

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画認可申請に係る論点整理について

TEPCO

2020年8月25日
東京電力ホールディングス株式会社

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

【説明内容】

➤ 下記の設計及び工事計画認可申請に係る論点に関する指摘事項に対する回答について説明する。

■ 論点整理・指摘事項への回答

No.	説明項目（論点/指摘事項への回答）	関連する 主な説明事項
1	建物・構築物における地震応答解析モデルの既工認からの変更点【指摘事項に対する回答】	[3]－4

<論点1>

建物・構築物における地震応答解析モデルの既工認からの変更点
【指摘事項に対する回答】

▶ 原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合の指摘事項に対する回答

No.	実施日	指摘事項
1-1	令和2年6月16日 第867回 審査会合	隣接建屋の影響について、柏崎刈羽原子力発電所が軟岩サイトに立地していること及び6・7号機がツインプラントであるため建屋群が近接していることから、他サイトに比べて影響が大きいと考えられるため、評価内容を説明すること。（7月16日回答部分）
1-2	令和2年7月16日 第877回 審査会合	建屋の隣接効果の確認について、線形解析に基づく応答比率（隣接応答倍率）を用いて非線形挙動を示す建屋及び機器・配管系の影響評価を行うことの妥当性を説明すること。（8月4日回答部分）
1-3	令和2年7月16日 第877回 審査会合	機器・配管系への影響検討について、今回の検討における設計用床応答曲線Ⅰ及び設計用床応答曲線Ⅱの位置付け、詳細評価の算定プロセス、評価対象設備並びに詳細評価結果（隣接応答倍率と裕度の変化率の関係）の考察を詳細に説明すること。（8月4日回答部分）
1-4	令和2年8月4日 第885回 審査会合	原子炉建屋との連成系モデルで耐震評価する機器・配管系について、原子炉本体基礎が非線形領域に入ること踏まえ、今回の評価方法における原子炉本体基礎に支持される機器・配管系への適用性を説明すること。
1-5	令和2年8月4日 第885回 審査会合	原子炉建屋との連成系モデルで耐震評価する機器・配管系に対して床応答スペクトルにより検討することの妥当性について、建屋との共振による応答増幅の影響の有無の観点を含め説明すること。

■ 指摘事項No.1-4

原子炉建屋との連成系モデルで耐震評価する機器・配管系について、原子炉本体基礎が非線形領域に入ること踏まえ、今回の評価方法における原子炉本体基礎に支持される機器・配管系への適用性を説明すること。



■ 回答

- ①原子炉本体基礎については、非線形領域に入るものの線形解析に基づく隣接応答倍率が保守的であるため、評価は保守的なものとなり妥当である。（P.29）
- ②原子炉本体基礎に支持される機器・配管系については、原子炉本体基礎が非線形領域に入ることにより応答性状が変動することが考えられるが、応答スペクトルの拡幅等や荷重及び加速度のばらつきの考慮等を踏まえるとその影響は小さいと考えられるため妥当である。（P.30）

■ 指摘事項No.1-5

原子炉建屋との建屋-機器連成地震応答解析モデルの応答を用いて評価する機器・配管系に対して床応答スペクトルにより検討することの妥当性について、建屋との共振による応答増幅の影響の有無の観点を含め説明すること。



■ 回答

これまでは、原子炉建屋との建屋-機器連成地震応答解析モデルの応答を用いて評価する機器・配管系に対して、原子炉建屋との接続点における床応答スペクトル及び最大応答加速度に基づく隣接応答倍率を用いた検討方法及び検討結果を説明してきたが、今回は建屋との共振による応答増幅の影響等の論点に対する説明性を向上させるため、接続点における応答を入力とした大型機器・炉内応答解析により得られる各機器の評価点での床応答スペクトル、最大応答加速度及び地震荷重に基づく隣接応答倍率を用いた影響評価を行い、いずれの機器においても、耐震性への影響がないことを確認した。（P.27～28,33）

【概要】

- 柏崎刈羽原子力発電所は、軟岩サイトに立地していること及び第6、7号機がツインプラントであるため、図1に示すとおり、建屋群（耐震安全上重要な建物・構築物（原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋））が近接していることから、隣接建屋の影響を確認する必要がある。
- しかしながら、建物・構築物の地震応答解析は、構造的に一体となっている建屋ごとに独立して構築した質点系モデルを用いて実施しており、耐震評価においては、隣接建屋の影響は考慮していない。
- 以上より、隣接建屋の影響が原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋の構造健全性に与える影響を確認する。

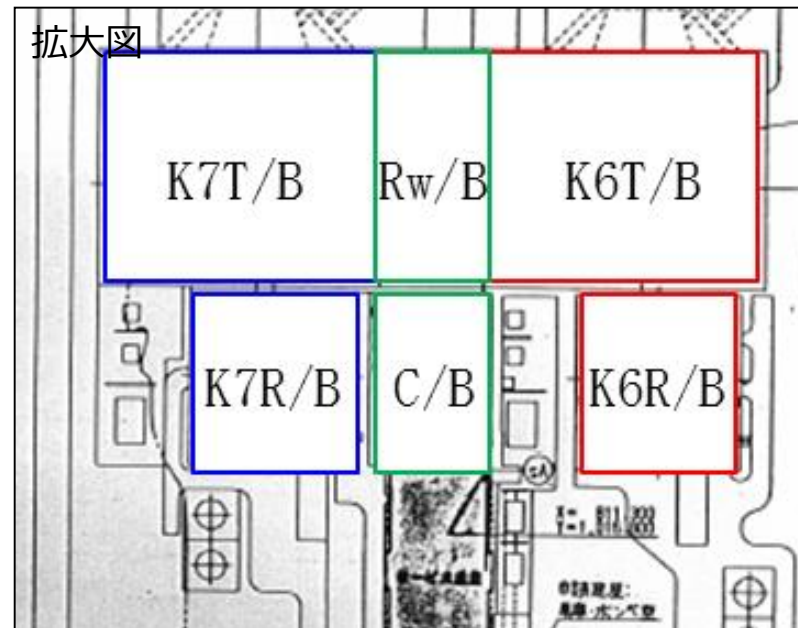
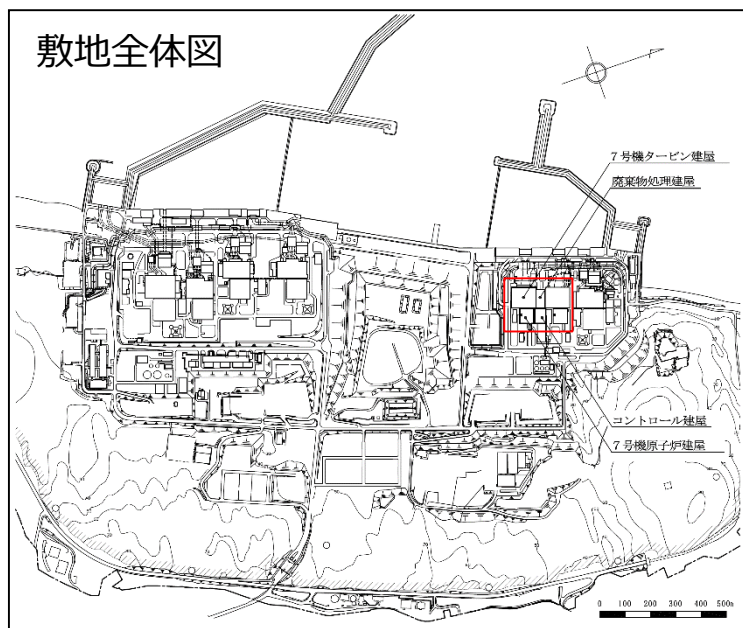


図1 柏崎刈羽原子力発電所第7号機配置図

【検討概要】

- 第7号機の原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、実際の建屋配置状況に則して各建屋を配置する場合（隣接モデル）と、各建屋を単独でモデルする場合（単独モデル）の地震応答解析を実施し、両者の建屋応答を比較することで隣接建屋が建物・構築物の耐震評価に与える影響を確認する。
- 検討にあたっては、第7号機は第6号機と隣接しているため、6号機原子炉建屋及び6号機タービン建屋をモデル化対象建屋に含む。図2に評価に用いる隣接モデル及び各建屋の単独モデルについて示す。

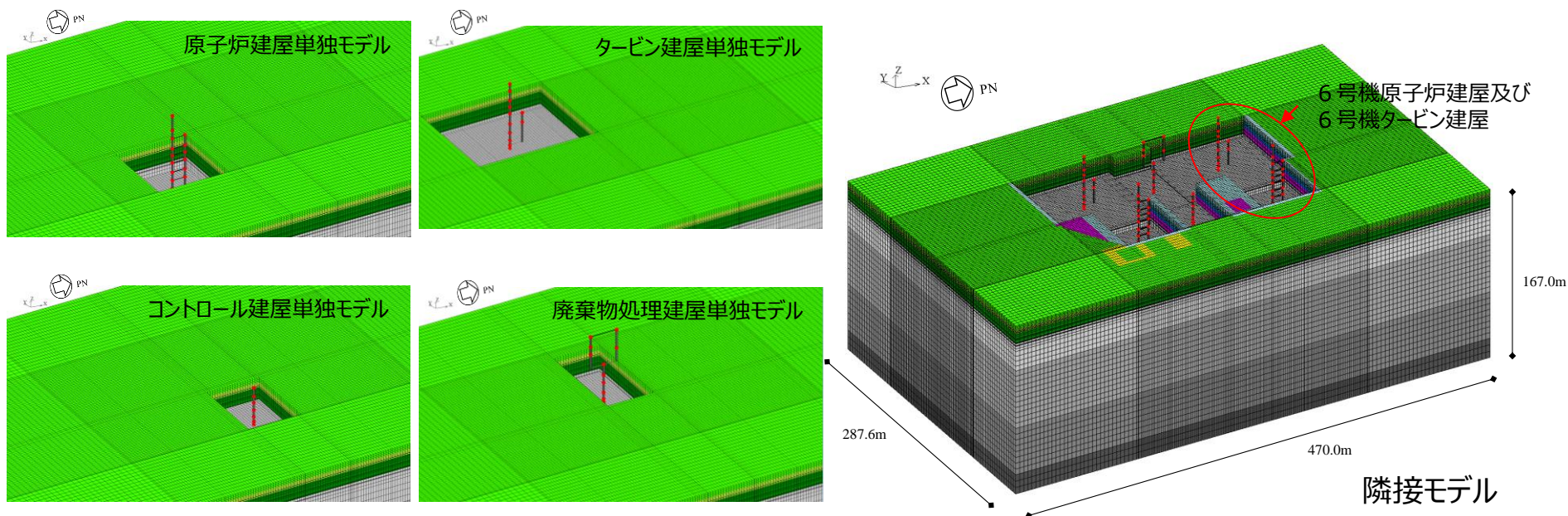


図2 評価に用いる隣接モデル及び各建屋の単独モデル（左：各建屋の単独モデル、右：隣接モデル）

【解析条件】

- 建屋のモデル化は、各建屋の地震応答計算書（「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」等）に基づく。
- 地盤のモデル化は、ソリッド要素でモデル化し、NS方向470m、EW方向287.6mの領域をモデル化し、地盤モデル底面は解放基盤位置（T.M.S.L.-155.0m）とする。地盤モデルの境界は、底面粘性境界、側面粘性境界かつ繰り返し境界とする。
- 入力地震動は、全周期帯の応答が大きく、耐震評価への影響が大きい弾性設計用地震動Sd-1とする。表1に弾性設計用地震動Sd-1に基づく地盤物性を示す。
- 建屋の基礎は剛体として考慮し、弾性設計用地震動Sdに基づく解析であることから、浮き上がりは考慮せず、底面ばねについては完全固着として、基礎底面と支持地盤が同一に挙動するように結合する。建屋側面と側面地盤間の結合イメージを図3に示す。

表1 地盤物性（弾性設計用地震動Sd-1）

標高 T.M.S.L. (m)	地層	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ_t (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	減衰 定数 (%)
+12.0	新期砂層	150	18.1	0.347	0.140	0.389	0.38	19
+8.0		200	18.1	0.308	0.170	0.657	0.28	23
+4.0	古安田層	330	17.3	0.462	1.28	1.92	0.66	4
-8.0		490	17.0	0.451	4.03	4.18	0.97	3
-33.0	西山層	530	18.6	0.446	4.51	4.75	0.95	3
-90.0		590	17.3	0.432	5.83	6.14	0.95	3
-136.0		650	19.3	0.424	7.90	8.32	0.95	3
-155.0	稚谷層	720	19.9	0.416	10.5	10.5	1.00	-
∞								

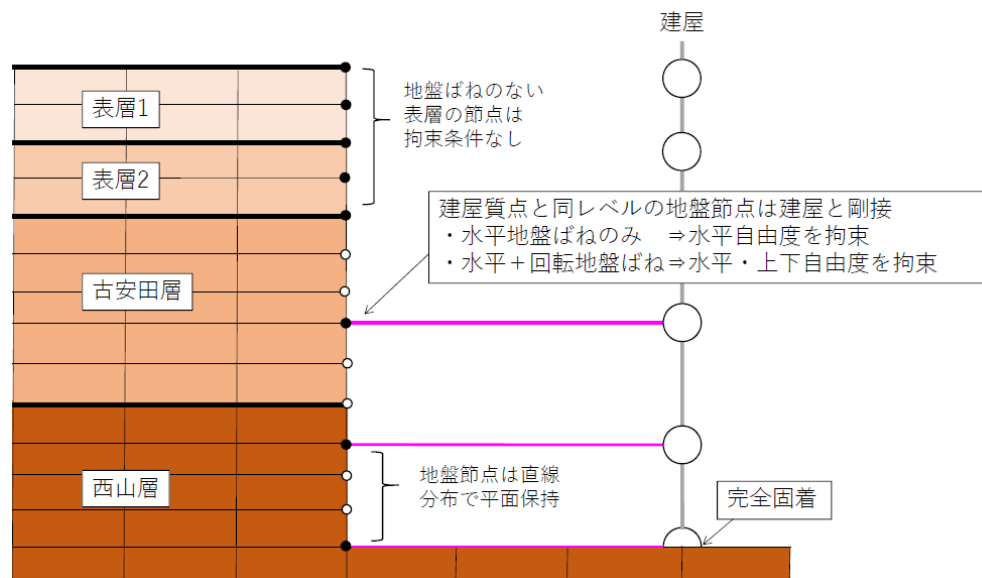


図3 建屋側面と側面地盤間の結合イメージ

【解析結果（原子炉建屋）】

- 地震応答解析より得られた原子炉建屋の最大応答値について、全建屋を考慮した隣接モデル（ALL）と原子炉建屋を単独でモデル化したケース（S1）の比較結果を図4（1/2）に示す。

【傾向分析】

- 原子炉建屋の加速度については、地上部より上層において、隣接建屋を考慮した場合、応答が大きくなる傾向が見られる。
- せん断力については、建屋下層において、隣接建屋の影響により応答が小さくなる傾向が見られるものの、建屋中間層では応答が大きくなる傾向が見られる。

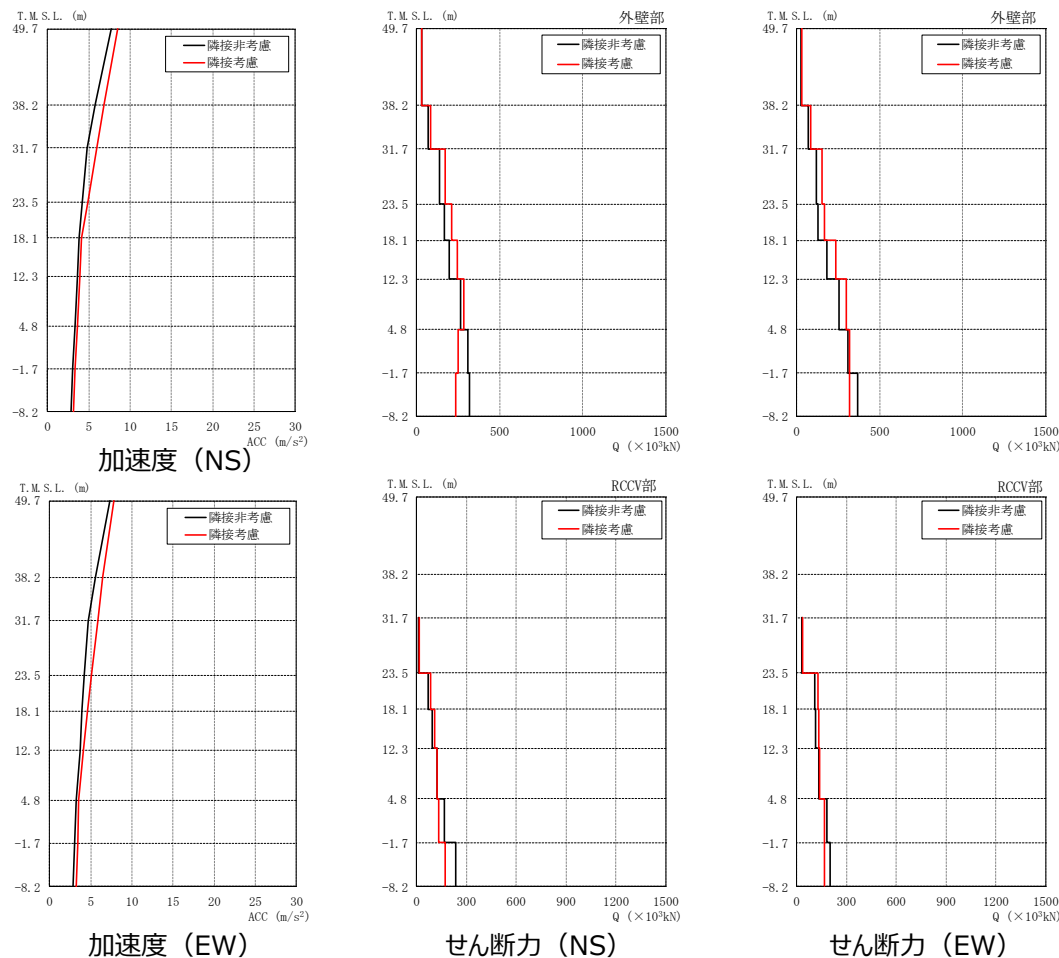


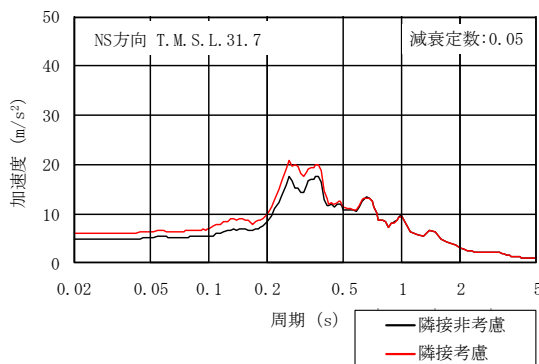
図4（1/2） 最大応答値の比較（左：加速度、右：せん断力）

【解析結果（原子炉建屋）】

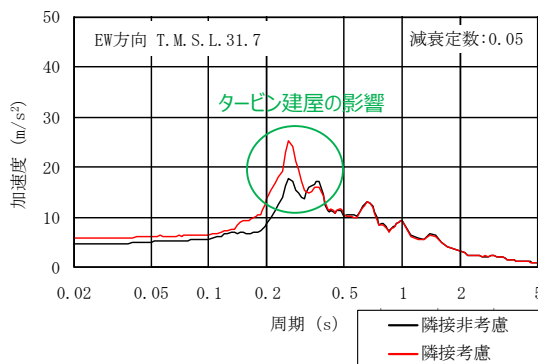
- 地震応答解析より得られた原子炉建屋の最大応答値について、全建屋を考慮した隣接モデル（ALL）と原子炉建屋を単独でモデル化したケース（S1）の比較結果を図4（2/2）に示す。

【傾向分析】

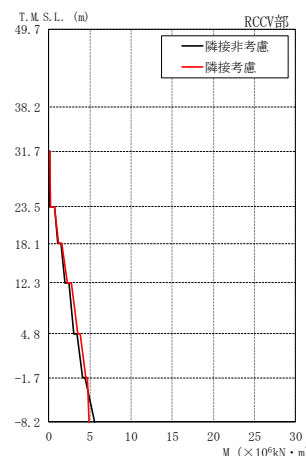
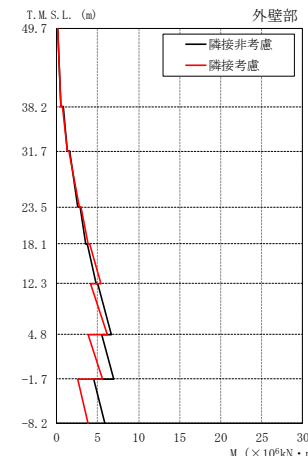
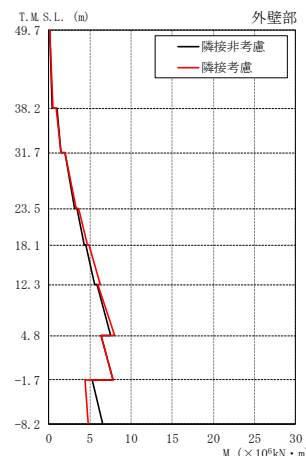
- 原子炉建屋の曲げモーメントについては、建屋下層において、隣接建屋の影響により応答が小さくなる傾向が見られる。
- 原子炉建屋のオペフロ階（T.M.S.L.31.7m）における加速度応答スペクトル（EW）については、加振方向に隣接するタービン建屋の固有周期付近（1次～3次程度）で隣接影響と推測される応答増幅が伺える。また、加速度応答スペクトル（NS）については、6棟連成の影響による応答性状となっている。



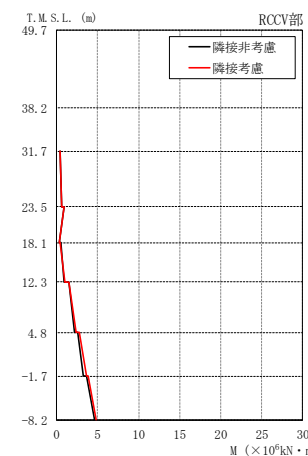
加速度応答スペクトル（NS）



加速度応答スペクトル（EW）



曲げモーメント（NS）



曲げモーメント（EW）

図4（2/2） 最大応答値の比較（左：加速度応答スペクトル、右：曲げモーメント）

【応答増幅の影響について】

- 隣接建屋の影響によって応答が増幅又は減少する効果があることを確認した。影響が見られる応答成分や方向に違いが見られることから、これらの効果を建屋毎に確認する。
- 本ページ以降において、「耐震評価を実施している躯体関係の応答増幅の影響検討」、「建物付帯設備（建物・構築物）の応答増幅の影響検討」及び「機器・配管系への影響検討」について、それぞれ結果を示す。

【躯体関係の応答増幅の影響検討】

- 検討対象を表 2 に示す。
- 隣接建屋を考慮した応答倍率（隣接考慮／隣接非考慮）と、各検討対象の評価結果より影響検討を行う。

表 2 検討対象

検討対象	建屋名称
耐震壁	原子炉建屋
	コントロール建屋
	タービン建屋
	廃棄物処理建屋

検討対象	建屋名称
基礎スラブ	原子炉建屋
	コントロール建屋
	タービン建屋
	廃棄物処理建屋

検討対象	建屋名称
原子炉格納容器コンクリート部 (RCCV)	原子炉建屋

検討対象	建屋名称
屋根トラス	原子炉建屋

検討対象	建屋名称
主排気筒	原子炉建屋

検討対象	建屋名称
使用済燃料貯蔵プール(SFP)	原子炉建屋

検討対象	建屋名称
復水貯蔵槽(CSP)	廃棄物処理建屋

【躯体関係の応答増幅の影響検討】

- 評価に用いる隣接応答倍率は、弾性設計用地震動Sd-1に基づく応答倍率を用いることとしている。図5に示すとおり、線形（隣接考慮）／線形（隣接非考慮）に基づく応答倍率は、非線形（隣接考慮）／非線形（隣接非考慮）に基づく応答倍率より保守的に設定することができる。
- 隣接応答倍率を、建屋の非線形性等を考慮した地震応答解析及び応力解析に基づく耐震評価結果に掛けることによって、応答増幅の影響検討を行う。
- 表3に躯体関係の応答増幅の影響検討結果の概要を示す。

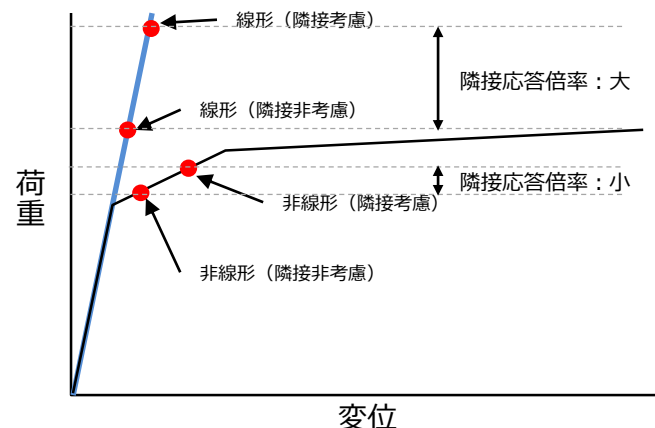


図5 荷重と変位の関係

表3 躯体関係の応答増幅の影響検討結果の概要

検討対象	建屋名称	評価に用いる隣接応答倍率	概略評価結果
耐震壁	原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋	各建屋のせん断力の隣接応答倍率	せん断ひずみ：OK
基礎スラブ	原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋	各建屋の基礎スラブ直上のせん断力及び曲げモーメントの隣接応答倍率	コンクリート・鉄筋 または必要鉄筋量：OK 面外せん断力：OK
屋根トラス	原子炉建屋	隣接応答倍率（隣接ケースの検定値／単独ケースの検定値）	主トラス、つなぎばり、 上弦面水平ブレース：OK
原子炉格納容器 コンクリート部（RCCV）	原子炉建屋	せん断力及び曲げモーメントの隣接応答倍率	コンクリート・鉄筋：OK、膜力：OK 面内せん断力：OK、面外せん断力：OK
使用済燃料貯蔵 プール（SFP）	原子炉建屋	加速度、せん断力及び曲げモーメントの隣接応答倍率	コンクリート・鉄筋：OK、軸力：OK 面内せん断力：OK、面外せん断力：OK
主排気筒	原子炉建屋	隣接応答倍率（隣接ケースの検定値／単独ケースの検定値）	鉄塔部、筒身部、基礎：OK
復水貯蔵槽 （CSP）	廃棄物処理建屋	せん断力及び曲げモーメントの隣接応答倍率	必要鉄筋量：OK 面外せん断力：OK

表4 線形解析に基づく隣接応答倍率を用いることの妥当性について

No.	検討対象	解析手法	線形解析に基づく隣接応答倍率を用いることの妥当性
1	・耐震壁	・地震応答解析	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震評価にあたっては、基準地震動S_sによる地震応答解析により算定されたせん断ひずみが許容値以内であることを確認している。 ・隣接応答倍率を踏まえた評価としては、せん断ひずみに隣接応答倍率を乗じた評価を基本とするが、図6に示すとおり、耐震壁の非線形性を考慮する必要がある場合はエネルギー一定則による評価を実施しており、非線形性も踏まえた適切な評価を実施している。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・基礎スラブ ・原子炉格納容器コンクリート部 ・使用済燃料貯蔵プール ・復水貯蔵槽 	<ul style="list-style-type: none"> ・応力解析 (地震応答解析による加速度、せん断力及び曲げモーメントに基づく地震荷重を入力) 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震評価にあたっては、地震応答解析により算定された加速度、せん断力及び曲げモーメントに基づく地震荷重を用いて応力解析を実施し、発生値が許容値以内であることを確認している。 ・隣接応答倍率を踏まえた評価としては、簡易評価（隣接応答倍率を発生値に乗じた評価）、もしくは詳細評価（隣接応答倍率を考慮した地震荷重による評価）により、許容値以内であることを確認しているが、線形解析に基づく隣接応答倍率が保守的であるため、評価結果は保守的である。
3	<ul style="list-style-type: none"> ・屋根トラス ・主排気筒 	<ul style="list-style-type: none"> ・時刻歴応答解析 (解析モデル下端レベルの時刻歴応答波形を入力) 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震評価にあたっては、解析モデル下端レベルにおける原子炉建屋の時刻歴応答波形に基づく時刻歴応答解析を実施し、主要耐震部材の耐震性を確認している。 ・隣接応答を踏まえた評価としては、隣接応答倍率（隣接モデルによる応答波形を入力した場合と単独モデルによる応答波形を入力した場合の検定値の比率）を、耐震評価の検定値に乗じることにより許容値以内であることを確認しているが、線形解析に基づく隣接応答倍率が保守的であるため、評価結果は保守的である。

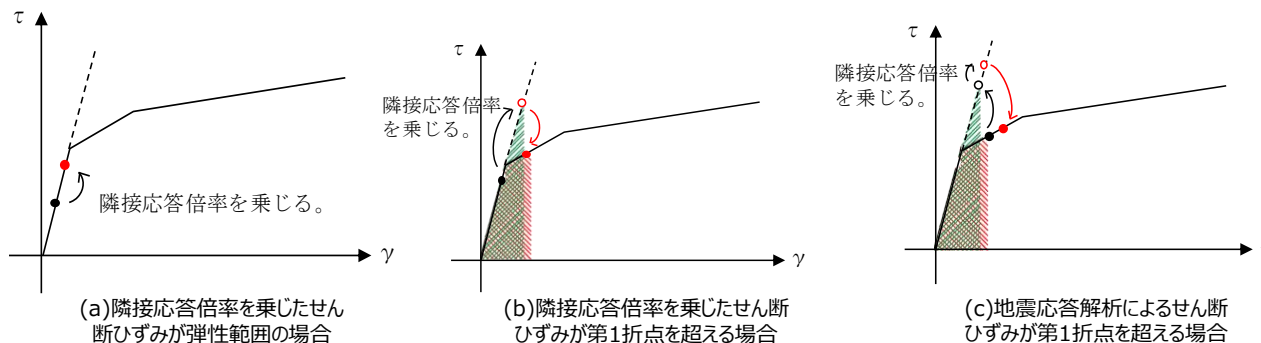
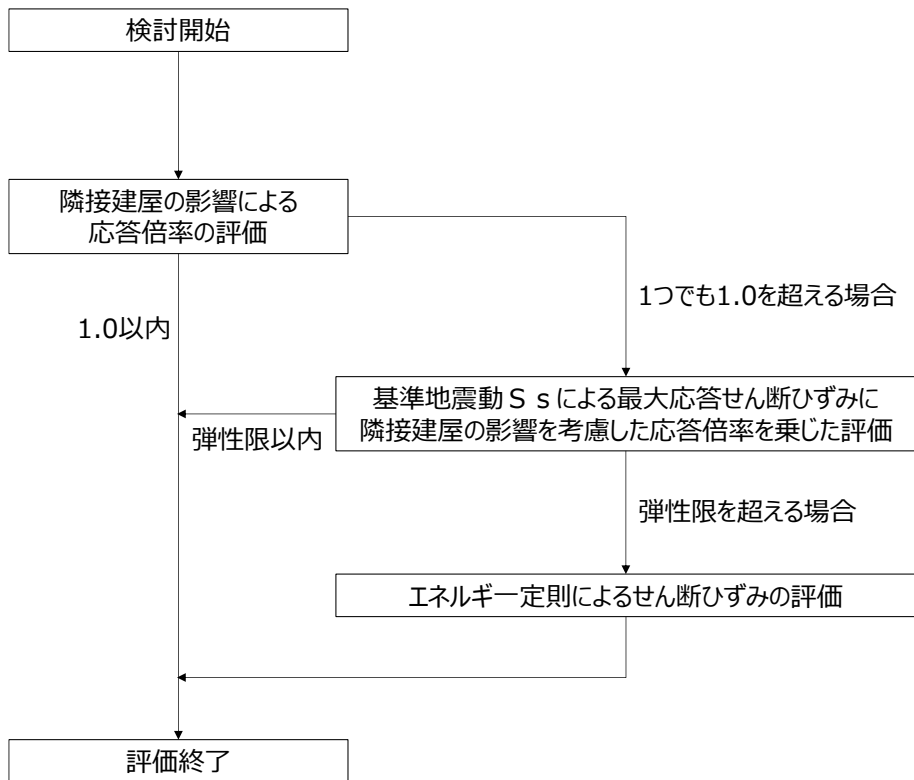


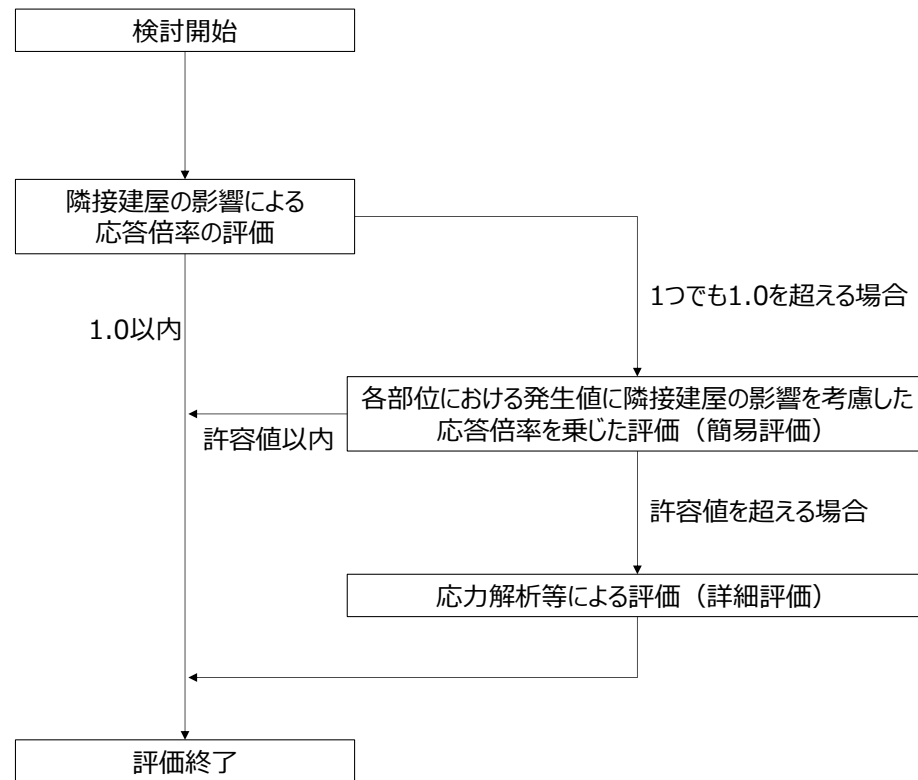
図6 エネルギー一定則によるせん断ひずみの評価方法（耐震壁）

【躯体関係の応答増幅の影響検討】

- 原子炉建屋耐震壁、原子炉建屋基礎スラブ及び原子炉格納容器コンクリート部の影響検討について、図7に評価フローを示す。また、次ページ以降にフローに基づく具体的な評価内容について示す。



(a) 原子炉建屋耐震壁



(b) 原子炉建屋基礎スラブ及び原子炉格納容器コンクリート部

図7 評価フロー

【原子炉建屋の耐震壁の応答増幅の影響検討】

- 原子炉建屋の耐震壁については構造強度の観点から、地震応答解析による評価結果として最大せん断ひずみが許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認している。
- 耐震壁の応答増幅の検討においては、最大せん断ひずみにせん断力の隣接応答倍率を乗じた場合の評価を行う。評価に際しては、材料の不確かさを考慮した最大せん断ひずみを用いる。
- 原子炉建屋の耐震壁において、隣接応答倍率を乗じた場合の最大せん断ひずみは、 0.721×10^{-3} (EW方向、地下1階壁) であり、許容限界 (2.0×10^{-3}) 以内であることから、構造健全性に問題ないことを確認した。

【原子炉建屋の基礎スラブの応答増幅の影響検討】

- 上部構造物から伝わる基礎スラブへの地震時反力を地震荷重として考慮することから、基礎スラブ直上の部材におけるせん断力及び曲げモーメントの隣接応答倍率を用いる。評価に用いる隣接応答倍率を表5に示す。
- 原子炉建屋の基礎スラブについては、耐震計算書において、すべての地震応答解析の最大応答値を包絡した保守的な荷重に基づく応力解析を実施している。RCCV底部及び周辺部基礎においては、検定値が最大となる評価項目の検定値に、隣接応答倍率の最大値1.07を乗じることとする。
- 評価結果を表6に示す。耐震壁同様に、隣接建屋の影響を考慮しても構造健全性に影響はないことを確認した。

表5 評価に用いる隣接応答倍率

項目	NS方向	EW方向
せん断力 (建屋部)	0.75	0.86
せん断力 (RCCV部)	0.74	0.82
曲げモーメント (建屋部)	0.82	0.66
曲げモーメント (RCCV部)	1.07	1.06
最大値	1.07	1.06

表6 隣接建屋を考慮した基礎スラブの評価結果

部位	評価項目		方向	検定値	隣接応答倍率	評価結果
RCCV底部	面外せん断力	面外せん断応力度	放射	0.832*	1.07	0.891*
周辺部基礎	面外せん断力	面外せん断応力度	EW	0.785	1.07	0.840

注記* : 応力平均化後の値を示す。

【原子炉格納容器コンクリート部（RCCV）の応答増幅の影響検討】

- RCCVについては、V-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」の評価結果に対して部位に応じたせん断力の応答倍率を乗じた評価（以下、「簡易評価」という。）を実施する。
- 簡易評価では、RCCVの耐震計算書における荷重状態Ⅲ～Ⅴのすべての組合せケースについて、応力解析による発生値に応答倍率を乗じた評価値を許容値と比較する。
- 簡易評価結果から、「組合せケース5-3（荷重状態Ⅴ・（異常+地震）時（3））」のMS/FDW開口における面外せん断応力度の評価値のみが許容値を超えることを確認した。
- そのため、当該ケースについて、RCCVの耐震計算書の地震荷重に部位に応じたせん断力及び曲げモーメントの応答倍率を乗じた地震荷重を用いて応力解析（以下、「詳細評価」という。）を実施する。
- 詳細評価結果を表7に示す。表7に示すとおり、簡易評価ではNGとなったMS/FDW開口の面外せん断応力度について発生値が許容値以内であることを確認した。また、その他部位の各評価項目についても、発生値が許容値を超えないことを確認した。以上より、構造健全性に問題ないことを確認した。

表7 詳細評価結果

評価項目		発生値（許容値）				
		シェル部及びトップスラブ部		貫通部		局部
		シェル部	トップスラブ部	MS/FDW開口	L/Dアクセス トンネル開口	
等価膜力 + 曲げモーメント	コンクリート圧縮ひずみ ($\times 10^{-3}$)	0.425 (3.00)	0.314 (3.00)	0.365 (3.00)	0.455 (3.00)	0.439 (3.00)
	鉄筋ひずみ ($\times 10^{-3}$)	1.08 (5.00)	0.692 (5.00)	1.22 (5.00)	1.26 (5.00)	0.902 (5.00)
膜力	圧縮応力度 (N/mm ²)	8.50 (21.4)	—	—	—	0.126 (21.4)
面内せん断力	面内せん断応力度 (N/mm ²)	2.15 (5.73)	—	—	—	1.59 (6.25)
面外せん断力	面外せん断応力度 (N/mm ²)	0.788 (1.73)	2.11 (2.60)	1.86 (2.05)	0.666 (2.09)	1.18 (1.83)

【建物付帯設備（建物・構築物）の応答増幅の影響検討】

- 検討対象を表8に示す。
- 隣接建屋を考慮した応答倍率（隣接考慮／隣接非考慮）と、各検討対象の評価結果より影響検討を行う。
- 具体的には、各検討対象の耐震性の計算方法に応じて、最大応答加速度の比較または最大応答せん断力の比較から求まる隣接応答倍率 α を、隣接非考慮時の最大検定値に乗じて求めた各検査対象の検定値が1を超過しないことを確認する。

表8 検討対象

検討対象	建屋名称
中央制御室待避室遮蔽	コントロール建屋

検討対象	建屋名称
燃料取替床 ブローアウトパネル	原子炉建屋

検討対象	建屋名称
主蒸気系トンネル室 ブローアウトパネル	原子炉建屋

検討対象	建屋名称
原子炉建屋エアロック	原子炉建屋

検討対象	建屋名称
取水槽閉止板	タービン建屋

検討対象	建屋名称
水密扉	原子炉建屋
	タービン建屋

検討対象	建屋名称
水密扉付止水堰	原子炉建屋
	タービン建屋

検討対象	建屋名称
止水堰	原子炉建屋
	タービン建屋

表9 線形解析に基づく隣接応答倍率を用いることの妥当性について

No.	検討対象	耐震評価内容	線形解析に基づく隣接応答倍率を用いることの妥当性
1	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室待避室遮蔽 ・燃料取替床 ブローアウトパネル ・主蒸気系トンネル室 ブローアウトパネル ・原子炉建屋エアロック ・取水槽閉止板 ・水密扉 ・水密扉付止水堰 ・止水堰 	計算式による応力・変形量評価 (地震応答解析による加速度・せん断力 に基づく地震荷重を入力)	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震評価にあたっては、地震応答解析により算定された加速度・せん断力に基づく水平地震力を用いて計算式による応力・変形量評価を実施し、発生値が許容値以内であることを確認している。 ・隣接応答倍率を踏まえた評価としては、いずれの建物付帯設備についても、簡易評価（隣接応答倍率を発生値に乗じた評価）により、許容値以内であることを確認しているが、線形解析に基づく隣接応答倍率が保守的であるため、評価結果は保守的である。

【建物付帯設備（建物・構築物）の応答増幅の影響検討】

建物付帯設備（建物・構築物）の影響検討について、図8に評価フローを示す。なお、評価に用いる隣接応答倍率は、躯体関係の評価と同様に、弾性設計用地震動Sd-1に基づく応答倍率を用いる。

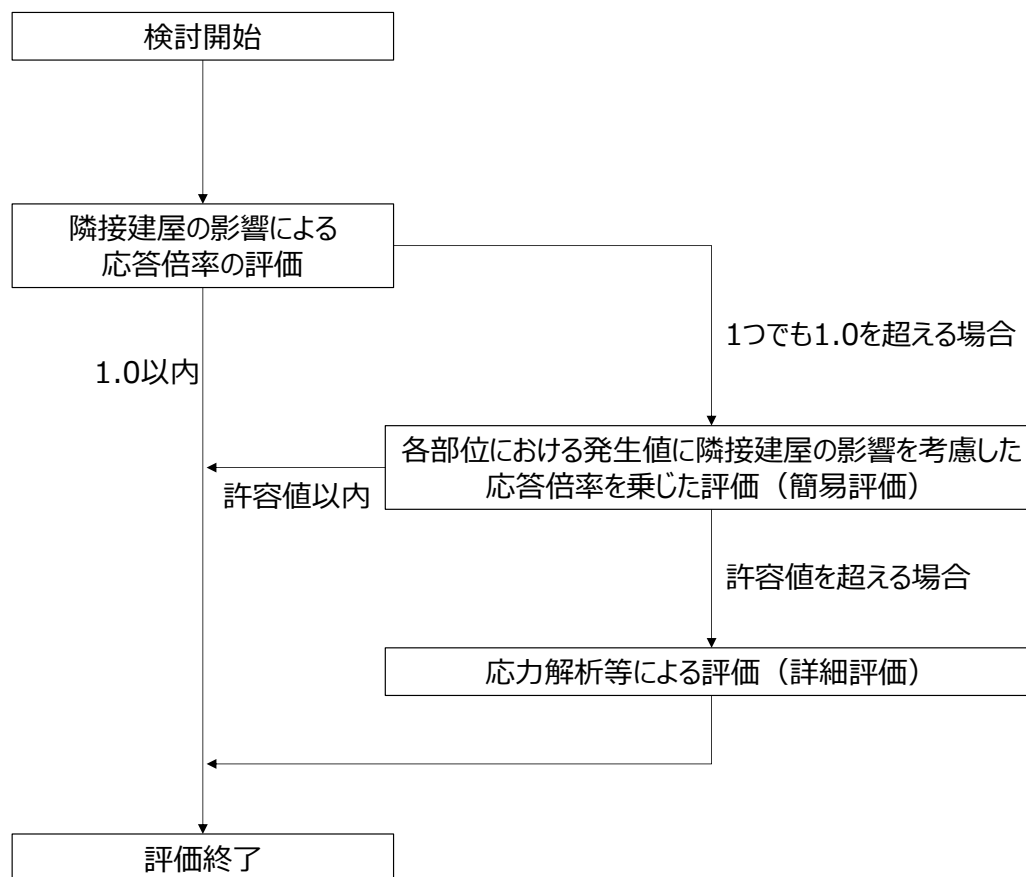


図8 評価フロー

【建物付帯設備（建物・構築物）の応答増幅の影響検討】

表10に建物付帯設備（建物・構築物）の応答増幅の影響検討結果を示す。

表10 影響検討結果

検討対象		最大 検定値	隣接応答倍率		検定値 ×α
			倍率α	応力種別・方向	
中央制御室待避室遮蔽 C/B 2階 T.M.S.L.17.3m	新設壁	0.850	1.00*	せん断・NS	0.850
燃料取替床ブローアウトパネル R/B 4階 T.M.S.L.41.1m～45.18m	Sd閉機能維持	0.489	1.09	加速度・NS	0.534
	Ss開機能維持	0.119	1.12	せん断・EW	0.134
主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル R/B 1階 T.M.S.L.12.3m～23.5m	Sd閉機能維持	0.001	1.20	加速度・EW	0.002
	Ss開機能維持	0.136	1.27	せん断・NS	0.173
FCS室エアロック R/B 1階 T.M.S.L.12.3m	ヒンジピン	0.374	1.16	組合せ(曲げ, せん断)・EW	0.434
ギャラリー室エアロック R/B 4階 T.M.S.L.34.5m	締付ローラー	0.123	1.24	定格荷重・EW	0.153
タービン補機冷却用海水取水槽閉止板 T/B 地下1階 T.M.S.L.4.9m	戸当り	0.05	1.04	曲げ・NS	0.06
水密扉 R/B 地下2階 T.M.S.L.-1.7m	アンカーボルト	0.73	1.08	せん断・EW	0.79
水密扉 R/B 1階 T.M.S.L.12.3m	締付装置受けピン	0.21	1.16	組合せ(曲げ, せん断)・EW	0.25
水密扉 T/B 地下1階 T.M.S.L.4.9m	アンカーボルト	0.69	1.04	せん断・NS	0.72
水密扉付止水堰 R/B 4階 T.M.S.L.31.7m	止水堰部アンカーボルト	0.51	1.25	せん断・NS	0.64
水密扉付止水堰 T/B 1階 T.M.S.L.12.3m	止水堰部アンカーボルト	0.28	1.04	せん断・NS	0.30
鋼製落とし込み型堰 T/B 1階 T.M.S.L.12.3m	アンカーボルト	0.42	1.04	引張・NS	0.44
鋼板組合せ堰 R/B 4階 T.M.S.L.31.7m	アンカーボルト	0.24	1.25	引張・NS	0.30

注記*：隣接応答倍率は0.96であり1を下回るため倍率αを1.00とした。

【機器・配管系への影響検討／検討方針】

- 検討対象は、原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋に設置されるSクラス機器、常設SA機器(常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張))(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)、常設重大事故緩和設備(設計基準拡張))、波及的影響を防止すべき機器とし耐震計算書に記載の評価(構造強度評価及び機能維持評価)の結果に対して隣接建屋の影響を確認する。
- 隣接応答倍率(隣接考慮／隣接非考慮)と各検討対象の裕度(許容値／発生値)の比較による簡易評価および隣接応答倍率を考慮した耐震条件による詳細評価を行う。(図9)
- 原子炉建屋、原子炉格納容器、原子炉本体基礎の荷重-変位関係を考える際、コンクリートのひび割れを考慮した第一折れ点を超えた領域では、剛性低下が生じる。剛性低下により、線形でモデル化する場合よりも、非線形でモデル化の方が荷重応答としては、低減されたものとなる。また、荷重と加速度(震度)は対応するため、非線形でモデル化の方が加速度応答としても、低減されると考えられる。床応答スペクトルは剛性低下により、長周期側にシフトする周期帯があると考えられる。しかし、設計に用いる床応答スペクトルにおいて考慮する周期幅の拡幅等を踏まえるとその影響は小さいと考えられる。よって、震度や荷重においては、線形に基づく応答倍率を用いて、機器・配管系の影響評価を実施することは、妥当であると考えられる。

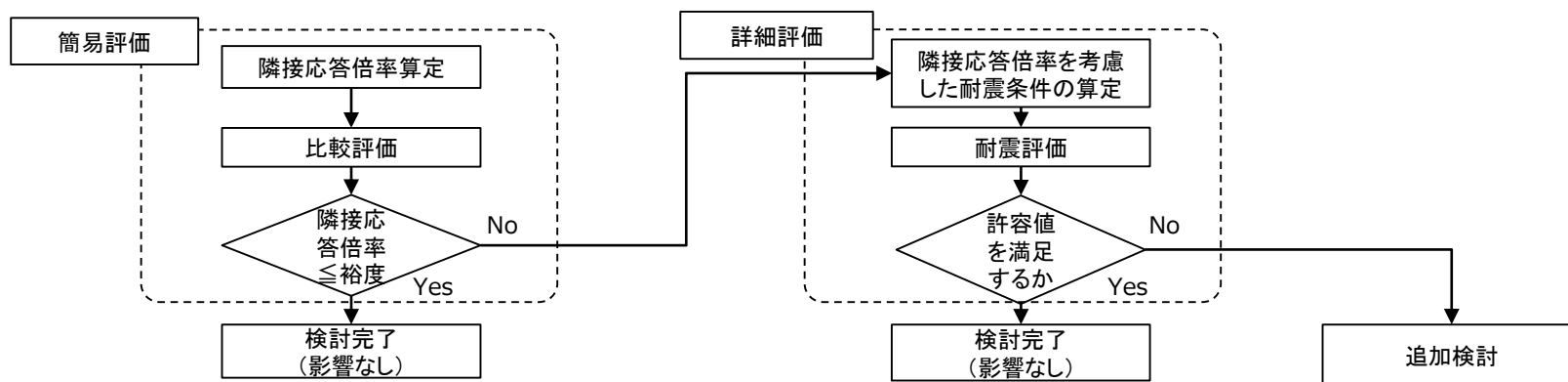


図9 影響検討フロー(機器・配管系)

【機器・配管系への影響検討／原子炉建屋の床応答スペクトル】

- 地震応答解析より得られた原子炉建屋の加速度応答に基づく床応答スペクトルについて、全建屋を考慮した隣接モデル（ALL）と原子炉建屋を単独でモデル化したケース（S1）の比較結果を図10に示す。

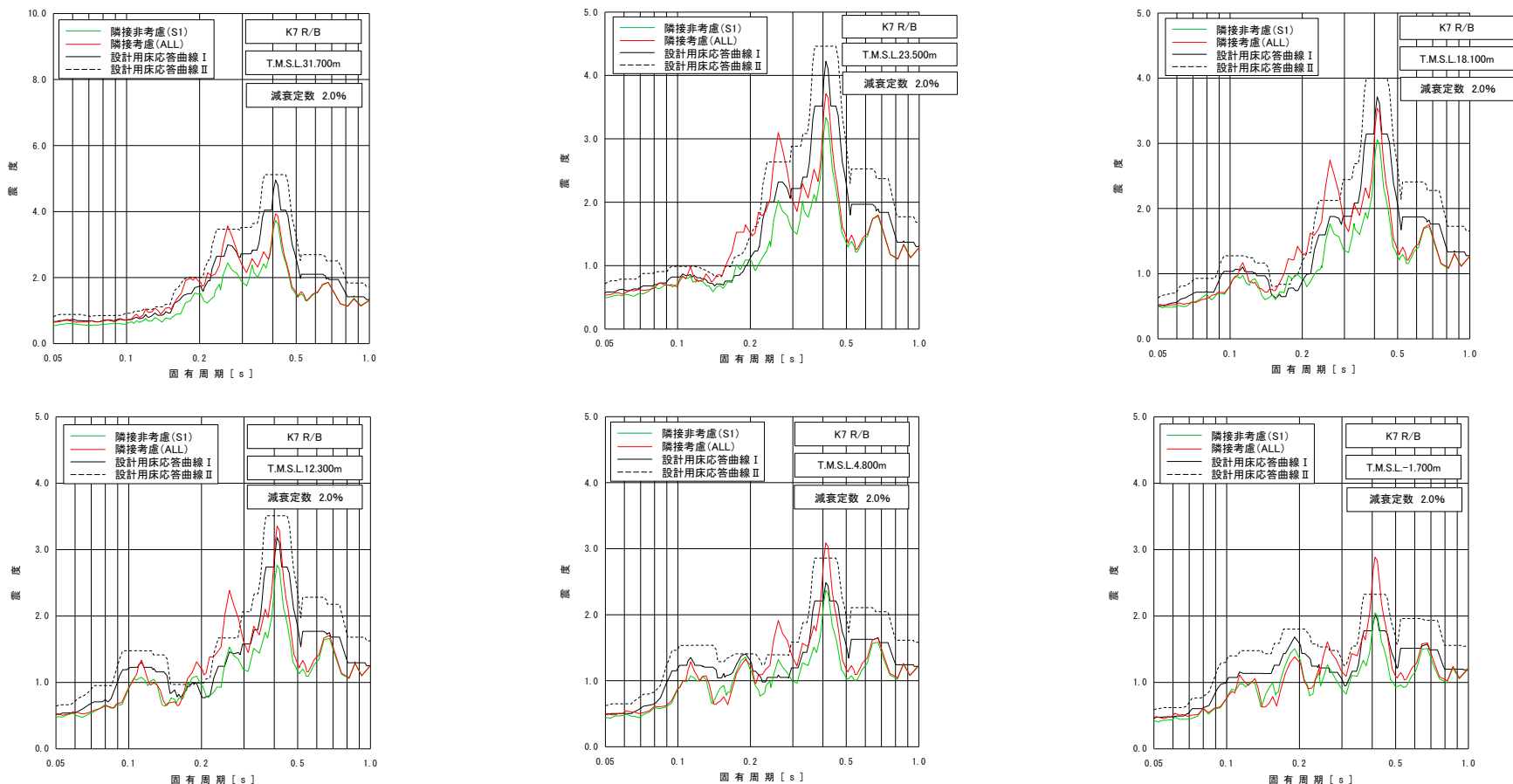


図10 床応答スペクトルの比較 (R/B、水平方向 (NS、EW包絡)、減衰定数2.0%)

【機器・配管系への影響検討／耐震条件の考え方】

- 耐震条件として、設計用最大応答加速度Ⅰ及び設計用床応答曲線Ⅰ（以下、「設計用Ⅰ」という）及び設計用最大応答加速度Ⅱ及び設計用床応答曲線Ⅱ（以下、「設計用Ⅱ」という）を設定している。
 - 設計用Ⅰ：建物・構築物の地震応答解析より得られた応答に材料物性の不確かさ等の影響を考慮して作成した設計用最大応答加速度及び設計用床応答曲線
 - 設計用Ⅱ：設計用Ⅰ以上となるように作成した設計用最大応答加速度及び設計用床応答曲線

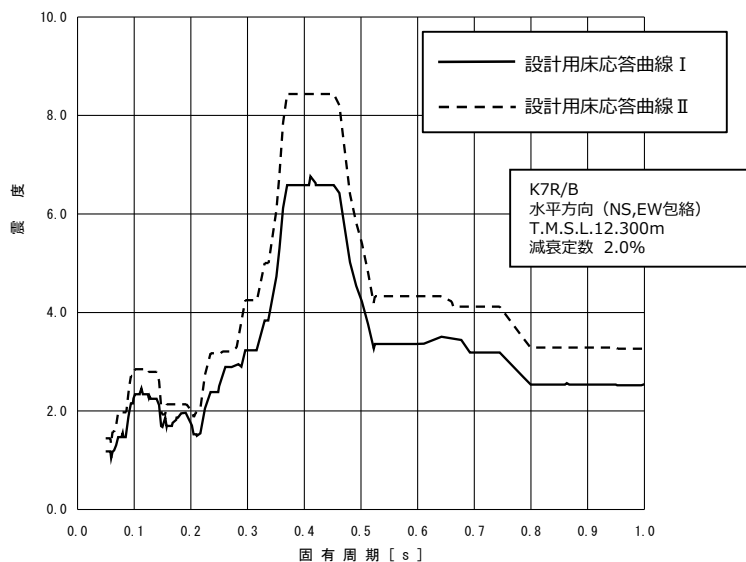


図11 設計用Ⅰ及び設計用Ⅱの例

- 耐震計算書においては、機器毎に設計用Ⅰ又は設計用Ⅱのいずれかを用いて計算した結果を示している。
- 設計用Ⅱは設計用Ⅰ以上となるように大きめに設定した耐震条件であり、設計用Ⅰを用いた評価において許容値を満たすことが、耐震性が確保されることの判断基準となる。
- 隣接影響検討においても同様に、機器・配管系の設計に設計用Ⅱを用いたものであっても、設計用Ⅰを用いた隣接影響評価により影響がないことを確認できれば、耐震性が確保されていることが確認できる。

【機器・配管系への影響検討／簡易評価】

- 簡易評価では、各検討対象の耐震計算書に記載される裕度が隣接応答倍率以上となることを確認する。
- 評価に用いる隣接応答倍率は、機器の一次固有周期以下で最大となる値を用いる方法（方法A）により算出することを基本とし、裕度が隣接応答倍率以上とならなかった場合には、機器の各固有周期において最大となる値を用いる方法（方法B）により算定する。（図12）
- 設計用Ⅱによる簡易評価で隣接応答倍率が裕度を上回った場合は、設計用Ⅰでの裕度が隣接応答倍率以上となることを確認する。

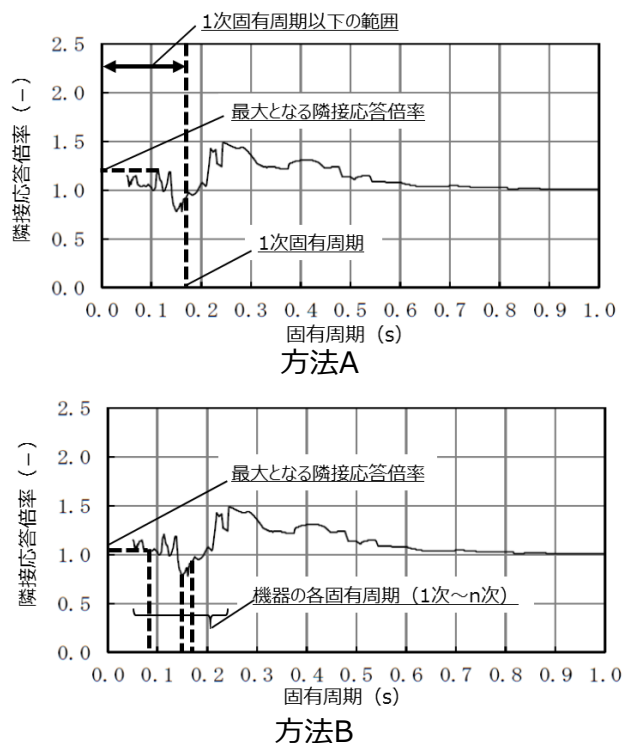


図12 簡易評価における隣接応答倍率の算定方法

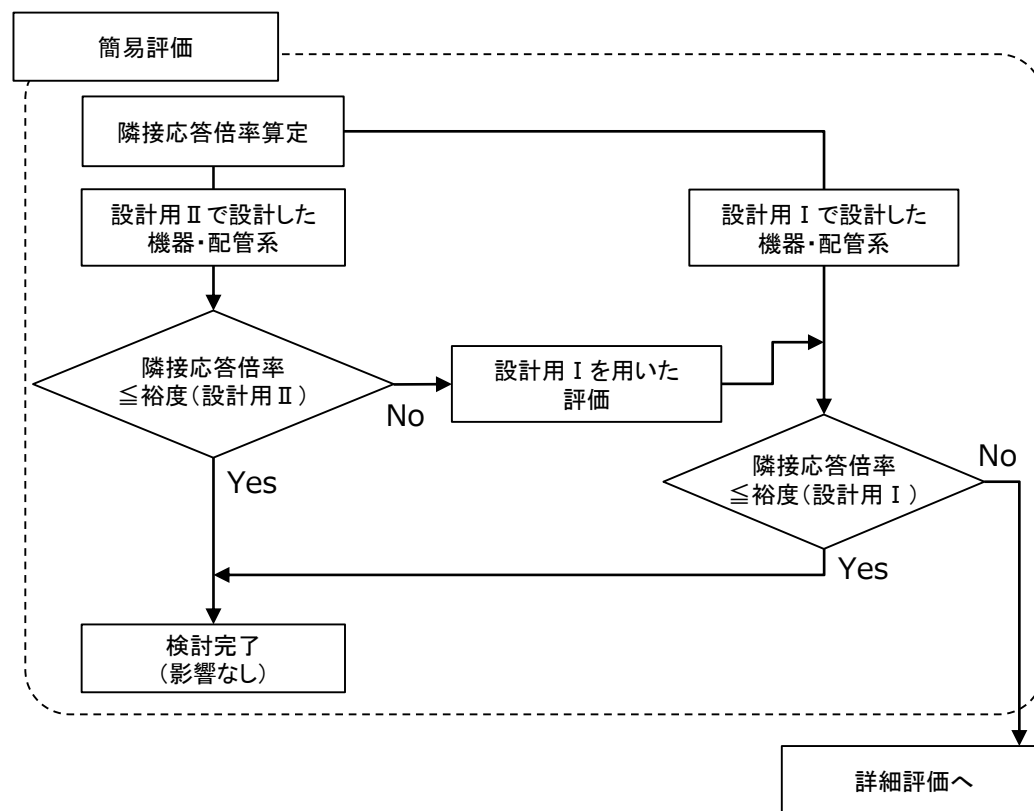
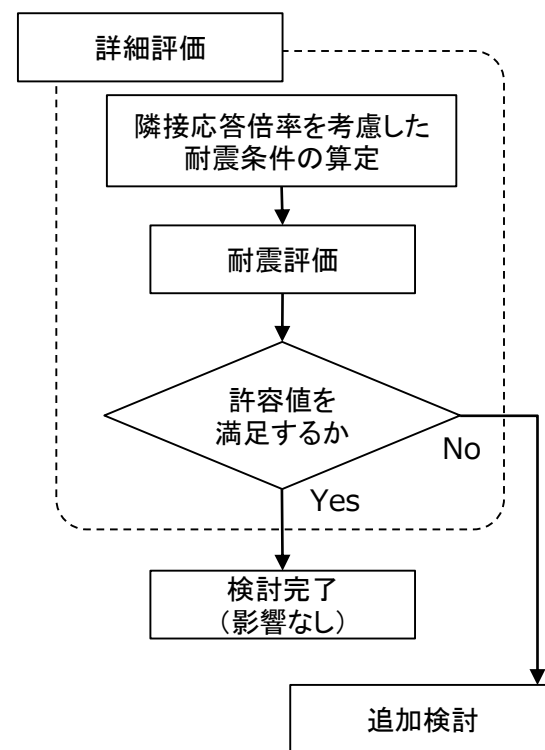
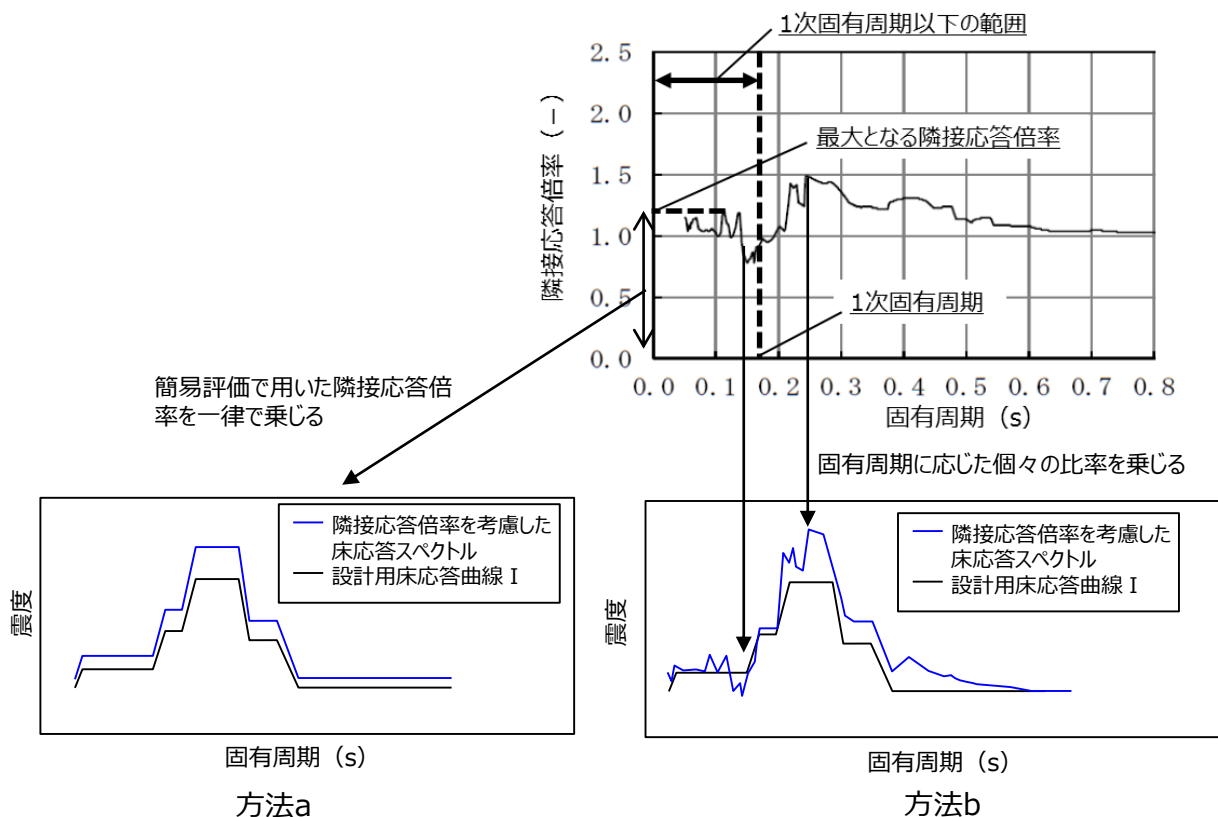


図13 簡易評価フロー

【機器・配管系への影響検討／詳細評価】

- 詳細評価では、隣接建屋の影響として水平方向の設計用 I に隣接応答倍率を考慮した耐震条件による耐震評価を行い、発生値が許容値を満足することを確認する。
- 詳細評価に用いる床応答スペクトル（水平方向）は、設計用床応答曲線 I に対して簡易評価で用いた隣接応答倍率を一律に乗じる方法（方法a）により算出することを基本とし、評価結果が許容値を満足しなかった場合には、固有周期に応じた個々の隣接応答倍率に乗じる方法（方法b）により算出する。（図14）



【機器・配管系への影響検討／時刻歴応答解析を行っている機器・配管系に対する検討】

- 機器・配管系のうち、時刻歴応答解析を行っているものとして、原子炉建屋クレーンがある。
- クレーン本体が水平方向に車輪部でのすべり挙動を示すため、時刻歴応答解析で求める計算値（クレーン本体応力、浮上り量、吊具荷重）は、鉛直入力による応答が支配的である。
- 隣接影響評価においては、隣接建屋による水平方向の応答増幅の影響を確認する観点から、水平方向の応答増幅の影響が考えられる部位（脱線防止ラグ）を代表部位として評価している。
- 代表部位については最大応答加速度による隣接応答倍率を用いた簡易評価を行い、裕度が隣接応答倍率を上回ることを確認している。

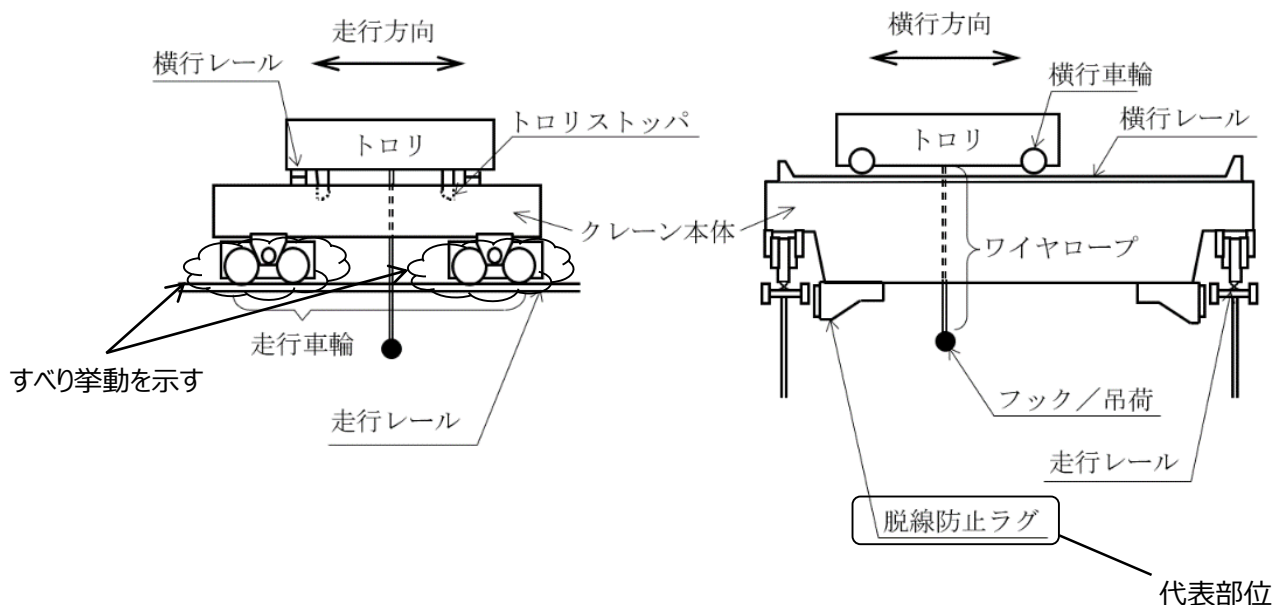


図16 構造図（原子炉建屋クレーン）

【機器・配管系への影響検討／連成系モデルで評価する機器・配管系に対する検討】

- 原子炉建屋との建屋-機器連成地震応答解析モデルの応答を用いて評価する機器・配管系については、建屋応答解析（隣接モデル）及び建屋応答解析（単独モデル）から得られる応答（加速度、変位）を入力とした大型機器・炉内応答解析を行い、得られた各機器の評価点での震度・FRS及び地震荷重を用いて隣接応答倍率を算出し、他の機器と同様の影響検討（簡易評価、詳細評価）を行う。

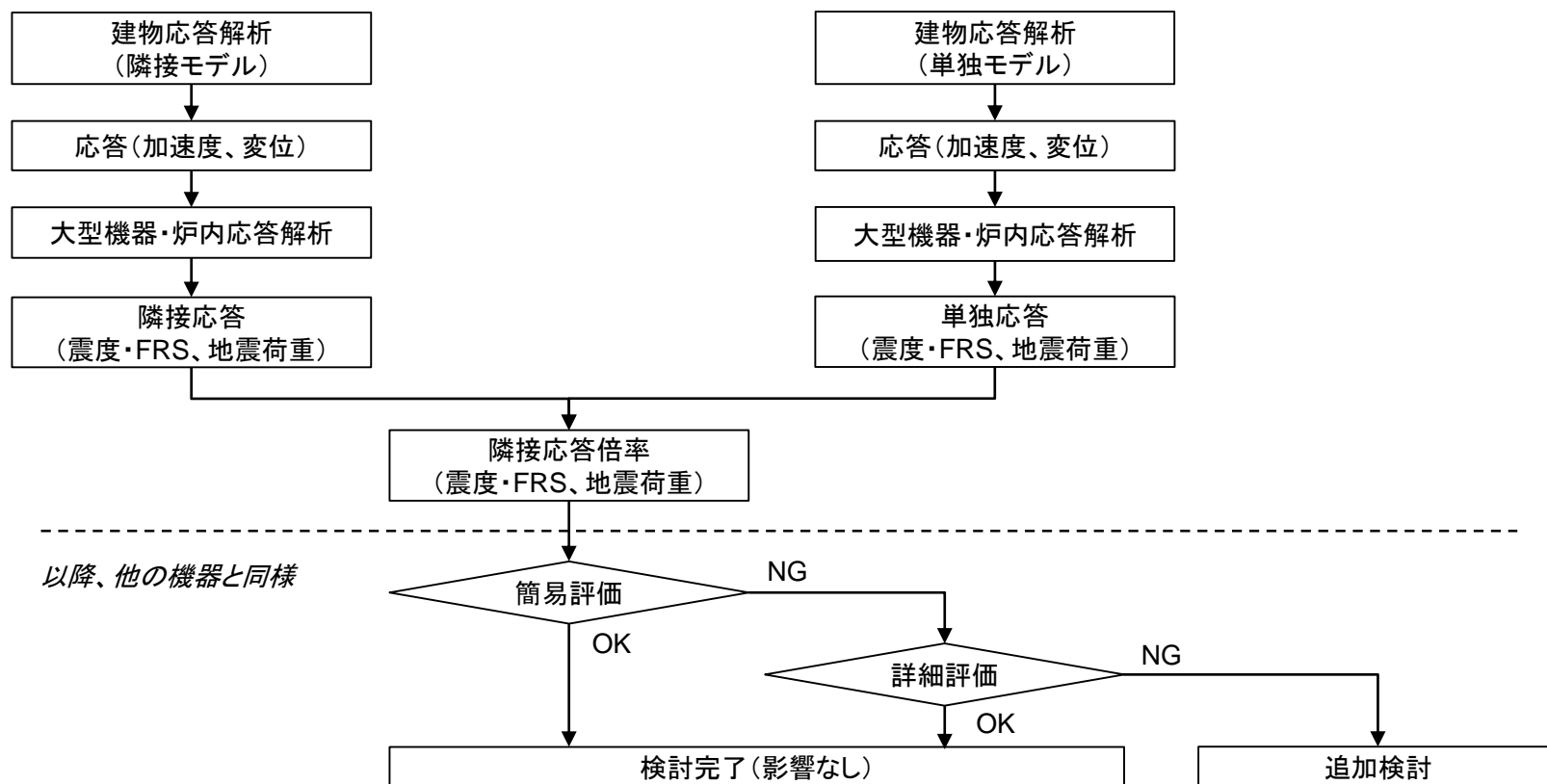


図17 影響検討フロー（連成系モデルで評価する機器・配管系）

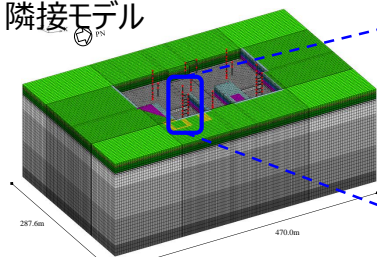
【機器・配管系への影響検討／連成系モデルで評価する機器・配管系に対する検討】

- 隣接応答倍率の算出のための大型機器・炉内応答解析の概要を図18に示す。
- 大型機器・炉内応答解析において入力する応答は、建屋応答解析の結果として得られる応答のうち、回転成分による影響は軽微であるため並進成分の加速度及び変位とする。
- 大型機器・炉内応答解析モデルは、設計に用いる建屋-機器連成地震応答解析モデルのうち図18の青点線で囲む範囲のものを使用する。
- 大型機器・炉内応答解析により得られた応答をもとに隣接応答倍率を算出する。

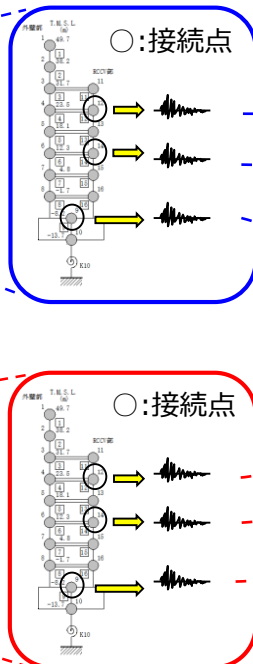
大型機器・炉内応答解析

建屋応答解析

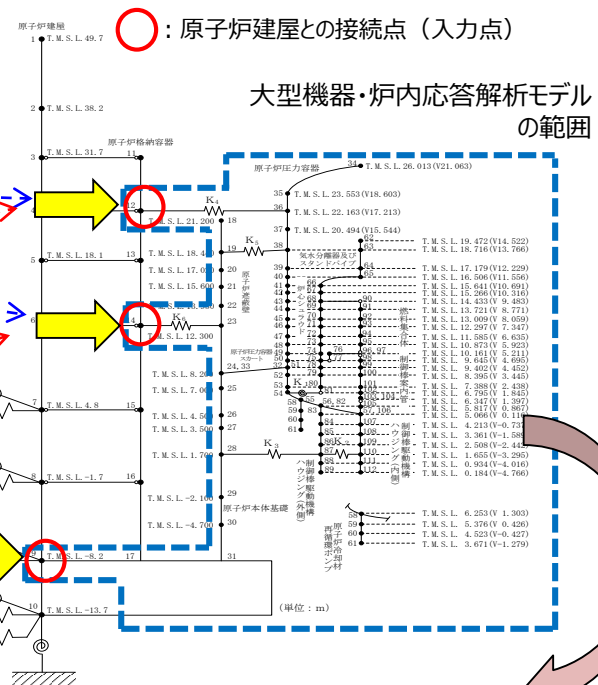
隣接モデル



単独モデル



建屋の応答を入力
(加速度、変位)



隣接応答倍率 = 各評価点での隣接応答 / 各評価点での単独応答

図18 隣接応答倍率の算出のための大型機器・炉内応答解析の概要

【機器・配管系への影響検討／連成系モデルで評価する機器・配管系に対する検討】

- 評価に用いる隣接応答倍率は、弾性設計用地震動Sd-1に基づく応答倍率を用いることとしている。図19に示すとおり、線形（隣接考慮）／線形（隣接非考慮）に基づく応答倍率は、非線形（隣接考慮）／非線形（隣接非考慮）に基づく応答倍率より保守的に設定することができる。

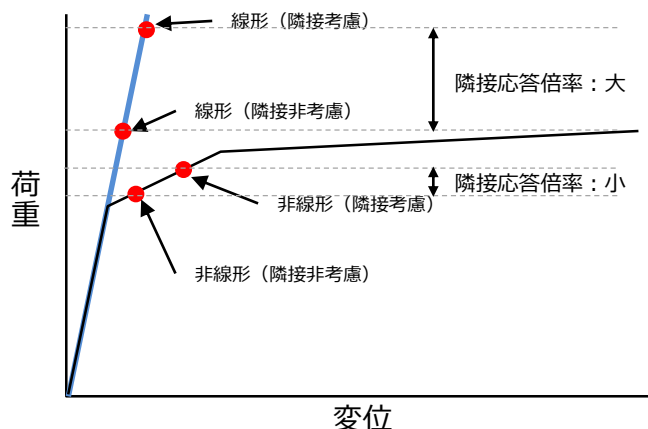


図19 荷重と変位の関係

- 原子炉本体基礎は非線形挙動を示すが、下表に示すように、線形解析に基づく隣接応答倍率を用いることは保守的である。なお、原子炉本体基礎の構造強度評価では鋼材のみを強度部材として線形解析を行っている。

検討対象	解析手法	線形解析に基づく隣接応答倍率を用いることの妥当性
原子炉本体基礎	<ul style="list-style-type: none"> 応力解析（地震応答解析による地震荷重（せん断力及び曲げモーメント）を入力） 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震評価にあたっては、地震応答解析により算定された地震荷重（せん断力及び曲げモーメント）を用いて応力解析を実施し、発生値が許容値以内であることを確認している。 隣接応答倍率を踏まえた評価としては、詳細評価（隣接応答倍率を考慮した地震荷重による評価）により、許容値以内であることを確認しているが、線形解析に基づく隣接応答倍率が保守的であるため、評価結果は保守的である。

【機器・配管系への影響検討／連成系モデルで評価する機器・配管系に対する検討】

- 原子炉本体基礎が非線形領域に入り、剛性が低下することで、原子炉本体基礎に支持される機器の応答性状が変動することが考えられるが、以下の理由から、当該機器に対して線形解析に基づく隣接応答倍率を用いた影響検討を行うこと妥当であるとする。
 - 床応答スペクトルにて評価する機器については、周期幅の拡幅等を踏まえた設計としていること
 - 荷重及び加速度を用いて評価する機器については、設計において材料物性のばらつき等を考慮した荷重及び加速度を使用していること

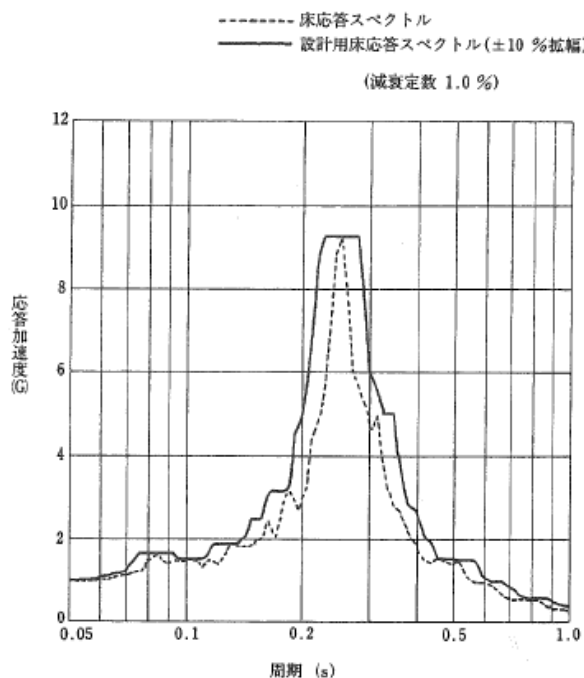


図6.5.1-4 設計用床応答スペクトル例

(2) 設計用床応答スペクトル

設計用床応答スペクトル（図6.5.1-4参照）は床応答スペクトルに影響を与える因子とその予測幅、及びそれ起因する床応答スペクトルの変動幅を適切に把握するとともに、機器の固有周期のずれを考慮することが重要である。既往の研究は、床応答スペクトルに変動を与える地盤物性、建屋剛性、地盤ばね定数の算出式及び減衰定数、模擬地震波の位相特性等について図6.5.1-5に示す手順に基づいて検討が行われた。その結果、床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅することにより、これらの因子の変動をカバーできることが確認されている。

図20 設計における周期幅の拡幅について（JEAG4601-1987抜粋）

【機器・配管系への影響検討／評価結果】

- 表12に簡易評価で「隣接応答倍率> 裕度」となり詳細評価が必要となったもののうち、建屋と非連成で評価する機器・配管系について、影響検討結果を示す。

表12 影響検討結果（非連成）（1/2）

No.	機器名称	建屋	標高 T. M. S. L. (m)	減衰 定数	一次 固有 周期 (s)	使用 耐震 条件	簡易評価				詳細評価				
							評価 部位	応力 分類	裕度*1	隣接応答 倍率 [算定方法]	評価条件 算出方法	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	許容値/ 発生値	結果
1	配管 (CUW-PD-1)	K7R/B	23.5	2.0%	0.130	II (FRS)	配管	一次 +二次	0.87*2 (0.0359)	1.19 [方法A]	方法 a	360	366	1.01	○
2	配管 (HPCF-R-3)	K7R/B	-1.7	2.0%	0.173	I (FRS)	配管	一次 +二次	0.99*2 (0.0003)	1.19 [方法A]	方法 a	385	376	0.97*2 (0.0004)	○
3	配管 (HPCF-W-1)	Rw/B	-1.1	2.0%	0.147	II (FRS)	配管	一次 +二次	1.06	1.42 [方法A]	方法 a	338	356	1.05	○
4	配管 (MUWC-W-1)	Rw/B	-1.1	2.0%	0.172	II (FRS)	配管	一次 +二次	1.06	1.56 [方法A]	方法 a	342	354	1.03	○
5	配管 (RCW-T-4)	K7T/B	-1.1	2.0%	0.147	I (FRS)	配管	一次 +二次	0.56*2 (0.2071)	1.09 [方法A]	方法 a	827	450	0.54*2 (0.2546)	○
6	配管 (HPCF-R-024)	K7R/B	4.8	3.0%	0.076	II (FRS)	配管	一次 +二次	1.13	1.16 [方法A]	方法 a	389	434	1.11	○
7	配管 (RCW-T-1)	K7T/B	-1.1	2.0%	0.139	I (FRS)	配管	一次 +二次	0.98*2 (0.0189)	1.09 [方法A]	方法 a	486	466	0.95*2 (0.0202)	○
8	配管 (RCW-T-3)	K7T/B	-1.1	2.0%	0.098	I (FRS)	配管	一次 +二次	0.61*2 (0.1617)	1.09 [方法A]	方法 a	762	466	0.61*2 (0.1628)	○
9	配管 (RCW-T-5)	K7T/B	-1.1	2.0%	0.161	I (FRS)	配管	一次 +二次	1.03	1.09 [方法A]	方法 a	454	466	1.02	○
10	配管 (SGTS-R-3)	K7R/B	23.5 ~49.7	2.0%	0.160	I (FRS)	配管	一次 +二次	1.19	1.28 [方法A]	方法 b	378	422	1.12	○
11	配管 (HCVS-R-1)	K7R/B	12.3 ~31.7	2.0%	0.165	I (FRS)	配管	一次 +二次	1.22	1.62 [方法A]	方法 b	248	300	1.21	○
12	配管 (FCVS-R-5)	K7R/B	18.1 ~31.7	2.0%	0.164	I (FRS)	配管	一次 +二次	1.40	1.59 [方法A]	方法 b	320	342	1.07	○

注記*1： 耐震計算書における評価結果の裕度（許容値／発生値）を示す。

*2： 一次+二次応力の計算結果が許容応力を上回るが、疲労評価を実施し疲労累積係数が許容値1を満足することで、耐震性を有することを確認している。（）内に疲労累積係数を示す。

【機器・配管系への影響検討／評価結果】

- 表12に簡易評価で「隣接応答倍率> 裕度」となり詳細評価が必要となったもののうち、建屋と非連成で評価する機器・配管系について、影響検討結果を示す。

表12 影響検討結果（非連成）（2 / 2）

No.	機器名称	建屋	標高 T. M. S. L. (m)	減衰 定数	一次 固有 周期 (s)	使用 耐震 条件	簡易評価				詳細評価				
							評価 部位	応力 分類	裕度*1	隣接応答 倍率 [算定方法]	評価条件 算出方法	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	許容値/ 発生値	結果
13	使用済燃料 貯蔵プール 水位・温度 (SA)	K7R/B	31.7	1.0%	0.160	I (FRS)	架構	組合せ	1.38	1.58 [方法A]	方法a	160	205	1.28	○
14	使用済燃料 貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域)	K7R/B	18.1 ~31.7	1.0%	0.151	I (FRS)	支持 架台 (部材)	組合せ	1.02	1.56 [方法A]	方法a	203	205	1.00	○
15	下部ドライウェ ルアクセストン ネルスリーブ及 び鏡板（所員用 エアロック付）	K7R/B	-1.7	1.0%	0.089	I (FRS)	P3	一次 +二次	0.86*2 (0.266)	1.16 [方法A]	方法a	528	393	0.74*2 (0.509)	○
							P2	一次 +二次	0.88*2 (0.237)	1.16 [方法A]	方法a	518	393	0.75*2 (0.462)	○
16	下部ドライウェ ル所員用 エアロック	K7R/B	-1.7	1.0%	0.089	I (FRS)	P12	一次 +二次	0.80*2 (0.369)	1.16 [方法A]	方法a	570	393	0.68*2 (0.712)	○
17	原子炉補機 冷却系 熱交換器	K7T/B	4.9	—	—	I (ZPA)	胴板	一次 +二次	0.78*2 (0.827)	1.04 [-]	—	683	497	0.72*2 (0.667*3)	○

注記*1： 耐震計算書における評価結果の裕度（許容値／発生値）を示す。

*2： 一次+二次応力の計算結果が許容応力を上回るが、疲労評価を実施し疲労累積係数が許容値1を満足することで、耐震性を有することを確認している。（）内に疲労累積係数を示す。

*3： 個別に設定する等価繰返し回数（120回）を用いて算出した値。なお、耐震計算書では一律に設定する等価繰返し回数（200回）を用いている。

【機器・配管系への影響検討／評価結果】

- 表13に簡易評価で「隣接応答倍率> 裕度」となり詳細評価が必要となったもののうち、原子炉建屋との建屋－機器連成地震応答解析モデルの応答を用いて評価する機器・配管系について、影響検討結果を示す。

表13 影響検討結果（連成系）

No.	機器名称	建屋	標高 T. M. S. L. (m)	減衰 定数	一次 固有 周期 (s)	使用 耐震 条件	簡易評価			詳細評価					
							評価 部位	応力 分類	裕度*1	隣接応答 倍率 [算定方法]	評価条件 算出方法	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	許容値/ 発生値	結果
1	原子炉本体基礎	K7R/B (大型)	-8.2 ～ 12.3	—	—	I (せん断 力、モ ーメン ト)	ブラ ケット 部	曲げ 応力 度	1.09	1.23 [—]	—	408.8	427	1.04	○
2	燃料集合体	K7R/B (炉内)	12.297	—	—	I (ZPA, 変位)	燃料 被覆 管	一次 +二次	1.31	1.53 [—]	—	設計比：0.87*3			○
3	原子炉冷却材再 循環ポンプモー タケーシング	K7R/B (炉内)	5.376 ～ 6.253	—	—	I (せん断 力、モ ーメン ト)	ケー シ ン グ	軸圧 縮応 力	1.11	1.14 [—]	—	207	207	1.00	○
4	配管 (CUW-PD-2)	K7R/B (大型)	17.02	1.5%	0.232	II (FRS)	配管	一次 +二次	0.58*2 (0.3097)	1.57 [方法B]	方法 a	542	366	0.67*2 (0.1526)	○
5	配管 (MS-PD-30)	K7R/B (大型)	18.44	2.0%	0.248	II (FRS)	配管	一次 +二次	1.03	1.60 [方法B]	方法 b	252	300	1.19	○
6	出力領域モニタ	K7R/B (炉内)	10.161 ～ 14.433	1.0%	0.308	I (FRS)	校正 用導 管 カバ ー チ ュー ブ	一次一 般膜+ 一次曲 げ応力	1.27	1.40 [方法B]	方法 b	201	225	1.11	○

注記*1： 耐震計算書における評価結果の裕度（許容値／発生値）を示す。

*2： 一次+二次応力の計算結果が許容応力を上回るが、疲労評価を実施し疲労累積係数が許容値1を満足することで、耐震性を有することを確認している。（）内に疲労累積係数を示す。

*3： 設計比（発生値／許容値）が1以下となることで、耐震性を有することを確認している。

【機器・配管系への影響検討／評価結果に対する考察】

- 影響評価結果（表12,13）において、隣接応答倍率に対して、簡易評価から詳細評価への裕度の減少が比較的小さい傾向がみられる。これは以下の要因により生じているものと考えている。
 - （1）簡易評価では耐震計算書に記載される裕度を用いており、設計用Ⅱを用いているものがあるが、詳細評価では全て設計用Ⅰに対して隣接応答倍率を乗じたもので耐震計算をおこなっていること。
（表12 No.1,3,4,6 及び 表13No.4,5）
 - （2）隣接応答倍率の考慮方法として、簡易評価では最大の隣接応答倍率を用いるが、詳細評価では「固有周期に応じた個々の隣接応答倍率を乗じる方法（方法b）」により床応答スペクトルを算出していること。
（表12 No.10,11,12 及び 表13 No.5,6）
 - （3）簡易評価では「鉛直方向」を含めた全体の応力に対する裕度と隣接応答倍率を比較しているが、詳細評価においては、隣接建屋による水平方向の応答増幅の影響を確認する観点から、水平方向のみに隣接応答倍率を考慮していること。（表12 No.1～17 及び 表13 No. 1～6）
 - （4）簡易評価では「地震荷重」「自重」「配管内圧」を含めた全体の応力に対する裕度と隣接応答倍率を比較しているが、詳細評価においては、「地震荷重」のみに隣接応答倍率を考慮していること。
（表12 No.1～17 及び 表13 No. 1～6）

【まとめ】

隣接建屋の影響について確認した結果を、以下①～③に示す。

①耐震評価を実施している躯体関係の応答増幅の影響検討

原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋の躯体関係について、応答増幅による影響評価を行い、いずれの施設においても、構造健全性に問題ないことを確認した。

②建物付帯設備（建物・構築物）の応答増幅の影響検討

原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋に内包される付帯設備について、応答増幅による影響評価を行い、いずれの施設においても、構造健全性に問題ないことを確認した。

③機器・配管系への影響検討

原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋に設置される機器について、建物の応答増幅による影響評価を行い、いずれの機器においても、耐震性への影響がないことを確認した。

【解析結果（コントロール建屋）】

- 地震応答解析より得られたコントロール建屋の最大応答値について、全建屋を考慮した隣接モデルとコントロール建屋を単独でモデル化したケースの比較結果を図21に示す。

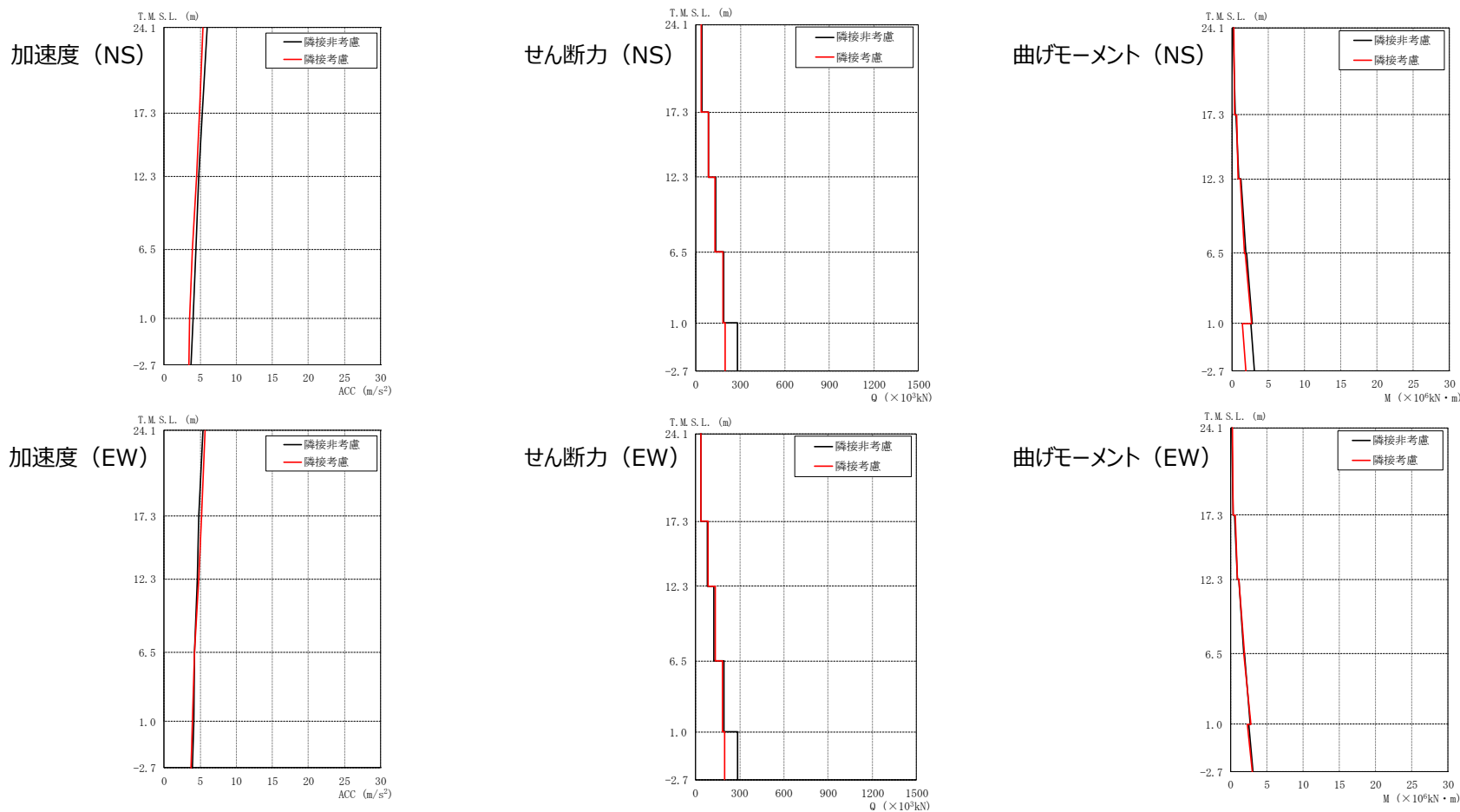


図21 最大応答値の比較（左から、加速度・せん断力・曲げモーメント）

【解析結果（タービン建屋）】

- 地震応答解析より得られたタービン建屋の最大応答値について、全建屋を考慮した隣接モデルとタービン建屋を単独でモデル化したケースの比較結果を図22に示す。

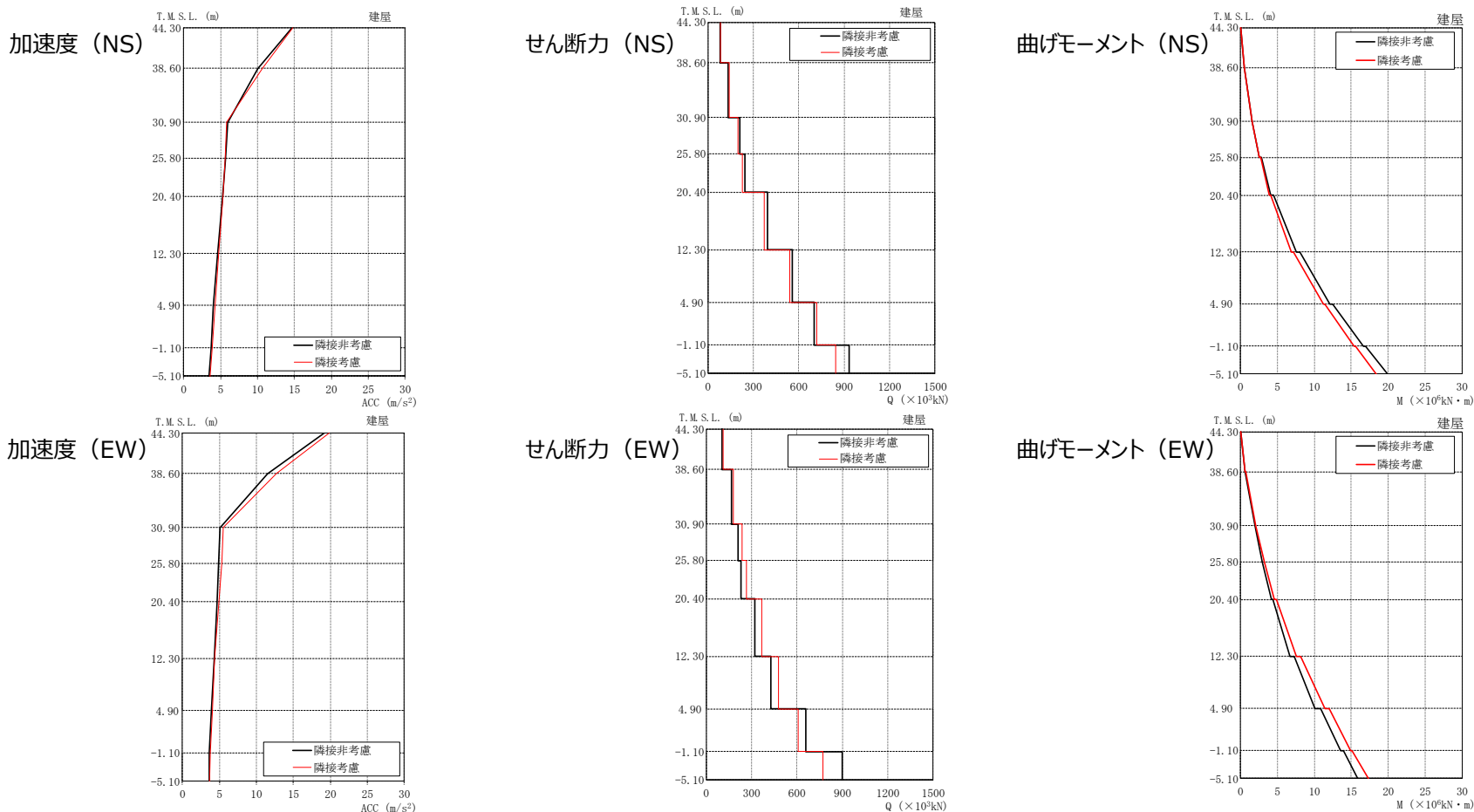


図22 最大応答値の比較（左から、加速度・せん断力・曲げモーメント）

【解析結果（廃棄物処理建屋）】

- 地震応答解析より得られた廃棄物処理建屋の最大応答値について、全建屋を考慮した隣接モデルと廃棄物処理建屋を単独でモデル化したケースの比較結果を図23に示す。

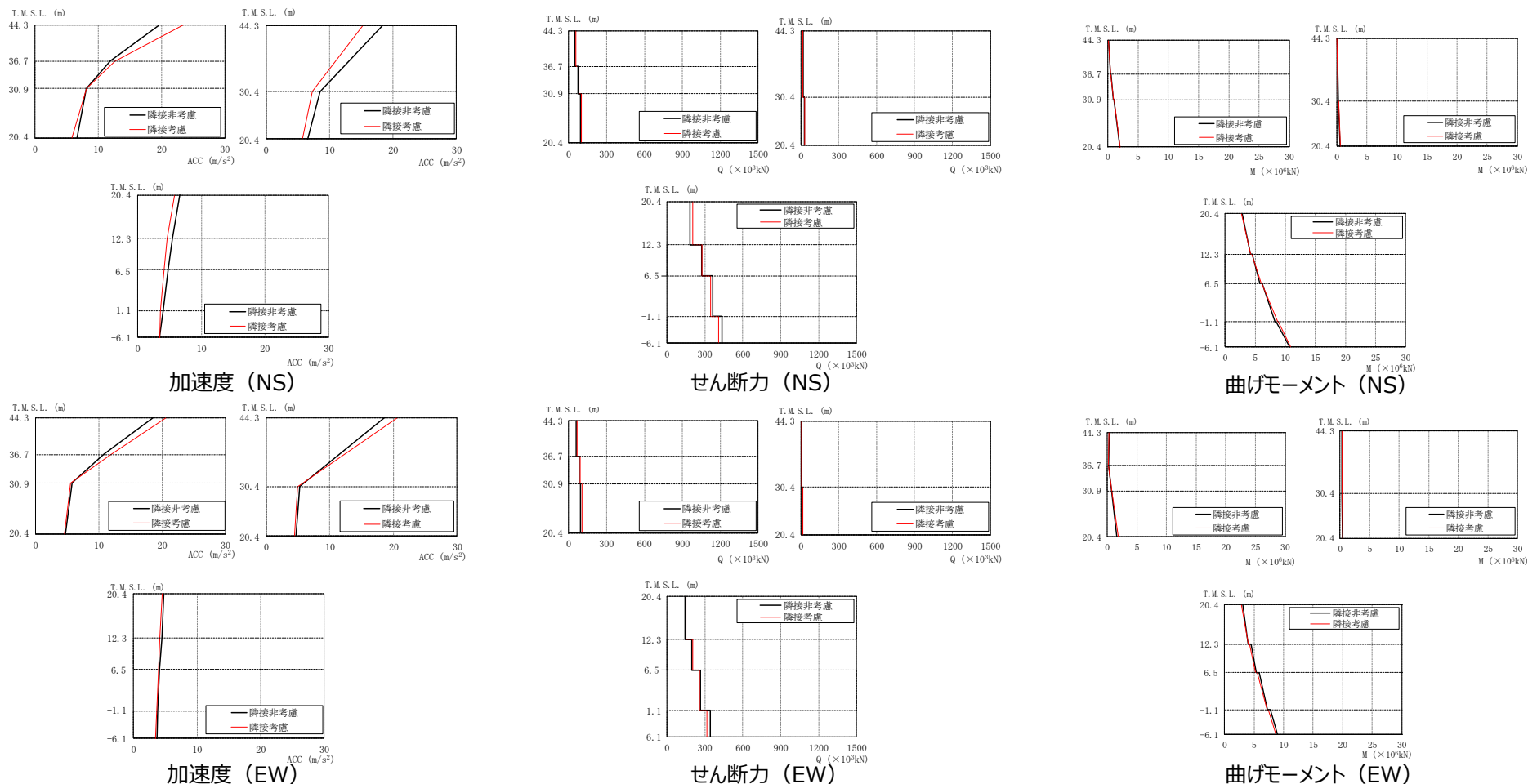


図23 最大応答値の比較（左から、加速度・せん断力・曲げモーメント）

【解析結果（各建屋の加速度応答スペクトル）】

- 地震応答解析より得られた各建屋の加速度応答スペクトルについて、全建屋を考慮した隣接モデルと各建屋を単独でモデル化したケースの比較結果を図24に示す。

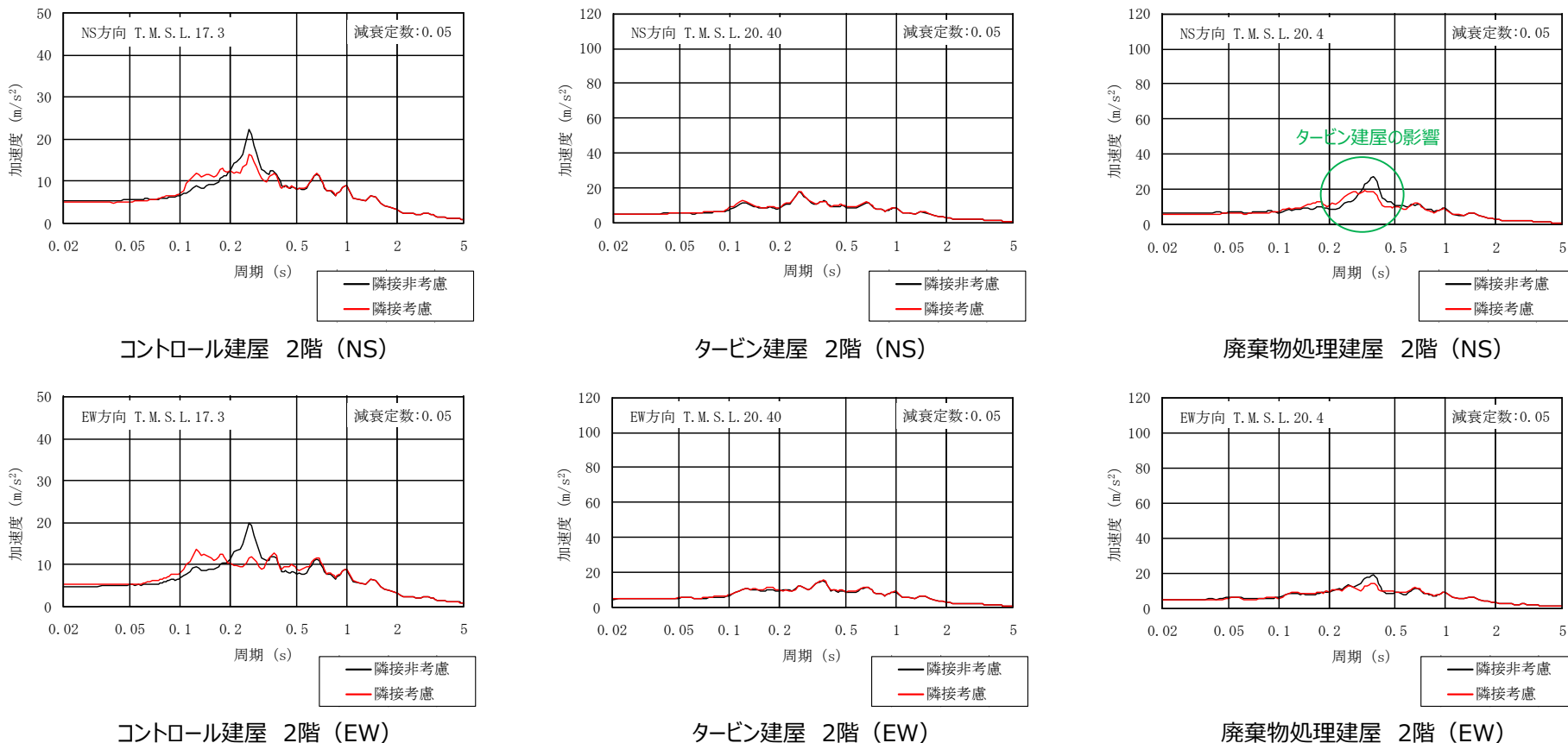


図24 最大応答値の比較（左から、コントロール建屋 2階、タービン建屋 2階、廃棄物処理建屋 2階）

【解析結果（傾向）】

原子炉建屋以外の各建屋における解析結果の傾向を、以下の①～③に示す。

①コントロール建屋の傾向（図21及び図24）

- ・加速度について、NS方向では、全体的に応答が小さくなる傾向が見られるものの、EW方向では建屋上層の応答が若干大きくなる傾向が見られる。
- ・せん断力及び曲げモーメントについては、建屋下層において、応答が小さくなる傾向が見られる。
- ・加速度応答スペクトルについては、隣接考慮モデルでは6棟連成の影響による応答性状となっている。

②タービン建屋の傾向（図22及び図24）

- ・加速度については、建屋上層の鉄骨部において、応答が大きくなる傾向が見られる。
- ・せん断力については、建屋下層において、応答が小さくなる傾向が見られるものの、建屋中間層において、NS方向は小さく、EW方向は大きくなる傾向が見られる。
- ・曲げモーメントについては、NS方向では全体的に小さく、EW方向では全体的に大きくなる傾向が見られる。
- ・加速度応答スペクトルについて、建屋規模の大きいタービン建屋では比較的隣接影響は小さい。

③廃棄物処理建屋の傾向（図23及び図24）

- ・加速度については、建屋下層においては、小さくなる傾向が見られるものの、建屋上層の鉄骨部において、一部応答が大きくなる傾向が見られる。
- ・せん断力については、全体的に変動は小さいものの、一部応答が大きくなる傾向が見られる。
- ・加速度応答スペクトルについては、廃棄物処理建屋のNS方向について、加振方向に隣接するタービン建屋の固有周期の隣接影響と思われる応答が伺える。

【機器・配管系への影響検討／連成系の影響評価に用いる解析の妥当性について】

- 連成系モデルで評価する機器・配管系の応答は、設計時には建屋-機器連成地震応答解析モデルを用いた地震応答解析で求めるのに対し、今回の影響検討では建屋応答を入力とした大型機器・炉内応答解析モデルを用いた地震応答解析により求めている。
- 上記解析の妥当性検証のため、設計用の建屋-機器連成地震応答解析モデル（連成モデル）を用いて、この連成モデルによる応答と、建屋応答を入力とした大型機器・炉内応答解析モデル（大型機器モデル）による応答の比較を行った。なお比較の解析は入力地震動としてSd-1（回転、並進）を用いた。各構造物毎の代表点での比較結果を表14に示す。
- 全体を通して概ね同等であることが確認できたことから妥当であると考え。なお、一部の評価点（燃料集合体）では応答（せん断力、モーメント）に差異が生じているが、今回の影響検討では隣接考慮／非考慮での応答倍率を算出していることを踏まえると、影響は無いものとする。

表14 応答の比較

構造物名	質点番号	「大型機器モデル」による応答／「連成モデル」による応答					
		震度比		せん断力比		モーメント比	
		NS	EW	NS	EW	NS	EW
原子炉遮蔽壁	18	1.01	1.02	1.01	1.01	1.01	1.01
原子炉本体基礎	23	1.00	1.00	1.00	1.00	1.02	1.03
原子炉圧力容器スカート	32	1.00	0.99	1.02	1.03	1.03	1.04
原子炉圧力容器	34	1.02	1.02	1.02	1.01	1.02	1.01
原子炉冷却材再循環ポンプ	58	1.00	1.00	0.99	0.99	1.00	1.00
炉心シュラウド	62	0.99	1.00	0.97	0.95	0.97	0.95
制御棒駆動機構ハウジング(外側)	82	1.00	1.00	1.05	1.02	1.06	1.03
燃料集合体	90	0.99	1.02	0.70	0.74	0.70	0.74
制御棒案内管	97	1.01	1.01	0.97	1.05	0.97	1.05
制御棒駆動機構ハウジング(内側)	107	1.00	1.00	1.09	1.07	1.01	1.03

【機器・配管系への影響検討／連成系の影響評価に用いる解析の妥当性について】

- 今回の大型機器・炉内応答解析において、回転成分の有無による応答への影響は軽微であることを確認した。

構造物名	質点番号	標高 T. M. S. L. (m)	1.2ZPA	
			弾性設計用地震動Sd	
			水平方向 (NS方向及びEW方向)	
			隣接考慮／隣接非考慮 (回転なし)	隣接考慮／隣接非考慮 (回転あり)
原子炉遮蔽壁	18	21.200	1.16	1.18
	19	18.440	1.15	1.17
	20	17.020	1.14	1.14
	21	15.600	1.12	1.12
	22	13.950	1.11	1.11
原子炉本体基礎	23	12.300	1.09	1.09
	24	8.200	1.10	1.12
	25	7.000	1.10	1.13
	26	4.500	1.08	1.10
	27	3.500	1.11	1.11
	28	1.700	1.11	1.11
	29	-2.100	1.11	1.11
	30	-4.700	1.14	1.11
	34	26.013	1.00	1.04
	35	23.553	1.04	1.06
原子炉圧力容器	36	22.163	1.06	1.09
	37	20.494	1.09	1.11
	38	18.716	1.12	1.14
	39	17.179	1.15	1.15
	40	16.506	1.15	1.15
	42	15.266	1.16	1.16
	43	14.433	1.16	1.16
	45	13.009	1.15	1.15
	46	12.297	1.13	1.13
	51	9.402	1.12	1.09
	53	7.388	1.12	1.12
	54	6.795	1.10	1.10
	57	5.066	1.10	1.10

構造物名	質点番号	標高 T. M. S. L. (m)	1.2ZPA		
			弾性設計用地震動Sd		
			水平方向 (NS方向及びEW方向)		
			隣接考慮／隣接非考慮 (回転なし)	隣接考慮／隣接非考慮 (回転あり)	
気水分離器、 スタンドパイプ 及び 炉心シュラウド	62	19.472	0.99	0.95	
	63	18.716	1.12	1.08	
	64	17.179	1.19	1.22	
	65	16.506	1.20	1.21	
	66	15.641	1.18	1.20	
	67	15.266	1.19	1.20	
	68	14.433	1.17	1.19	
	69	13.721	1.15	1.17	
	70	13.009	1.14	1.16	
	71	12.297	1.12	1.14	
	72	11.585	1.12	1.12	
	73	10.873	1.13	1.13	
	74	10.161	1.13	1.13	
	75	9.645	1.13	1.13	
	76	10.161	1.11	1.13	
	78	9.402	1.11	1.11	
	79	8.395	1.12	1.12	
	80	7.388	1.10	1.10	
	81	6.795	1.10	1.10	
	原子炉冷却材 再循環ポンプ	58	6.253	1.10	1.10
	原子炉圧力容器	56	5.817	1.10	1.10
57		5.066	1.10	1.10	
制御棒駆動機構 ハウジング (内側)	110	1.655	1.09	1.04	
	111	0.934	1.05	1.02	
	112	0.184	1.10	1.04	
制御棒駆動機構 ハウジング (外側)	82	5.817	1.10	1.10	
	83	5.066	1.10	1.10	
	87	1.655	1.09	1.04	
	88	0.934	1.08	1.06	
	89	0.184	1.00	0.96	
燃料集合体	90	14.433	1.17	1.19	
	91	13.721	1.53	1.52	
	92	13.009	1.50	1.54	
	93	12.297	1.50	1.51	
	94	11.585	1.48	1.50	
	95	10.873	1.46	1.50	
	96	10.161	1.11	1.13	

図25 回転入力の影響（最大応答加速度）

【機器・配管系への影響検討／連成系の影響評価に用いる解析の妥当性について】

- 今回の大型機器・炉内応答解析において、回転成分の有無による応答への影響は軽微であることを確認した。

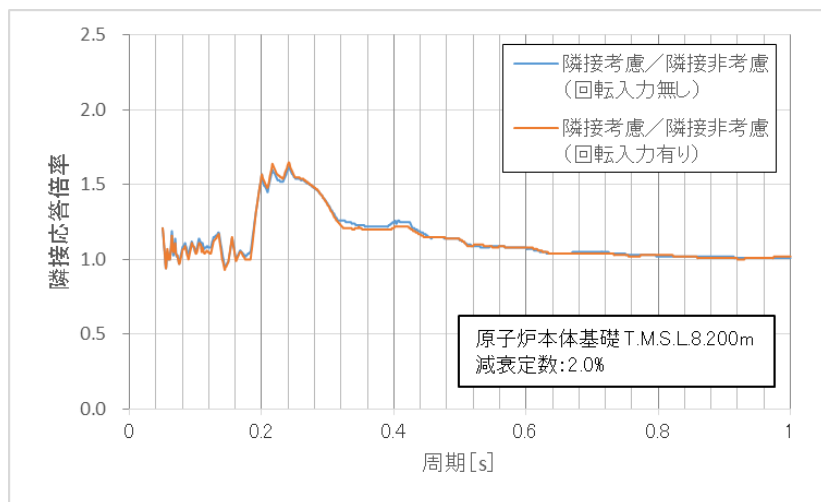
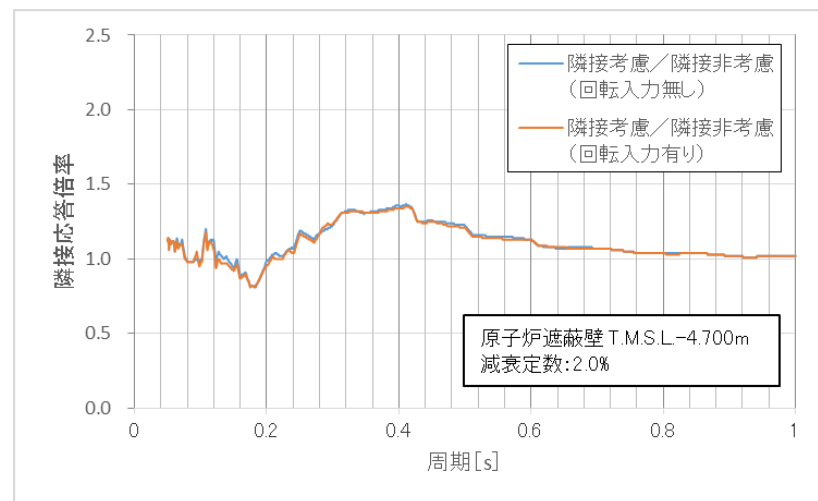
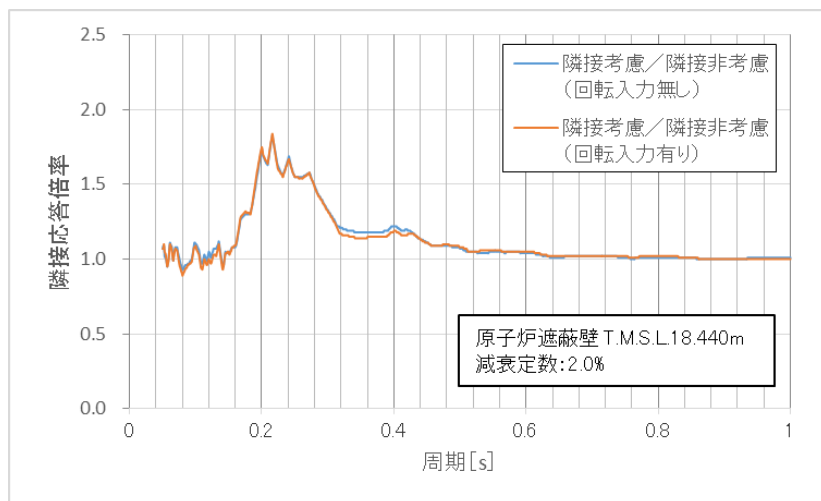


図26 回転入力の影響（床応答スペクトル）

【参考】

主な説明事項の状況

主な説明事項（論点含む）		頁（審査会合での説明状況）	
[1] 詳細設計段階における 設置変更許可審査時 からの設計変更	1	中央制御室待避室の遮蔽設計の見直し	46頁
	2	5号機原子炉建屋内緊急時対策所の遮蔽設計の見直し	47頁
	3	5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備の保管方法の変更	48頁
	4	復水移送ポンプ周りの手動弁の電動弁化及び屋内アクセスルートの見直し	49頁
[2] 設計方針に関する説明 事項	1	使用済燃料貯蔵プール水位の監視	第830回審査会合にて説明
	2	重大事故等時の格納容器評価における評価条件	第830,858回審査会合にて説明
	3	火災感知器の配置	第866回審査会合にて説明
	4	地下水に対する浸水防護対策	50頁
	5	竜巻設計飛来物の感度解析	第854回審査会合にて説明
	6	ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置	第830,854回審査会合にて説明
	7	格納容器内水素濃度計の機能・構造と耐環境性	第830,858回審査会合にて説明
	8	耐津波設計における浸水防護重点化範囲等の設計	第874,885回審査会合にて説明
	9	下部中央制御室等の火災防護対策	51頁
[3] 耐震・強度評価に関する 説明事項	1	津波漂流物の衝撃荷重（海水貯留堰）	第866,885回審査会合にて説明
	2	地盤物性の設定 ・地下水位の設定 ・地盤物性値の設定 ・中越沖地震時の再現解析 ・液状化対策工事 ・液状化検討層(A2s層)を踏まえた支持性能評価	第836,863,874回審査会合にて説明 (第836,863回審査会合にて説明) (第836,863回審査会合にて説明) (第863回審査会合にて説明) (第874回審査会合にて説明)
	3	基礎地盤傾斜による建物・構築物及び機器の耐震性への影響	52頁
	4	建物・構築物における地震応答解析モデルの既工認からの変更点 ・地震応答解析モデルの主要な変更項目(コンクリート実剛性の採用, 補助壁の考慮, 側面地盤回転ばねの考慮, 表層地盤ばねの非考慮, 地盤3次元FEMの採用(低接地率建屋)) -補助壁の曲げ変形, 側面回転入力, 表層地盤からの入力, SITによる剛性低下 -設計体系における補助壁の取扱い -廃棄物処理建屋で用いる地震応答解析手法/応力解析手法の妥当性確認 ・応答結果に影響する不確かさ要因 -隣接建屋影響	第830,867,870,880,885,890回審査会合にて説明 (第830回審査会合にて説明) (第867,870,880,885回審査会合にて説明) (第867回審査会合にて説明) (第867,880回審査会合にて説明) (第870,880回審査会合にて説明) (第877,885,890回審査会合にて説明)
	5	原子炉本体基礎の復元力特性	53頁
	6	建物・構築物の応力解析における弾塑性解析の採用 ・弾塑性解析：応力平均化、荷重の入力順序 ・RCCV評価：地震による壁の塑性化、高温による剛性低下、保守性の考え方、モデル化妥当性(床スラブ)	第870,880,885回審査会合にて説明 (第870回審査会合にて説明) (第870回審査会合にて説明) (第880,885回審査会合にて説明)
	7	格納容器圧力逃がし装置基礎の地震応答解析モデルのモデル化方針	第863回審査会合（液状化対策工事として格納圧力逃がし装置、スクリーン室を説明）
	8	屋外重要土木構造物のモデル化方針	
	9	耐震評価における等価繰返し回数	54頁
	10	加振試験に基づく使用済燃料貯蔵ラックの減衰定数の設定	55頁
11	弁の動的機能維持評価（一定の余裕の確保）	56頁	
12	燃料集合体の耐震性	57頁	
13	制御棒・破損燃料貯蔵ラックにおける排除水体積質量減算の適用	58頁	
14	ECCSストレナの耐震・強度評価への流動解析の適用	第867回審査会合にて説明（取り下げ）	
15	地震荷重と風荷重の組合せ	第854,866回審査会合にて説明	

1. 概要

- 中央制御室待避室の遮蔽設計について、居住性向上のため、遮蔽扉の設置及び遮蔽をコンクリート遮蔽に変更し、運転員の居住スペースを拡大している。
- 中央制御室待避室の遮蔽設計変更後においても、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な中央制御室の居住性を有していることを確認する。

2. 確認結果

<評価方法>

- 炉心の著しい損傷の発生を想定した場合における中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、遮蔽、換気空調設備等の設備の機能及び全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮した上で、事故後7日間で100mSvを超えないことを確認する。

<評価結果>

- 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で最大約88mSvであり、評価結果は判断基準の「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足していることを確認した。

表 被ばく評価結果（6号機:代替循環冷却 7号機:格納容器ベント, マスク着用）

	実効線量(mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約21	約44		約24				約88
B班			約28		約21	約19		約69
C班			約50	約26			約11	約86
D班					約22	約20	約26	約69
E班	約16	約56						約72

3. 説明図書

- 「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」及びその補足説明資料

1. 概要

- ・緊急時対策所に関して居住スペース拡大・運用性向上のため、対策本部高気密室を高気密室架構から鋼板ライニング構造へ構造変更、待機場所の遮蔽設計の変更を行っている。
- ・構造/遮蔽設計変更後においても、必要な緊急時対策所の居住性等を有していることを確認する。

2. 確認結果

(1) 居住性評価

- ・重大事故等時における緊急時対策所の要員の実効線量は、7日間で緊急時対策所（対策本部）で約28mSv、緊急時対策所（待機場所）で約46mSvであり、判断基準の「対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足していることを確認した。

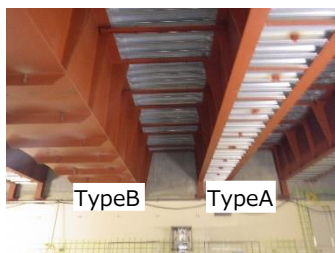
表 被ばく評価結果

評価対象	実効線量(mSv/7日間)
緊急時対策所（対策本部）	約 2.8×10^1
緊急時対策所（待機場所）	約 4.6×10^1

- ・また、酸素濃度・二酸化炭素濃度についても必要な基準を満足していることを確認した。

(2) 高気密室鋼板ライニング構造の構造健全性評価

- ・鋼板ライナー鋼材は、壁面、床面及び天井面に固定用アンカーで固定されたライナー鋼材下地材にライナー鋼板を溶接し、梁部においては梁部型鋼をスタッドジベルを介して天井スラブに支持する構造としている。
- ・ライナー鋼板の変形追従性として、ライナー鋼板の変形許容値が耐震壁のせん断ひずみの許容値を上回っていることを確認した。



＜緊急時対策所 梁部＞

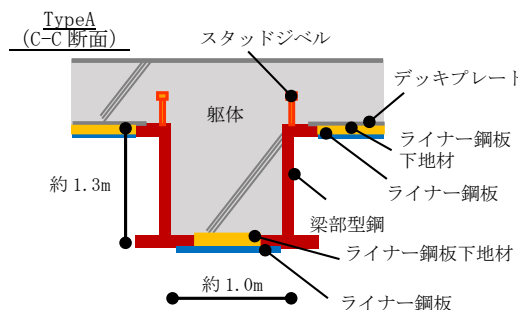


図 ライナー部構造

表 ライナー鋼板と耐震壁変形の比較

部材	材料	変形
ライナー鋼板 ($t=3.2\text{mm}$)	SS400	0.21 ^{*1}
耐震壁	コンクリート	0.002 ^{*2}

注記*1：JIS G 3101の許容伸び値

*2：耐震壁のせん断ひずみの許容値

3. 説明図書

- ・「V-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に係る説明書」及びその補足説明資料

【1-3】5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の保管方法の変更 **TEPCO**

1. 概要

- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（以下「5号機可搬電源設備」という。）について、5号機東側保管場所（以下「保管場所」という。）に固定する設計から保管場所にて車両に積載し配備する設計への変更、及び保管場所を5号機原子炉建屋近傍の計画地から北よりへの配置変更を実施することに伴い、保管場所に於ける5号機可搬電源設備の耐震性及び保管場所の各種影響評価について確認する。

2. 確認結果

(1) 5号機可搬電源設備の耐震性

- 保管場所での地震動を包絡する模擬地震波による加振試験により、機能維持、転倒しないことを確認した。

(2) 保管場所に影響を与える恐れのある被害要因に対する影響評価

- 右表に示す保管場所に影響を与える恐れのある被害要因に対する影響評価を行い、被害要因の影響を受けないことを確認した。

表 保管場所に影響を与える恐れのある被害要因及び影響評価結果

保管場所に影響を与える恐れのある被害要因	影響評価結果
① 周辺建造物の倒壊（建屋、鉄塔及び主排気筒）	問題なし
② 周辺タンク等の損壊	問題なし
③ 周辺斜面の崩壊	問題なし
④ 敷地下斜面の滑り	該当なし
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下（段差量）	問題なし
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下（傾斜）	問題なし
⑤ 液状化に伴う浮上り	問題なし
⑥ 地盤支持力の不足	問題なし
⑦ 地中埋設建造物の損壊	問題なし
⑧ 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	問題なし

(3) 保管場所配置変更に伴う5号機可搬電源設備への給油作業の成立性に関する影響評価

- 保管場所の配置変更に伴い、保管場所への侵入ルート移動距離が約60m延伸することとなるが、屋外アクセスルートの仮復旧時間については区間に変更がないこと、及び想定時間に対して十分な余裕があることより、5号機可搬型電源設備への給油作業の成立性に影響はないことを確認した。

3. 説明図書

- 「V-2-別添3-3_可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震計算書」及びその補足説明資料
- 「V-1-1-7-別添1_可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」及びその補足説明資料

【1-4】復水移送ポンプ周りの手動弁の電動弁化及び屋内アクセスルートの見直し **TEPCO**

1. 概要

- 代替循環冷却系の操作性向上を目的に、系統構成で操作する手動弁を電動化し、AM用操作盤7Cより遠隔操作可能な設計※としている。
※弁設置場所での手動操作も可能
- 電動弁化による系統構成時間の短縮に伴い、低圧代替注水系/格納容器代替注水系から代替循環冷却系への切替時間（復水移送ポンプ停止時間）が短縮されることにより安全性が向上する。
- また、弁設置場所である管理区域にアクセスすることなく、雰囲気線量が高くなる恐れのない非管理区域から遠隔操作することにより被ばくりスクが低減される。
- 遠隔操作場所までの屋内アクセスルートの成立性について確認する。

2. 確認結果

- 地震、津波その他の自然現象又は外部人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に、地震随伴火災、地震随伴溢水及び機器等の転倒により影響を受けない非管理区域の遠隔操作場所までの屋内アクセスルートが確保されていることを確認した。

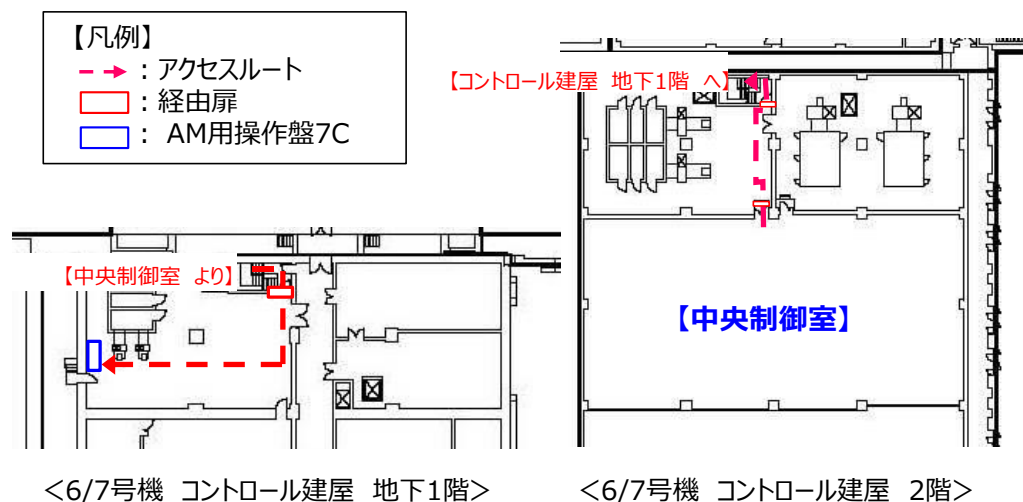


図 中央制御室からAM用操作盤7Cまでの屋内アクセスルート図（非管理区域）

3. 説明図書

- 「V-1-1-7-別添1_可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」及びその補足説明資料

【2-4】地下水に対する浸水防護対策

1. 概要

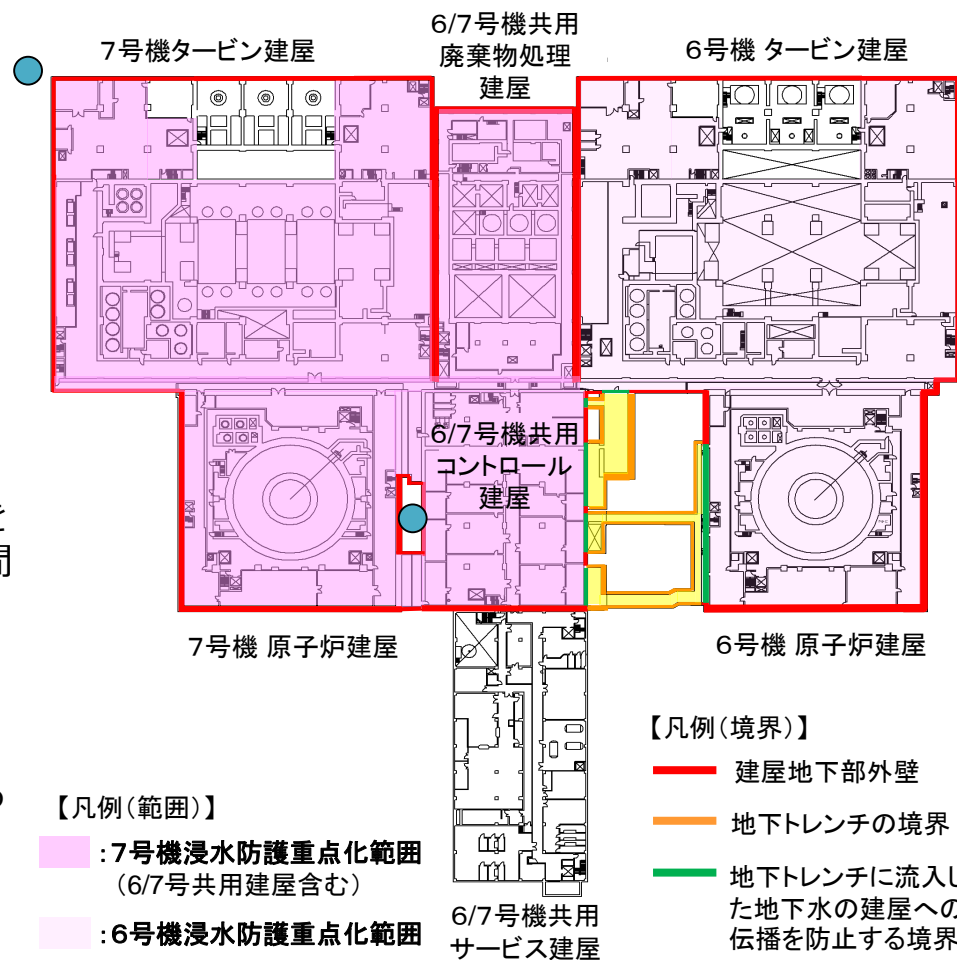
- 地下水に対する浸水防護対策は、建屋外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし、一部の地下部外壁に発生を想定する貫通部等からの浸水評価を考慮しても溢水防護対象設備等の安全機能への影響がない設計とする。
- 7号機地下水排水設備の耐震性を確保することで、地震時及び地震後においても溢水源である地下水の水位上昇そのものを抑制することで、建屋内への浸水の可能性を排除する設計とする。

2. 確認結果

- 地震によるひび割れ等から地下トレンチに浸水する量を保守的に仮定しても、外部の支援を期待しない7日間において、6/7号機共用コントロール建屋へ地下水流入を防止し、安全機能へ影響を与えない範囲で貯留できることを確認した。
- 7号機地下水排水設備について、耐震性を有していること、湧水量に対して十分な裕度の排水性能があることを確認した。

3. 説明図書

- 「V-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」及びその補足説明資料
- 「V-2-2-別添1 地下水排水設備の耐震性についての計算書」

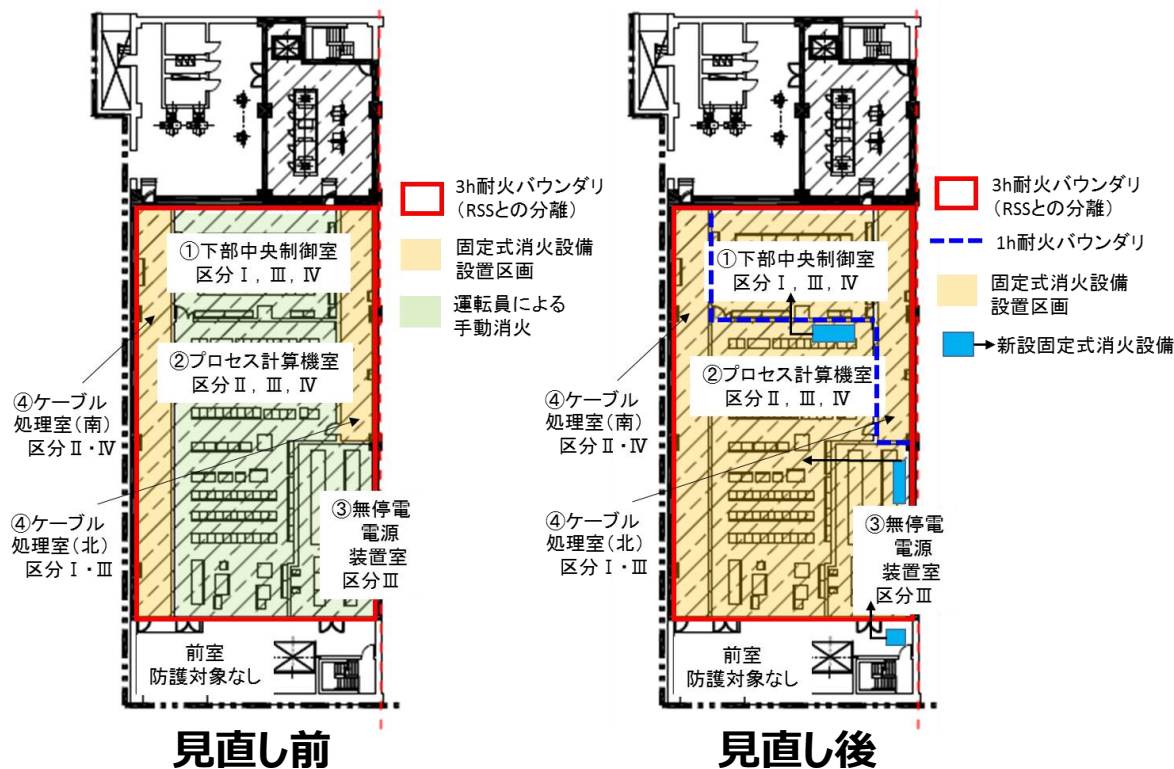


注:なお、6号機浸水防護重点化範囲は今回の申請対象外

【2-9】下部中央制御室等の火災防護対策

1. 概要

- 下部中央制御室等（①～③）の火災区画は、排煙設備を設置することにより、上部中央制御室に常駐する運転により消火器を用いて手動消火する方針であった。
- 下部中央制御室等（①～④）の火災区画は、上部中央制御室を含めた3h耐火バウンダリによりRSSと分離することで影響軽減対策を図っていた。



2. 確認結果

- ①～③の火災区画は、運転員が常駐していないことを踏まえ、固定式消火設備を追設する方針に変更したため、早期消火の観点から問題ないことを確認した。
- ①～④の火災区画は、各区画間で区分Ⅰ・Ⅱの火災防護対象機器を1h耐火バウンダリで区切ることにより、区画内の火災に対しても区分ⅠもしくはⅡのいずれかの安全機能が確保されることを確認した。

3. 説明図書

- 「V-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」及びその補足説明資料

【3-3】基礎地盤傾斜による建物・構築物及び機器の耐震性への影響

1. 概要

- 建物・構築物及び屋外重要土木構造物等の基礎地盤傾斜量を算出し、1/2000を超える場合はその影響を踏まえて耐震性が確保されていることを確認する。また、それらに設置される機器・配管系についても、その影響を踏まえて耐震性が確保されていることを確認する。

2. 確認結果

- 基礎地盤傾斜量が1/2000を超える施設として原子炉建屋、格納容器圧力逃がし装置基礎、大物搬入建屋、軽油タンク基礎、燃料移送系配管ダクト、スクリーン室、取水路、第一ガスタービン発電機用燃料タンク基礎、第一ガスタービン発電機基礎、取水路（6号機設備）が抽出された。
- 上記施設に対し、基礎地盤傾斜量を保守的に考慮し※評価を行った結果、これらの施設及びこれらの施設に設置される機器・配管系の耐震性が確保されていることを確認した。

※保守的な考慮の具体的内容

- ①基礎地盤傾斜が1/2000を超える時間は一時的であるが、最大傾斜が残留すると仮定
- ②算出された基礎地盤傾斜量を上回る傾斜量を想定（例：原子炉建屋の基礎地盤傾斜量は1/1700であるが、1/1000として考慮）

3. 説明図書

- 補足説明資料「基礎地盤傾斜による影響について」（KK7補足-024-7）

影響検討結果の一例

（1/1000の基礎地盤傾斜量を想定した検討結果）

建物・構築物の検討例（原子炉建屋の最大層せん断力（NS方向、RCCV部））

T.M.S.L (m)	傾斜加算前 (Ss-1,7,8最大値) (kN)	傾斜による荷重 (kN) ※	傾斜加算後 (kN)	設計用地震力 (kN)
31.7	71300	92	71392	86100
23.5	175000	248	175248	185000
18.1	244000	351	244351	261000
12.3	314000	551	314551	340000
4.8	371000	676	371676	382000
-1.7	420000	813	420813	447000
-8.2				

※:基礎地盤傾斜により新たに発生する層せん断力を、 $g \sin \theta$ (g :重力加速度、 θ :傾斜を1/1000とした場合の角度)を入力とした静的解析により算定

屋外重要土木構造物の検討例（第一ガスタービン発電機用燃料タンク基礎のせん断力）

照査項目	解析断面	地震動	解析ケース	照査用せん断力 Q_d (kN)	終局せん断強度 Q_u (kN)	照査値 Q_d/Q_u
鋼管杭 (せん断)	EW	Ss-3	基本ケース	7261	8563	0.85
			傾斜影響考慮	7268*	8563	0.85

※:傾斜量1/1000を考慮した照査用せん断力を、係数倍した時刻歴応答加速度を入力とした地震応答解析より算定

機器・配管系の検討例（原子炉圧力容器等のせん断力）

設備	傾斜加算前 (Ss-1,7,8最大値) (kN)	傾斜による荷重 (kN) ※	傾斜加算後 (kN)	設計用地震力 I (kN)
原子炉圧力容器	9743.0	10.3	9760	12900
炉心シールド	5399.6	13.3	5420	7370
制御棒駆動機構ハウジング (外側)	35.075	0.0220	35.1	35.1

※:基礎地盤傾斜により新たに発生するせん断力を、 $g \sin \theta$ (g :重力加速度、 θ :傾斜を1/1000とした場合の角度)を入力とした静的解析により算定

【3-5】原子炉本体基礎の復元力特性

1. 概要

- 原子炉本体基礎は鋼板とコンクリートの複合構造物である。建屋－機器連成地震応答解析モデルにおける原子炉本体基礎の復元力特性は、基準地震動のレベルの増大に伴い、より現実に近い地震応答を算出することを目的として、建設時の線形仮定に対し、コンクリートのひび割れによる剛性低下を考慮したスケルトン曲線を採用する。
- なお、原子炉本体基礎の構造強度は、建設時と同様に鋼板のみで地震力に耐える設計とする。

2. 確認結果

- 建屋－機器連成地震応答解析モデルにおける原子炉本体基礎の復元力特性について、コンクリートのひび割れによる剛性低下を考慮したスケルトン曲線を作成し、地震応答解析を実施した。
- 上記の地震応答解析結果を用いて鋼板のみに期待した構造強度評価を行い、算出応力度が許容応力度以下であることを確認した。

3. 説明図書

- 「V-2-2-4 原子炉本体の基礎の地震応答計算書」及び「V-2-3-1 炉心，原子炉压力容器及び压力容器内部構造物の地震応答計算書」並びにその補足説明資料
- 「V-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書」

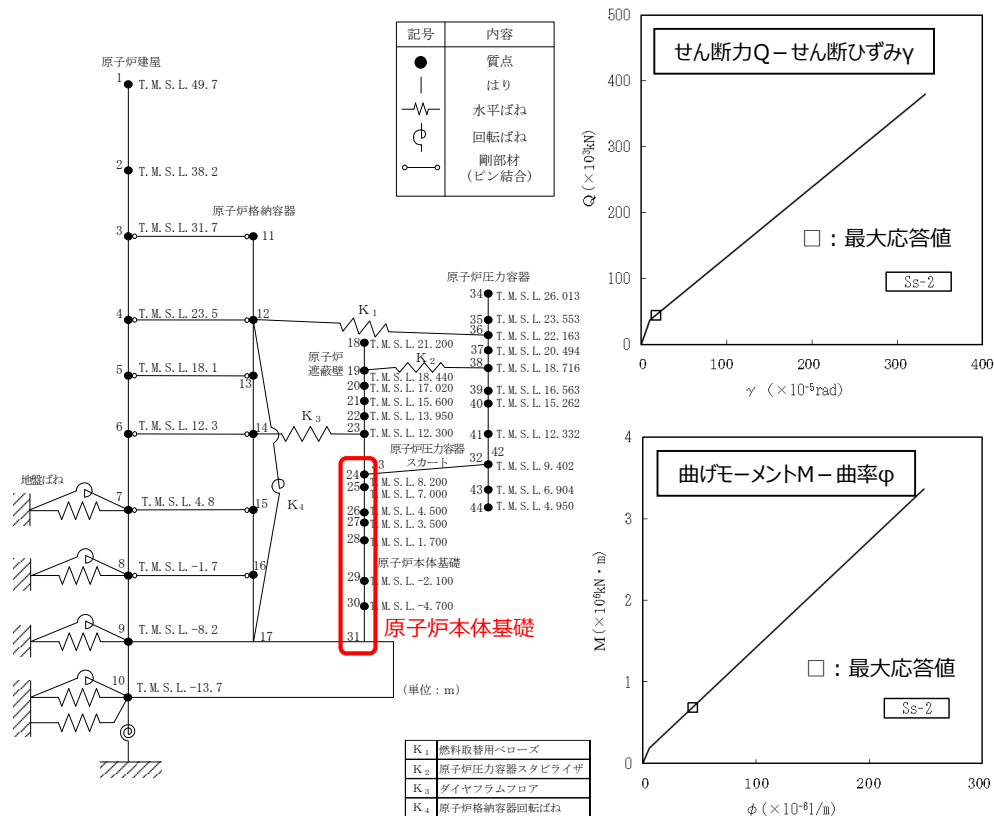


図 原子炉本体基礎のスケルトン曲線及び最大応答値 (基本ケースで最も応答が大きい基部のEW方向Ss-2の例)

表 原子炉本体基礎の耐震評価結果*

評価部位	応力分類		算出応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)
ブラケット部	最大引張力作用時	下面の水平プレートに局所的に生じる曲げ応力度	391.2	

注記*：裕度（許容応力度／算出応力度）が最小となる評価結果を代表で記載

【3-9】耐震評価における等価繰返し回数の妥当性

1. 概要

- 建設時の等価繰返し回数は、基準地震動S1及びS2をもとに設定していたが、今回工認時の等価繰返し回数は、基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdをもとに改めて設定を行う。
- 等価繰返し回数は、保守的になるよう設定した「一律の等価繰返し回数」又は「個別の等価繰返し回数」を設定し設備の評価に適用する。

2. 確認事項

- 等価繰返し回数の設定にあたっては、基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdに加え、2007年の新潟県中越沖地震の影響も考慮することとした。
- 「一律の等価繰返し回数」は、保守的な回数となるよう算出条件（地震動/設置建屋・標高/ピーク応力/減衰定数/固有周期等）を設定し、算出結果を包絡する回数として200回に設定した。
- 「個別の等価繰返し回数」は、その設定対象の設置建屋・標高/ピーク応力/減衰定数に応じて、適切に設定した。
- 上記の通り設定した回数を用いて疲労評価を行い、各設備の耐震性が確保されていることを確認した。

3. 説明図書

- 補足説明資料「耐震評価における等価繰返し回数について」(KK7補足-028-03)

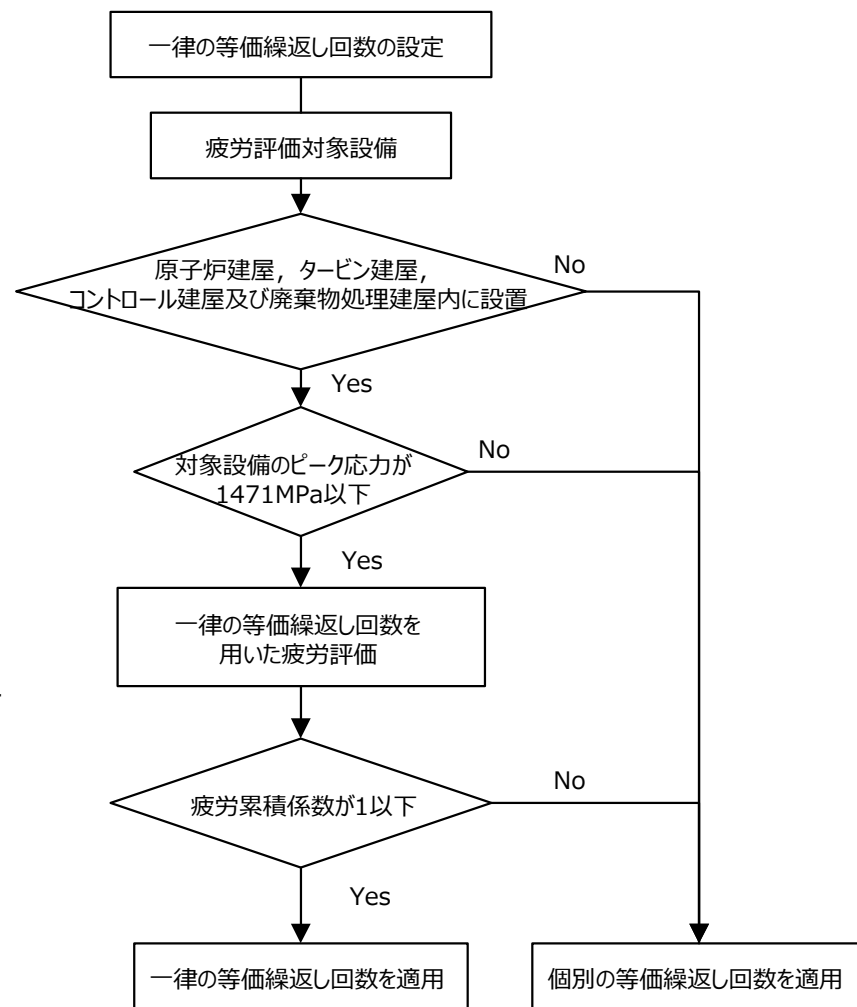


図 等価繰返し回数の使い分け

【3-10】加振試験に基づく使用済燃料貯蔵ラックの減衰定数の設定

1. 概要

- 従来、使用済燃料貯蔵ラックの減衰定数は溶接構造物の設計用減衰定数 1.0%を適用していたが、実機を模擬した実物大加振試験結果から得られた保守的な設計用減衰定数（基準地震動Ss: 7.0%, 弾性設計用地震動Sd: 5.0%）を用いて耐震評価を行い、十分な耐震性を有していることを確認する。

2. 確認結果

<評価方法>

- 設計用減衰定数（基準地震動Ss: 7.0%, 弾性設計用地震動Sd: 5.0%）を用いて耐震計算を行い、使用済燃料貯蔵ラックが十分な耐震性を有していることを確認する。

<評価結果>

- 地震動による発生応力は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

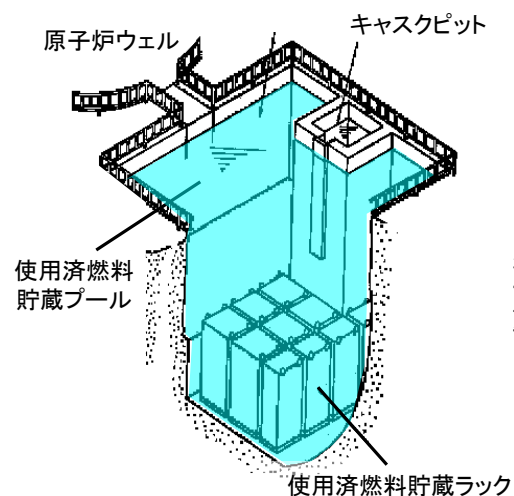


図 使用済燃料貯蔵ラック設置イメージ

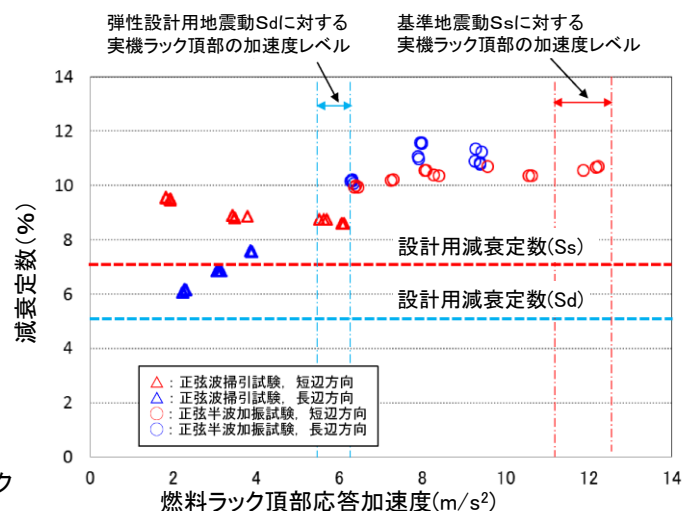


図 実機ラック頂部の最大加速度と減衰定数

表 使用済燃料貯蔵ラック(77体タイプ I)の耐震評価結果(基礎ボルト) (MPa)

	応力の種類	算出応力	許容応力
弾性設計用 地震動Sd又は 静的震度	引張り	69	153*
	せん断	17	118
基準地震動Ss	引張り	102	153*
	せん断	25	118

* : $f_{ts} = \text{Min}[1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b, f_{to}]$

3. 説明図書

- 「V-2-4-2-2 使用済燃料貯蔵ラックの耐震性についての計算書」及びその補足説明資料

1. 概要

- 技術基準規則解釈及び耐震設計に係る工認審査ガイド※の一部改正を踏まえた弁の動的機能維持評価方法に関して、弁の動的機能維持評価に用いる弁駆動部の応答加速度の算定方法は、JEAG4601の内容に加え、一定の余裕を見込んだ評価を行う。

※耐震設計に係る工認審査ガイドの改正内容：弁等の機器の地震応答解析結果の応答加速度が当該機器を支持する配管の地震応答により増加することが考えられるときは、当該機器については、当該配管の地震応答の影響を考慮し、一定の余裕を見込んで評価すること。

配管系の固有周期	JEAG4601	柏崎刈羽原子力発電所 第7号機
剛な場合	最大加速度（1.0ZPA）を適用する。	最大加速度を1.2倍した値（1.2ZPA）を適用する。
柔な場合	スペクトルモーダル解析により算出した弁駆動部の応答を適用する。	スペクトルモーダル解析から算出される弁駆動部の応答加速度値又は1.2ZPAのいずれか大きい値を適用する。

2. 確認結果

- 弁の動的機能維持評価における弁駆動部の応答加速度の算定方法として、JEAG4601の内容に加え一定の余裕を見込んだ評価を実施し、各弁の機能確認済み加速度を下回ることを確認した。

3. 説明図書

- 補足説明資料「弁の動的機能維持評価について」（KK7補足-028-5）

【3-12】燃料集合体の耐震性

1. 概要

- 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の改正に伴い、従来より確認していた崩壊熱除去可能な形状の維持に加え、燃料被覆管の閉じ込め機能の維持の耐震評価を行い、十分な耐震性を有していることを確認する。

2. 確認結果

- 崩壊熱除去可能な形状の維持としてスペーサ間、スペーサ部の応力評価、燃料被覆管の閉じ込め機能の維持として下部端栓溶接部の応力評価を行い、十分な耐震性を有していることを確認した。

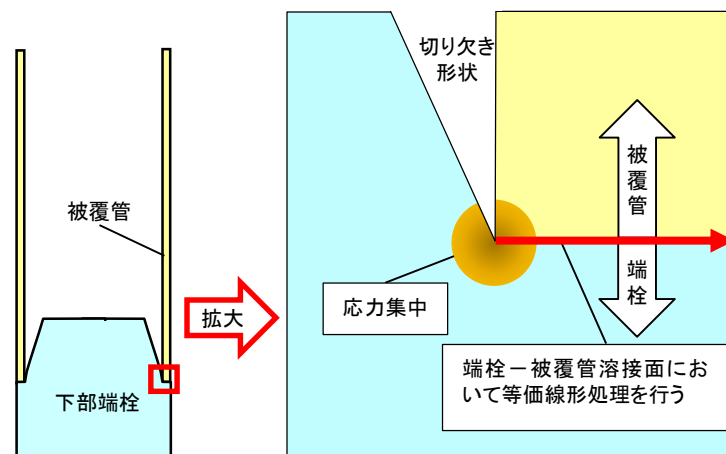
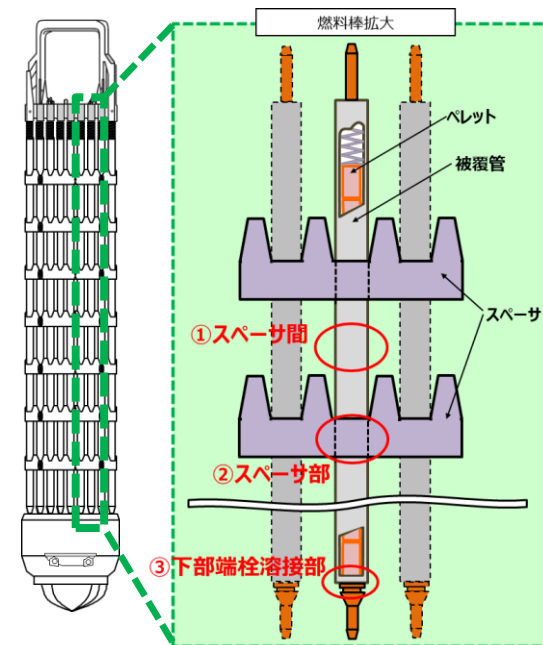
評価項目	評価対象	設計比
崩壊熱除去可能な形状維持	①スペーサ間	① 0.37
	②スペーサ部	② 0.36
閉じ込め機能維持	①スペーサ間	① 0.76
	②スペーサ部	② 0.61
	③下部端栓溶接部*1,2	③ 0.69

* 1 : 解析コードANSYSが、既認可の解析コードMRACと同等な入力条件を設定可能なこと、再現解析で同等な結果が得られたことから、妥当であることを確認

* 2 : 下部端栓溶接部の応力評価において、発生応力を等価線形処理によりピーク応力を含まない一次応力+二次応力にて応力評価を実施

3. 説明図書

- 「V-2-3-2-1(1) 燃料集合体の耐震性についての計算書」及びその補足説明資料



1. 概要

- 使用済燃料貯蔵プール内に設置される制御棒・破損燃料貯蔵ラックの耐震設計においては、従来より流体の抵抗による影響（付加質量）を考慮しているが、基準地震動のレベル増大に伴い、新たに流体と構造物の相互作用による影響（排除水体积質量）を考慮した耐震計算*を行い、十分な耐震性を有していることを確認する。

*：原子炉内の構造物、たて軸ポンプについては、従来より考慮して耐震計算を行っている。

2. 確認結果

- 排除水体积質量*を考慮して耐震計算を行った結果、地震動による発生応力は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

*：使用済燃料貯蔵プールはラックに対して十分に大きいとみなすことができることから、二重円筒モデルの内筒をラック、外筒を使用済燃料貯蔵プールとすると、従来は見込んでいなかった排除水体积質量の考慮による応答低減について、耐震計算に見込むことが妥当であることを確認

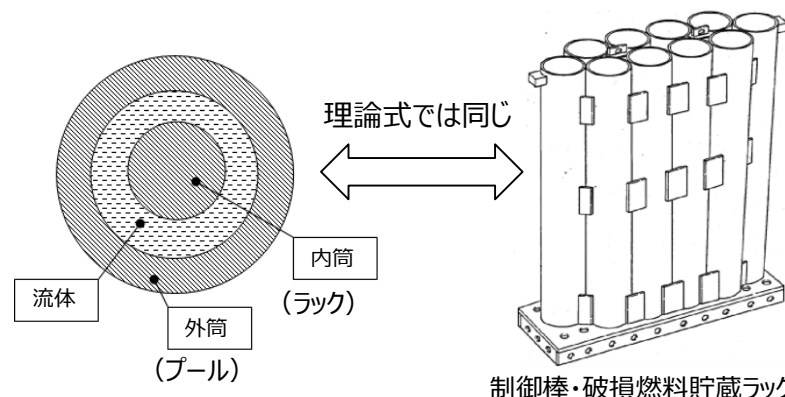
表 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの耐震評価結果

(単位：MPa)

基礎 ボルト	材料	応力の 種類	弾性設計用地震動 S d 又は静的震度		基準地震動 S s	
			算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
			底部	SUS304	引張り	$\sigma_b = 41$
せん断	$\tau_b = 19$	$f_{sb} = 118$	$\tau_b = 29$		$f_{sb} = 118$	
サポート部	引張り	$\sigma_b = 67$	$f_{ts} = 153^*$		$\sigma_b = 104$	$f_{ts} = 153^*$
せん断	$\tau_b = 2$	$f_{sb} = 118$	$\tau_b = 2$		$f_{sb} = 118$	

すべて許容応力以下である。

注記*： $f_{ts} = \text{Min}[1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b, f_{to}]$



3. 説明図書

- 「V-2-4-1(1) 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの耐震性についての計算書」及びその補足説明資料