

表 2.1.1 rB 通り主トラスの部材諸元

部位	使用部材
上弦材	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	H-428×407×20×35
	下弦材
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
H-400×408×21×21	
斜材	H-400×400×13×21
	H-350×350×12×19
	H-244×252×11×11
束材	2Cs-200×90×8×13.5

## 2.2 原子炉建屋屋根トラスの地震応答解析モデル

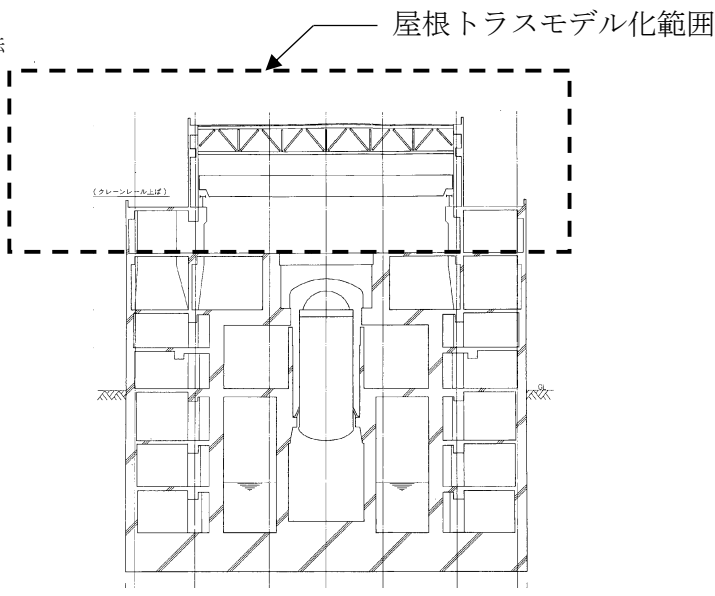
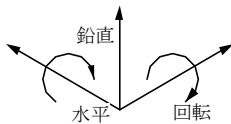
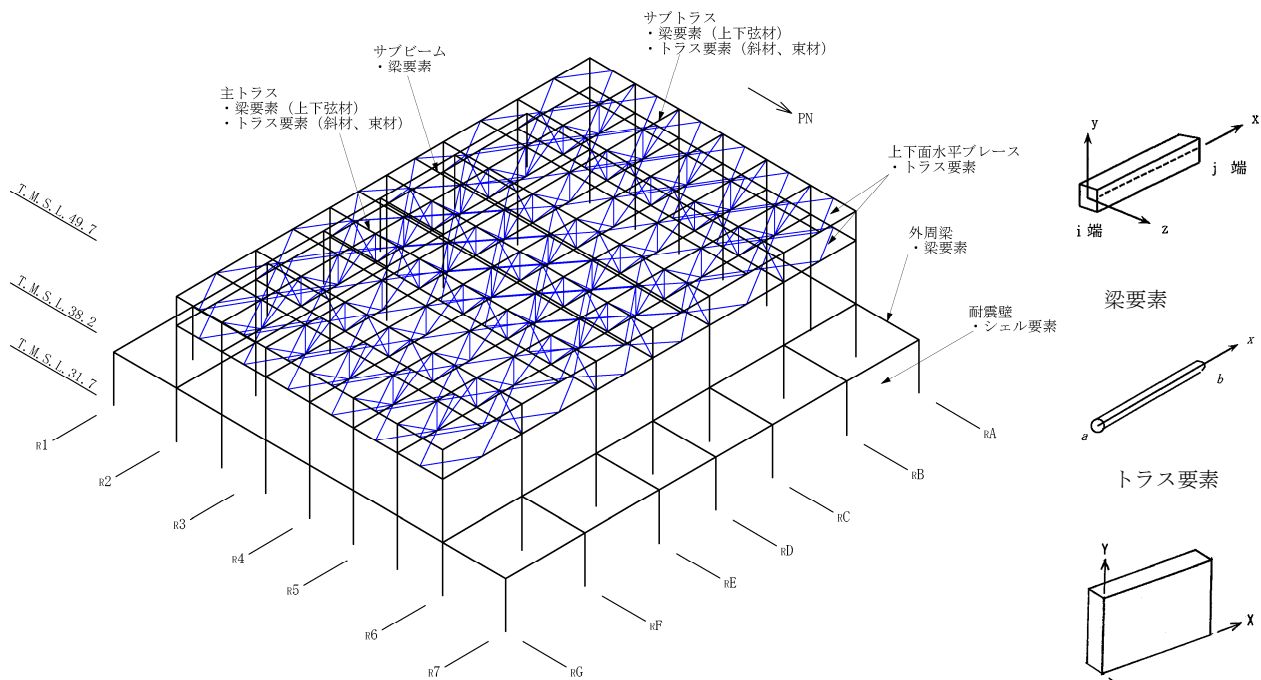
原子炉建屋屋根トラスは、鉛直方向の地震動の影響を受けやすいと考えられるため、水平方向と鉛直方向地震力の同時入力による評価を行うために3次元モデルによる地震応答解析を採用する。

地震応答解析モデルは、オペフロレベル（T.M.S.L. 31.7m）より上部の鉄骨鉄筋コンクリート造の柱、梁、壁および鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した3次元フレームモデルとし、部材に発生する応力を地震応答解析によって直接評価できるモデルとしている。解析モデルの概要を図2.2.1に示す。

屋根トラス部は、主トラス、サブトラス（つなぎばり）、屋根上下面水平ブレース、サブビームをモデル化する。各鉄骨部材は軸、曲げ変形を考慮した梁要素（トラスの上下弦材）と軸変形のみを考慮したトラス要素（屋根面水平ブレース、トラスの斜材、束材等）としてモデル化する。また、耐震壁および外周梁は各々シェル要素および軸、曲げ変形を考慮した梁要素としてモデル化し、耐震壁の開口部についても考慮する。なお、柱脚の条件は固定とする。また、解析に用いる材料の物性値を表2.2.1に示す。

なお、基準地震動  $S_s$  に対する評価を実施する際、トラス材としてモデル化した部材の一部については、弾性範囲を超えることが確認されたため、部材座屈後の挙動を模擬できる手法（修正若林モデル）に基づく弾塑性特性を考慮している。考慮した弾塑性特性の詳細については、「2.4 弾塑性解析の採用について」で示すこととする。

解析モデルへの入力地震動は、原子炉建屋の質点系モデルによる地震応答解析結果から得られるオペフロレベル（T.M.S.L. 31.7m）の応答結果（水平、鉛直、回転成分）を用いることとし、オペフロ位置を固定として、同時入力による地震応答解析を実施する。また、地震応答解析における減衰評価は、水平材の応答に影響の大きい鉛直方向1次固有振動数（5.19Hz）に対して減衰定数が  $h=2\%$  となる剛性比例型減衰を与えている。



原子炉建屋断面図

図 2.2.1 屋根トラスの解析モデルの概要

表 2.2.1 解析に用いる材料定数

部位	材料	ヤング係数 (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比	減衰定数
屋根トラス	鉄骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	0.02
躯体	コンクリート	2.88×10 <sup>4</sup>	0.2	0.05

## 2.3 既工認と今回工認における原子炉建屋屋根トラスの解析モデルの比較

原子炉建屋屋根トラスの解析モデルについて、既工認で採用した解析モデルと今回工認で採用する予定の解析モデルとの差異を整理する。既工認における屋根トラスの解析モデルと今回工認で採用予定の解析モデルの比較表を表 2.3.1 に示す。

表 2.3.1 のうち、解析コード、要素分割及び地震荷重の差異については、解析手法を変更したことに伴う変更である。また、モデル化については、原子炉建屋屋根トラスが鉛直方向の地震動の影響を受けやすいと考えられるため、水平方向と鉛直方向地震力の同時入力による評価を適切に行うことを目的として 3 次元フレームモデルによる弾塑性時刻歴応力解析を採用している。コンクリートのヤング係数及びポアソン比については、別資料（「別紙 1 建屋の地震応答解析におけるコンクリート実剛性の採用について」）にて考察しているため、ここでは差異として取り上げないこととする。

以上を踏まえると、既工認と今回工認における主要な差異として、「原子炉建屋屋根トラスに対する弾塑性解析時刻歴応力解析の採用」を抽出し、以下で検討を行うこととした。



表 2.3.1 原子炉建屋屋根トラスの解析モデルの比較

項目	既工認	今回工認
解析手法	・静的応力解析（弾性解析）	・時刻歴応力解析（弾塑性解析）
解析コード	・NASTRAN	・DYNA2E
モデル化	・2次元フレームモデル	・3次元フレームモデル （屋根トラス部の耐震補強工事の内容を反映 <sup>※1</sup> ）
要素分割	梁要素：トラスの上下弦材 トラス要素：トラスの斜材，束材	梁要素：トラスの上下弦材，外周梁 トラス要素：屋根面水平ブレース，トラスの斜材，束材 シェル要素：耐震壁
材料物性	・鉄骨のヤング係数： $E=2.1 \times 10^7 \text{t/m}^2$ ・コンクリートのヤング係数 $E=2.7 \times 10^6 \text{t/m}^2$ ・コンクリートのポアソン比 $\nu=0.167$	・鉄骨のヤング係数： $E=2.05 \times 10^5 \text{(N/mm}^2\text{)}$ ・コンクリートのヤング係数 $E=2.88 \times 10^4 \text{kN/mm}^2$ ・コンクリートのポアソン比 $\nu=0.2$
評価方法	・S2地震及び静的地震力に対して発生応力が許容限界を超えないことを確認	・Ss地震に対し，主トラスの各部材に発生する応力が，許容限界を超えないことを確認 ・弾塑性特性（修正若林モデル）を適用する部材（つなぎ梁（束材・斜材），下面水平ブレース） <sup>※2</sup> が破断しないことを確認
地震荷重	・水平：原子炉建屋の地震応答解析結果に基づく地震荷重を静的に考慮 ・鉛直：静的震度を鉛直力として入力	・水平及び鉛直： モデル脚部に原子炉建屋の質点系モデルの地震応答解析による応答を同時入力

※1：耐震補強工事の概要については，添付資料1に示す。

※2：弾塑性特性を考慮する部材は，既工認時には地震力を負担する部材としては取り扱われていなかったが，3次元挙動を適切に評価するという観点から今回工認で採用予定の3次元フレームモデルではモデル化することとした部材である。

## 2.4 弾塑性解析の採用について

### 2.4.1 弾塑性解析を採用することの目的

原子炉建屋屋根トラスについては、基準地震動  $S_s$  による地震動の増大に伴い、トラスを構成する部材の一部が弾塑性領域に入ると考えられるが、弾性解析では当該部材の塑性化による影響を考慮できないため、解析と実現象に乖離が生じることになる。そこで今回工認では、屋根トラスの弾塑性挙動を適切に評価することを目的として、部材の弾塑性特性を考慮した地震応答解析を採用する予定としている。

原子炉建屋屋根トラスの応力解析に弾塑性解析を取り入れることによる利点としては、既工認で採用していた弾性解析では表現出来ないような大入力時の弾塑性挙動を評価できることにある。弾塑性挙動を適切に評価するにあたっては、部材の弾塑性特性を適切に設定し解析を実施する必要があると考えられる。

今回工認で採用予定の屋根トラス部材の弾塑性特性について、表 2.4.1 に示す。表 2.4.1 に示す通り、軸力のみを負担するトラス要素に対してのみ弾塑性特性として修正若林モデルを採用する予定である。当該モデルについては、先行電力の審査にて採用実績があり、モデルの妥当性自体に大きな論点はないと考えられるものの、柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉原子炉建屋屋根トラス部材の評価への適用性については、十分に確認する必要があると考えられる。

以下では、修正若林モデルの概要を確認した上で、原子炉建屋屋根トラス部材への適用性を検討する。また、修正若林モデルを用いた弾塑性解析を実施することにより、一部部材の塑性化を考慮することとなるため、当該部材のクライテリアについても検討する。

表 2.4.1 屋根トラス部材の弾塑性特性について

評価部位		モデル要素	弾塑性特性
主トラス	上弦材	梁要素	考慮しない(弾性)
	下弦材		
	斜材	トラス要素	考慮しない(弾性)
	束材		
サブトラス	上弦材	梁要素	考慮しない(弾性)
	下弦材		
	斜材	トラス要素	弾塑性 (修正若林モデル)
	束材		
水平ブレース	上弦面 水平ブレース	トラス要素	考慮しない(弾性)
	下弦面 水平ブレース		弾塑性 (修正若林モデル)

## 2.4.2 弾塑性特性の設定の妥当性・適用性について

### (1) 今回工認で採用予定の弾塑性特性（修正若林モデル）の概要

原子炉建屋屋根トラスを構成する部材のうち、軸力のみを負担するトラス要素としてモデル化した部材については、弾塑性特性として修正若林モデルを使用している。

修正若林モデルは、原子力発電所建屋（実機）を対象として実施された谷口らの研究[1]に示される部材レベルの弾塑性特性である。修正若林モデルは、若林モデル[2]を基本としているが、谷口らの研究[1]で実施された実験のシミュレーション解析を踏まえて、繰り返し载荷による初期座屈以降の耐力低下を累積塑性歪の関数で表現し、実験との対応度を向上させた手法であり、式（1）により評価される。

$$n/n_0 = 1/(\bar{\zeta} - Pn)^{1/6} \leq 1 \quad (1)$$

$$n = N/N_y \quad N: \text{軸力} \quad N_y: \text{降伏軸力}$$

$$n_0: \text{無次元化初期座屈耐力} \quad \bar{\zeta}: \text{無次元化圧縮側累積塑性歪}$$

$$Pn = (n_E/4) - 5 \quad n_E = \pi^2 E/(\lambda e^2 \sigma_y) \quad \lambda e: \text{有効細長比}$$

修正若林モデルの弾塑性特性を図 2.4.1 に示す。

谷口らの研究[1]においては、実機の特徴を反映した X 型ブレース架構の静的繰り返し実験を実施している。また、修正若林モデルの妥当性を確認するにあたって、ブレース部材の弾塑性特性として修正モデルを適用した解析モデルによる実験のシミュレーション解析を実施しており、解析結果は実験結果を概ねよくとらえているとしている。試験体の概要を図 2.4.2，解析モデルを図 2.4.3，解析結果と実験結果の比較を図 2.4.4 に示す。

なお、本復元力特性については、前述の通り、川内原子力発電所タービン建屋の解析で考慮したブレースの弾塑性特性として採用されており、認可実績がある。

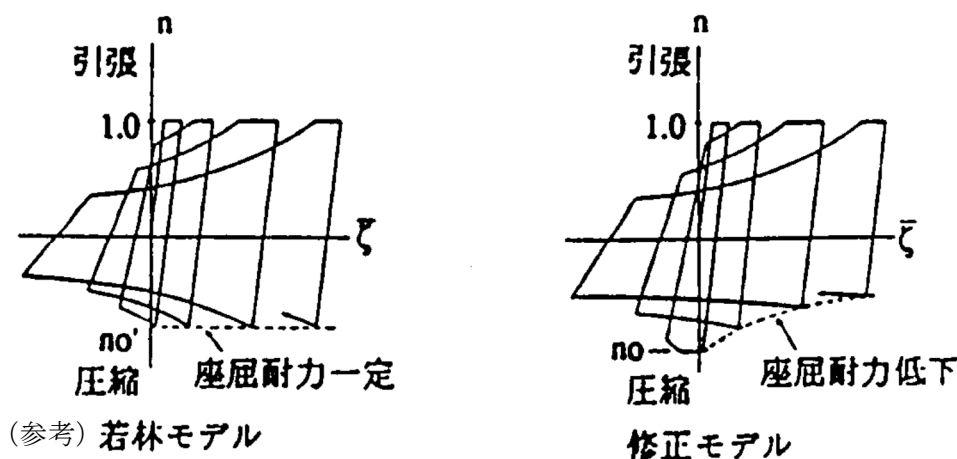


図 2.4.1 修正若林モデルの弾塑性特性（[1]より引用，一部加筆）

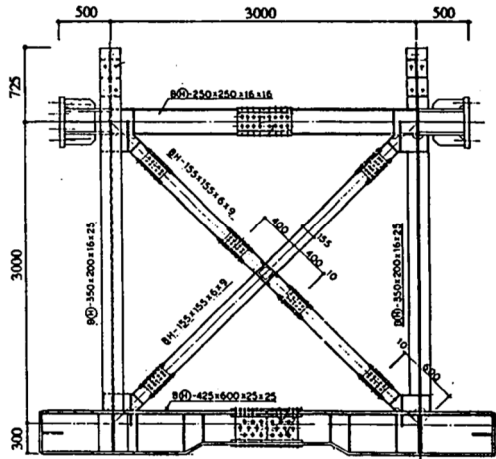
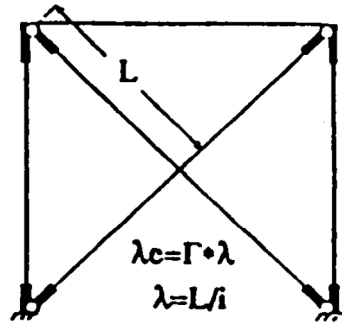
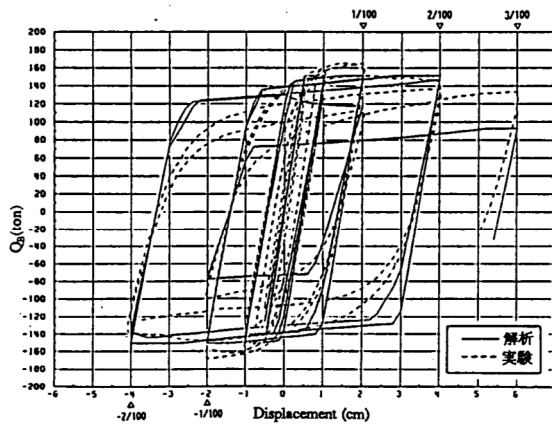


図 2.4.2 試験体の概要 ([1]より引用)

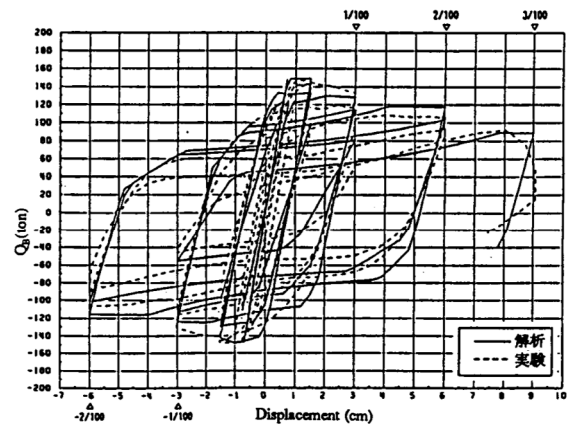


$\Gamma$ : 等価座屈長さ係数  
 $\lambda_c$ : 有効細長比  
 $\lambda$ : 細長比(芯々)

図 2.4.3 解析モデル ([1]より引用)



SXII - 40.9 - B



SXIII - 60.9 - B

図 2.4.4 解析結果と実験結果の比較 ([1]より引用)

(2) 原子炉建屋屋根トラスに対する検証例

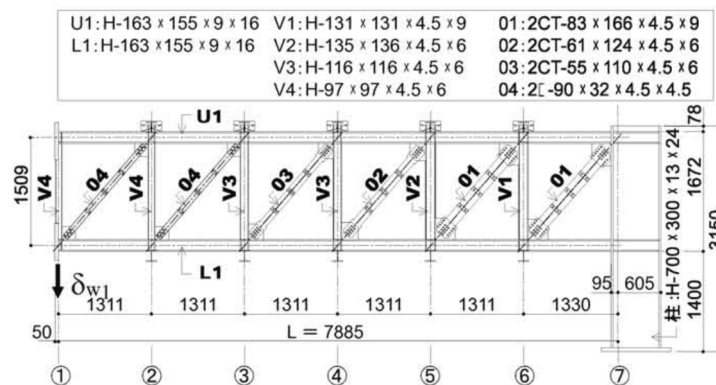
谷口らの研究[1]は、X型ブレース架構を対象としたものであったが、原子炉建屋屋根トラスに対して本弾塑性特性を適用した検討例として、鈴木らの研究[3]がある。

この研究は、原子炉建屋屋根トラスの終局耐力について検討したものであるが、実験結果を高精度にシミュレーションするために構築したモデルの中で本弾塑性特性が適用されている。

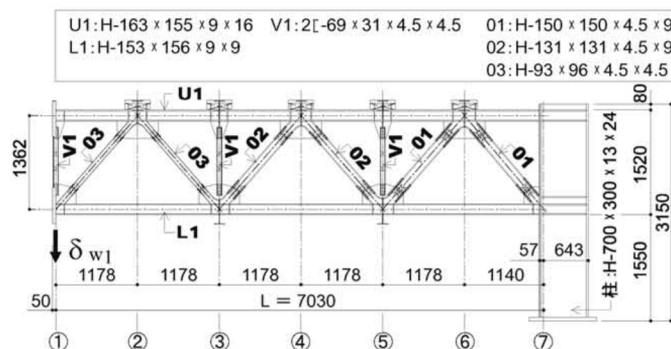
鈴木らの研究[3]では、終局耐力を検討するにあたり原子炉建屋屋根トラスを模擬した縮小試験体を製作し、トラスの崩壊挙動に与える影響が大きい鉛直動的荷重を模擬した静的載荷試験により、その弾塑性挙動を確認している。なお、試験にあたっては、原子力発電所鉄骨屋根トラスがプラット形とワーレン形の2種類に分類されることを踏まえ、この2種類のトラス形式についての試験体を製作している。6、7号炉の原子炉建屋屋根トラスはこのうち、ワーレン形に該当する。試験体の概要を図2.4.5に示す。

実験のシミュレーション解析においては、トラス要素としてモデル化した部材の弾塑性特性として修正若林モデルが適用されており、実験結果とシミュレーション解析を比較し、精度良く実験結果を追跡できているとしている。結果の比較を図2.4.6に示す。

以上のように修正若林モデルは、提案当初のX型ブレース材に加えて、ワーレン形、プラット形の鉄骨トラスでも実験結果を精度良く追跡できているとされており、幅広い鉄骨架構形式において軸力のみを負担する部材の弾塑性特性として適用可能であると考えられる。



(a) プラット形試験体



(b) ワーレン形試験体

図 2.4.5 試験体の概要 ([3]より引用)

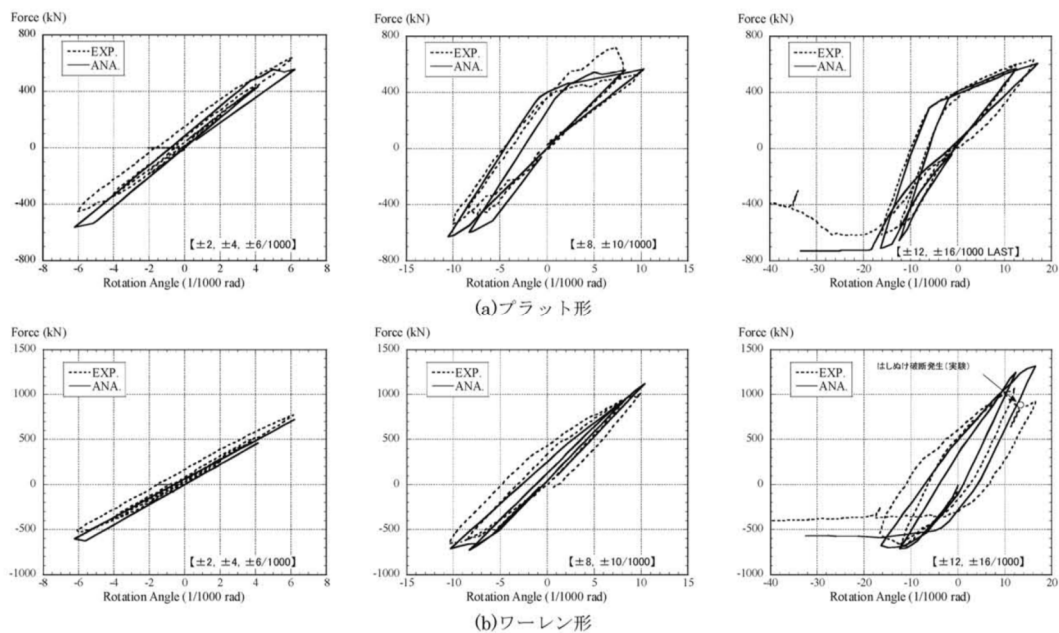


図 2.4.6 実験のシミュレーション解析結果 ([3]より引用)

### (3) 原子力発電所鉄骨屋根トラスへの適用性

今回採用を予定している修正若林モデルについては、提案当初より、原子力発電所（実機）を対象として実施された実験により妥当性が検証されており、また、原子炉建屋鉄骨屋根トラスを模擬した加力実験のシミュレーション解析においてもその適用性・妥当性が検証されている。これより、原子炉建屋屋根トラスの鉄骨部材のうち、トラス要素としてモデル化した部材の弾塑性特性として、修正若林モデルを採用することは妥当であると考えられる。

### 2.4.3 各部材のクライテリアについて

入力地震動の増大に伴い鉄骨部材の一部が弾塑性領域に入ると考えられることから、今回工認においては、弾塑性解析による評価を実施し、弾塑性特性を適用した部材が破断しないことを確認する予定である。これらの塑性化を許容する部材は、既工認時には地震力を負担しない部材として取り扱われていたが、3次元挙動を適切に評価するという観点からモデルに取り入れた部材である。なお、主トラス等の主要構造部材については、既工認時より地震力を負担する部材として取り扱われており、今回工認においても既工認と同様に弾性範囲内にあることを確認する。表-2.4.1に各部材のクライテリアを示す。

塑性化する鉄骨部材が破断しないことの確認にあたっては、各部材の累積塑性変形倍率を整理した上で、累積塑性変形倍率が最も大きい部材について検討を実施する。検討は、当該部材の履歴ループを参照し、局部集中ひずみの繰返し回数が、中込他（1995）<sup>[4]</sup>に基づき算定される、当該部材の最大ひずみ度に対する破断寿命（繰返し回数）を下回っていることを確認する。この手法は先行審査（川内原子力発電所タービン建屋）でも認可実績のある手法であることから、手法自体に技術的な論点はないものと考えられる。

表 2.4.1 今回工認における屋根トラス各部材のクライテリア

評価部位		評価方法
主トラス	上弦材	弾性範囲内であることを確認
	下弦材	
	斜材	
	束材	
サブトラス	上弦材	弾性範囲内であることを確認
	下弦材	
	斜材	破断しないことを確認
	束材	
水平 ブレース	屋根面 水平ブレース	弾性範囲内であることを確認
	下弦面 水平ブレース	破断しないことを確認

## 2.5 原子炉建屋屋根トラスの評価に関するまとめ

今回工認では、原子炉建屋屋根トラスの評価にあたって、3次元フレームモデルによる弾塑性解析（弾塑性特性としては修正若林モデルを考慮）を採用する予定である。修正若林モデルは先行審査で採用実績のある弾塑性特性であるが、X型ブレースを対象として検討されたものであったため、本検討においては、修正若林モデルの原子炉建屋屋根トラスへの適用性を検討する必要があると判断した。既往文献（原子炉建屋鉄骨屋根トラスを模擬した加力実験のシミュレーション解析）を参照し、その適用性・妥当性が検証されていることを確認した。また、弾塑性特性を考慮する部材のクライテリアについても検討し、妥当性を確認した。

以上より、今回工認において原子炉建屋屋根トラスの評価に弾塑性解析を採用することは妥当であると考えられる。

なお、原子炉建屋屋根トラスは、原子炉建屋の地震応答解析結果に基づくオペフロレベルの応答を入力動として評価を実施しており、入力動の不確かさ（建屋応答の不確かさ）をふまえた場合でも許容値を満足することを確認することにより保守性に配慮した設計とする予定である。



### 3. 排気筒について

#### 3.1 排気筒の概要

排気筒は、原子炉建屋の屋上 (T.M.S.L. 38.2m) に位置し、内径 2.4m の鋼板製筒身 (換気空調系用排気筒) を鋼管四角形鉄塔 (制震装置付) で支えた鉄塔支持形排気筒である。また、筒身内部には、耐震 S クラス設備である非常用ガス処理系用排気筒が筒身に支持されている。排気筒の概要を図 3.1.1 に示す。表 3.1.1 に排気筒部材の諸元を示す。

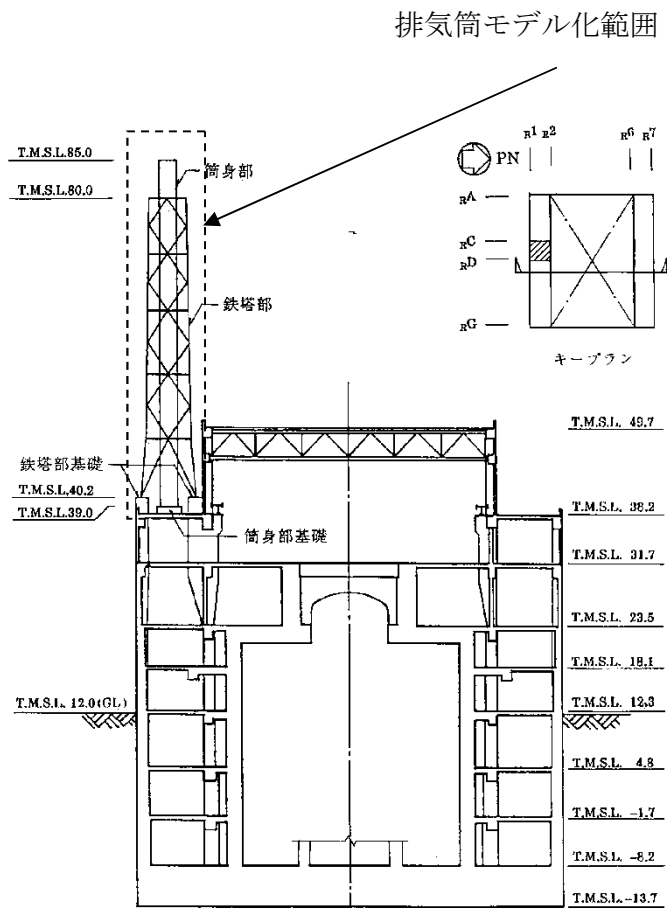


図 3.1.1 排気筒の概要 (その 1)

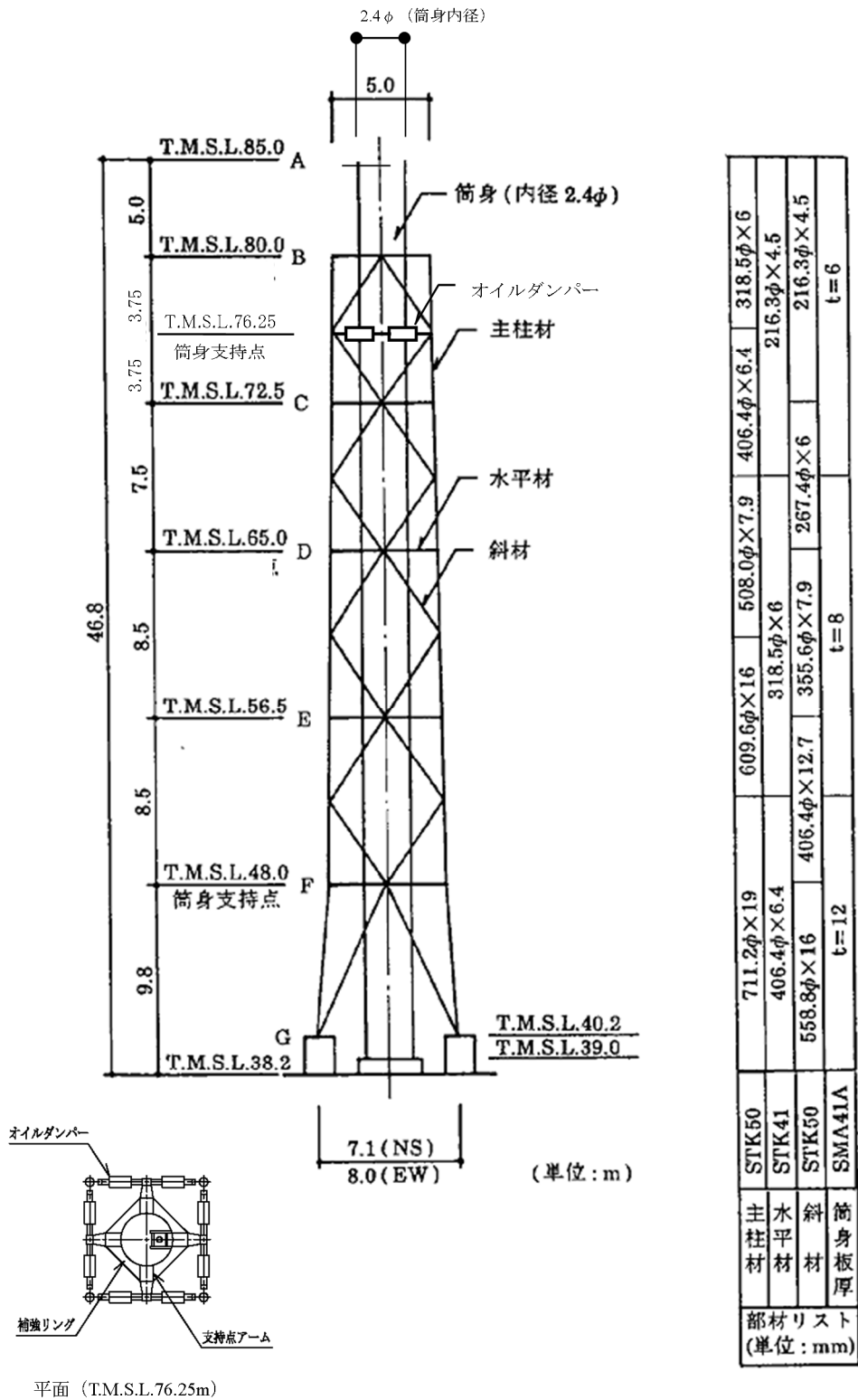


図 3.1.1 排気筒の概要 (その 2)

表 3.1.1 排気筒の部材諸元一覧

部位	部材間	寸法 (mm)
主柱材	B-C	318.5 φ ×6
	C-D	406.4 φ ×6.4
	D-E	508.0 φ ×7.9
	E-F	609.6 φ ×16
	F-G	711.2 φ ×19
斜材	B-C	216.3 φ ×4.5
	C-D	267.4 φ ×6
	D-E	355.6 φ ×7.9
	E-F	406.4 φ ×12.7
	F-G	558.8 φ ×16
水平材	B	216.3 φ ×4.5
	C	216.3 φ ×4.5
	D	318.5 φ ×6
	E	318.5 φ ×6
	F	406.4 φ ×6.7
筒身部	A-B	2412 φ ×6
	B-C	2412 φ ×6
	C-D	2412 φ ×6
	D-E	2416 φ ×8
	E-F	2416 φ ×8
	F-G	2424 φ ×12

### 3.2 排気筒の地震応答解析モデル

排気筒は塔状構造物であり、水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力の影響を受ける可能性があることから、3次元モデルによる地震応答解析を実施する。

排気筒の地震応答解析モデルは、屋上（T.M.S.L.38.2m）より上部を立体的にモデル化した立体架構モデルとし、部材に発生する応力を地震応答解析によって直接評価できるモデルとしている。解析モデルの概要を図3.2.1に、解析に用いる材料の物性値を表3.2.1に示す。

モデルの作成にあたっては、排気筒を構成する全ての構造部材をモデル化することを基本方針とする。構成部材のうち、筒身、鉄塔部の主柱および鉄骨鉄筋コンクリート造の基礎部については軸、曲げ変形を考慮した梁要素として、鉄塔斜材、水平材についてはトラス要素としてモデル化する。なお、全部材が基準地震動  $S_s$  に対して弾性範囲内の応答となることから、弾塑性特性は考慮していない。

制振装置（オイルダンパー）の概要を図3.2.2に、諸元を表3.2.3に示す。オイルダンパーは、地震応答解析より求まる速度及び変位が許容値\*の範囲内であることを確認することにより、その適用性を確認することとする。表3.2.4に基準地震動  $S_s$  による応答（暫定条件に基づく試算値）を用いた確認結果を示す。ダンパーの最大応答は、許容値を下回っており、基準地震動  $S_s$  レベルの入力に対しても適用可能であることが確認出来る。

解析モデルへの入力は、原子炉建屋の質点系モデルによる地震応答解析結果から得られる屋上レベル（T.M.S.L.38.2m）における応答結果（水平、鉛直、回転成分）を用いることとし、排気筒の基礎位置を固定として同時入力による地震応答解析を実施する。

また、地震応答解析における減衰評価は、剛性比例型減衰を用いており、水平方向の応答が排気筒の応答性状に支配的であることを踏まえて、水平方向（NS方向）の鉄塔の1次固有周期（3.69Hz）に対して減衰定数が  $h=2\%$  となる減衰を与えることとしている。

※設計時に定めた許容値であり、既工認の耐震計算書においても同じ許容値を用いてダンパーの適用性を確認している。

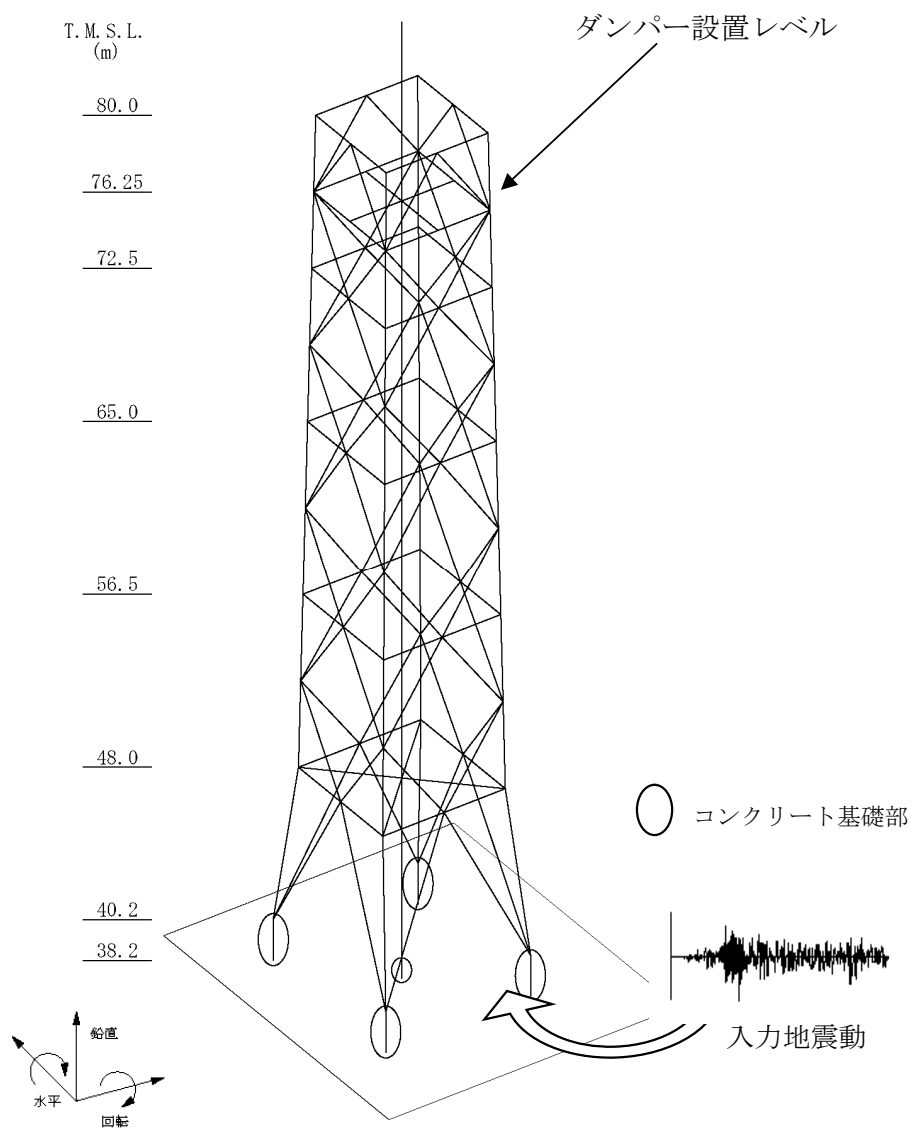
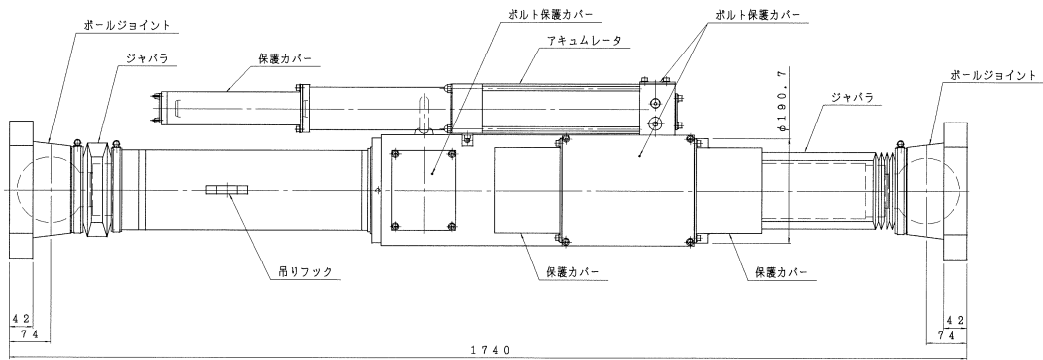
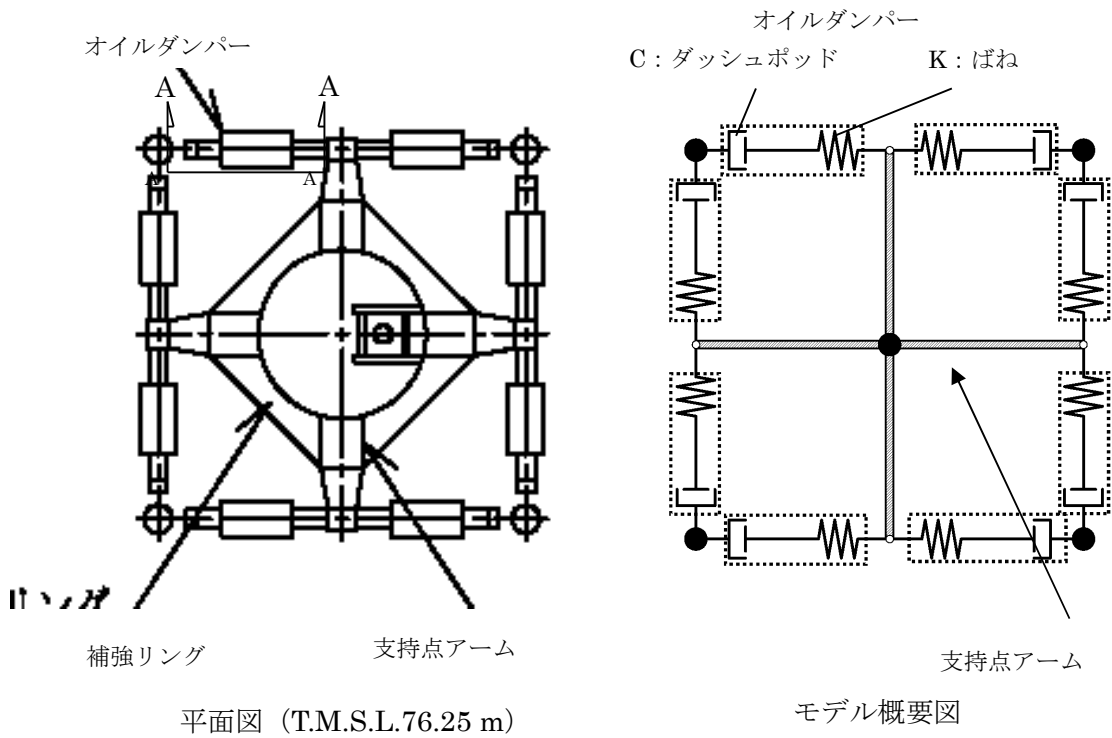


図 3.2.1 排気筒の地震応答解析モデルの概要

表 3.2.1 解析に用いる材料定数

部位	材料	ヤング係数 (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比	減衰定数
鉄塔, 筒身	鉄骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	0.02
基礎	コンクリート	2.88×10 <sup>4</sup>	0.2	0.05



A-A オイルダンパー詳細図 (単位: mm)

図 3.2.2 オイルダンパーの概要

表 3.2.3 オイルダンパー諸元

重量	6.0	(kN/台)
ばね定数	$K=0.3 \times 10^8$	(N/m)
減衰係数	$C=1.2 \times 10^5$	(N・s/m)

表 3.2.4 オイルダンパーの適用性

	Ss 最大応答値 (暫定値)	許容値
速度(m/s)	1.88	2.60
変位 (mm)	131	175

### 3.3 既工認と今回工認における排気筒の解析モデルの比較

排気筒の解析モデルについて、既工認で採用した解析モデルと今回工認で採用する予定の解析モデルとの差異を整理する。改造工認における排気筒の解析モデルと今回工認で採用予定の解析モデルの比較表を表 3.3.1 に示す。

表 3.3.1 のうち、要素分割及び地震荷重、解析コードの差異については、解析手法を変更したことに伴う変更である。また、既工認では、鉄塔部と筒身部を質点系でモデル化して地震応答解析（水平）を実施し、地震荷重を算定している。筒身部の評価は地震応答解析結果から求まる応力及び静的な鉛直荷重を用いた構造検討を実施し、鉄塔部については地震応答解析結果から求まる地震荷重及び静的な鉛直荷重を 3 次元フレームモデルに入力することにより構造検討を実施している。今回工認では、3 次元フレームモデルによる時刻歴応力解析（水平及び鉛直）を実施し、鉄塔部の各部材も含めて時刻歴解析で直接応力を算定することにより構造検討を実施する方針である。3 次元フレームモデルによる時刻歴応力解析は先行審査でも適用されている手法である。

また、コンクリートのヤング係数及びポアソン比については、別資料（「別紙 1 建屋の地震応答解析におけるコンクリート実剛性の採用について」）にて考察しているため、ここでは差異として取り上げないこととする。

以上を踏まえると、既工認と今回工認における解析モデルの主要な論点となる項目はないと考えられる。

### 3.4 排気筒の評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号及び 7 号炉の排気筒について、既工認と今回工認における解析モデル及び解析手法を比較し、差異を抽出した結果、先行電力を含む既工認で採用実績がある手法であり、主要な論点となる項目はないことを確認した。

なお、排気筒は、原子炉建屋の地震応答解析結果に基づく屋上レベルの応答を入力動として評価を実施しており、入力動の不確かさ（建屋応答の不確かさ）をふまえた場合でも許容値を満足することを確認することにより保守性に配慮した設計とする予定である。

## 4. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋屋根トラス及び排気筒について、既工認と今回工認における解析モデル及び解析手法を比較した。その結果、既工認と差異が認められる部分についてはその妥当性・適用性について検討を行い、今回工認で使用する解析モデルとして妥当であることを確認した。



表 3.3.1 排気筒の解析モデルの比較

項目	既工認（改造工認）	今回工認
解析手法	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震応答解析（弾性解析）</li> <li>静的応力解析（弾性解析）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>時刻歴応力解析（弾性解析）</li> </ul>
解析コード	<ul style="list-style-type: none"> <li>DYNA2E（地震応答解析）</li> <li>NASTRAN（静的応力解析）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>DYNA2E</li> </ul>
モデル化	<ul style="list-style-type: none"> <li>質点系モデル（地震応答解析）</li> <li>3次元フレームモデル（静的応力解析）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3次元フレームモデル</li> </ul>
要素分割	<p>【地震応答解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>鉄塔部・筒身部を質点系でモデル化，ダンパー部はダッシュポッド要素とバネ要素でモデル化</li> </ul> <p>【応力解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>梁要素：鉄塔部（支柱材）</li> <li>トラス要素：鉄塔部（水平材，斜材）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>梁要素：鉄塔部（支柱材），筒身部，基礎部</li> <li>トラス要素：鉄塔部（水平材，斜材）</li> <li>ダッシュポッド要素、ばね要素：ダンパー</li> </ul>
材料物性	<ul style="list-style-type: none"> <li>鋼材のヤング係数： <math>E=2.05 \times 10^5 (N/mm^2)</math></li> <li>鉄骨のポアソン比：0.3</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>鉄骨のヤング係数： <math>E=2.05 \times 10^5 (N/mm^2)</math></li> <li>鉄骨のポアソン比：0.3</li> <li>コンクリートのヤング係数 <math>E=2.88 \times 10^4 \text{ kN/mm}^2</math></li> <li>コンクリートのポアソン比 <math>\nu=0.2</math></li> </ul>
評価方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>S<sub>1</sub>地震及び静的地震力に対して発生応力が許容限界を超えないことを確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>S<sub>s</sub>地震に対し，発生応力が許容限界を超えないことを確認</li> </ul>
地震荷重	<p>【地震応答解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水平：モデル脚部に質点系モデルの地震応答解析による水平方向の動的応答を入力</li> <li>鉛直：実施せず</li> </ul> <p>【応力解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水平：地震応答解析から求まる地震荷重を入力</li> <li>鉛直：静的震度を鉛直力として入力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水平及び鉛直：モデル脚部に質点系モデルの地震応答解析による水平及び鉛直方向の動的応答を同時入力</li> </ul>

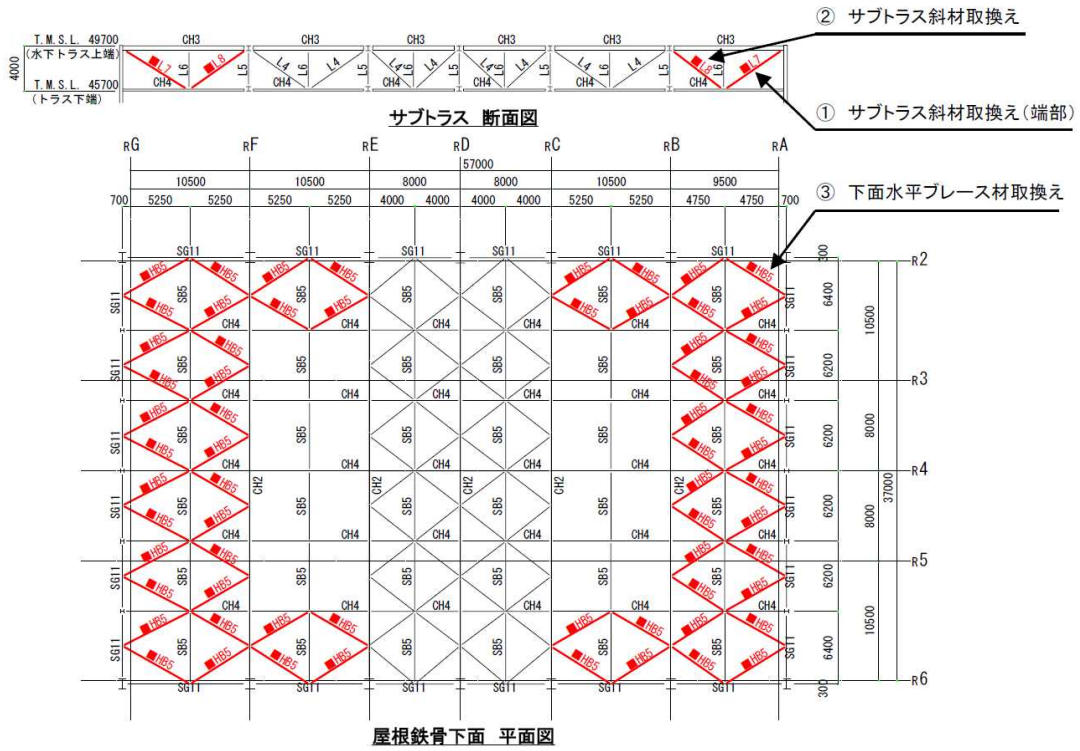
【参考文献】

- [1] 谷口他：鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究，日本建築学会構造工学論文集  
Vol.37B 号，1991 年 3 月，pp303-316
- [2] 柴田他：鉄骨筋違の履歴特性の定式化，日本建築学会構造工学論文集第 316 号，昭和 57 年 6  
月，pp18-24
- [3] 鈴木他：原子力発電所鉄骨屋根トラスの終局限界に関する研究，日本建築学会構造系論文集  
Vol.76 No.661，2011 年 3 月，P571-580
- [4] 中込他（1995）：繰返し力を受ける SM490 鋼の疲労性に関する研究 日本建築学会 構造系論文  
集 No. 469, 127-136, 1995. 3

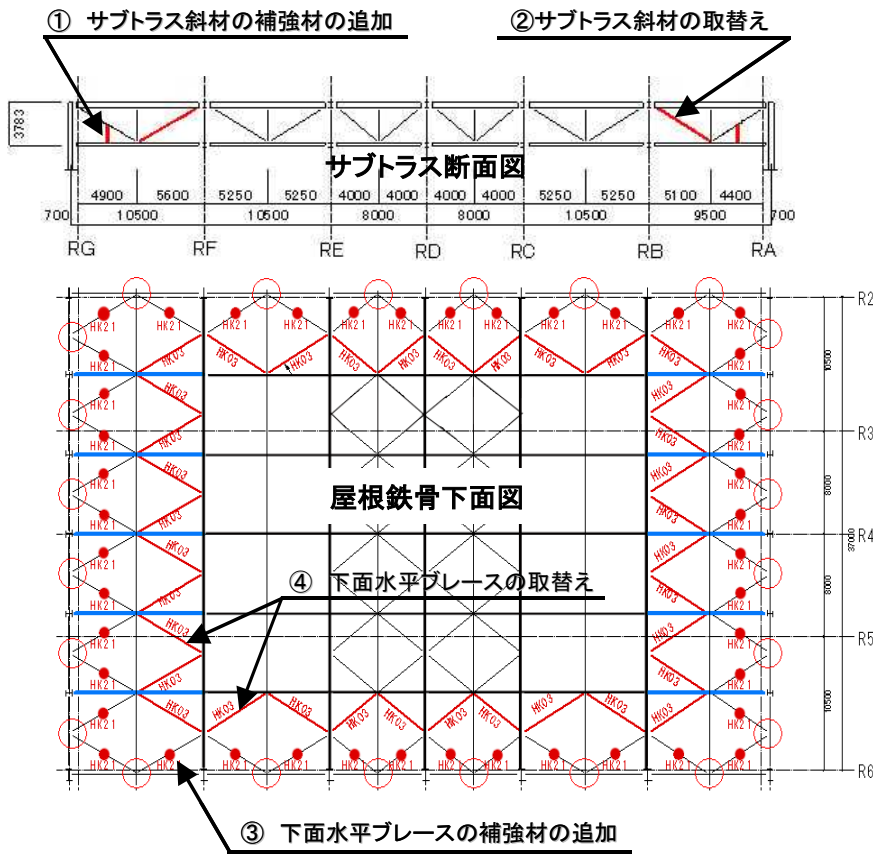
原子炉建屋屋根トラスの耐震補強について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋屋根トラスについては耐震補強工事を実施しており、本資料では、当該工事における補強の内容について説明する。

屋根トラスの補強については、主トラスについては余裕があることが確認されたものの、それと直交するサブトラスの一部や下面水平ブレースなどの余裕の少ない部材については、部材取替え及び補強材の追加による耐震補強工事を実施している。耐震補強の補強箇所を図—1 に、補強部材の詳細を表—1 に示す。



図一1 (a) 屋根トラスの補強箇所 (6号炉)



図一1 (b) 屋根トラスの補強箇所 (7号炉)

表-1 (a) 補強部材の詳細 (6号炉)


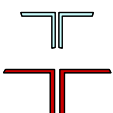
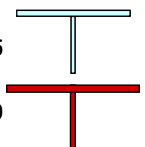
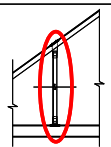
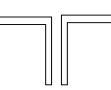
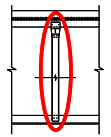

No	箇所及び補強方法		
①	サブトラス斜材 取換え(端部)	補強前 2Ls-90×90×10 ↓ 補強後 2Ls-120×120×8	
②	サブトラス斜材 取換え	補強前 2Ls-90×90×10 ↓ 補強後 2Ls-130×130×9	
③	下面水平ブレース材 取換え	補強前 CT-150×300×10×15 ↓ 補強後 CT-175×350×12×19	

表-1 (b) 補強部材の詳細 (7号炉)

No.	箇所及び補強方法		
①	サブトラス斜材 補強材の追加		斜材 2Ls-90×90×10 補強材 L-75×75×6
②	サブトラス斜材 取替え		補強前 2Ls-90×90×10 補強後 2Ls-130×130×9
③	下面水平 ブレース材 補強材の追加		ブレース材 CT-150×300×10×15 補強材 [-150×75×6.5×10
④	下面水平 ブレース材 取替え		補強前 CT-150×300×10×15 補強後 CT-175×350×12×19

剛性比例型減衰の妥当性について

1. はじめに

今回工認では、原子炉建屋屋根トラスの地震応答解析における減衰評価について、鉄骨造の構造物に対して一般的に適用している剛性比例型としている。

表-1 に 7 号炉原子炉建屋屋根トラスの固有値解析結果を、図-1 に剛性比例型減衰による減衰定数と振動数の関係を示す。

鉄骨造の屋根トラスは、水平材として鉛直方向の挙動が卓越すると考えられるため、水平材の応答に影響の大きい鉛直方向 1 次固有振動数 (5.19Hz) に対して減衰定数が  $h=2\%$  となる剛性比例型減衰を与えている。図-1 より、剛性比例型減衰の特徴として高次モードの減衰を大きくとることになるが、高次モードが屋根トラスの応答へ及ぼす影響は小さいため、剛性比例型減衰の採用が屋根トラスの応答へ与える影響は小さいと考える。

以下では、振動数、周期に加えて、刺激係数、有効質量比についても高次モードまで確認し、剛性比例型減衰の設定の妥当性を検討する。

表-1 固有値解析結果

次数	振動数 (Hz)	周期 (sec)	備考
1	5.19	0.193	鉛直方向一次
2	6.16	0.162	鉛直方向二次
3	7.07	0.141	
4	7.51	0.133	NS方向一次
5	8.10	0.123	
6	9.22	0.108	EW方向一次

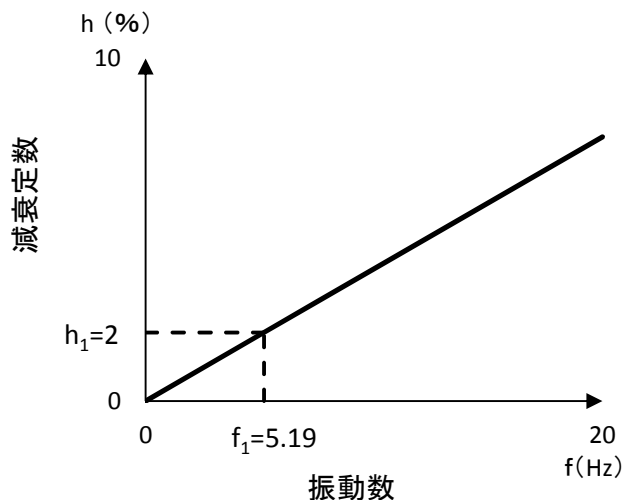


図-1 剛性比例型減衰による減衰定数と振動数の関係

## 2. 剛性比例型減衰設定の妥当性の確認

屋根トラスについて、剛性比例型減衰の設定の妥当性を確認するために、振動数、周期に加えて、刺激係数、有効質量比を追加の上、固有値解析結果を高次モードまで確認した結果を表-2に示す。

屋根トラスの水平方向の1次固有振動数は、NS方向：7.51Hz、EW方向：9.22Hzであり、原子炉建屋の地盤-建屋連成系の水平方向の1次固有振動数（NS、EW方向共に2.3Hz程度）と開きがあることから、屋根トラスの評価においては、水平方向の入力による影響は小さいと考えられる。

一方、屋根トラスの鉛直方向の1次固有振動数は、5.19Hzであり、原子炉建屋鉛直方向の地盤-建屋連成系の1次固有振動数（4Hz程度）と近接しており、また構造面から考えても、屋根トラスの評価においては鉛直動の影響が大きいと考えられる。なお、鉛直方向については、固有振動数が近接している2次モード、3次モードの影響も考えられるが、1次モードが他の高次モードに対して刺激係数、有効質量比とも大きく、1次モードが全体応答に与える影響が大きいと考えられる。

また、参考として屋根トラスの各方向の固有振動数と解析モデルへの入力地震動の加速度応答スペクトルの関係を図-2に示す。これより、入力動の応答スペクトルにおけるピークと屋根トラスの固有振動数については、上記の考察と整合した関係になっていることが確認できる。

以上のことから、屋根トラスは、刺激係数、有効質量比とも他のモードに比較して大きく、固有振動数が建屋地盤連成系の1次固有振動数と近接している鉛直方向の1次モードが応答性状に支配的と考えられることから、鉛直方向1次固有振動数（5.19Hz）に対して減衰定数が $h=2\%$ となる剛性比例型減衰を設定することは妥当であると考えられる。

なお、詳細設計においては、必要に応じて剛性比例型以外の減衰を用いて、高次モードの影響を確認することとする。

表-2 固有値解析結果

固有周期、振動数、刺激係数、有効質量比(屋根トラス)

次数	振動数 (Hz)	周期 (sec)	刺激係数			有効質量比			備考
			X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向	
1	5.19	0.193	0.000	-0.001	1.596	0.000	0.000	0.065	鉛直方向一次
2	6.16	0.162	-0.004	-0.089	-0.073	0.000	0.000	0.000	鉛直方向二次
3	7.07	0.141	-0.002	0.004	0.416	0.000	0.000	0.003	鉛直方向三次
4	7.51	0.133	1.220	-0.004	-0.003	0.298	0.000	0.000	NS方向一次
5	8.10	0.123	-0.013	-0.473	-0.055	0.000	0.004	0.000	
6	9.22	0.108	0.003	1.811	-0.003	0.000	0.396	0.000	EW方向一次
7	10.16	0.098	1.414	0.011	0.007	0.032	0.000	0.000	
8	10.43	0.096	0.738	-0.011	-0.006	0.010	0.000	0.000	
9	10.44	0.096	-0.031	0.009	0.067	0.000	0.000	0.000	
10	11.08	0.090	-0.199	-0.007	-0.002	0.001	0.000	0.000	
11	11.81	0.085	0.010	0.027	0.008	0.000	0.000	0.000	
12	11.94	0.084	0.009	0.004	0.009	0.000	0.000	0.000	
13	13.58	0.074	0.017	-0.027	-0.069	0.000	0.000	0.000	
14	14.07	0.071	0.063	0.005	-0.003	0.000	0.000	0.000	
15	14.55	0.069	-0.011	0.024	-0.846	0.000	0.000	0.005	
16	14.90	0.067	-0.027	0.033	-0.935	0.000	0.000	0.007	
17	15.57	0.064	-0.007	-0.054	-0.301	0.000	0.000	0.002	
18	15.60	0.064	0.008	0.038	-0.050	0.000	0.000	0.000	
19	16.29	0.061	-0.004	0.289	0.040	0.000	0.001	0.000	
20	16.95	0.059	0.015	-0.264	0.000	0.000	0.010	0.000	

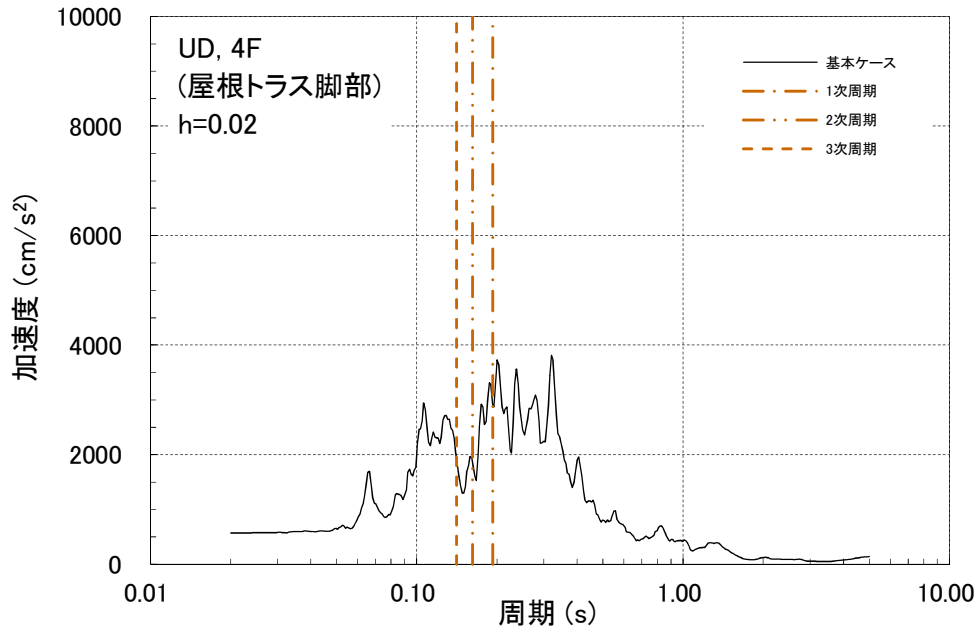


図-2 (a) 固有振動数と入力動の加速度応答スペクトルの関係 鉛直方向



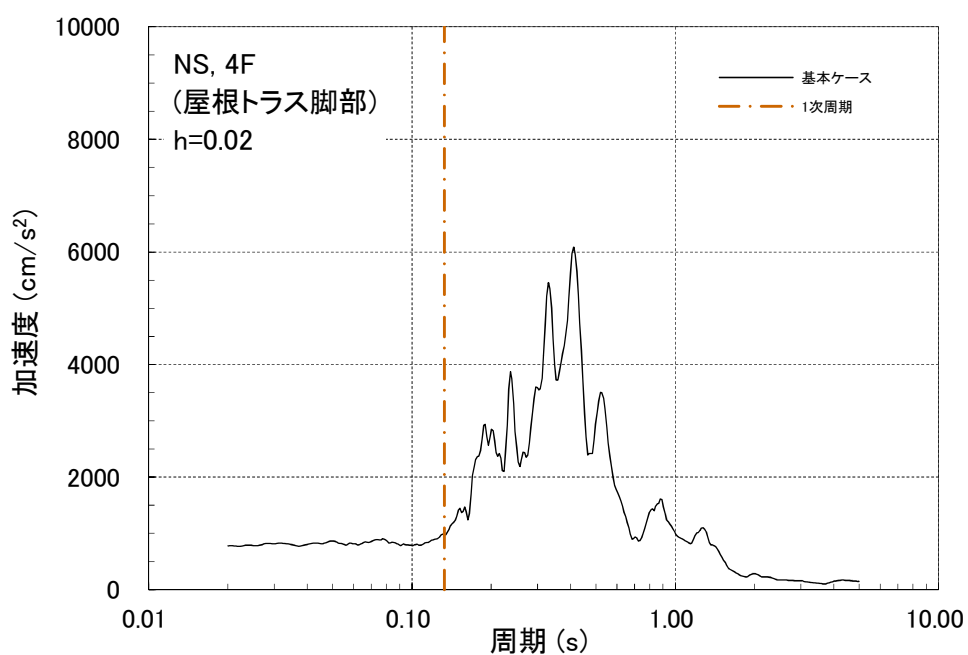


図-2 (b) 固有振動数と入力動の加速度応答スペクトルの関係 NS 方向

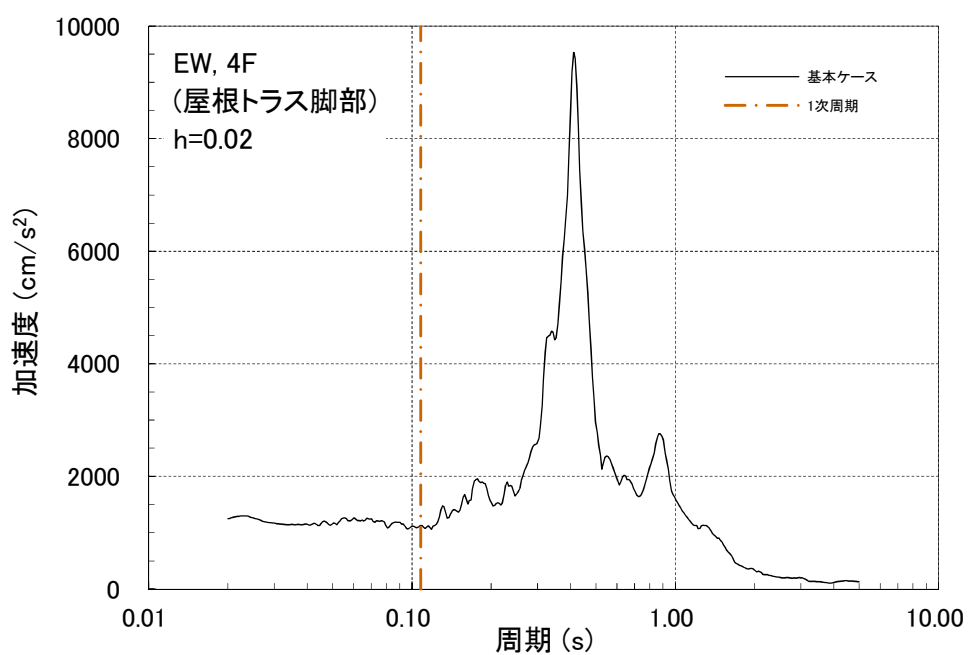


図-2 (c) 固有振動数と入力動の加速度応答スペクトルの関係 EW 方向

### 3. 排気筒の減衰の設定について

原子炉建屋屋根トラスと同様に、排気筒の地震応答解析における減衰評価についても、鉄骨造の構造物に対して一般的に適用している剛性比例型としている。

鉄骨造の排気筒は、塔状構造物であることから水平方向の挙動が卓越すると考えられるため、筒身部よりも応答に影響の大きい鉄塔部の水平（NS）方向 1 次固有振動数（3.69Hz）に対して減衰定数が  $h=2\%$  となる剛性比例型減衰を与えている。

排気筒について、剛性比例型減衰の設定の妥当性を確認するために、振動数、周期に加えて、刺激係数、有効質量比を追加の上、固有値解析結果を高次モードまで確認した結果を表-3 に示す。

排気筒の水平方向の 1 次固有振動数は、筒身部では NS 方向：0.98Hz、EW 方向：0.98Hz、鉄塔部では NS 方向：3.69Hz、EW 方向：3.71Hz となっており、原子炉建屋の地盤-建屋連成系の水平方向の一次固有振動数（NS、EW 方向共に 2.3Hz 程度）と比較すると、両者とも近接しており、筒身部、鉄塔部それぞれの 1 次モードの影響が大きいと考えられる。刺激係数、有効質量比についても、鉄塔部、筒身部の 1 次モードは共に大きいため、筒身部、鉄塔部それぞれの 1 次モードの影響は大きいと考えられる。

また、1 次モード以外に刺激係数・有効質量比が比較的大きいモードとしては、筒身の NS 方向 2 次（固有振動数 6.63Hz）、筒身の EW 方向 2 次（固有振動数 6.67Hz）、鉄塔の NS 方向 2 次（10.74Hz）、鉄塔の EW 方向 2 次（11.15Hz）が挙げられるが、原子炉建屋の地盤-建屋連成系の水平方向の一次固有振動数（NS、EW 方向共に 2.3Hz 程度）とは開きがあることから、これらのモードの影響は小さいと考えられる。

一方、排気筒の鉛直方向の 1 次固有振動数は、筒身部 19.06Hz、鉄塔部 20.43Hz であり、原子炉建屋鉛直方向の地盤-建屋連成系の 1 次固有振動数（4Hz 程度）と開きがあることから、排気筒の評価においては、鉛直方向の入力による影響は小さいと考えられる。

また、参考として排気筒の各方向の固有振動数と解析モデルへの入力地震動の加速度応答スペクトルの関係を図-3 に示す。これより、入力動の応答スペクトルにおけるピークと排気筒の固有振動数については、上記の考察と整合した関係になっていることが確認できる。

以上のことから、排気筒は、刺激係数、有効質量比とも他のモードに比較して大きく、固有振動数が建屋地盤連成系の 1 次固有振動数と近接している筒身部及び鉄塔部の水平方向の 1 次モードが応答性状に支配的と考えられるが、より保守的な評価となる鉄塔部の水平方向 1 次固有振動数（3.69Hz）に対して減衰定数が  $h=2\%$  となる剛性比例型減衰を設定しており、排気筒の評価で採用予定の剛性比例型減衰の設定は妥当であると考えられる。

表-3 固有値解析結果

固有周期、振動数、刺激係数、有効質量比(排気筒)

次数	振動数 (Hz)	周期 (sec)	刺激係数			有効質量比			備考
			X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向	
1	0.98	1.021	1.528	0.000	0.000	0.139	0.000	0.000	筒身NS方向1次
2	0.98	1.018	0.000	1.511	0.000	0.000	0.136	0.000	筒身EW方向1次
3	2.75	0.364	0.000	0.001	0.000	0.000	0.000	0.000	
4	3.69	0.271	-1.616	0.000	0.000	0.214	0.000	0.000	鉄塔NS方向1次
5	3.71	0.269	0.000	-1.538	0.000	0.000	0.197	0.000	鉄塔EW方向1次
6	6.63	0.151	-1.201	0.000	0.000	0.064	0.000	0.000	筒身NS方向2次
7	6.67	0.150	0.000	-1.186	0.000	0.000	0.061	0.000	筒身EW方向2次
8	7.73	0.129	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	
9	9.71	0.103	0.000	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000	
10	10.74	0.093	1.067	0.000	0.001	0.191	0.000	0.000	鉄塔NS方向2次
11	11.15	0.090	0.000	1.035	0.000	0.000	0.181	0.000	鉄塔EW方向2次
12	11.51	0.087	0.000	0.000	0.010	0.000	0.000	0.000	
13	12.24	0.082	0.000	-0.369	0.000	0.000	0.007	0.000	
14	12.27	0.081	-0.290	0.000	0.000	0.004	0.000	0.000	
15	13.31	0.075	0.000	0.000	-0.010	0.000	0.000	0.000	
16	14.57	0.069	0.708	0.000	0.000	0.034	0.000	0.000	
17	14.58	0.069	0.000	0.843	0.000	0.000	0.046	0.000	
18	15.34	0.065	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	
19	18.04	0.055	-0.661	0.000	-0.001	0.061	0.000	0.000	
20	18.24	0.055	0.000	-0.721	0.000	0.000	0.079	0.000	
21	18.55	0.054	0.000	-0.007	0.000	0.000	0.000	0.000	
22	19.06	0.052	0.000	0.000	1.251	0.000	0.000	0.172	筒身鉛直方向1次
23	20.43	0.049	-0.001	0.000	1.615	0.000	0.000	0.324	鉄塔鉛直方向1次
24	22.68	0.044	0.000	-0.209	0.000	0.000	0.008	0.000	
25	22.76	0.044	-0.195	0.000	0.000	0.008	0.000	0.000	
26	23.45	0.043	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	
27	24.63	0.041	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	
28	26.13	0.038	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	
29	28.48	0.035	0.000	0.012	0.000	0.000	0.000	0.000	
30	28.49	0.035	0.011	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	

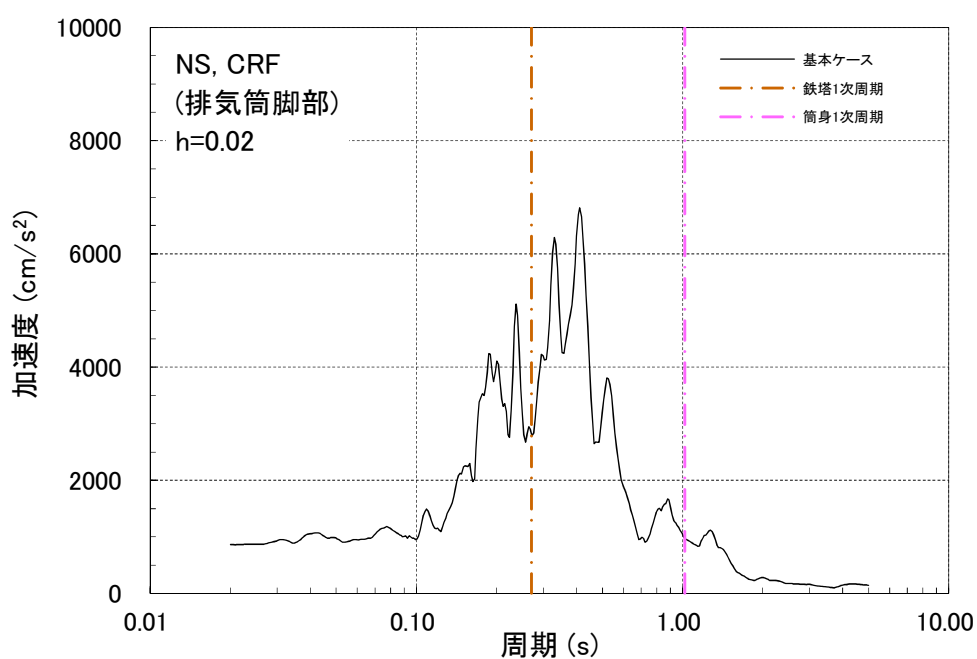


図-3 (a) 固有振動数と入力動の加速度応答スペクトルの関係 NS 方向

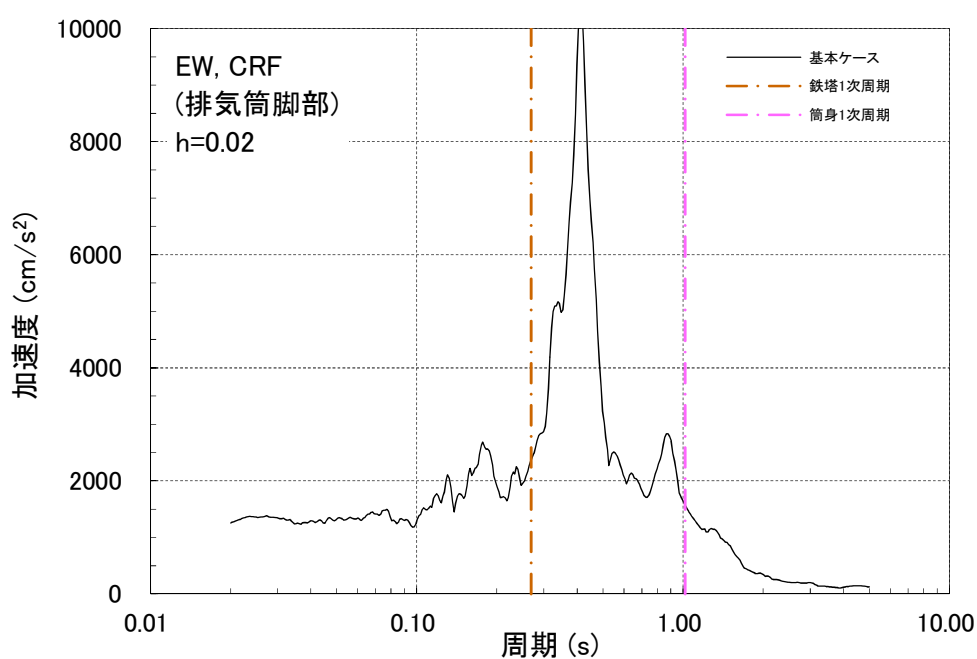


図-3 (b) 固有振動数と入力動の加速度応答スペクトルの関係 EW 方向

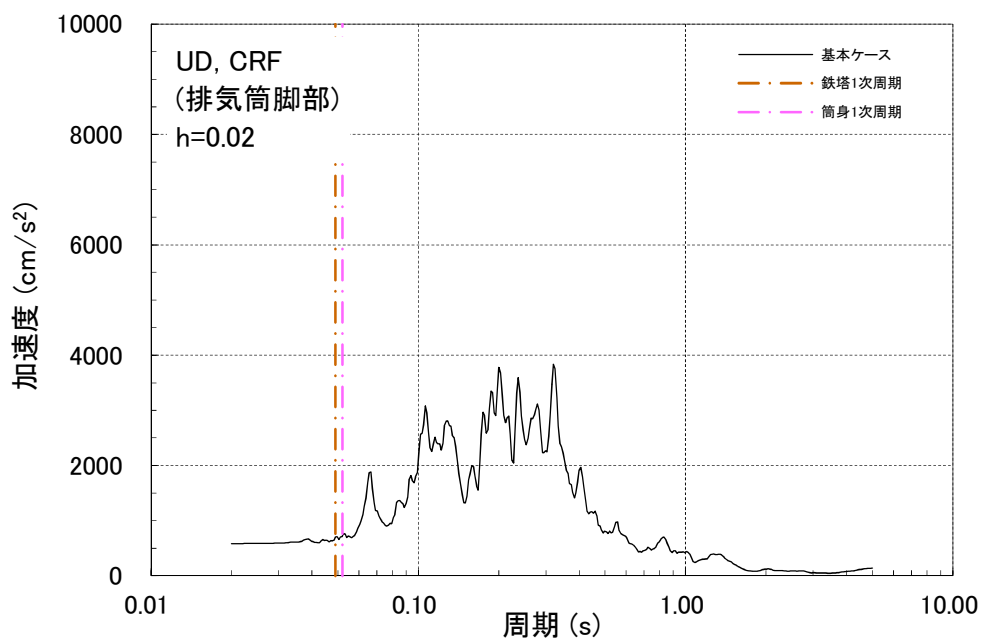


図-3 (c) 固有振動数と入力動の加速度応答スペクトルの関係 鉛直方向

排気筒の基礎部について

1. 基礎の概要

排気筒の基礎は、原子炉建屋と一体となった鉄骨鉄筋コンクリート造の立ち上がり部である。排気筒基礎の概要を図-1 に示す。

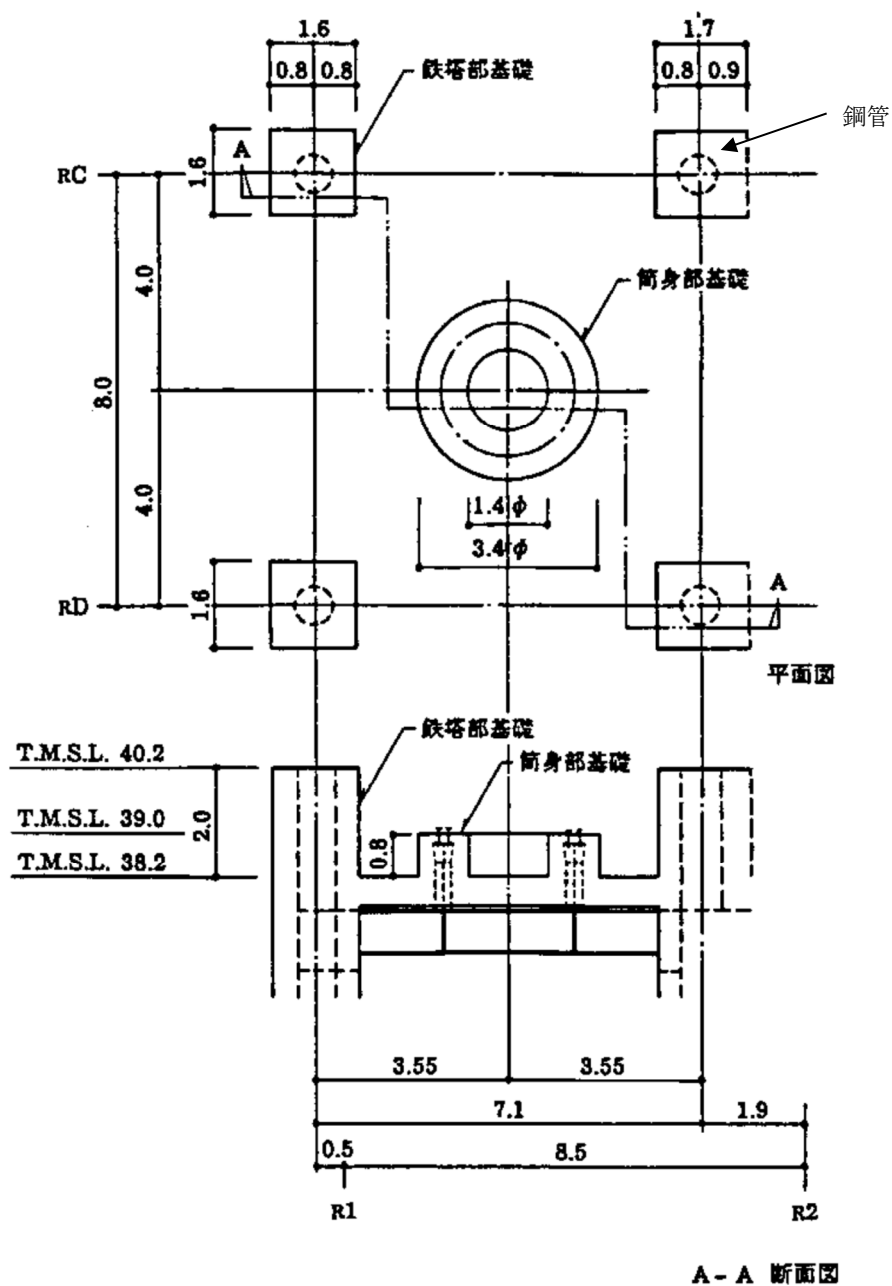


図-1 排気筒基礎の概要

## 2. 基礎部の評価について

今回工認における基礎部の評価は、既工認と同様に、鉄塔部基礎ボルト、鉄塔部基礎、筒身部基礎ボルトを対象として、実施する予定である。

### (1) 鉄塔部基礎ボルト

鉄塔部基礎ボルトについては、基礎ボルト1本あたりに発生する応力を評価し、基礎ボルトの諸元から求まる短期許容応力度との比較を行うことにより評価を実施する。

### (2) 鉄塔基礎部

鉄塔基礎部については、曲げモーメント、せん断力、軸力に対する評価を実施する。

曲げモーメントについては、鉄筋コンクリート部の鉄筋のみが負担すると仮定し、発生する応力が鉄筋の短期許容応力度を下回っていることを確認する。

せん断力については、コンクリートで負担すると仮定し、発生する応力がコンクリートの短期許容応力度を下回っていることを確認する。なお、評価に用いるコンクリート強度は既工認と同様に設計基準強度を用いるものとする。

軸力については鋼管のみが負担するものとして、発生する応力が鋼材の短期許容応力度を下回っていることを確認する。

### (3) 筒身部基礎ボルト

筒身部基礎ボルトについては、基礎ボルト1本あたりに発生する応力を評価し、基礎ボルトの諸元から求まる短期許容応力度との比較を行うことにより評価を実施する。

## 排気筒の入力地震動及び固有振動数・固有モードについて

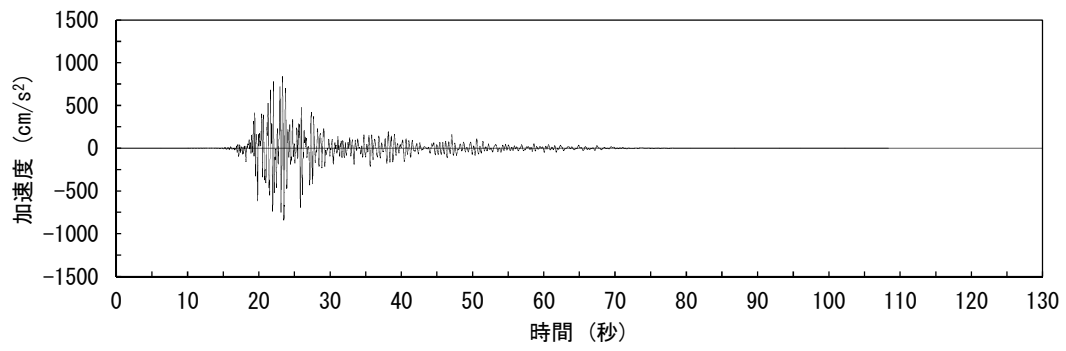
排気筒は、原子炉建屋の屋上（T.M.S.L.38.2m）に位置し、内径 2.4m の鋼板製筒身（換気空調系用排気筒）を鋼管四角形鉄塔（制震装置付）で支えた鉄塔支持形排気筒である。

排気筒は塔状構造物であり、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の同時入力の影響を受ける可能性がある構造物であることから、3次元モデルによる地震応答解析を実施する。解析モデルへの入力地震動は、原子炉建屋の質点系モデルによる地震応答解析結果から得られる屋上レベル（T.M.S.L.38.2m）における応答結果（水平、鉛直、回転成分）を用いている。

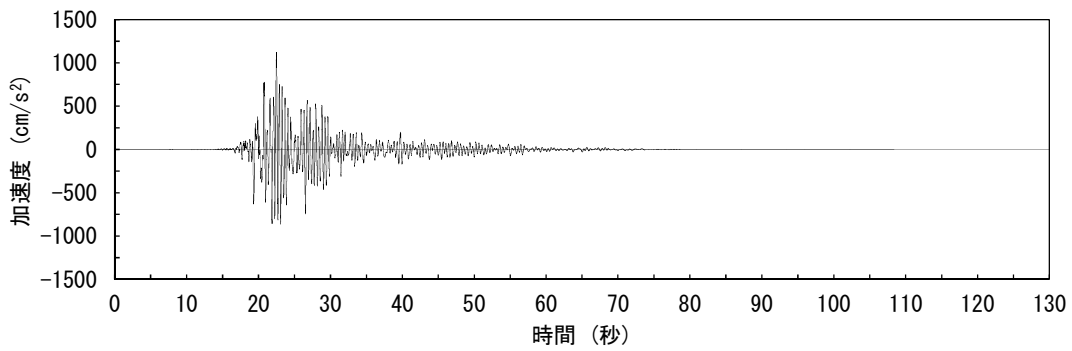
排気筒への入力として用いている入力動の時刻歴波形を Ss-2 を例として図-1 に示す。地震応答解析を実施する際には、水平、鉛直成分は加速度時刻歴波形を、回転成分は回転変位時刻歴波形を入力している。

回転変位から求まる脚部鉛直変位は、鉄塔部支柱材の脚部において、最大で NS 方向 1.7mm 程度、EW 方向 2.9mm 程度となる。

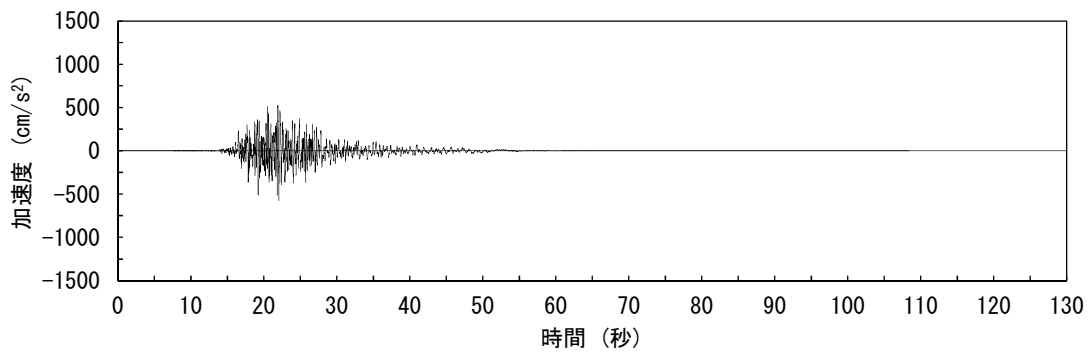




(a) 南北方向 (水平)

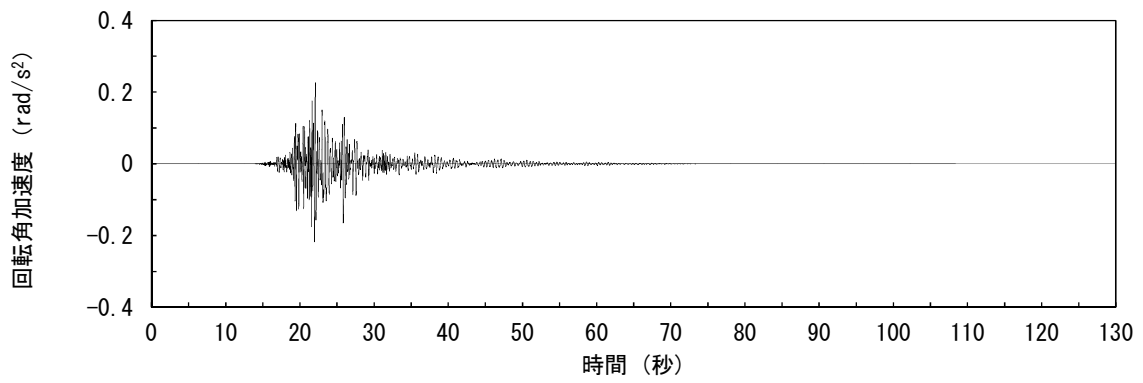


(b) 東西方向 (水平)

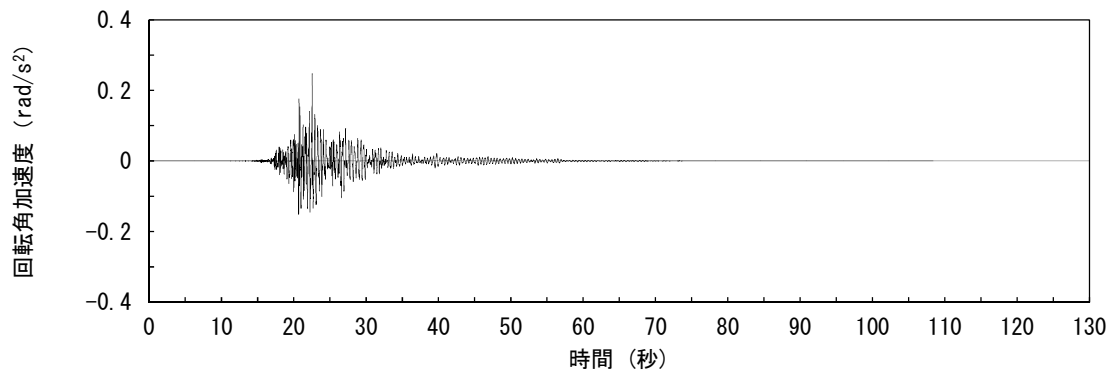


(c) 鉛直方向

図-1(1) 入力動の時刻歴波形  
(加速度、水平、鉛直成分)

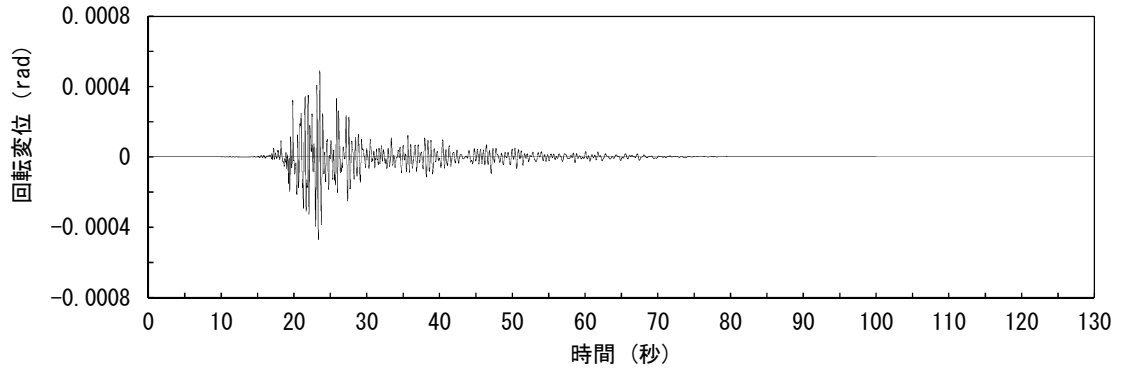


(d) 南北方向 (回転)

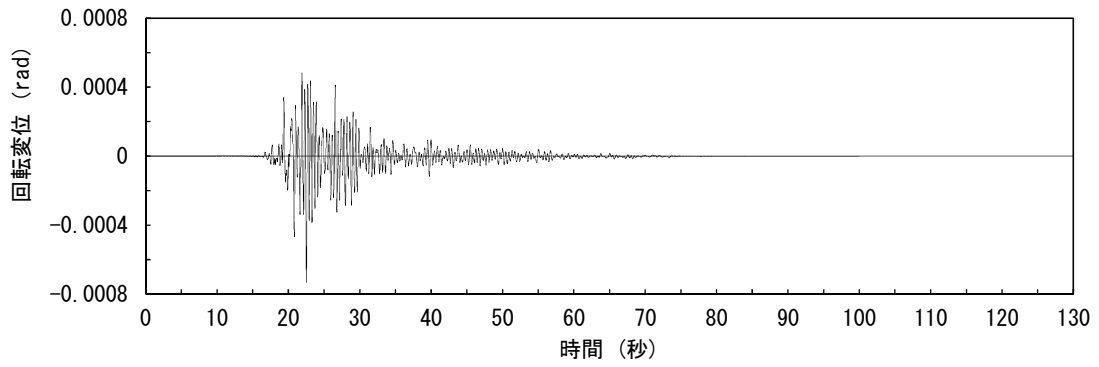


(e) 東西方向 (回転)

図-1(2) 入力動の時刻歴波形  
(加速度、回転成分)



(f) 南北方向 (回転)



(g) 東西方向 (回転)

図-1(3) 入力動の時刻歴波形  
(変位、回転成分)

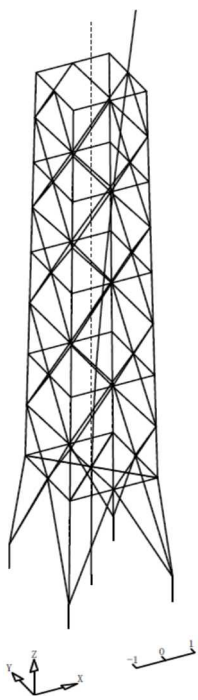
排気筒のモデル化にあたっては、鋼製材のうち、筒身、鉄塔部およびコンクリート造の基礎部については軸、曲げ変形を考慮した梁要素、鉄塔斜材、水平材についてはトラス要素としてモデル化する。固有値解析結果を表-1 および図-2 に示す。

筒身部の1次固有振動数は水平方向で1Hz、鉛直方向で19Hzとなり、鉄塔部の1次固有振動数は水平方向で3.7Hz、鉛直方向で20Hzとなる。

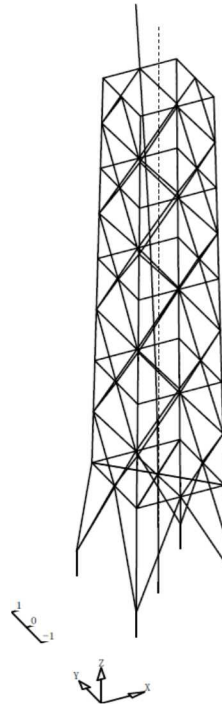
表-1 固有値解析結果

次数	振動数 (Hz)	周期 (sec)	刺激係数			備考
			X	Y	Z	
1	0.98	1.021	1.528	0.000	0.000	筒身NS方向1次
2	0.98	1.018	0.000	1.511	0.000	筒身EW方向1次
4	3.69	0.271	-1.616	0.000	0.000	鉄塔NS方向1次
5	3.71	0.269	0.000	-1.538	0.000	鉄塔EW方向1次
22	19.06	0.052	0.000	0.000	1.251	筒身鉛直方向1次
23	20.43	0.049	-0.001	0.000	1.615	鉄塔鉛直方向1次

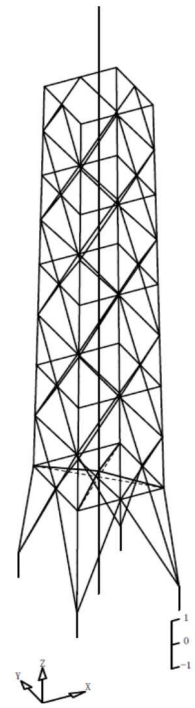
(筒身部)



筒身南北方向 1 次

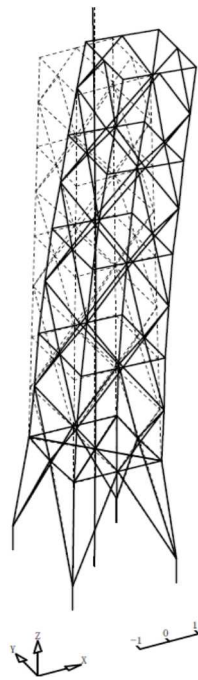


筒身東西方向 1 次

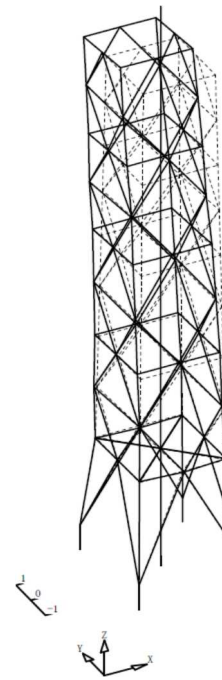


筒身鉛直方向 1 次

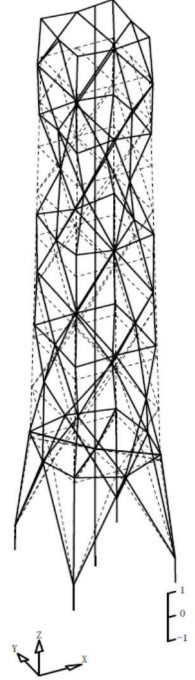
(鉄塔部)



鉄塔南北方向 1 次



鉄塔東西方向 1 次



鉄塔鉛直方向 1 次

図-2 固有値解析結果 (刺激係数)

排気筒の想定破損箇所及び破損モード，溶接箇所と筒身支持位置の関係について

排気筒の地震応答解析モデルは，屋上（T.M.S.L.38.2m）より上部を立体的にモデル化した立体架構モデルとしている。解析モデルの作成にあたっては，排気筒を構成する全ての構造部材をモデル化することを基本方針としている。

主要な基準地震動（Ss-1 および Ss-2）に対して，各部材の発生応力度と評価基準値に対する比率を図-1 に示す。基準地震動 Ss に対して，各部材は弾性範囲内におさまる。また，図-1 には鉄塔部と筒身部の接続位置や，鉄塔部および筒身部の溶接箇所も合わせて示す。最大応力は，鉄塔部，筒身部とも構造物の高さ方向の概ね中間部で発生し，かつ，溶接箇所とは異なる位置で発生しているため，排気筒脚部や溶接部での破断により崩壊する状態にはならない。

排気筒の破損モードとしては，図-1 に示す応力度比をみると，脚部の曲げヒンジより先に，鉄塔部の支柱材や筒身の局部座屈または支柱材端部に曲げヒンジが形成されることが想定されるため，倒壊に至るようなモードとはならないと考えられる。また，鉄塔部と筒身部の接続部近傍での応力度比は中間部に比べて小さく，鉄塔部及び筒身部の応力度比が大きい位置と一致していないことから，どちらかの破損から連鎖的な破壊が進行することは無いと考えられる。

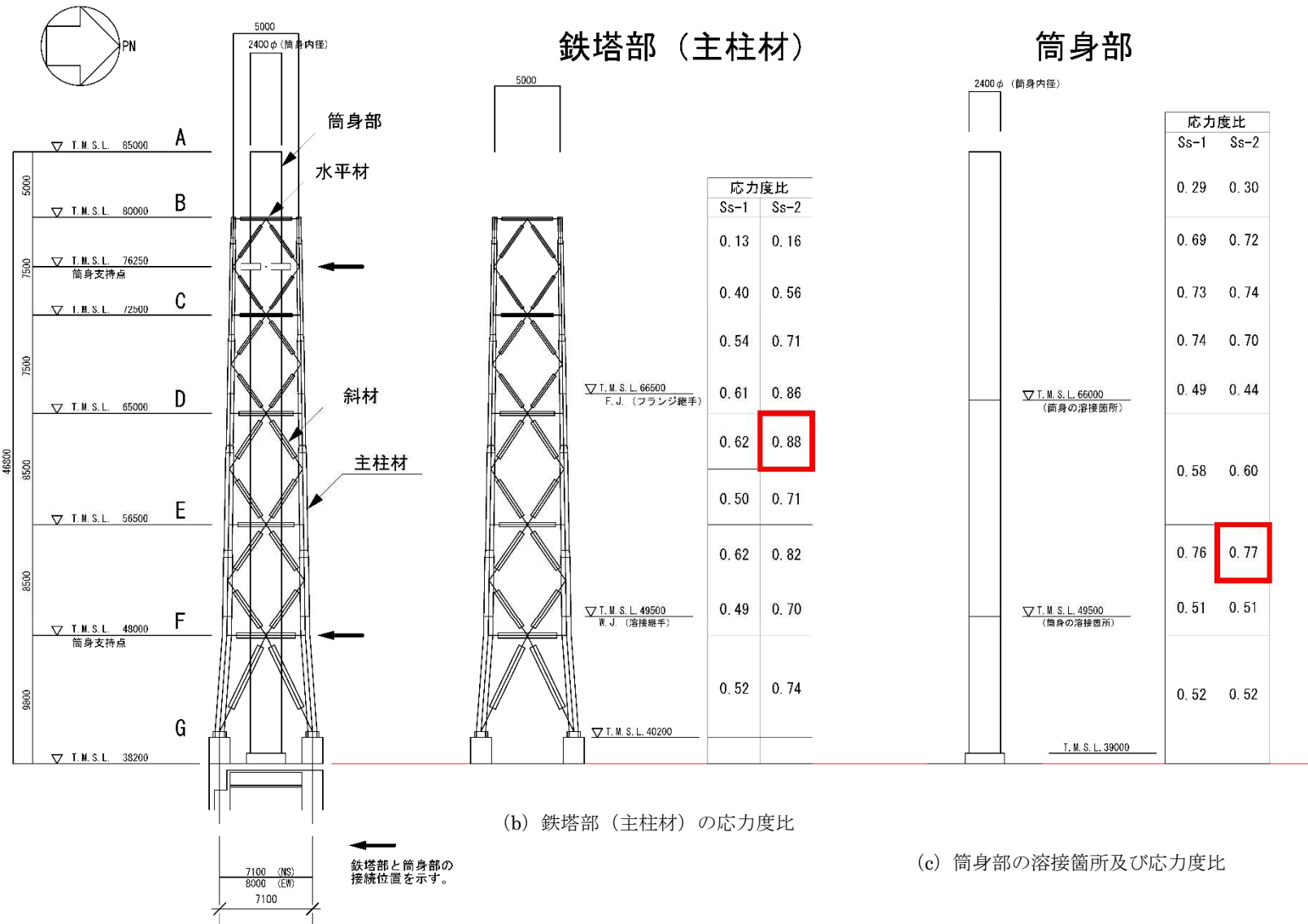


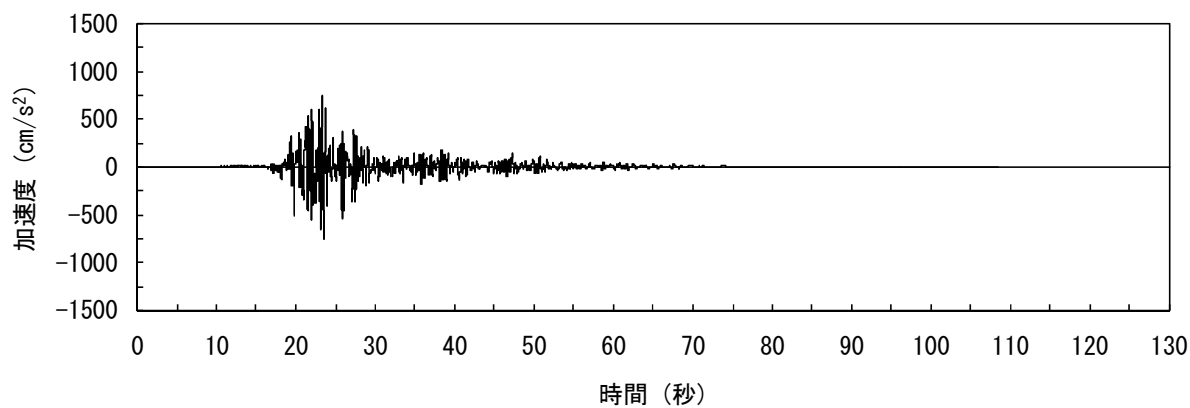
図-1 排気筒の評価結果（暫定値）と溶接箇所

## 屋根トラスの入力地震動及び固有振動数・固有モードについて

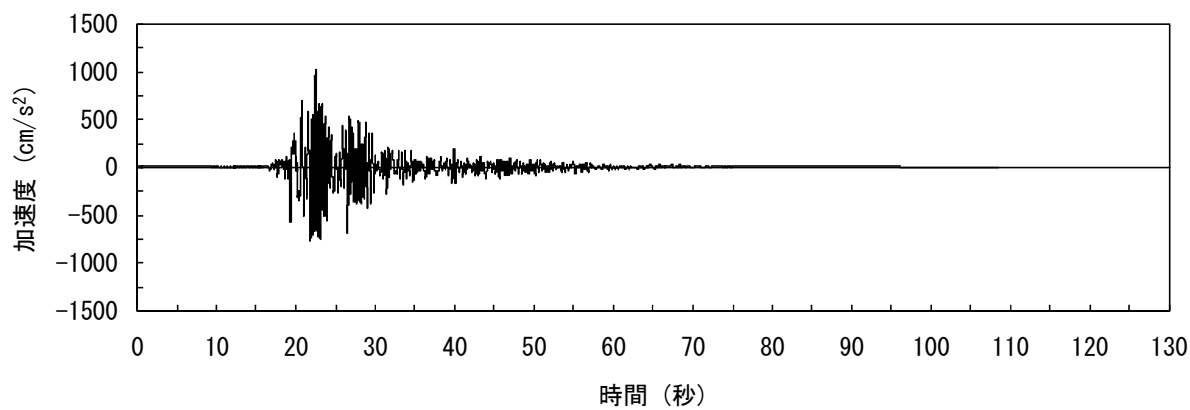
## 1. 屋根トラスの入力地震動

屋根トラスへの入力として用いている入力動の時刻歴波形(暫定応答)について、Ss-2 を例として図-1 に示す。地震応答解析を実施する際には、水平、鉛直成分は加速度時刻歴波形を、回転成分は回転変位時刻歴波形を入力している。

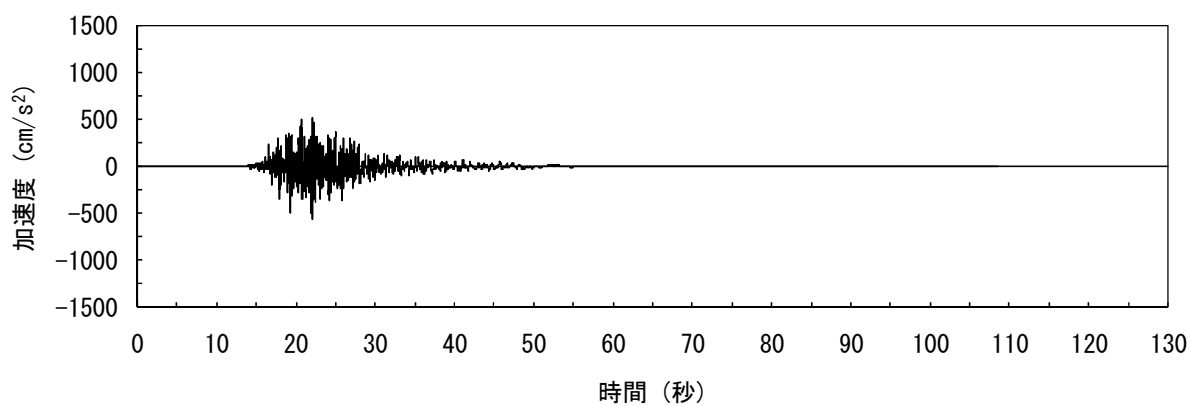




(a) 南北方向 (水平)

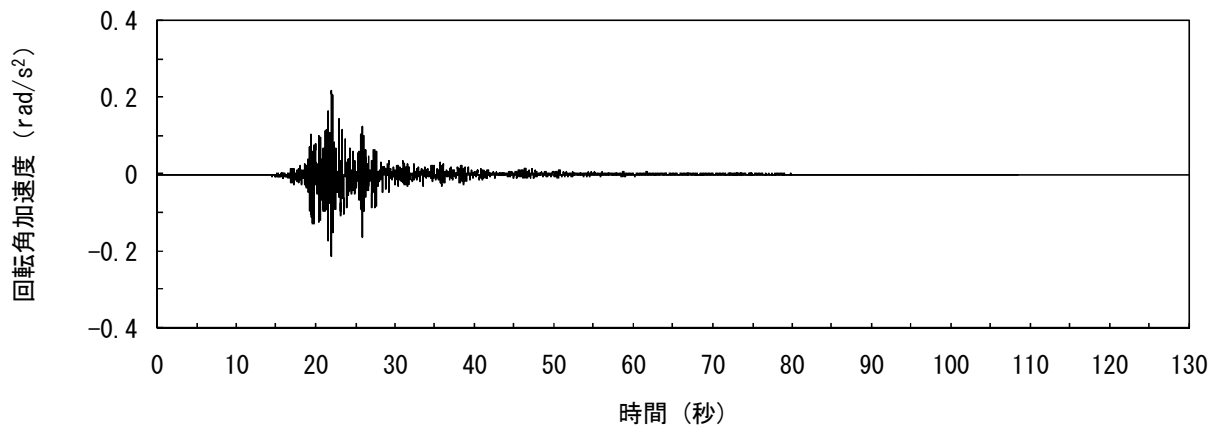


(b) 東西方向 (水平)

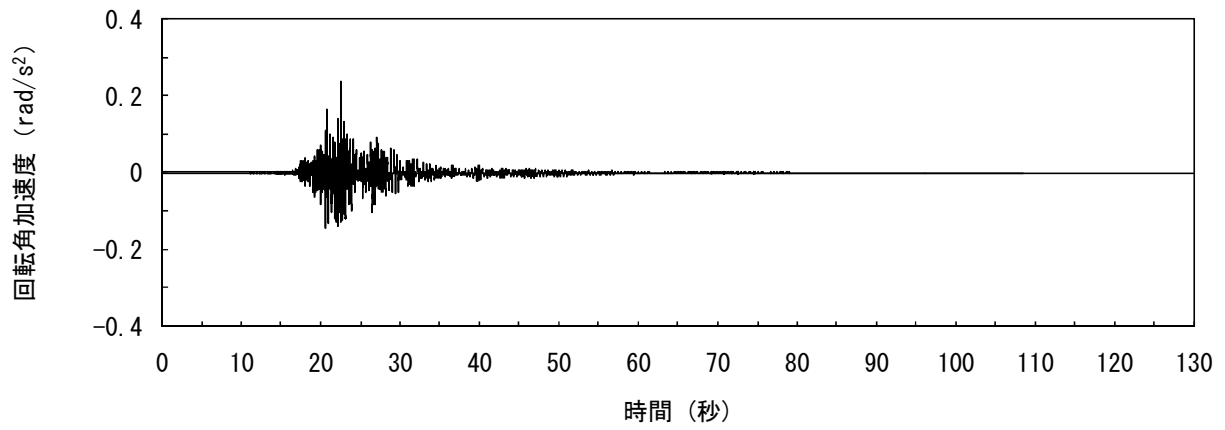


(c) 鉛直方向

図-1(1) 入力動の時刻歴波形  
(加速度、水平、鉛直成分)



(d) 南北方向 (回轉)



(e) 東西方向 (回轉)

図一 1 (2) 入力動の時刻歴波形  
(加速度、回轉成分)

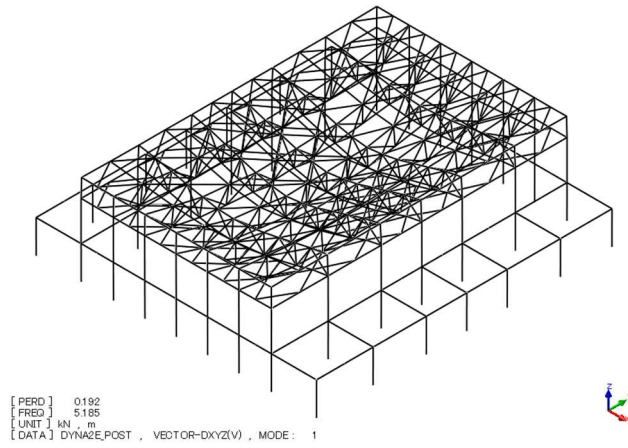
## 2. 屋根トラスの固有値解析結果

屋根トラスの固有値解析結果を表-1 および図-2 に示す。

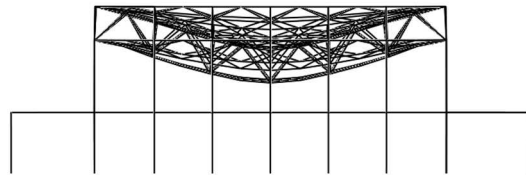
1次固有振動数は鉛直方向で 5.19Hz、水平方向で 7.51Hz (NS 方向)、9.22Hz (EW 方向) となる。

表-1 固有値解析結果

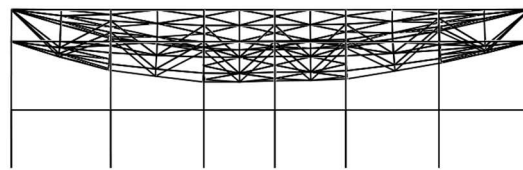
次数	振動数 (Hz)	周期 (sec)	刺激係数			備考
			水平方向(X)	水平方向(Y)	鉛直方向(Z)	
1	5.19	0.193	0.000	-0.001	1.596	鉛直方向一次
2	6.16	0.162	-0.004	-0.089	-0.073	鉛直方向二次
3	7.07	0.141	-0.002	0.004	0.416	
4	7.51	0.133	1.220	-0.004	-0.003	NS方向一次
5	8.10	0.123	-0.013	-0.473	-0.055	
6	9.22	0.108	0.003	1.811	-0.003	EW方向一次



(a) 鳥瞰図

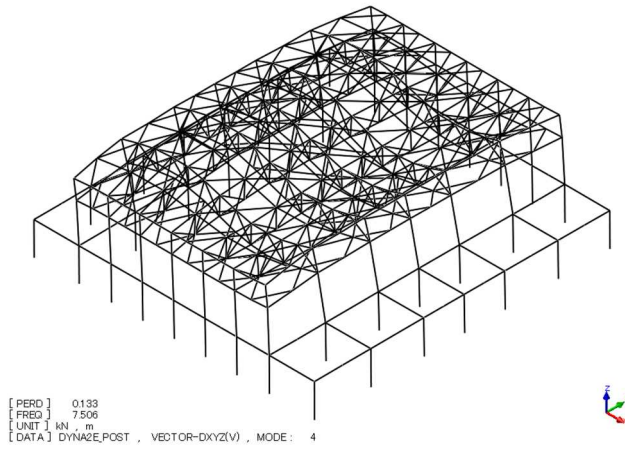


(b) ZX 面

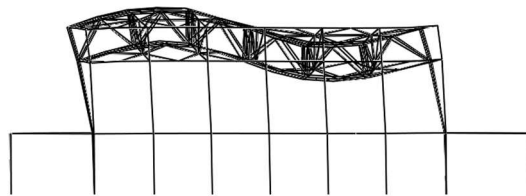


(c) YZ 面

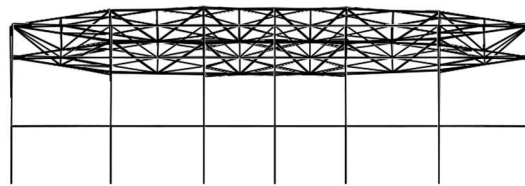
図-2 固有値解析結果 (刺激係数)、UD 方向 1 次モード



(a) 鳥瞰図

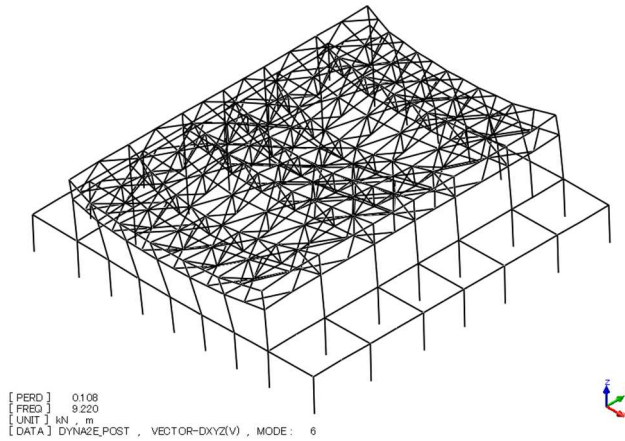


(b) ZX 面

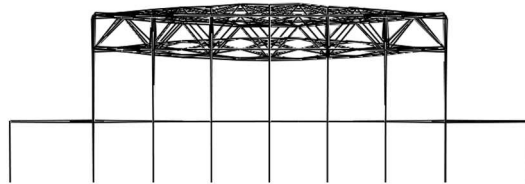


(c) YZ 面

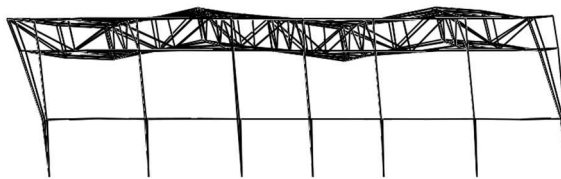
図-2 固有値解析結果（刺激係数）、NS 方向 1 次モード



(a) 鳥瞰図



(b) ZX 面



(c) YZ 面

図-2 固有値解析結果 (刺激係数)、EW 方向 1 次モード

### 3. 屋根トラスの耐震評価の見通し

基準地震動  $S_s$  による暫定応答を用いた評価結果のうち、屋根トラスを構成する主トラス方向の発生応力と評価基準値の比（発生応力/評価基準値）が最も大きい部材を含む RE 通りについて、評価部位を図-3 に、評価結果を表-3 に示す。屋根トラスについて各部材の発生応力は、評価基準値以下となっている。詳細な評価結果は、今回工認の時点で示す予定であるが、暫定応答による評価結果からは重大な課題が存在するとは考えられない。

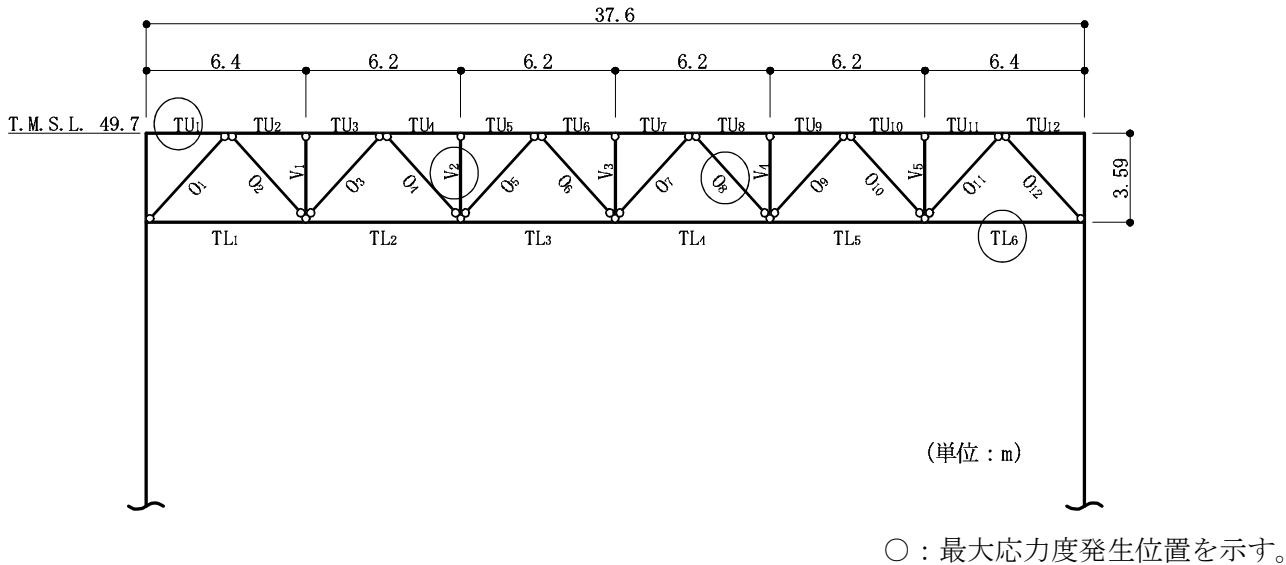


図-3 評価部位

表-3 主トラスの評価結果（暫定値）

部材	評価結果 (発生応力/評価基準値)	位置	使用部材
上弦材	0.59	TU1	H-428×407×20×35
下弦材	0.66	TL6	H-400×408×21×21
斜材	0.62	O8	H-244×252×11×11
束材	0.42	V2	2[s-200×90×8×13.5

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉

機器・配管系設備に関するその他手法の相違点について

(耐震)



## 1. はじめに

今回工認における機器・配管系設備の耐震評価において既工認から評価手法を変更する予定のものうち、他プラントを含めた認可実績のあるものについて本資料にて整理する。

## 2. 手法の相違点

### (1) 原子炉建屋クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用

原子炉建屋クレーンの解析では、より詳細な手法を用いる観点から、脱線防止ラグ等の構造変更を踏まえ、浮き上がり及び滑り条件を考慮した非線形時刻歴応答解析にて評価を実施する。原子炉建屋クレーンの非線形時刻歴応答解析の適用については、大間1号炉の建設工認において適用実績がある手法である。(添付1参照)

### (2) 立形ポンプの解析モデルの精緻化

既工認において、立形ポンプについては設備の寸法、質量情報に基づき、ケーシング部とローター(軸)部を2軸でモデル化しているが、今回の評価では、JEAG4601-1991 追補版に基づき取付フランジ部を回転ばねとして考慮する等のモデルの精緻化を行っている。本解析モデルは、大間1号炉の建設工認において適用実績がある手法である。(添付2参照)

### (3) 最新知見として得られた減衰定数の採用

最新知見として得られた減衰定数を採用する設備は以下のとおりであり、その値は、振動試験結果等を踏まえ、設計評価用として安全側に設定した減衰定数を採用したものである。また、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数についても新たに設定している。(添付3参照)

天井クレーン、燃料取替機及び配管系の減衰定数並びに鉛直方向の設計用減衰定数は大間1号炉において適用実績がある。

- ① 天井クレーンの減衰定数
- ② 燃料取替機の減衰定数
- ③ 配管系の減衰定数

### (4) 水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根(SRSS)法による組み合わせ

今回工認の評価では、鉛直方向の動的地震力が導入されたことから、水平方向と鉛直方向の地震力の組み合わせとして、既往の研究等に基づき二乗和平方根(以下、「SRSS」という。)法を用いる。SRSS法による荷重の組み合わせは、大間1号炉の建設工認において適用実績がある手法である。(添付4参照)

- (5) 水平方向応答解析モデルとは別に鉛直方向応答解析モデルを追加

今回工認では鉛直動的地震動が導入されたことから、原子炉本体及び炉内構造物について、鉛直方向応答を適切に評価する観点で、水平方向応答解析モデルとは別に鉛直方向応答解析モデルを新たに採用し鉛直地震動に対する評価を実施する。鉛直方向応答解析モデルは大間 1 号炉にて適用実績があるモデルである。(添付 5 参照)

### 3. 添付資料

- (1) 原子炉建屋クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用
- (2) 立形ポンプの解析モデルの精緻化
- (3) 最新知見として得られた減衰定数を採用するもの
- (4) 水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根 (SRSS) 法による組み合わせ
- (5) 鉛直方向応答解析モデルを追加したもの

## 添付資料 1 原子炉建屋クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用

### 1. 概要

原子炉建屋クレーン（図 1.1）の耐震評価は、既工認では鉛直方向は静的地震力のみであったことから簡便に手計算により実施していた。

今回工認では、鉛直動的地震力を考慮する必要があること及びクレーンの車輪部の構造変更によりレール上に固定されていないという構造上の特徴を踏まえ、鉛直方向の地震力に対する車輪部の浮き上がり挙動を考慮した解析モデル（図 1.2）を用いた非線形時刻歴応答解析により評価を実施する。

なお、本モデル及び評価手法は大間 1 号炉の建設工認にて適用例があり、大間 1 号炉と柏崎刈羽の 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋クレーンは類似構造であることから、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉にも適用可能である。

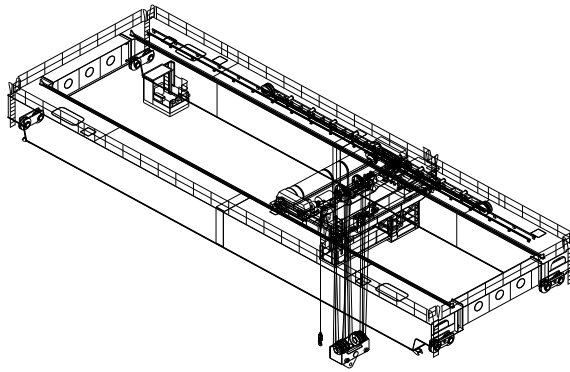


図 1.1 原子炉建屋クレーン（7号炉の例）

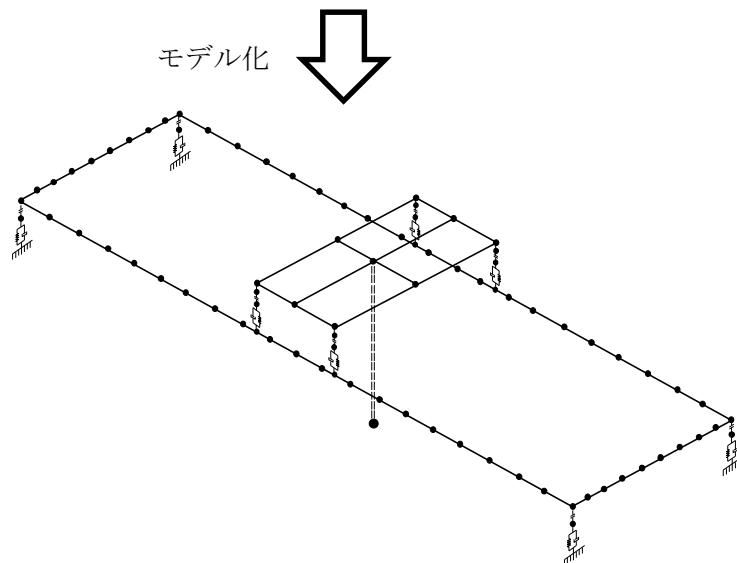


図 1.2 今回工認の解析モデル

## 2. 原子炉建屋クレーンの構造

大間1号炉と柏崎刈羽の6号及び7号炉の原子炉建屋クレーンは、図2.1に示すとおり原子炉建屋に設置された走行レール上をガーダ及びサドルが走行し、ガーダ上に設置された横行レール上をトロリが横行する構造であり、いずれも同様の構造（添付資料1）となっており、地震力に対し以下の挙動を示す。

### (1) 走行方向の水平力

- (a) クレーンは走行レール上に乗っているだけで固定されていないため、走行方向の水平力がクレーンに加わっても、クレーンはレール上をすべるだけで、クレーン自身にはレールと走行車輪間の最大静止摩擦力以上の水平力は加わらない。
- (b) クレーンの走行車輪は、駆動輪又は従動輪である。
- (c) 駆動輪は、電動機及び減速機等の回転部分と連結されているため、地震の加速度が車輪部に加わると回転部分が追従できず、最大静止摩擦力以上の力が加わればレール上をすべる。

### (2) 横行方向の水平力

#### a. ガーダ関係

- (a) 横行方向は、走行レールに対して直角方向であるため、ガーダは建屋と固定されているものとし、水平力がそのままガーダに作用する。

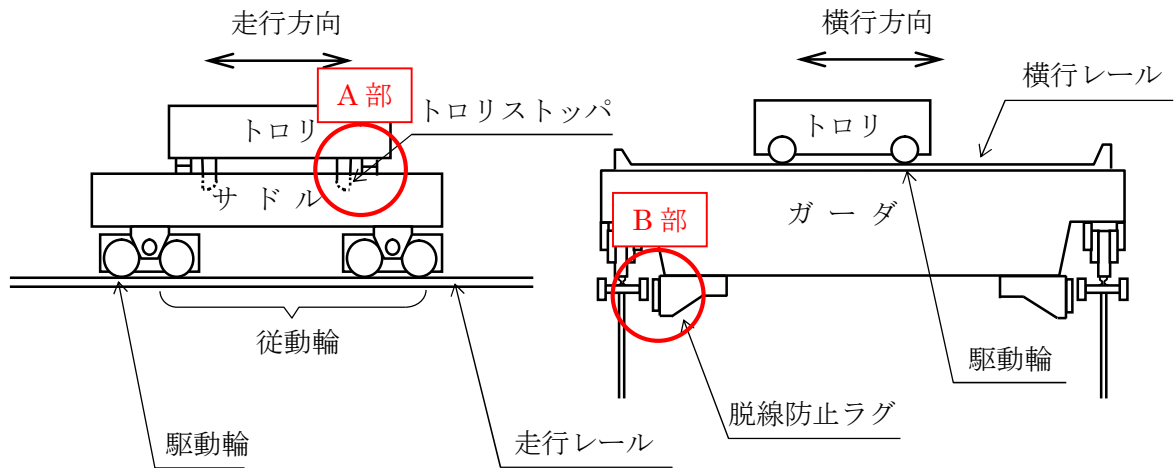
#### b. トロリ関係

- (a) トロリはガーダの上に乗っているだけでガーダとは固定されていないため、水平力がトロリに加わっても、トロリはレール上をすべるだけで、トロリ自身にはレールと横行車輪間の最大静止摩擦力以上の水平力は加わらない。
- (b) トロリの横行車輪は、駆動輪又は従動輪である。
- (c) トロリの駆動輪は、電動機及び減速機等の回転部分と連結されているため、地震の加速度が車輪部に加わると回転部分が追従できず、最大静止摩擦力以上の力が加わればレール上をすべる。

### (3) 鉛直力

ガーダ及びトロリは、レールと固定されていないことから、鉛直方向の地震力によってレールから浮き上がる可能性がある。

また、柏崎刈羽6号及び7号炉の原子炉建屋クレーンは、これまでに実施した耐震強化工事によりトロリストopp及び脱線防止ラグの構造変更を行っており、車輪まわりのトロリストopp及び脱線防止ラグとレールの間の取り合い構造は、認可実績のある大間原子力発電所の原子炉建屋クレーンと同様の構造となっていることから、車輪まわりを含めた地震応答解析モデルは大間原子力発電所と同様にモデル化することができる。(構造変更の概要は添付資料2参照。)



	大間	柏崎刈羽6号	柏崎刈羽7号
A部			
B部			

図 2.1 車輪まわりの構造比較

### 3. 解析評価方針

#### (1) 評価方法

既工認、今回工認及び大間1号機建設工認の評価方法を表3.1に示す。今回工認では、鉛直動的地震力を考慮する必要があること及びクレーンの車輪部の構造を変更しておりレール上に固定されていないという構造上の特徴を踏まえ、鉛直方向の地震力に対する車輪部の浮き上がり挙動を考慮した3次元FEM解析モデルを用いた非線形時刻歴応答解析により評価を実施する。

表 3.1 既工認、今回工認及び大間1号機建設工認の評価方法の比較

項目	柏崎刈羽6, 7号		大間1号機 (建設工認)
	既工認	今回工認	
解析手法	手計算による評価	非線形時刻歴応答解析	同左
解析モデル	—	3次元FEM解析モデル	同左
車輪—レール間の境界条件	すべり考慮	すべり, 浮き上がり, 衝突考慮	同左
地震力	水平	動的地震力	同左
	鉛直	静的地震力	
入力する地震動	原子炉建屋におけるクレーン設置位置の床応答加速度	原子炉建屋におけるクレーン設置位置の床応答加速度時刻歴	同左
減衰定数	水平	1.0% <sup>※1</sup>	同左
	鉛直	—	
解析プログラム	—	Abaqus (6号: Ver.6.11-1) (7号: Ver.6.5-4)	Abaqus (Ver.6.5-4)

※1: 既工認では剛であることを確認した上で動的震度を適用しているため減衰定数は評価に使用していない。

※2: 資料3-2の添付資料3にて適用性を説明。

(2) 地震応答解析モデル

クレーンを構成する主要部材をビーム要素でモデル化し、車輪部はレール上に乗っており固定されておらず、すべり及び浮き上がり挙動を考慮する構造であることから、ギャップ要素及びばね、減衰要素でモデル化する。クレーンの解析モデルを図 3.1 に示す。

なお、今回工認の原子炉建屋クレーンのモデル化は、大間 1 号炉と同一の設定方法とする。(車輪部の非線形要素については参考資料 1 参照。)

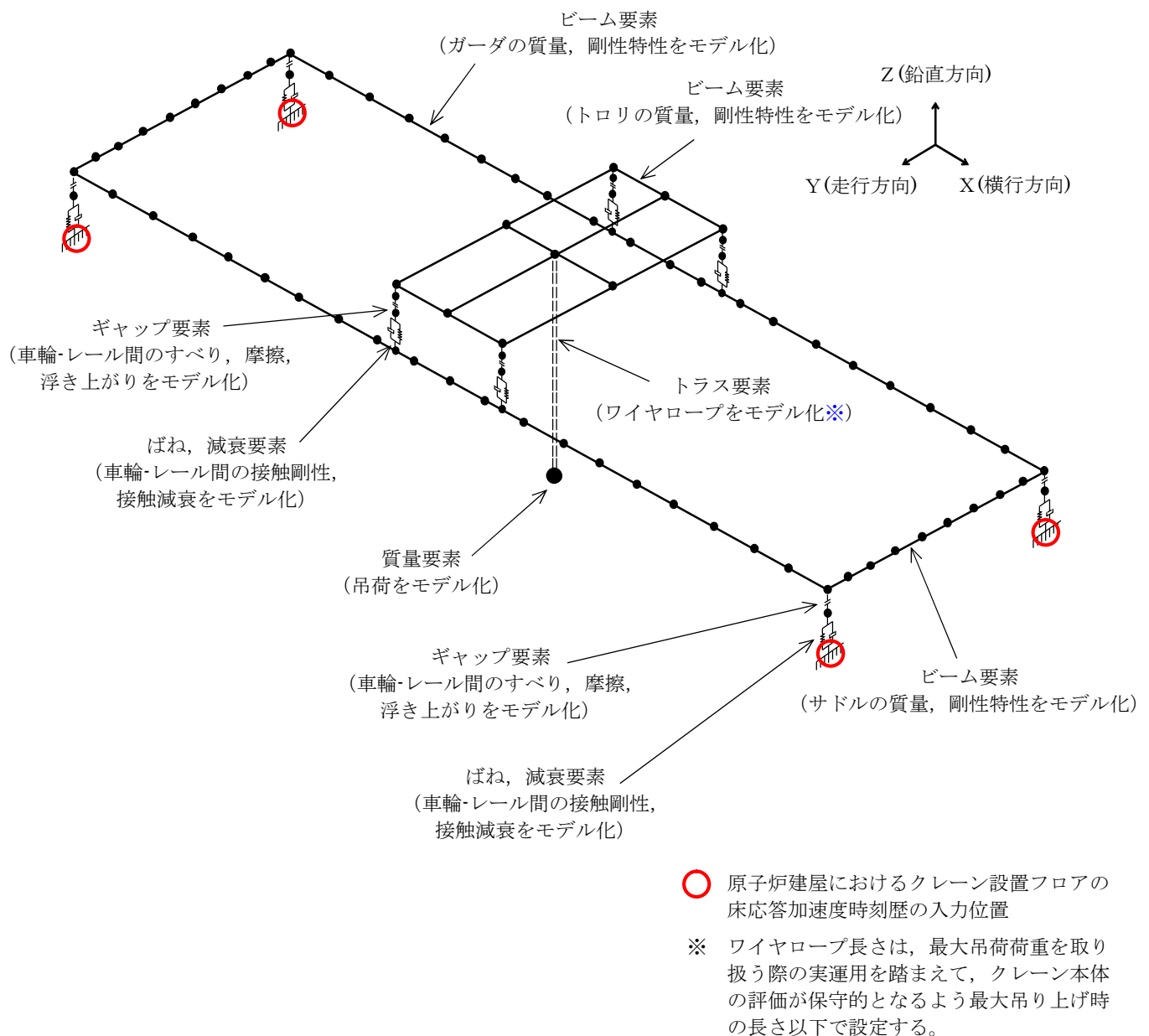


図 3.1 クレーン解析モデル (7号炉の例)

(3) 地盤物性等の不確かさに対する検討方針

スペクトルモーダル解析等では、床応答加速度は地盤物性等の不確かさによる固有周期のシフトを考慮して周期方向に±10%拡幅したものをを用いている。

本評価では設計用床応答スペクトルを用いない時刻歴応答解析を採用することから、今回工認では地盤物性等の不確かさによる建屋固有周期のシフトの影響も考慮し、機器評価への影響が大きい地震動に対し ASME Boiler and Pressure Vessel Code SECTION III, DIVISION 1-NONMANDATORY APPENDIX N (ARTICLE N-1222.3 Time History Broadening) に規定された、設計用床応答スペクトルで考慮されている拡幅±10%に相当する地震入力のゆらぎを仮定する手法等による検討を行う予定である。

なお、ゆらぎを考慮した設計用床応答スペクトルの谷間にクレーンの固有周期が存在する場合は、ASME の規程に基づきピーク位置が固有周期にあたるようにゆらぎを考慮した評価も行う。

4. 添付資料

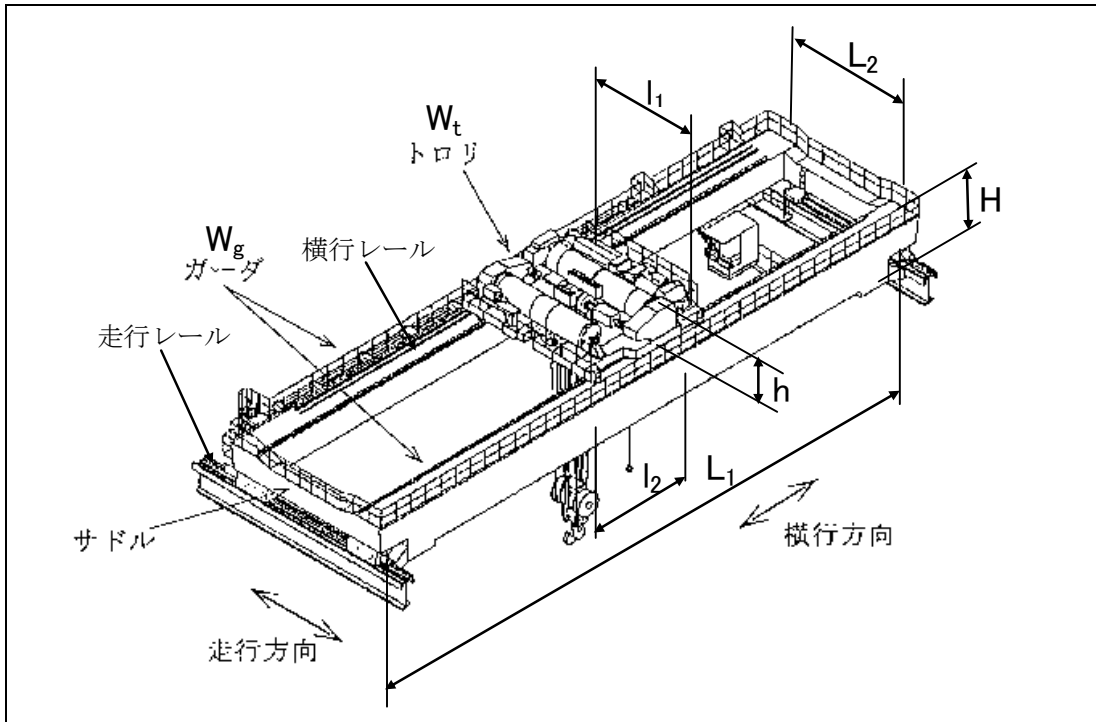
- (1) 原子炉建屋クレーンの主要諸元
- (2) 原子炉建屋クレーンの耐震強化工事による構造変更
- (3) クレーン車輪部の非線形要素（摩擦・接触・減衰）
- (4) 原子炉建屋クレーンの地震時挙動に関する補足説明

5. 参考文献

- (1) 平成 19 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書（08 耐部報-0021,（独）原子力安全基盤機構）
- (2) 平成 20 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書（09 耐部報-0008,（独）原子力安全基盤機構）



添付資料1 原子炉建屋クレーンの主要諸元

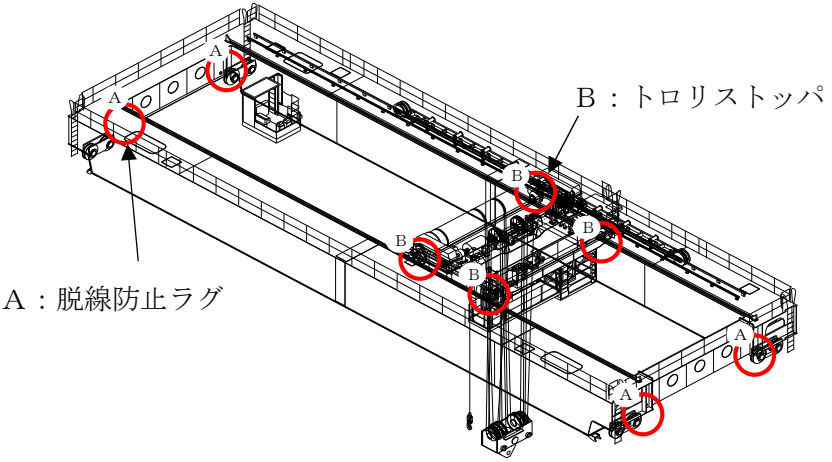
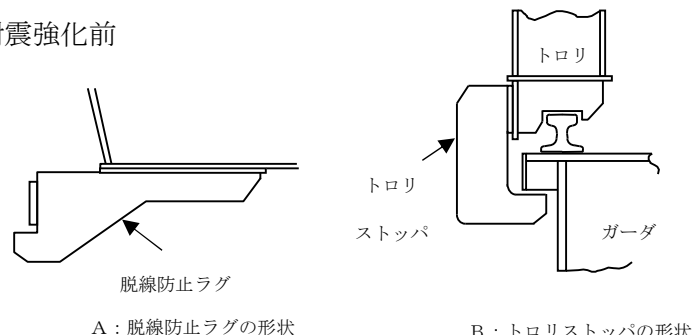
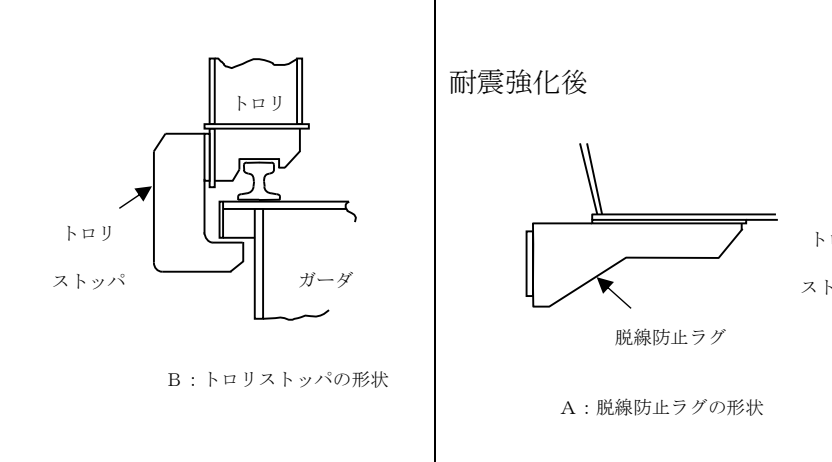
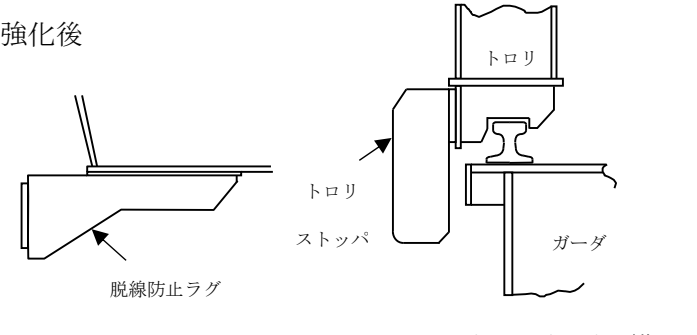


仕様		大間	柏崎刈羽	
		1号炉	6号炉	7号炉
トロリ	質量 Wt(ton)	80.0	86.5	80.0
	高さ h(m)	2.815	2.405	2.515
	スパン l <sub>1</sub> (m)	7.7	5.8	7.7
	スパン l <sub>2</sub> (m)	4.6	5.4	4.6
ガーダ	質量 Wg(ton)	190	226	190
	高さ H(m)	2.5	2.6	2.8
	スパン L <sub>1</sub> (m)	34.9	34.9	34.9
	スパン L <sub>2</sub> (m)	9.38	6.47	9.38
総質量	W(ton)	270.0	312.5	270.0

添付資料2 (1/2) 原子炉建屋クレーンの耐震強化工事による構造変更 (6号炉)

変更前	変更後	備考
<p>耐震強化前</p> <p>A : 脱線防止ラグ</p> <p>B : トロリストoppa</p> <p>耐震強化前</p> <p>脱線防止ラグ</p> <p>A : 脱線防止ラグの形状</p> <p>トロリストoppa</p> <p>B : トロリストoppaの形状</p>	<p>耐震強化後</p> <p>A : 脱線防止ラグ</p> <p>B : トロリストoppa</p> <p>耐震強化後</p> <p>脱線防止ラグ</p> <p>A : 脱線防止ラグの形</p> <p>トロリストoppa</p> <p>B : トロリストoppaの形状</p>	<p>脱線防止ラグおよびトロリストoppaの形状を変更</p>

添付資料 2 (2 / 2) 原子炉建屋クレーンの耐震強化工事による構造変更 (7号炉)

変更前	変更後	備考
 <p>A : 脱線防止ラグ</p> <p>B : トロリストoppa</p> <p>耐震強化前</p>  <p>脱線防止ラグ</p> <p>A : 脱線防止ラグの形状</p> <p>トロリ ストップ</p> <p>ガーダ</p> <p>B : トロリストoppaの形状</p>	 <p>耐震強化後</p>  <p>脱線防止ラグ</p> <p>A : 脱線防止ラグの形状</p> <p>トロリ ストップ</p> <p>ガーダ</p> <p>B : トロリストoppaの形状</p>	<p>脱線防止ラグおよびトロリストoppaの形状を変更</p>

添付資料3 クレーン車輪部の非線形要素（摩擦・接触・減衰）

クレーン車輪部のモデル化では、すべり、浮き上がり及び衝突の挙動を模擬するためギャップ要素を用いる。また、接触部位の局所変形による接触剛性をばね要素で、衝突による減衰効果を減衰要素で模擬し、図 1.1 に示すように、ギャップ要素と直列に配置する。

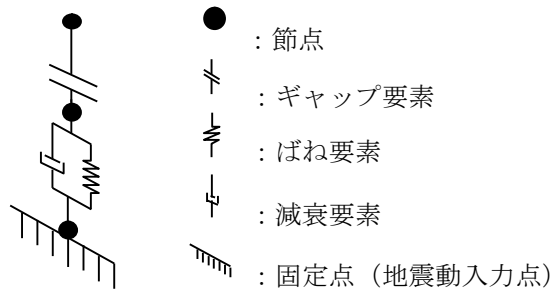


図 1.1 車輪部の非線形要素

a. 車輪とレール間の摩擦特性

クレーンの車輪には電動機及び減速機等の回転部分と連結された駆動輪と、回転部分と連結されていない従動輪の 2 種類がある。このうち駆動輪は回転が拘束されているため、地震の加速度を車輪部に入れると回転部分が追従できず、最大静止摩擦係数以上の力が加わればレール上をすべる。

ここで、摩擦係数は既工認と同様の 0.3 を用いる。

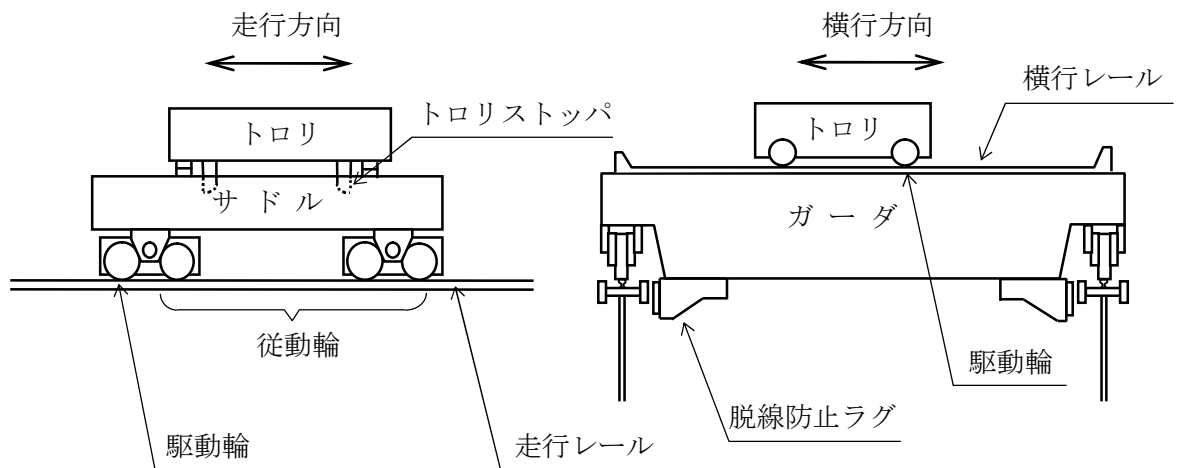


図 1.2 概要図（7号炉の例）

b. 車輪とレールの接触剛性

接触剛性は、「平成 20 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書（09 耐部報-0008,（独）原子力安全基盤機構）」を参照し、車輪とレールの衝突時の剛性を模擬するものとして接触剛性を考慮したばね要素とクレーン質量で構成される 1 自由度系の固有振動数が 20Hz 相当になるよう設定する。

c. 車輪とレール間の衝突による減衰

衝突による減衰は、「平成 19 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書（08 耐部報-0021,（独）原子力安全基盤機構）」にて実施した要素試験のうちの車輪反発係数試験結果から評価した反発係数から換算する。なお、減衰比と反発係数の関係式には次式を用いる。

$$e = \exp\left(-\frac{h\pi}{\sqrt{1-h^2}}\right)$$

ここで、 $e$  は反発係数、 $h$  は減衰比である。図 1.3 に、上記の式で表される反発係数と減衰比の関係を示す。

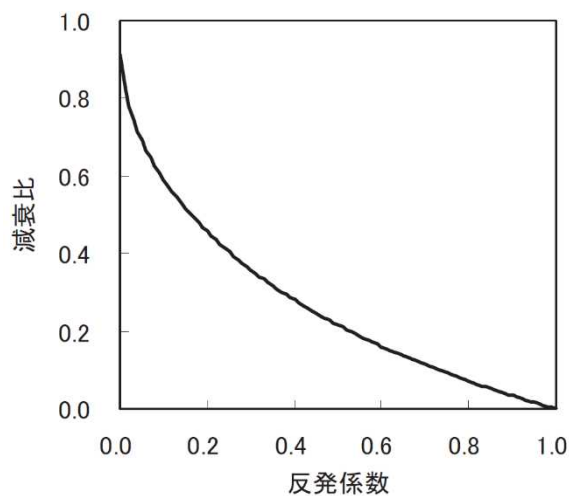


図 1.3 反発係数と減衰比の関係

#### 添付資料4 原子炉建屋クレーンの地震時挙動に関する補足説明

##### 1. 車輪とレールとの摩擦力及び落下防止部材との接触による摩擦力の考慮について

クレーンはレール上を車輪で移動する構造であるため、建屋に固定されておらず、地震時にはレールに沿う方向にはすべりが発生し、摩擦力以上の荷重を受けない構造である。

クレーン本体とランウェイガーダ間の取り合い部を例とすると、すべりを想定する面としては、鉛直方向（車輪～レール間）と水平方向（脱線防止ラグ～ランウェイガーダ間）が挙げられる。（図1）

鉛直方向には、自重が常時下向きに加わっており、地震による鉛直方向加速度が  $1G$  を上回りクレーン本体が浮き上がりの挙動を示すごく僅かな時間帯を除き、常に車輪はレール上面に接触し垂直抗力  $N$  が発生する状態であることから、摩擦係数  $\mu$  ( $=0.30$ ) 一定の条件の下、垂直抗力  $N$  を時々刻々変化させた摩擦力  $f$  ( $=\mu N$ ) を考慮している。

これに対して、水平方向には常時作用する荷重が無く、水平方向（横行方向）の地震力が作用し脱線防止ラグがランウェイガーダ側面に接触する際にのみ垂直抗力  $R$  が発生する。しかしながら、地震力は交番荷重であること及び、接触後も部材間の跳ね返りが発生することから、側面の接触時間はごく僅かな時間となる。また、大きな摩擦力が発生するためには、横行方向の地震力により瞬間的に垂直抗力  $R$  が発生する間に、走行方向の大きな地震力が同時に作用することが必要であることから、各方向地震動の非同時性を考慮し、側面の接触による摩擦力は考慮していない。側面の接触による摩擦力の影響を小さいと判断している妥当性については詳細設計段階にて念のため確認を行う。

なお、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、駆動輪に接続される電動機及び減速機等の回転部分が破損し駆動輪が自由に回転する可能性も考えられるが、その場合は駆動輪が回転することにより摩擦力は低減することから、上記のように摩擦力を考慮した評価を行うことで保守的な評価となると言える。

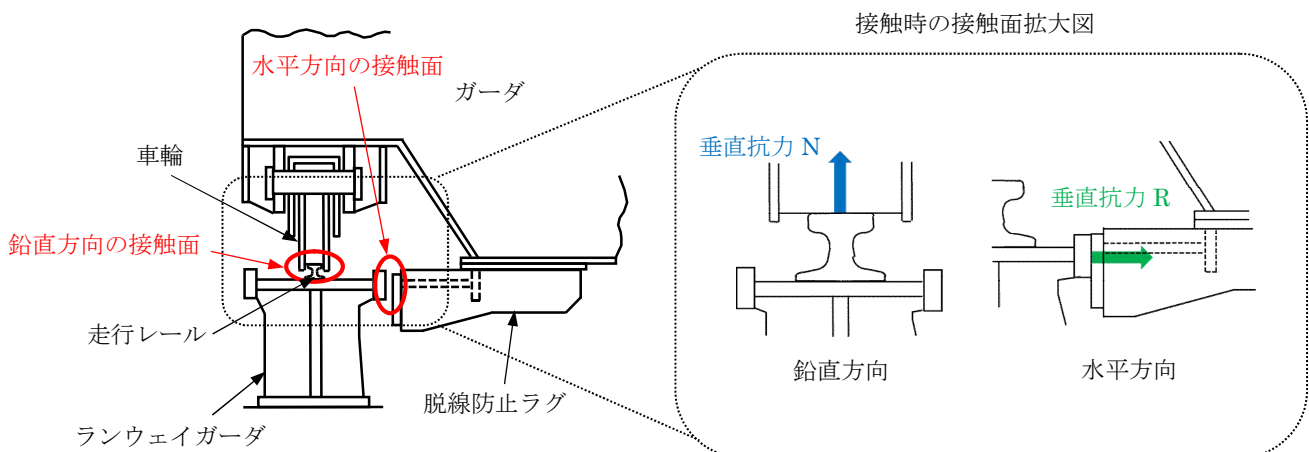


図1 鉛直方向と水平方向の接触面

## 2. レール等の破損による解析条件への影響について

クレーンのモデル化にあたっては、車輪がレール上にあり、レール直角方向に対しては脱線防止ラグ又はトロリストoppaが接触して機能することを前提としている。

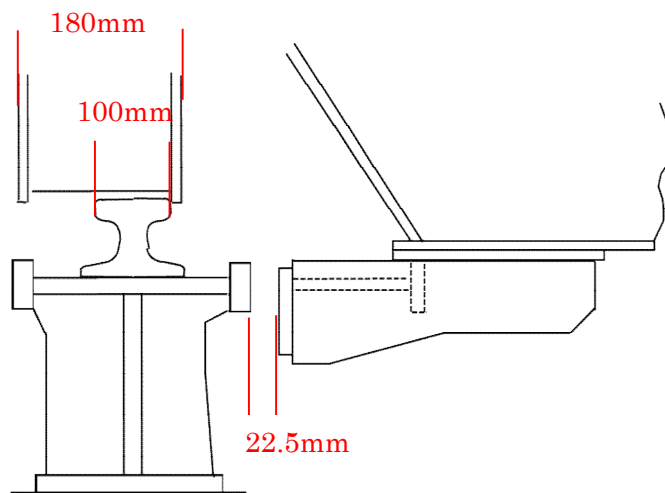
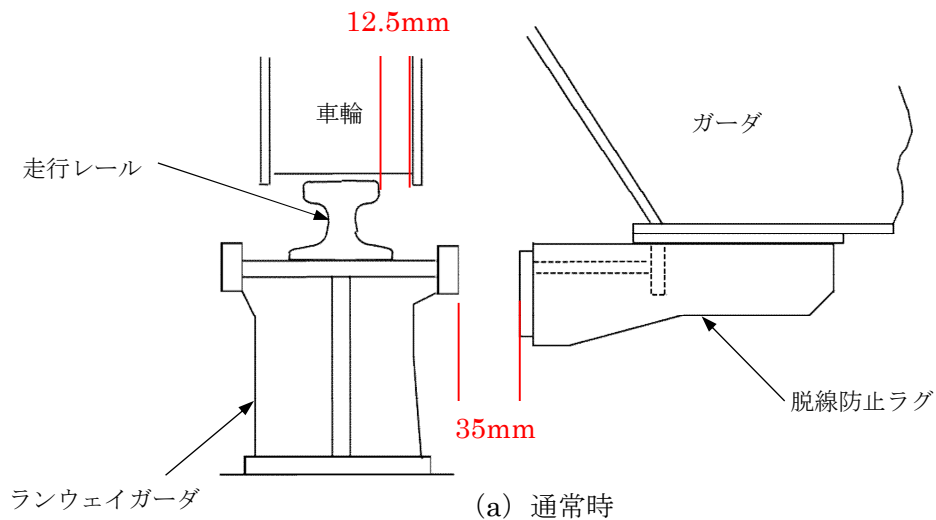
ここでは、地震応答解析モデルの前提としている「レール上に車輪が乗っていること」が、脱線防止ラグ又はトロリストoppaの健全性を確認することで満足されることを、クレーン本体とランウェイガーダ間の取り合い部を例として示す。

クレーン横行方向に地震力が作用する際は、車輪がレール上に乗り上がる挙動が想定されるが、脱線防止ラグがランウェイガーダに接触することで、横行方向の移動量は制限される。脱線防止ラグは構造強度部材として基準地震動  $S_s$  によって生じる地震力に対して、許容応力を満足する設計としており、地震で破損することは無いため、脱線防止ラグとランウェイガーダ間のギャップ量に相当する移動量となった場合であっても、構造上車輪はレール上から落ちることは無い。(図 2)

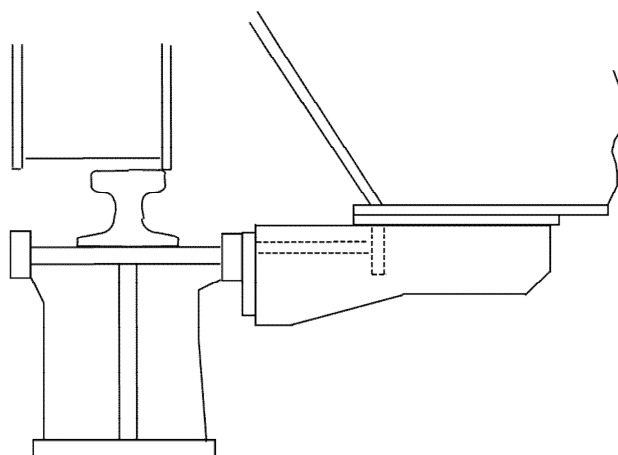
本体ガーダとトロリストoppaの寸法も同様の関係となっている。

また、脱線防止ラグとランウェイガーダが接触するより前に、車輪からレールに荷重が伝わることとなるが、車輪のつばとレールが接触（移動量 12.5mm）してから脱線防止ラグとランウェイガーダが接触（移動量 35mm）し移動が制限されるまでの移動量は 22.5mm (=35mm-12.5mm) 程度であることから、脱線防止ラグが接触して機能する前に鋼製部材であるレールが大きく破損することは無いと考えられる。

以上より、地震時に脱線防止ラグがランウェイガーダに接触して機能する前に、車輪がすべり面であるレールから落下することや、レールが大きく破損することが無いことから、脱線防止ラグが機能する前に地震応答解析モデルの前提を満足しなくなるおそれはないと判断しているが、地震時に脱線防止ラグがランウェイガーダに接触して機能する前の車輪とレールの接触による影響については、詳細設計段階にて念のため確認を行う。



(b) 水平方向地震力により車輪のつばがレールに接触（水平移動量 12.5mm）



(c) 水平方向地震力により脱線防止ラグとランウェイガードが接触（水平移動量 35mm）

図 2 概念図（柏崎刈羽 7 号炉の例）

（本図は車輪がレールから外れないことを示すための概念図であり，構造物の大きさや間隙については実物とは異なる。）



添付資料 2 立形ポンプの解析モデルの精緻化

既工認における立形ポンプの解析モデルは、実機構造を踏まえた振動特性とするため、設備の寸法、質量情報に基づき、主要部であるローター、インナーケーシング及びディスチャージケーシングを相互にばね等で接続した多質点系モデルとして構築していた。

今回工認では、最新の知見に基づくモデル化を行う観点から、既工認モデルに対して JEAG4601-1991 追補版に基づくモデルの精緻化を行う。(図 1 参照)

なお、本解析モデルは大間 1 号炉の建設工認にて適用実績がある。

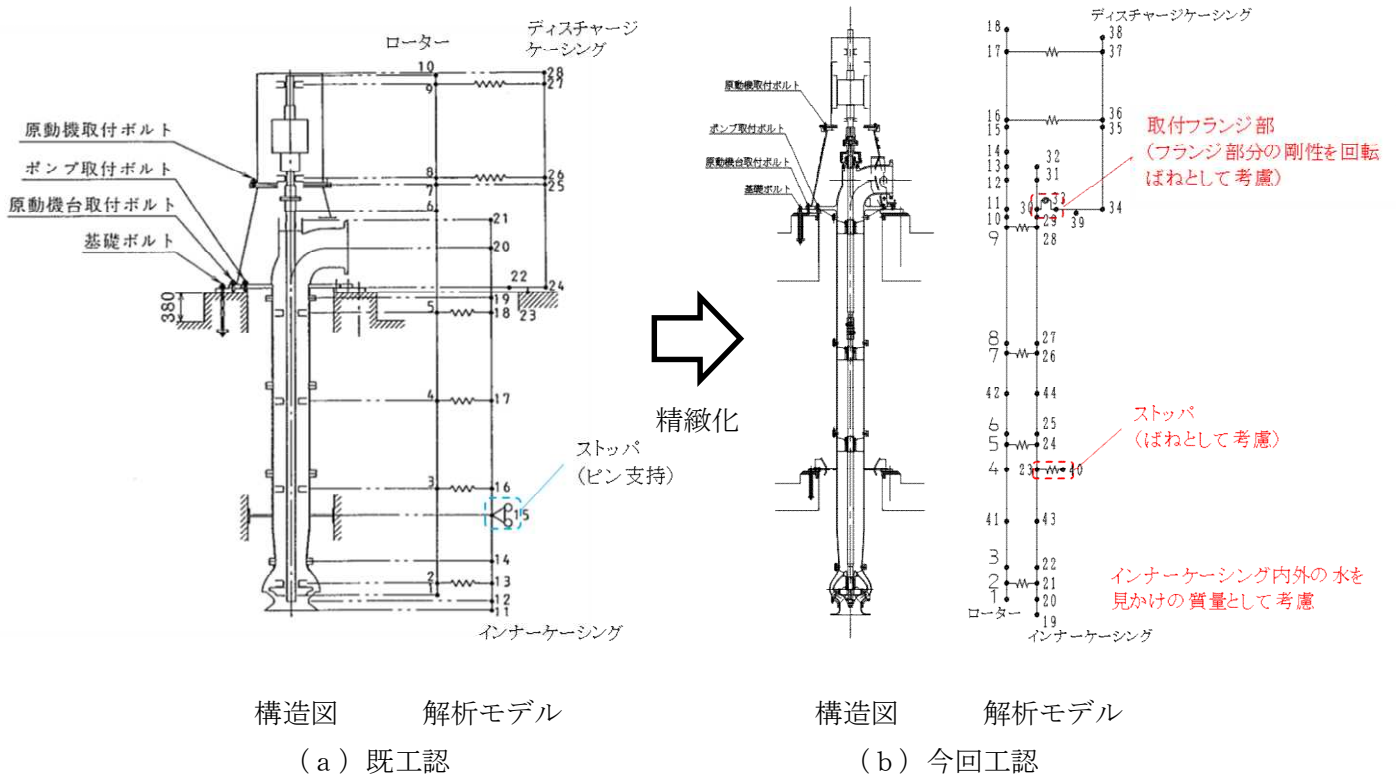


図 1 原子炉補機冷却海水ポンプ解析モデル図 (7 号炉の例)

### 添付 3 最新知見として得られた減衰定数を採用するもの

#### 1. 概要

今回工認では、以下の設備について最新知見として得られた減衰定数を採用する。これらの変更は、振動試験結果を踏まえ設計評価用として安全側に設定した減衰定数を最新知見として反映したものであり、大間1号炉の建設工認において適用実績がある。

- ① 原子炉建屋クレーンの減衰定数<sup>※1</sup>
- ② 燃料取替機の減衰定数<sup>※1</sup>
- ③ 配管系の減衰定数<sup>※2</sup>

※1 電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究(H7～H10)」

※2 電力共通研究「機器・配管系に対する合理的耐震評価手法の研究(H12～H13)」

なお、本資料に記載する①～③の内容については、「大間原子力発電所1号機の工事計画認可申請に関わる意見聴取会」において聴取されたものである。

また、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数についても大間1号炉と同様に新たに設定している。

2. 今回の評価で用いた設計用減衰定数

最新知見として反映した原子炉建屋クレーン, 燃料取替機及び配管系の設計用減衰定数を表 1 及び表 2 に示す。

表 1 原子炉建屋クレーン及び燃料取替機の設計用減衰定数

設 備	設計用減衰定数 (%)			
	水平方向		鉛直方向	
	JEAG4601* <sup>1</sup>	柏崎刈羽* <sup>2</sup>	JEAG4601* <sup>1</sup>	柏崎刈羽* <sup>2</sup>
原子炉建屋クレーン	1.0	2.0	—	2.0
燃料取替機	1.0	2.0	—	1.5(2.0)* <sup>3</sup>

注記 \*1:原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版(社団法人日本電気協会)

\*2:柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

\*3:( )外は, 燃料取替機のトリ位置が端部にある場合

( )内は, 燃料取替機のトリ位置が中央部にある場合

表 2 配管系の設計用減衰定数

配管区分		設計用減衰定数 <sup>(注1)</sup> (%)			
		保温材無		保温材有 <sup>(注2)</sup>	
		JEAG 4601 <sup>*1</sup>	柏崎 刈羽 <sup>*2</sup>	JEAG 4601 <sup>*1</sup>	柏崎 刈羽 <sup>*2</sup>
I	支持具がスナバ及び架構レストレイント主体の配管系で、その数が4個以上のもの	2.0	同左	2.5	3.0
II	スナバ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分 I に属さないもの	1.0	同左	1.5	2.0
III <sup>*3</sup>	U字ボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの	—	2.0	—	3.0
IV	配管区分 I、II 及び III に属さないもの	0.5	同左	1.0	1.5

注記 \*1:原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版(社団法人 日本電気協会)

\*2:柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

\*3:区分 III (Uボルトを有する配管系)については、新たに設定したものであり、  
現行 JEAG4601 では区分 IV に含まれている。

: 新たに設定したもの

: JEAG4601 から見直したもの

(注1) 水平方向及び鉛直方向の設計用減衰定数は同じ値を使用

(注2) 保温材による付加減衰定数は、配管全長に対する金属保温材使用割合が 40%以下の場  
合 1.0%を適用するが、金属保温材使用割合が 40%を超える場合は 0.5%とする。

(適用条件)

a) 適用対象がアンカからアンカまでの独立した振動系であること。

大口径管から分岐する小口径管は、その口径が大口径管の口径の 1/2 倍以下である場合、その分岐部をアンカ相当とする独立の振動系とみなしてよい。

b) 配管系全体として、配管系支持具の位置及び方向が局所的に集中していないこと。

c) 配管系の支持点間の間隔が次の条件を満たすこと。

配管系全長 / (配管区分ごとに定められた支持具の支持点数)  $\leq 15$  (m / 支持点)

ここで、支持点とは、支持具が取り付けられている配管節点をいい、複数の支持具が取り付けられている場合も 1 支持点とする。

d) 配管と支持構造物の間のガタの状態等が施工管理規程に基づき管理されていること。ここで、施工管理規程とは、支持装置の設計仕様に要求される内容を反映した施工要領等をいう。

### 3. 設計用減衰定数の考え方

#### (1) 原子炉建屋クレーン及び燃料取替機の設計用減衰定数

##### a. 既工認の設計用減衰定数

原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版(以下、「JEAG4601」という。)において原子炉建屋クレーン及び燃料取替機は溶接構造物として分類されているため、設計用減衰定数は1.0%と規定されている。既工認では、上記の設計用減衰定数1.0%を適用していた。

##### b. 設計用減衰定数の見直し

原子炉建屋クレーン及び燃料取替機の減衰定数に寄与する要素には、材料減衰と部材間に生じる構造減衰に加え、車輪とレール間のガタや摩擦による減衰があり、溶接構造物としての1.0%より大きな減衰定数を有すると考えられることから、実機を試験体とした振動試験が実施された。

振動試験の結果、原子炉建屋クレーンの減衰定数については水平2.0%、鉛直2.0%が得られた。また、燃料取替機の減衰定数については水平2.0%、鉛直1.5%(燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合)、2.0%(燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合)が得られた。

##### c. 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉への適用性

振動試験の概略と、振動試験における試験体と柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉、並びに先行認可実績のある大間1号炉の実機との仕様の比較を参考資料1, 2に示す。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の原子炉建屋クレーン及び燃料取替機については、試験結果の適用性が確認されている大間1号炉の原子炉建屋クレーンと同等の基本仕様であり、重量比(トロリ重量/総重量)との比較から振動特性は同等である。

ここで、原子炉建屋クレーン(トロリ中央/端部)及び燃料取替機(トロリ中央位置)の鉛直方向の減衰定数については、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加する傾向が試験結果から得られており、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の応答振幅はこの試験における応答振幅よりも大きくなる。

一般的に構造物の減衰は、材料減衰及び構造減衰によるものが支配的であると考えられる。材料減衰は、材料が変形する際の内部摩擦による減衰であり、減衰比は振幅によらず一定となる。一方の構造減衰は、部材の接合部における摩擦現象によって発生し、振幅とともに増大すると言われている。

実機のクレーン類は、機上に駆動部品や搭載機器類(取付器具、電気盤、巻上機、ワイヤロープ、燃料取替機マストチューブ等)を多数持つ構造であり、振幅ともに増大する構造減衰を期待できると考えられる。

また、燃料取替機のトロリ端部位置については、試験結果から明確な応答振幅に対する増加傾向は確認できていないものの、燃料取替機にはボルト締結部等の摩擦減衰を期待

できる電気盤等の上部構造物が多数設置されていることから、応答振幅の増加に伴い減衰比は少なくとも増加する傾向となり1.5%以上で推移すると考えられる。

さらに、水平方向の減衰定数については原子炉建屋クレーン及び燃料取替機ともに鉛直方向よりも大きい減衰が得られている。

従って、今回の評価における原子炉建屋クレーンの減衰定数については水平2.0%、鉛直2.0%を用いる。また、燃料取替機の減衰定数については水平2.0%、鉛直1.5%(燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合)、2.0%(燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合)を用いる。

## (2) 配管系の設計用減衰定数

### a. 既工認の設計用減衰定数

JEAG4601における配管系の設計用減衰定数は、配管支持装置の種類や個数によって3区分に分類されており、さらに保温材を設置した場合の設計用減衰定数が規定されている。既工認では、上記の設計用減衰定数を適用していた。

### b. 今回の評価で用いる設計用減衰定数

以下、(a)、(b)に示す項目については、配管系の振動試験の研究成果に基づき、JEAG4601に規定する値を見直し設定する。

#### (a) Uボルト支持配管系

JEAG4601におけるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は、0.5%と規定されている。

Uボルト支持配管系の減衰に寄与する要素には、主に配管支持部における摩擦があり、架構レストレイントを支持具とする配管系と同程度の減衰定数を有すると考えられることから、振動試験等が実施され、減衰定数2.0%が得られた。

振動試験で用いられたUボルトについては、原子力発電所で採用されている代表的なものを用いていることから、振動試験等により得られた減衰定数を適用できると判断し、今回の評価におけるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は、振動試験結果から得られた減衰定数2.0%を設定する。

なお、参考として振動試験結果の概略を参考資料3に示す。

#### (b) 保温材を設置した配管系

JEAG4601における保温材を設置した配管系の設計用減衰定数は、振動試験の結果に基づき、保温材を設置していない配管系に比べ設計用減衰定数を0.5%付加できることが規定されている。

その後、保温材の有無に関する減衰定数の試験データが拡充され、保温材を設置した場合に付加できる設計用減衰定数を見直すための検討が行われた。

今回の評価における保温材を設置した場合に付加する設計用付加減衰定数は、振動試験結果から得られた減衰定数1.0%を、保温材無の場合に比べて付加することとする。

なお、振動試験結果の概略を参考資料4に示す。

c. 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉への適用性

減衰定数の検討においては、要素試験結果から減衰定数を算出するための評価式を求め、その上で、実機配管系の解析を行い、減衰定数を求めている。

まず要素試験においては、原子力発電所で採用されている代表的な 4 タイプ(参考資料3補足参照)を選定しており、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においても、この 4 タイプの U ボルトを採用している。

次に実機配管系の解析対象とした 28 モデルには、ABWR プラントと同一設計である BWR プラントの実機配管も含まれている。また配管仕様(口径, 肉厚, 材質), 支持間隔・配管ルートも異なっており, 様々な配管剛性や振動モードに対応している。(参考資料 3 参照)

従って, 今回検討した設計用減衰定数は柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉へ適用可能と判断し, 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における配管の設計用減衰定数として設定する。



#### 4. 鉛直方向の設計用減衰定数について

今回工認では、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数を新たに設定している。

鉛直方向の設計用減衰定数は、基本的に水平方向と同様とするが電気盤や燃料集合体等の鉛直地震動に対し剛体挙動する設備は 1.0%とする。また、原子炉建屋クレーン、燃料取替機及び配管系については、既往の試験等により確認されている値を用いる。

なお、これらの設計用減衰定数は、大間 1 号炉の建設工認にて適用例がある。

表 1 機器・配管系の設計用減衰定数

設 備	設計用減衰定数 (%)			
	水平方向		鉛直方向	
	既工認	今回工認	既工認	今回工認
溶接構造物	1.0	同左	—	1.0
ボルト及びリベット構造物	2.0	同左	—	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	同左	—	1.0
燃料集合体	7.0	同左	—	1.0
制御棒駆動機構	3.5	同左	—	1.0
電気盤	4.0	同左	—	1.0
使用済燃料貯蔵ラック	1.0	Ss:7.0 Sd:5.0	—	1.0
天井クレーン	1.0	2.0	—	2.0
燃料取替機	1.0	2.0	—	1.5(2.0)*
配管系	0.5~2.0	0.5~3.0	—	0.5~3.0

注記 \*:( )外は、燃料取替機のトリ位置が端部にある場合

( )内は、燃料取替機のトリ位置が中央部にある場合

# 原子炉建屋クレーンの振動試験～減衰比の検討～設計用減衰定数の設定

実機を試験体とした振動試験から得られた、原子炉建屋クレーンの減衰特性に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

## 1. 代表試験体の選定

原子炉建屋天井クレーン8タイプ、一般用2タイプの基本仕様(トロリ及びガーダの質量、高さ、スパン)を調査。

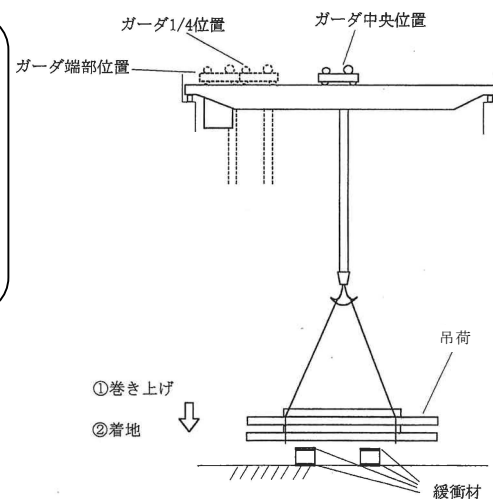
各天井クレーンの構成要素、基本構造及び減衰定数に影響を与えられられる天井クレーン全質量とトロリ質量の比、及び振動特性が同等であることを確認。

一般用天井クレーンを代表試験体とし、個体差、及びガーダ形状の相違の影響を確認するために、ガーダの断面形状が異なるタイプの同一仕様の試験体 No.1, No.2, 及びガーダの断面形状が同じタイプの試験体 No.3 を使用し、合計3機の試験体で実施。

## 2. 振動試験

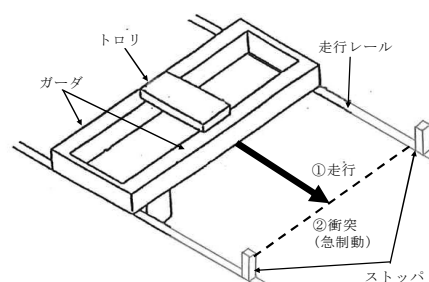
### 【鉛直方向の加振方法】

吊荷を床から50mm程度まで持ち上げた後、最大速度で下降させて床に着地させ、この時の自由振動を計測する。



### 【水平方向の加振方法】

クレーンを1m程度走行させ、急停止することにより、自由振動を計測する。



## 3. 計測データの処理

振動試験で得られた自由振動波形から減衰比を算定。

### 【凡例】

試験体 No.1 (試験体 No.2)

<ガーダ形状が異なるタイプ>

(同一タイプ2機で試験を実施)

●(■) トロリ中央, 走行ギヤ側

○(□) トロリ中央, 架線側

▲(◆) トロリ1/4, 走行ギヤ側

△(◇) トロリ1/4, 架線側

### 試験体 No.3

<ガーダ形状が同一なタイプ>

× トロリ主中補中, A側

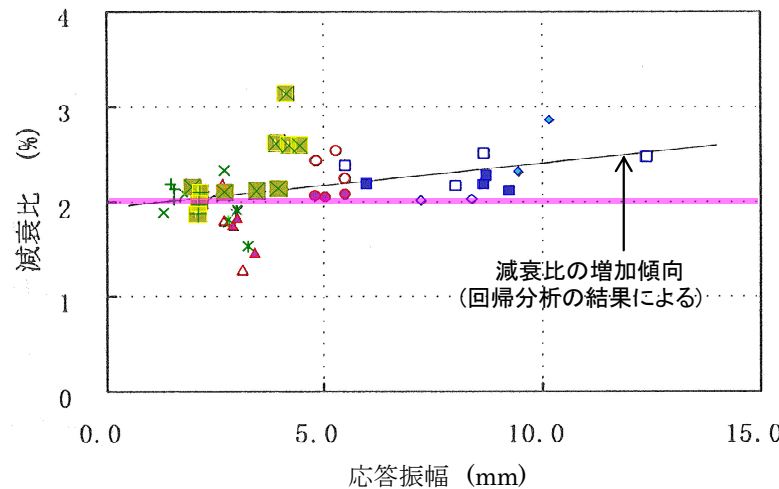
☒ トロリ主中補中, B側

\* トロリ主1/4補1/4, A側

☒ トロリ主1/4補1/4, B側

+ トロリ主端補端, A側

田 トロリ主端補端, B側



天井クレーンの減衰比と応答振幅の関係 (鉛直方向)

### 【凡例】

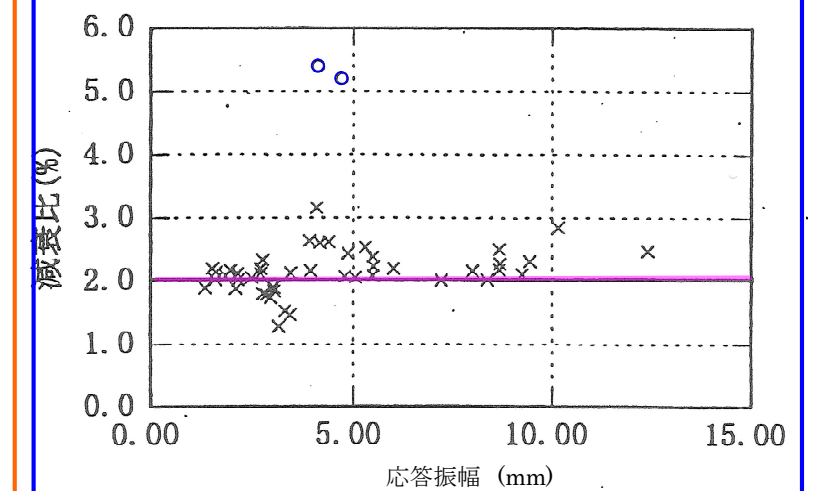
試験体 No.2

○ 水平方向減衰比[トロリ中央部]

試験体 No.1~No.3

× 鉛直方向減衰比

(左図に示した鉛直方向の結果を参考として記載)



天井クレーンの減衰比と応答振幅の関係 (水平方向)

## 4. 設計用減衰定数の設定

### 【試験結果 (鉛直方向)】

応答振幅に対する減衰比の傾向は、応答振幅が比較的小さい場合には減衰比のばらつきが大きいですが、応答振幅が大きくなると、減衰比の発生源となる構造減衰が増加し、減衰比が徐々に増加するとともに、そのばらつきが小さくなる。応答振幅 5.0mm で減衰比 2.0%以上が得られている。

### 【設計用減衰定数 (鉛直方向)】

応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、設計応答振幅レベルで減衰比 2.0%以上となっていることから、設計用減衰定数 2.0%とした。

### 【試験結果 (水平方向)】

水平方向の減衰比は、応答振幅 4.7mm において 5.2% という結果が得られている。

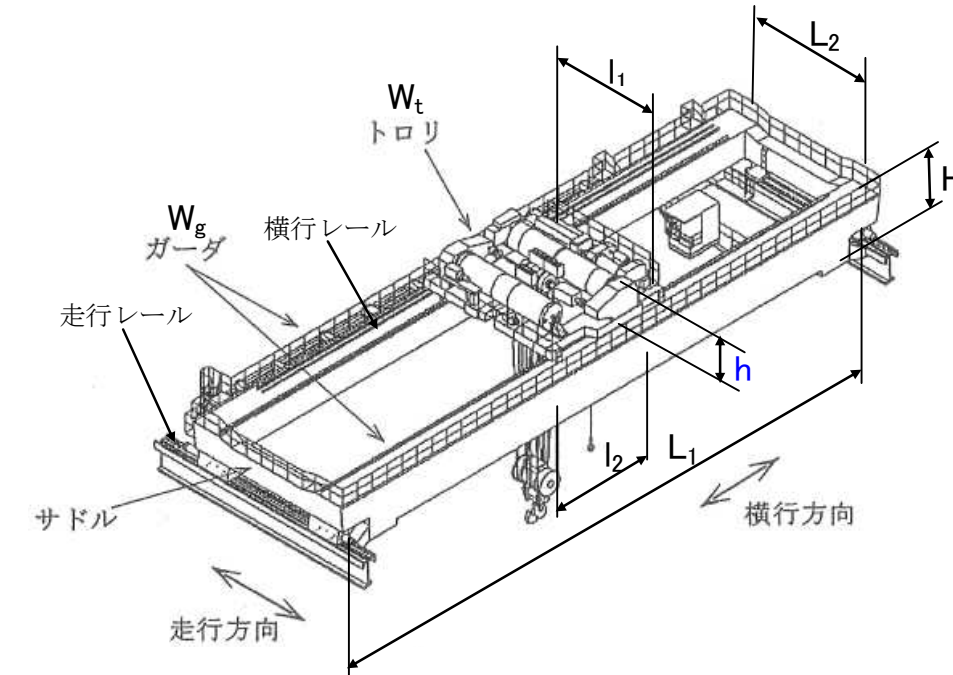
### 【設計用減衰定数 (水平方向)】

水平方向の減衰比は、応答振幅レベル 4.7mm において 5%程度の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

■ 原子炉建屋クレーンの試験体と実機との仕様比較

原子炉建屋クレーンは、ガーダ 2 本上にトロリが設置されている構造である。表 2-1 に天井クレーン試験体、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉並びに大間 1 号炉の原子炉建屋クレーンの主要な仕様を示す。

表 2-1 天井クレーン試験体と柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉並びに大間 1 号炉の原子炉建屋クレーン実機の仕様の比較

仕 様		試験体 一般用天井クレーン		実機 原子炉建屋クレーン			備 考
		No.1,2	No.3	柏崎刈羽		大間	
				6 号炉	7 号炉	1 号炉	
トロリ	質量 Wt(ton)	43.5	71.0	86.5	80.0	80.0	
	高さ h(m)	2.265	3.0	2.405	2.515	2.815	
	スパン l <sub>1</sub> (m)	5.8	5.8	5.8	7.7	7.7	
	スパン l <sub>2</sub> (m)	4.1	3 (主巻用) 2.5(補巻用)	5.4	4.6	4.6	
ガーダ	質量 Wg(ton)	104.5	191.5	226	190	190	
	高さ H(m)	1.32	2.3	2.6	2.8	2.5	
	スパン L <sub>1</sub> (m)	33.0	33.0	34.9	34.9	34.9	
	スパン L <sub>2</sub> (m)	7.06	8.9	6.47	9.38	9.38	
総質量	W(ton)	148.0	262.5	312.5	270.0	270.0	
トロリ質量と 総質量の比	Wt/WT	0.294	0.270	0.277	0.296	0.296	

■ 試験体と実機の比較の考え方

減衰比は、一般的に振動エネルギーと消散エネルギーの比で表される。消散エネルギーはガーダ等の構造部材の材料減衰、トロリ、ガーダ等のガタや摩擦による構造減衰により発生すると考えられ、天井クレーンにおいては、ガーダ、トロリは固定構造ではなく、レールと車輪間にすべりが発生する構造であることから、トロリとガーダとの微小な相対運動によるエネルギーの消散が減衰特性に最も影響が大きい因子と考えられる。

ここで、トロリとガーダとの相対運動による消散エネルギーはトロリ質量に比例し、振動エネルギーはクレーンの振動質量に比例する。天井クレーンは建屋に対して走行車輪部のみで支持された両端支持はりの構造をしており、地震時の振動モードは上下・水平方向共にガーダ中央のたわみが最大となる 1 次モードが支配的となる。そのため、振動質量はクレーンの総質量に比例し、減衰比はトロリ質量とクレーンの総質量の比に影響を受けることになる。

上表より、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋クレーンのトロリ質量と総質量の比は、試験体及び先行認可実績のある大間 1 号炉の実機と同程度になることを確認している。以上から、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋クレーンの設計用減衰定数としては、水平 2.0%、鉛直 2.0%を適用する。



# 燃料取替機の振動試験～減衰比の検討～設計用減衰定数の設定

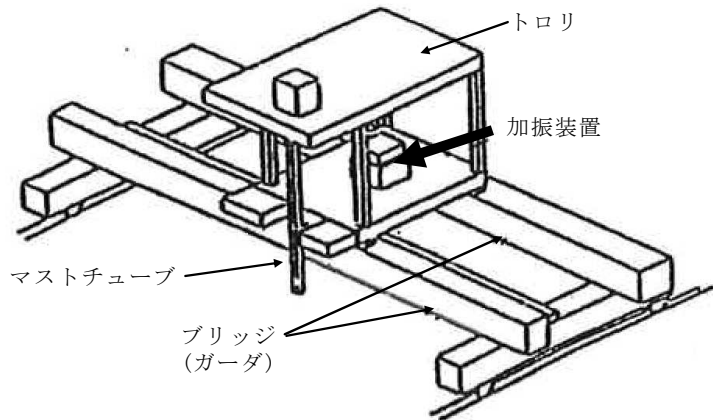
実機を試験体とした振動試験から得られた、燃料取替機の減衰特性に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

## 1. 代表試験体の選定

燃料取替機 5 機について、基本仕様(トロリ及びブリッジの質量, 高さ, スパン)を調査。  
各燃料取替機の構成要素、基本構造、サイズ、質量及び振動特性が同等であることを確認。

燃料取替機 5 機の中から建設中プラントの燃料取替機を代表試験体として選定。

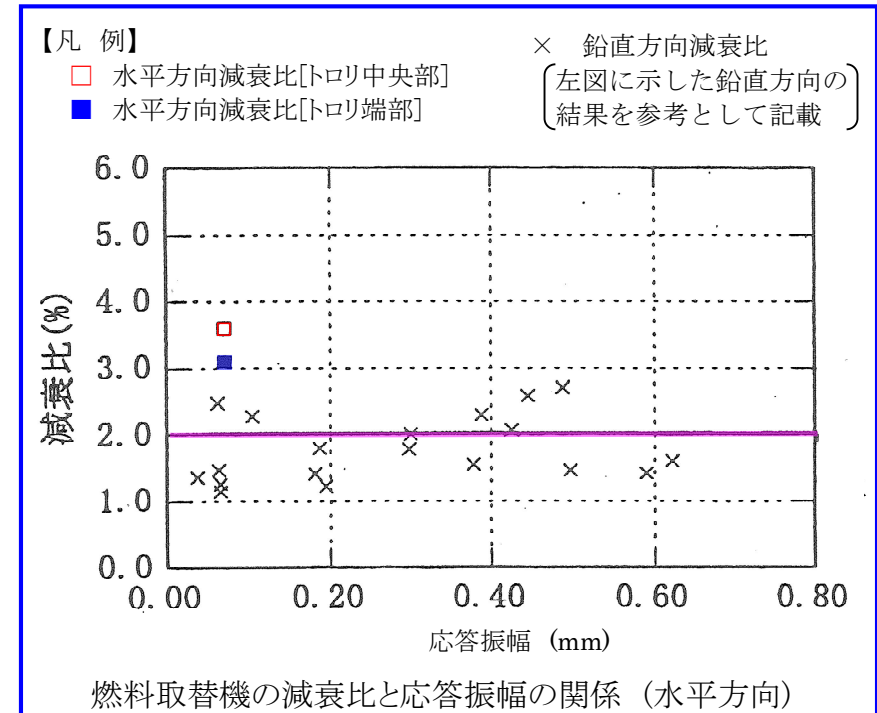
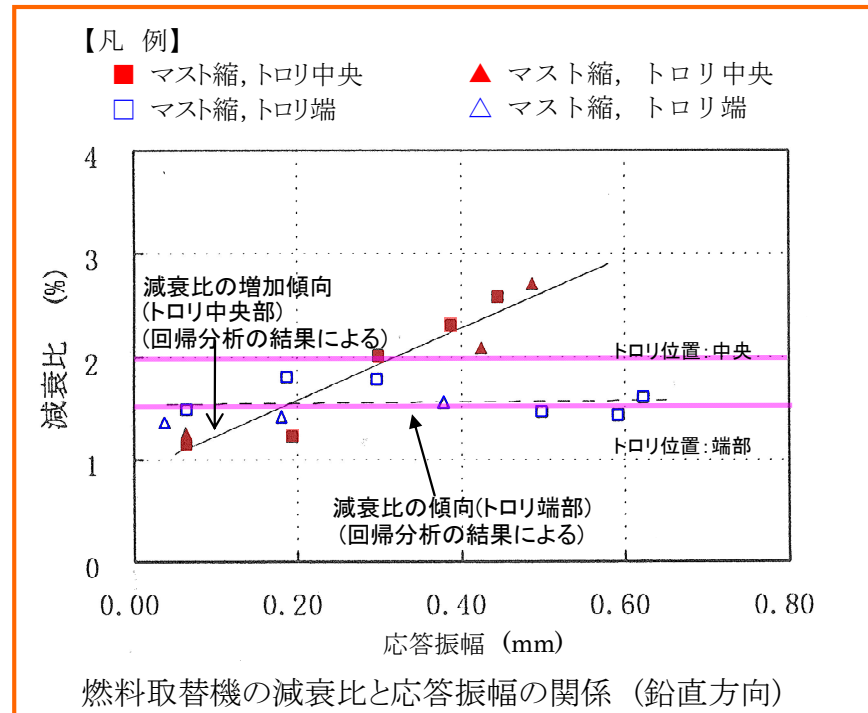
## 2. 振動試験



【加振方法(鉛直・水平方向)】  
トロリ中央部に設置した加振装置による強制加振。  
(正弦波 5Hz~20Hz)

## 3. 計測データの処理

振動試験で得られた周波数応答曲線からハーフパワー法で減衰比を算定。



## 4. 設計用減衰定数の設定

### 【試験結果 (鉛直方向)】

トロリ位置が中央部の場合では、応答振幅の増加にしたがって減衰比は増加する傾向を示している。応答振幅 0.40mm で減衰比 2.0%以上が得られている。  
トロリ位置が端部の場合では、応答振幅に係らず 1.5%程度の減衰比が得られている。

### 【設計用減衰定数 (鉛直方向)】

トロリ位置が中央部の場合では、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、応答振幅レベル 0.40mm でも減衰比 2.0%以上となっていることから、設計用減衰定数 2.0%としたとしている。  
トロリ位置が端部の場合では、応答振幅に係らず 1.5%程度の減衰比が得られていることから、設計用減衰定数 1.5%とした。

### 【試験結果 (水平方向)】

燃料取替機の水平方向の減衰比は、トロリ位置が中央部では応答振幅 0.07mm において 3.6%, トロリ位置が端部では応答振幅 0.07mm において 3.1%という結果が得られている。

### 【設計用減衰定数 (水平方向)】

水平方向の減衰比は、応答振幅レベル 0.07mm で 3.6%(トロリ中央部)及び 3.1%(トロリ端部)の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

■ 燃料取替機の試験体と実機との仕様比較

燃料取替機は、フレーム構造のブリッジ上にトロリが設置されている構造である。表 3-1 に燃料取替機試験体、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉並びに大間 1 号炉の燃料取替機の主要な仕様を示す。

表 3-1 燃料取替機試験体と柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉並びに大間 1 号炉の実機の仕様の比較

仕様		試験体	実機			備考	
			柏崎刈羽		大間(参考)		
			6号炉	7号炉	1号炉		
トロリ	質量 Wt(ton)	15.5	16.1	20.0	27.0		
	高さ h(m)	4.795	4.163	5.795	5.795		
	スパン l1(m)	3.0	2.8	3.0	3.0		
	スパン l2(m)	2.6	3.0	2.7	3.0		
ブリッジ	質量 Wg(ton)	23.6	30.4	28.5	40.0		
	高さ H(m)	2.005	2.917	2.005	2.075		
	スパン L1(m)	12.46	15.16	15.16	15.16		
	スパン L2(m)	4.6	4.8	4.6	4.43		
総質量	W(ton)	39.1	46.5	48.5	67.0		

■ 試験体と実機の比較の考え方

燃料取替機については、ブリッジ等の骨組み構造の材料減衰、トロリ、ブリッジ等のガタや摩擦による構造減衰が減衰比に影響を与えると考えられる。トロリの構造減衰はトロリ位置によって異なる。試験で得られた減衰比データとしては、ブリッジ中央にトロリがある場合、ブリッジの端部にトロリがある場合の 2 種類ある。鉛直方向に関しては、ブリッジの中央にトロリがある場合の方が、ブリッジの端部にトロリがある場合に比べて、減衰比は高くなっている。

ブリッジ中央にトロリがある場合、鉛直方向に関しては、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、応答振幅レベル 0.40mm で減衰比 2.0%以上となっていることから、設計用減衰定数を 2.0%とする。水平方向の減衰比は、応答振幅レベル 0.07mm で 3.6%の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

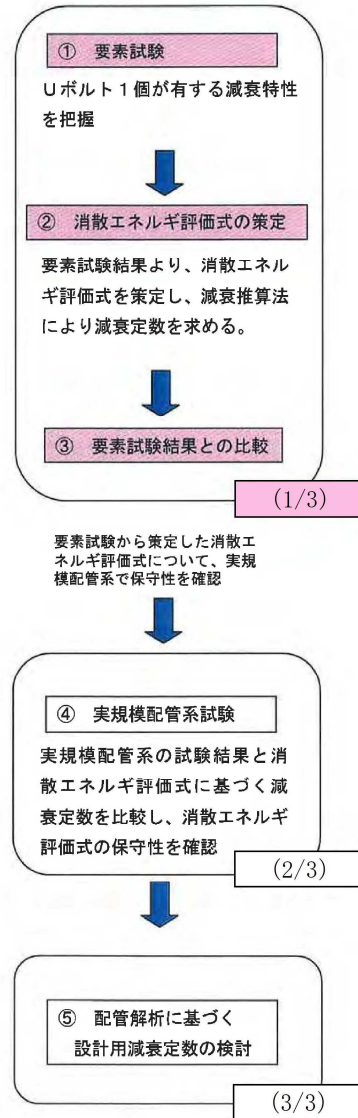
ブリッジ端部にトロリがある場合、鉛直方向に関しては、応答振幅に係らず 1.5%程度の減衰比が得られていることから、設計用減衰定数 1.5%とした。水平方向の減衰比は、応答振幅レベル 0.07mm で 3.1%の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

実機への適用性の観点では、上表の試験体と柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における燃料取替機の構造の比較から、ブリッジスパン、質量は同等以上となっており、振動特性として応答は大きくなる傾向にあると考えられる。また、試験では低加速度レベル（水平約 100Gal、鉛直約 200Gal）にて実施されているが、実際の基準地震動 Ss はそれよりも大きな加速度レベルとなる。試験結果から、応答の増加に伴い減衰比も増加傾向にあるため、上記の試験結果より得られた減衰比は適用可能と考えられる。

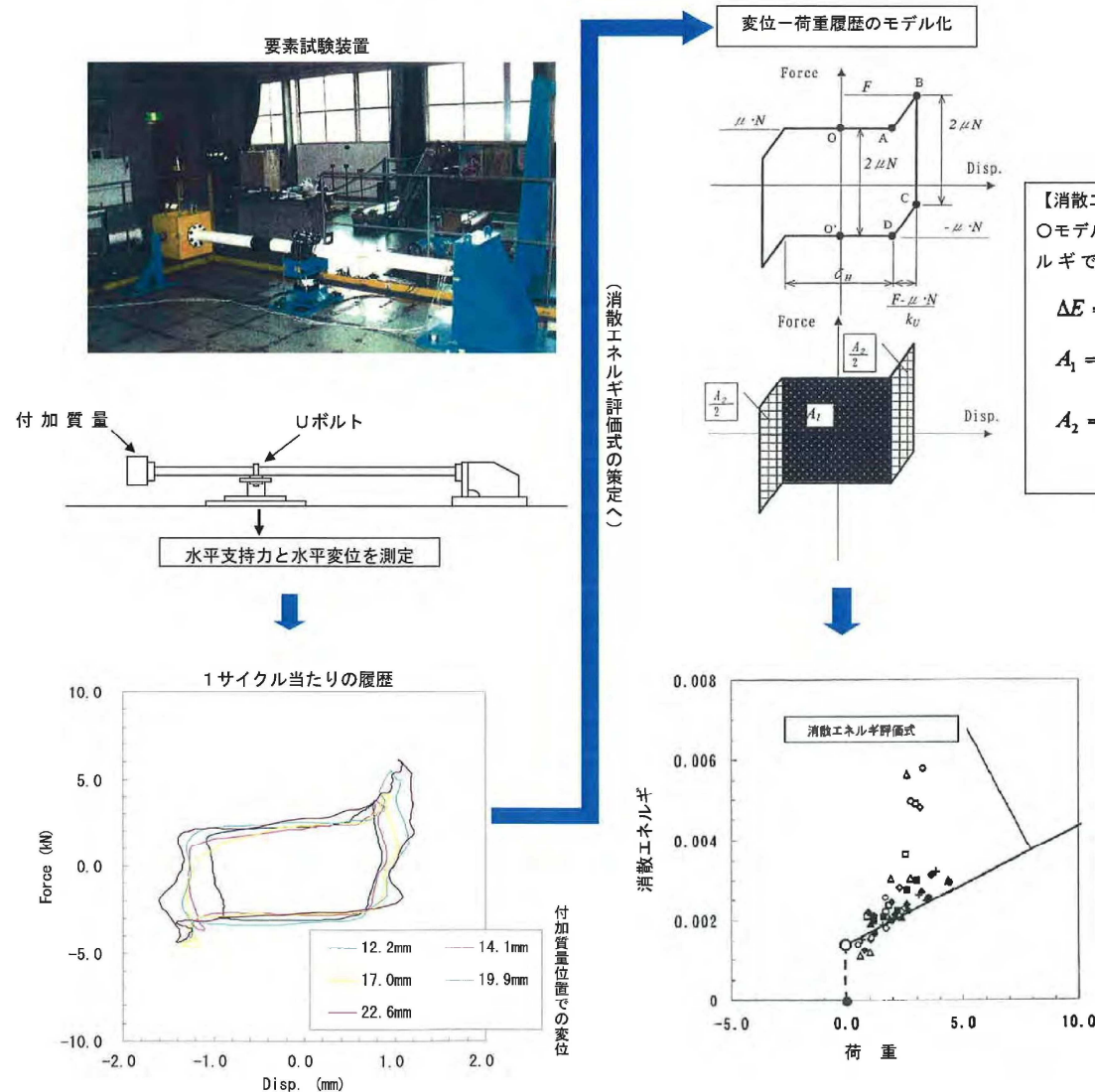
以上から、燃料取替機の設計用減衰定数として水平 2.0%、鉛直 1.5%(燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合)、2.0%(燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合)を適用する。

Uボルト支持配管系の振動試験 (1/3) : ①要素試験~②消散エネルギー評価式の策定~③要素試験結果との比較

Uボルト支持配管系の研究の流れ



Uボルト支持部1箇所の減衰特性を把握するため、最も単純な試験体で振動試験を実施。

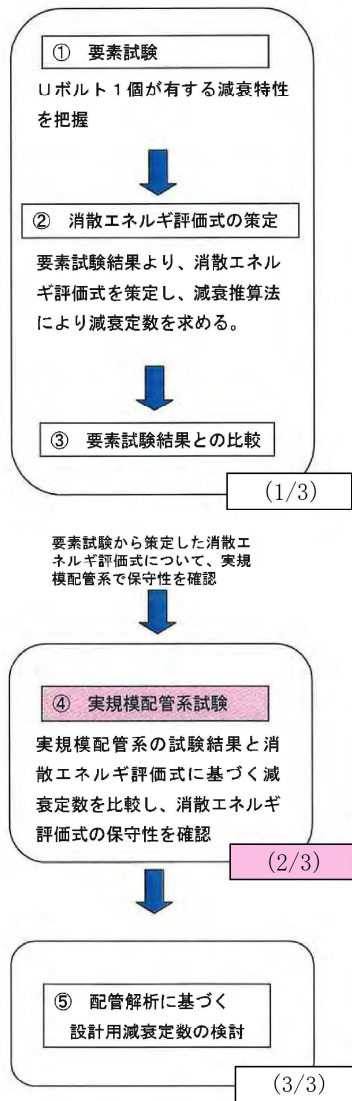


Uボルト支持配管系の減衰定数に関する研究の流れ (要素試験)



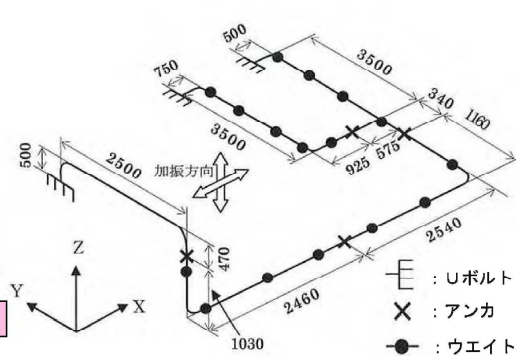
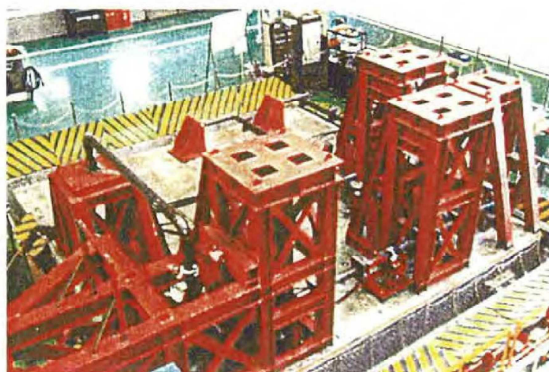
Uボルト支持配管系の振動試験 (2/3) : ④実規模配管系試験

Uボルト支持配管系の研究の流れ

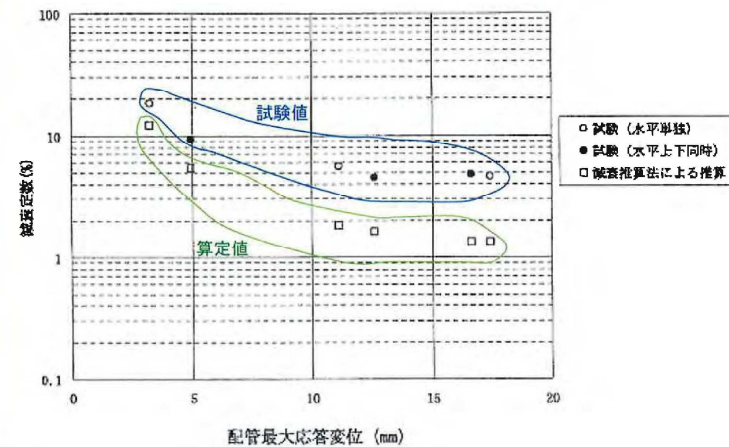


要素試験結果に基づき策定した消散エネルギー評価式の実機への適用性確認のため、実規模配管系試験による振動試験を実施し、試験結果より得られる減衰定数と消散エネルギー評価式より得られる減衰定数の比較検討を行った。

実規模配管系試験装置



試験結果と消散エネルギー評価式による減衰定数の比較



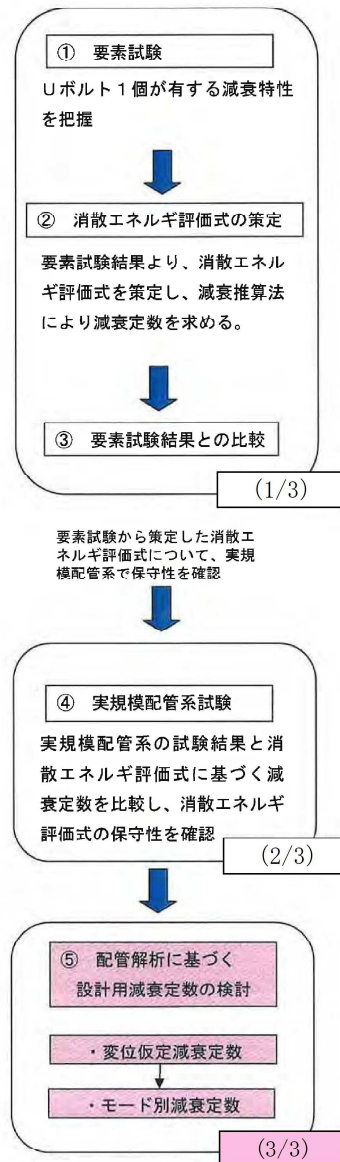
試験結果と消散エネルギー評価式による減衰定数を比較した結果、消散エネルギー評価式の方が全変位領域で下回っており、消散エネルギー評価式の保守性が確認された。

Uボルト支持配管系の減衰定数に関する研究の流れ (実規模配管系試験)

Uボルト支持配管系の振動試験 (3/3) : ⑤配管解析に基づく設計用減衰定数の検討

参考資料-3 (3/8)

Uボルト支持配管系の研究の流れ



実機プラントにおいては、配管系の支持箇所やルートは多種多様である。ここでは、実機配管系の計算モデルに対して消散エネルギー評価式を用いて減衰定数を算出し、さらに、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数の検討を行った。

Uボルト支持配管系(28モデル)に対する解析による検討  
(各振動モードが全て一律の変位が生じると仮定)

実規模配管系試験にて消散エネルギー評価式の保守性を確認したが、設計用減衰定数を設定するにあたっては、Uボルト支持具数や配管ルートなど様々な配管系について検討する必要がある。ここでは、消散エネルギー評価式による減衰定数が配管変位に依存するため、配管系の振動モード変位を一定と仮定した状態で減衰定数(変位仮定減衰定数)を算出した。対象はUボルト支持部を有する実機配管系(28モデル)とした。

- 解析の結果、Uボルト4個以上の配管系において
- ・ 仮定変位 2.5mm の場合、減衰定数 2.0%以上が得られた。
  - ・ 仮定変位 5.0mm の場合、減衰定数 1.0%以上が得られた。

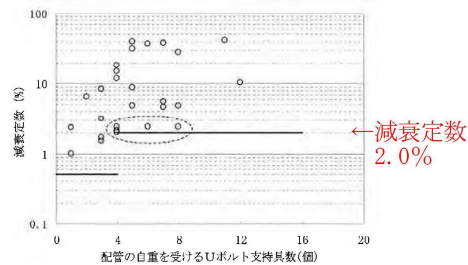
詳細計算による減衰定数の検討  
(モード別減衰定数による検討)

変位仮定減衰定数は計算結果からも判るように「仮定する変位」に依存する。そこで、変位 2.5mm の減衰定数及び変位 5.0mm の減衰定数のそれぞれ 2%及び 1%を与える下限値を示した配管モデルに対して、より詳細な解析を行い、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を検討した。

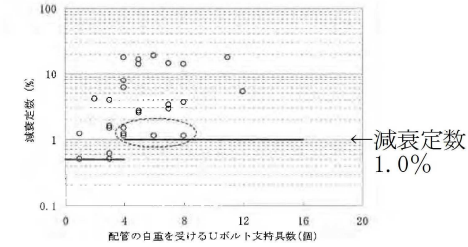
比較検討の結果、詳細計算結果と変位 2.5mm を与えた場合の結果がよく一致していることがわかり、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を 2.0%に設定することとしたとしている。

- なお、2.0%の適用に当たっては、以下の項目を条件とするとしている。
- Uボルトは、運転時に配管とボルト頂部との間に隙間があるよう施工されること。
  - 今回、検討対象としたUボルトの据付状態であること(架構で水平配管の自重を受けるUボルト)。

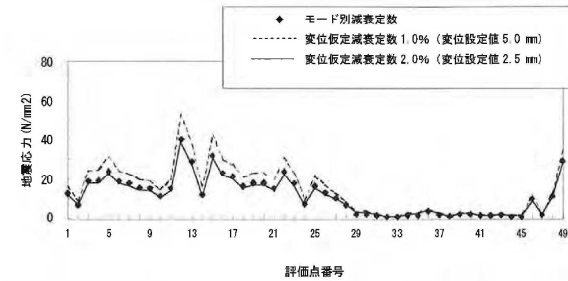
Uボルト支持配管系の減衰推算結果



(a) 変位設定値 2.5mm



(b) 変位設定値 5.0mm

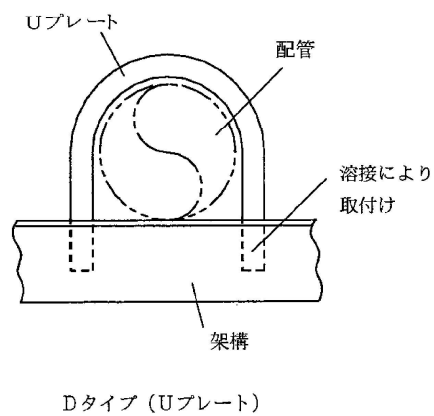
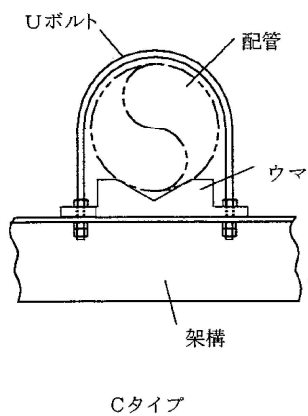
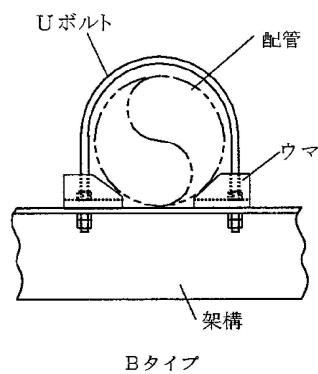
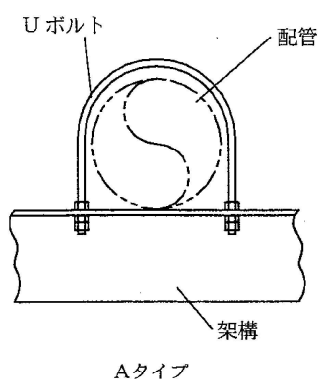


Uボルト支持配管系の減衰定数に関する研究の流れ (設計用減衰定数の検討)



【補足】要素試験に用いたUボルト支持構造物のタイプ

試験に用いたUボルトは、原子力発電所で採用されている代表的な4タイプを選定した。



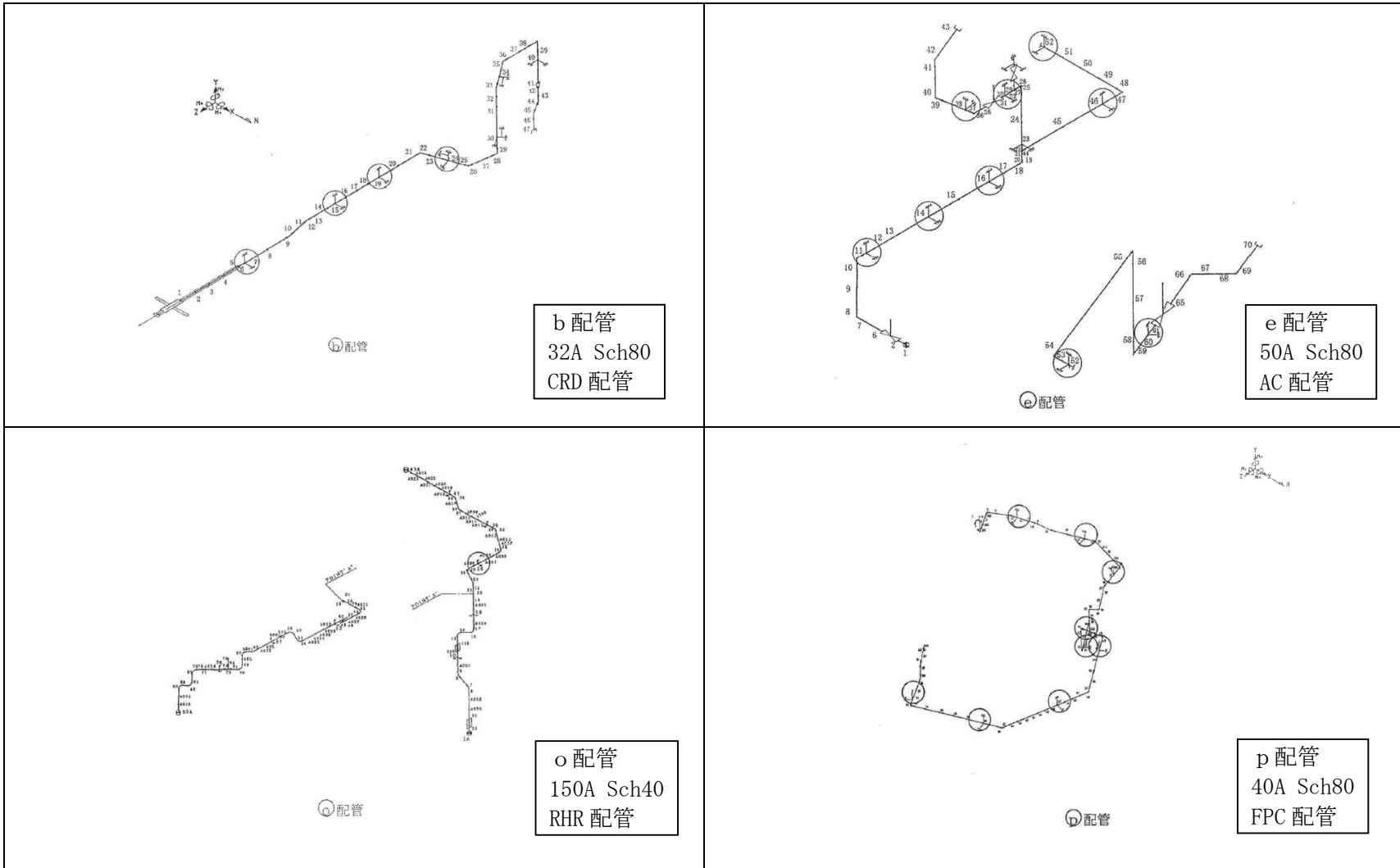
【解析を行った配管仕様】

- ・口径：20A～400A
- ・材質：ステンレス鋼，炭素鋼

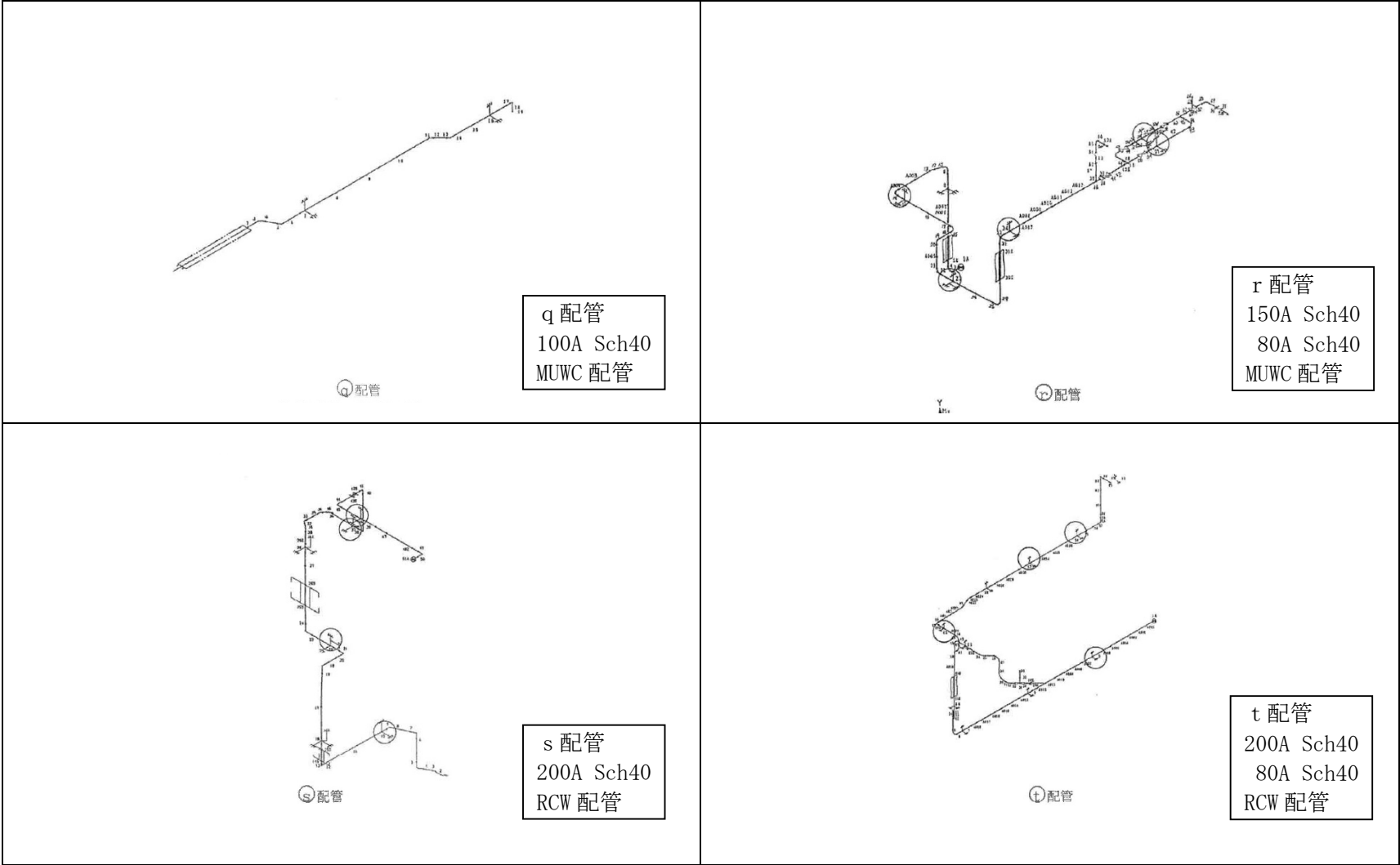
上記のうちBWR実機配管

	系統	口径
b 配管	CRD	32A
e 配管	AC	50A
o 配管	RHR	150A
p 配管	FPC	40A
q 配管	MUWC	100A
r 配管	MUWC	150A, 80A
s 配管	RCW	200A
t 配管	RCW	200A, 80A
u 配管	CRD	32A

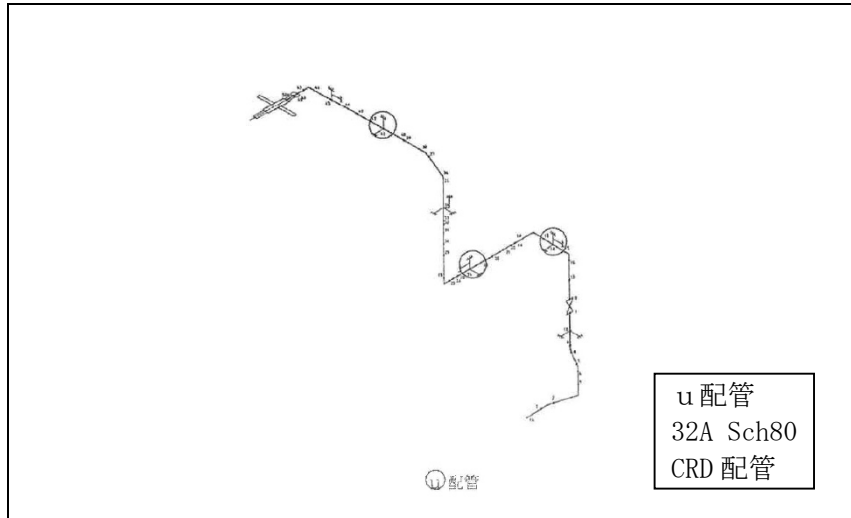
実機配管系の解析モデル図 (b・e・o・p配管)



実機配管系の解析モデル図 (q・r・s・t配管)



実機配管系の解析モデル図 (u配管)



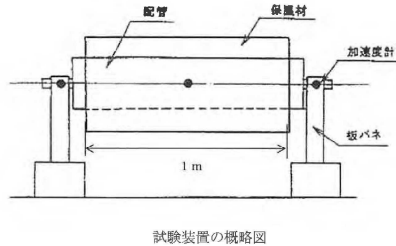
試験体を使用した振動試験から得られた、配管系の保温材による付加減衰定数に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

1. 試験体

3種類の配管口径  
 ① 8B(200A)  
 ② 12B(300A)  
 ③ 20B(500A)  
 の試験体を用いて振動試験を実施

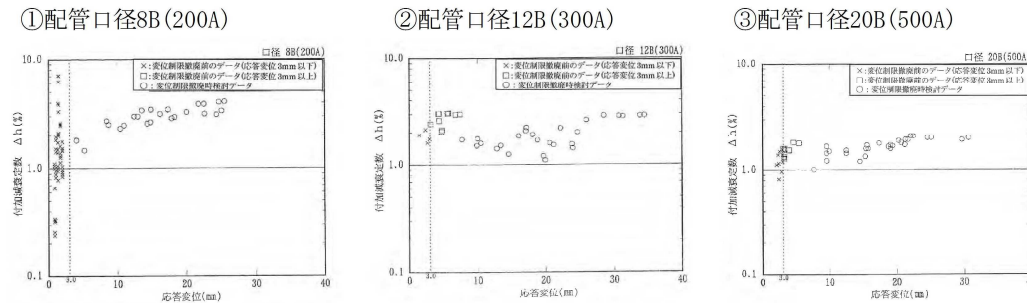
2. 振動試験

振動試験は保温材有りの場合/  
 保温材無しの場合について実施  
 (保温材厚さ75mm)



3. 試験結果

保温材有・無の結果を比較し、保温材が有る場合に付加できる減衰定数(以下、付加減衰定数という。)と変位との関係を示す。



4. 設計用減衰定数の設定

【試験結果 (8B, 12B, 20B)】

- 応答変位3mm以上の領域  
 保温材による付加減衰定数は1.0%以上、応答変位の増大に伴い漸増または一定の値を示す傾向
- 応答変位3mm以下の領域 (小応答領域)  
 減衰データにばらつきあり、付加減衰定数1%以下の場合もある

【設計用減衰定数の設定】

小応答変位領域については、配管強度上問題とならないことから、保温材による付加減衰定数は1.0%とする。

※ただし、本試験において金属保温材が施工されている配管長さは配管全長に対し40%を超える割合であったことから、下記の適用条件を設定した。

- ① 金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して40%以下の場合・・・1.0%を付加する
- ② // 40%を超える場合・・・0.5%を付加する

## 添付資料 4

### 水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根（SRSS）法による組み合わせ

#### 1. 概要

今回工認の耐震設計では、これまで静的な取扱いのみであった鉛直方向の地震力について、動的な地震力を考慮することとなるとともに、水平方向及び鉛直方向の動的な地震力による荷重を適切に組み合わせることが必要となる。

従来の水平方向及び鉛直方向の荷重の組み合わせは、静的な地震力による鉛直方向の荷重には地震継続時間や最大加速度の生起時刻のような時間の概念がなかったことから、水平方向及び鉛直方向の地震力による荷重の最大値同士の絶対値の和としていた。（以下、「絶対値和法」という。）

一方、水平方向及び鉛直方向の両者がともに動的な地震力である場合、両者の最大加速度の生起時刻に差があるという実挙動を踏まえると、従来と同じように絶対値和法を用いるのではなく、時間的な概念を取り入れた荷重の組み合わせ法を検討する必要がある。

本資料では、水平方向及び鉛直方向の動的地震力の組み合わせに関する既往研究<sup>(1)</sup>をもとに、二乗和平方根法（以下、「SRSS法（Square Root of the Sum of the Squares）」という。）による組み合わせ法の妥当性について説明するものである。

なお、SRSS法による組み合わせは、大間1号炉の建設工認において適用実績のある手法である。

#### 2. 柏崎刈羽原子力発電所で用いる荷重の組み合わせ法

柏崎刈羽原子力発電所では、静的な地震力による荷重の組合せについては、従来どおり絶対値和法を用いて評価を行う。また、動的な地震力による荷重の組合せについては、既往知見に基づき、SRSS法を用いて評価を行うことも可能である。

### 3. 水平方向及び鉛直方向の地震力による荷重の組み合わせ法に関する研究の成果

#### 3.1 荷重の組み合わせ法の概要

絶対値和法と SRSS 法の概要を以下に示す。

##### (1) 絶対値和法

本手法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重（又は応力）※を絶対値和で組み合わせる方法である

この方法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重が同時刻に同位相で生じることを仮定しており、組合せ法の中で最も大きな荷重を与える。本手法は、主に地震力について時間の概念がない静的地震力による荷重の組合せに使用する。

$$\text{組合せ荷重（又は応力）} = |M_H|_{\max} + |M_V|_{\max}$$

$M_H$ ：水平方向地震力による荷重（又は応力）

$M_V$ ：鉛直方向地震力による荷重（又は応力）

##### (2) SRSS 法

本手法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重（又は応力）※を二乗和平方根で組み合わせる方法である。

この方法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重の生起時刻に時間的なずれがあるという実挙動を考慮しており、水平方向及び鉛直方向地震動の同時入力による時刻歴応答解析結果との比較において平均的な荷重を与える。本手法は、動的な地震力による荷重同士の組合せに使用する。

$$\text{組合せ荷重(又は応力)} = \sqrt{(M_H)_{\max}^2 + (M_V)_{\max}^2}$$

$M_H$ ：水平方向地震力による荷重（又は応力）

$M_V$ ：鉛直方向地震力による荷重（又は応力）

※：荷重の段階で組み合わせる場合と、荷重により発生した応力の段階で組み合わせる場合がある。（次頁の「補足」参照）

応力で組み合わせる場合は、妥当性を確認した上で適用する。



(補足) 荷重または応力による組み合わせについて

水平方向及び鉛直方向の動的地震力を SRSS で組み合わせる際、評価対象の機器の形状や部位に応じて荷重の段階で組み合わせる場合と、荷重により発生した応力の段階で組み合わせる場合がある。ここでは、その使い分けについて具体例を用いて説明する。

#### A. 荷重の段階で組み合わせを行う場合

横形ポンプの基礎ボルトの引張応力の評価を例とすると、以下の式で示すように水平方向地震力と鉛直方向地震力の組み合わせは、荷重である水平方向地震力によるモーメント ( $m \cdot g \cdot C_H \cdot h$ ) と鉛直方向地震力によるモーメント ( $m \cdot g \cdot C_V \cdot l_1$ ) を組み合わせる。

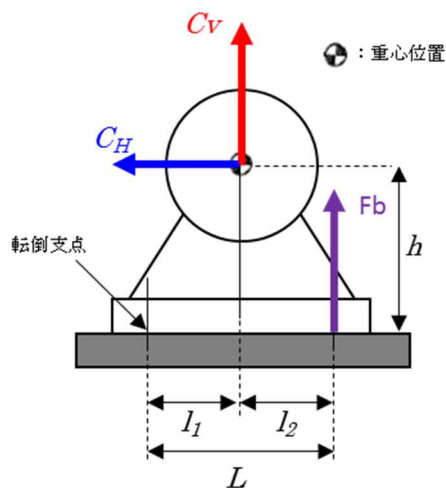
本手法については、非同時性を考慮する地震荷重についてのみ SRSS しており、実績のある妥当な手法である。

【絶対和】

$$F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H h + C_V l_1) + mgC_p(h + l_1) + M_p - mgl_1 \} \quad \dots \text{(式 A-1)}$$

【SRSS 法】

$$F_b = \frac{1}{L} \{ mg\sqrt{(C_H h)^2 + (C_V l_1)^2} + mgC_p(h + l_1) + M_p - mgl_1 \} \quad \dots \text{(式 A-2)}$$



- |            |                                      |
|------------|--------------------------------------|
| $F_b$      | : 基礎ボルトに生じる引張力                       |
| $C_H$      | : 水平方向震度                             |
| $C_V$      | : 鉛直方向震度                             |
| $C_p$      | : ポンプ振動による震度                         |
| $g$        | : 重力加速度                              |
| $h$        | : 据付面から重心までの距離                       |
| $l_1, l_2$ | : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離                   |
| $L$        | : 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離 |
| $m$        | : 機器の運転時質量                           |

図 A 横形ポンプに作用する震度

B. 応力による組み合わせを行う場合

横置円筒容器の脚の組合せ応力の評価を例とすると、脚には、水平方向地震力による曲げモーメント  $M_{11}$  及び鉛直方向荷重  $P_l$ 、鉛直方向地震力による鉛直荷重  $(R_1+m_{s1}g) C_v$  が作用する。(図 B-1)

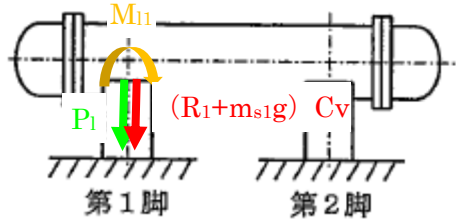


図 B-1 横置円筒容器の脚部に作用する荷重

水平地震力による圧縮応力  $\sigma_{s2}$  及び鉛直方向地震力による圧縮応力  $\sigma_{s4}$  は式 B-1、式 B-2 で表され、脚の組合せ応力の評価の際はこれらの応力を SRSS 法により組み合わせる式 B-4 を用いて評価を行う。

$$\sigma_{s2} = \frac{M_{11}}{Z_{sy}} + \frac{P_l}{A_s} \quad \dots \text{(式 B-1)}$$

$\sigma_{s2}$  : 水平方向地震力により脚に生じる曲げ及び  
圧縮応力の和  
 $M_{11}$  : 水平方向地震力により脚底面に作用曲げモーメント  
 $P_l$  : 水平方向地震力により脚の脚つけ根部に作用する  
鉛直方向荷重  
 $Z_{sy}$  : 脚の断面係数  
 $A_s$  : 脚の断面積

$$\sigma_{s4} = \frac{R_1 + m_{s1}g}{A_s} C_v \quad \dots \text{(式 B-2)}$$

$\sigma_{s4}$  : 鉛直方向地震力により脚に生じる圧縮応力  
 $R_1$  : 脚が受ける自重による荷重  
 $m_{s1}$  : 脚の質量

【絶対和】

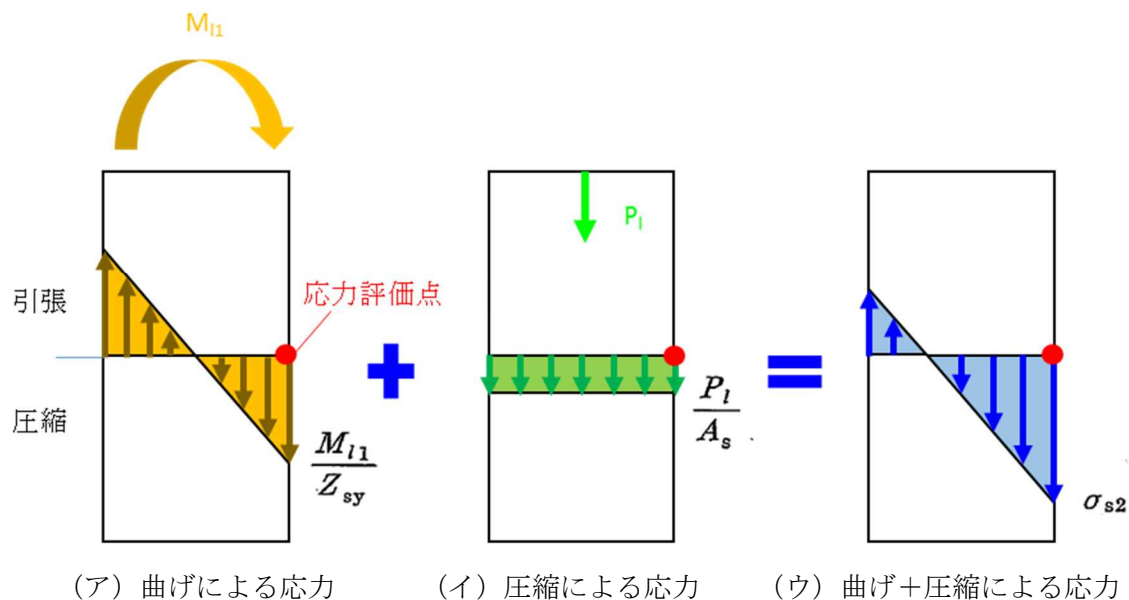
$$\sigma_{sl} = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sigma_{s2} + \sigma_{s4})^2 + 3\tau_{s2}^2} \quad \dots \text{(式 B-3)}$$

【SRSS 法】

$$\sigma_{sl} = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sqrt{\sigma_{s2}^2 + \sigma_{s4}^2})^2 + 3\tau_{s2}^2} \quad \dots \text{(式 B-4)}$$

$\sigma_s$  : 水平方向地震力および鉛直方向地震力が作用した  
場合の脚の組合せ応力  
 $\sigma_{s1}$  : 運転時質量により脚に生じる圧縮応力  
 $\tau_{s2}$  : 水平方向地震力により脚に生じるせん断応力

ここで、水平地震力による圧縮応力  $\sigma_{s2}$  及び鉛直方向地震力による圧縮応力  $\sigma_{s4}$  は図 B-2 に示すように、ともに脚の外表面の圧縮応力を表すものであり、脚の同一評価点、同一応力成分であることから、これらの組み合わせを SRSS 法により行うことは妥当である。



(a) 水平地震力による応力評価点の圧縮応力

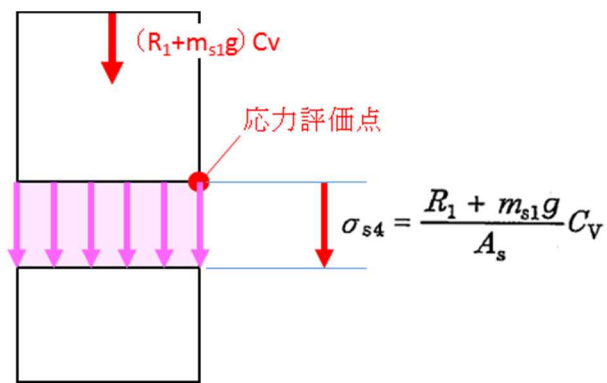


図 B-2 横置円筒容器の脚部に作用する地震力による応力概念図

### 3.2 SRSS 法の妥当性

既往研究では、実機配管系に対して、水平及び鉛直地震動による最大荷重を SRSS 法により組み合わせた場合と水平及び鉛直地震動の同時入力による時刻歴応答解析法により組み合わせた場合との比較検討を以下の通り行っている。

#### (1) 解析対象配管系モデル

解析対象とした配管は、代表プラントにおける格納容器内の配管系で給水系 (FDW) ×2 本、残留熱除去系 (RHR) 及び主蒸気系 (MS) の計 4 本の配管モデルである。当該配管系は、耐震 S クラスに分類されるものである。

#### (2) 入力地震動

解析に用いた入力地震動は、地震動の違いによる影響を確認するため、兵庫県南部地震 (松村組観測波)、人工波及びエルセントロ波の 3 波を用いた。機器・配管系への入力地震動となる原子炉建屋中間階の応答波の例を図 1-1～図 1-3 に示す。

#### (3) 解析結果

解析結果を図 2-1～図 2-4 に示す。図 2-1～図 2-4 は、水平方向及び鉛直方向の応力に対して、同時入力による時刻歴応答解析法及び SRSS 法により組み合わせた結果をまとめたものであり、参考までに絶対値和法による結果も併記した。

図 2-1～図 2-4 より、いずれの配管系においても最大応力発生点においては、時刻歴応答解析法に対して SRSS 法の方が約 1.1 倍から約 1.4 倍の比率で上回る結果となった。最大応力発生点における SRSS 法と同時入力による時刻歴応答解析法との評価結果の比較を表 1 に示す。また、最大応力発生点の部位を図 3-1～図 3-4 に示す。

さらに、配管系全体の傾向を確認するため、配管系の主要な部位における発生応力の比較を図 4 に示す。図 4 は、図 2-1～図 2-4 に基づき、各配管モデルの節点の応力値をプロットしたものである。図 4 より、SRSS 法は発生応力の低い領域では同時入力による時刻歴応答解析法に対して平均的な結果を与え、発生応力の増加に伴い保守的な結果を与える傾向にあることが確認できる。

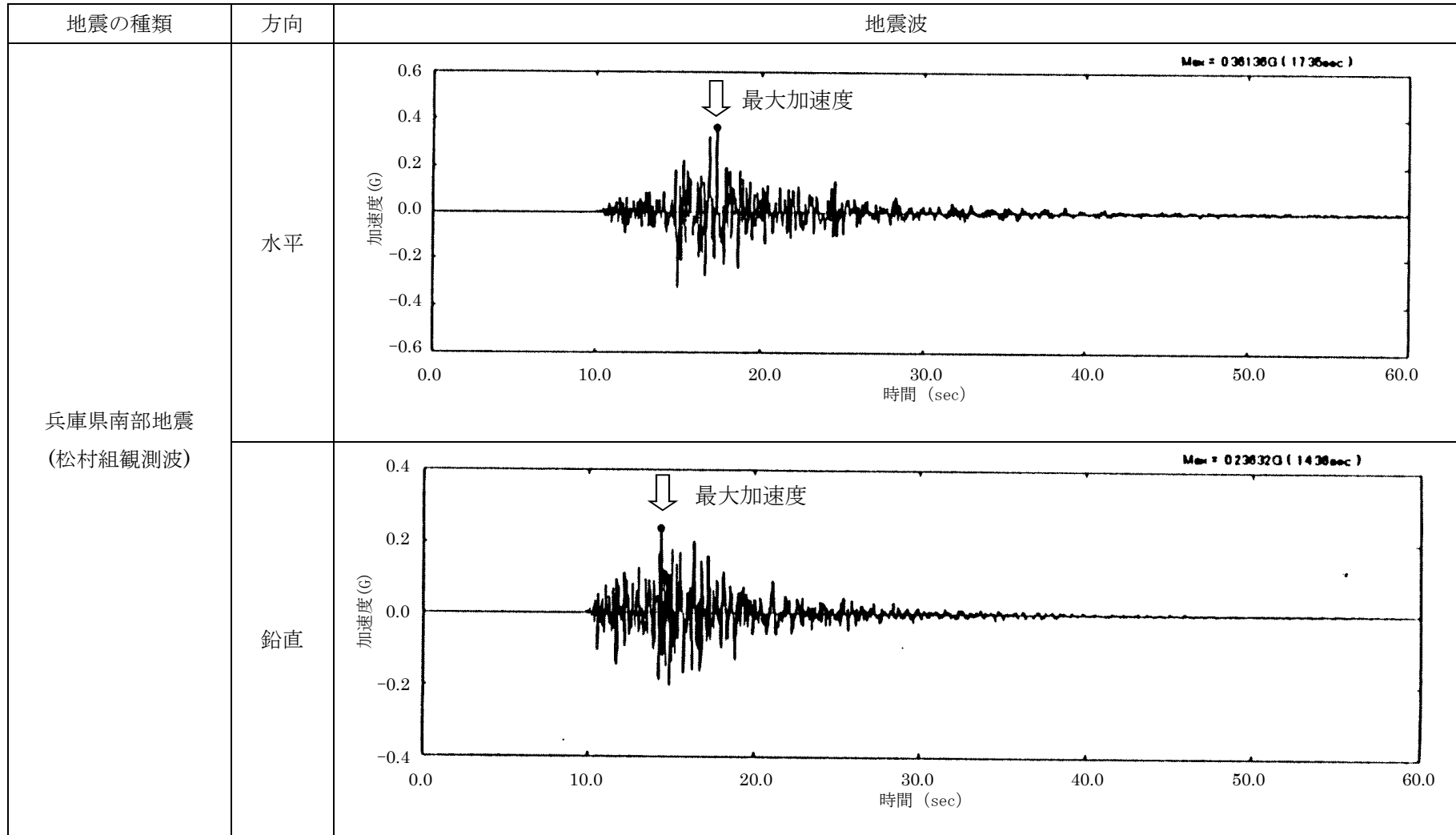


図 1-1 機器・配管系への入力地震動（兵庫県南部地震）

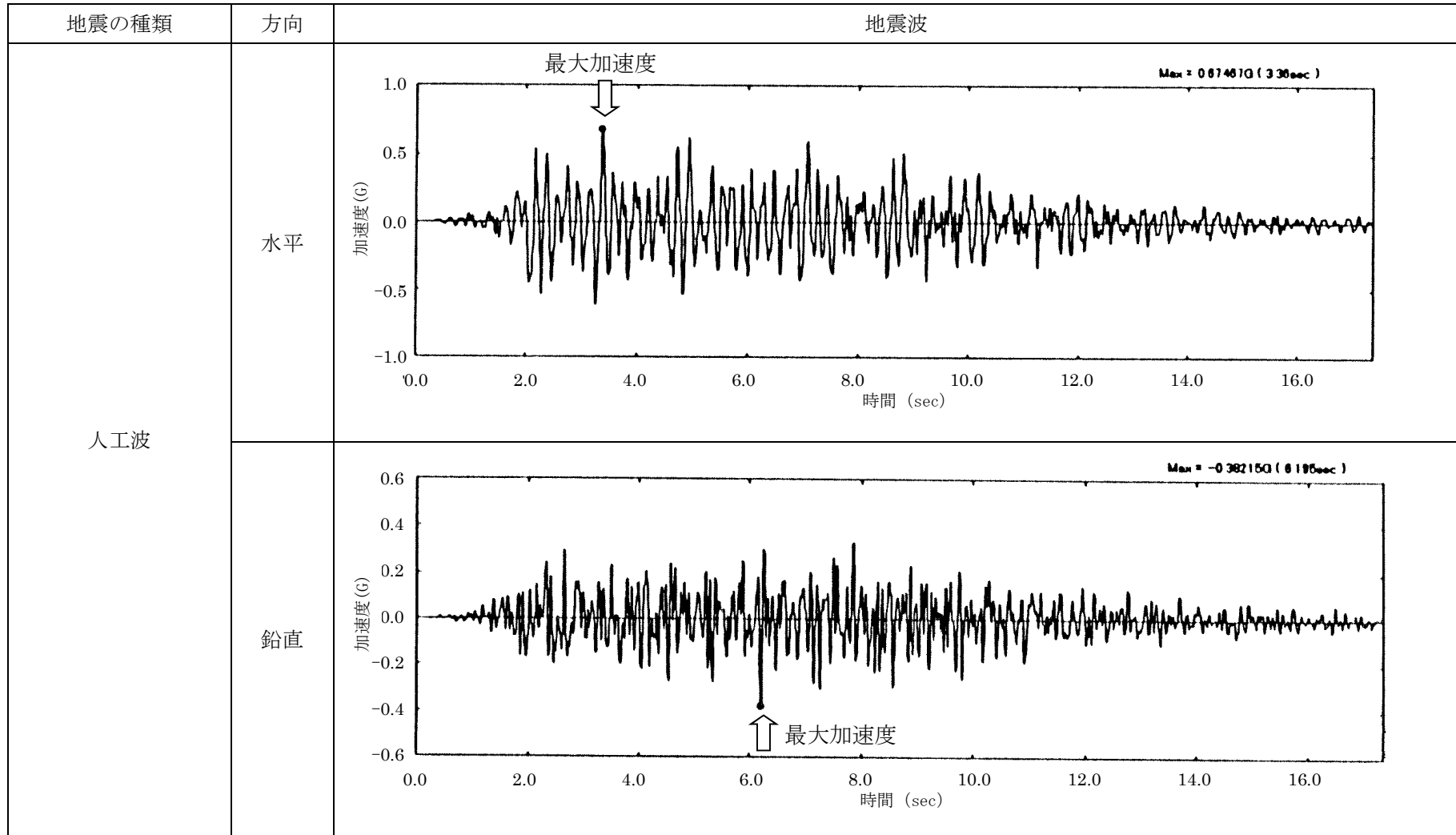


図 1-2 機器・配管系への入力地震動（人工波）

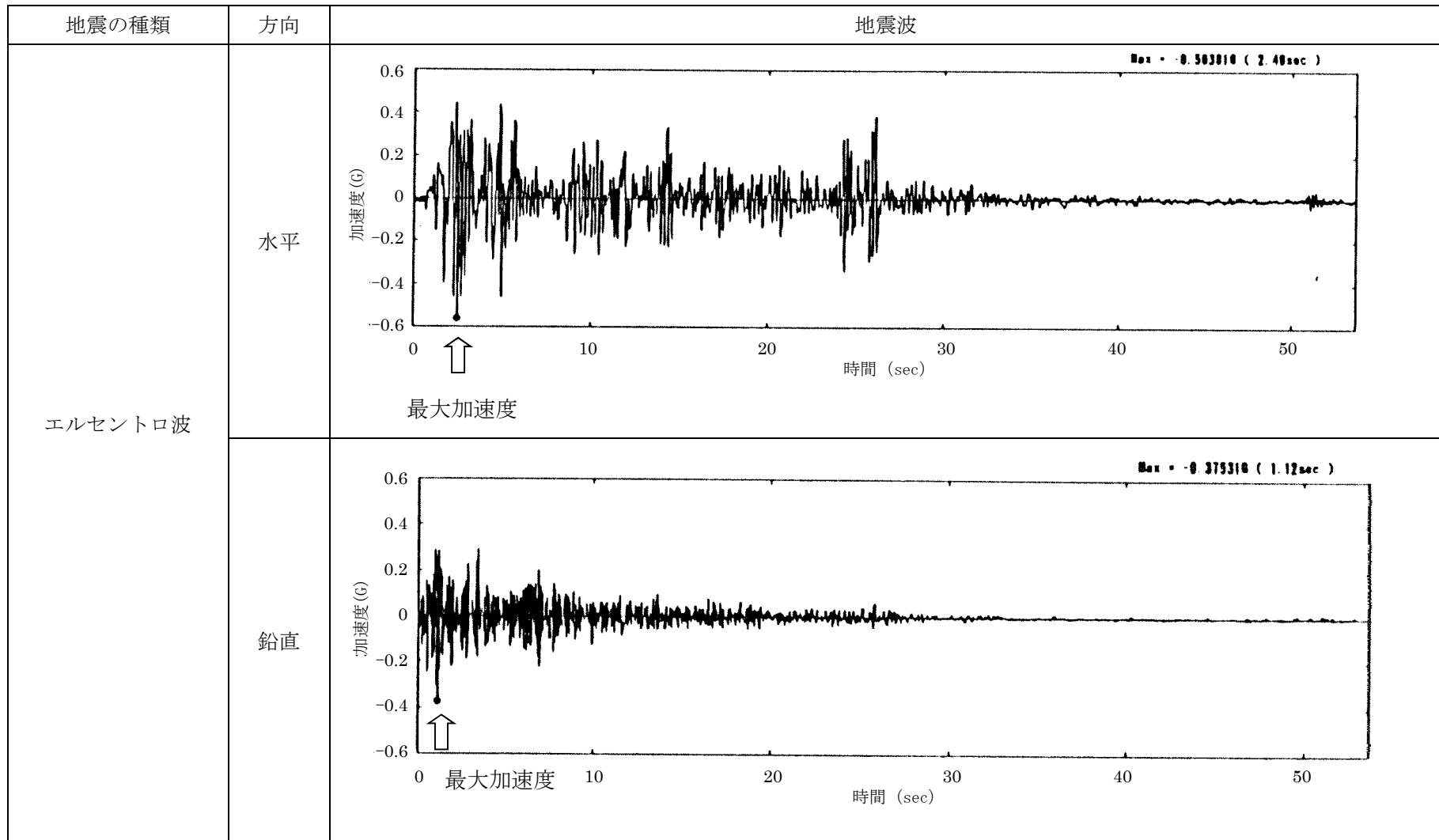


図 1-3 機器・配管系への入力地震動 (エルセントロ波)

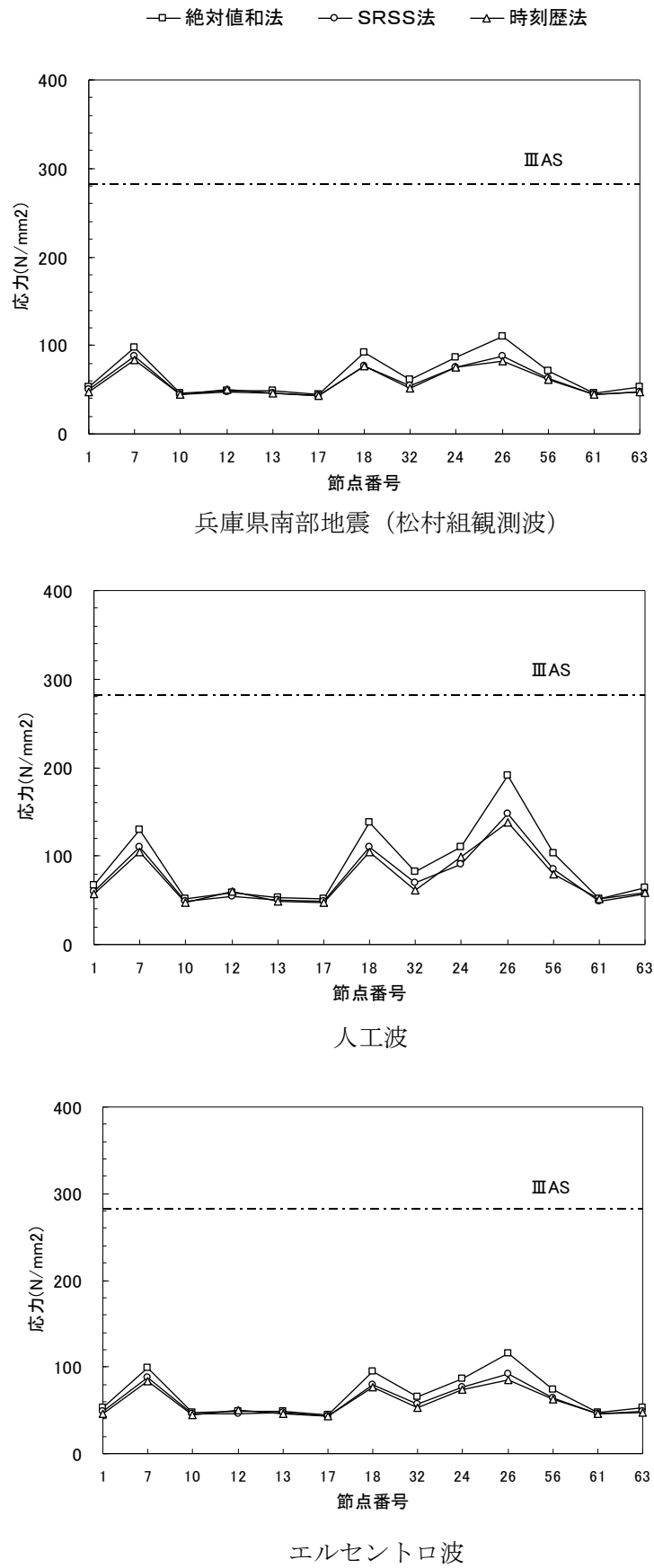
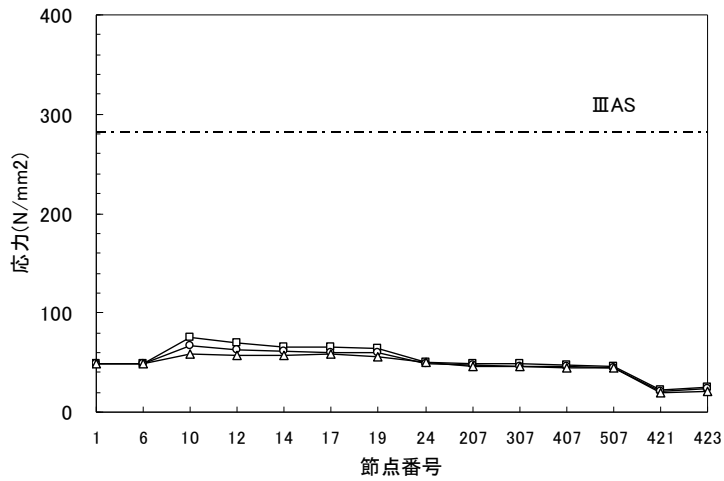


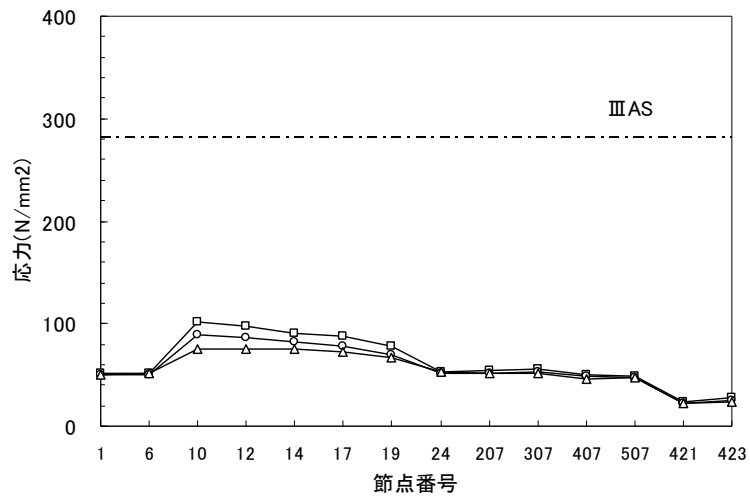
図 2-1 主要な部位における発生応力 (FDW-001 A プラント)



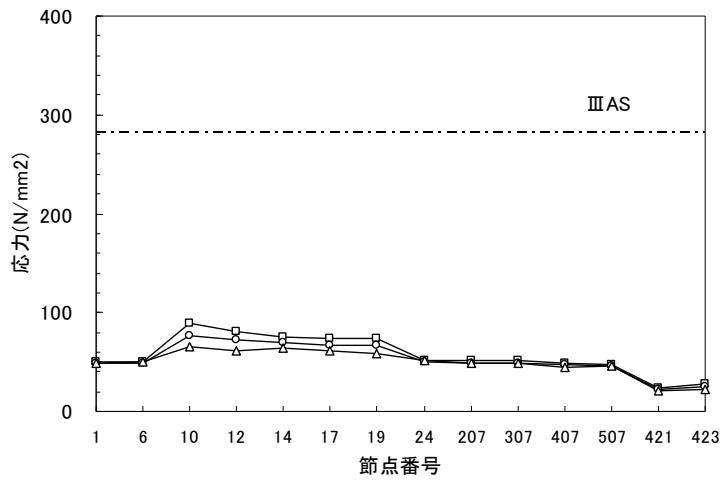
—□— 絶対値和法    —○— SRSS法    —△— 時刻歴法



兵庫県南部地震（松村組観測波）



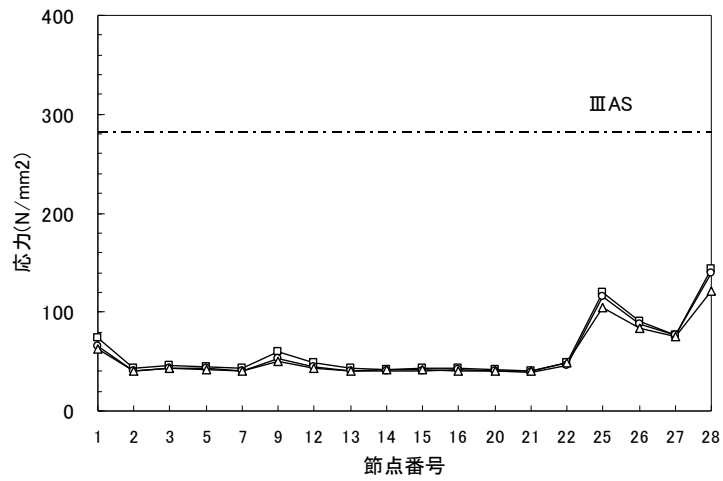
人工波



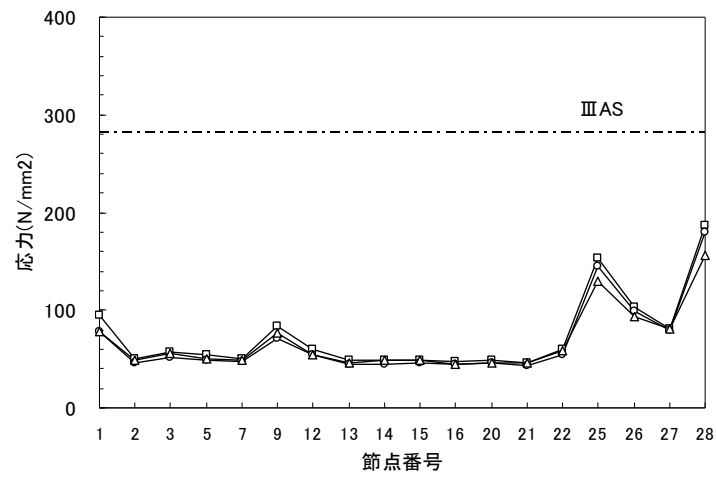
エルセントロ波

図 2-2 主要な部位における発生応力 (MS-001 Aプラント)

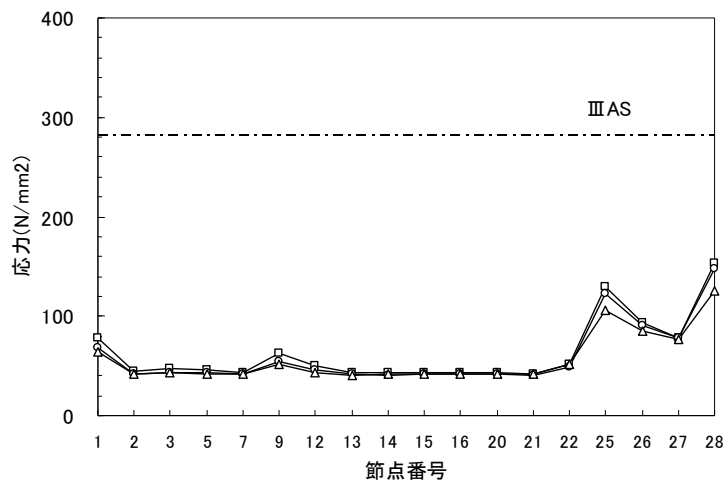
—□— 絶対値和法    —○— SRSS法    —△— 時刻歴法



兵庫県南部地震（松村組観測波）



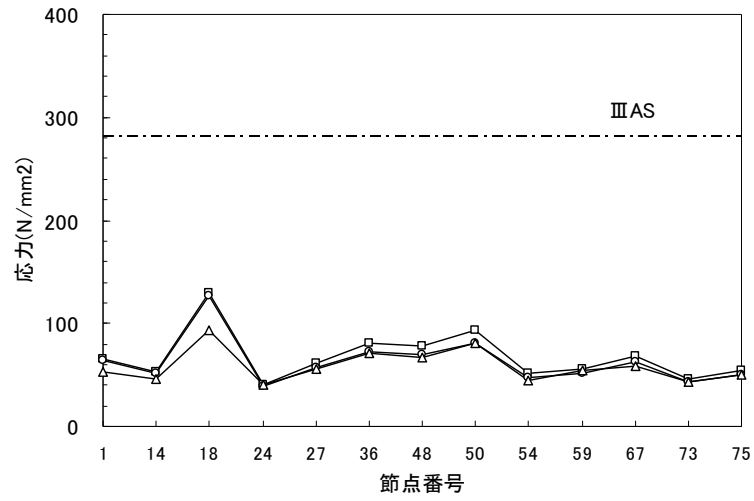
人工波



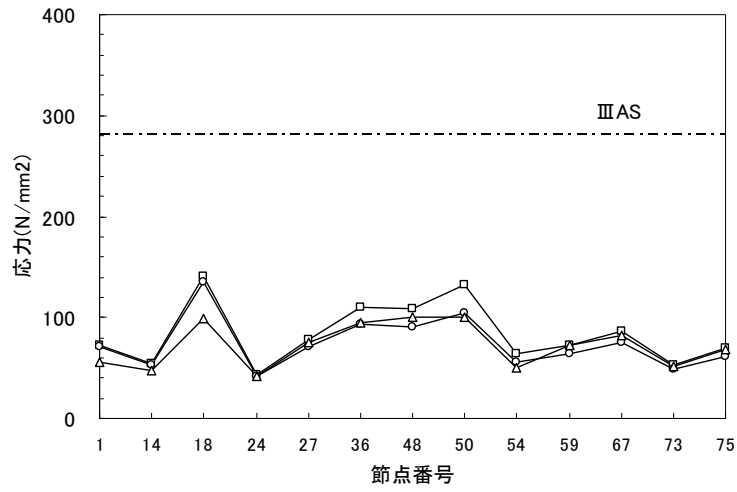
エルセントロ波

図 2-3 主要な部位における発生応力（RHR-001 A プラント）

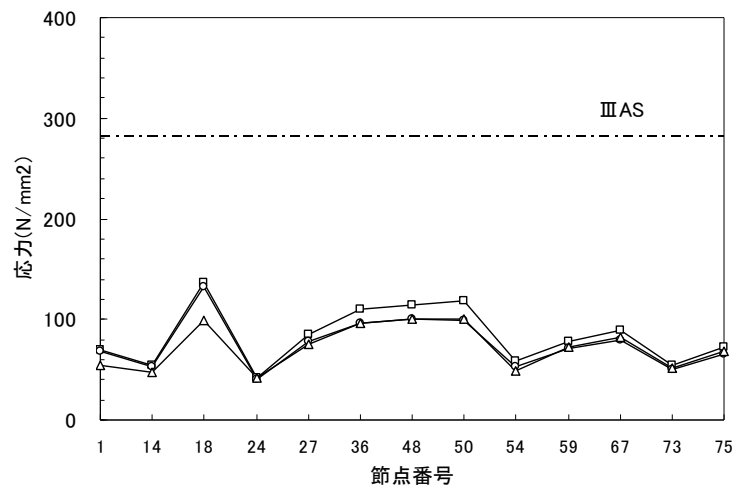
□ 絶対値和法    ○ SRSS法    △ 時刻歴法



兵庫県南部地震 (松村組観測波)



人工波



エルセントロ波

図 2-4 主要な部位における発生応力 (FDW-001 B プラント)

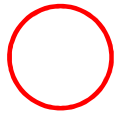
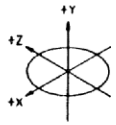
表1 SRSS法と同時入力による時刻歴応答解析法との比較(最大応力発生点)

解析対象配管	入力地震波	最大応力発生点	SRSS/同時入力
FDW-001 (Aプラント)	松村組観測波	分岐部(節点 No26)	1.08
	人工波	分岐部(節点 No26)	1.08
	エルセントロ波	分岐部(節点 No26)	1.08
MS-001 (Aプラント)	松村組観測波	分岐部(節点 No10)	1.15
	人工波	分岐部(節点 No10)	1.20
	エルセントロ波	分岐部(節点 No10)	1.18
RHR-001 (Aプラント)	松村組観測波	拘束点(節点 No28)	1.15
	人工波	拘束点(節点 No28)	1.15
	エルセントロ波	拘束点(節点 No28)	1.18
FDW-001 (Bプラント)	松村組観測波	拘束点(節点 No18)	1.35
	人工波	拘束点(節点 No18)	1.37
	エルセントロ波	拘束点(節点 No18)	1.34

FDW : 給水系配管

MS : 主蒸気系配管

RHR : 残留熱除去系配管



最大応力発生点

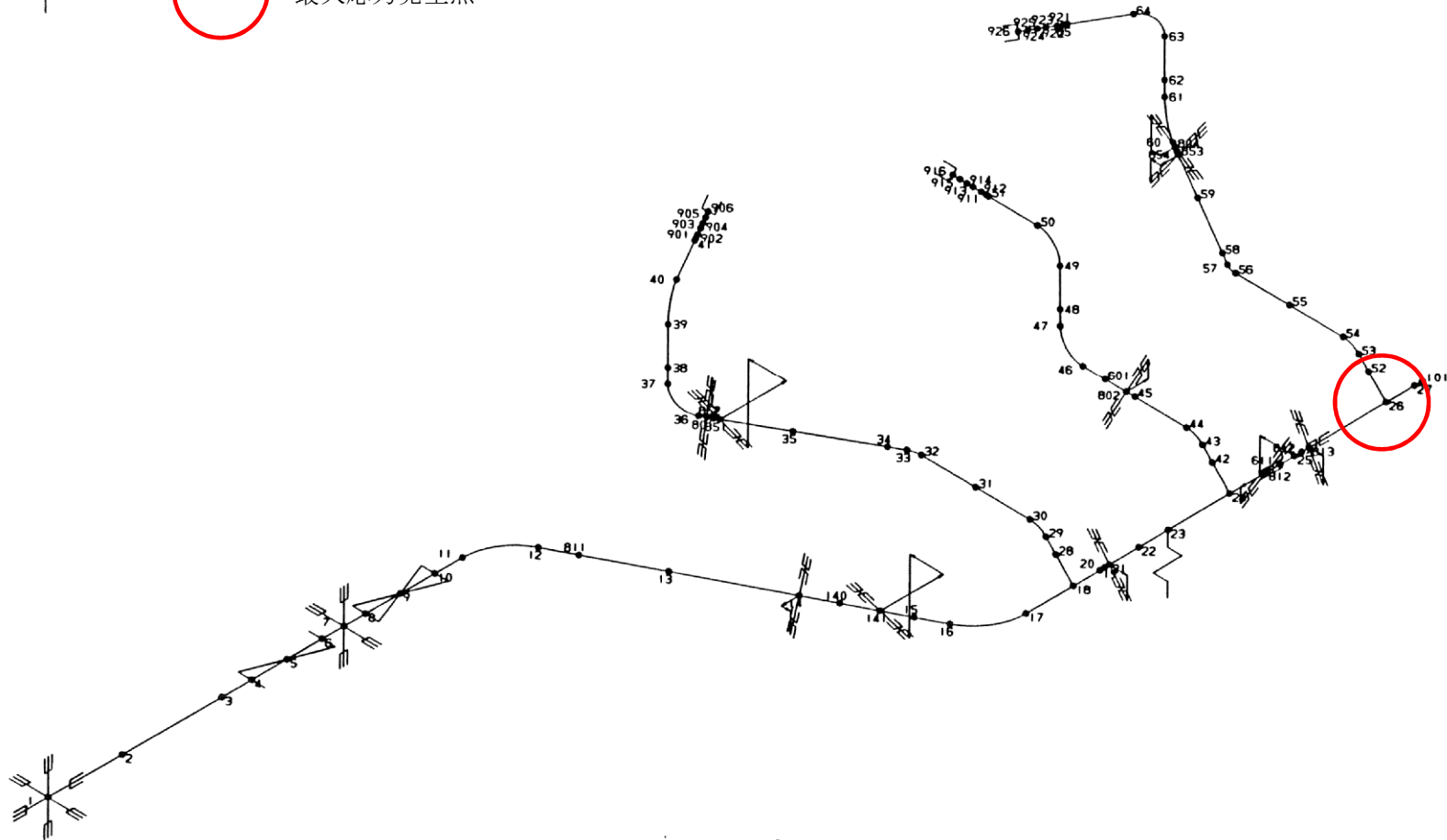


図 3-1 給水系配管 (FDW-001 Aプラント)

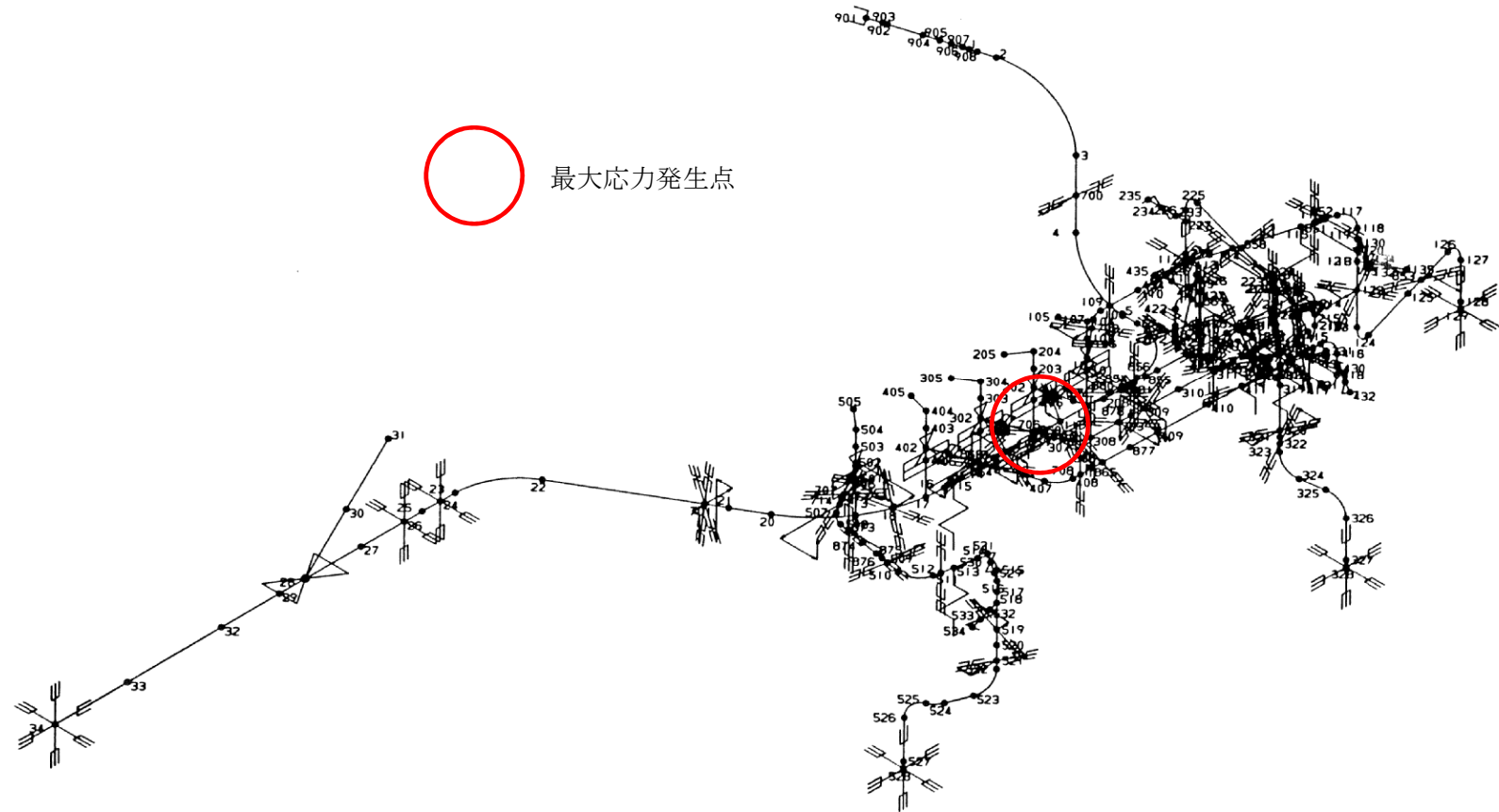
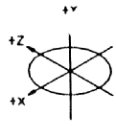


図 3-2 主蒸気系配管 (MS-001 Aプラント)

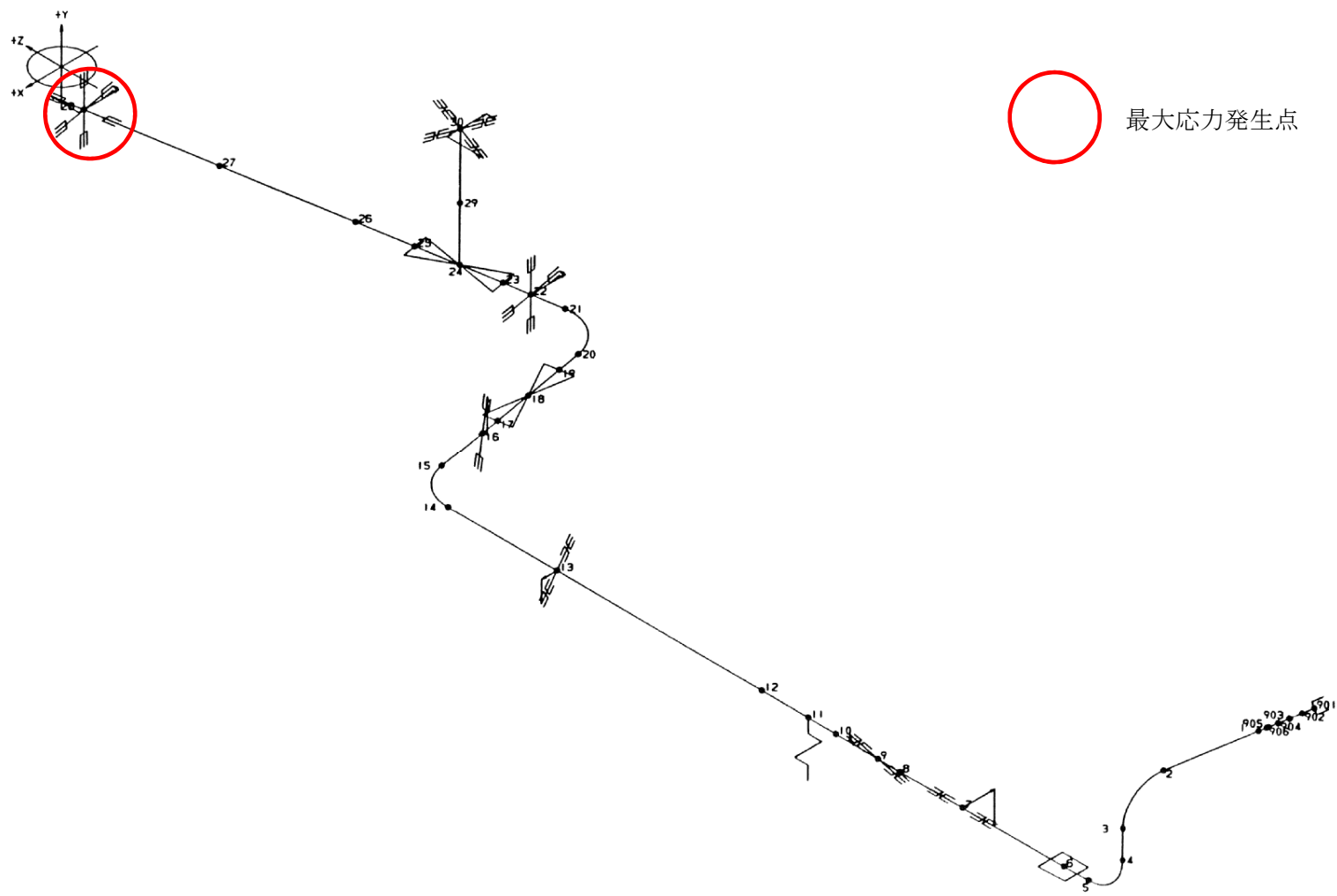


図 3-3 残留熱除去系配管 (RHR-001 A プラント)

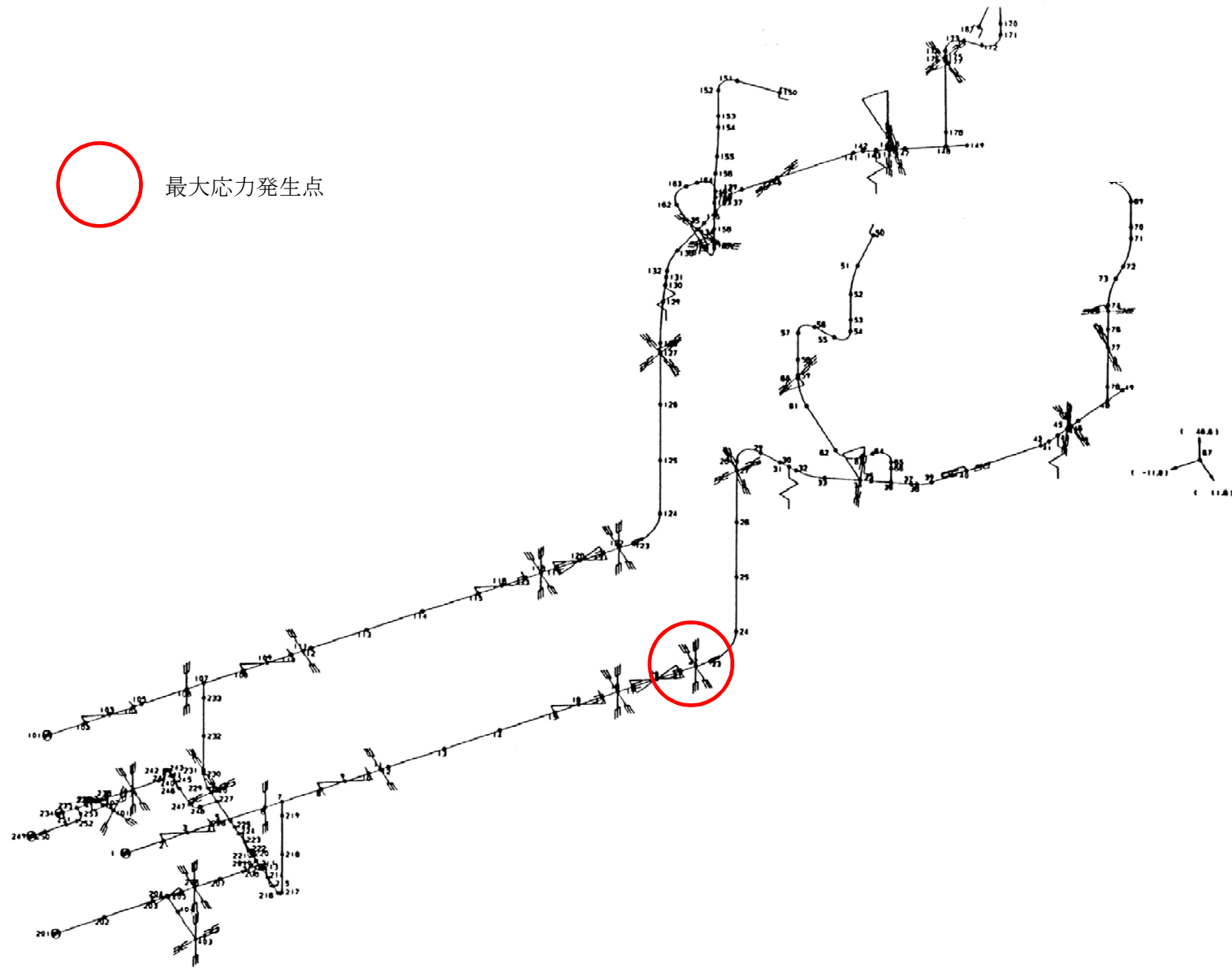
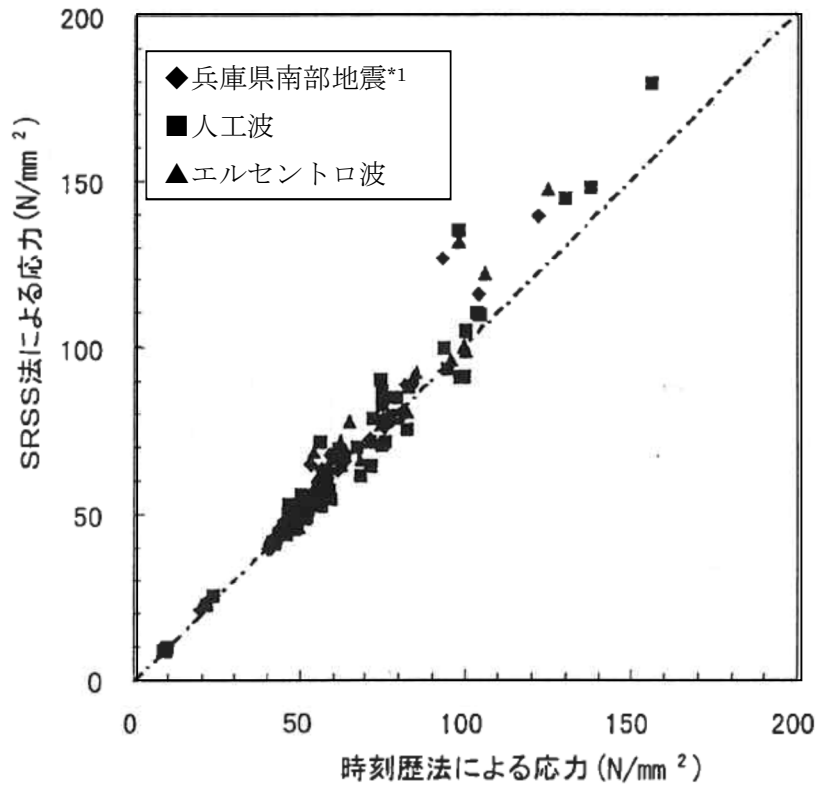


図 3-4 給水系配管 (FDW-001 B プラント)





注記

\* 1 : 松村組観測波

図 4 SRSS 法による応力と時刻歴応答解析法による応力の比較(主要部位)

4. 柏崎刈羽原子力発電所における水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について

柏崎刈羽原子力発電所における水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について、原子炉建屋を例に、柏崎刈羽原子力発電所の施設の耐震性評価において支配的な地震動である基準地震動 Ss-1, 2 に対する水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差を確認した。ここで、機器・配管系の耐震評価に用いる水平方向の設計用震度は、全ての地震動に対する南北方向と東西方向の最大応答加速度を包絡した値を用いることを踏まえ、水平方向の最大応答値の生起時刻については、Ss-1,2 並びに南北方向及び東西方向を通じた最大応答加速度の生起時刻を用いた。

図 5 及び表 2 に示すように、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻には約 6 秒～約 17 秒の差があり、柏崎刈羽原子力発電所においても水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻には差があることを確認した。

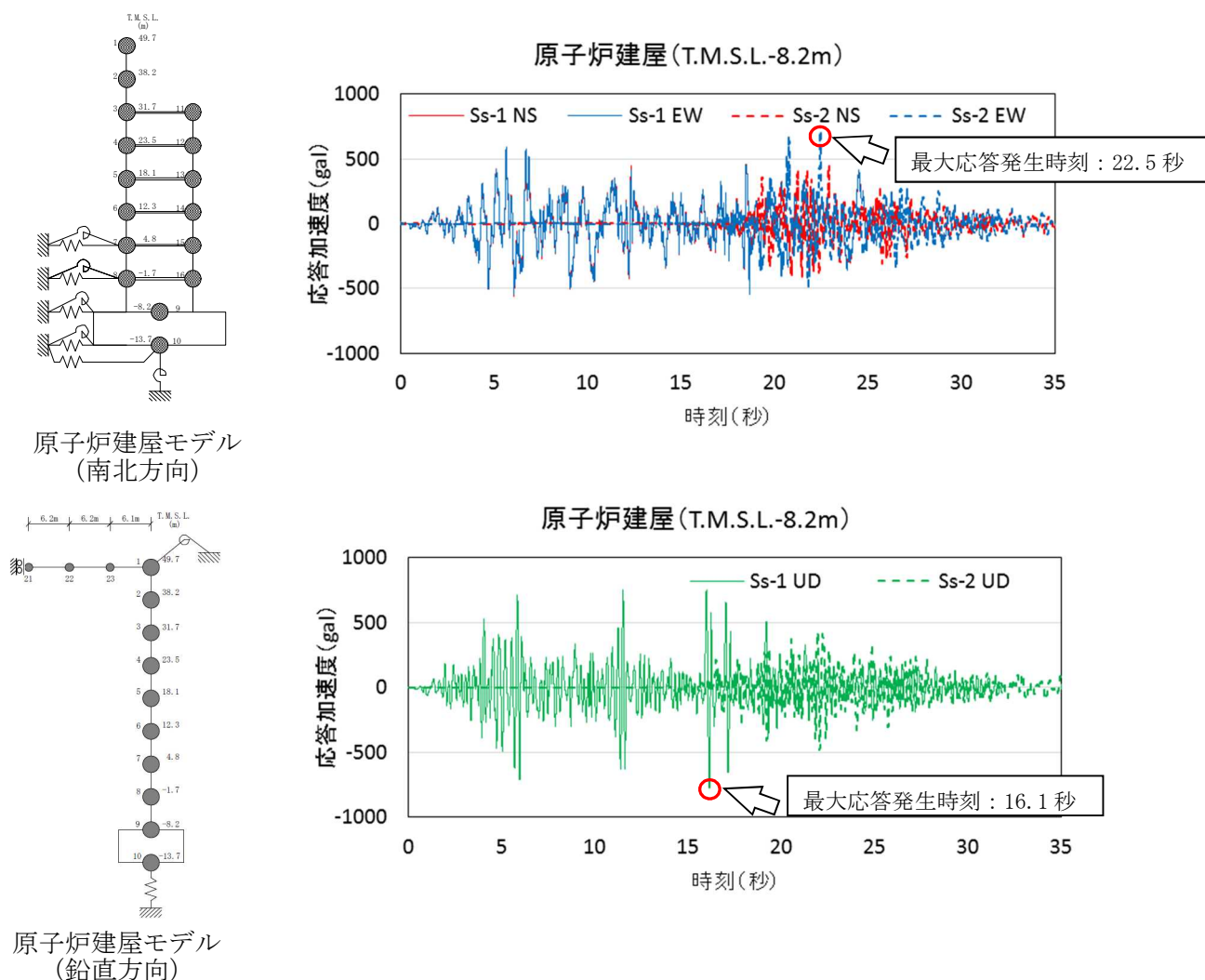


図 5 原子炉建屋の応答値 (T.M.S.L.-8.2m の例)

表 2 最大応答値の生起時刻の差

位 置 (m)	最大応答値の生起時刻 (秒)		生起時刻の差 (秒)
	水平方向	鉛直方向	
49.7	18.7	6.0	12.7
38.2	18.7	6.0	12.7
31.7	22.5	6.0	16.5
23.5	22.5	6.0	16.5
18.1	22.5	6.0	16.5
12.3	22.5	16.1	6.4
4.8	22.4	16.1	6.3
-1.7	22.4	16.1	6.3
-8.2	22.5	16.1	6.4
-13.7	22.5	16.1	6.4

## 5. まとめ

以上から、柏崎刈羽原子力発電所では、水平方向及び鉛直方向の動的な地震力の荷重の組み合わせ法として SRSS 法を用いることとする。

## 6. 参考文献

- (1) 電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究（ステップ2）」  
(平成7年～平成10年)

## 7. 別紙

(参考) 新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について

(参考) 新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について

### 1. はじめに

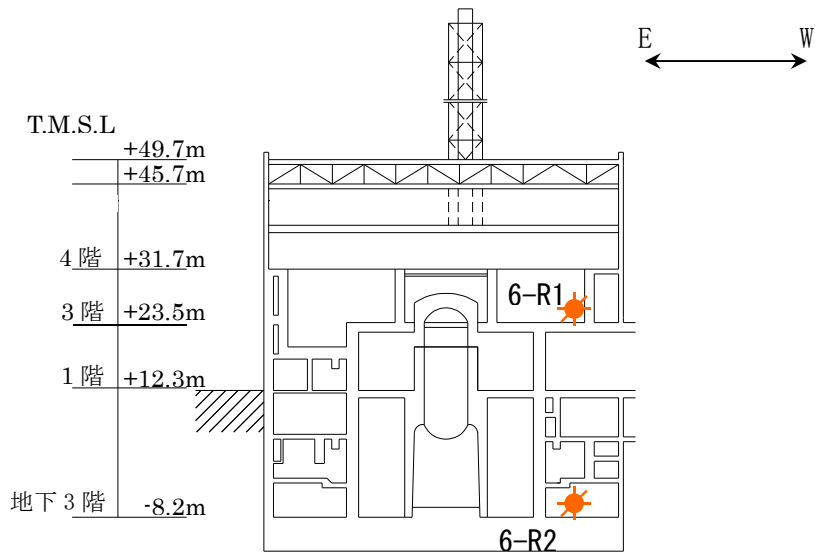
柏崎刈羽原子力発電所では、平成 19 年 7 月 16 日に新潟県中越沖地震による観測記録が得られている。本資料では、新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について参考として確認する。

### 2. 確認結果

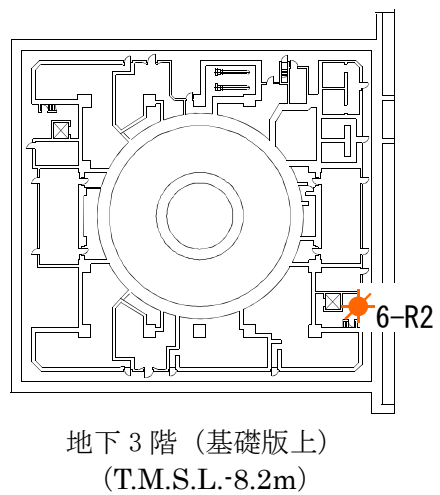
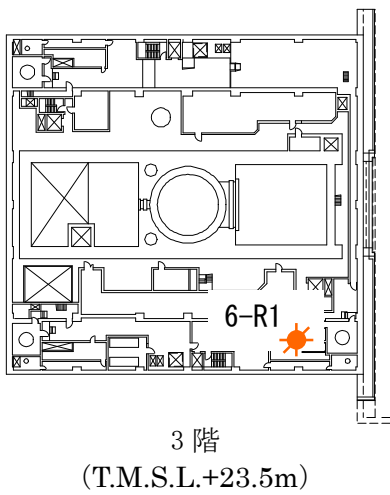
別紙表 1 に示すように、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻には約 1 秒～約 4 秒の差があり、柏崎刈羽原子力発電所において観測された実地震についても、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻には差があることを確認した。

別紙表 1 新潟県中越沖地震の観測記録における最大応答値の生起時刻の差

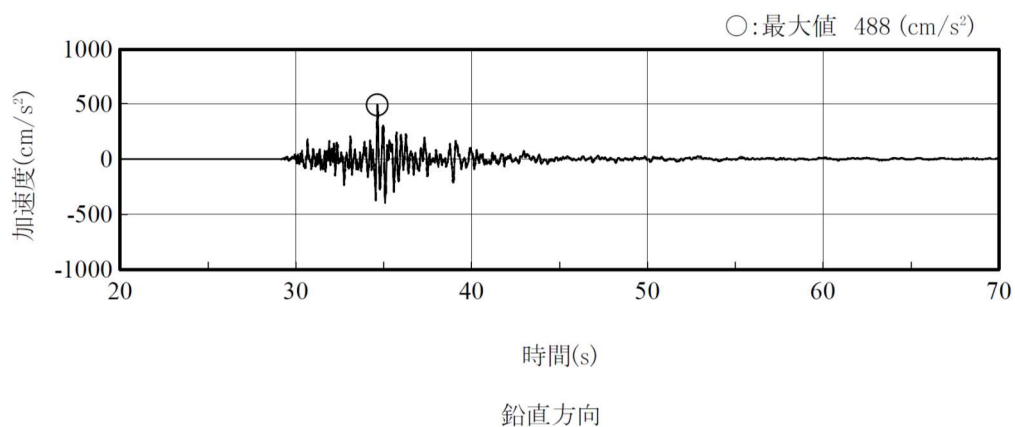
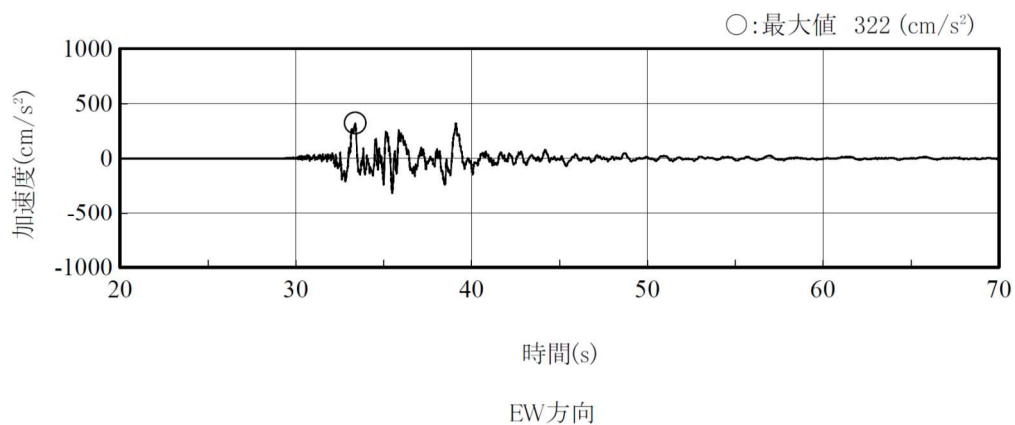
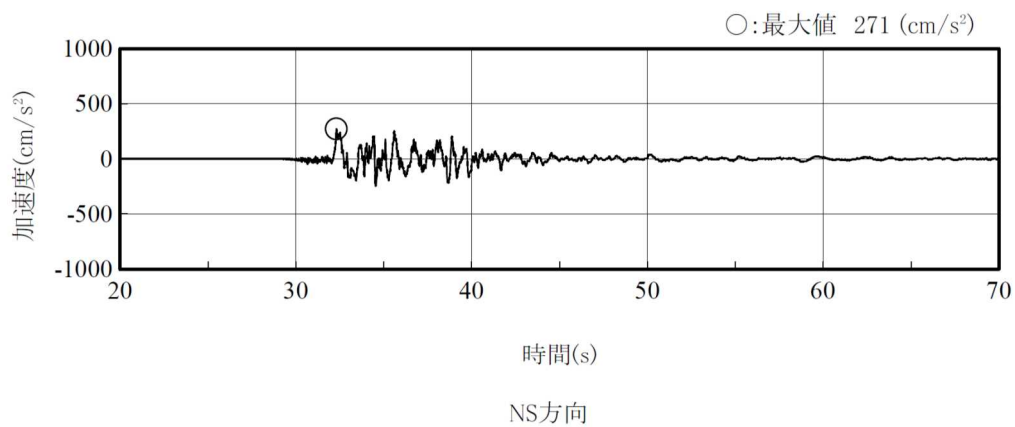
位 置 (m)	最大応答値の生起時刻 (秒)			生起時刻の差 (秒)	
	南北方向 (NS)	東西方向 (EW)	鉛直方向 (UD)	NS-UD	EW-UD
6 号炉 -8.2	32.3	33.4	34.6	2.3	1.2
7 号炉 -8.2	33.0	39.7	35.3	2.3	4.4



※T.M.S.L.とは、東京湾平均海面のことを指す。

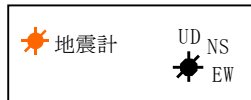
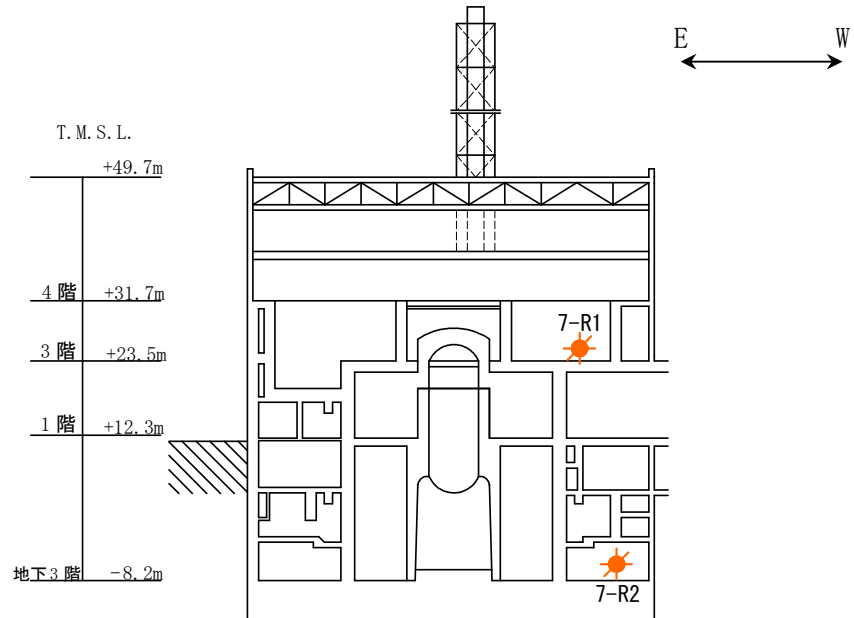


別紙図 1-1 6号炉原子炉建屋 地震計設置位置

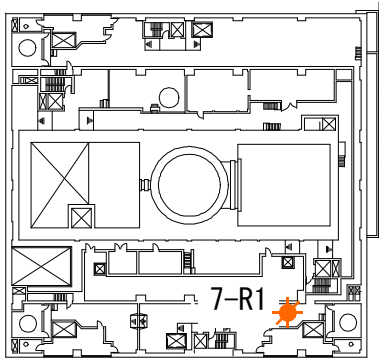


(記録の主要動を含む 50 秒間を表示)

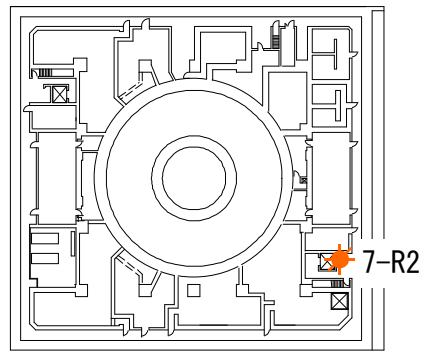
別紙図 1-2 原子炉建屋基礎上の観測記録 加速度時刻歴波形 (6号炉)  
(6-R2 : T. M. S. L. -8.2m)



※T.M.S.L.とは、東京湾平均海面のことを指す。



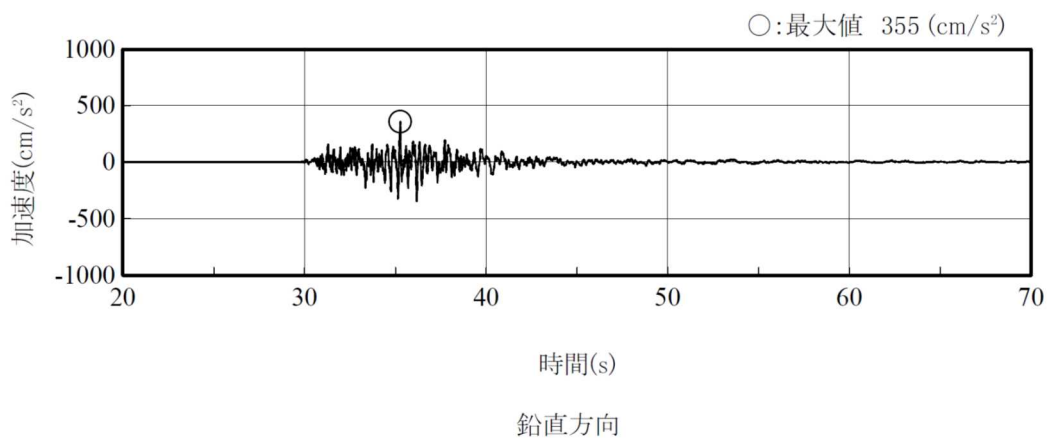
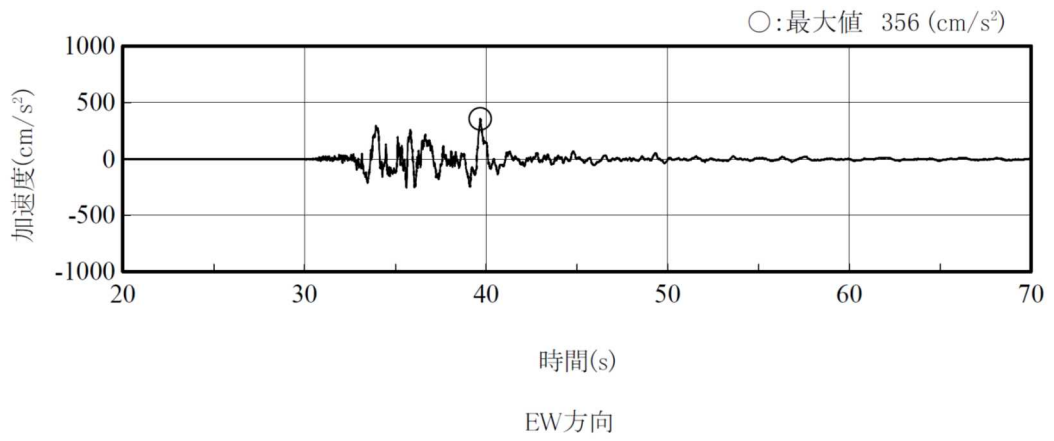
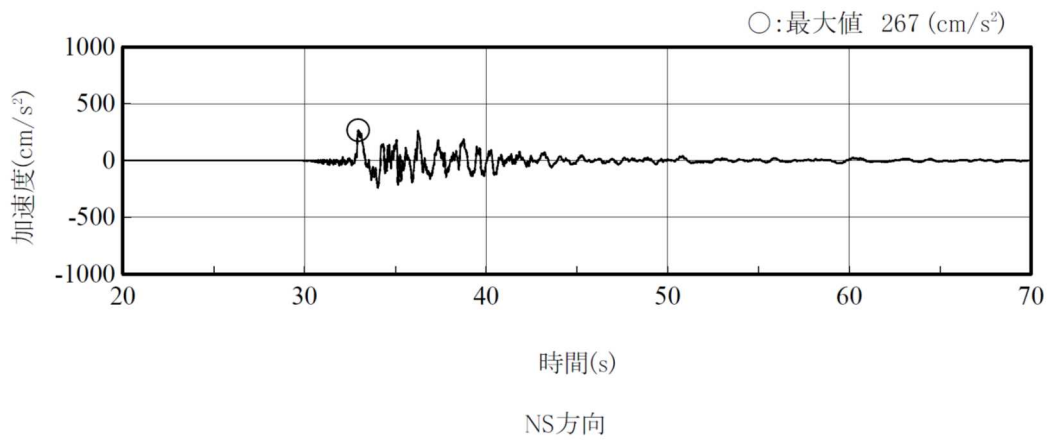
3階 (T.M.S.L.+23.5m)



地下3階 (基礎版上)  
(T.M.S.L.-8.2m)

別紙図 2-1 7号炉原子炉建屋 地震計設置位置





(記録の主要動を含む 50 秒間を表示)

別紙図 2-2 原子炉建屋基礎版上の地震観測記録 加速度時刻歴波形

(7-R2 : T. M. S. L. -8. 2m)

## 添付資料 5 鉛直方向応答解析モデルを追加したもの

### 1. 原子炉建屋－炉内構造物系連成 鉛直方向地震応答解析モデルの追加について

#### 1.1 概要

原子炉格納容器内の原子炉圧力容器等の大型機器は、一般機器や配管等に比べて質量が大きく、原子炉建屋との相互作用を考慮した地震応答の算定が必要である。そのため、既工認において、原子炉圧力容器（炉心支持構造物及び炉内構造物等含む）、原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎等の大型機器・構造物の耐震設計では、水平方向の動的地震力については原子炉建屋と大型機器を連成させた多質点モデルによる時刻歴応答解析を行うことで動的地震力を算定し、鉛直方向については静的震度による地震荷重を算定していた。

今回工認においては、耐震設計審査指針が改訂され、鉛直方向の動的地震力に対する考慮が必要となったことから、鉛直方向についても水平方向と同様に動的地震力の算定を行う。鉛直方向の地震応答解析モデルについては、鉛直方向の各応力評価点における軸力を算定するため、従来の水平方向モデルをベースに新たに多質点モデルを作成する。

なお、鉛直方向の地震応答解析モデルは、大間1号炉の建設工認において適用例がある。

#### 1.2 地震応答解析モデルについて

原子炉建屋、原子力圧力容器及び原子炉本体基礎の概略断面図を図1、原子炉圧力容器内部構造物の構造図を図2に示す。

水平方向の解析モデルにおいては、原子炉圧力容器、原子炉遮蔽壁、原子炉本体基礎は図3、図4に示すような多質点モデルにてモデル化する。原子炉圧力容器は原子炉圧力容器スタビライザと等価なばねで原子炉遮蔽壁と結ばれ、原子炉本体基礎と剛に結合される。原子炉本体基礎はその下端において原子炉建屋基礎スラブ上端と剛に結合され、更にダイヤフラムフロアの剛性と等価なばねにより原子炉格納容器を介して原子炉建屋に支持される。

鉛直方向の解析モデルにおいても水平方向の解析モデルと同様に図5に示すような多質点モデルにてモデル化する。原子炉圧力容器は、原子炉本体基礎と剛に結合される。原子炉本体基礎は、その下端において原子炉建屋基礎スラブ上端と剛に結合され、原子炉建屋に支持される。

### 2. その他機器・配管系の鉛直方向地震応答解析モデルについて

その他機器・配管系の設備については、設備の構造上の特徴を踏まえ必要に応じて鉛直方向の地震応答解析モデルを作成する。

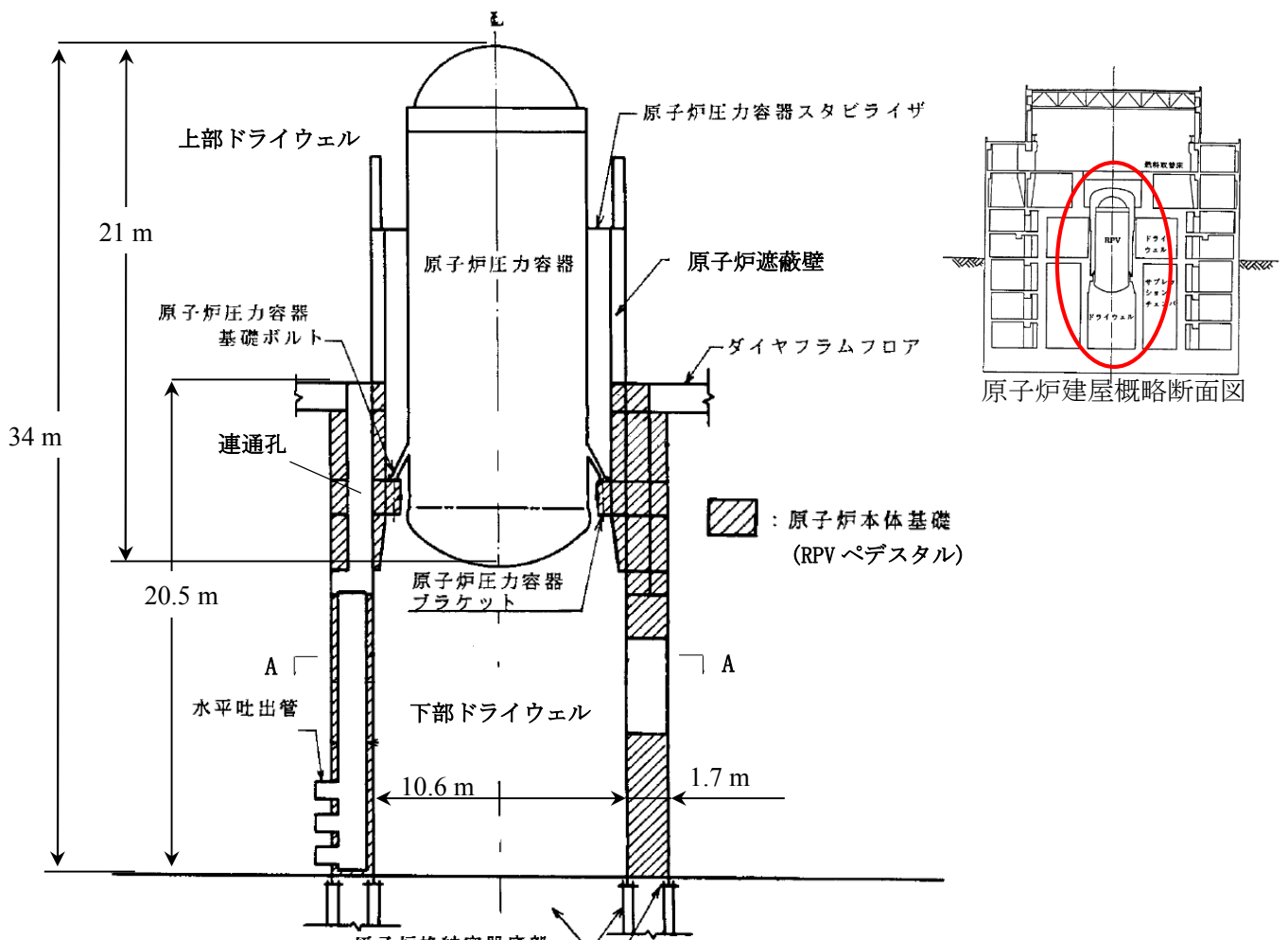


図1 原子炉圧力容器及び原子炉本体の基礎 概略断面図

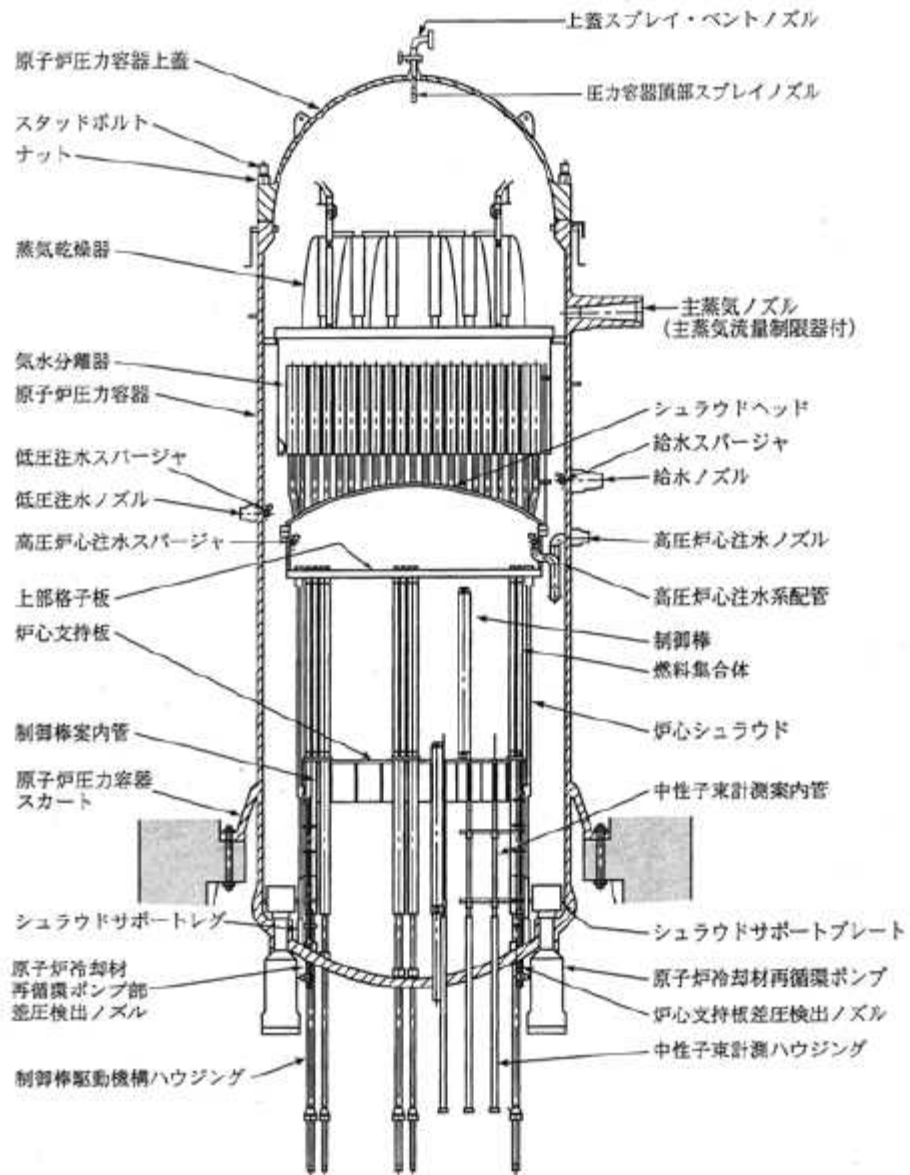


図2 原子炉压力容器内部構造物 構造図

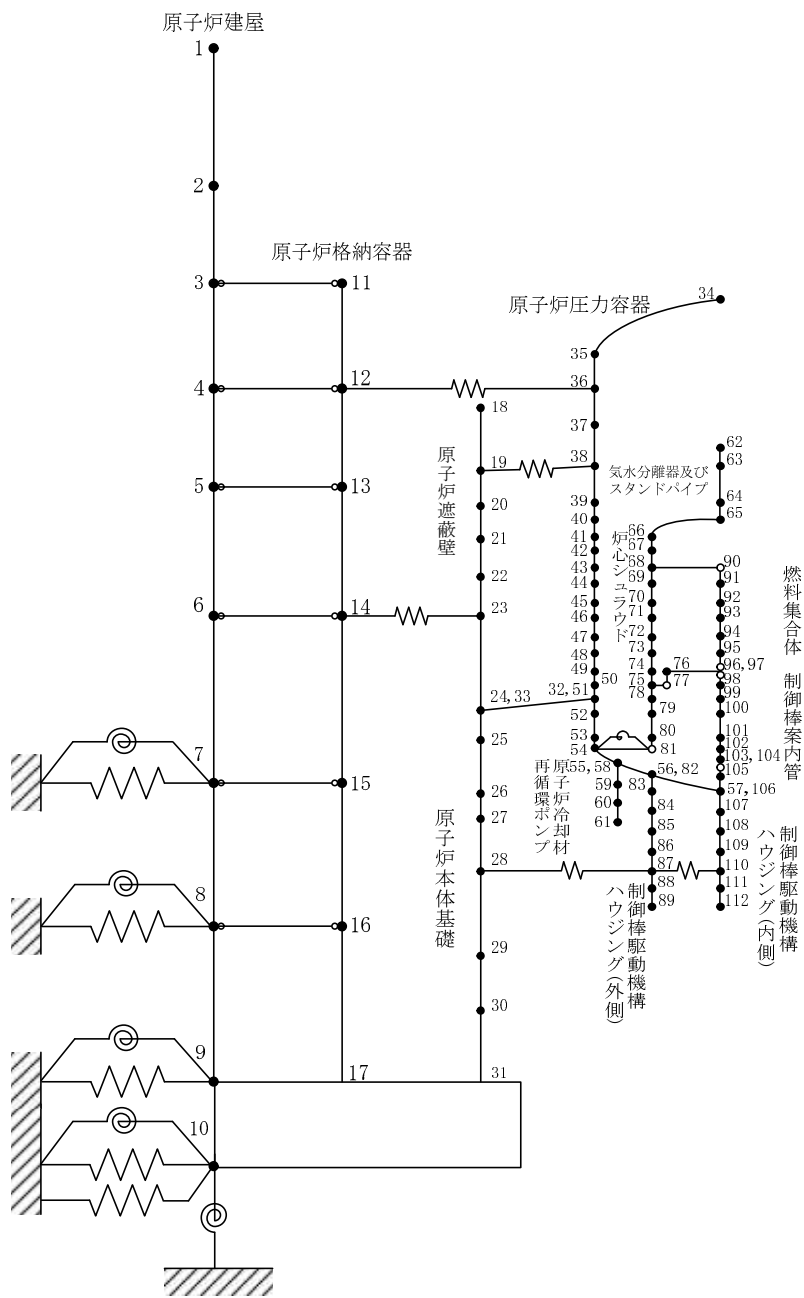


図3 原子炉建屋-炉内構造物系連成 地震応答解析モデル (水平方向(NS)) (7号炉の例)

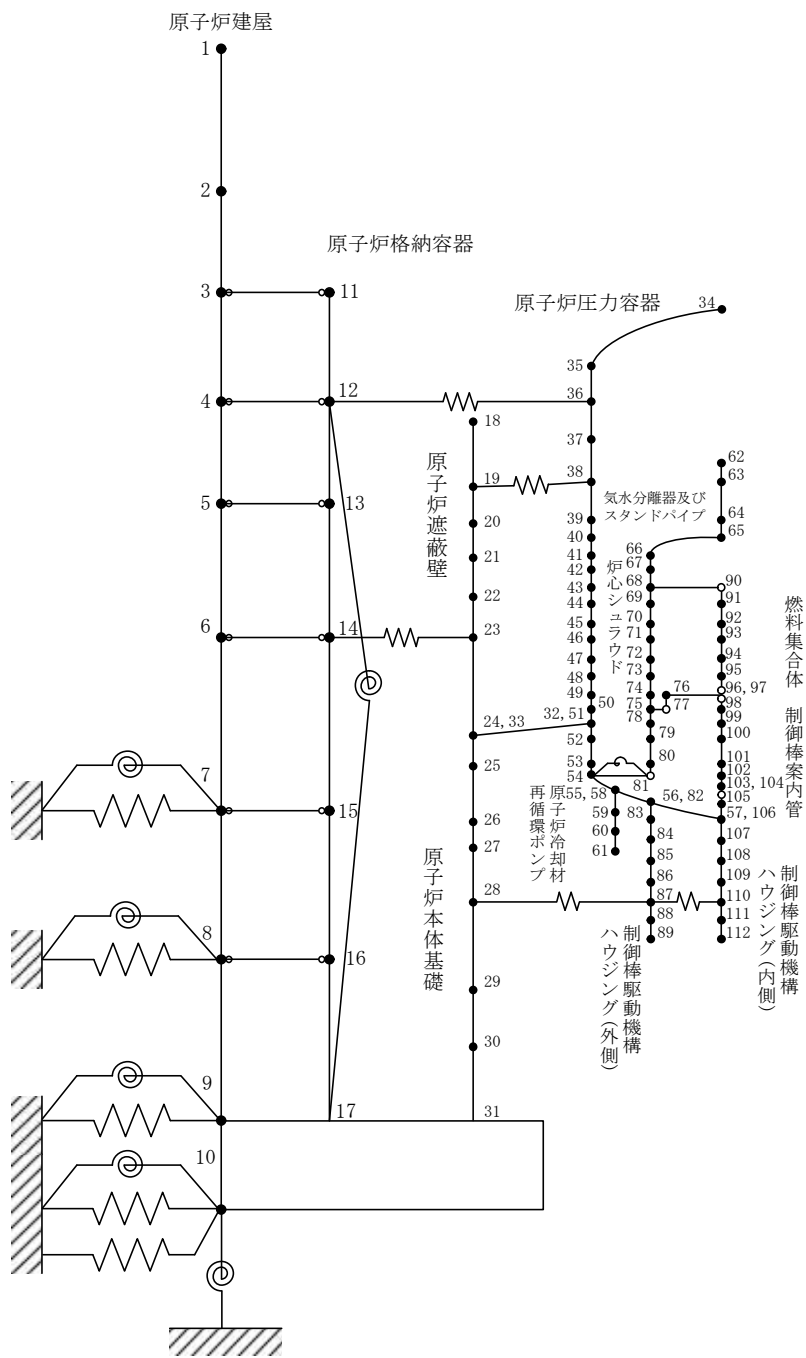


図4 原子炉建屋-炉内構造物系連成 地震応答解析モデル (水平方向(EW)) (7号炉の例)

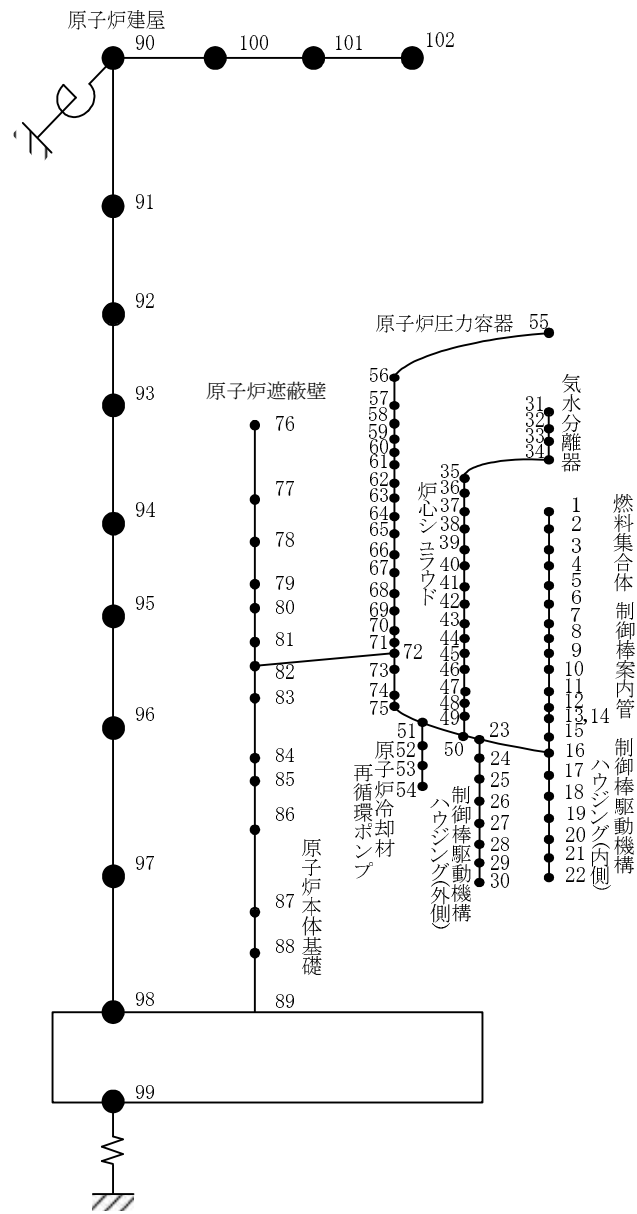


図5 原子炉建屋-炉内構造物系連成 地震応答解析モデル (鉛直方向) (7号炉の例)

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉

機器・配管系の設備の工認からの構造変更について

(耐震)



## 1. はじめに

本資料では、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（以下、「柏崎刈羽6号及び7号炉」という。）の建設工認あるいは改造工認で認可されている構造からの変更点のうち、耐震性に影響のあるものをまとめている。

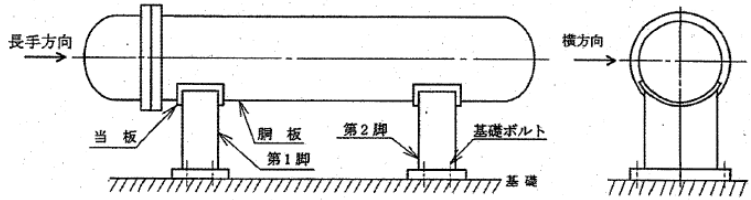
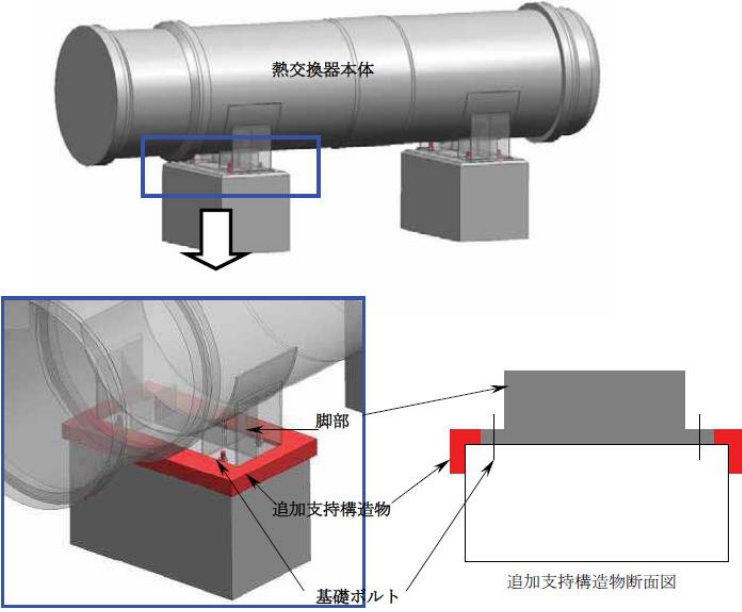
## 2. 機器・配管系の設備の既工認からの構造変更点について

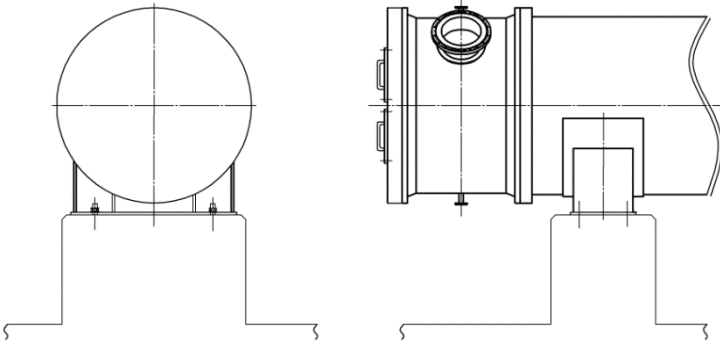
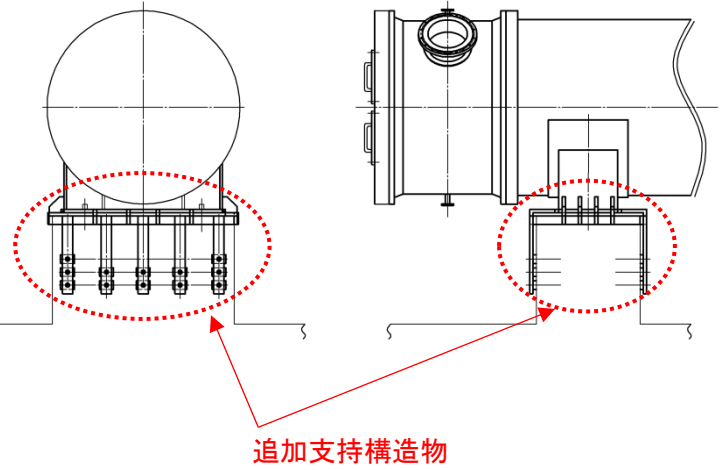
既工認から構造変更実績のある設備の一覧を添付-1に示す。

また、これらの構造変更実績のある設備について、変更点の概要を添付-2に示す。今回の申請では、添付-2に示した各設備の構造変更を反映し、耐震評価を行う。

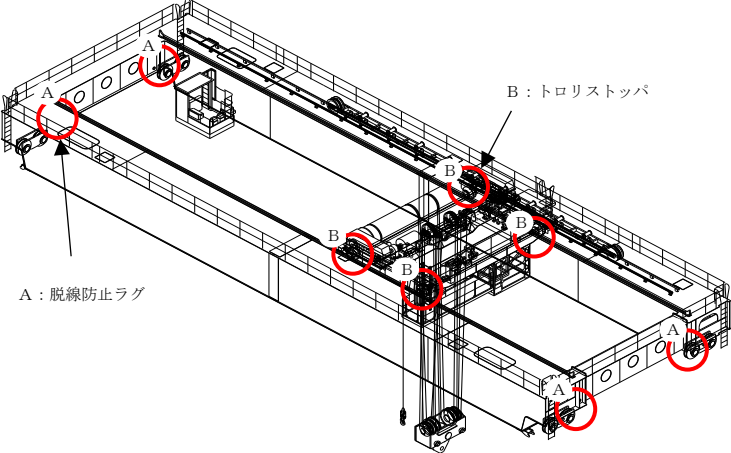
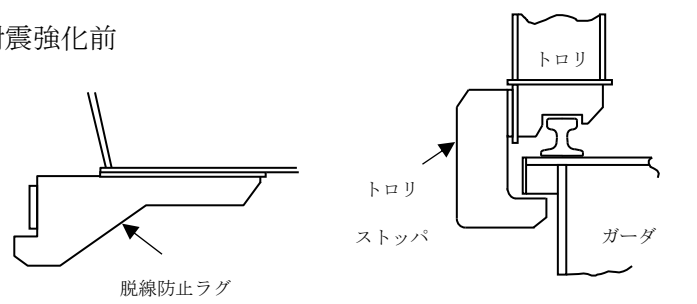
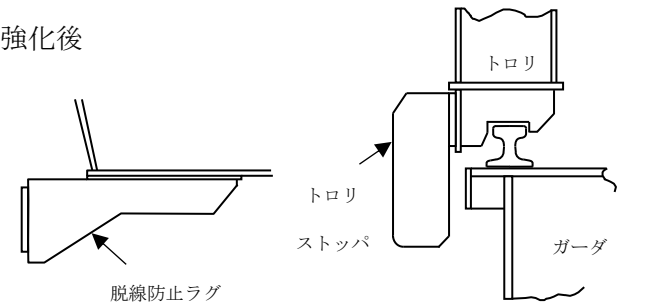
柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉 既工認からの構造変更の有無の整理表

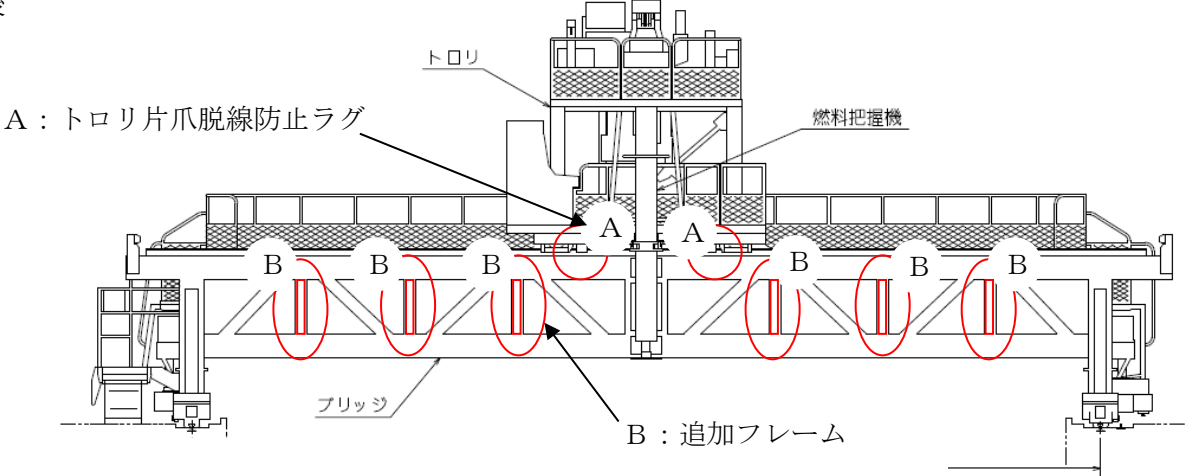


設備名称	柏崎刈羽 6 号および 7 号炉での既工認からの構造変更の有無		備考
	○：構造変更あり ×：構造変更なし (6 号炉/7 号炉)	工事概要	
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却水系熱交換器）	○/○	熱交換器の脚部に支持構造物を追加設置	
燃料取扱装置（原子炉建屋クレーン）	○/○	本体ガード脱線防止ラグとトロリストッパの改造（大型化）	
燃料取扱装置（燃料取替機）	○/○	本体及びトロリの走行時の脱線を防止する措置を強化	
原子炉核計装（起動領域モニタドライチューブ）	○/○	材料及び溶接位置の変更	
非常用予備発電装置（直流 125V 蓄電池）	○/○	蓄電池の取替、支持構造の変更（ボルト本数等）	
燃料貯蔵設備（軽油タンク）	○/○	軽油タンクの取替（厚肉品に交換）、アニュラ板の材料変更	
格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント配管及びサポート）	○/○	フィルタベント配管を追設	
代替循環冷却系（代替循環冷却系配管及びサポート）	○/○	残留熱除去系熱交換器(B)から復水移送ポンプへ向かう冷却系配管を新設	
格納容器 pH 制御設備（pH 制御設備配管及びサポート）	○/○	薬注ラインを追設	
残留熱除去系（残留熱除去系配管本体及びサポート） 原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材浄化系配管本体及びサポート）	【配管本体】×/× 【サポート】○/○	サポート強化・追設	配管系の耐震強化の例として示す
復水補給水系（復水補給水系配管及びサポート）	○/○	注水ライン（配管及びサポート）新設	
可燃性ガス濃度制御系（可燃性ガス濃度制御系配管及びサポート）	○/○	可燃性ガス濃度制御系ライン追設（二重化）	
高圧代替注水系（代替高圧注水系配管及びサポート、ポンプ）	○/○	高圧代替注水ポンプ及び注水ライン（配管及びサポート）新設	

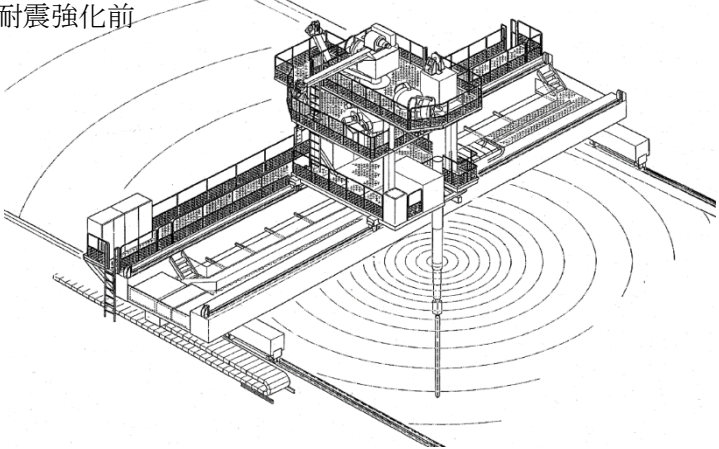
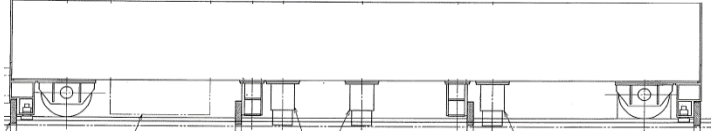
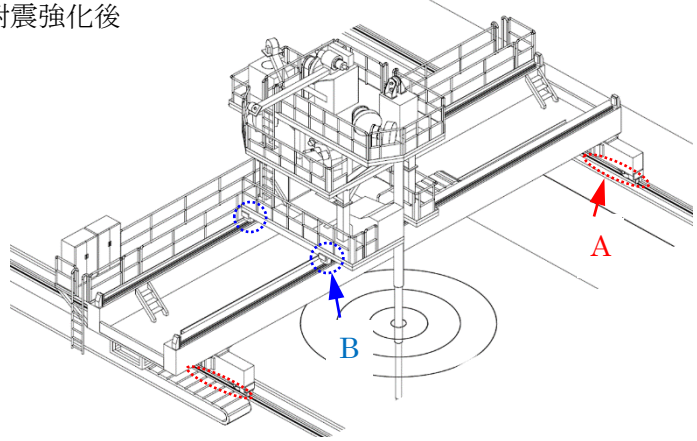
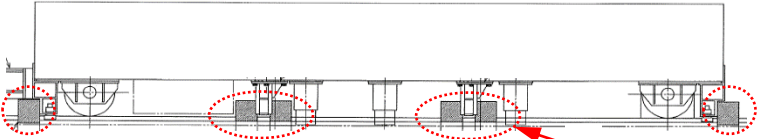
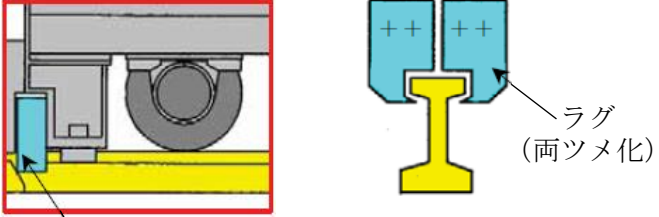
変更前	変更後	備考
<p>支持構造物追設前</p> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器は、図1に示すように、横置き一胴円筒形容器である。第一脚は基礎ボルトにより基礎に固定され、第二脚は長手方向にスライド可能とし、長手方向の荷重を受持たない構造である。</p>  <p>図1 原子炉補機冷却水系熱交換器 概要図</p>	<p>支持構造物追設後</p>  <p>原子炉補機冷却水系熱交換器 耐震強化の概要</p>	<p>支持構造物を追設</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>支持構造物追設前</p> 	<p>支持構造物追設後</p>  <p style="color: red;">追加支持構造物</p>	<p>支持構造物を追設</p>

変更前	変更後	備考
<p>耐震強化前</p> <p>A : 脱線防止ラグの形状</p> <p>B : トロリストッパの形状</p>	<p>耐震強化後</p> <p>A : 脱線防止ラグの形</p> <p>B : トロリストッパの形状</p>	<p>脱線防止ラグおよびトロリストッパの形状を変更</p>

変更前	変更後	備考
 <p>A: 脱線防止ラグ</p> <p>B: トロリストップ</p>		<p>脱線防止ラグおよびトロリストップの形状を変更</p>
<p>耐震強化前</p>  <p>脱線防止ラグ</p> <p>A: 脱線防止ラグの形状</p> <p>トロリ ストップ</p> <p>トロリ</p> <p>ガーダ</p> <p>B: トロリストップの形状</p>	<p>耐震強化後</p>  <p>脱線防止ラグ</p> <p>A: 脱線防止ラグの形状</p> <p>トロリ ストップ</p> <p>トロリ</p> <p>ガーダ</p> <p>B: トロリストップの形状</p>	

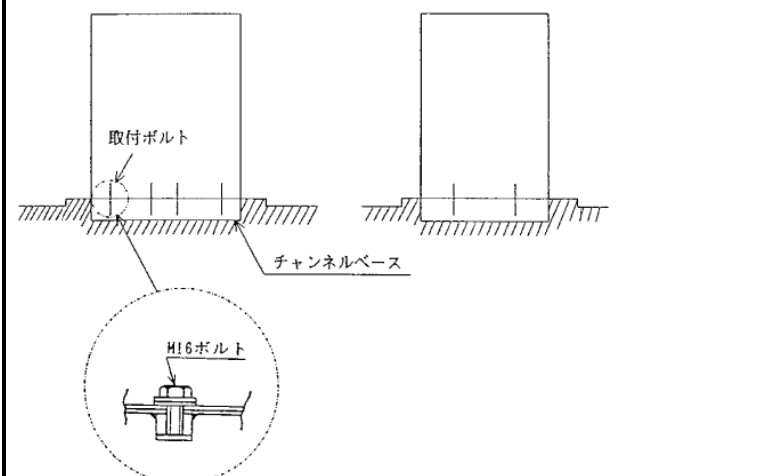
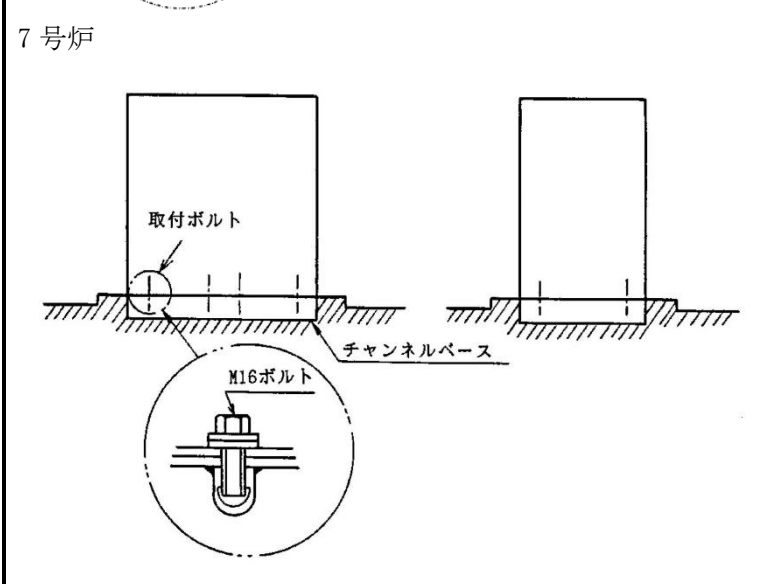
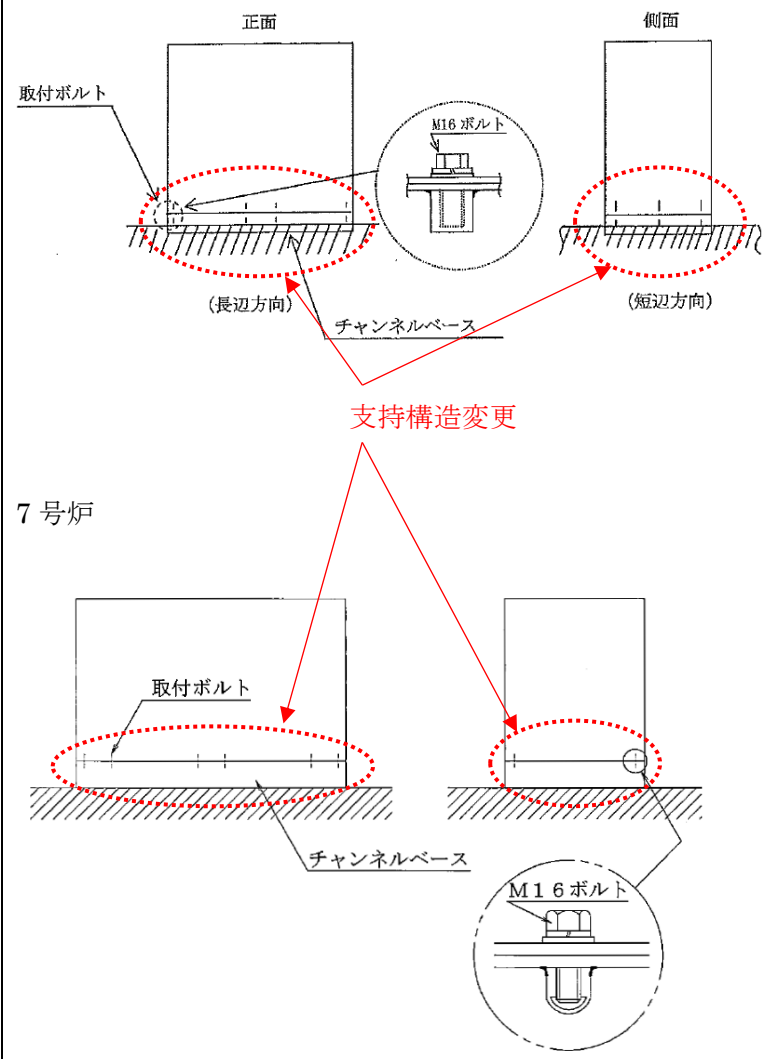
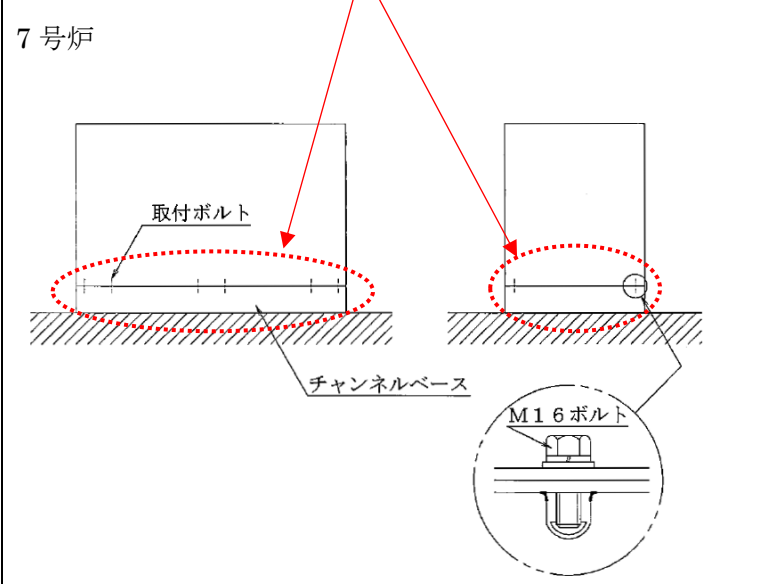
変更後	備考
<p>耐震強化後</p>  <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="443 925 817 1204">  <p>A: トロリ片爪脱線防止ラグの形状</p> </div> <div data-bbox="1160 874 1500 1332">  <p>B: 追加フレームの形状 (塗装前)</p> </div> </div>	<p>トロリ片爪脱線防止ラグ及び追加フレームの設置</p>

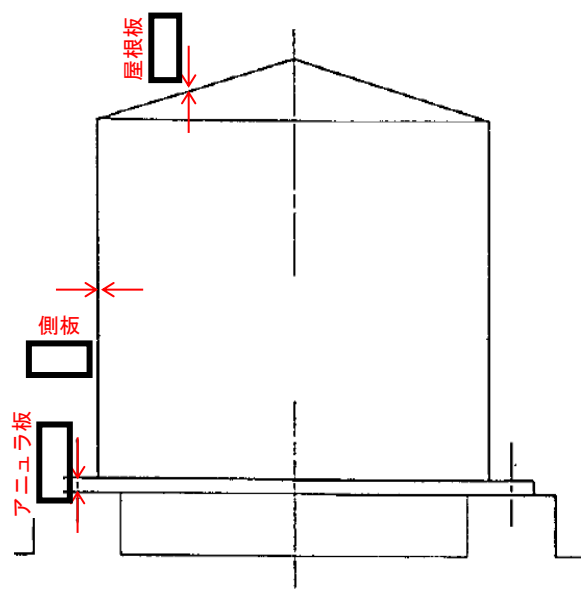
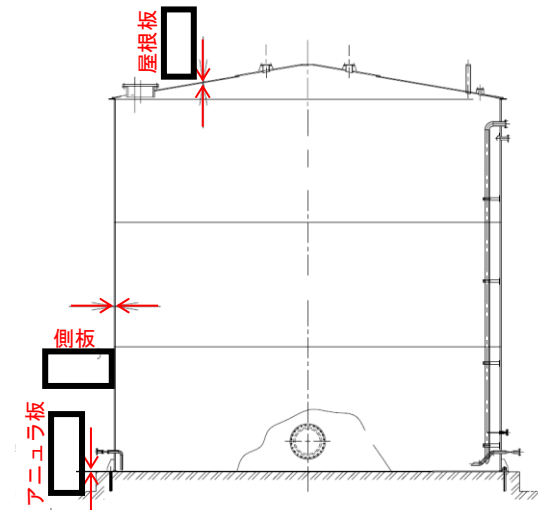
変更前	変更後	備考
<p>耐震強化前</p>  <p>ブリッジ脱線防止ラグ部</p> 	<p>耐震強化後</p>  <p>A : ブリッジ脱線防止ラグ部</p>  <p>B : トロリ脱線防止ラグ部</p>  <p>トロリ脱線防止ラグ</p> <p>断面図</p> <p>ラグ (両ツメ化)</p>	<p>脱線防止ラグの追加・変更</p>
<p>A : ブリッジ脱線防止ラグの追加・変更 : 片側 4箇所→6箇所、増厚及び両ツメ化</p> <p>B : トロリ脱線防止ラグの追加・変更 : 増厚及び両ツメ化</p>		



変 更 前	変 更 後	備 考
<p>材料・溶接位置 (単位：mm)</p>	<p>材料・溶接位置 (単位：mm)</p>	<p>材料・溶接位置の変更。2基は7号炉にて使用</p>

変更前	変更後	備考
<p>材料・溶接位置 (単位: mm)</p>	<p>材料・溶接位置 (単位: mm)</p>	<p>備考</p> <p>材料・溶接位置の変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>6号炉</p>  <p>7号炉</p> 	<p>6号炉</p>  <p>7号炉</p> 	<p>蓄電池の増容量化にともない、蓄電池を取替え、支持構造（取付ボルト本数）を一部変更</p>

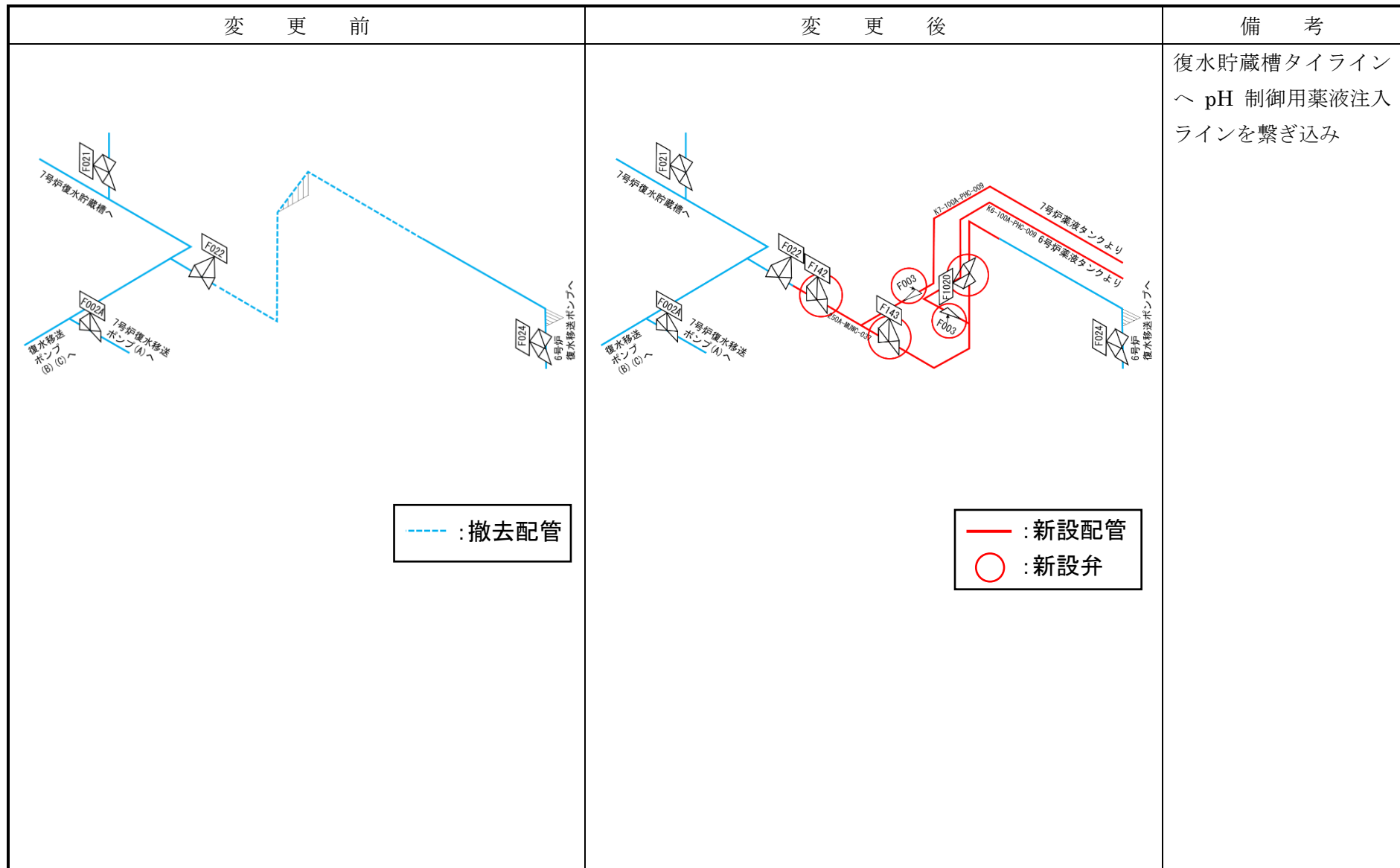
変更前				変更後				備考
3	屋根板			3	屋根板			アニュラ板, 側板, 屋根板の厚さ及びアニュラ板の材料を変更
2	側板			2	側板			
1	アニュラ板			1	アニュラ板			
番号	名称	寸法	材料	番号	名称	寸法	材料	

7号炉 格納容器圧力逃がし装置配管の設置による変更点

添付-2

変更前	変更後	備考
<div data-bbox="689 1082 929 1241" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>----- : 撤去配管</p> <p>----- : SGTS系</p> <p>----- : AC系</p> </div>	<div data-bbox="1384 1082 1624 1241" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>==== : 新設配管</p> <p>○ : 新設弁</p> </div>	<p>不活性ガス系(AC)と非常用ガス処理系(SGTS)の連絡部を改造し、フィルタ装置に向かう配管を追設(6号炉にも同様な設備有り)</p>

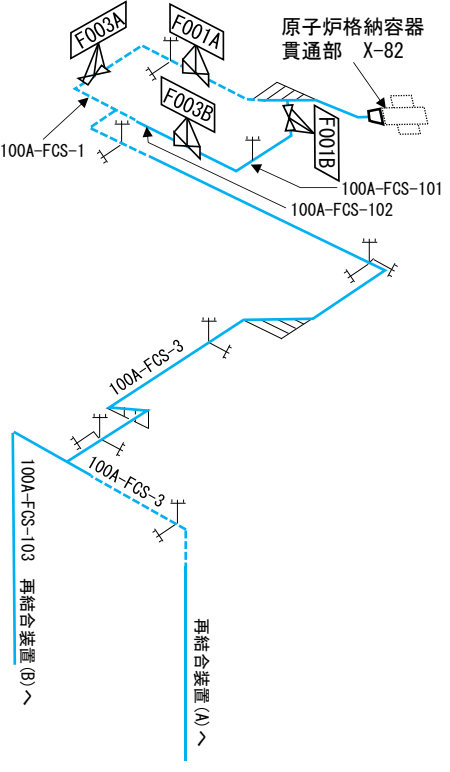
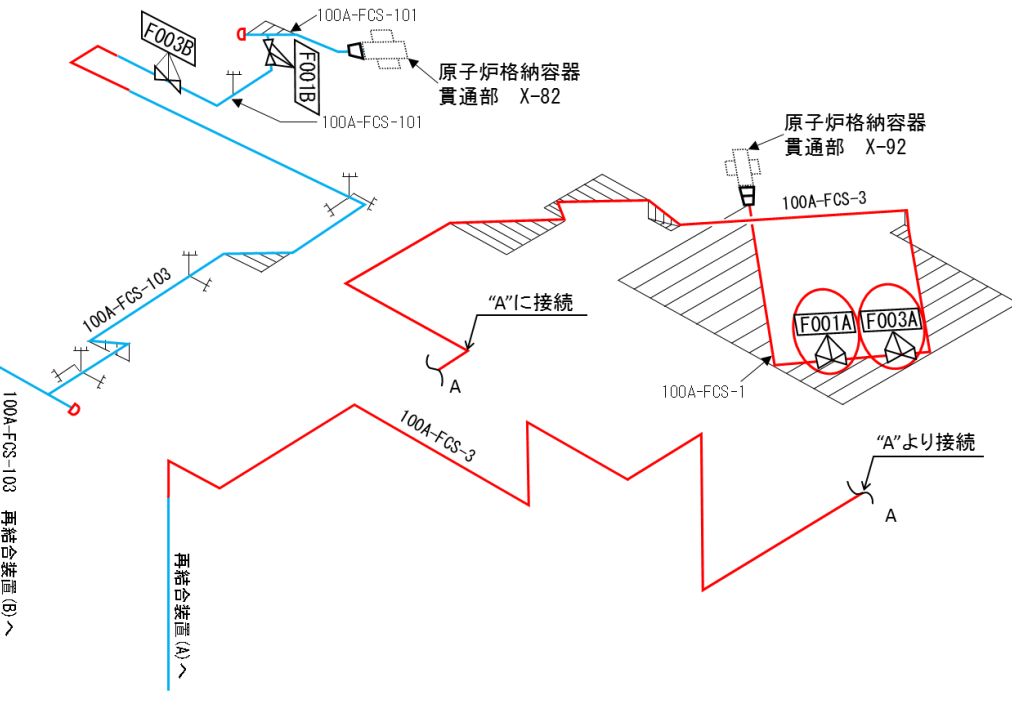
変更前	変更後	備考
<p>高圧炉心注水系ポンプ(B)へ</p> <p>400A-HPCF-005</p> <p>200A-HPCF-016</p> <p>復水移送ポンプへ</p> <p>サブプレッションプール水浄化系へ</p> <p>300A-RHR-104</p> <p>残留熱除去系熱交換器(B)</p> <p>150A-RHR-128</p> <p>--- : 撤去配管</p> <p>— : HPCF系</p> <p>— : RHR系</p>	<p>高圧炉心注水系ポンプ(B)へ</p> <p>400A-HPCF-005</p> <p>200A-HPCF-016</p> <p>復水移送ポンプへ</p> <p>サブプレッションプール水浄化系へ</p> <p>300A-RHR-104</p> <p>残留熱除去系熱交換器(B)</p> <p>150A-RHR-128</p> <p>150A-HPCF-030</p> <p>150A-RHR-061</p> <p>— : 新設配管</p> <p>○ : 新設弁</p>	<p>残留熱除去系から高圧炉心注水系を經由して復水移送ポンプへ向かう配管を新設(6号炉にも同様の配管新設有り)</p>



変更前	変更後	備考
		<p>サポートの追設・強化 (配管の変更はなし) (配管系の耐震強化の例)</p>



変更前	変更後	備考
<p>— : 既設配管 - - - : 撤去配管</p>	<p><b>外部注水南側接続ライン</b></p> <p>— : 既設配管 — : 新設配管 ○ : 新設弁</p> <p><b>外部注水東側接続ライン</b></p> <p>— : 既設配管 — : 新設配管 ○ : 新設弁</p>	<p>消防用継手から既設の復水補給水系に注水するラインを追設 (6号炉にも同様の配管新設有り)</p>

変更前	変更後	備考
 <p>既設配管 撤去配管</p>	 <p>既設配管 新設配管 既設弁流用</p>	<p>原子炉格納容器から可燃性ガス濃度制御系再結合装置までのラインを分離 (6号炉にも同様の配管新設有り)</p>

変更前	変更後	備考
		<p>既設の原子炉隔離時冷却系から分岐させ、高压代替注水ポンプの駆動蒸気用配管を設置 (6号炉にも同様の配管新設有り)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉

下位クラス施設の波及的影響の  
検討について  
(耐震)

## 目 次

	頁
1. 概要	1
2. 波及的影響に関する評価方針	2
2.1 基本方針	2
2.2 下位クラス施設の抽出方法	4
2.3 影響評価方法	4
2.4 プラント運転状態による評価対象の考え方	4
3. 事象検討	6
3.1 別記2に記載された事項に基づく事象検討	6
3.2 地震被害事例に基づく事象の検討	7
3.3 津波，火災，溢水による影響評価	9
3.4 周辺斜面の崩壊による影響評価	9
4. 上位クラス施設の確認	10
5. 下位クラス施設の抽出及び影響評価方法	29
5.1 相対変位又は不等沈下による影響	29
5.2 接続部における相互影響	33
5.3 建屋内における損傷，転倒及び落下等による影響	42
5.4 建屋外における損傷，転倒及び落下等による影響	44
6. 下位クラス施設の検討結果	46
6.1 相対変位又は不等沈下による影響検討結果	46
6.2 接続部における相互影響検討結果	60
6.3 建屋内における損傷，転倒及び落下等による影響検討結果	128
6.4 建屋外における損傷，転倒及び落下等による影響検討結果	238

## 添 付 資 料

- 添付資料 1-1 波及的影響評価に係る現地調査の実施要領
- 添付資料 1-2 波及的影響評価に係る現地調査記録
- 添付資料 2 海水ポンプ用天井クレーンの上位クラス施設への波及的影響評価について
- 添付資料 3-1 原子力発電所における地震被害事例の要因整理
- 添付資料 3-2 福島第二原子力発電所における地震被害事例の要因整理
- 添付資料 4 周辺斜面の崩落等による施設への影響について
- 添付資料 5 上位クラス施設に隣接する下位クラス施設の支持地盤について
- 添付資料 6 設置予定施設に対する波及的影響評価手法について
  
- 参考資料 1-1 上位クラス電路に対する下位クラス施設からの波及的影響の検討について
- 参考資料 1-2 上位クラス計装配管に対する下位クラス施設からの波及的影響（損傷・転倒・落下）の検討について
- 参考資料 1-3 廃棄物処理建屋内上位クラス施設に接続されている電路ルートについて
- 参考資料 1-4 第一ガスタービン発電機に接続されている電路ルートについて
- 参考資料 2 上位クラス施設と隔離されずに接続する下位クラスベント配管の閉塞影響について
- 参考資料 3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所関連施設の波及的影響検討について

## 1. 概要

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の設計基準対象施設のうち耐震重要度分類の S クラスに属する施設、その間接支持構造物及び屋外重要土木構造物（以下、「S クラス施設等」という。）が下位クラス施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないことについて、また、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の重大事故等対処施設のうち常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備並びにこれらが設置される常設重大事故等対処施設（以下「重要 SA 施設」という。）が、下位クラス施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないことについて、設計図書類を用いた机上検討及び現地調査（プラントウォークダウン）による敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、評価を実施する。

ここで、S クラス施設等と重要 SA 施設を合わせて「上位クラス施設」と定義し、S クラス施設等の安全機能と重要 SA 施設の重大事故等に対処するために必要な機能を合わせて「上位クラス施設の有する機能」と定義する。また、上位クラス施設に対する波及的影響の検討対象とする「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。

## 2. 波及的影響に関する評価方針

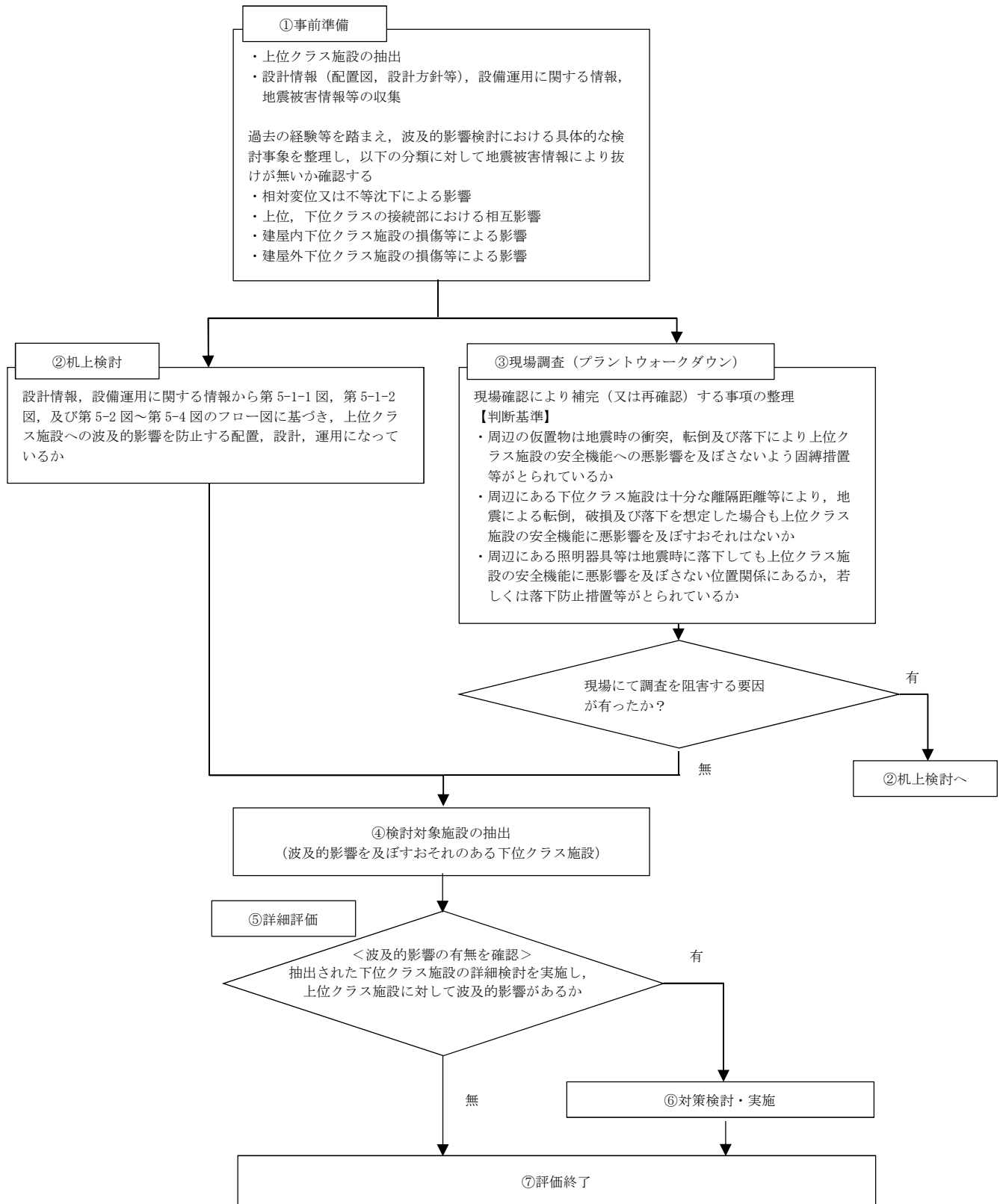
### 2.1 基本方針

波及的影響評価は以下に示す方針に基づき実施する。

- (1) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記2（以下「別記2」という。）に記載された4つの事項を基に、検討すべき事象を整理する。また、原子力発電所の地震被害情報を基に、別記2の4つの事項以外に検討すべき事象の有無を確認する。
- (2) (1)で整理した検討事項をもとに、上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出する。
- (3) (2)で抽出された下位クラス施設について、配置、設計、運用上の観点から上位クラス施設への影響評価を実施する。

また、波及影響評価に係る検討フローを第2-1図に示す。





※フロー中の①～⑦の数字は第 5-1-1 図，第 5-1-2 図，及び第 5-2 図～第 5-4 図中の①～⑦に対応する。

第 2-1 図 波及的影響に係る検討フロー

## 2.2 下位クラス施設の抽出方法

上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出は、設計図書類を用いた机上検討及び現地調査（プラントウォークダウン）による敷地全体を俯瞰した調査・検討により実施する。

### (1) 机上検討

柏崎刈羽原子力発電所配置図，機器配置図，系統図等の設計図書類を用いて，建屋外及び建屋内の上位クラス施設を抽出し，その配置状況を確認する。

次に設計図書類を用いて，上位クラス施設周辺に位置する下位クラス施設，又は上位クラス施設に接続されている下位クラス施設のうち，波及的影響を及ぼすおそれのあるものを抽出する。

### (2) 現地調査

机上検討で抽出された下位クラス施設の詳細な設置状況又は配置状況を確認すること，また，設計図書類では判別出来ない仮設設備，資機材等が影響防止対策を施工していない状態で上位クラス施設周辺に配置されていないことを確認することを目的として，建屋内外の上位クラス施設を対象として現地調査を実施する。

現地調査の実施要領を添付資料 1-1 に示す。また，現地調査記録の例を添付資料 1-2 に示す。

なお，現場にて調査を阻害する要因があった場合は，再度机上検討を実施する。

## 2.3 影響評価方法

波及的影響を及ぼすおそれがあるとして抽出された下位クラス施設について，影響評価により上位クラス施設の機能を損なわないことを確認する。

影響評価において，抽出された下位クラス施設が耐震性を有していることの確認によって上位クラス施設の機能を損なわないことを確認する場合，適用する地震動は，基準地震動  $S_s$  とする。

## 2.4 プラント運転状態による評価対象の考え方

プラントの運転状態としては，通常運転時，事故対処時，定期検査時があり，各運転状態において要求される上位クラス施設の機能を考慮して波及的影響評価を実施する。

通常運転時は，ほぼ全ての上位クラス施設が供用状態（運転又は待機状態）にあり，下位クラス施設の波及的影響も考慮した上で，基準地震動  $S_s$  に対して安全機能を損なわないことを確認する。また，事故対処時においても，通常運転時と同様である。

定期検査時は、工程に伴い、上位クラス施設の供用状態は除外され、系統も隔離される。その状態では当該施設の安全機能は期待しないことから、波及的影響評価の対象から除外する。なお、定期検査時においても補機冷却系統や電源系等、一部の系統は供用状態にあるため、これらの施設については波及的影響評価の対象となる。例として、海水ポンプ用天井クレーンの上位クラス施設への波及的影響評価について添付資料 2 に示す。また、定期検査時のオペレーションフロアレイダウンエリアの資機材による使用済燃料貯蔵プールおよび開放された原子炉に対する影響評価は「燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設について (KK67-0075 改 03)」(平成 28 年 1 月 15 日ヒアリング実施)の検討により、影響がないことを確認している。

上記より、通常運転時において要求される上位クラス施設の機能を考慮した波及的影響評価に事故対処時及び定期検査時の評価は包含される。

### 3. 事象検討

#### 3.1 別記2に記載された事項に基づく事象検討

別記2に記載された4つの事項を基に、具体的な検討事象を整理する。

- ① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
  - (1) 地盤の不等沈下による影響
    - ・地盤の不等沈下による下位クラス施設の傾きや倒壊に伴う隣接した上位クラス施設への衝突
  - (2) 建屋の相対変位による影響
    - ・上位クラス施設と下位クラス施設の建屋の相対変位による隣接した上位クラス施設への衝突
  
- ② 上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響
  - ・機器・配管系において接続する下位クラス施設の損傷と隔離に伴う上位クラス施設側の系統のプロセス変化
  - ・電気計装設備において接続する下位クラス施設の損傷に伴う電気回路、信号伝送回路を介した悪影響
  
- ③ 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響
  - ・下位クラス施設の転倒、落下、倒壊に伴う上位クラス施設への衝突
  - ・可燃物を内包した下位クラス施設の損傷に伴う火災
  - ・水・蒸気を内包した下位クラス施設の損傷に伴う溢水
  
- ④ 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響
  - (1) 施設の損傷、転倒及び落下等による影響
    - ・下位クラス施設の転倒、落下、倒壊に伴う上位クラス施設への衝突
    - ・可燃物を内包した下位クラス施設の損傷に伴う火災
    - ・水・蒸気を内包した下位クラス施設の損傷に伴う溢水
  - (2) 周辺斜面の崩壊による影響
    - ・周辺斜面の崩壊による土塊の衝突

## 3.2 地震被害事例に基づく事象の検討

### 3.2.1 被害事例とその要因の整理

別記2に記載された事項の他に考慮すべき事項がないかを確認するため、原子力施設情報公開ライブラリ（NUCIA：ニューシア）から、同公開ライブラリに登録された以下の地震を対象に、原子力発電所の被害情報を抽出した。また、福島第二原子力発電所の不適合情報から地震による被害情報を抽出した。

これまでの被害事例において、下位クラス施設の破損等による波及的影響を含めて上位クラス施設の安全機能が損なわれる事象は確認されていないため、被害事例は全て上位クラス施設以外のものとなるが、これらの地震被害の発生要因（原因）を整理し、3.1項で検討した波及的影響の具体的な検討事象に加えるべき新たな被害要因が無いかを検討した。

被害事例とその要因を整理した結果を添付資料3-1及び3-2に示す。

（対象とした情報）

#### (1) 添付資料3-1

- ・宮城県沖地震（女川原子力発電所：平成17年8月）
  - ・能登半島地震（志賀原子力発電所：平成19年3月）
  - ・新潟県中越沖地震（柏崎刈羽原子力発電所：平成19年7月）
  - ・駿河湾地震（浜岡原子力発電所：平成21年8月）
  - ・東北地方太平洋沖地震（女川，東海第二原子力発電所：平成23年3月）
- ※NUCIA最終報告を対象とした。

#### (2) 添付資料3-2

- ・東北地方太平洋沖地震（福島第二原子力発電所：平成23年3月）

添付資料3-1及び3-2の整理の結果、地震被害の発生要因は以下のⅠ～Ⅵに分類された。

[地震被害発生要因]

- Ⅰ：地盤の不等沈下による損傷
- Ⅱ：建屋間の相対変位による損傷
- Ⅲ：地震の揺れによる施設の損傷・転倒・落下等
- Ⅳ：周辺斜面の崩壊
- Ⅴ：使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水
- Ⅵ：その他（地震の揺れによる警報発信等、施設の損傷を伴わないⅠ～Ⅴ以外の要因等）

### 3.2.2 追加考慮すべき事象の検討

上記Ⅰ～Ⅵの要因が3.1項で整理した①～④の検討事項の対象となっているかを第3-1表に整理した。

第3-1表に示す通り、Ⅰ～Ⅴの要因は①～④の検討事項に分類されており、いずれの検討事項にも分類されなかった要因は、「Ⅵ：その他（地震の揺れによる警報発信等，施設の損傷を伴わないⅠ～Ⅴ以外の要因等）」であった。

要因Ⅵについては，地震の揺れによる警報発信，機器の誤動作，避圧弁の動作等の要因，並びに地震に起因する津波，火災，溢水による要因である。このうち警報発信，機器の誤動作，避圧弁の動作等については施設の損傷を伴わない要因であることから，波及的影響の観点で考慮すべき検討事項には当たらないと判断した。また，津波，火災，溢水による影響については，3.3項に示す通り別途影響評価を実施していることから，ここでは検討の対象外とする。

以上のことから，波及的影響評価における検討事項①～④について，地震による原子力発電所の被害情報から確認された被害要因を踏まえても，特に追加すべき事項がないことが確認された。

第3-1表 地震被害事例の要因と検討事象の整理

番号	波及的影響評価における検討事項		地震被害発生要因
①	設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響	地盤の不等沈下による影響	Ⅰ
		建屋間の相対変位による影響	Ⅱ
②	上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響	接続部における相互影響	Ⅱ，Ⅲ
③	建物内における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による上位クラス施設への影響	施設の損傷，転倒及び落下等による影響	Ⅲ，Ⅴ
④	建屋外における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による上位クラス施設への影響	施設の損傷，転倒及び落下等による影響	Ⅰ，Ⅲ
		周辺斜面の崩壊による影響	Ⅳ

### 3.3 津波，火災，溢水による影響評価

地震に起因する津波，火災，溢水による安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設への影響については，それぞれ津波側，火災側及び溢水側の説明書の中で影響評価を実施する。

津波の影響評価では，必要な津波防護対策（Sクラス）を講じることにより，基準津波に対して施設の安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを評価している。火災の影響評価では，地震による損傷の有無に関わらず，可燃物を内包している機器・配管系の全てが火災源となることを想定して，施設の安全機能への影響評価を実施している。また，溢水の影響評価では，水又は蒸気を内包している下位クラスの機器・配管系について，基準地震動  $S_s$  に対する耐震性を確認できないものが溢水源となることを想定して，施設の安全機能への影響評価を実施することから，地震に起因する津波，火災，溢水による波及的影響については，これらの影響評価に包絡される。

### 3.4 周辺斜面の崩壊による影響評価

上位クラス施設については，基準地震動  $S_s$  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。具体的には「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2008」及び「原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価技術」，「宅地防災マニュアルの解説」を参考に，個々の斜面高を踏まえて対象斜面を抽出する。

上記に基づく対象斜面の抽出とその耐震安全性評価については，「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性（KK67-地 0084-3）」（平成 28 年 5 月 9 日ヒアリング実施）に記載しており，上位クラス施設の機能に対して影響ないことを確認している。また，上位クラス施設への波及的影響をおよぼすおそれのある下位クラス施設について，周辺斜面の崩壊による影響が無いことを確認している。確認内容について添付資料 4 に示す。

#### 4. 上位クラス施設の確認

波及的影響評価を実施するに当たって、防護対象となる上位クラス施設は以下のとおりとする。

- (1) 設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類のSクラスに属する施設  
(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を含む。)
- (2) (1)の間接支持構造物である建物・構築物
- (3) 屋外重要土木構造物
- (4) 重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備
- (5) (4)が設置される常設重大事故等対処施設（間接支持構造物である建物・構築物）

なお、(2)及び(5)に示した建物・構築物においては、基準地震動 $S_s$ により生じる地震力に対して、必要な機能が維持されることについて、工事計画認可申請書に計算書を添付する。

建屋外の上位クラス施設一覧を第4-1-1表～第4-1-3表に建屋内の上位クラス施設一覧を第4-2-1表～第4-2-3表に示す。表中では、原子炉建屋をR/B、タービン建屋をT/B、コントロール建屋をC/B、及び廃棄物処理建屋をRw/Bと表記する。



第 4-1-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋外上位クラス施設一覧表

整理番号	建屋外上位クラス施設	区分
K6-0001	非常用ディーゼル発電設備 軽油タンク	S クラス SA 施設
K6-0002	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	S クラス
K6-0003	非常用ディーゼル発電設備 燃料油系配管	S クラス
K6-0004	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ出口逆止弁	S クラス
K6-0005	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設
K6-0006	格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設
K6-0007	格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設
K6-0008	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設
K6-0009	格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設
K6-0010	復水補給水系配管	SA 施設
K6-0011	燃料プール冷却浄化系配管	SA 施設
K6-0012	格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設
K6-0013	格納容器圧力逃がし装置放射線モニタ盤	SA 施設
K6-0014	原子炉建屋	S クラス施設及び SA 施設間接支持構造物
K6-0015	タービン建屋	S クラス施設及び SA 施設間接支持構造物
K6-0016	排気筒	S クラス施設間接支持構造物
K6-0017	格納容器圧力逃がし装置基礎	SA 施設間接支持構造物
K6-0018	海水貯留堰	S クラス 屋外重要土木構造物 SA 施設
K6-0019	スクリーン室	屋外重要土木構造物 SA 施設
K6-0020	取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設
K6-0021	補機冷却用海水取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設
K6-0022	軽油タンク基礎	屋外重要土木構造物 (S クラス施設及び SA 施設間接支持構造物)
K6-0023	燃料移送系配管ダクト	屋外重要土木構造物 (S クラス施設間接支持構造物)
K6-0024	原子炉補機冷却水系配管	SA 施設
K6-0025	非常用ガス処理系配管	S クラス SA 施設
K6-0026	代替格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設
K6-0027	代替格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設
K6-0028	代替格納容器圧力逃がし装置室空調	SA 施設
K6-0029	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設
K6-0030	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設

整理番号	建屋外上位クラス施設	区分
K6-0031	代替格納容器圧力逃がし装置 薬液タンク	SA 施設
K6-0032	代替格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設
K6-0033	代替格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設
K6-0034	代替格納容器圧力逃がし装置基礎	SA 施設間接支持構造物
K6-0035	無線連絡設備	SA 施設

第 4-1-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋外上位クラス施設一覧表

整理番号	建屋外上位クラス施設	区分
K7-0001	非常用ディーゼル発電設備 軽油タンク	S クラス SA 施設
K7-0002	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	S クラス
K7-0003	非常用ディーゼル発電設備 燃料油系配管	S クラス
K7-0004	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ出口逆止弁	S クラス
K7-0005	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設
K7-0006	格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設
K7-0007	格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設
K7-0008	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設
K7-0009	格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設
K7-0010	復水補給水系配管	SA 施設
K7-0011	燃料プール冷却浄化系配管	SA 施設
K7-0012	格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設
K7-0013	格納容器圧力逃がし装置放射線モニタ盤	SA 施設
K7-0014	原子炉建屋	S クラス施設及び SA 施設間接支持構造物
K7-0015	タービン建屋	S クラス施設及び SA 施設間接支持構造物
K7-0016	排気筒	S クラス施設間接支持構造物
K7-0017	格納容器圧力逃がし装置基礎	SA 施設間接支持構造物
K7-0018	海水貯留堰	S クラス 屋外重要土木構造物 SA 施設
K7-0019	スクリーン室	屋外重要土木構造物 SA 施設
K7-0020	取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設
K7-0021	補機冷却用海水取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設
K7-0022	軽油タンク基礎	屋外重要土木構造物 (S クラス施設及び SA 施設間接支持構造物)
K7-0023	燃料移送系配管ダクト	屋外重要土木構造物 (S クラス施設間接支持構造物)
K7-0024	原子炉補機冷却水系配管	SA 施設
K7-0025	非常用ガス処理系配管	S クラス SA 施設
K7-0026	代替格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設
K7-0027	代替格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設
K7-0028	代替格納容器圧力逃がし装置室空調	SA 施設
K7-0029	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設
K7-0030	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設

整理番号	建屋外上位クラス施設	区分
K7-0031	代替格納容器圧力逃がし装置 薬液タンク	SA 施設
K7-0032	代替格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設
K7-0033	代替格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設
K7-0034	代替格納容器圧力逃がし装置基礎	SA 施設間接支持構造物
K7-0035	無線連絡設備	SA 施設

第 4-1-3 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉  
建屋外上位クラス施設一覧表

整理 番号	建屋外上位クラス施設	区分
共-0001	第一ガスタービン発電機	SA 施設
共-0002	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	SA 施設
共-0003	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	SA 施設
共-0004	第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管	SA 施設
共-0005	第一ガスタービン発電機制御盤	SA 施設
共-0006	津波監視カメラ	S クラス SA 施設
共-0007	コントロール建屋	S クラス施設及び SA 施設 間接支持構造物
共-0008	廃棄物処理建屋	SA 施設間接支持構造物
共-0009	第一ガスタービン発電機基礎	SA 施設間接支持構造物
共-0010	第一ガスタービン発電機用燃料タンク基礎	SA 施設間接支持構造物
共-0011	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (5 号炉原子炉建屋)	SA 施設間接支持構造物 SA 施設
共-0012	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用無線連絡設備	SA 施設

第 4-2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(1/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-E001	炉心支持構造物	S クラス	R/B	5
K6-E002	原子炉圧力容器	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E003	原子炉圧力容器支持構造物	S クラス	R/B	5
K6-E004	原子炉圧力容器付属構造物	S クラス	R/B	5
K6-E005	原子炉圧力容器内部構造物	S クラス	R/B	5
K6-E006	使用済燃料貯蔵プール	S クラス SA 施設	R/B	8
K6-E007	キャスクピット	S クラス	R/B	8
K6-E008	使用済燃料貯蔵ラック	S クラス	R/B	8
K6-E009	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	S クラス	R/B	8
K6-E010	原子炉冷却材再循環ポンプ	S クラス	R/B	5
K6-E011	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	S クラス SA 施設	R/B	4
K6-E012	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	S クラス SA 施設	R/B	4
K6-E013	主蒸気隔離弁用アキュムレータ(原子炉格納容器内側)	S クラス	R/B	4
K6-E014	主蒸気隔離弁用アキュムレータ(原子炉格納容器外側)	S クラス	R/B	4
K6-E015	残留熱除去系熱交換器	S クラス SA 施設	R/B	1
K6-E016	残留熱除去系ポンプ	S クラス	R/B	1
K6-E017	残留熱除去系封水ポンプ	S クラス	R/B	1
K6-E018	残留熱除去系ストレーナ	S クラス	R/B	1
K6-E019	高圧炉心注水系ポンプ	S クラス	R/B	1
K6-E020	高圧炉心注水系ストレーナ	S クラス	R/B	1
K6-E021	原子炉隔離時冷却系ポンプ	S クラス	R/B	1
K6-E022	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	S クラス	R/B	1
K6-E023	原子炉隔離時冷却系真空タンク	S クラス	R/B	1
K6-E024	原子炉隔離時冷却系セパレータ	S クラス	R/B	1
K6-E025	原子炉隔離時冷却系パロメトリックコンデンサ	S クラス	R/B	1
K6-E026	原子炉隔離時冷却系蒸気タービン用潤滑油冷却器	S クラス	R/B	1
K6-E027	原子炉隔離時冷却系ポンプ用潤滑油冷却器	S クラス	R/B	1
K6-E028	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	S クラス	R/B	1
K6-E029	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	S クラス	R/B	1
K6-E030	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	S クラス	R/B	1
K6-E031	原子炉補機冷却水系熱交換器	S クラス	T/B	9, 11
K6-E032	原子炉補機冷却水ポンプ	S クラス	T/B	9, 11
K6-E033	原子炉補機冷却水系サージタンク	S クラス SA 施設	R/B	8
K6-E034	原子炉補機冷却海水ポンプ	S クラス	T/B	11
K6-E035	原子炉補機冷却海水系ストレーナ	S クラス	T/B	9, 11
K6-E036	原子炉補機冷却海水系ポンプ室取水水位計測装置空気供給用アキュムレータ	S クラス	T/B	11
K6-E037	制御棒	S クラス	R/B	5
K6-E038	制御棒駆動機構	S クラス	R/B	5
K6-E039	水圧制御ユニット	S クラス	R/B	1
K6-E040	ほう酸水注入系ポンプ	S クラス SA 施設	R/B	6
K6-E041	ほう酸水注入系貯蔵タンク	S クラス SA 施設	R/B	6
K6-E042	非常用ガス処理系乾燥装置	S クラス	R/B	6
K6-E043	非常用ガス処理系排風機	S クラス	R/B	6
K6-E044	非常用ガス処理系フィルタ	S クラス	R/B	6
K6-E045	中央制御室送風機	S クラス	C/B	15
K6-E046	中央制御室再循環送風機	S クラス	C/B	15
K6-E047	中央制御室排風機	S クラス	C/B	15
K6-E048	中央制御室再循環フィルタ	S クラス	C/B	15
K6-E049	原子炉格納容器	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E050	機器搬出入口	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E051	エアロック	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E052	ダイヤモンドフロア	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E053	ベント管	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E054	原子炉格納容器貫通部	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E055	ドライウェルスブレイ管	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E056	サブプレッションチェンバスブレイ管	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-E057	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	S クラス	R/B	4
K6-E058	可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	S クラス	R/B	4
K6-E059	可燃性ガス濃度制御系再結合装置冷却器	S クラス	R/B	4
K6-E060	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロウ	S クラス	R/B	4
K6-E061	可燃性ガス濃度制御系再結合装置気水分離器	S クラス	R/B	4
K6-E062	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関	S クラス	R/B	4
K6-E063	非常用ディーゼル発電設備空気だめ	S クラス	R/B	4
K6-E064	非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機	S クラス	R/B	6
K6-E065	非常用ディーゼル発電設備燃料ディタンク	S クラス	R/B	6
K6-E066	非常用ディーゼル発電設備清水膨張タンク	S クラス	R/B	4
K6-E067	非常用ディーゼル発電設備潤滑油補給タンク	S クラス	R/B	4
K6-E068	非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器	S クラス	R/B	4

※ 第 6-3-1 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(2/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-E069	非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器	S クラス	R/B	4
K6-E070	非常用ディーゼル発電設備清水冷却器	S クラス	R/B	4
K6-E071	非常用ディーゼル発電設備清水加熱器	S クラス	R/B	4
K6-E072	非常用ディーゼル発電設備潤滑油加熱器	S クラス	R/B	4
K6-E073	非常用ディーゼル発電設備発電機軸受潤滑油冷却器	S クラス	R/B	4
K6-E074	非常用ディーゼル発電設備清水加熱器ポンプ	S クラス	R/B	4
K6-E075	非常用ディーゼル発電設備機関付潤滑油ポンプ	S クラス	R/B	4
K6-E076	非常用ディーゼル発電設備潤滑油ブライミングポンプ	S クラス	R/B	4
K6-E077	非常用ディーゼル発電設備機関付清水ポンプ	S クラス	R/B	4
K6-E078	非常用ディーゼル発電設備潤滑油補給ポンプ	S クラス	R/B	4
K6-E079	非常用ディーゼル発電設備排気タービン過給機	S クラス	R/B	4
K6-E080	非常用ディーゼル発電設備機関付潤滑油フィルタ	S クラス	R/B	4
K6-E081	非常用ディーゼル発電設備燃料フィルタ	S クラス	R/B	4
K6-E082	非常用ディーゼル発電設備発電機	S クラス	R/B	4
K6-E083	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機	S クラス	C/B	13
K6-E084	換気空調補機非常用冷却水系ポンプ	S クラス	C/B	13
K6-E085	原子炉区域給気隔離弁アキュムレータタンク	S クラス	R/B	8
K6-E086	原子炉区域排気隔離弁アキュムレータタンク	S クラス	R/B	6
K6-E087	残留熱除去系ポンプ室空調機	S クラス	R/B	1
K6-E088	高圧炉心注水系ポンプ室空調機	S クラス	R/B	1
K6-E089	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機	S クラス	R/B	1
K6-E090	非常用ガス処理系室空調機	S クラス	R/B	6
K6-E091	可燃性ガス濃度制御系室空調機	S クラス	R/B	4
K6-E092	非常用ディーゼル発電設備区域送風機	S クラス	R/B	7
K6-E093	非常用ディーゼル発電設備区域排風機	S クラス	R/B	6, 8
K6-E094	非常用ディーゼル発電設備非常用送風機	S クラス	R/B	5
K6-E095	コントロール建屋計測制御電源盤区域送風機	S クラス	C/B	13, 14, 15
K6-E096	コントロール建屋計測制御電源盤区域排風機	S クラス	C/B	14, 15
K6-E097	海水熱交換器エリア非常用送風機	S クラス	T/B	9, 11, 12
K6-E098	格納容器内雰囲気モニタ系室空調機	S クラス	R/B	6, 7
K6-E099	非常用ディーゼル発電設備区域給気処理装置	S クラス	R/B	7
K6-E100	非常用ディーゼル発電設備非常用給気処理装置	S クラス	R/B	6
K6-E101	中央制御室給気処理装置	S クラス	C/B	15
K6-E102	コントロール建屋計測制御電源盤区域給気処理装置	S クラス	C/B	13, 14, 15
K6-E103	海水熱交換器エリア非常用給気処理装置	S クラス	T/B	9, 11, 12
K6-E104	燃料プール冷却浄化系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E105	原子炉冷却材再循環系配管	S クラス	R/B	—
K6-E106	主蒸気系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E107	残留熱除去系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E108	原子炉隔離時冷却系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E109	高圧炉心注水系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E110	復水給水系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E111	原子炉補機冷却水系配管	S クラス SA 施設	R/B T/B	—
K6-E112	原子炉補機冷却海水系配管	S クラス SA 施設	T/B	—
K6-E113	原子炉冷却材浄化系配管	S クラス	R/B	—
K6-E114	制御棒駆動系配管	S クラス	R/B	—
K6-E115	ほう酸水注入系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E116	放射性ドレン移送系配管	S クラス	R/B	—
K6-E117	非常用ガス処理系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E118	可燃性ガス濃度制御系配管	S クラス	R/B	—
K6-E119	不活性ガス系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E120	換気空調補機非常用冷却水系配管	S クラス	C/B	—
K6-E121	復水補給水系配管	S クラス SA 施設	R/B Rw/B	—
K6-E122	純水補給水系配管	S クラス	R/B	—
K6-E123	タンクベント処理系配管	S クラス	R/B	—
K6-E124	高圧窒素ガス供給系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K6-E125	弁グラント部漏えい処理系配管	S クラス	R/B	—
K6-E126	試料採取系(ガス試料及び事故後サンプリング)配管	S クラス	R/B	—
K6-E127	サブプレッションプール浄化系配管	S クラス	R/B	—
K6-E128	換気空調補機常用冷却水系配管	S クラス	R/B	—
K6-E129	非常用ディーゼル発電設備燃料油系・潤滑油系・始動空気及び吸排気系・冷却水系配管	S クラス	R/B	—
K6-E130	所内用圧縮空気系配管	S クラス	R/B	—
K6-E131	計装用圧縮空気系配管	S クラス	R/B	—
K6-E132	移動式炉内計装系配管	S クラス	R/B	—
K6-E133	耐圧漏えい試験設備系配管	S クラス	R/B	—
K6-E134	原子炉・タービン区域換気空調系ダクト	S クラス	R/B	—

※ 第 6-3-1 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(3/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-E135	非常用電気品区域換気空調系ダクト	S クラス	R/B	—
K6-E136	コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系ダクト	S クラス	C/B	—
K6-E137	中央制御室換気空調系ダクト	S クラス	C/B	—
K6-E138	海水熱交換器区域換気空調系ダクト	S クラス	T/B	—
K6-E139	閉止板	S クラス	T/B	11
K6-E140	水密扉	S クラス	T/B Rw/B	9, 10, 11
K6-E141	復水貯蔵槽	SA 施設	Rw/B	16
K6-E142	復水移送ポンプ	SA 施設	Rw/B	16
K6-E143	高圧代替注水系ポンプ	SA 施設	R/B	2
K6-E144	静的触媒式水素再結合器	SA 施設	R/B	8
K6-E145	耐圧強化ベント系配管	SA 施設	R/B	—
K6-E146	高圧代替注水系配管	SA 施設	R/B	—
K6-E147	格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設	R/B	—
K6-E148	納容器圧力逃がし装置／耐圧強化ベント系遠隔手動弁操作設備	SA 施設	R/B	3, 5, 6
K6-E149	燃料プール冷却浄化系熱交換器	SA 施設	R/B	5
K6-E150	燃料プール冷却浄化系ポンプ	SA 施設	R/B	5
K6-E151	スキマーサージタンク	SA 施設	R/B	8
K6-E152	代替格納容器圧力逃がし装置ラプチャディスク	SA 施設	R/B	—
K6-E153	代替格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設	R/B	—
K6-E154	代替格納容器圧力逃がし装置遠隔手動弁操作設備	SA 施設	R/B	—
K6-E155	止水ハッチ	S クラス	T/B	11
K6-E156	貫通部止水処置	S クラス	T/B Rw/B	—
K6-E157	床ドレン浸水防止治具	S クラス	T/B	—
K7-E158	コリウムシールド	SA 施設	R/B	2

※ 第 6-3-1 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(4/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置 建屋	配置図 番号*	整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置 建屋	配置図 番号*
K6-V001	主蒸気逃がし安全弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K6-V034	高圧炉心注水系試験可能逆止弁	S クラス	R/B	4
K6-V002	主蒸気内側隔離弁	S クラス	R/B	4	K6-V035	高圧炉心注水系サブプレッショ ンプール側吸込隔離弁	S クラス	R/B	1
K6-V003	主蒸気外側隔離弁	S クラス	R/B	4	K6-V036	高圧炉心注水系サブプレッショ ンプール側吸込逆止弁	S クラス	R/B	1
K6-V004	主蒸気ドレンライン内側隔離弁	S クラス	R/B	4	K6-V037	高圧炉心注水系最小流量バイバ ス弁	S クラス	R/B	2
K6-V005	主蒸気ドレンライン外側隔離弁	S クラス	R/B	4	K6-V038	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽 側吸込弁	S クラス	R/B	1
K6-V006	原子炉給水ライン外側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K6-V039	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽 側吸込逆止弁	S クラス	R/B	1
K6-V007	原子炉給水ライン内側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K6-V040	原子炉隔離時冷却系注入逆止弁	S クラス	R/B	1
K6-V008	原子炉給水ライン逆止弁	S クラス	R/B	4	K6-V041	原子炉隔離時冷却系注入弁	S クラス	R/B	2
K6-V009	スクラム弁	S クラス	R/B	1	K6-V042	原子炉隔離時冷却系試験可能逆 止弁	S クラス	R/B	4
K6-V010	ほう酸水注入系原子炉格納容器 外側逆止弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K6-V043	原子炉隔離時冷却系サブプレッ ションプール側吸込隔離弁	S クラス	R/B	1
K6-V011	ほう酸水注入系原子炉格納容器 内側逆止弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K6-V044	原子炉隔離時冷却系サブプレッ ションプール側吸込逆止弁	S クラス	R/B	1
K6-V012	残留熱除去系ポンプサブプレッ ションプール水吸込隔離弁	S クラス	R/B	1	K6-V045	原子炉隔離時冷却系最小流量バ イパス弁	S クラス	R/B	2
K6-V013	残留熱除去系ポンプ吐出ライン 逆止弁	S クラス	R/B	1	K6-V046	原子炉隔離時冷却系冷却水ライ ン止め弁	S クラス	R/B	1
K6-V014	残留熱除去系熱交換器出口弁	S クラス	R/B	1	K6-V047	原子炉隔離時冷却系冷却水ライ ン圧力調節弁	S クラス	R/B	1
K6-V015	残留熱除去系注入弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K6-V048	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ 吐出一次逆止弁	S クラス	R/B	1
K6-V016	残留熱除去系低圧注水試験可能 逆止弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K6-V049	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ 吐出二次逆止弁	S クラス	R/B	1
K6-V017	残留熱除去系試験用調節弁	S クラス	R/B	2	K6-V050	原子炉隔離時冷却系蒸気ライン 内側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4
K6-V018	残留熱除去系停止時冷却内側隔 離弁	S クラス	R/B	4	K6-V051	原子炉隔離時冷却系蒸気ライン 外側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4
K6-V019	残留熱除去系停止時冷却外側隔 離弁	S クラス	R/B	4	K6-V052	原子炉隔離時冷却系タービン止 め弁	S クラス	R/B	1
K6-V020	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁	S クラス	R/B	1	K6-V053	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン逆止弁	S クラス	R/B	3
K6-V021	残留熱除去系熱交換器バイパス 弁	S クラス	R/B	1	K6-V054	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン隔離弁	S クラス	R/B	3
K6-V022	残留熱除去系燃料プール側第一 出口弁	S クラス	R/B	3	K6-V055	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ 吐出ライン逆止弁	S クラス	R/B	2
K6-V023	残留熱除去系燃料プール側第二 出口弁	S クラス	R/B	5	K6-V056	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ 吐出ライン隔離弁	S クラス	R/B	2
K6-V024	残留熱除去系格納容器冷却流量 調節弁	S クラス	R/B	4	K6-V057	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン真空破壊第一逆止弁	S クラス	R/B	3
K6-V025	残留熱除去系格納容器冷却ライ ン隔離弁	S クラス	R/B	4	K6-V058	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン真空破壊第二逆止弁	S クラス	R/B	3
K6-V026	残留熱除去系サブプレッショ ンプールスプレイ注入隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	3	K6-V059	原子炉冷却材浄化系吸込ライ ン内側隔離弁	S クラス	R/B	4
K6-V027	残留熱除去系最小流量逆止弁	S クラス	R/B	1	K6-V060	原子炉冷却材浄化系吸込ライ ン外側隔離弁	S クラス	R/B	4
K6-V028	残留熱除去系最小流量バイパス 弁	S クラス	R/B	2	K6-V061	原子炉冷却材浄化系原子炉圧力 容器ヘッドスプレイ隔離弁	S クラス	R/B	4
K6-V029	残留熱除去系サブプレッショ ンプール水排水系第一止め弁	S クラス	R/B	1	K6-V062	原子炉冷却材浄化系原子炉圧力 容器ヘッドスプレイ逆止弁	S クラス	R/B	5
K6-V030	残留熱除去系サブプレッショ ンプール水排水系第二止め弁	S クラス	R/B	1, 2	K6-V063	燃料プール冷却浄化系使用済み 燃料貯蔵プール入口逆止弁	S クラス	R/B	5
K6-V031	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸 込弁	S クラス	R/B	1	K6-V064	燃料プール冷却浄化系使用済み 燃料貯蔵プール散水管逆止弁	S クラス	R/B	8
K6-V032	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸 込逆止弁	S クラス	R/B	1	K6-V065	燃料プール冷却浄化系残留熱除 去系戻りライン逆止弁	S クラス	R/B	5
K6-V033	高圧炉心注水系注入隔離弁	S クラス	R/B	4	K6-V066	燃料プールサブプレッショ ンプール浄化系注入ライン逆止弁	S クラス	R/B	5

※ 第 6-3-1 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(5/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-V067	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁	S クラス	R/B	1
K6-V068	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁	S クラス	R/B	1
K6-V069	ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁	S クラス	R/B	2
K6-V070	ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁	S クラス	R/B	2
K6-V071	ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁	S クラス	R/B	2
K6-V072	ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁	S クラス	R/B	2
K6-V073	原子炉補機冷却水系ポンプ吐出逆止弁	S クラス	T/B	9, 11
K6-V074	原子炉補機冷却水系熱交換器冷却水出口弁	S クラス SA 施設	T/B	9, 11
K6-V075	原子炉補機冷却水系冷却水供給温度調整弁	S クラス SA 施設	T/B	9, 11
K6-V076	原子炉補機冷却水系常用冷却水緊急遮断弁	S クラス	R/B	2
K6-V077	原子炉補機冷却水系常用冷却水供給側分離弁	S クラス	R/B	2
K6-V078	原子炉補機冷却水系常用冷却水戻り側分離弁	S クラス	R/B	2
K6-V079	原子炉補機冷却水系常用冷却水戻り側逆止弁	S クラス	R/B	2
K6-V080	原子炉補機冷却水系残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁	S クラス SA 施設	R/B	2
K6-V081	原子炉補機冷却水系非常用ディーゼル発電設備冷却水出口弁	S クラス SA 施設	R/B	3, 4
K6-V082	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出逆止弁	S クラス	T/B	11
K6-V083	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出弁	S クラス	T/B	11
K6-V084	原子炉補機冷却海水系ストレーナ入口弁	S クラス SA 施設	T/B	9, 11
K6-V085	原子炉補機冷却海水系海水ストレーナブロー弁	S クラス	T/B	9, 11
K6-V086	計装用圧縮空気系原子炉格納容器外側隔離弁	S クラス	R/B	5
K6-V087	高圧窒素ガス供給系自動減圧系用窒素ガス原子炉格納容器外側隔離弁	S クラス	R/B	5
K6-V088	高圧窒素ガス供給系逃がし弁用窒素ガス原子炉格納容器外側隔離弁	S クラス	R/B	5
K6-V089	非常用ガス処理系入口隔離弁	S クラス	R/B	6
K6-V090	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁	S クラス	R/B	6
K6-V091	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	S クラス	R/B	6
K6-V092	非常用ガス処理系排風機グラビティダンパ	S クラス	R/B	6
K6-V093	真空破壊弁	S クラス SA 施設	R/B	3
K6-V094	原子炉格納容器バージ用空気供給隔離弁	S クラス	R/B	6
K6-V095	ドライウエルバージ用入口隔離弁	S クラス	R/B	4
K6-V096	サブプレッションチェンババージ用入口隔離弁	S クラス	R/B	3
K6-V097	原子炉格納容器窒素供給隔離弁	S クラス	R/B	4
K6-V098	ドライウエル窒素入口隔離弁	S クラス	R/B	4
K6-V099	サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁	S クラス	R/B	3

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-V100	原子炉格納容器バージ用窒素供給隔離弁	S クラス	R/B	5
K6-V101	ドライウエルベント用出口隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	5
K6-V102	非常用ガス処理系側原子炉格納容器ベント用隔離弁	S クラス	R/B	6
K6-V103	換気空調系側原子炉格納容器ベント用隔離弁	S クラス	R/B	6
K6-V104	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	3
K6-V105	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁	S クラス	R/B	5
K6-V106	可燃性ガス濃度制御系入口流量調節弁	S クラス	R/B	4
K6-V107	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁	S クラス	R/B	5
K6-V108	可燃性ガス濃度制御系再循環流量調節弁	S クラス	R/B	4
K6-V109	可燃性ガス濃度制御系出口逆止弁	S クラス	R/B	2
K6-V110	可燃性ガス濃度制御系冷却水入口弁	S クラス	R/B	4
K6-V111	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁	S クラス	R/B	2
K6-V112	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁	S クラス	R/B	2
K6-V113	可燃性ガス濃度制御系冷却水止め弁	S クラス	R/B	3
K6-V114	中央制御室非常時外気取入れ隔離ダンパ	S クラス SA 施設	C/B	15
K6-V115	中央制御室排気隔離ダンパ	S クラス SA 施設	C/B	15
K6-V116	非常用ディーゼル発電設備(C)区域排気切替ダンパ	S クラス	R/B	8
K6-V117	コントロール建屋計測制御電源盤区域(C)排気切替ダンパ	S クラス	C/B	15
K6-V118	原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	6
K6-V119	中央制御室外気取入れ隔離ダンパ	S クラス SA 施設	C/B	15
K6-V120	復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	SA 施設	R/B	3
K6-V121	復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	SA 施設	R/B	3

※ 第 6-3-1 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。



第 4-2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(6/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*	整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-B001	非常用所内電源補助盤	S クラス	C/B	31	K6-B034	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機制御盤	S クラス	C/B	29
K6-B002	安全系補助継電器盤	S クラス	C/B	31	K6-B035	核計装/安全系プロセス放射線モニタ盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	21, 31
K6-B003	安全保護系盤	S クラス SA 施設	C/B	31	K6-B036	格納容器内雰囲気モニタ盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	22, 23, 31
K6-B004	工学的安全施設盤	S クラス SA 施設	C/B	31	K6-B037	使用済み燃料プール・津波監視カメラ制御架	S クラス SA 施設	C/B	31
K6-B005	中央運転監視盤	S クラス SA 施設	C/B	31	K6-B038	核計装記録計盤	SA 施設	C/B	31
K6-B006	運転監視補助盤	S クラス SA 施設	C/B	31	K6-B039	格納容器補助盤	SA 施設	C/B	31
K6-B007	メタルクラッドスイッチギア補助継電器盤	S クラス	C/B	31	K6-B040	原子炉系記録計盤	SA 施設	C/B	31
K6-B008	中央制御室端子盤	S クラス	C/B	31	K6-B041	格納容器内水素モニタ盤	SA 施設	C/B	31
K6-B009	原子炉系伝送盤	S クラス	C/B	31	K6-B042	事故時放射線モニタ盤	S クラス SA 施設	C/B	31
K6-B010	原子炉緊急停止系ロードドライバ盤	S クラス	C/B	31	K6-B043	緊急用電源切替箱	SA 施設	R/B	19
K6-B011	主蒸気隔離系ロードドライバ盤	S クラス	C/B	31	K6-B044	AM用電動弁電源切替盤	S クラス SA 施設	R/B	22
K6-B012	原子炉隔離時冷却系タービン制御盤	S クラス	R/B	19	K6-B045	AM用電動弁操作箱	SA 施設	R/B	22
K6-B013	中央制御室外原子炉停止装置盤	S クラス	R/B	19	K6-B046	格納容器圧力逃がし装置制御盤	SA 施設	C/B	31
K6-B014	スクラムソレノイドヒューズ盤	S クラス	R/B	18	K6-B047	格納容器圧力逃がし装置無停電電源装置	SA 施設	R/B	21
K6-B015	可燃性ガス濃度制御系サイリスタスイッチ盤	S クラス	R/B	19	K6-B048	格納容器圧力逃がし装置放射線モニタ前置増幅器盤	SA 施設	R/B	24
K6-B016	原子炉補機冷却海水系ストレーナ制御盤	S クラス	T/B	25, 26, 28	K6-B049	保安器盤	SA 施設	R/B	24
K6-B017	安全系多重伝送現場盤	S クラス	R/B T/B C/B	19, 25, 26 28, 30	K6-B050	A T W S / R P T 盤	SA 施設	C/B	31
K6-B018	ほう酸水注入系現場操作箱	S クラス	R/B	22	K6-B051	高圧代替注水設備制御盤	SA 施設	C/B	31
K6-B019	メタルクラッドスイッチギア	S クラス SA 施設	R/B	19					
K6-B020	パワーセンタ	S クラス SA 施設	R/B T/B	19, 25, 26 27					
K6-B021	動力変圧器	S クラス SA 施設	R/B T/B	19, 24, 25 26, 27					
K6-B022	モータコントロールセンタ	S クラス SA 施設	R/B T/B C/B	19, 22, 24 25, 26, 27 30					
K6-B023	直流主母線盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	24, 30					
K6-B024	充電器盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	24, 29, 30					
K6-B025	蓄電池	S クラス SA 施設	R/B C/B	24, 29, 30					
K6-B026	直流モータコントロールセンタ	S クラス SA 施設	R/B	19, 24					
K6-B027	直流分電盤	S クラス SA 施設	C/B	30					
K6-B028	直流切替盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	19, 30					
K6-B029	バイタル交流電源装置	S クラス SA 施設	C/B	30					
K6-B030	交流バイタル分電盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	23, 30					
K6-B031	計測用電源切換盤	S クラス SA 施設	C/B	30					
K6-B032	計測用分電盤	S クラス SA 施設	C/B	30					
K6-B033	非常用ディーゼル発電機盤	S クラス	R/B	20, 21					

※ 第 6-3-1 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(7/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-I001	鉛直方向地震加速度検出器	S クラス	R/B	17
K6-I002	水平方向地震加速度検出器	S クラス	R/B	17, 22
K6-I003	原子炉系炉心流量	S クラス	R/B	17
K6-I004	原子炉水位	S クラス SA 施設	R/B	17, 19
K6-I005	原子炉水位 (SA)	SA 施設	R/B	17, 19
K6-I006	原子炉圧力	S クラス SA 施設	R/B	19
K6-I007	原子炉圧力 (SA)	SA 施設	R/B	19
K6-I008	格納容器内圧力	S クラス	R/B	22, 23
K6-I009	格納容器内圧力 (D/W)	SA 施設	R/B	23
K6-I010	制御棒駆動機構充てん水圧力	S クラス	R/B	17
K6-I011	主蒸気管放射線モニタ	S クラス	R/B	22
K6-I012	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	S クラス	R/B	23
K6-I013	燃料取替エリア排気放射線モニタ	S クラス	R/B	24
K6-I014	サブプレッションチェンバプール水位	S クラス SA 施設	R/B	17
K6-I015	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	S クラス	R/B	17
K6-I016	主蒸気管流量	S クラス	R/B	19
K6-I017	主蒸気管トンネル温度	S クラス	R/B	20
K6-I018	取水槽水位計測用空気流量調節器	S クラス	T/B	26
K6-I019	取水槽水位	S クラス	T/B	26
K6-I020	サブプレッションチェンバプール水温度	S クラス SA 施設	R/B	17, 18
K6-I021	起動領域モニタ	S クラス SA 施設	R/B	23
K6-I022	平均出力領域モニタ	S クラス SA 施設	R/B	23
K6-I023	格納容器内水素濃度	S クラス SA 施設	R/B	22, 23
K6-I024	格納容器内酸素濃度	S クラス SA 施設	R/B	22, 23
K6-I025	格納容器内雰囲気放射線モニタ	S クラス SA 施設	R/B	19, 20
K6-I026	残留熱除去系系統流量	S クラス	R/B	17
K6-I027	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	S クラス SA 施設	R/B	17
K6-I028	高圧炉心注水系系統流量	S クラス	R/B	17
K6-I029	原子炉隔離時冷却系系統流量	S クラス	R/B	17
K6-I030	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)	SA 施設	R/B	24
K6-I031	データ伝送装置	S クラス	C/B	31
K6-I032	原子炉圧力容器温度	SA 施設	R/B	19
K6-I033	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	SA 施設	R/B	19

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K6-I034	復水補給系流量 (原子炉圧力容器), 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	SA 施設	R/B	19
K6-I035	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA)	SA 施設	R/B	24
K6-I036	使用済燃料貯蔵プール水位 (SA)	SA 施設	R/B	24
K6-I037	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	SA 施設	R/B	18
K6-I038	格納容器内圧力 (S/C)	SA 施設	R/B	20
K6-I039	サブプレッションチェンバプール気体温度	SA 施設	R/B	19
K6-I040	ドライウェル雰囲気温度	SA 施設	R/B	18, 22
K6-I041	原子炉建屋水素濃度	SA 施設	R/B	18, 19, 21, 24
K6-I042	高圧代替注水系系統流量	SA 施設	R/B	18
K6-I043	格納容器下部水位	SA 施設	R/B	17
K6-I044	格納容器内水素濃度 (SA)	SA 施設	R/B	19, 21
K6-I045	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA 施設	R/B	24
K6-I046	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	SA 施設	R/B	24
K6-I047	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	SA 施設	R/B	24
K6-I048	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	SA 施設	R/B	24
K6-I049	復水貯蔵槽水位 (SA)	SA 施設	RW/B	32
K6-I050	復水移送ポンプ吐出圧力	SA 施設	RW/B	32
K6-I051	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	SA 施設	R/B	17
K6-I052	通信連絡設備	SA 施設	C/B	31

※ 第 6-3-1 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(1/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*	整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-E001	炉心支持構造物	S クラス	R/B	5	K7-E035	原子炉補機冷却海水系ストレーナ	S クラス	T/B	9, 11
K7-E002	原子炉圧力容器	S クラス SA 施設	R/B	5	K7-E036	原子炉補機冷却海水系ポンプ室 取水計測装置空気供給用アキ ュムレータ	S クラス	T/B	11
6K7-E003	原子炉圧力容器支持構造物	S クラス	R/B	5	K7-E037	制御棒	S クラス	R/B	5
K7-E004	原子炉圧力容器付属構造物	S クラス	R/B	5	K7-E038	制御棒駆動機構	S クラス	R/B	5
K7-E005	原子炉圧力容器内部構造物	S クラス	R/B	5	K7-E039	水圧制御ユニット	S クラス	R/B	1
K7-E006	使用済燃料貯蔵プール	S クラス SA 施設	R/B	8	K7-E040	ほう酸水注入系ポンプ	S クラス SA 施設	R/B	6
K7-E007	キャスクピット	S クラス	R/B	8	K7-E041	ほう酸水注入系貯蔵タンク	S クラス SA 施設	R/B	6
K7-E008	使用済燃料貯蔵ラック	S クラス	R/B	8	K7-E042	非常用ガス処理系乾燥装置	S クラス	R/B	6
K7-E009	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	S クラス	R/B	8	K7-E043	非常用ガス処理系排風機	S クラス	R/B	6
K7-E010	原子炉冷却材再循環ポンプ	S クラス	R/B	5	K7-E044	非常用ガス処理系フィルタ	S クラス	R/B	6
K7-E011	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機 能用アキュムレータ	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-E045	中央制御室送風機	S クラス	C/B	15
K7-E012	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機 能用アキュムレータ	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-E046	中央制御室再循環送風機	S クラス	C/B	15
K7-E013	主蒸気隔離弁用アキュムレータ (原子炉格納容器内側)	S クラス	R/B	4	K7-E047	中央制御室排風機	S クラス	C/B	15
K7-E014	主蒸気隔離弁用アキュムレータ (原子炉格納容器外側)	S クラス	R/B	4	K7-E048	中央制御室再循環フィルタ	S クラス	C/B	15
K7-E015	残留熱除去系熱交換器	S クラス SA 施設	R/B	1	K7-E049	原子炉格納容器	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E016	残留熱除去系ポンプ	S クラス	R/B	1	K7-E050	機器搬出入口	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E017	残留熱除去系封水ポンプ	S クラス	R/B	1	K7-E051	エアロック	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E018	残留熱除去系ストレーナ	S クラス	R/B	1	K7-E052	ダイヤフラムフロア	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E019	高圧炉心注水系ポンプ	S クラス	R/B	1	K7-E053	ベント管	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E020	高圧炉心注水系ストレーナ	S クラス	R/B	1	K7-E054	原子炉格納容器貫通部	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E021	原子炉隔離時冷却系ポンプ	S クラス	R/B	1	K7-E055	ドライウェルスブレイ管	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E022	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動 用タービン	S クラス	R/B	1	K7-E056	サブプレッションチェンバスブレイ 管	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-E023	原子炉隔離時冷却系真空タンク	S クラス	R/B	1	K7-E057	可燃性ガス濃度制御系再結合装 置	S クラス	R/B	4
K7-E024	原子炉隔離時冷却系セパレータ	S クラス	R/B	1	K7-E058	可燃性ガス濃度制御系再結合装 置加熱器	S クラス	R/B	4
K7-E025	原子炉隔離時冷却系パロメトリ ックコンデンサ	S クラス	R/B	1	K7-E059	可燃性ガス濃度制御系再結合装 置冷却器	S クラス	R/B	4
K7-E026	原子炉隔離時冷却系蒸気タービ ン用潤滑油冷却器	S クラス	R/B	1	K7-E060	可燃性ガス濃度制御系再結合装 置フロア	S クラス	R/B	4
K7-E027	原子炉隔離時冷却系ポンプ用潤 滑油冷却器	S クラス	R/B	1	K7-E061	可燃性ガス濃度制御系再結合装 置気水分離器	S クラス	R/B	4
K7-E028	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	S クラス	R/B	1	K7-E062	非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	S クラス	R/B	4
K7-E029	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	S クラス	R/B	1	K7-E063	非常用ディーゼル発電設備 空気だめ	S クラス	R/B	4
K7-E030	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	S クラス	R/B	1	K7-E064	非常用ディーゼル発電設備 空気圧縮機	S クラス	R/B	6
K7-E031	原子炉補機冷却水系熱交換器	S クラス	T/B	9, 11	K7-E065	非常用ディーゼル発電設備 燃料ディタンク	S クラス	R/B	6
K7-E032	原子炉補機冷却水ポンプ	S クラス	T/B	9, 11	K7-E066	非常用ディーゼル発電設備 清水膨張タンク	S クラス	R/B	4
K7-E033	原子炉補機冷却水系サージタン ク	S クラス SA 施設	R/B	8	K7-E067	非常用ディーゼル発電設備 潤滑油補給タンク	S クラス	R/B	4
K7-E034	原子炉補機冷却海水ポンプ	S クラス	T/B	11	K7-E068	非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器	S クラス	R/B	4

※ 第 6-3-2 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(2/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*	整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-E069	非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器	S クラス	R/B	4	K7-E102	海水熱交換器エリア非常用給気処理装置	S クラス	T/B	9, 11, 12
K7-E070	非常用ディーゼル発電設備清水冷却器	S クラス	R/B	4	K7-E103	燃料プール冷却浄化系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E071	非常用ディーゼル発電設備清水加熱器	S クラス	R/B	4	K7-E104	原子炉冷却材再循環系配管	S クラス	R/B	—
K7-E072	非常用ディーゼル発電設備潤滑油加熱器	S クラス	R/B	4	K7-E105	主蒸気系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E073	非常用ディーゼル発電設備発電機軸受潤滑油冷却器	S クラス	R/B	4	K7-E106	残留熱除去系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E074	非常用ディーゼル発電設備清水加熱器ポンプ	S クラス	R/B	4	K7-E107	原子炉隔離時冷却系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E075	非常用ディーゼル発電設備機関付潤滑油ポンプ	S クラス	R/B	4	K7-E108	高圧炉心注水系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E076	非常用ディーゼル発電設備潤滑油ブライミングポンプ	S クラス	R/B	4	K7-E109	復水給水系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E077	非常用ディーゼル発電設備機関付清水ポンプ	S クラス	R/B	4	K7-E110	原子炉補機冷却水系配管	S クラス SA 施設	R/B T/B	—
K7-E078	非常用ディーゼル発電設備潤滑油補給ポンプ	S クラス	R/B	4	K7-E111	原子炉補機冷却海水系配管	S クラス SA 施設	T/B	—
K7-E079	非常用ディーゼル発電設備排気タービン過給機	S クラス	R/B	4	K7-E112	原子炉冷却材浄化系配管	S クラス	R/B	—
K7-E080	非常用ディーゼル発電設備機関付潤滑油フィルタ	S クラス	R/B	4	K7-E113	制御棒駆動系配管	S クラス	R/B	—
K7-E081	非常用ディーゼル発電設備燃料フィルタ	S クラス	R/B	4	K7-E114	ほう酸水注入系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E082	非常用ディーゼル発電設備発電機	S クラス	R/B	4	K7-E115	放射性ドレン移送系配管	S クラス	R/B	—
K7-E083	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機	S クラス	C/B	13	K7-E116	非常用ガス処理系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E084	換気空調補機非常用冷却水系ポンプ	S クラス	C/B	13	K7-E117	可燃性ガス濃度制御系配管	S クラス	R/B	—
K7-E085	原子炉区域給気隔離弁アキュムレータタンク	S クラス	R/B	8	K7-E118	不活性ガス系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E086	原子炉区域排気隔離弁アキュムレータタンク	S クラス	R/B	7	K7-E119	換気空調補機非常用冷却水系配管	S クラス	C/B	—
K7-E087	残留熱除去系ポンプ室空調機	S クラス	R/B	1	K7-E120	復水補給水系配管	S クラス SA 施設	R/B Rw/B	—
K7-E088	高圧炉心注水系ポンプ室空調機	S クラス	R/B	1	K7-E121	純水補給水系配管	S クラス	R/B	—
K7-E089	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機	S クラス	R/B	1	K7-E122	タンクバント処理系配管	S クラス	R/B	—
K7-E090	非常用ガス処理系室空調機	S クラス	R/B	6	K7-E123	高圧窒素ガス供給系配管	S クラス SA 施設	R/B	—
K7-E091	可燃性ガス濃度制御系室空調機	S クラス	R/B	4	K7-E124	弁グラント部漏えい処理系配管	S クラス	R/B	—
K7-E092	非常用ディーゼル発電設備区域送風機	S クラス	R/B	7	K7-E125	試料採取系(ガス試料及び事故後サンプリング)配管	S クラス	R/B	—
K7-E093	非常用ディーゼル発電設備区域排風機	S クラス	R/B	6, 8	K7-E126	サブプレッションプール浄化系配管	S クラス	R/B	—
K7-E094	非常用ディーゼル発電設備区域非常用送風機	S クラス	R/B	5	K7-E127	換気空調補機非常用冷却水系配管	S クラス	R/B	—
K7-E095	コントロール建屋計測制御電源盤区域送風機	S クラス	C/B	13, 14, 15	K7-E128	非常用ディーゼル発電設備燃料油系・潤滑油系・始動空気及び吸排気系・冷却水系配管	S クラス	R/B	—
K7-E096	コントロール建屋計測制御電源盤区域排風機	S クラス	C/B	13, 14, 15	K7-E129	所内用圧縮空気系配管	S クラス	R/B	—
K7-E097	海水熱交換器エリア非常用送風機	S クラス	T/B	9, 11, 12	K7-E130	計装用圧縮空気系配管	S クラス	R/B	—
K7-E098	非常用ディーゼル発電設備区域給気処理装置	S クラス	R/B	7	K7-E131	移動式炉内計装系配管	S クラス	R/B	—
K7-E099	非常用ディーゼル発電設備非常用給気処理装置	S クラス	R/B	6	K7-E132	耐圧漏えい試験設備系配管	S クラス	R/B	—
K7-E100	中央制御室給気処理装置	S クラス	C/B	15	K7-E133	原子炉・タービン区域換気空調系ダクト	S クラス	R/B	—
K7-E101	コントロール建屋計測制御電源盤区域給気処理装置	S クラス	C/B	13, 14, 15	K7-E134	非常用電気品区域換気空調系ダクト	S クラス	R/B	—

※ 第 6-3-2 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(3/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-E135	コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系ダクト	S クラス	C/B	—
K7-E136	中央制御室換気空調系ダクト	S クラス	C/B	—
K7-E137	海水熱交換器区域換気空調系ダクト	S クラス	T/B	—
K7-E138	閉止板	S クラス	T/B	11
K7-E139	水密扉	S クラス	T/B	9, 10, 11
K7-E140	浸水防止ダクト	S クラス	T/B	11
K7-E141	復水貯蔵槽	SA 施設	Rw/B	16
K7-E142	復水移送ポンプ	SA 施設	Rw/B	16
K7-E143	高圧代替注水系ポンプ	SA 施設	R/B	2
K7-E144	静的触媒式水素再結合器	SA 施設	R/B	8
K7-E145	耐圧強化ベント系配管	SA 施設	R/B	—
K7-E146	高圧代替注水系配管	SA 施設	R/B	—
K7-E147	格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設	R/B	—
K7-E148	納容器圧力逃がし装置／耐圧強化ベント系遠隔手動弁操作設備	SA 施設	R/B	3, 5, 7
K7-E149	燃料プール冷却浄化系熱交換器	SA 施設	R/B	5
K7-E150	燃料プール冷却浄化系ポンプ	SA 施設	R/B	5
K7-E151	スキマーサージタンク	SA 施設	R/B	8
K7-E152	代替格納容器圧力逃がし装置ラプチャディスク	SA 施設	R/B	—
K7-E153	代替格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設	R/B	—
K7-E154	代替格納容器圧力逃がし装置遠隔手動弁操作設備	SA 施設	R/B	—
K7-E155	止水ハッチ	S クラス	T/B	11
K7-E156	貫通部止水処置	S クラス	T/B	—
K7-E157	床ドレン浸水防止治具	S クラス	T/B	—
K7-E158	コリウムシールド	SA 施設	R/B	2

※ 第 6-3-2 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(4/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*	整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-V001	主蒸気逃がし安全弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-V034	高压炉心注水系サブプレッショ ンプール側吸込隔離弁	S クラス	R/B	1
K7-V002	主蒸気内側隔離弁	S クラス	R/B	4	K7-V035	高压炉心注水系サブプレッショ ンプール側吸込逆止弁	S クラス	R/B	1
K7-V003	主蒸気外側隔離弁	S クラス	R/B	4	K7-V036	高压炉心注水系最小流量バイバ ス弁	S クラス	R/B	2
K7-V004	主蒸気ドレンライン内側隔離弁	S クラス	R/B	4	K7-V037	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽 側吸込弁	S クラス	R/B	1
K7-V005	主蒸気ドレンライン外側隔離弁	S クラス	R/B	4	K7-V038	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽 側吸込試験可能逆止弁	S クラス	R/B	1
K7-V006	原子炉給水ライン外側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-V039	原子炉隔離時冷却系注入逆止弁	S クラス	R/B	1
K7-V007	原子炉給水ライン内側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-V040	原子炉隔離時冷却系注入弁	S クラス	R/B	3
K7-V008	原子炉給水ライン逆止弁	S クラス	R/B	4	K7-V041	原子炉隔離時冷却系試験可能逆 止弁	S クラス	R/B	4
K7-V009	スクラム弁	S クラス	R/B	1	K7-V042	原子炉隔離時冷却系サブプレッ ションプール側吸込隔離弁	S クラス	R/B	1
K7-V010	ほう酸水注入系原子炉格納容器 外側逆止弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-V043	原子炉隔離時冷却系サブプレッ ションプール側吸込逆止弁	S クラス	R/B	1
K7-V011	ほう酸水注入系原子炉格納容器 内側逆止弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-V044	原子炉隔離時冷却系最小流量バ イパス弁	S クラス	R/B	2
K7-V012	残留熱除去系ポンプサブプレッ ションプール水吸込隔離弁	S クラス	R/B	1	K7-V045	原子炉隔離時冷却系冷却水ライ ン止め弁	S クラス	R/B	1
K7-V013	残留熱除去系ポンプ吐出逆止弁	S クラス	R/B	1	K7-V046	原子炉隔離時冷却系冷却水ライ ン圧力制御弁	S クラス	R/B	1
K7-V014	残留熱除去系熱交換器出口弁	S クラス	R/B	1	K7-V047	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ 吐出一次逆止弁	S クラス	R/B	1
K7-V015	残留熱除去系注入弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-V048	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ 吐出二次逆止弁	S クラス	R/B	1
K7-V016	残留熱除去系低圧注水モード試 験可能逆止弁	S クラス SA 施設	R/B	4	K7-V049	原子炉隔離時冷却系蒸気ライ ン内側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4
K7-V017	残留熱除去系試験用調節弁	S クラス	R/B	2	K7-V050	原子炉隔離時冷却系蒸気ライ ン外側隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	4
K7-V018	残留熱除去系停止時冷却内側隔 離弁	S クラス	R/B	4	K7-V051	原子炉隔離時冷却系タービン止 め弁	S クラス	R/B	1
K7-V019	残留熱除去系停止時冷却外側隔 離弁	S クラス	R/B	4	K7-V052	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン逆止弁	S クラス	R/B	3
K7-V020	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁	S クラス	R/B	1	K7-V053	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン隔離弁	S クラス	R/B	3
K7-V021	残留熱除去系熱交換器バイパス 弁	S クラス	R/B	1	K7-V054	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ 吐出ライン逆止弁	S クラス	R/B	2
K7-V022	残留熱除去系燃料プール側第一 出口弁	S クラス	R/B	3	K7-V055	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ 吐出ライン隔離弁	S クラス	R/B	2
K7-V023	残留熱除去系燃料プール側第二 出口弁	S クラス	R/B	5	K7-V056	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン1次真空破壊弁	S クラス	R/B	3
K7-V024	残留熱除去系格納容器冷却流量 調節弁	S クラス	R/B	4	K7-V057	原子炉隔離時冷却系タービン排 気ライン2次真空破壊弁	S クラス	R/B	3
K7-V025	残留熱除去系格納容器冷却ライ ン隔離弁	S クラス	R/B	4	K7-V058	原子炉冷却材浄化系吸込ライ ン内側隔離弁	S クラス	R/B	4
K7-V026	残留熱除去系サブプレッショ ンプールスプレイ注入隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	3	K7-V059	原子炉冷却材浄化系吸込ライ ン外側隔離弁	S クラス	R/B	4
K7-V027	残留熱除去系ポンプ最小流量ラ イン逆止弁	S クラス	R/B	1, 2	K7-V060	原子炉冷却材浄化系原子炉圧力 容器ヘッドスプレイ隔離弁	S クラス	R/B	4
K7-V028	残留熱除去系最小流量バイパス 弁	S クラス	R/B	2	K7-V061	原子炉冷却材浄化系原子炉圧力 容器ヘッドスプレイ逆止弁	S クラス	R/B	5
K7-V029	残留熱除去系サブプレッショ ンプール排水系第一止め弁	S クラス	R/B	1	K7-V062	燃料プール冷却浄化系使用済み 燃料貯蔵プール入口逆止弁	S クラス	R/B	5
K7-V030	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸 込弁	S クラス	R/B	1	K7-V063	燃料プール冷却浄化系使用済み 燃料貯蔵プール散水管逆止弁	S クラス	R/B	8
K7-V031	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸 込試験可能逆止弁	S クラス	R/B	1	K7-V064	燃料プール冷却浄化系残留熱除 去系戻りライン逆止弁	S クラス	R/B	5
K7-V032	高压炉心注水系注入隔離弁	S クラス	R/B	4	K7-V065	燃料プール冷却浄化系非常用補 給水逆止弁	S クラス	R/B	5
K7-V033	高压炉心注水系試験可能逆止弁	S クラス	R/B	4	K7-V066	サブプレッショ ンプール浄化系サ ブプレッショ ンプール側吸込第一 隔離弁	S クラス	R/B	1

※ 第 6-3-2 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(5/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-V067	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁	S クラス	R/B	1
K7-V068	ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁	S クラス	R/B	2
K7-V069	ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁	S クラス	R/B	2
K7-V070	ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁	S クラス	R/B	2
K7-V071	ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁	S クラス	R/B	2
K7-V072	原子炉補機冷却水系ポンプ吐出逆止弁	S クラス	T/B	9, 11
K7-V073	原子炉補機冷却水系熱交換器冷却水出口弁	S クラス SA 施設	T/B	9, 11
K7-V074	原子炉補機冷却水系冷却水供給温度調節弁	S クラス SA 施設	T/B	9, 11
K7-V075	原子炉補機冷却水系常用冷却水緊急遮断弁	S クラス	R/B	2
K7-V076	原子炉補機冷却水系常用冷却水供給側分離弁	S クラス	R/B	2
K7-V077	原子炉補機冷却水系常用冷却水戻り側分離弁	S クラス	R/B	2
K7-V078	原子炉補機冷却水系常用冷却水戻り側逆止弁	S クラス	R/B	2
K7-V079	原子炉補機冷却水系残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁	S クラス SA 施設	R/B	2
K7-V080	原子炉補機冷却水系非常用ディーゼル発電設備冷却水出口弁	S クラス SA 施設	R/B	5
K7-V081	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出逆止弁	S クラス	T/B	11
K7-V082	原子炉補機冷却海水系ストレーナ入口弁	S クラス SA 施設	T/B	9, 11
K7-V083	原子炉補機冷却海水系ストレーナブロー弁	S クラス	T/B	9, 11
K7-V084	計装用圧縮空気系原子炉格納容器外側隔離弁	S クラス	R/B	5
K7-V085	高圧窒素ガス供給系自動減圧系用窒素ガス原子炉格納容器外側隔離弁	S クラス	R/B	5
K7-V086	高圧窒素ガス供給系逃がし弁用窒素ガス原子炉格納容器外側隔離弁	S クラス	R/B	5
K7-V087	非常用ガス処理系入口隔離弁	S クラス	R/B	6
K7-V088	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁	S クラス	R/B	6
K7-V089	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	S クラス	R/B	6
K7-V090	非常用ガス処理系グラビティダンバ	S クラス	R/B	6
K7-V091	真空破壊弁	S クラス SA 施設	R/B	3
K7-V092	原子炉格納容器パージ用空気供給隔離弁	S クラス	R/B	4
K7-V093	ドライウエルパージ用入口隔離弁	S クラス	R/B	4
K7-V094	サブプレッションチェンバパージ用入口隔離弁	S クラス	R/B	3
K7-V095	原子炉格納容器窒素供給隔離弁	S クラス	R/B	3
K7-V096	ドライウエル窒素入口隔離弁	S クラス	R/B	4
K7-V097	サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁	S クラス	R/B	3
K7-V098	原子炉格納容器パージ用窒素供給隔離弁	S クラス	R/B	3
K7-V099	ドライウエルベント用出口隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	5

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-V100	非常用ガス処理系側原子炉格納容器ベント用隔離弁	S クラス	R/B	6
K7-V101	換気空調系側原子炉格納容器ベント用隔離弁	S クラス	R/B	6
V102	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	3
V103	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁	S クラス	R/B	4
V104	可燃性ガス濃度制御系入口流量調節弁	S クラス	R/B	4
V105	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁	S クラス	R/B	4
K7-V106	可燃性ガス濃度制御系再循環流量調節弁	S クラス	R/B	4
K7-V107	可燃性ガス濃度制御系出口逆止弁	S クラス	R/B	3
K7-V108	可燃性ガス濃度制御系冷却水入口弁	S クラス	R/B	4
K7-V109	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁	S クラス	R/B	2
K7-V110	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁	S クラス	R/B	2
K7-V111	可燃性ガス濃度制御系冷却水止め弁	S クラス	R/B	3
K7-V112	中央制御室非常時外気取入れ隔離ダンバ	S クラス SA 施設	C/B	15
K7-V113	中央制御室排気隔離ダンバ	S クラス SA 施設	C/B	15
K7-V114	非常用ディーゼル発電設備(C)区域排気切替ダンバ	S クラス	R/B	8
K7-V115	コントロール建屋計測制御電源盤区域(C)排気切替ダンバ	S クラス	C/B	14
K7-V116	原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	S クラス SA 施設	R/B	6
K7-V117	中央制御室外気取入ダンバ	S クラス SA 施設	C/B	15
K7-V118	復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	SA 施設	R/B	2
K7-V119	復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	SA 施設	R/B	2

※ 第 6-3-2 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(6/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-B001	非常用所内電源補助盤	S クラス	C/B	31
K7-B002	安全系補助継電器盤	S クラス	C/B	31
K7-B003	安全保護系盤	S クラス SA 施設	C/B	31
K7-B004	工学的安全施設盤	S クラス SA 施設	C/B	31
K7-B005	中央運転監視盤	S クラス SA 施設	C/B	31
K7-B006	運転監視補助盤	S クラス SA 施設	C/B	31
K7-B007	中央制御室端子盤	S クラス	C/B	31
K7-B008	原子炉緊急停止系ロードドライバ盤	S クラス	C/B	31
K7-B009	主蒸気隔離系ロードドライバ盤	S クラス	C/B	31
K7-B010	原子炉隔離時冷却系タービン制御盤	S クラス	R/B	19
K7-B011	原子炉隔離時冷却系真空タンク水位電送器用増幅器収納箱	S クラス	R/B	19
K7-B012	中央制御室外原子炉停止装置盤	S クラス	R/B	19
K7-B013	スクラムソレノイドヒューズ盤	S クラス	R/B	18
K7-B014	可燃性ガス濃度制御系サイリスタスイッチ盤	S クラス	R/B	19
K7-B015	原子炉補機冷却海水系ストレーナ制御盤	S クラス	T/B	25, 26, 28
K7-B016	安全系多重伝送現場盤	S クラス	R/B	19
K7-B017	ほう酸水注入系現場操作箱	S クラス	R/B	22
K7-B018	メタルクラッドスイッチギア	S クラス SA 施設	R/B	19
K7-B019	パワーセンタ	S クラス SA 施設	R/B T/B	19, 25, 26 27
K7-B020	動力変圧器	S クラス SA 施設	R/B T/B	19, 22, 25 26, 27
K7-B021	モータコントロールセンタ	S クラス SA 施設	R/B T/B C/B	19, 22, 24 25, 26, 27 30
K7-B022	直流主母線盤	S クラス SA 施設	C/B	30
K7-B023	充電器盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	24, 30
K7-B024	蓄電池	S クラス SA 施設	R/B C/B	24, 29, 30
K7-B025	直流モータコントロールセンタ	S クラス SA 施設	R/B	19, 24
K7-B026	直流分電盤	S クラス SA 施設	C/B	30
K7-B027	直流切替盤	S クラス SA 施設	C/B	30
K7-B028	バイタル交流電源装置	S クラス SA 施設	C/B	30
K7-B029	交流バイタル分電盤	S クラス SA 施設	C/B	30
K7-B030	計測用主母線盤	S クラス SA 施設	C/B	30
K7-B031	計測用分電盤	S クラス SA 施設	C/B	30
K7-B032	非常用ディーゼル発電機盤	S クラス	R/B	20, 21
K7-B033	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機制御盤	S クラス	C/B	29
K7-B034	核計装/安全系プロセス放射線モニタ盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	21, 31

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-B035	格納容器内雰囲気モニタ盤	S クラス SA 施設	R/B C/B	22, 31
K7-B036	使用済み燃料プール・津波監視カメラ制御架	S クラス SA 施設	C/B	31
K7-B037	格納容器補助盤	SA 施設	C/B	31
K7-B038	原子炉系記録計盤	SA 施設	C/B	31
K7-B039	格納容器内水素モニタ盤	SA 施設	C/B	31
K7-B040	事故時放射線モニタ盤	S クラス SA 施設	C/B	31
K7-B041	緊急用電源切替箱	SA 施設	R/B	19, 21
K7-B042	AM用電動弁電源切替盤	S クラス SA 施設	R/B	22
K7-B043	AM用電動弁操作箱	SA 施設	R/B	22
K7-B044	格納容器圧力逃がし装置制御盤	SA 施設	C/B	31
K7-B045	格納容器圧力逃がし装置無停電電源装置	SA 施設	R/B	21
K7-B046	格納容器圧力逃がし装置放射線モニタ前置増幅器盤	SA 施設	R/B	24
K7-B047	保安器盤	SA 施設	R/B	24
K7-B048	A T W S / R P T 盤	SA 施設	C/B	31
K7-B049	高圧代替注水設備制御盤	SA 施設	C/B	31
K7-B050	使用済み燃料プール(広域)水位監視制御盤	S クラス SA 施設	C/B	31

※ 第 6-3-2 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。



第 4-2-2 表 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉 建屋内上位クラス施設一覧表(7/7)

整理番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置建屋	配置図番号*
K7-I001	鉛直方向地震加速度検出器	S クラス	R/B	17
K7-I002	水平方向地震加速度検出器	S クラス	R/B	17, 22
K7-I003	原子炉系炉心流量	S クラス	R/B	17
K7-I004	原子炉水位	S クラス SA 施設	R/B	17, 19
K7-I005	原子炉水位 (SA)	SA 施設	R/B	18, 19
K7-I006	原子炉圧力	S クラス SA 施設	R/B	19
K7-I007	原子炉圧力 (SA)	SA 施設	R/B	19
K7-I008	格納容器内圧力	S クラス	R/B	22
K7-I009	格納容器内圧力 (D/W)	SA 施設	R/B	22
K7-I010	制御棒駆動機構充てん水圧力	S クラス	R/B	17
K7-I011	主蒸気管放射線モニタ	S クラス	R/B	22
K7-I012	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	S クラス	R/B	22
K7-I013	燃料取替エリア排気放射線モニタ	S クラス	R/B	24
K7-I014	サブプレッションチェンバプール水位	S クラス SA 施設	R/B	17
K7-I015	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	S クラス	R/B	17
K7-I016	主蒸気管流量	S クラス	R/B	19
K7-I017	主蒸気管トンネル温度	S クラス	R/B	21
K7-I018	取水槽水位計測用空気流量調節器	S クラス	T/B	26
K7-I019	取水槽水位	S クラス	T/B	26
K7-I020	サブプレッションチェンバプール水温度	S クラス SA 施設	R/B	17, 18
K7-I021	起動領域モニタ	S クラス SA 施設	R/B	23
K7-I022	平均出力領域モニタ	S クラス SA 施設	R/B	23
K7-I023	格納容器内水素濃度	S クラス SA 施設	R/B	23
K7-I024	格納容器内酸素濃度	S クラス SA 施設	R/B	23
K7-I025	格納容器内雰囲気放射線モニタ	S クラス SA 施設	R/B	19, 20
K7-I026	残留熱除去系系統流量	S クラス	R/B	17
K7-I027	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	S クラス SA 施設	R/B	17
K7-I028	高圧炉心注水系系統流量	S クラス	R/B	17
K7-I029	原子炉隔離時冷却系系統流量	S クラス	R/B	17
K7-I030	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)	SA 施設	R/B	24
K7-I031	データ伝送装置	S クラス	C/B	31
K7-I032	原子炉圧力容器温度	SA 施設	R/B	19
K7-I033	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	SA 施設	R/B	19
K7-I034	復水補給系流量 (原子炉圧力容器), 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	SA 施設	R/B	20
K7-I035	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA)	SA 施設	R/B	24
K7-I036	使用済燃料貯蔵プール水位 (SA)	SA 施設	R/B	24
K7-I037	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	SA 施設	R/B	18
K7-I038	格納容器内圧力 (S/C)	SA 施設	R/B	20
K7-I039	サブプレッションチェンバプール気体温度	SA 施設	R/B	19
K7-I040	ドライウェル雰囲気温度	SA 施設	R/B	17, 22
K7-I041	原子炉建屋水素濃度	SA 施設	R/B	18, 19, 21, 24
K7-I042	高圧代替注水系系統流量	SA 施設	R/B	18
K7-I043	格納容器下部水位	SA 施設	R/B	17
K7-I044	格納容器内水素濃度 (SA)	SA 施設	R/B	19, 20
K7-I045	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA 施設	R/B	24
K7-I046	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	SA 施設	R/B	24
K7-I047	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	SA 施設	R/B	24
K7-I048	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	SA 施設	R/B	24
K7-I049	復水貯蔵槽水位 (SA)	SA 施設	RW/B	32
K7-I050	復水移送ポンプ吐出圧力	SA 施設	RW/B	32
K7-I051	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	SA 施設	R/B	17
K7-I052	通信連絡設備	SA 施設	C/B	31

※ 第 6-3-2 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

第 4-2-3 表 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉  
建屋内上位クラス施設一覧表

整理 番号	建屋内上位クラス施設	区分	設置 建屋	配置図 番号*
共- E001	中央制御室待避室空気ポンプ陽 圧化装置配管	SA 施設	C/B Rw/B	—
共- E002	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置配管	SA 施設	5 号 R/B	—
共- E003	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	SA 施設	5 号 R/B	1
共- E004	5 号炉原子炉建屋内高気密室 (対 策本部)	SA 施設	5 号 R/B	1
共- E005	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置配管	SA 施設	5 号 R/B	—
共- B001	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 用負荷変圧器	SA 施設	5 号 R/B	1
共- B002	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 用交流分電盤	SA 施設	5 号 R/B	1
共- I001	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 用無線連絡設備	SA 施設	5 号 R/B	1

※ 第 6-3-3 図で建屋内上位クラス施設が記載されている配置図の通し番号を示す。

## 5. 下位クラス施設の抽出及び影響評価方法

3. 項で整理した各検討事象を基に、上位クラス施設への波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出及び評価フローを作成し、当該フローに基づき、影響評価を実施する。なお、建屋外の波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出にあたっては、施設の設置地盤及び周辺地盤の液状化による影響を考慮する。

### 5.1 相対変位又は不等沈下による影響

#### (1) 地盤の不等沈下による影響

第 5-1-1 図のフローに従い、上位クラス施設及びそれらの間接支持構造物である建物・構築物の周辺に位置する波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出し、波及的影響の有無を検討する。

#### a. 下位クラス施設の抽出

地盤の不等沈下による下位クラス施設の傾きや倒壊を想定しても上位クラス施設に衝突しない程度の十分な離隔距離をとって配置されていることを確認し、離隔距離が十分でない下位クラス施設を抽出する。

#### b. 耐震性の確認

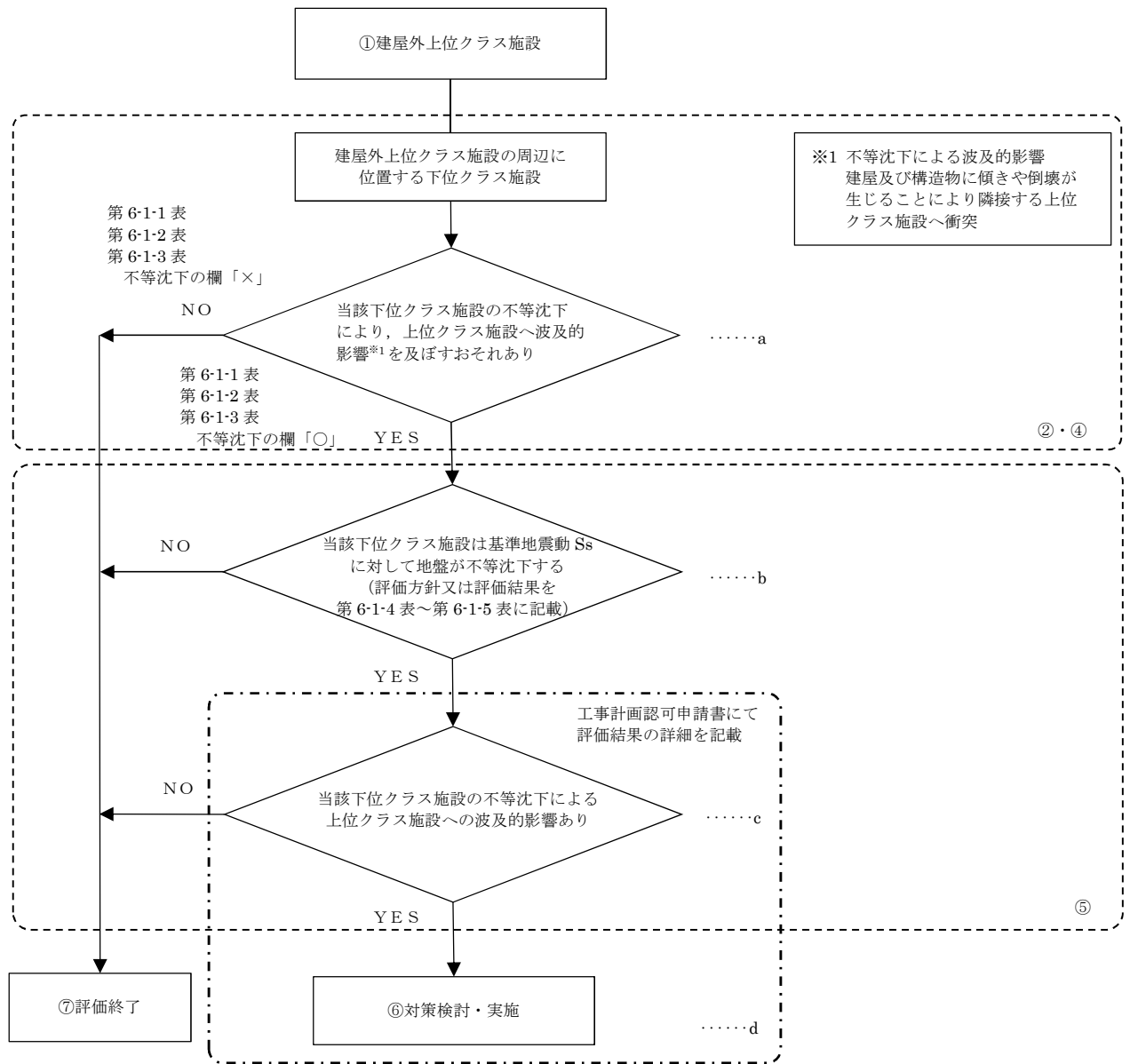
a. で抽出した下位クラス施設について、基準地震動  $S_s$  に対して、基礎地盤が十分な支持性能を持つ岩盤に設置されていることの確認により、不等沈下しないことを確認する。支持層が岩盤でなく洪積層に設置されている場合や支持層に洪積層と岩盤が混在する場合は、基準地震動  $S_s$  に対して、不等沈下が生じないことを確認する。

#### c. 不等沈下に伴う波及的影響の評価

b. で地盤の不等沈下のおそれが否定できない下位クラス施設については、傾きや倒壊を想定し、これらによる上位クラス施設への影響を確認し、上位クラス施設の有する機能を損なわないことを確認する。

#### d. 対策検討

c. で上位クラス施設の機能を損なうおそれが否定できない下位クラス施設に対して、基礎地盤の補強や周辺の地盤改良等を行い、不等沈下による下位クラス施設の波及的影響を防止する。



※フロー中の①, ②, ④～⑦の数字は第 2-1 図中の①, ②, ④～⑦に対応する。

第 5-1-1 図 不等沈下による建屋外上位クラス施設へ影響を及ぼすおそれのある  
下位クラス施設の抽出及び評価フロー

(2) 建屋間の相対変位による影響

第 5-1-2 図のフローに従い、上位クラス施設及びそれらの間接支持構造物である建物・構築物の周辺に位置する波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出し、波及的影響の有無を検討する。

a. 下位クラス施設の抽出

地震による建屋の相対変位を想定しても上位クラス施設に衝突しない程度の十分な離隔距離をとって配置されていることを確認し、離隔距離が十分でない下位クラス施設を抽出する。

b. 耐震性の確認

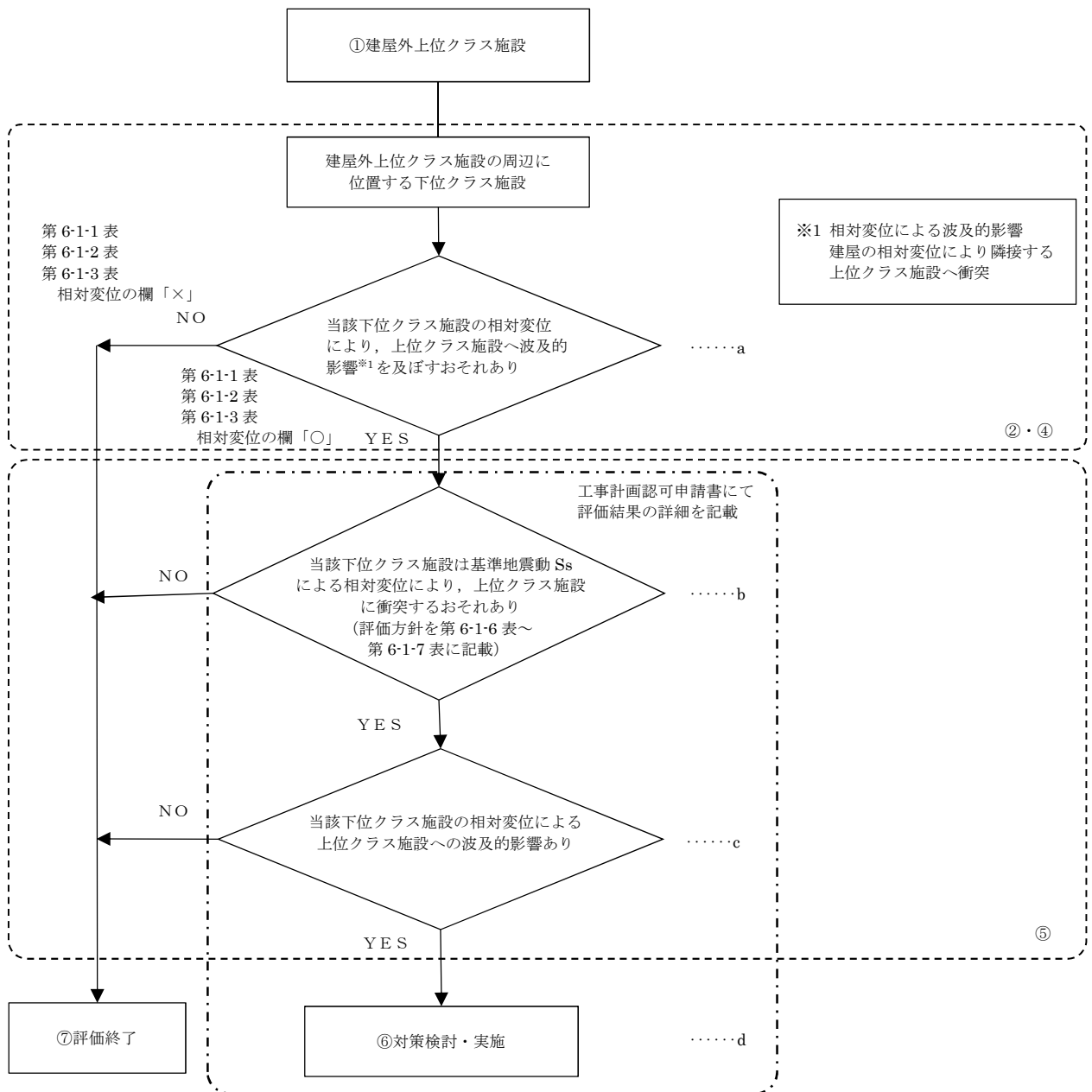
a. で抽出した下位クラス施設について、基準地震動  $S_s$  に対して、建屋の相対変位による上位クラス施設への衝突がないことを確認する。

c. 相対変位に伴う波及的影響の評価

b. で衝突のおそれが否定できない下位クラス施設について、衝突部分の接触状況を確認し、建屋全体又は局部評価を実施し、衝突に伴い、上位クラス施設の機能を損なうおそれがないことを確認する。

d. 対策検討

c. で上位クラス施設の機能を損なうおそれが否定できない下位クラス施設に対して、建屋の補強等を行い、建屋の相対変位等による下位クラス施設の波及的影響を防止する。



※フロー中の①、②、④～⑦の数字は第2-1図中の①、②、④～⑦に対応する。

第5-1-2図 相対変位により建屋外上位クラス施設へ影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出及び評価フロー

## 5.2 接続部における相互影響

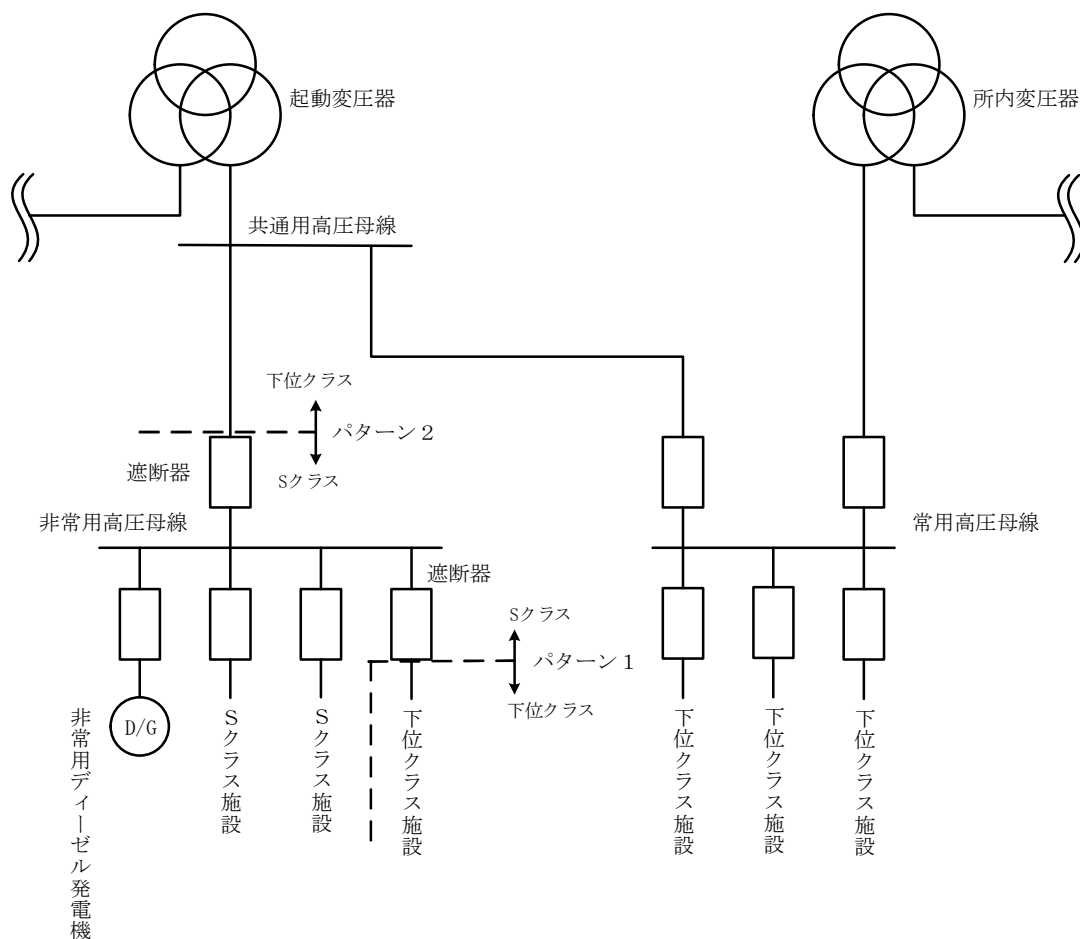
第 5-2 図のフローに従い、上位クラス施設と接続する下位クラス施設を抽出し、波及的影響を検討する。

### a. 接続部の影響検討を要する上位クラス施設の抽出

接続部の影響検討を要する上位クラス施設を抽出するため、上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における設計上の考慮を確認する。設計上考慮をしている設備としては、電気設備、計測制御設備、格納容器貫通部、空気駆動弁（以下、「A0 弁」という。）駆動用空気供給配管接続部及び弁グランド部漏えい検出配管接続部がある。

#### (a) 電気設備

受電系統について、上位クラス施設と下位クラス施設は基本的には系統的に分離した設計としているが、受電系統概念図にあるように一部の受電系統において上位クラス施設と下位クラス施設との接続がある。このため、上位クラス施設と下位クラス施設との接続するパターンを下記のように整理した。



受電系統概念図

<パターン1>

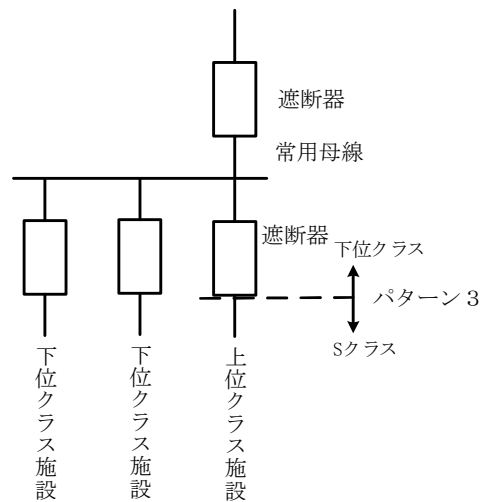
受電系統概念図のパターン1のように上位クラス電源盤と下位クラス施設が接続し，上位クラス電源盤から下位クラス施設に給電する場合，上位クラス電源盤と下位クラス施設は遮断器を介して接続されており，下位クラス施設の故障が生じた場合においても，上位クラス電源盤の遮断器が動作することで事故範囲を隔離し，上位クラス電源盤の機能に影響を与えない設計としている。

<パターン2>

受電系統概念図のパターン2のように上位クラス施設である非常用高圧母線と下位クラス施設が接続し，下位クラス施設から非常用高圧母線に給電する場合，上位クラス電源盤と下位クラス施設は遮断器を介して接続されており，下位クラス設備の故障が生じた場合には，上位クラス電源盤の遮断器が動作することにより事故範囲を隔離する。この際，非常用高圧母線が停電するが非常用ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電するため，上位クラス施設である非常用高圧母線が機能喪失しない設計としている。

<パターン3>

パターン1，2以外に考えられる上位クラス施設と下位クラス施設が接続する組合せとして，下図のように下位クラス電源盤から上位クラス施設に給電するパターンが挙げられる。この場合，下位クラス電源盤が故障により上位クラス施設が機能喪失することとなるが，6号炉及び7号炉においてはこのようなパターンのものはない。



受電系統概念図（パターン1，2以外）



以上より、電気設備については上位クラス施設に接続する下位クラス施設の故障が上位クラス施設に波及することがない設計としている。

(b) 計測制御設備

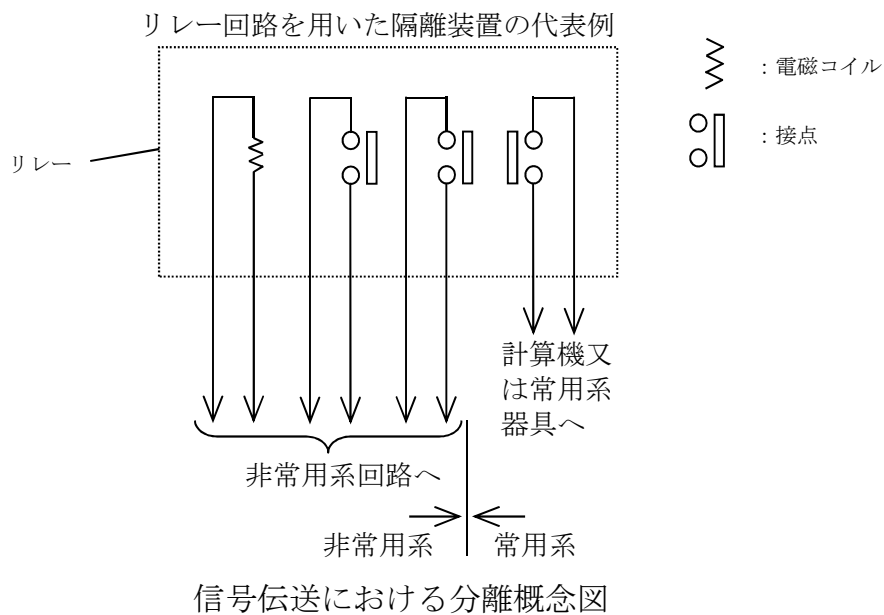
計測制御設備について、非常用系（上位クラス施設）と常用系（下位クラス施設）は原則物理的に分離しているが、制御信号および計装配管の一部に上位クラス施設と下位クラス施設との接続部がある。このため、上位クラス施設と下位クラス施設との接続するパターンを下記のように整理した。

i) 制御信号

制御信号について、上位クラス施設と下位クラス施設との接続部として存在する可能性が考えられるパターンとして、下記の2つがある。

- ①非常用系（上位クラス）から常用系（下位クラス）に伝送する
- ②常用系（下位クラス）から非常用系（上位クラス）に伝送する

このうち、②のパターンは6号炉及び7号炉においては存在しない。①の信号を非常用系（上位クラス）から常用系（下位クラス）に伝送するラインについては、信号伝送における分離概念図に示すとおり、フォトカプラやリレー回路などの隔離装置を介することにより、電氣的に分離されており、常用系の故障が非常用系に波及することがない設計としている。



## ii) 計装配管

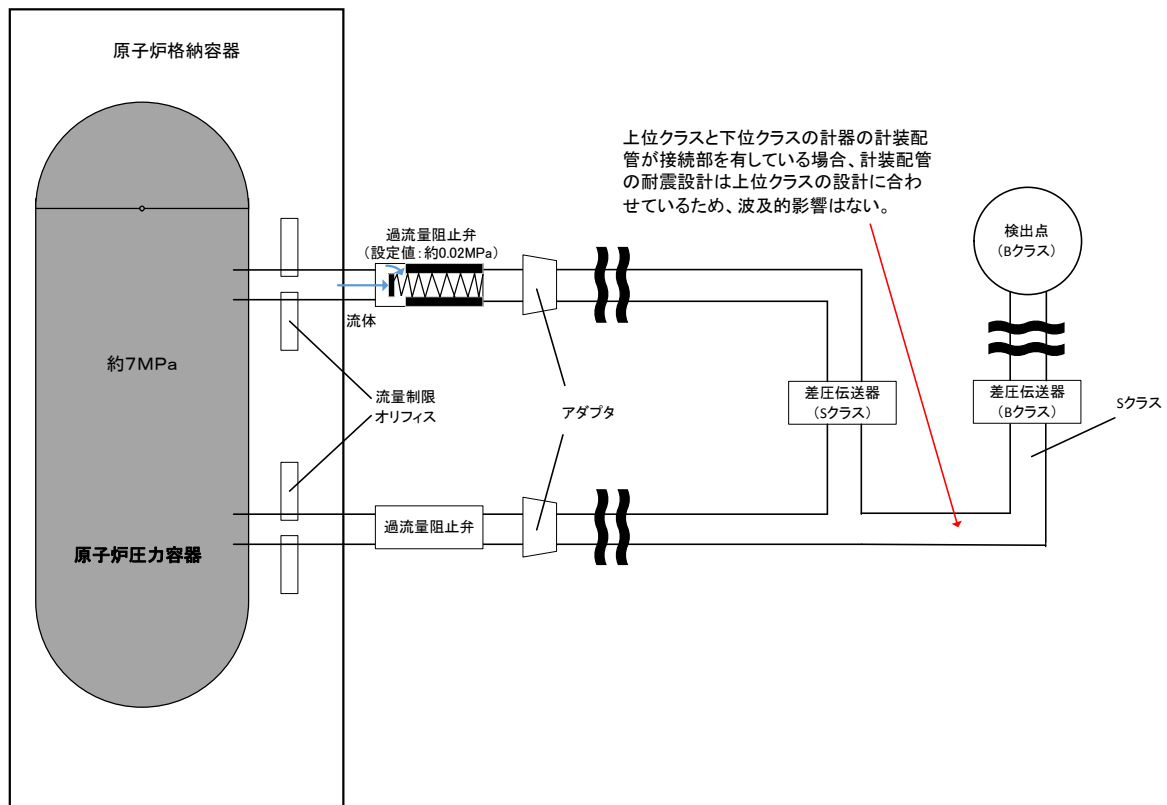
計装配管について、上位クラス施設と下位クラス施設との接続部として存在する可能性が考えられるパターンとして、下記の3つがある。

- ①上位クラスの機器に下位クラス計器の計装配管が接続されている
- ②下位クラスの機器に上位クラス計器の計装配管が接続されている
- ③上位クラス計器の常用時における計測のために、計装用圧縮空気系（下位クラス）が接続されている

このうち、②のパターンは6号炉及び7号炉においては存在しない。①については、上位クラスの計器と下位クラスの計器が接続されているパターンと上位クラスの機器（原子炉圧力容器）の計測装置として下位クラスの計器が接続されているパターンがあるため、それぞれパターン①-1，①-2と分類し、③についてはパターン③と分類して下記の通り検討した。

### <パターン①-1>

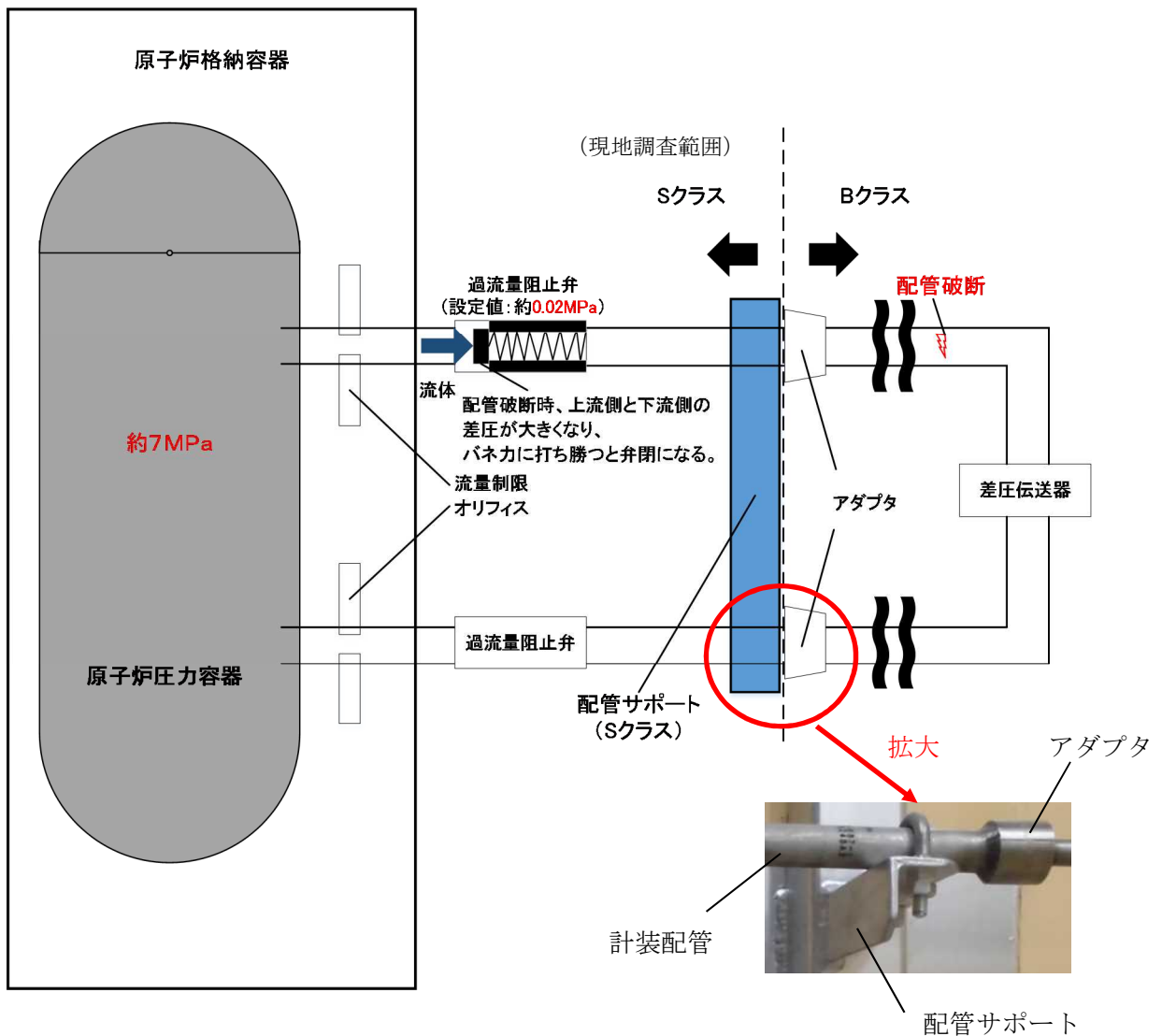
上位クラスと下位クラスの計装配管が接続部を有している場合、下記の概念図に示すとおり、計装配管の耐震設計は上位クラスの設計に合わせているため、波及的影響はない。



計装配管の耐震設計概念図

<パターン①-2>

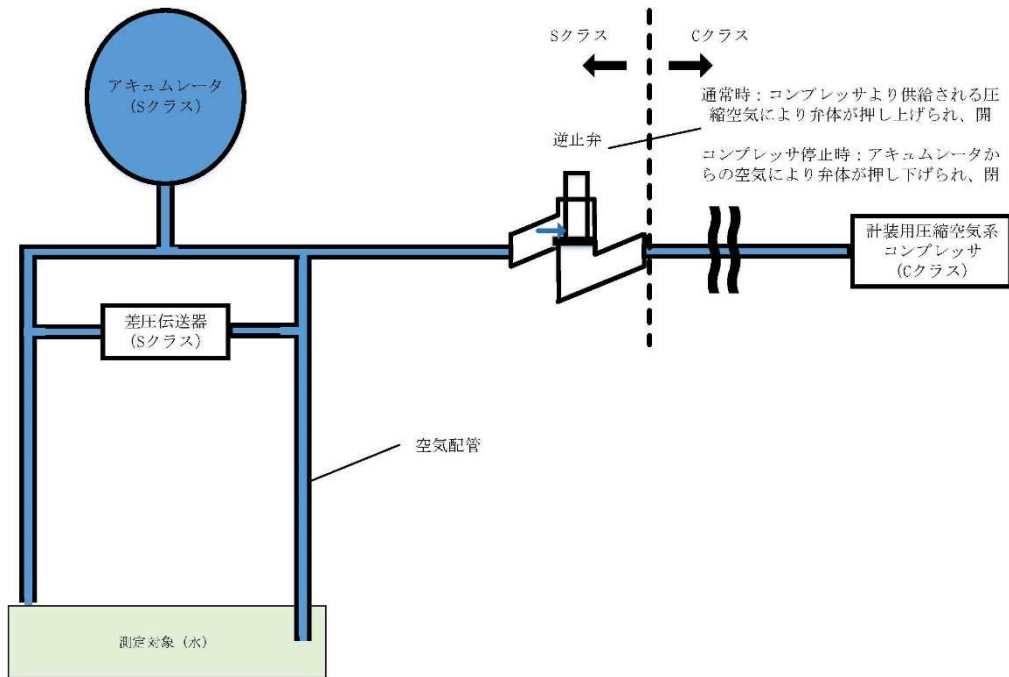
原子炉压力容器（上位クラス）に接続されている下位クラス計器については、原子炉压力容器からの計装ライン構成概念図に示すとおり、アダプタの下流側は下位クラスの設計としている。ただし、原子炉压力容器に接続されている計装配管には、原子炉格納容器内側に流量制限オリフィスを設けると共に、原子炉格納容器外側には過流量阻止弁を設置しており、万一、アダプタ～計器間が破損した場合においても、差圧大で瞬時に過流量阻止弁が閉となるため、原子炉一次冷却材の原子炉格納容器外への流出は殆どない。



原子炉压力容器からの計装ライン構成概念図

<パターン③>

上位クラス計器の常用時における測定のために、計装用圧縮空気系（下位クラス）を使用している場合、計装用圧縮空気系の機能喪失時には逆止弁により計装用圧縮空気系との接続を隔離し、上位クラスのアキュムレータにより計測を継続するため、波及的影響はない。



計装用圧縮空気系を上位クラス計器の計測に使用している例

以上より、計装制御設備については上位クラス施設に接続する下位クラス施設の故障が上位クラス施設に波及することがない設計としている。

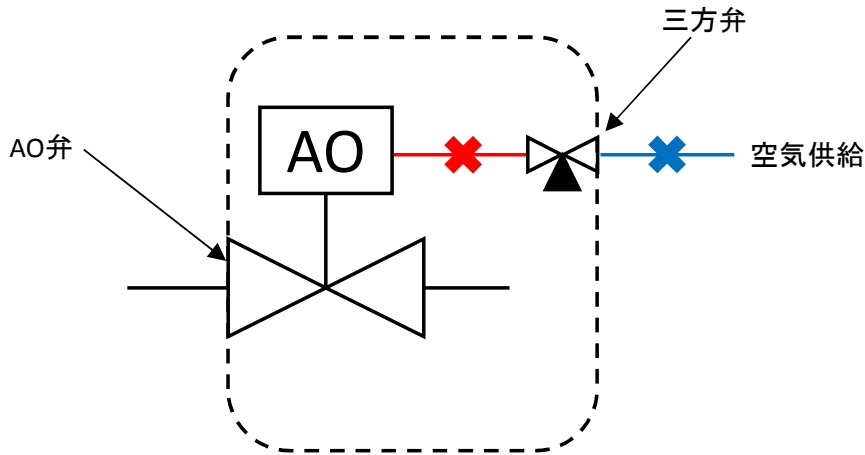
(c) 格納容器貫通部

格納容器貫通部については、前後の隔離弁を含めて上位クラス設計であり、接続する下位クラス配管が破損した場合においても隔離弁の健全性は保たれ、格納容器バウンダリとしての貫通部の機能に波及することがない設計としている。

(d) A0 弁駆動用空気供給配管接続部

上位クラス配管に設置される A0 弁駆動用の空気供給配管は上位クラス設計ではないが、仮に空気供給配管が破断した場合でも、A0 弁はフェイルセーフ側に動作するため、上位クラス施設の安全機能は喪失しないことから、抽出の対象外としている。なお、空気供給配管の供

給側（下図青色部）で閉塞が発生したとしても A0 弁はフェイルセーフ側に動作しないが，動作要求信号が発生すれば三方弁から支障なく排気されることから A0 弁の機能に影響を与えない。また，空気供給配管の A0 弁側（下図赤色部）については S クラスの A0 弁とあわせて動的機能維持を確認している範囲であるためそもそも閉塞しないと考えられる。



--- Sクラスとして動的機能維持を確認している範囲

#### A0 弁概念図

#### (e) 弁グランド部漏えい検出配管接続部

上位クラス配管に設置される弁のグランド部に接続されるグランドドリク検出ラインについては，上位クラス設計ではないが，仮にグランドドリク検出ラインが破損した場合でも，上位クラス施設である弁の機能に影響が無いことから，抽出の対象外としている。

#### b. 接続部の抽出

上位クラス施設と下位クラス施設が接続する箇所を抽出する。

#### c. 影響評価対象の選定

b. で抽出した接続部のうち，上位クラス設計の弁又はダンパにより常時閉隔離されているものは，接続する下位クラス配管が破損した場合においても健全性は確保されるため，評価対象外とする。

#### d. 影響評価

c. で抽出した下位クラス施設について，下位クラス施設が損傷した場合の系統隔離等に伴うプロセス変化により，上位クラス施設の過渡条件が設計の想定範囲内であることを確認する。ここで，下位クラス施設の

損傷には破損と閉塞が考えられる。下位クラス施設の破損による上位クラス施設への影響は下位クラス施設が破損することを前提として考慮する。一方、閉塞は配管等が軸直交方向の大きな荷重を受けることによって折れ曲がり、流路を完全に遮断することで発生するため、地震の慣性力のみでは発生しないと考えられるが、配管等周辺の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等の影響により閉塞することは否定できない。したがって、閉塞することにより上位クラス施設の機能に影響するベント配管については他の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による影響の有無を現地調査することによって確認する。

e. 耐震性の確認

d. で設計の想定範囲を超えるものについて、基準地震動  $S_s$  に対して、構造健全性が維持され、内部流体の内包機能等の必要な機能を維持できることを確認する。

f. 対策検討

e. で上位クラス施設の機能を損なうおそれが否定できない下位クラス施設について、基準地震動  $S_s$  に対して健全性を維持できるような構造の改造、接続部から上位クラス施設の配管・ダクト側に同じく健全性を維持できる隔離弁の設置等により、波及的影響を防止する。



### 5.3 建屋内における損傷、転倒及び落下等による影響

第 5-3 図のフローに従い、建屋内の上位クラス施設の周辺に位置する波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出し、波及的影響の有無を検討する。

#### a. 下位クラス施設の抽出

下位クラス施設の抽出にあたって、下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等を想定しても上位クラス施設に衝突しない程度の十分な距離をとって配置されていることを確認する。離隔距離が十分でない場合には、落下防止措置等の対策を適切に実施していることを確認する。

また、以上の確認ができなかった下位クラス施設について、構造上の特徴、上位クラス施設との位置関係、重量等を踏まえて、損傷、転倒及び落下等を想定した場合の上位クラス施設への影響を評価し、上位クラス施設の機能を損なうおそれがないことを確認する。

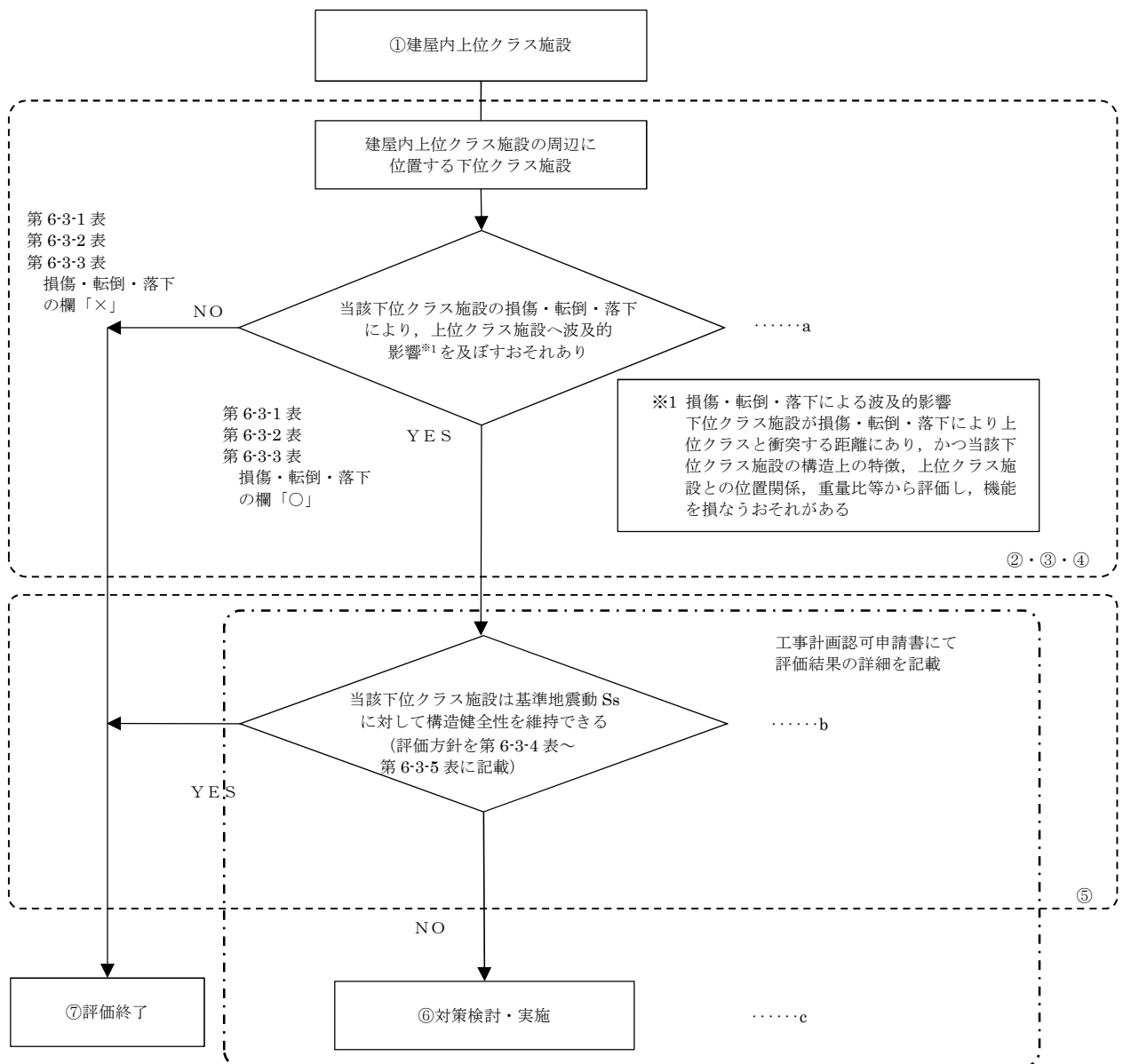
#### b. 耐震性の確認

a. で損傷、転倒及び落下等を想定した場合に上位クラス施設の機能への影響が否定できない下位クラス施設について、基準地震動  $S_s$  に対して、損傷、転倒及び落下等が生じないように、構造健全性が維持できることを確認する。

#### c. 対策検討

b. で構造健全性の維持を確認できなかった下位クラス施設について、基準地震動  $S_s$  に対して健全性を維持できるような構造の改造、上位クラス施設と下位クラス施設との間に衝撃に耐えうる緩衝体の設置、下位クラス施設の移設等により波及的影響を防止する。





※フロー中の①～⑦の数字は第 2-1 図中の①～⑦に対応する。

第 5-3 図 損傷、転倒及び落下により建屋内上位クラス施設へ影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出及び評価フロー

#### 5.4 建屋外における損傷，転倒及び落下等による影響

第5-4図のフローに従い，建屋外の上位クラス施設の周辺に位置する波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出し，波及的影響の有無を検討する。

##### a. 下位クラス施設の抽出

下位クラス施設の抽出にあたって，下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等を想定しても上位クラス施設に衝突しない程度の十分な距離をとって配置されていることを確認する。離隔距離が十分でない場合には，落下防止措置等を適切に実施していることを確認する。

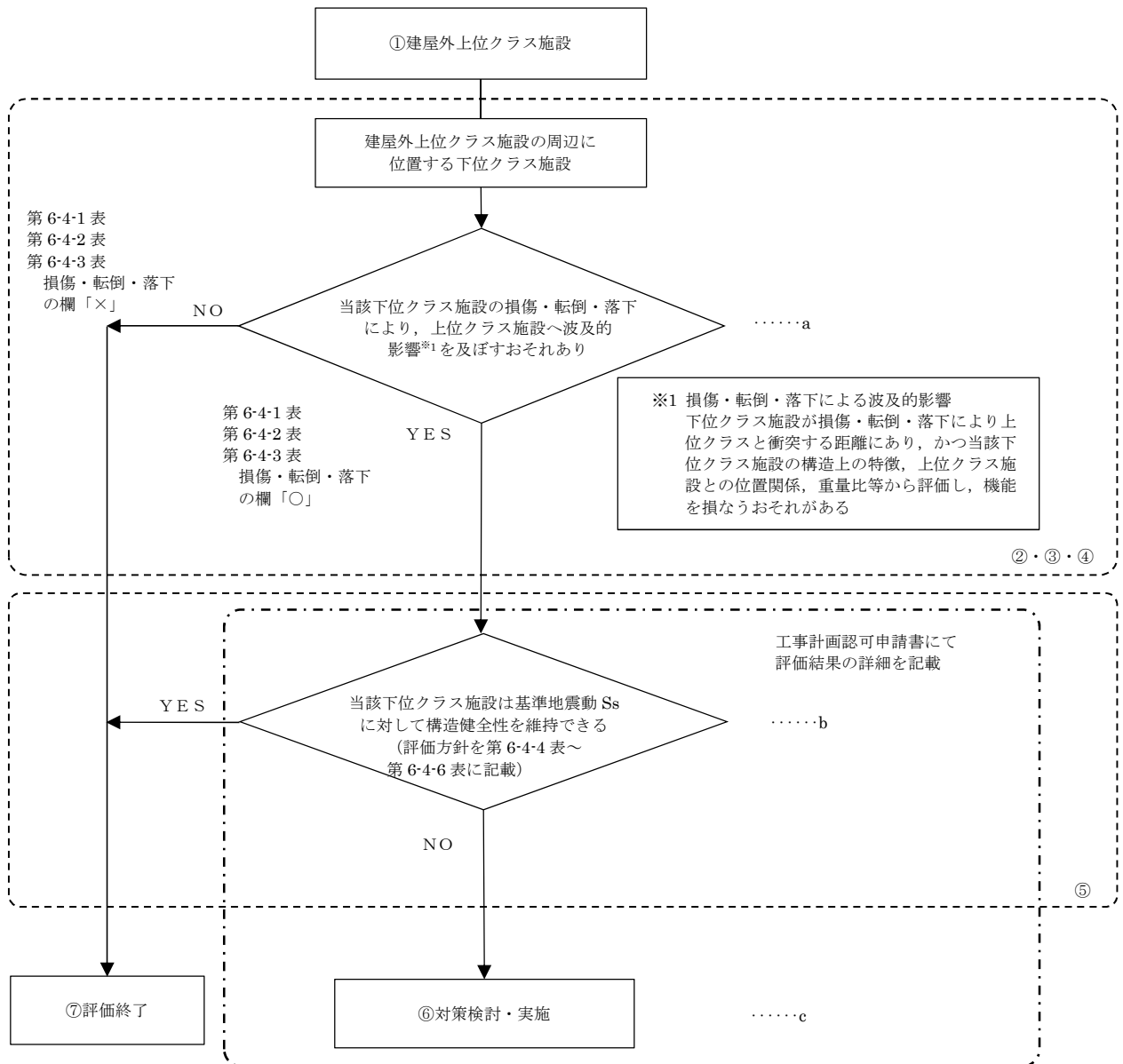
また，以上の確認ができなかった下位クラス施設について，構造上の特徴，上位クラス施設との位置関係，重量等を踏まえて，損傷，転倒及び落下等を想定した場合の上位クラス施設への影響を評価し，上位クラス施設の機能を損なうおそれがないことを確認する。

##### b. 耐震性の確認

a. で損傷，転倒及び落下等を想定した場合に上位クラス施設の機能への影響が否定できない下位クラス施設について，基準地震動  $S_s$  に対して，損傷，転倒及び落下等が生じないように，構造健全性が維持できることを確認する。

##### c. 対策検討

b. で構造健全性の維持を確認できなかった下位クラス施設について，基準地震動  $S_s$  に対して健全性を維持できるような構造の改造，上位クラス施設と下位クラス施設との間に衝撃に耐えうる緩衝体の設置，下位クラス施設の移設等により波及的影響を防止する。



※フロー中の①～⑦の数字は第 2-1 図中の①～⑦に対応する。

第 5-4 図 損傷、転倒及び落下により建屋外上位クラス施設へ影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出及び評価フロー

## 6. 下位クラス施設の検討結果

5. 項で示したフローに基づき、上位クラス施設への波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出する。

### 6.1 相対変位又は不等沈下による影響検討結果

#### 6.1.1 抽出手順

##### (1) 地盤の不等沈下による影響

机上検討をもとに、上位クラス施設及び上位クラス施設の間接支持構造物である建物・構築物に対して、地盤の不等沈下により波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設を抽出する。

##### (2) 建屋の相対変位による影響

机上検討をもとに、上位クラス施設及び上位クラス施設の間接支持構造物である建屋に対して、建屋の相対変位により波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設を抽出する。

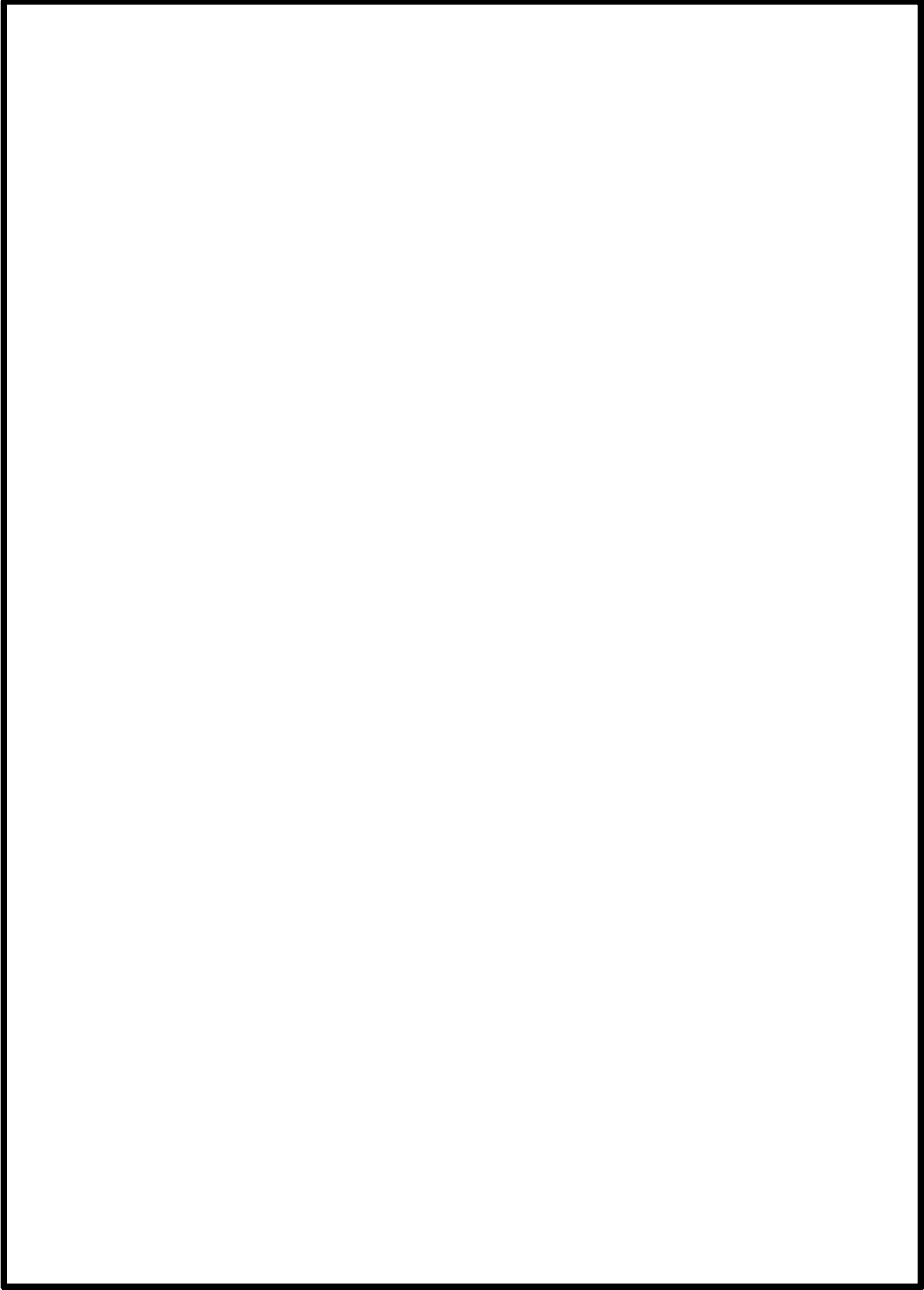
#### 6.1.2 下位クラス施設の抽出結果

第 5-1-1 図および第 5-1-2 図のフローの a に基づいて影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出した結果を第 6-1-1 図～第 6-1-4 図及び第 6-1-1 表～第 6-1-3 表に示す（配置図上の番号は第 4-1-1 表～第 4-1-3 表の整理番号に該当する）。

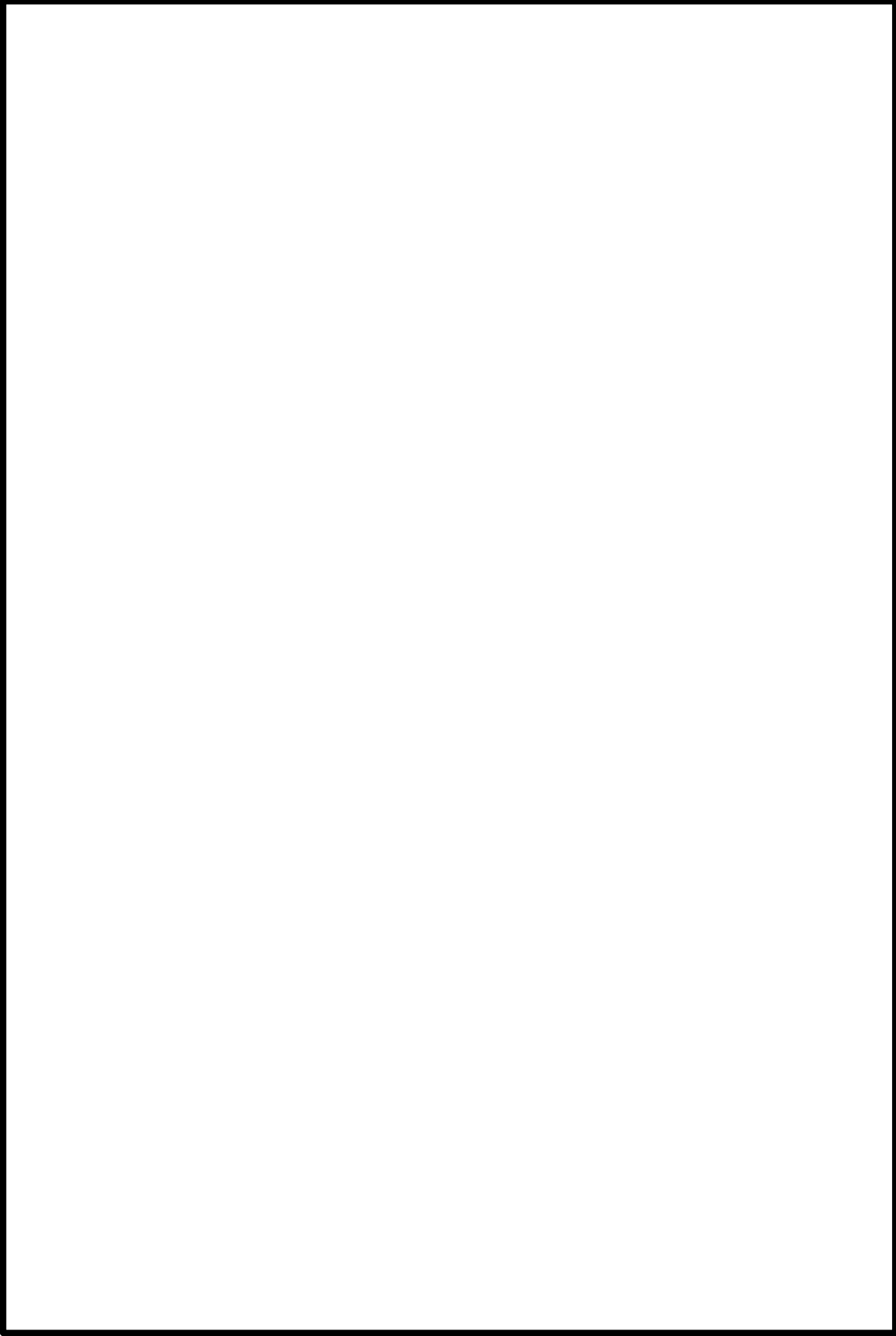
#### 6.1.3 影響評価方針

6.1.2 で抽出した波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の評価結果または評価方針を第 6-1-4 表～第 6-1-7 表に示す。

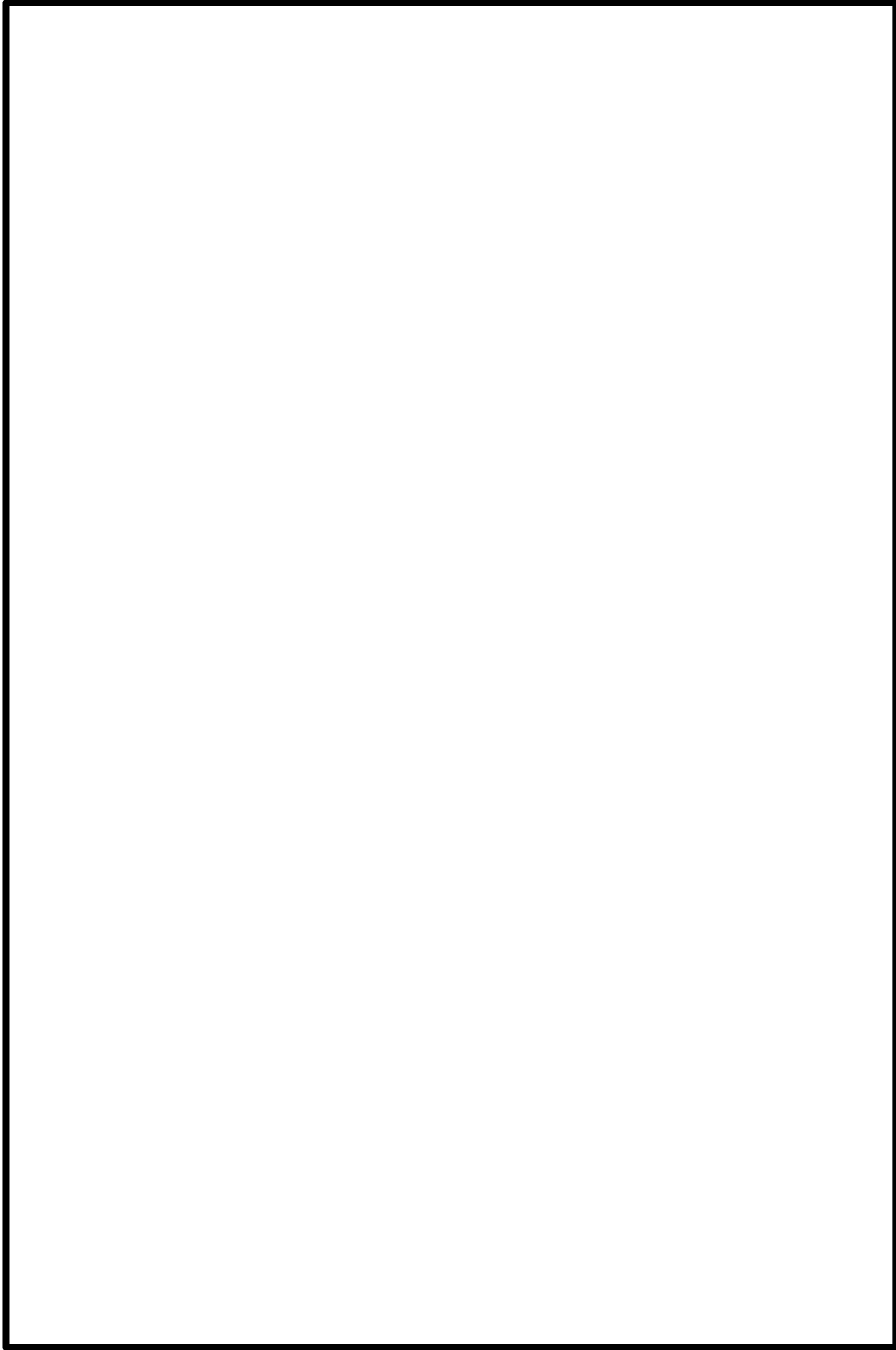
上記方針に基づいた検討結果は工事計画認可申請書において確認し、必要に応じて不等沈下または相対変位による影響を評価（第 5-1-1 図および第 5-1-2 図のフローの c に該当）する。



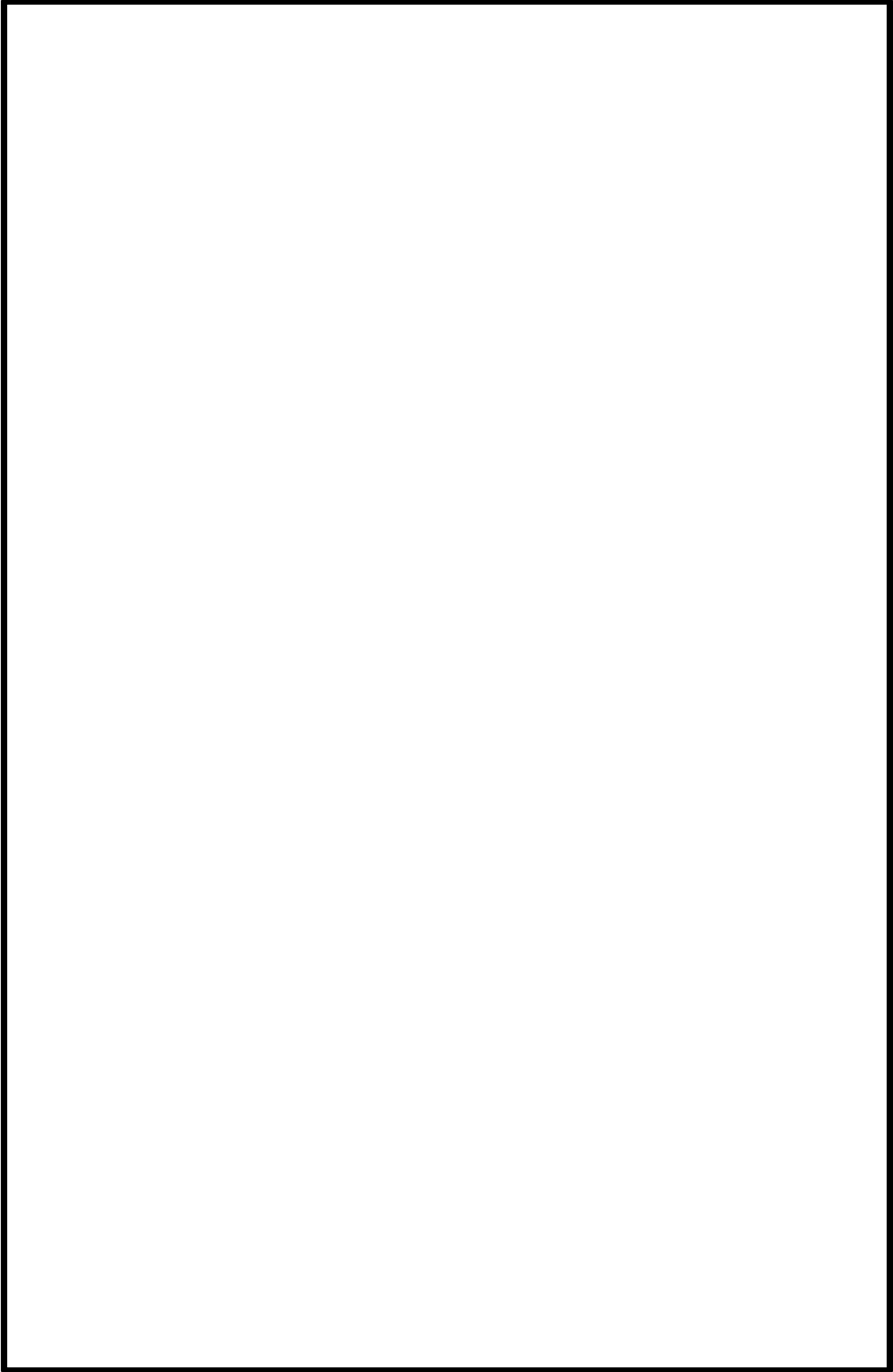
第6-1-1 図 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 建屋外上位クラス施設配置図



第6-1-2 図 柏崎刈羽原子力発電所7号炉 建屋外上位クラス施設配置図



第6-1-3 図 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉 建屋外上位クラス施設配置図



第 6-1-4 図 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及びび 7 号炉 建屋外上位クラス接続口配置図



第 6-1-1 表 6 号炉 建屋外上位クラス施設へ波及的影響（相対変位又は不等沈下）を及ぼすおそれのある下位クラス施設(1/2)

整理番号	建屋外上位クラス施設	区分	波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設	波及的影響のおそれ (○：有，×：無)		備考
				不等沈下	相対変位	
K6-0001	非常用ディーゼル発電設備 軽油タンク	S クラス SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0002	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	S クラス	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0003	非常用ディーゼル発電設備 燃料油系配管	S クラス	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0004	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ出口逆止弁	S クラス	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0005	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0006	格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0007	格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0008	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0009	格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0010	復水補給水系配管	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0011	燃料プール冷却浄化系配管	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0012	格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0013	格納容器圧力逃がし装置放射 線モニタ盤	SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0014	原子炉建屋	S クラス施設及び SA 施設 間接支持構造物	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0015	タービン建屋	S クラス施設及び SA 施設 間接支持構造物	5 号炉タービン建屋	○	×	
			5 号炉排気筒	○	×	
			6 号炉 CO <sub>2</sub> ポンベ建屋	○	×	
			6 号炉連絡通路	○	○	
K6-0016	排気筒	S クラス施設間接支持構 造物	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0017	格納容器圧力逃がし装置基礎	SA 施設間接支持構 造物	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0018	海水貯留堰	S クラス 屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	
K6-0019	スクリーン室	屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	
K6-0020	取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	

第 6-1-1 表 6 号炉 建屋外上位クラス施設へ波及的影響（相対変位又は不等沈下）を及ぼすおそれのある下位クラス施設(2/2)

整理番号	建屋外上位クラス施設	区分	波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設	波及的影響のおそれ (○：有，×：無)		備考
				不等沈下	相対変位	
K6-0021	補機冷却用海水取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	
K6-0022	軽油タンク基礎	屋外重要土木構造物 (S クラス施設及び SA 施設間接支持構造物)	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0023	燃料移送系配管ダクト	屋外重要土木構造物 (S クラス施設間接支持構造物)	—	×	×	
K6-0024	原子炉補機冷却水系配管	SA 施設	—	×	×	
K6-0025	非常用ガス処理系配管	S クラス SA 施設	5 号炉排気筒	○	×	
K6-0026	代替格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設				設置予定施設※
K6-0027	代替格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設				同上
K6-0028	代替格納容器圧力逃がし装置 室空調	SA 施設				同上
K6-0029	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設				同上
K6-0030	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設				同上
K6-0031	代替格納容器圧力逃がし装置 薬液タンク	SA 施設				同上
K6-0032	代替格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設				同上
K6-0033	代替格納容器圧力逃がし装置 配管	SA 施設				同上
K6-0034	代替格納容器圧力逃がし装置 基礎	SA 施設間接支持構造物				同上
K6-0035	無線連絡設備	SA 施設	—	×	×	

※対象上位クラス施設を設置する段階で、5.1 項に示す影響検討を実施する（添付資料 6 参照）。

第 6-1-2 表 7 号炉 建屋外上位クラス施設へ波及的影響（相対変位又は不等沈下）を及ぼすおそれのある下位クラス施設(1/2)

整理番号	建屋外上位クラス施設	区分	波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設	波及的影響のおそれ (○：有，×：無)		備考
				不等沈下	相対変位	
K7-0001	非常用ディーゼル発電設備 軽油タンク	S クラス SA 施設	—	×	×	
K7-0002	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	S クラス	—	×	×	
K7-0003	非常用ディーゼル発電設備 燃料油系配管	S クラス	—	×	×	
K7-0004	非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ出口逆止弁	S クラス	—	×	×	
K7-0005	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設	—	×	×	
K7-0006	格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設	—	×	×	
K7-0007	格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設	—	×	×	
K7-0008	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設	—	×	×	
K7-0009	格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設	—	×	×	
K7-0010	復水補給水系配管	SA 施設	—	×	×	
K7-0011	燃料プール冷却浄化系配管	SA 施設	—	×	×	
K7-0012	格納容器圧力逃がし装置配管	SA 施設	—	×	×	
K7-0013	格納容器圧力逃がし装置放射 線モニタ盤	SA 施設	—	×	×	
K7-0014	原子炉建屋	S クラス施設及び SA 施設 間接支持構造物	—	×	×	
K7-0015	タービン建屋	S クラス施設及び SA 施設 間接支持構造物	—	×	×	
K7-0016	排気筒	S クラス施設間接支持構 造物	—	×	×	
K7-0017	格納容器圧力逃がし装置基礎	SA 施設間接支持構 造物	—	×	×	
K7-0018	海水貯留堰	S クラス 屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	
K7-0019	スクリーン室	屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	
K7-0020	取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	
K7-0021	補機冷却用海水取水路	屋外重要土木構造物 SA 施設	—	×	×	
K7-0022	軽油タンク基礎	屋外重要土木構造物 (S クラス施設及び SA 施設間接支持構 造物)	—	×	×	
K7-0023	燃料移送系配管ダクト	屋外重要土木構造物 (S クラス施設間接支持 構造物)	—	×	×	
K7-0024	原子炉補機冷却水系配管	SA 施設	—	×	×	

第 6-1-2 表 7 号炉 建屋外上位クラス施設へ波及的影響（相対変位又は不等沈下）を及ぼすおそれのある下位クラス施設(2/2)

整理 番号	建屋外上位クラス施設	区分	波及的影響を及ぼすおそれのある 下位クラス施設	波及的影響のおそれ (○：有，×：無)		備考
				不等沈下	相対変位	
K7-0025	非常用ガス処理系配管	S クラス SA 施設	—	×	×	
K7-0026	代替格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置	SA 施設				設置予定施設※
K7-0027	代替格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ	SA 施設				同上
K7-0028	代替格納容器圧力逃がし装置 室空調	SA 施設				同上
K7-0029	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンポンプ設備	SA 施設				同上
K7-0030	代替格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク	SA 施設				同上
K7-0031	代替格納容器圧力逃がし装置 薬液タンク	SA 施設				同上
K7-0032	代替格納容器圧力逃がし装置 ラプチャディスク	SA 施設				同上
K7-0033	代替格納容器圧力逃がし装置 配管	SA 施設				同上
K7-0034	代替格納容器圧力逃がし装置 基礎	SA 施設間接支持構造 物				同上
K7-0035	無線連絡設備	SA 施設	—	×	×	

※対象上位クラス施設を設置する段階で、5.1 項に示す影響検討を実施する（添付資料 6 参照）。