63	—	—	16.8	60	344
834	45.5	18.1	64	258	16	63	—	—	7.7	27	344
188	45.5	32.0	78	258	28	63	—	—	22.1	75	344
186	45.5	30.9	77	258	9	63	—	—	25.1	81	344
638	45.5	15.0	61	258	5	63	—	—	8.0	30	344
185	45.5	20.3	66	258	9	63	—	—	15.1	50	344
183	45.5	16.8	63	258	8	63	—	—	12.0	41	344

第3.5-5表 ブロック① 地震時の疲労累積係数 (D+P+M+Sd)

節点番号	地震による一次+二次+ピーク応力 (MPa)	繰返しピーク応力強さ (MPa)	地震による疲労累積係数	供用状態A、Bによる疲労累積係数	合計疲労累積係数	許容値
875	28	14	0.00000	0.00000	0.00000	1.0
113	38	19	0.00000	0.00000	0.00000	
115	37	19	0.00000	0.00000	0.00000	
805	27	14	0.00000	0.00000	0.00000	
605	39	20	0.00000	0.00000	0.00000	
302	41	21	0.00000	0.00000	0.00000	
306	37	19	0.00000	0.00000	0.00000	
191	86	43	0.00000	0.00001	0.00002	
189	60	30	0.00000	0.00001	0.00002	
834	27	14	0.00000	0.00000	0.00000	
188	75	38	0.00000	0.00001	0.00002	
186	81	41	0.00000	0.00001	0.00001	
638	30	15	0.00000	0.00000	0.00000	
185	50	25	0.00000	0.00000	0.00000	
183	41	21	0.00000	0.00000	0.00000	

第3.5-6表 ブロック② 地震時の一次応力及び一次+二次応力 (D+P+M+Sd)

(単位：MPa)

節点 番号	一 次 応 力								一次+二次応力		
	地震を除く 一次応力	地震による 一次応力	合計応力	許容値	ねじりによる 応力	許容値	ねじり+曲げ による応力	許容値	地震による 二次応力	地震による 一次+二次応力	許容値
300	40.1	2.6	43	132	—	—	—	—	2.4	8	248
805	41.9	1.8	44	132	—	—	—	—	1.5	6	248
301	43.4	1.7	46	132	—	—	—	—	0.8	5	248

第3.5-7表 ブロック① 評価

(単位：MPa(疲労累積係数を除く))

管種	項 目		最大発生応力	許容値
クラス1配管	Sd 地震時	一次応力	82 (節点 191)	258
		一次応力 (ねじり応力による)	28 (節点 188、189)	63
		一次+二次応力 ^(注1)	86 (節点 191)	344
		疲労累積係数 ^(注2)	0.00002 (節点 188、189、191)	1.0
	Ss 地震時	一次応力	104 (節点 191)	344
		一次応力 (ねじり応力による)	43 (節点 188、189)	83
		一次+二次応力 ^(注1)	176 (節点 191)	344
		疲労累積係数 ^(注2)	0.00002 (節点 188、189、191)	1.0

(注1) 地震時のみによる一次+二次応力変動値

(注2) 地震による疲労累積係数と供用状態A、Bによる疲労累積係数との和を示す。

第3.5-7表に示すとおり、配管に発生する応力はすべて許容値以下である。

第3.5-8表 ブロック② 評価

(単位：MPa)

管種	項 目		最大発生応力	許容値
クラス2配管	Sd 地震時	一次応力	46 (節点 301)	132
		一次+二次応力 ^(注)	8 (節点 300)	248
	Ss 地震時	一次応力	48 (節点 301)	351
		一次+二次応力 ^(注)	16 (節点 300)	248

(注) 地震時のみによる一次+二次応力変動値。

第3.5-8表に示すとおり、配管に発生する応力はすべて許容値以下である。

第3.5-9表 解析範囲における最大発生応力の評価（ブロック①）

（単位：MPa(疲労累積係数を除く)）

管種	項 目		最大発生応力	許容値
クラス1配管	Sd 地震時	一次応力	122 (節点 1,001)	258
		一次応力 (ねじり応力による)	37 (節点 1,001)	63
		一次+二次応力 ^(注1)	326 (節点 1001)	344
		疲労累積係数 ^(注2)	0.87698 (節点 1,002)	1.0
	Ss 地震時	一次応力	203 (節点 1,001)	344
		一次応力 (ねじり応力による)	75 (節点 1,001)	83
		一次+二次応力 ^(注1)	680 ^(注3) (節点 1,001)	344
		繰返しピーク応力強さ (簡易弾塑性解析)	383 (節点 1001)	4,881
		疲労累積係数 ^(注2)	0.87703 (節点 1,002)	1.0

(注1) 地震時のみによる一次+二次応力変動値

(注2) 地震による疲労累積係数と供用状態A、Bによる疲労累積係数との和を示す。

(注3) 許容値を超えているため、簡易弾塑性解析を行う。

第3.5-9表 解析範囲における最大発生応力の評価（ブロック②）

（単位：MPa）

管種	項 目		最大発生応力	許容値
クラス2 配管	Sd 地震時	一次応力	74 (節点 802)	132
		一次+二次応力 ^(注)	69 (節点 802)	248
	Ss 地震時	一次応力	111 (節点 802)	351
		一次+二次応力 ^(注)	144 (節点 802)	248

（注）地震時のみによる一次+二次応力変動値。

資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 5 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の強度及び耐震性に関する説明書

目 次

	頁
1. 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物	T2-添13-17-3-25-1
1.1 概要	T2-添13-17-3-25-1
1.2 基本方針	T2-添13-17-3-25-2
1.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-25-2
1.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-25-2
1.3 支持構造物の評価箇所	T2-添13-17-3-25-3
1.4 配管の支持構造物の評価	T2-添13-17-3-25-6
1.4.1 基本方針	T2-添13-17-3-25-6
1.4.2 地震応答解析	T2-添13-17-3-25-6
1.4.3 支持構造物の許容応力	T2-添13-17-3-25-6
1.4.4 種類及び型式ごとの最大発生荷重	T2-添13-17-3-25-6
1.4.5 応力評価方法	T2-添13-17-3-25-10
1.5 応力評価結果	T2-添13-17-3-25-11
2. 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物のうち 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲	T2-添13-17-3-25-19
2.1 概要	T2-添13-17-3-25-19
2.2 基本方針	T2-添13-17-3-25-19
2.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-25-19
2.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-25-20
2.3 支持構造物の評価箇所	T2-添13-17-3-25-20
2.4 配管の支持構造物の評価	T2-添13-17-3-25-24
2.4.1 基本方針	T2-添13-17-3-25-24
2.4.2 地震応答解析	T2-添13-17-3-25-24
2.4.3 支持構造物の許容応力	T2-添13-17-3-25-24
2.4.4 種類及び型式ごとの最大発生荷重	T2-添13-17-3-25-25
2.4.5 応力評価方法	T2-添13-17-3-25-33
2.5 応力評価結果	T2-添13-17-3-25-34

3. 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物のうち	
使用前検査未完了設備	T2-添13-17-3-25-38
3.1 概要	T2-添13-17-3-25-38
3.2 基本方針	T2-添13-17-3-25-38
3.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-25-38
3.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-25-38
3.3 支持構造物の評価箇所	T2-添13-17-3-25-39
3.4 配管の支持構造物の評価	T2-添13-17-3-25-43
3.4.1 基本方針	T2-添13-17-3-25-43
3.4.2 地震応答解析	T2-添13-17-3-25-43
3.4.3 支持構造物の許容応力	T2-添13-17-3-25-43
3.4.4 種類及び型式ごとの最大発生荷重	T2-添13-17-3-25-44
3.4.5 応力評価方法	T2-添13-17-3-25-52
3.5 応力評価結果	T2-添13-17-3-25-53

(注1) 2.4.4「種類及び型式ごとの最大発生荷重」及び2.5「応力評価結果」以外は、平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画書の記載に変更はない。

1. 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物

1.1 概要

本章では、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、原子炉冷却系統施設の配管に設置する支持構造物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説明するものである。その耐震評価は支持構造物を含む配管の地震応答解析及び支持構造物の応力評価により行う。

また、支持構造物は、強度及び耐震性評価における基本式が同一であることから、強度計算及び耐震計算の方針をあわせて示す。

1.2 基本方針

1.2.1 構造の説明

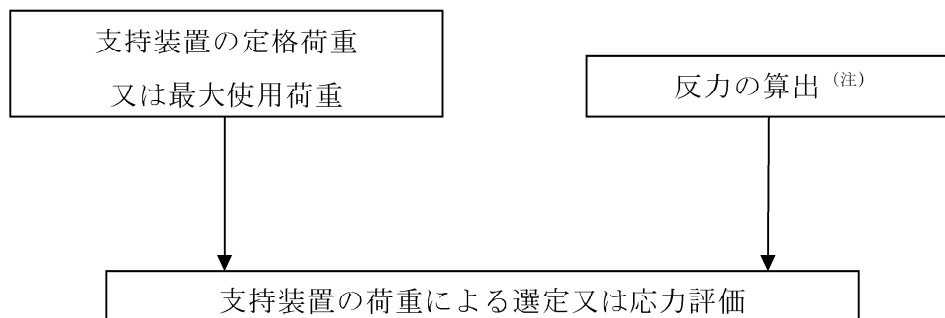
今回の申請範囲に設置される配管の支持装置は次のとおりであり、資料13-11「機器・配管の耐震支持方針」に各支持装置の構造について示す。

- ・メカニカルスナバ
- ・オイルスナバ
- ・ロッドレストレイント
- ・スプリングハンガ
- ・コンスタントハンガ
- ・Uボルト
- ・Uバンド
- ・ピン
- ・ビーム
- ・サドル
- ・ラグ

1.2.2 評価方針

配管の支持構造物の評価は、原子炉冷却系統施設の配管の解析結果（資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」による。）により得られた最大発生荷重に対し、標準的に定められた定格荷重との比較、又は発生応力と許容応力の比較により支持装置が十分な強度を有することを確認する。

申請範囲に設置される支持装置の評価は、種類及び型式ごとの最大反力点について行う。原子炉冷却系統施設の配管の支持構造物の評価フローを第1.2-1図に示す。



(注) 資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す地震応答解析から得られる反力を用いる。

第1.2-1図 配管支持構造物の評価フロー

1.3 支持構造物の評価箇所

原子炉冷却系統施設の配管の支持構造物の評価は、種類及び型式ごとの最大反力点の支持装置について、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す各装置の各部位に対して評価を実施する。

申請範囲に設置される配管の支持装置のうち、種類及び型式ごとの最大反力点の支持装置を第1.3-1表に示す。

第1.3-1表 申請範囲に設置される支持装置のうち種類及び型式ごとの
最大反力点の支持装置 (1/2)

設備	支持構造物 番号	支持装置種別	型式
1次冷却設備	SUR-3N	メカニカルスナバ	SMS-25
	PRL-91R-1	ロッドレストレイント	RTS-10
	SUR-8S	スプリングハンガ(置型)	VSB-16
	PRL-5	Uバンド	—
	P-CH-21B-009	Uボルト	—
	P-CH-21B-027	ビーム	—
	RSP-26, 27	サドル	—
	PRL-70	ラグ	—
安全注入設備	ACL-41N	オイルスナバ	SHP-16
	SIS-81	ロッドレストレイント	RSA-16
	ACL-11S	スプリングハンガ(吊型)	VSA-18
	SIS-181A	Uバンド	—
	SIS-71	ピン	—
	SIS-76R	ビーム	—
	ACL-36	サドル	—
	SIS-122A	ラグ	—
	RHR-155N	メカニカルスナバ	SMS-16
	RHR-105	ロッドレストレイント	RTS-10
余熱除去設備	P-CF-21B-014	スプリングハンガ(吊型)	VSA-17
	AM-1-37R	Uボルト	—
	RHR-156R	ビーム	—
	RHR-254	サドル	—
	RHR-45	ラグ	—

第1.3-1表 申請範囲に設置される支持装置のうち種類及び型式ごとの
最大反力点の支持装置 (2/2)

設備	支持構造物 番号	支持装置種別	型式
主蒸気設備	MS-21	メカニカルスナバ	SMS-60
	MS-154R	ロッドレストレイント	RSAZ-120
	MS-113-1	スプリングハンガ(吊型)	VS-19
	MS-26C-1	コンスタントハンガ	CSH-41
	MS-53	サドル	—
主給水設備	FW-266N-B	メカニカルスナバ	SMS-40
	FW-179	ロッドレストレイント	RTS-25
	FW-33	スプリングハンガ(吊型)	VS-17
	P-IF-21F-005	Uボルト	—
	AFW-001R	ビーム	—
原子炉格納容器 スプレイ設備	MK-SPH-403a	メカニカルスナバ	SMS-10
	MK-SPH-494	ロッドレストレイント	RSA-10
	MK-SPH-436	Uボルト	—
	MK-SPH-410(2)	ピン	—
	MK-SPH-495	ビーム	—

1.4 配管の支持構造物の評価

1.4.1 基本方針

メカニカルスナバ、オイルスナバ、ロッドレストレイント、コンスタントハンガ及びスプリングハンガの選定は定格荷重に基づき実施され、最大発生荷重 \leq 定格荷重となるように選定する。従って、メカニカルスナバ、オイルスナバ、ロッドレストレイント、コンスタントハンガ及びスプリングハンガに加わる最大発生荷重が定格荷重を超えていないことを確認する。

Uボルト、Uバンド、ピン、サドル、ビーム及びラグについては、最大発生荷重が作用した場合に発生する最大発生応力と許容応力を比較し、十分な強度及び耐震性を有することを確認する。

1.4.2 地震応答解析

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す地震応答解析によるものとする。

1.4.3 支持構造物の許容応力

資料13-9「機能維持の基本方針」及び資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す許容応力に基づき設定する。

1.4.4 種類及び型式ごとの最大発生荷重

第1.4-1表に定格荷重と比較を行う支持装置について、最大発生荷重と定格荷重の比較を示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

第1.4-2表に発生応力と許容応力の比較を行う各支持装置に作用する最大発生荷重を示す。

第1.4-1表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較

設備	支持構造物 番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
1次冷却設備	SUR-3N	メカニカルスナバ	SMS-25	87,000	250,000
	PRL-91R-1	ロッドレストレイント	RTS-10	70,000	100,000
	SUR-8S	スプリングハンガ(置型)	VSB-16	21,000	30,520
安全注入設備	ACL-41N	オイルスナバ	SHP-16	84,000	160,000
	SIS-81	ロッドレストレイント	RSA-16	99,000	160,000
	ACL-11S	スプリングハンガ(吊型)	VSA-18	37,000	54,720
余熱除去設備	RHR-155N	メカニカルスナバ	SMS-16	130,000	160,000
	RHR-105	ロッドレストレイント	RTS-10	73,000	100,000
	P-CF-21B-014	スプリングハンガ(吊型)	VSA-17	33,000	41,340
主蒸気設備	MS-21	メカニカルスナバ	SMS-60	410,000	600,000
	MS-154R	ロッドレストレイント	RSAZ-120	1,100,000	1,200,000
	MS-113-1	スプリングハンガ(吊型)	VS-19	70,000	72,960
	MS-26C-1	コンスタントハンガ	CSH-41	60,000	65,500
主給水設備	FW-266N-B	メカニカルスナバ	SMS-40	310,000	400,000
	FW-179	ロッドレストレイント	RTS-25	210,000	250,000
	FW-33	スプリングハンガ(吊型)	VS-17	33,000	41,340
原子炉格納容器 スプレイ設備	MK-SPH-403a	メカニカルスナバ	SMS-10	50,000	100,000
	MK-SPH-494	ロッドレストレイント	RSA-10	73,000	100,000

第1.4-2表 応力比較を行う支持装置における最大発生荷重 (1/2)

設備	支持構造物 番号	支持装置種別	最大発生荷重 (N)
1次冷却設備	P-CH-21B-009	Uボルト	
	PRL-5	Uバンド	
	P-CH-21B-027	ビーム	
	RSP-26, 27	サドル	
	PRL-70	ラグ	
安全注入設備	SIS-181A	Uバンド	
	SIS-71	ピン	
	SIS-76R	ビーム	
	ACL 36	サドル	
	SIS-122A	ラグ	
余熱除去設備	AM-1-37R	Uボルト	
	RHR-156R	ビーム	
	RHR-254	サドル	
	RHR-45	ラグ	

第1.4-2表 応力比較を行う支持装置における最大発生荷重 (2/2)

設備	支持構造物 番号	支持装置種別	最大発生荷重 (N)
主蒸気設備	MS-53	サドル	
主給水設備	P-IF-21F-005	Uボルト	
	AFW-001R	ビーム	
原子炉格納容器 スプレイ設備	MK-SPH-436	Uボルト	
	MK-SPH-410(2)	ピン	
	MK-SPH-495	ビーム	

1.4.5 応力評価方法

支持構造物の応力算出式については、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す耐震計算の方針に基づき計算を行う。

1.5 応力評価結果

「1.4 配管の支持構造物の評価」に示す評価方法に基づき評価した評価結果の表番リストを第1.5-1表に示し、支持装置の強度及び耐震計算結果を第1.5-2表～第1.5-7表に示す。また、定格荷重により選定を行う支持装置（メカニカルスナバ、オイルスナバ、ロッドレストレイント、コンスタントハンガ及びスプリングハンガ）の定格荷重に対する応力評価は資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す。

原子炉冷却系統施設の配管支持構造物の発生値は評価基準値を満足しており、地震力に対して耐震強度を有することを確認した。

第1.5-1表 評価結果表番リスト

(最大発生荷重と定格荷重の比較を行う支持装置)

番号	支持装置	荷重条件	設計温度	評価結果の表番
1	メカニカルスナバ	定格荷重	資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」参照	
2	オイルスナバ	定格荷重		
3	ロッドレストレイント	定格荷重		
4	スプリングハンガ	定格荷重		
5	コンスタントハンガ	定格荷重		

(発生応力と許容応力の比較を行う支持装置)

番号	支持装置	荷重条件	設計温度	評価結果の表番
1	Uボルト	最大発生荷重		第1.5-2表
2	Uバンド	最大発生荷重		第1.5-3表
3	ピン	最大発生荷重		第1.5-4表
4	ビーム	最大発生荷重		第1.5-5表
5	サドル	最大発生荷重		第1.5-6表
6	ラグ	最大発生荷重		第1.5-7表

第1.5-2表 Uボルト 強度及び耐震性評価結果

設備	支持構造物 番号	呼び径 (B)	材質	引張方向 荷 重 P (N)	せん断方向 荷 重 Q (N)	引張応力 (MPa)		せん断応力 (MPa)		組合せ応力 (MPa)		評価
						F_t	f_t	F_s	f_s	$F_t + 1.6F_s$	$1.4f_t$	
1次冷却設備	P-CH-21B-009					33	83	21	64	66	116	○
余熱除去設備	AM-1-37R	6				5	97	8	74	18	135	○
主給水設備	P-IF-21F-005	4				28	125	35	96	84	175	○
原子炉格納容器 スプレイ設備	MK-SPH-436					10	104	56	80	98	146	○

第1.5-3表 Uバンド 強度及び耐震性評価結果

設備	支持構造物 番号	呼び径 (B)	材質	引張方向 荷 重 P (N)	せん断方向荷重 (N)		引張応力 (MPa)		せん断応力 (MPa)		組合せ応力 (MPa)		評価
					Q	F	F_t	f_t	F_s	f_s	$F_t + 1.6F_s$	$1.4f_t$	
1次冷却設備	PRI-5						8	165	14	127	29	231	○
安全注入設備	SIS-181A						2	166	10	128	17	233	○

第1.5-4表 ピン 強度及び耐震性評価結果

設備	支持構造物 番号	P (N)	材質	曲げ応力 (MPa)		せん断応力 (MPa)		組合せ応力 (MPa)		評価
				F _b	f _b	F _s	f _s	F _m	f _t	
安全注入設備	SIS-71			144	379	24	160	150	278	○
原子炉格納容器 スプレイ設備	MK-SPH-410(2)			105	379	12	160	108	278	○

第1.5-5表 ビーム 強度及び耐震性評価結果

設備	支持構造物 番号	P (N)	材質	曲げ応力 (MPa)		評価
				F _b	f _b	
1次冷却設備	P-CH-21B-027			11	106	○
安全注入設備	SIS-76R			11	128	○
余熱除去設備	RHR-156R			23	106	○
主給水設備	AFW-001R			4	123	○
原子炉格納容器 スプレイ設備	MK-SPH-495			9	121	○

第1.5-6表 サドル 強度及び耐震性評価結果

a. プレート

設備	支持構造物 番号	材質	P (N)	圧縮応力 (MPa)		評価
				F_c	f_c	
1次冷却設備	RSP-26, 27			2	154	○
安全注入設備	ACL-36			8	154	○
余熱除去設備	RHR-254			4	115	○
主蒸気設備	MS-53			17	148	○

b. 溶接部

設備	支持構造物 番号	材質	P (N)	せん断応力 (MPa)		評価
				F_s	$0.45f_s$	
1次冷却設備	RSP-26, 27			4	34	○
安全注入設備	ACL-36			3	34	○
余熱除去設備	RHR-254			12	25	○
主蒸気設備	MS-53			—	—	—

第1.5-7表 ラグ 強度及び耐震性評価結果

(1) 作用する最大発生荷重

設備	支持構造物 番号	F_x (N)	F_y (N)	F_z (N)	M_x (N・m)	M_y (N・m)	M_z (N・m)
1次冷却設備	PRL-70						
安全注入設備	SIS-122A						
余熱除去設備	RHR-45						

(2) 応力評価結果

(単位：MPa)

設備	支持構造物 番号	材質	組合せ応力 (MPa) (注)		評価
			発生応力	許容応力	
1次冷却設備	PRL-70		99	110	○
安全注入設備	SIS-122A		58	74	○
余熱除去設備	RHR-45		121	129	○

(注) 配管とパッドの溶接部、パッドと角形鋼管の溶接部、角形鋼管、角形鋼管と底板の溶接部のうち裕度（発生値／許容値）が最も厳しい箇所を記載。

2. 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

2.1 概要

本章では、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、原子炉冷却系統施設の配管支持構造物のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管に設置する支持構造物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説明するものである。その耐震評価は支持構造物を含む配管の地震応答解析及び支持構造物の応力評価により行う。

また、支持構造物は、強度及び耐震性評価における基本式が同一であることから、強度計算及び耐震計算の方針をあわせて示す。

2.2 基本方針

2.2.1 構造の説明

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及び解析範囲に設置される支持装置は次のとおりであり、資料13-11「機器・配管の耐震支持方針」に各支持装置の構造について示す。

- ・メカニカルスナバ
- ・オイルスナバ
- ・ロッドレストレイント
- ・スプリングハンガ
- ・サドル
- ・ビーム
- ・ラグ

2.2.2 評価方針

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の評価は、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の解析結果（資料14-3-1「クラス1管の強度計算書」及び資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」による）より得られた最大発生荷重に対し、標準的に定められた定格荷重との比較、又は発生応力と許容応力の比較により支持装置が十分な強度を有することを確認する。

評価は、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲に設置される支持装置について行う。ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲外も含んだ解析範囲に設置される支持装置の評価は、種類及び型式ごとの最大反力点について行う。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管の支持構造物の評価フローを第1.2.1図に示す。

2.3 支持構造物の評価箇所

原子炉冷却系統施設の配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の支持構造物の耐震評価は、種類及び型式ごとの最大反力点の支持装置について、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す各装置の各部位に対して評価を実施する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の申請範囲に設置される支持装置を第2.3-1表に、解析範囲における種類及び型式ごとの最大反力点を第2.3-2表に示す。

第2.3-1表 原子炉冷却系統施設の配管のうち

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲に設置される支持装置(1/2)

ブロック 番号	支持構造物 番号	節点番号 ^(注)	支持装置種別	型式
①	P-CF-21B-012 (A)	809	メカニカルスナバ	SMS-6
	P-CF-21B-012 (B)	809	メカニカルスナバ	SMS-6
	P-CF-21B-013	810	メカニカルスナバ	SMS-6
	P-CF-21B-015	811	メカニカルスナバ	SMS-6
	RHR-15	819	メカニカルスナバ	SMS-6
	P-CF-21B-010	823	メカニカルスナバ	SMS-6
	P-CF-21B-011	823	メカニカルスナバ	SMS-6
	P-CF-21B-016	813	メカニカルスナバ	SMS-3
	P-CF-21B-018	817	メカニカルスナバ	SMS-3
	P-CF-21B-019	817	メカニカルスナバ	SMS-3
	P-CF-21B-014	811	スプリングハンガ (吊型)	VSA-17
	RHR-11	815	スプリングハンガ (吊型)	VSA-14
	P-CF-21B-017	818	スプリングハンガ (吊型)	VSA-14
	RHR-10 (A)	814	ロッドレストレイント	RSA-3
	RHR-10 (B)	814	ロッドレストレイント	RSA-3
	RHR-16	820	ロッドレストレイント	RSA-3
	RHR-17	821	サドル	-
	RHR-18, 19	822	サドル	-
P-CF-21B-020	824	ビーム	-	

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.3-1表 原子炉冷却系統施設の配管のうち

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲に設置される支持装置(2/2)

ブロック 番号	支持構造物 番号	節点番号 ^(注)	支持装置種別	型式
②	RHR-155N	803	メカニカルスナバ	SMS-16
	RHR-152N	806	メカニカルスナバ	SMS-10
	RHR-148	809	メカニカルスナバ	SMS-10
	RHR-3008N	851	メカニカルスナバ	SMS-10
	RHR-145	810	メカニカルスナバ	SMS-6
	RHR-3007N	851	メカニカルスナバ	SMS-6
	RHR-150N	807	メカニカルスナバ	SMS-3
	RHR-151N	807	メカニカルスナバ	SMS-3
	RHR-146	810	メカニカルスナバ	SMS-3
	RHR-3009N	855	メカニカルスナバ	SMS-1
	RHR-153N	804	オイルスナバ	SHP-10
	RHR-147S	811	スプリングハンガ(吊型)	VSA-17
	RHR-154R	805	サドル	-
	RHR-149R	808	サドル	-
	RHR-144	810	サドル	-
RHR-156R	802	ビーム	-	

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.3-2表 解析範囲に設置される支持装置のうち
種類及び型式ごとの最大反力点の支持装置

ブロック 番号	支持構造物 番号	節点番号 ^(注1)	支持装置種別	型式
①	P-CF-21B-005	805	メカニカルスナバ	SMS-25
	P-CF-21B-002	802	メカニカルスナバ	SMS-10
	P-CF-21B-015	811 ^(注2)	メカニカルスナバ	SMS-6
	P-CF-21B-018	817 ^(注2)	メカニカルスナバ	SMS-3
	P-CF-21B-009	808	ロッドレストレイント	RSA-3
	P-CF-21B-014	811 ^(注2)	スプリングハンガ (吊型)	VSA-17
	P-CF-21B-017	818 ^(注2)	スプリングハンガ (吊型)	VSA-14
	P CF 21B 007	807	スプリングハンガ (置型)	VSA 11
	RHR-18, 19	822 ^(注2)	サドル	—
	P-CF-21B-020	824 ^(注2)	ビーム	—
	RHR-20	1,002	ラグ	—
②	RHR-155N	803 ^(注2)	メカニカルスナバ	SMS-16
	RHR-152N	806 ^(注2)	メカニカルスナバ	SMS-10
	RHR-145	810 ^(注2)	メカニカルスナバ	SMS-6
	RHR-150N	807 ^(注2)	メカニカルスナバ	SMS-3
	RHR-3009N	855 ^(注2)	メカニカルスナバ	SMS-1
	RHR-141N	814	オイルスナバ	SHP-25
	RHR-153N	804 ^(注2)	オイルスナバ	SHP-10
	RHR-138N	816	オイルスナバ	SHP-6
	RHR-142N-1	815	オイルスナバ	SHP-3
	RHR-159R	812	ロッドレストレイント	RSA-10
	RHR-147S	811 ^(注2)	スプリングハンガ (吊型)	VSA-17
	RHR-143S	815	スプリングハンガ (吊型)	VSA-16
	RHR-139	817	スプリングハンガ (吊型)	VS-12
	RHR-144	810 ^(注2)	サドル	—
	RHR-156R	802 ^(注2)	ビーム	—

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の評価点である。

2.4 配管の支持構造物の評価

2.4.1 基本方針

メカニカルスナバ、オイルスナバ、ロッドレストレイント及びスプリングハンガの選定は定格荷重に基づき実施され、最大発生荷重 \leq 定格荷重となるように選定する。従って、メカニカルスナバ、オイルスナバ、ロッドレストレイント及びスプリングハンガに加わる最大発生荷重が定格荷重を超えていないことを確認する。

サドル、ビーム及びラグについては、最大発生荷重が作用した場合に発生する最大発生応力と許容応力を比較し、十分な強度及び耐震性を有することを確認する。

2.4.2 地震応答解析

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す地震応答解析によるものとする。

2.4.3 支持構造物の許容応力

資料13-9「機能維持の基本方針」及び資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す許容応力に基づき設定する。

2.4.4 種類及び型式ごとの最大発生荷重

(1) メカニカルスナバ

メカニカルスナバの最大発生荷重と定格荷重の比較を第2.4-1表及び第2.4-2表に示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

第2.4-1表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	P-CF-21B-012(A)	809	メカニカルスナバ	SMS-6	18,500	60,000
	P-CF-21B-012(B)	809	メカニカルスナバ	SMS-6	18,500	60,000
	P-CF-21B-013	810	メカニカルスナバ	SMS-6	19,000	60,000
	P-CF-21B-015	811	メカニカルスナバ	SMS-6	26,000	60,000
	RHR-15	819	メカニカルスナバ	SMS-6	24,000	60,000
	P-CF-21B-010	823	メカニカルスナバ	SMS-6	12,000	60,000
	P-CF-21B-011	823	メカニカルスナバ	SMS-6	9,100	60,000
	P-CF-21B-016	813	メカニカルスナバ	SMS-3	11,000	30,000
	P-CF-21B-018	817	メカニカルスナバ	SMS-3	13,000	30,000
	P-CF-21B-019	817	メカニカルスナバ	SMS-3	11,000	30,000
②	RHR-155N	803	メカニカルスナバ	SMS-16	130,000	160,000
	RHR-152N	806	メカニカルスナバ	SMS-10	95,000	100,000
	RHR-148	809	メカニカルスナバ	SMS-10	36,000	100,000
	RHR-3008N	851	メカニカルスナバ	SMS-10	48,000	100,000
	RHR-145	810	メカニカルスナバ	SMS-6	49,000	60,000
	RHR-3007N	851	メカニカルスナバ	SMS-6	33,000	60,000
	RHR-150N	807	メカニカルスナバ	SMS-3	30,000	30,000
	RHR-151N	807	メカニカルスナバ	SMS-3	29,000	30,000
	RHR-146	810	メカニカルスナバ	SMS-3	28,000	30,000
	RHR-3009N	855	メカニカルスナバ	SMS-1	7,800	10,000

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.4-2表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較

(解析範囲の最大反力点)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注1) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	P-CF-21B-005	805	メカニカルスナバ	SMS-25	66,000	250,000
	P-CF-21B-002	802	メカニカルスナバ	SMS-10	32,000	100,000
	P-CF-21B-015	811 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-6	26,000	60,000
	P-CF-21B-018	817 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-3	13,000	30,000
②	RHR-155N	803 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-16	130,000	160,000
	RHR-152N	806 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-10	95,000	100,000
	RHR-145	810 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-6	49,000	60,000
	RHR-150N	807 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-3	30,000	30,000
	RHR-3009N	855 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-1	7,800	10,000

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の評価点である。

(2) オイルスナバ

オイルスナバの最大発生荷重と定格荷重の比較を第2.4-3表及び第2.4-4表に示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

第2.4-3表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
②	RHR-153N	804	オイルスナバ	SHP-10	61,000	100,000

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.4-4表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(解析範囲の最大反力点)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注1) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
②	RHR-141N	814	オイルスナバ	SHP-25	58,000	250,000
	RHR-153N	804 (注2)	オイルスナバ	SHP-10	61,000	100,000
	RHR-138N	816	オイルスナバ	SHP-6	33,000	60,000
	RHR-142N-1	815	オイルスナバ	SHP-3	18,000	30,000

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の評価点である。

(3) ロッドレストレイント

ロッドレストレイントの最大発生荷重と定格荷重の比較を第2.4-5表及び第2.4-6表に示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

第2.4-5表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	RHR-10(A)	814	ロッドレストレイント	RSA-3	22,000	30,000
	RHR-10(B)	814	ロッドレストレイント	RSA-3	22,000	30,000
	RHR-16	820	ロッドレストレイント	RSA-3	20,000	30,000

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.4-6表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(解析範囲の最大反力点)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	P CF 21B 009	808	ロッドレストレイント	RSA 3	30,000	30,000
②	RHR-159R	812	ロッドレストレイント	RSA-10	41,000	100,000

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(4) スプリングハンガ

スプリングハンガの最大発生荷重と定格荷重の比較を第2.4-7表及び第2.4-8表に示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

第2.4-7表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	P-CF-21B-014	811	スプリングハンガ (吊型)	VSA-17	33,000	41,340
	RHR-11	815	スプリングハンガ (吊型)	VSA-14	13,000	17,630
	P-CF-21B-017	818	スプリングハンガ (吊型)	VSA-14	15,000	17,630
②	RHR-147S	811	スプリングハンガ (吊型)	VSA-17	30,000	41,340

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.4-8表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(解析範囲の最大反力点)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注1) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	P-CF-21B-014	811 (注2)	スプリングハンガ (吊型)	VSA-17	33,000	41,340
	P-CF-21B-017	818 (注2)	スプリングハンガ (吊型)	VSA-14	15,000	17,630
	P-CF-21B-007	807	スプリングハンガ (置型)	VSA-11	6,000	7,320
②	RHR-147S	811 (注2)	スプリングハンガ (吊型)	VSA-17	30,000	41,340
	RHR-143S	815	スプリングハンガ (吊型)	VSA-16	25,000	30,520
	RHR-139	817	スプリングハンガ (吊型)	VS-12	8,000	9,760

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の評価点である。

(5) サドル

サドルの最大発生荷重を第2.4-9表及び第2.4-10表に示す。

第2.4-9表 サドルの最大発生荷重（原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	最大発生荷重 (N)
①	RHR-17	821	
	RHR-18, 19	822	
②	RHR-154R	805	
	RHR-149R	808	
	RHR-144	810	

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.4-10表 サドルの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注1) 節点番号	最大発生荷重 (N)
①	RHR-18, 19	822 (注2)	
②	RHR-144	810 (注2)	

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の評価点である。

(6) ビーム

ビームの最大発生荷重を第2.4-11表及び第2.4-12表に示す。

第2.4-11表 ビームの最大発生荷重（原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	最大発生荷重 (N)
①	P-CF-21B-020	824	
②	RHR-156R	802	

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.4-12表 ビームの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注1) 節点番号	最大発生荷重 (N)
①	P-CF-21B-020	824 (注2)	
②	RHR-156R	802 (注2)	

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の評価点である。

(7) ラグ

ラグの最大発生荷重を第2.4-13表に示す。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲に使用しているラグはないため、解析範囲の最大反力点でのパッドと配管の溶接部、パッドと角形鋼管の溶接部、角形鋼管及び角形鋼管と底板の溶接部に発生する応力と許容応力を比較し、最も厳しい箇所を記載する。

第2.4-13表 ラグの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	最大発生荷重					
			F_x (N)	F_y (N)	F_z (N)	M_x (N・m)	M_y (N・m)	M_z (N・m)
①	RHR-20	1,002						

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

2.4.5 応力評価方法

支持構造物の応力算出式については、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す耐震計算の方針に基づき計算を行う。

2.5 応力評価結果

「2.4 配管の支持構造物の評価」に示す評価方法に基づき評価した評価結果の表番リストを第2.5-1表に示し、支持装置の強度及び耐震計算結果を第2.5-2表から2.5-4表に示す。また、定格荷重により選定を行う支持装置（メカニカルスナバ、オイルスナバ、ロッドレストレイント及びスプリングハンガ）の定格荷重に対する応力評価は資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の支持構造物の発生値は標準基準値を満足しており地震力に対して耐震強度を有することを確認した。

第2.5 1表 強度及び耐震計算結果表番リスト

(最大発生荷重と定格荷重の比較を行う支持装置)

番号	支持装置	荷重条件	評価結果の表番
1	メカニカルスナバ	定格荷重	資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」参照
2	オイルスナバ	定格荷重	
3	ロッドレストレイント	定格荷重	
4	スプリングハンガ	定格荷重	

(発生応力と許容応力の比較を行う支持装置)

番号	支持装置	荷重条件	設計温度	評価結果の表番
1	サドル	最大発生荷重		第2.5-2表
2	ビーム	最大発生荷重		第2.5-3表
3	ラグ	最大発生荷重		第2.5-4表

第2.5-2表 サドル 強度及び耐震計算結果

a. プレート

支持構造物番号	(注1) (注2) 節点番号	材質	P (N)	圧縮応力 (MPa)		評価
				F_c	f_c	
RHR-144				19	154	○

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 最大荷重の評価結果を記載

b. 溶接部

支持構造物番号	(注) 節点番号	材質	P (N)	せん断応力 (MPa)		評価
				F_s	$0.45F_s$	
RHR-144				—	—	—

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第2.5-3表 ビーム 強度及び耐震性評価結果

支持構造物番号	(注1,2) 節点番号	材質	P (N)	曲げ応力 (MPa)		評価
				F _b	F _b	
RHR-156				23	106	○

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 最大荷重の評価結果を記載。

第2.5-4表 ラグ 強度及び耐震性評価結果

(1) 作用する最大発生荷重

支持構造物 番号	(注) 節点番号	F_x (N)	F_y (N)	F_z (N)	M_x (N・m)	M_y (N・m)	M_z (N・m)
RHR-20							

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(2) 応力評価結果

(単位：MPa)

支持構造物 番号	(注1) 節点番号	材質	組合せ応力(MPa) (注2)		評価
			発生応力	許容応力	
RHR-20			57	129	○

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 配管とパッドの溶接部、パッドと角形鋼管の溶接部、角形鋼管、角形鋼管と底板の溶接部のうち裕度（発生値／許容値）が最も厳しい箇所を記載。

3. 原子炉冷却系統施設の配管支持構造物のうち使用前検査未完了設備

3.1 概要

本章では、使用前検査が未完了である平成23年8月15日付け平成23・08・01原第6号にて認可の申請範囲及び解析範囲並びに平成23年7月28日付け関原発第204号にて届出の届出範囲及び解析範囲（以下「使用前検査未完了設備」という）に設置する支持構造物が十分な強度及び耐震性を有することを説明するものである。その評価は支持構造物を含む配管の地震応答解析及び支持構造物の応力評価により行う。

また、支持構造物は、強度及び耐震性評価における基本式が同一であることから、強度計算及び耐震計算の方針をあわせて示す。

3.2 基本方針

3.2.1 構造の説明

使用前検査未完了設備の申請範囲及び解析範囲に設置される支持装置は次のとおりである。

- ・メカニカルスナバ
- ・ロッドレストレイント
- ・スプリングハンガ
- ・Uボルト
- ・Uバンド
- ・ビーム
- ・サドル
- ・ラグ

3.2.2 評価方針

原子炉冷却系統施設の配管のうち使用前検査未完了設備の解析結果（資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」による）より得られた最大発生荷重に対し、標準的に定められた定格荷重との比較、又は発生応力と許容応力の比較により支持装置が十分な強度を有することを確認する。

評価は、使用前検査未完了範囲の申請範囲に設置される支持装置について行う。ただし、使用前検査未完了範囲の申請範囲外も含んだ解析範囲に設置される支持装置の評価は、種類及び型式ごとの最大反力点について行う。

使用前検査未完了設備の配管の支持構造物の評価フローを第1.2-1図に示す。

3.3 支持構造物の評価箇所

原子炉冷却系統施設の配管のうち使用前検査未完了設備の支持構造物の評価は、種類及び形式ごとの最大反力点の支持装置について、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す各装置の各部位に対して評価を実施する。

使用前検査未完了設備の申請範囲に設置される支持装置を第3.3-1表に、解析範囲における種類及び型式ごとの最大反力点を第3.3-2表に示す。

第3.3-1表 原子炉冷却系統施設の配管のうち
使用前検査未完了設備の申請範囲に設置される支持装置

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式
①	RSP-30N	831	メカニカルスナバ	SMS-06
	RSP-31N	833	メカニカルスナバ	SMS-06
	RSP-35N	834	メカニカルスナバ	SMS-06
	RSP-73N	875	メカニカルスナバ	SMS-06
	RSP-32S	832	スプリングハンガ（吊型）	VSA-8
	RSP-72R	805	Uボルト	-
②	CS-19D-019N	805	メカニカルスナバ	SMS-06

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第3.3-2表 解析範囲に設置される支持装置のうち種類及び型式ごとの
最大反力点の支持装置 (1/2)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注1) 節点番号	支持装置種別	型式
①	RSP-74N	874	メカニカルスナバ	SMS-3
	RSP-70N	876	メカニカルスナバ	SMS-1
	RSP-73N	875 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-06
	P-CII-21B-025	843	メカニカルスナバ	SMS-03
	P-CH-21B-020	848	メカニカルスナバ	SMS-01
	RSP-44R	809	ロッドレストレイント	RSA-1
	P-CH-21B-022	846	ロッドレストレイント	RSA-06
	RSP-85R	886	ロッドレストレイント	RSAM-3
	RSP-65R	880	ロッドレストレイント	RSAM-1
	RSP-66R	879	ロッドレストレイント	RSAM-06
	P-CH-21B-010	825	スプリングハンガ (吊型)	VSA-11
	P-CH-21B-007	818	スプリングハンガ (吊型)	VSA-10
	P-CH-21B-003 (A)	815	スプリングハンガ (吊型)	VSA-8
	P-CH-21B-023	845	スプリングハンガ (吊型)	VSA-5
	P-CH-21B-009	827	Uボルト	—
	CVC-K1004	1,004	Uバンド	—
	RSP-26, 27	829	サドル	—
P-CH-21B-027	841	ビーム	—	

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 使用前検査未完了設備の申請範囲の評価点である。

第3.3-2表 解析範囲に設置される支持装置のうち種類及び型式ごとの
最大反力点の支持装置(2/2)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式
②	CVC-23N	802	メカニカルスナバ	SMS-3
	CS-19D-021N	807	メカニカルスナバ	SMS-06
	CVC-27	808	メカニカルスナバ	SMS-03
	CVC-33R	810	ロッドレストレイント	RSA-1
	CVC-30R	812	ロッドレストレイント	RSA-06
	CVC-24R	803	ロッドレストレイント	RSAM-06
	P-CF-27E-001	801	Uボルト	—
	CVC-105	1,002	ラグ	—
	CVC-32	1,003	ラグ	—

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

3.4 配管の支持構造物の評価

3.4.1 基本方針

メカニカルスナバ、ロッドレストレイント及びスプリングハンガは標準的に定められた定格荷重により分類される。メカニカルスナバ、ロッドレストレイント及びスプリングハンガの選定はこの定格荷重に基づき実施され、最大発生荷重 \leq 定格荷重となるように選定する。

従って、本評価では、使用するメカニカルスナバ、ロッドレストレイント及びスプリングハンガに加わる最大発生荷重が定格荷重を超えていないことを確認する。

Uボルト、Uバンド、サドル、ビーム及びラグについては、最大発生荷重が作用した場合に発生する最大発生応力と許容応力を比較し、十分な強度及び耐震性を有することを確認する。

3.4.2 地震応答解析

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す地震応答解析によるものとする。

3.4.3 支持構造物の許容応力

資料13-9「機能維持の基本方針」及び資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す許容応力に基づき設定する。

3.4.4 種類及び型式ごとの最大発生荷重

(1) メカニカルスナバ

メカニカルスナバの最大発生荷重と定格荷重の比較を第3.4-1表及び第3.4-2表に示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

第3.4-1表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(使用前検査未完了設備の申請範囲)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	RSP-30N	831	メカニカルスナバ	SMS-06	3,600	6,000
	RSP-31N	833	メカニカルスナバ	SMS-06	1,900	6,000
	RSP-35N	834	メカニカルスナバ	SMS-06	4,200	6,000
	RSP-73N	875	メカニカルスナバ	SMS-06	4,700	6,000
②	CS-19D-019N	805	メカニカルスナバ	SMS-06	300	6,000

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第3.4-2表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(解析範囲の最大反力点)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注1) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	RSP-74N	874	メカニカルスナバ	SMS-3	9,100	30,000
	RSP-70N	876	メカニカルスナバ	SMS-1	6,700	10,000
	RSP-73N	875 (注2)	メカニカルスナバ	SMS-06	4,700	6,000
	P-CH-21B-025	843	メカニカルスナバ	SMS-03	2,300	3,000
	P-CH-21B-020	848	メカニカルスナバ	SMS-01	390	1,000
②	CVC-23N	802	メカニカルスナバ	SMS-3	6,700	30,000
	CS-19D-021N	807	メカニカルスナバ	SMS-06	2,900	6,000
	CVC-27	808	メカニカルスナバ	SMS-03	480	3,000

(注1) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(注2) 使用前検査未完了設備の申請範囲の評価点である。

(2) ロッドレストレイント

ロッドレストレイントの最大発生荷重と定格荷重の比較を第3.4-3表に示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

また、使用前未完了設備に使用しているロッドレストレイントはないため、解析範囲の最大反力点での最大発生荷重と定格荷重を比較している。

第3.4-3表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(解析範囲の最大反力点)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	RSP-44R	809	ロッドレストレイント	RSA-1	6,600	10,000
	P-CH-21B-022	846	ロッドレストレイント	RSA 06	2,500	6,000
	RSP-85R	886	ロッドレストレイント	RSAM-3	9,800	30,000
	RSP-65R	880	ロッドレストレイント	RSAM-1	9,500	10,000
	RSP-66R	879	ロッドレストレイント	RSAM-06	5,000	6,000
②	CVC-33R	810	ロッドレストレイント	RSA-1	5,100	10,000
	CVC-30R	812	ロッドレストレイント	RSA-06	1,700	6,000
	CVC-24R	803	ロッドレストレイント	RSAM-06	4,100	6,000

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(3) スプリングハンガ

スプリングハンガの最大発生荷重と定格荷重の比較を第3.4-4表及び第3.4-5表に示すが、最大発生荷重は定格荷重以下である。

第3.4-4表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(使用前検査未完了設備の申請範囲)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	RSP-32S	832	スプリングハンガ (吊型)	VSA-8	2,100	3,160

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第3.4-5表 支持構造物の種別と最大発生荷重及び定格荷重の比較
(解析範囲の最大反力点)

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	支持装置種別	型式	最大発生 荷重 (N)	定格 荷重 (N)
①	P-CH-21B-010	825	スプリングハンガ (吊型)	VSA-11	5,400	7,320
	P-CH-21B-007	818	スプリングハンガ (吊型)	VSA-10	4,900	5,500
	P-CH-21B-003(A)	815	スプリングハンガ (吊型)	VSA-8	2,450	3,160
	P-CH-21B-023	845	スプリングハンガ (吊型)	VSA-5	970	1,340

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(4) Uボルト

Uボルトの最大発生荷重を第3.4-6表及び第3.4-7表に示す。

第3.4-6表 Uボルトの最大発生荷重（使用前検査未完了設備の申請範囲）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	呼び径 (B)	引張方向 最大発生荷重 (N)	せん断方向 最大発生荷重 (N)
①	RSP-72R	805	4		

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

第3.4-7表 Uボルトの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	呼び径 (B)	引張方向 最大発生荷重 (N)	せん断方向 最大発生荷重 (N)
①	P-CH-21B-009	827	4		
②	P-CF-27E-001	801	3		

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(5) Uバンド

Uバンドの最大発生荷重を第3.4-8表に示す。

また、使用前検査未完了設備に使用しているUバンドはないため、解析範囲の最大反力点での最大発生応力と許容応力を比較している。

第3.4-8表 Uバンドの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	最大発生荷重						
			F_x (N)	F_y (N)	F_z (N)	M_x (N・m)	M_y (N・m)	M_z (N・m)	
①	CVC-K1004	1,004							

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(6) ビーム

ビームの最大発生荷重を第3.4-9表に示す。

また、使用前検査未完了設備に使用しているビームはないため、解析範囲の最大反力点での最大発生応力と許容応力を比較している。

第3.4-9表 ビームの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	最大発生荷重 (N)
①	P-CH-21B-027	841	

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(7) サドル

サドルの最大発生荷重を第3.4-10表示す。

また、使用前検査未完了設備に使用しているサドルはないため、解析範囲の最大反力点での最大発生応力と許容応力を比較している。

第3.4-10表 サドルの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	最大発生荷重 (N)
①	RSP-26, 27	829	

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

(8) ラグ

ラグの最大発生荷重を第3.4-11表に示す。

また、使用前検査未完了設備に使用しているラグはないため、解析範囲の最大反力点でのパッドと配管の溶接部、パッドと角形鋼管の溶接部、角形鋼管及び角形鋼管と底板の溶接部に発生する応力と許容応力を比較し、最も厳しい箇所を記載する。

第3.4-11表 ラグの最大発生荷重（解析範囲の最大反力点）

ブロック 番号	支持構造物 番号	(注) 節点番号	最大発生荷重					
			F_x (N)	F_y (N)	F_z (N)	M_x (N・m)	M_y (N・m)	M_z (N・m)
②	CVC-105	1,002						
	CVC-32	1,003						

(注) 節点番号は資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す。

3.4.5 応力評価方法

支持構造物の応力算出式については、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す耐震計算の方針に基づき計算を行う。

3.5 応力評価結果

「3.4 配管の支持構造物の評価」に示した強度及び耐震性評価方法に基づき評価した評価結果の表番リストを第3.5-1表に示し、支持装置の強度及び耐震計算結果を第3.5-2表から第3.5-6表に示す。なお、定格荷重により選定を行う支持装置（メカニカルスナバ、ロッドレストレイント及びスプリングハンガ）の定格荷重に対する応力評価は資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」による。

使用前検査未完了設備の支持装置の発生値は評価基準値を満足しており、強度及び耐震性を有することを確認した。

第3.5-1表 強度及び耐震計算結果表番リスト

(最大発生荷重と定格荷重の比較を行う支持装置)

番号	支持装置	荷重条件	設計温度	評価結果の表番
1	メカニカルスナバ	定格荷重	資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」参照	
2	ロッドレストレイント	定格荷重		
3	スプリングハンガ	定格荷重		

(発生応力と許容応力の比較を行う支持装置)

番号	支持装置	荷重条件	設計温度	評価結果の表番
1	Uボルト	最大発生荷重		第3.5-2表
2	Uバンド	最大発生荷重		第3.5-3表
3	ビーム	最大発生荷重		第3.5-4表
4	サドル	最大発生荷重		第3.5-5表
5	ラグ	最大発生荷重		第3.5-6表

第3.5-2表 Uボルト 強度及び耐震計算結果

支持構造物 番号	(注) 節点番号	呼び径 (B)	材質	引張方向 荷重 P (N)	せん断方向 荷重 Q (N)	引張応力 (MPa)		せん断応力 (MPa)		組合せ応力 (MPa)		評価
						F_t	f_t	F_s	f_s	$F_t + 1.6F_s$	$1.4f_t$	
P-CH-21B-009	827	4				33	83	21	64	66	116	○
P-CF-27E-001	801	3				36	83	29	64	81	116	○

(注) 組合せ応力評価の最も厳しくなる節点を記載。

第3.5-3表 Uバンド 強度及び耐震性評価結果

支持構造物 番号	(注) 節点 番号	呼び径 (B)	材質	引張方向 荷 重 P (N)	せん断方向荷重 (N)		引張応力 (MPa)		せん断応力 (MPa)		組合せ応力 (MPa)		評価
					Q	F	F _t	f _t	F _s	f _s	F _t + 1.6F _s	1.4f _t	
CVC-K1004	1,004	2					1	166	8	128	13	233	○

(注) 組合せ応力評価の最も厳しくなる節点を記載。

第3.5-4表 ビーム 強度及び耐震計算結果

支持構造物 番号	(注) 節点番号	P (N)	材質	曲げ応力 (MPa)		評価
				F _b	f _b	
P-CH-21B-027	841			11	106	○

(注) 最大荷重の評価結果を記載。

第3.5-5表 サドル 強度及び耐震計算結果

a. プレート

支持構造物 番号	(注) 節点番号	材質	P (N)	圧縮応力 (MPa)		評価
				F_c	f_c	
RSP-26, 27	829			2	154	○

(注) 最大荷重の評価結果を記載。

b. 溶接部

支持構造物 番号	(注) 節点番号	材質	P (N)	せん断応力 (MPa)		評価
				F_s	$0.45f_s$	
RSP-26, 27	829			4	34	○

(注) 最大荷重の評価結果を記載。

第3.5-6表 ラグ 強度及び耐震性評価結果

(1) 作用する最大発生荷重

支持構造物 番号	節点番号	F_x (N)	F_y (N)	F_z (N)	M_x (N・m)	M_y (N・m)	M_z (N・m)
CVC 105	1,002						

(2) 応力評価結果

(単位：MPa)

支持構造物 番号	節点番号	材質	組合せ応力 (MPa) ^(注)		評価
			発生応力	許容応力	
CVC-105	1,002		53	64	○

(注) 配管とパッドの溶接部、パッドと角形鋼管の溶接部、角形鋼管、角形鋼管と底板の溶接部のうち裕度（発生値／許容値）が最も厳しい箇所を記載。

資料 1 3 - 1 7 - 3 - 2 6 原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書

目 次

	頁
1. 原子炉冷却系統施設の弁	T2-添13-17-3-26-1
1.1 概要	T2-添13-17-3-26-1
1.2 基本方針	T2-添13-17-3-26-2
1.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-26-2
1.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-26-3
1.3 地震応答解析	T2-添13-17-3-26-4
1.4 機能維持評価	T2 添13 17 3 26 4
1.4.1 機能維持評価方法	T2-添13-17-3-26-4
1.5 評価結果	T2-添13-17-3-26-5
2. 原子炉冷却系統施設の弁のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲	T2-添13-17-3-26-8
2.1 概要	T2-添13-17-3-26-8
2.2 基本方針	T2-添13-17-3-26-8
2.2.1 構造の説明	T2-添13-17-3-26-8
2.2.2 評価方針	T2-添13-17-3-26-8
2.3 地震応答解析	T2-添13-17-3-26-8
2.4 機能維持評価	T2-添13-17-3-26-9
2.4.1 機能維持評価方法	T2-添13-17-3-26-9
2.5 評価結果	T2-添13-17-3-26-9

(注1) 2.5「評価結果」以外は、平成30年11月26日付け原規規発第1811266号にて認可された
工事計画書の記載に変更はない。

1. 原子炉冷却系統施設の弁

1.1 概要

本章は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、原子炉冷却系統施設のうち動的機能維持が要求される弁において、一般弁、加圧器安全弁、主蒸気安全弁及び主蒸気隔離弁操作用電磁弁が設計用地震力に対して十分な構造強度及び動的機能を有していることを説明するものである。その耐震評価は弁を含む配管の地震応答解析に基づく弁の機能維持評価により行う。

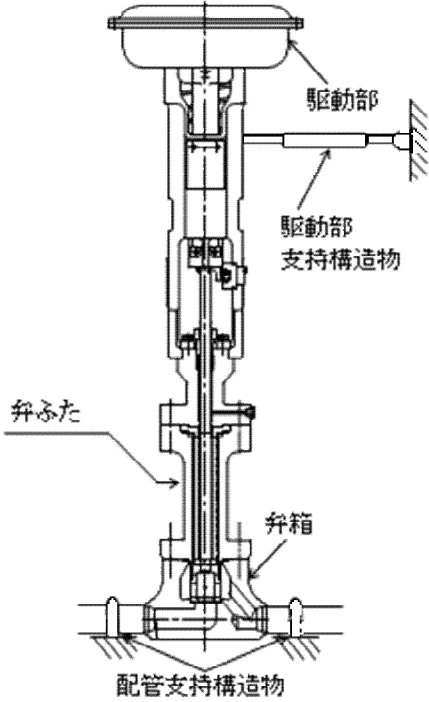
原子炉冷却系統施設の動的機能維持が要求される弁は、設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処施設においては常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備に分類される。以下、それぞれの分類に応じた耐震評価結果を示す。

また、評価結果は評価が最も厳しくなる弁を代表として記載する。

なお、動的機能の要求機能の分類には、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d 時に動的機能が要求されるもの($\alpha(S_s)$)と基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d 後に動的機能が要求されるもの($\beta(S_s)$)があるが、評価基準に差はないことから、 $\alpha(S_s)$ 、 $\beta(S_s)$ に関わらず最も評価が厳しくなる弁を代表として評価結果を記載する。

1.2 基本方針

1.2.1 構造の説明

主要区分	計画の概要		摘要
弁 (注1)	主体構造		
	支持構造		
	一般弁	弁駆動部は必要に応じ支持構造物により固定し、弁本体に偏心荷重が加わらないようにする。 接続する配管は弁近傍を支持構造物により固定し、配管反力の影響を小さくする。	 <p>※駆動部を有する弁の例</p>
安全弁	機器又は配管に設置する。		
特殊弁	主蒸気隔離弁 操作用電磁弁	床面に基礎ボルトにて据え付けた架台に弁を設置する。	

(注1) 弁箱及び弁ふた等の強度部材については十分な肉厚設計としているため、当該弁の耐震計算は配管の耐震計算に包絡される。

1.2.2 評価方針

原子炉冷却系統施設の弁の応力評価は、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す耐震計算の方針に基づき、資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」における評価に包絡される。

原子炉冷却系統施設の弁の機能維持評価は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定した動的機能維持の方針に基づき、「1.4 機能維持評価」にて示す方法にて確認する。確認結果を「1.5 評価結果」に示す。

原子炉冷却系統施設の弁の耐震評価フローは資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」によるものとする。

1.3 地震応答解析

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す地震応答解析によるものとする。

1.4 機能維持評価

1.4.1 機能維持評価方法

(1) 一般弁

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」の「1. 原子炉冷却系統施設の配管」において当該弁が設置されている配管の地震応答解析より得られる弁駆動部応答加速度に対して機能確認済加速度以下であること及び配管反力を確認する。また、一般弁については、地震時動的機能維持が確認された機種と類似の構造及び振動特性を持っているため、資料13-9「機能維持の基本方針」第4-1表で記載の機能確認済加速度を適用する。機能確認済加速度を第1.4-1表に示す。

(2) 加圧器安全弁

加圧器安全弁は加圧器に設置されているため、資料13-17-3-4「加圧器の耐震計算書」における解析モデルの地震応答解析より加圧器頂部において得られる応答加速度に対して機能確認済加速度以下であること及び配管反力を確認する。また、加圧器安全弁は地震時動的機能維持が確認された機種と類似の構造及び振動特性を持っているため、資料13-9「機能維持の基本方針」第4-1表で記載の機能確認済加速度を適用する。機能確認済加速度を第1.4-1表に示す。

(3) 主蒸気安全弁

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」の「1. 原子炉冷却系統施設の配管」において主蒸気安全弁が設置されている配管の地震応答解析より得られる弁駆動部応答加速度に対して機能確認済加速度以下であること及び配管反力を確認する。また、主蒸気安全弁は地震時動的機能維持が確認された機種と類似の構造及び振動特性を持っているため、資料13-9「機能維持の基本方針」第4-1表で記載の機能確認済加速度を適用する。機能確認済加速度を第1.4-1表に示す。

(4) 主蒸気隔離弁操作用電磁弁

主蒸気隔離弁操作用電磁弁はパネル構造で、床面に基礎ボルトにて据え付けた架台に設置されているため、設置位置に応じた応答加速度に対して機能確認済加速度以下であることを確認する。また、主蒸気隔離弁操作用電磁弁は地震時動的機能維持が確認された機種と類似の構造及び振動特性を持っているため、資料13-9「機能維持の基本方針」第4-1表で記載の機能確認済加速度を適用する。機能確認済加速度を第1.4-1表に、第1.4-2表に主蒸気隔離弁操作用電磁弁の設置位置を示す。

第1.4-1表 機能確認済加速度

評価対象設備		方向	機能確認済加速度 (G)
一般弁		水平	6.0
		鉛直	6.0
特殊弁	加圧器安全弁	水平	13.0
		鉛直	3.0
	主蒸気安全弁	水平	10.0
		鉛直	3.0
	主蒸気隔離弁操作用電磁弁	水平	6.1
		鉛直	3.4

第1.4-2表 設置位置

評価対象	建屋	設置位置 E. L. (m)
2MS-537A に附属の弁	I/B	
2MS-537B に附属の弁	I/B	
2MS-537C に附属の弁	I/B	

1.5 評価結果

機能確認済加速度との比較結果及び配管反力の評価結果を第1.5-1表及び第1.5-2表に示す。一般弁及び特殊弁について、応答加速度が機能確認済加速度を満足しており、配管反力も許容値を満足していることを確認した。

以上の検討から、動的機能が要求される一般弁及び特殊弁が地震時又は地震後においても動的機能維持が確保されることを確認した。

第 1.5-1 表 機能確認済加速度との比較結果

(単位：×G)

評価対象設備			機能確認済加速度との比較					詳細評価
			加速度確認部位	水平加速度		鉛直加速度		
種別	弁名称	要求機能		応答加速度	機能確認済加速度	応答加速度	機能確認済加速度	
一般弁	主蒸気逃し弁	β (Ss) ^(注1)	弁駆動部	6.0	6.0	1.3	6.0	—
特殊弁	加圧器安全弁	α (Ss) ^(注2)	弁駆動部	8.9	13.0	0.7	3.0	—
	主蒸気安全弁	α (Ss) ^(注2)	弁駆動部	6.1	10.0	2.9	3.0	—
	主蒸気隔離弁 操作電磁弁	α (Ss) ^(注2)	弁駆動部	2.0	6.1	0.7	3.4	—

(注1) β (Ss) : 基準地震動Ss、弾性設計用地震動Sd後に動的機能が要求されるもの。

(注2) α (Ss) : 基準地震動Ss、弾性設計用地震動Sd時に動的機能が要求されるもの。

第 1.5-2 表 配管反力の評価結果

評価対象設備			配管反力評価		
種別	弁番号	要求機能	荷重	発生値	許容値
一般弁	主蒸気逃し弁	β (S _s) ^(注1)	軸力(×10 ⁴ N)	19	51
			曲げモーメント(×10 ⁶ N・mm)	8	17
			ねじりモーメント(×10 ⁶ N・mm)	4	34
特殊弁	加圧器安全弁	α (S _s) ^(注2)	軸力(×10 ⁴ N)	27	54
			曲げモーメント(×10 ⁶ N・mm)	8	36
			ねじりモーメント(N・mm)	-	-
	主蒸気安全弁	α (S _s) ^(注2)	軸力(×10 ⁵ N)	2	26
			曲げモーメント(×10 ⁷ N・mm)	1	20
			ねじりモーメント(×10 ⁷ N・mm)	1	40

(注1) β (S_s) : 基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_d後に動的機能が要求されるもの。

(注2) α (S_s) : 基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_d時に動的機能が要求されるもの。

2. 原子炉冷却系統施設の弁のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

2.1 概要

本章は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、原子炉冷却系統施設の弁のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲に設置する弁2MOV-8701A及び2MOV-8701Bが設計用地震力に対して十分な構造強度及び動的機能を有していることを説明するものである。その耐震評価は弁を含む配管の地震応答解析に基づく弁の機能維持評価により行う。

原子炉冷却系統施設の弁のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲は、設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処施設においては常設耐震重要重大事故防止設備に分類される。以下、それぞれの分類に応じた耐震評価を示す。

2.2 基本方針

2.2.1 構造の説明

1. 2.1項のうち、一般弁と同様の構造とする。

2.2.2 評価方針

原子炉冷却系統施設の弁のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の応力評価は、資料13-12「配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について」に示す耐震計算の方針に基づき、資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」における評価に包絡される。

原子炉冷却系統施設の弁のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の機能維持評価は、資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定した動的機能維持の方針に基づき、「2.4 機能維持評価」にて示す方法にて確認する。確認結果を「2.5 評価結果」に示す。

原子炉冷却系統施設の弁の耐震評価フローは資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」によるものとする。

2.3 地震応答解析

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」に示す地震応答解析によるものとする。

2.4 機能維持評価

2.4.1 機能維持評価方法

資料13-17-3-24「原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書」の「2. 原子炉冷却系統施設の配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲」において当該弁が設置されている配管の地震応答解析より得られる弁駆動部応答加速度に対して機能確認済加速度以下であること及び配管反力を確認する。また、当該弁は地震時動的機能維持が確認された機種と類似の構造及び振動特性を持っているため、資料13-9「機能維持の基本方針」第4-1表で記載の機能確認済加速度を適用する。機能確認済加速度を第1.4-1表に示す。

2.5 評価結果

機能確認済加速度との比較結果及び配管反力の評価結果を第2.5-1表及び第2.5-2表に示す。応答加速度は機能確認済加速度を満足しており、配管反力も許容値を満足していることから、当該弁が設計用地震力に対して十分な構造強度及び動的機能を有していることを確認した。

第 2.5-1 表 機能確認済加速度との比較検討結果

(単位：G)

評価対象設備			機能確認済加速度との比較					詳細評価
			加速度確認 部位	水平加速度		鉛直加速度		
種別	弁番号	要求機能		応答 加速度	機能確認済 加速度	応答 加速度	機能確認済 加速度	
一般弁	2MOV-8701A	β (S _s) ^(注1)	弁駆動部	2.6	6.0	0.8	6.0	—
	2MOV-8701B	β (S _s) ^(注1)	弁駆動部	1.3	6.0	1.1	6.0	—

(注1) β (S_s) : 基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_d後に動的機能が要求されるもの。

第 2.5-2 表 配管反力評価結果

評価対象設備			配管反力評価		
種別	弁番号	要求機能	荷重	発生値	許容値
一般弁	2MOV-8701A	β (S _s) ^(注1)	軸力(×10 ⁴ N)	35	69
			曲げモーメント(×10 ⁷ N・mm)	2	25
			ねじりモーメント(×10 ⁷ N・mm)	1	21
	2MOV-8701B	β (S _s) ^(注1)	軸力(×10 ⁵ N)	10	19
			曲げモーメント(×10 ⁷ N・mm)	3	25
			ねじりモーメント(×10 ⁷ N・mm)	1	21

(注1) β (S_s) : 基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_d後に動的機能が要求されるもの。

資料 13-19 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

目 次

	頁
1. 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 ……………	T2-添13-19-1

1. 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

今回の申請に係る水平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は、令和3年2月8日付け原規規発第2102082号にて認可された設計及び工事計画書から変更はない。