

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-38_改9
提出年月日	2021年 9月 28日

補足-600-38 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた
機器・配管系の耐震設計への反映事項について

目 次

1. はじめに	1
2. 機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討方針	1
3. 機器・配管系の地震後の設備点検	4
4. 機器・配管系の東北地方太平洋沖地震等（3.11/4.7地震）による地震応答解析評価	4
5. 機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討	53
6. 機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討結果	56
7. 今回工認における耐震評価結果を踏まえた検討	57
8. まとめ	74

添付 1	地震後の設備健全性確認（特別な保全計画）の概要及び設備点検結果の概要
添付 2	3.11/4.7地震に対する疲労評価を実施する評価対象設備選定の考え方
添付 3	3.11/4.7地震シミュレーション解析に用いた建屋-大型機器連成地震応答解析のモデル設定及び解析結果
添付 4	地震後の設備健全性確認における疲労評価の方法
添付 5	3.11/4.7地震に対する疲労累積係数が今回工認耐震評価結果に比べ小さい結果となっている要因
添付 6	新たに基準地震動 S_s による評価が必要となる既設設備に対する 3.11/4.7地震による地震応答解析評価
添付 7	基準地震動 S_s と 3.11/4.7地震との関係

1. はじめに

本資料では、2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震及びその余震である2011年4月7日の宮城県沖の地震（以下「東北地方太平洋沖地震等」又は「3.11/4.7地震」という。）の影響を踏まえた女川2号機の機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項について、検討を実施した。なお、本検討は、3.11/4.7地震当時の規制基準に基づき実施した地震後の設備健全性確認の設備点検結果及び地震応答解析結果を踏まえたものである。

今回工認では、2013年に制定された新規規制基準に伴い、基準地震動 S_s での耐震評価が必要となる設備が追加されたため、これらの設備（3.11/4.7地震後に取替を実施する設備を除く）についても、地震後の設備健全性評価と同様、3.11/4.7地震に対する地震応答解析結果を踏まえた検討を追加し、機器・配管系の耐震設計への反映事項を整理した（5項）。

2. 機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討方針

3.11/4.7地震の影響を踏まえた女川2号機の機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）に基づき実施した地震後の設備健全性確認*（特別な保全計画）における設備点検結果及び地震応答解析結果（地震観測記録に基づく建屋シミュレーションモデルを反映）を考慮するとともに、機器・配管系が設置される建物・構築物の地震影響を踏まえ、検討する。

機器・配管系の耐震設計へ反映が必要となるのは、施設が地震影響によって損傷（変形、割れなど）し、補修、取替等が困難で、その状態のまま再使用する場合であって、その損傷が地震応答解析及び構造強度評価に影響を与える場合である。

機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討概要を図2-1に、建物・構築物及び土木構造物を含む耐震設計への反映事項の判断フローを図2-2に示す。

耐震設計への反映事項の判断に当たっては、まず、全ての保全施設を対象とし、施設分類ごとの損傷形態に応じた点検方法を選定し、施設点検（一部施設の地震応答解析を含む）を実施する。次に、施設点検結果において耐震Sクラス施設（耐震Sクラス設備の間接支持機能を有する施設等を含む）に地震による異常がある場合は、耐震設計への影響を検討するとともに、他施設の耐震設計への反映の要否を検討する。施設点検結果に異常がない場合や、異常があった施設が耐震Sクラス施設（耐震Sクラス設備の間接支持機能を有する施設等を含む）に該当せず取替・補修等による原形復旧を行う場合は、耐震設計への反映事項はないものと判断する。なお、地震による異常がない場合でも、建屋の地震観測記録がある場合は、耐震設計への影響の有無を検討する。

次項以降に設備点検及び地震応答解析に係る検討詳細を示す。

注記*：実用炉規則に基づき実施した地震後の設備健全性確認の結果は、発電所における保安検査等にて確認するとの見解が示されている（第68回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合、平成26年1月16日）

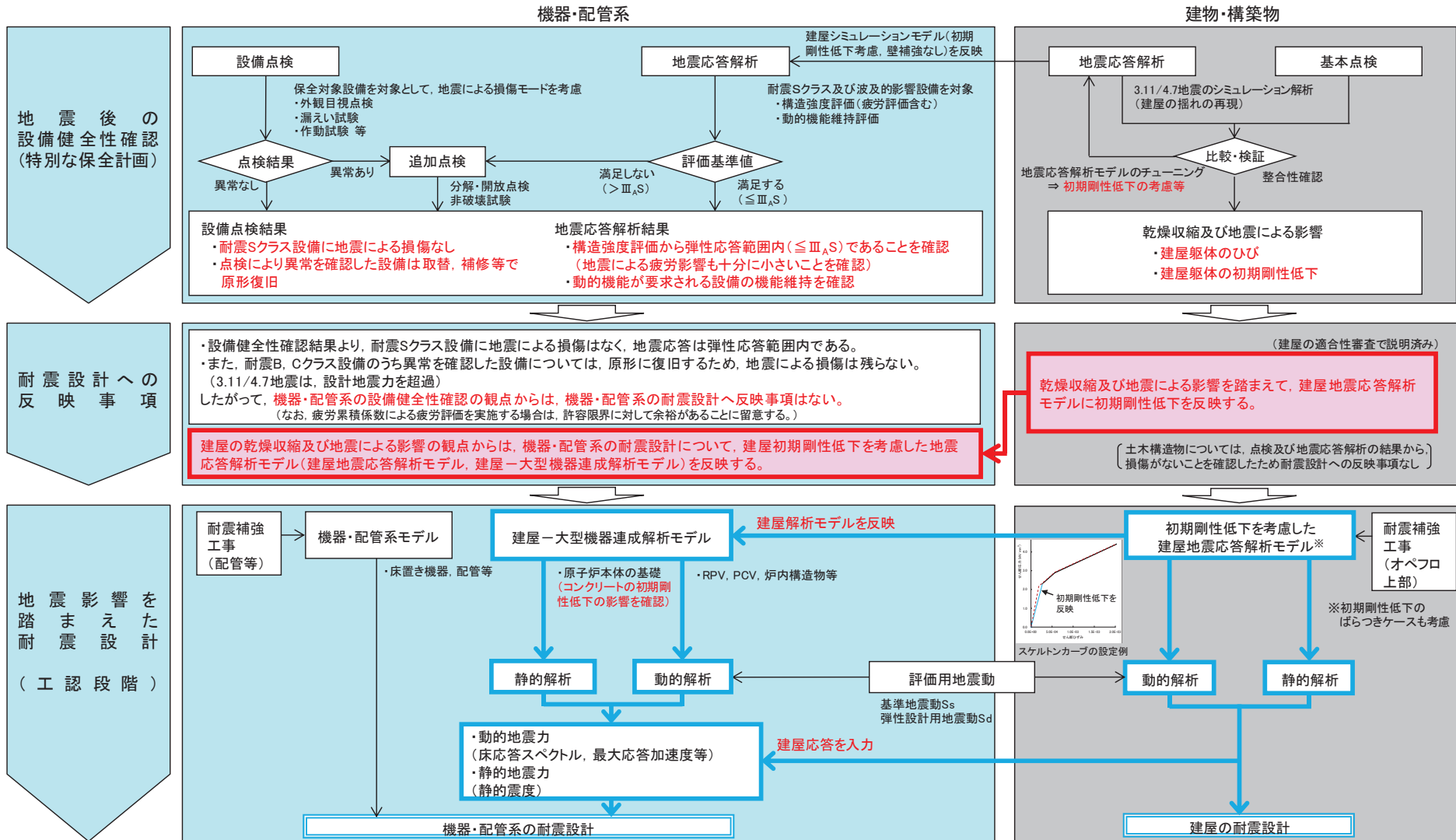


図 2-1 機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討概要図

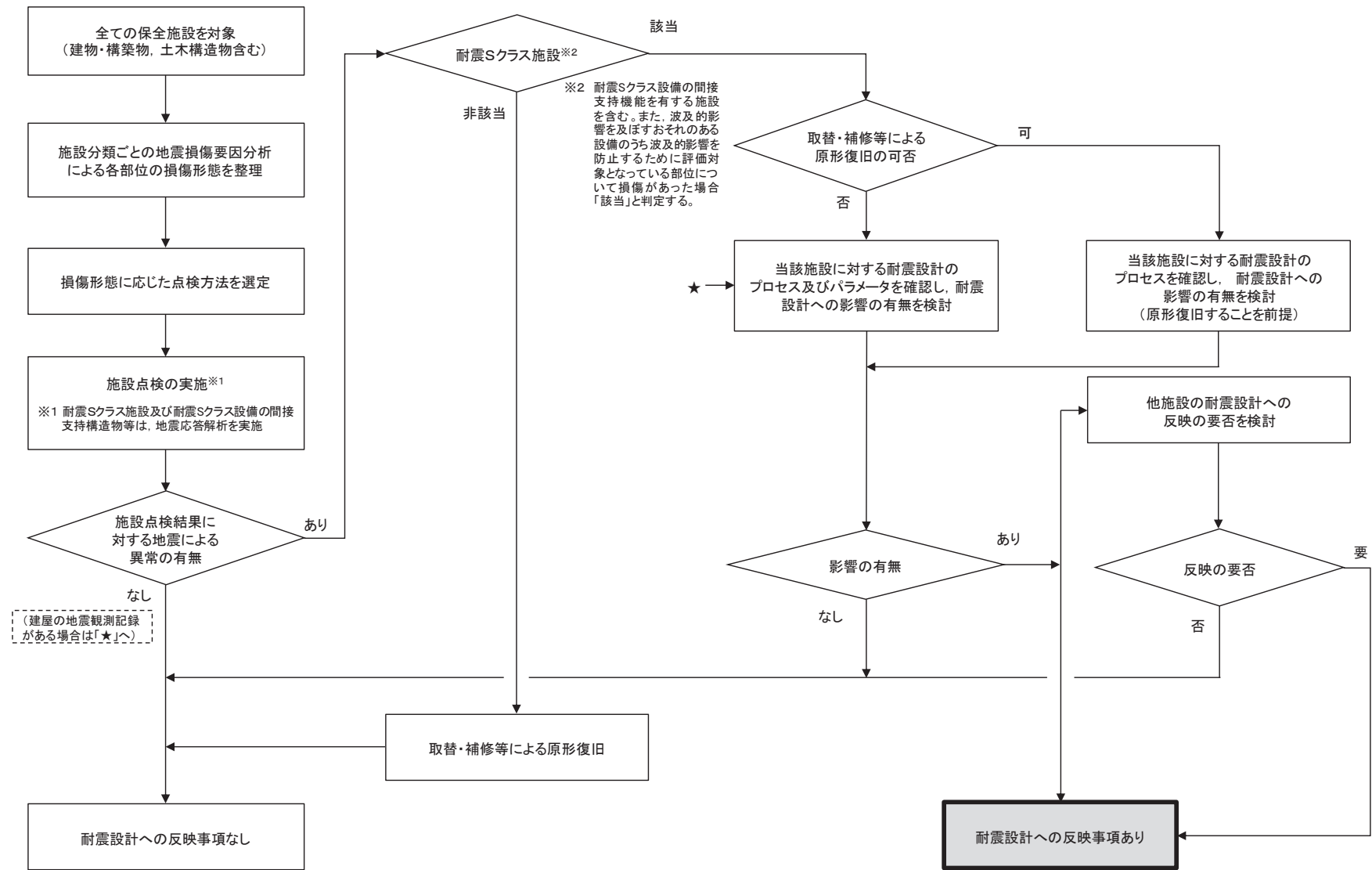


図 2-2 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた耐震設計への反映事項の判断フロー（建物・構築物，土木構造物含む）

3. 機器・配管系の地震後の設備点検

地震後の設備健全性確認（特別な保全計画）の概要及び設備点検結果の概要を添付 1 に示す。

これまで実施した機器・配管系の地震後の設備健全性確認において、耐震 S クラス設備に損傷はなく、プラントの安全性に影響を与える所見はないことを確認した。

設備点検において異常を確認した耐震 B, C クラス設備については、いずれも原子炉安全を阻害する可能性はなく、取替, 補修, 手入れにより原形に復旧している。

また、耐震 B, C クラスの異常により、耐震 S クラス設備への波及的影響がないことを確認した。

4. 機器・配管系の東北地方太平洋沖地震等（3.11/4.7 地震）による地震応答解析評価

地震応答解析による評価を実施する機器・配管系の評価対象設備の考え方及び評価方法を以下に示す。

(1) 評価対象選定の考え方

評価対象設備は、既工認記載の耐震 S クラス設備、耐震 B, C クラス設備のうち波及的影響設備（燃料交換機、原子炉建屋クレーン、原子炉しゃへい壁）とする。評価対象設備のうち、同一の設備が複数存在するポンプ等は、据付床の床応答を考慮して、厳しい条件の設備を選定する。また、配管等は、系統ごとに設計時又は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価（以下「既往の評価」という。）における余裕度の小さい設備を選定する。

評価部位は、設計時又は既往の評価における余裕度（＝許容応力／発生応力）の最も小さい部位を代表部位とする（代表部位以外についても評価する場合もある。）。

地震の継続時間が比較的長かったことを考慮して、3.11/4.7 地震に対する配管及び機器の疲労評価（疲労累積係数）を実施する。配管の耐震評価における疲労評価は、「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984」の考え方にに基づき、地震影響（慣性力及び建屋間相対変位）及び運転時の熱影響の観点から疲労累積係数を算出している。これを踏まえ、疲労評価の評価対象配管は既往の評価で地震影響（慣性力）による疲労累積係数が最大の配管（残留熱除去系配管）、既往の評価で運転時の熱影響による疲労累積係数が最大の配管（復水給水系配管）に加えて建屋間相対変位が大きい海水ポンプ室に設置された渡り配管のうち既往の評価で地震影響（建屋間相対変位）による算出応力（一次＋二次応力）が最大の配管（原子炉補機冷却水海水系配管）を評価対象として選定する。また、疲労評価の評価対象機器は、既工認の評価で地震影響（慣性力）及び運転時の熱影響による疲労累積係数の合算が最大の給水ノズルを評価対象として選定する。なお、3.11/4.7 地震に対する疲労評価を実施する評価対象設備選定の考え方を添付 2 に示す。

地震時に動的機能が要求される動的機器（ポンプ、弁等）を選定し、動的機能維持評価を実施する。

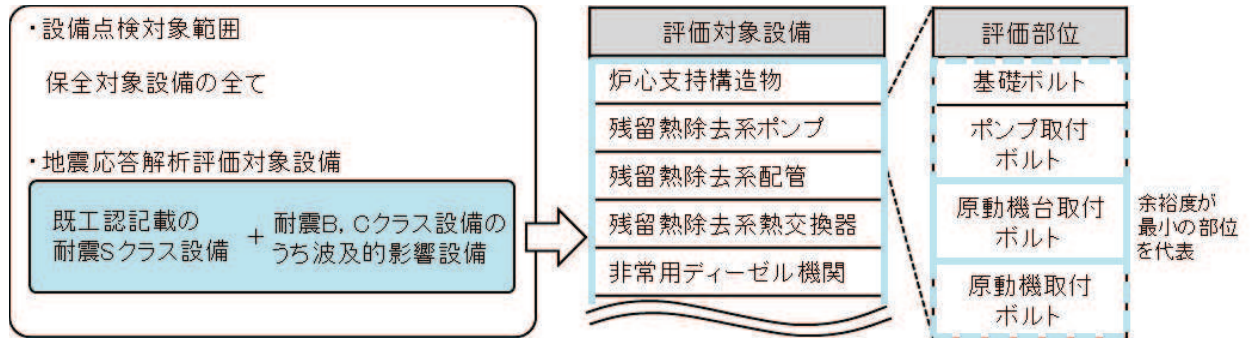


図 4-1 評価対象選定の考え方の概要図

(2) 評価方法

a. 地震応答解析に用いる建屋応答

地震応答解析は、地震観測記録との整合性を確認した建屋シミュレーション解析モデル（初期剛性低下等を反映）を用いることを基本とし、建屋内に設置された地震計による観測記録も考慮する。

なお、床応答スペクトルは、シミュレーション解析による建屋応答及び地震観測記録を反映しているため、拡幅は行わない。

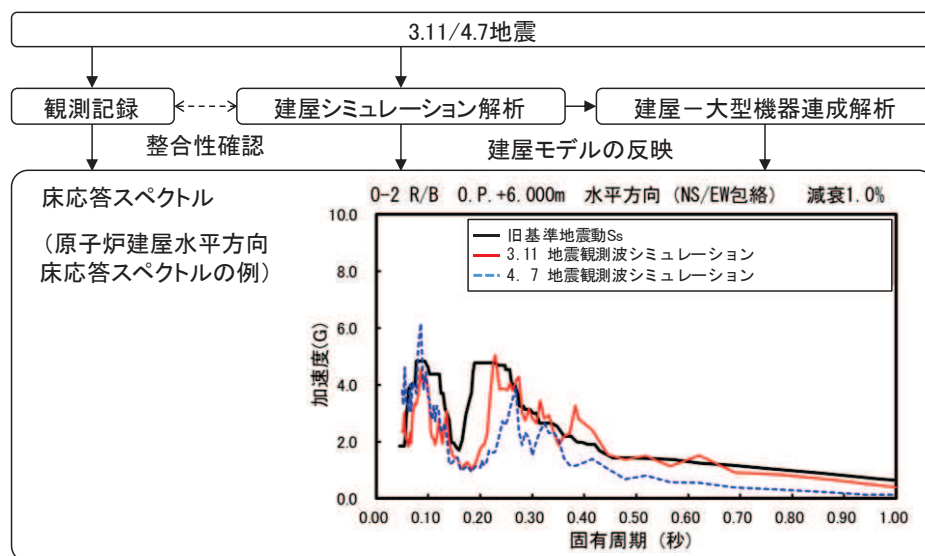


図 4-2 地震応答解析に用いる建屋応答の例

b. 建屋-大型機器連成地震応答解析のモデル設定及び入力地震動

建屋-大型機器連成地震応答解析においては、原子炉建屋、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉しゃへい壁、原子炉本体の基礎等を連成させた大型機器系モデル及び原子炉建屋、炉心、原子炉圧力容器、原子炉内部構造物等を連成させた炉内構造物系モデルによる地震応答を用いる。なお、シミュレーション解析に用いる建屋-大型機器連成地震応答解析モデルは、建設時の地震応答解析モデルをベースとして、補足説明資料「補足-620-1 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」に示す建屋シミュレーション解析結果及び3.11/4.7地震時のプラント状況（温度）を反映しており、今回工認の地震応答解析モデルとは設定が異なる部分がある。

また、入力地震動としては、原子炉建屋の基礎版上で得られた地震観測記録から算定した基礎版底面レベルの地震動を図4-3のとおり入力している（補足説明資料「補足-620-1 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」参照）。

今回工認及びシミュレーション解析に用いた大型機器系の地震応答解析モデルを図4-4、図4-5に、炉内構造物系の地震応答解析モデルを図4-6、図4-7に示す。また、今回工認とシミュレーション解析における建屋-大型機器連成地震応答解析モデルの相違点を表4-1及び表4-2に示す。また、既工認モデル及び3.11/4.7地震時の炉水温度、縦弾性係数及び炉水密度を表4-3に示す。3.11/4.7地震時の縦弾性係数及び炉水密度は、通常運転時に対して差があるが、停止時とほぼ同等であるため、3.11/4.7地震の地震応答解析における解析条件としては、停止時の値を適用している。

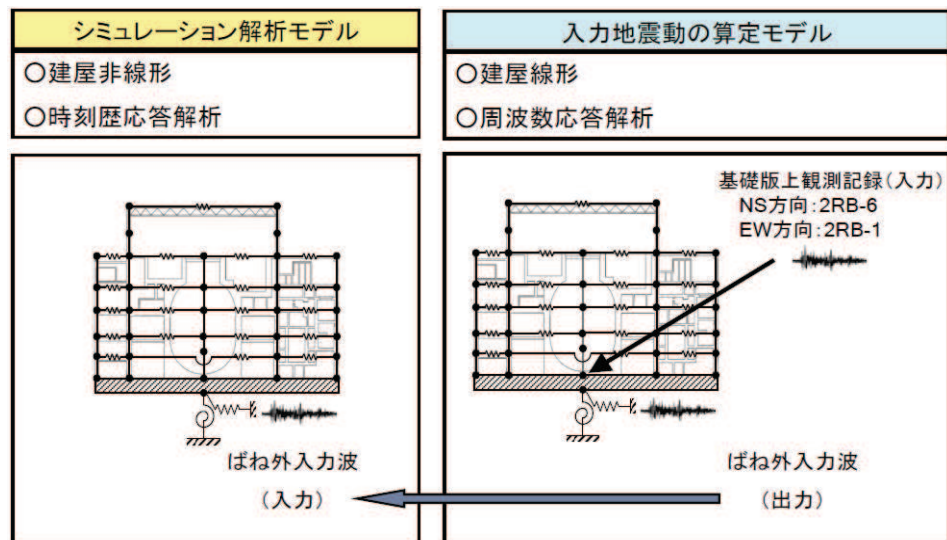




図4-3 入力地震動の算出概念図

(第475回審査会合(2017年6月15日)資料1-4抜粋)

K ₁	原子炉格納容器シヤラゲ
K ₂	原子炉格納容器スタビライザ
K ₃	原子炉圧力容器スタビライザ
K ₄	燃料交換ベローズ
K ₅	所員用エアロック
K ₆	ベント管

記号	内容
●	質点
	はり
—  —	水平ばね
	回転ばね

7

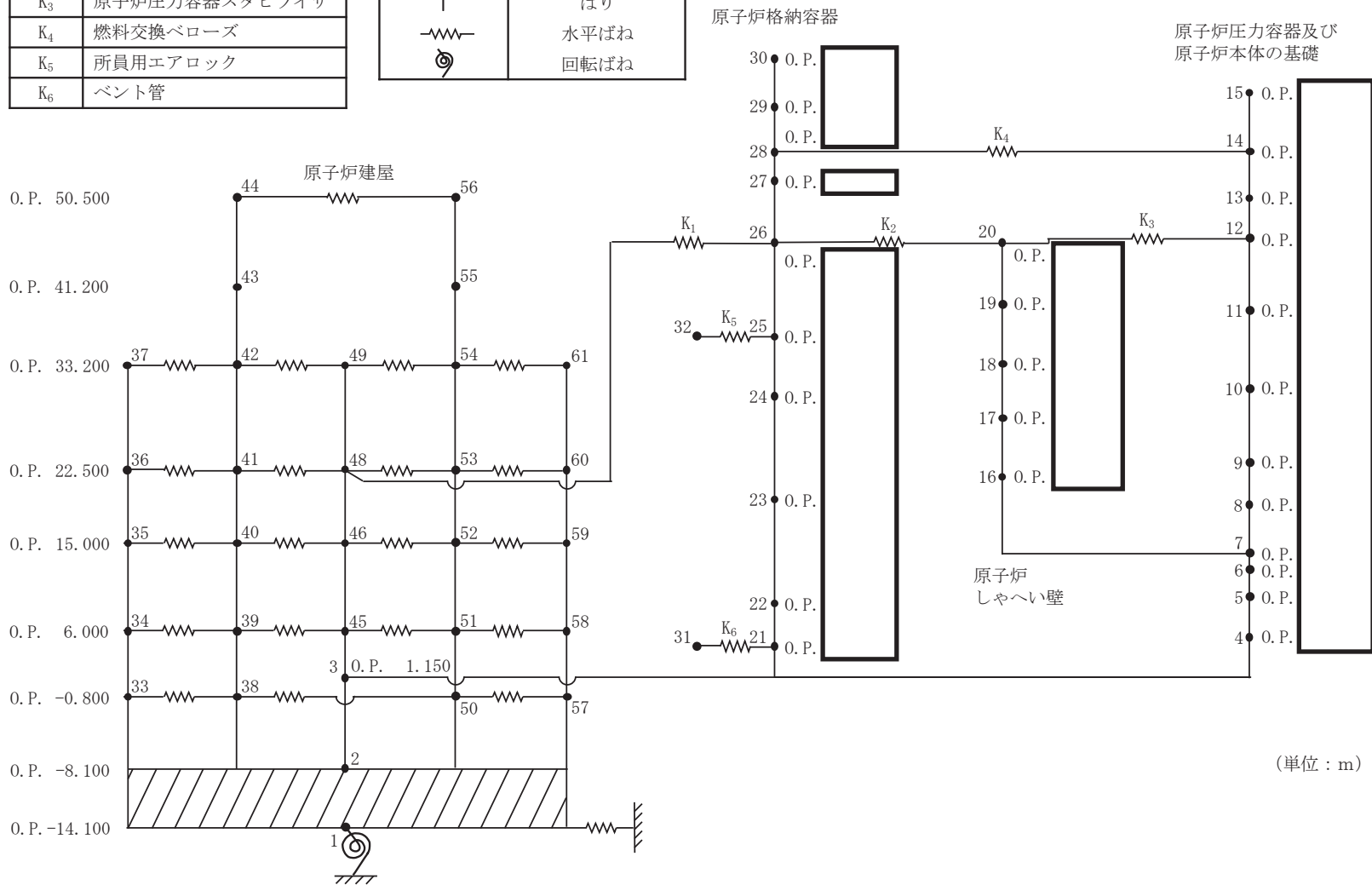


図 4-4 今回工認における大型機器系地震応答解析モデル(1/3) (NS 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K ₁	原子炉格納容器シヤラグ
K ₂	原子炉格納容器スタビライザ
K ₃	原子炉圧力容器スタビライザ
K ₄	燃料交換ベローズ
K ₅	所員用エアロック
K ₆	ベント管

記号	内容
●	質点
	はり
— — —	水平ばね
○	回転ばね

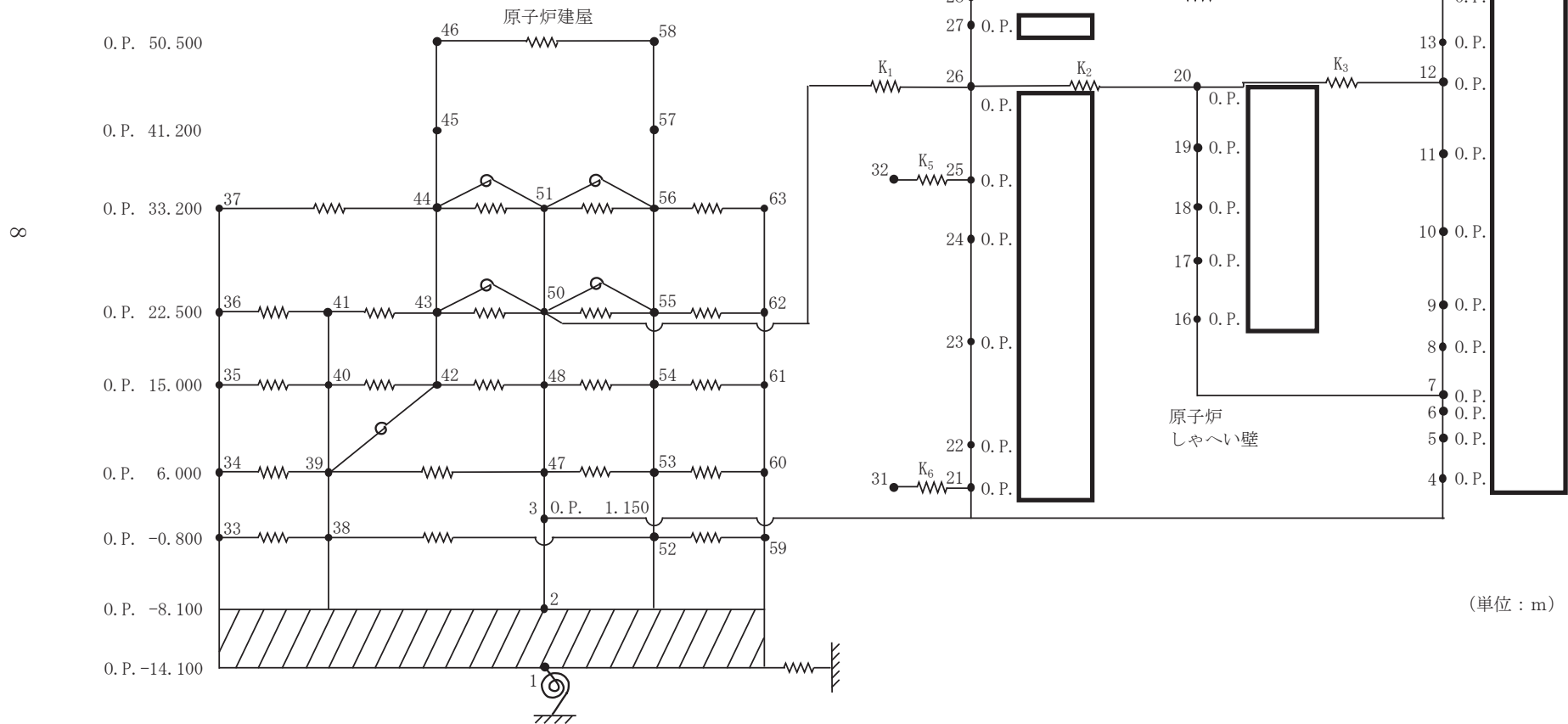


図 4-4 今回工認における大型機器系地震応答解析モデル(2/3) (EW 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K_θ	トラス端部回転拘束ばね
------------	-------------

記号	内容
●	質点
—	軸ばね (構造物)
—	はり (屋根トラス部)
	回転ばね
	鉛直ばね (地盤)

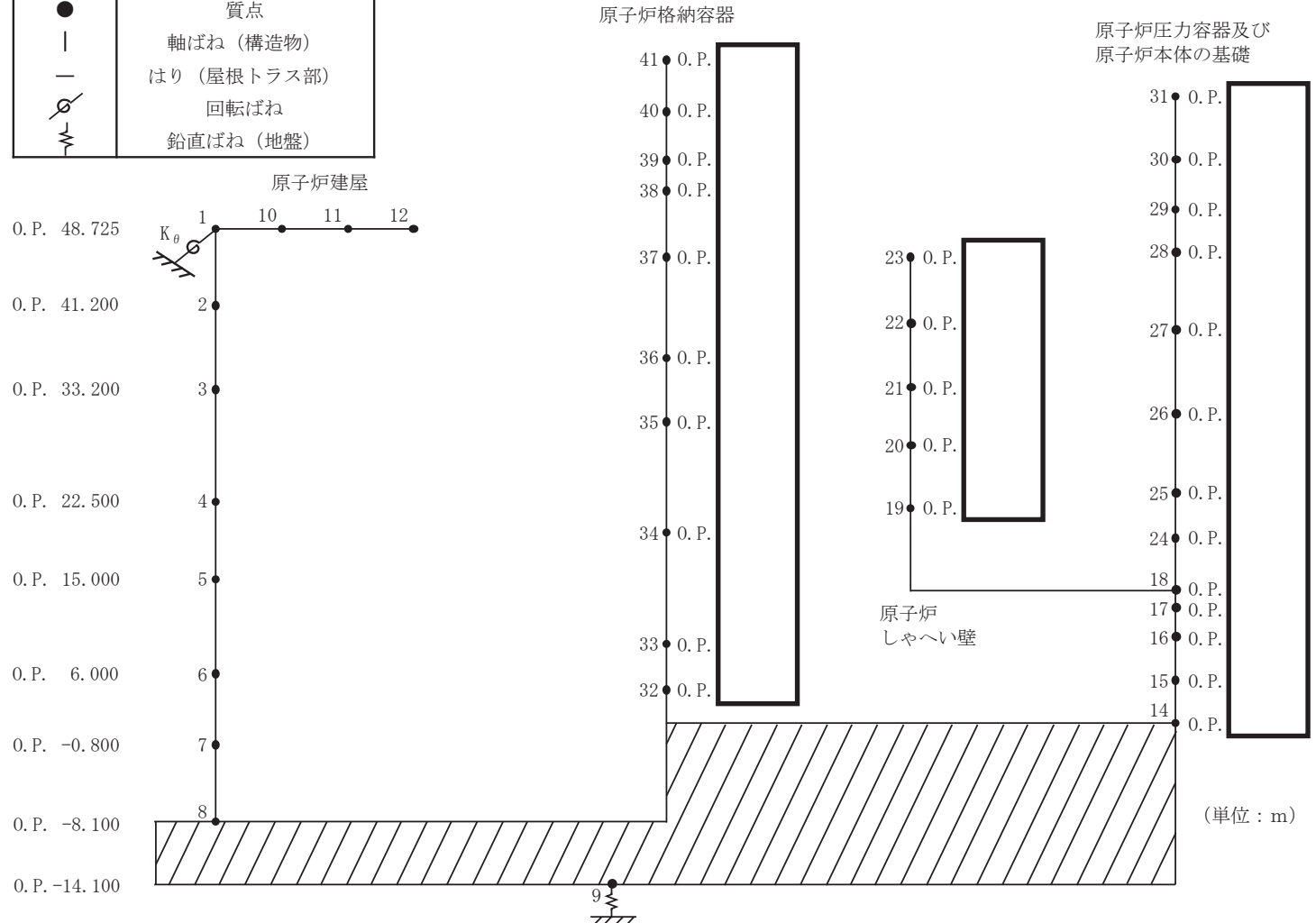


図 4-4 今回工認における大型機器系地震応答解析モデル(3/3) (鉛直方向: 今回工認)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K ₁	原子炉格納容器シヤラグ
K ₂	原子炉格納容器スタビライザ
K ₃	原子炉压力容器スタビライザ
K ₄	燃料交換ベローズ
K ₅	所員用エアロック
K ₆	ベント管

記号	内容
●	質点
	はり
— —	水平ばね
— — ↺	回転ばね

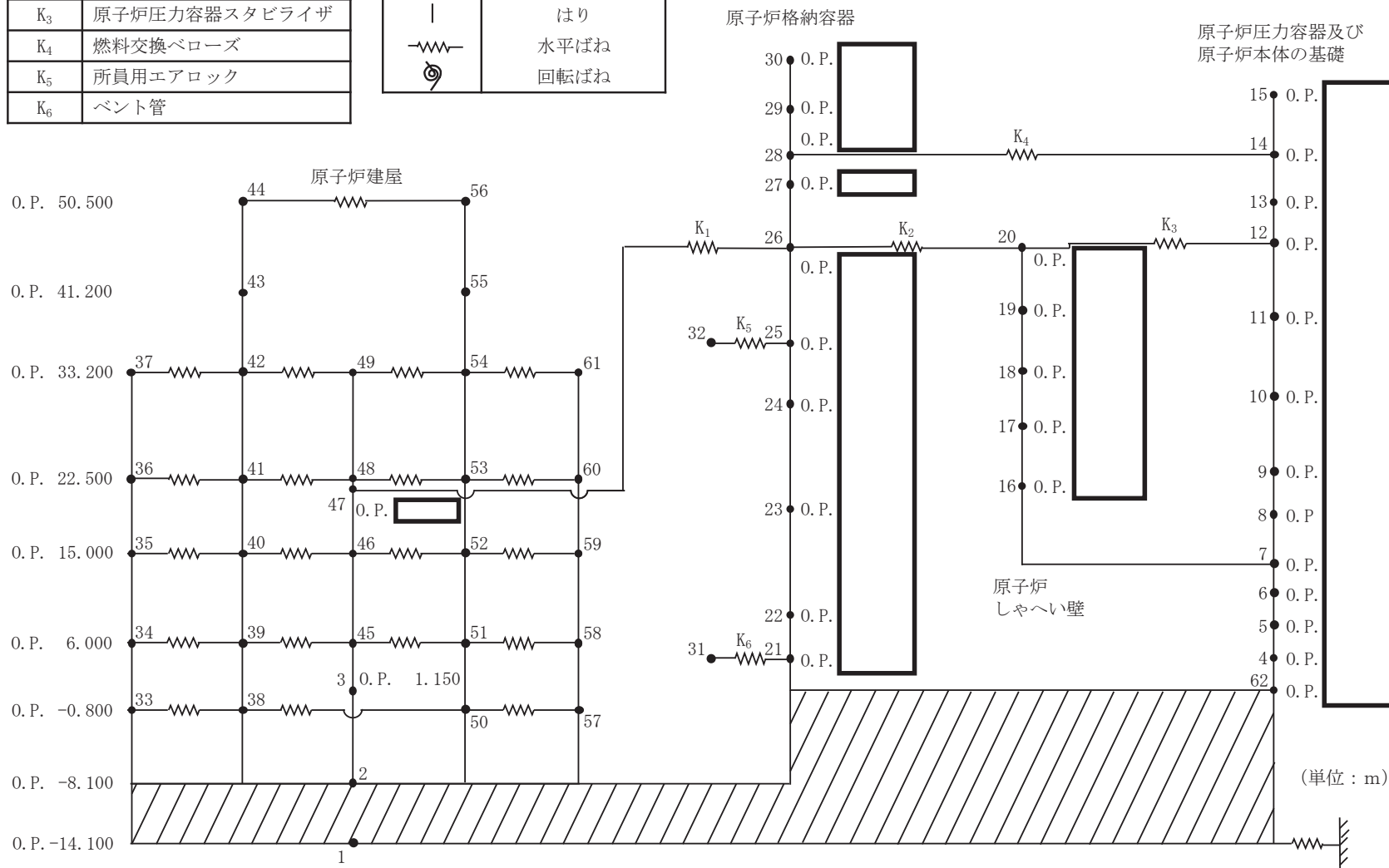


図 4-5 シミュレーション解析における大型機器系地震応答解析モデル(1/3) (NS 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K ₁	原子炉格納容器シヤラグ
K ₂	原子炉格納容器スタビライザ
K ₃	原子炉圧力容器スタビライザ
K ₄	燃料交換ベローズ
K ₅	所員用エアロック
K ₆	ベント管

記号	内容
●	質点
	はり
— — —	水平ばね
○ ↺	回転ばね

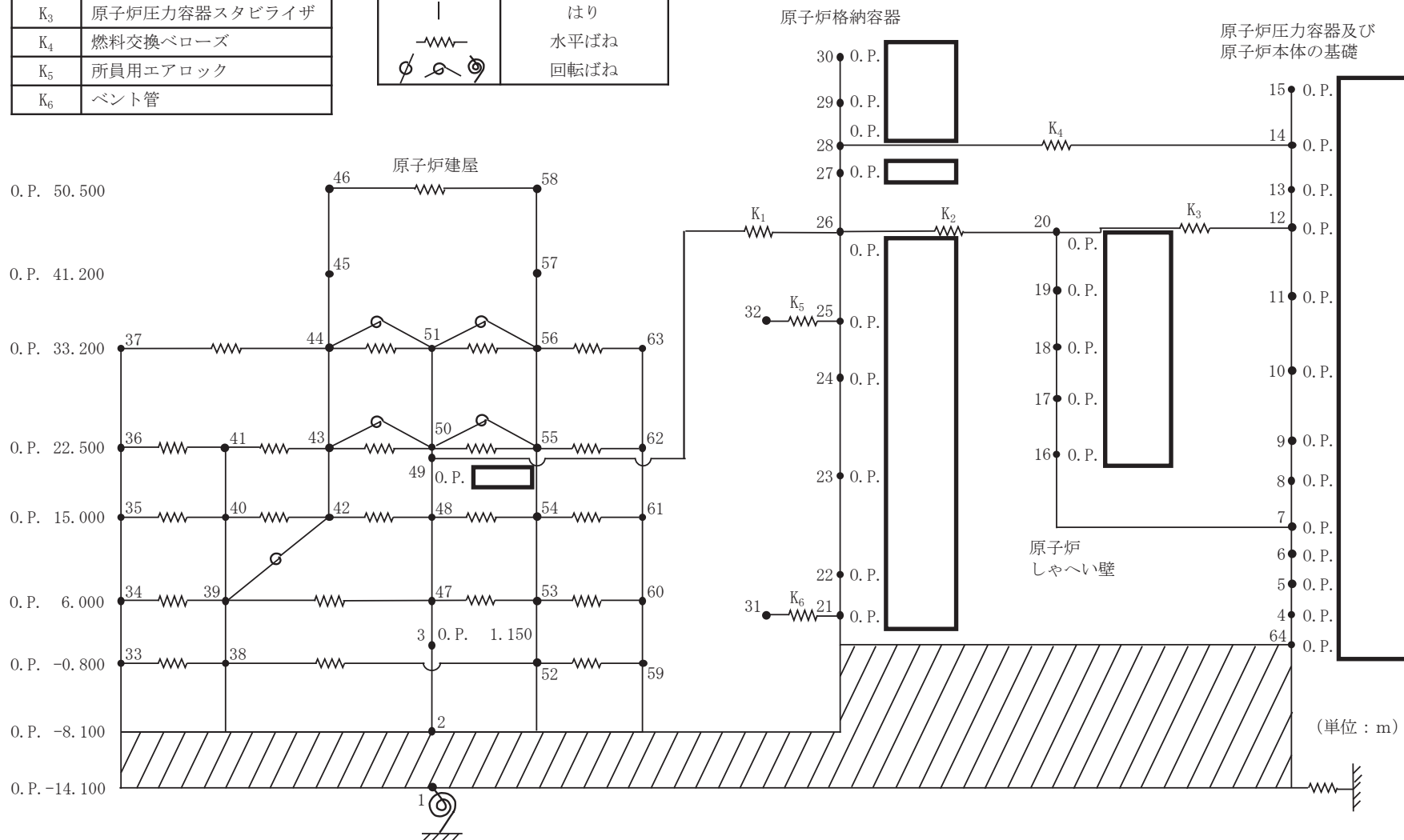


図 4-5 シミュレーション解析における大型機器系地震応答解析モデル (2/3) (EW 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K_θ	トラス端部回転拘束ばね
------------	-------------

記号	内容
●	質点
—	軸ばね (構造物)
—	はり (屋根トラス部)
	回転ばね
	鉛直ばね (地盤)

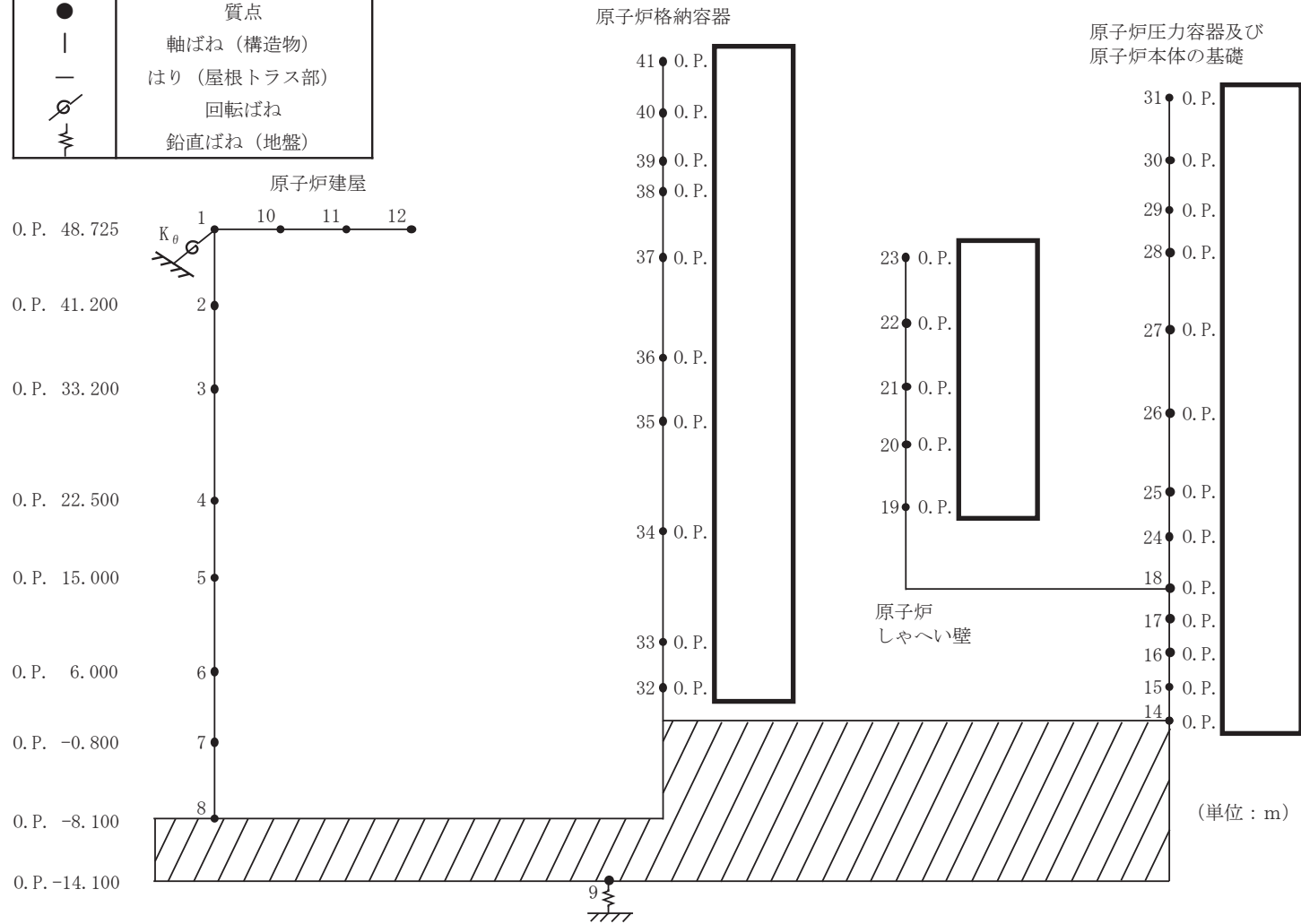


図 4-5 シミュレーション解析における大型機器系地震応答解析モデル(3/3) (鉛直方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

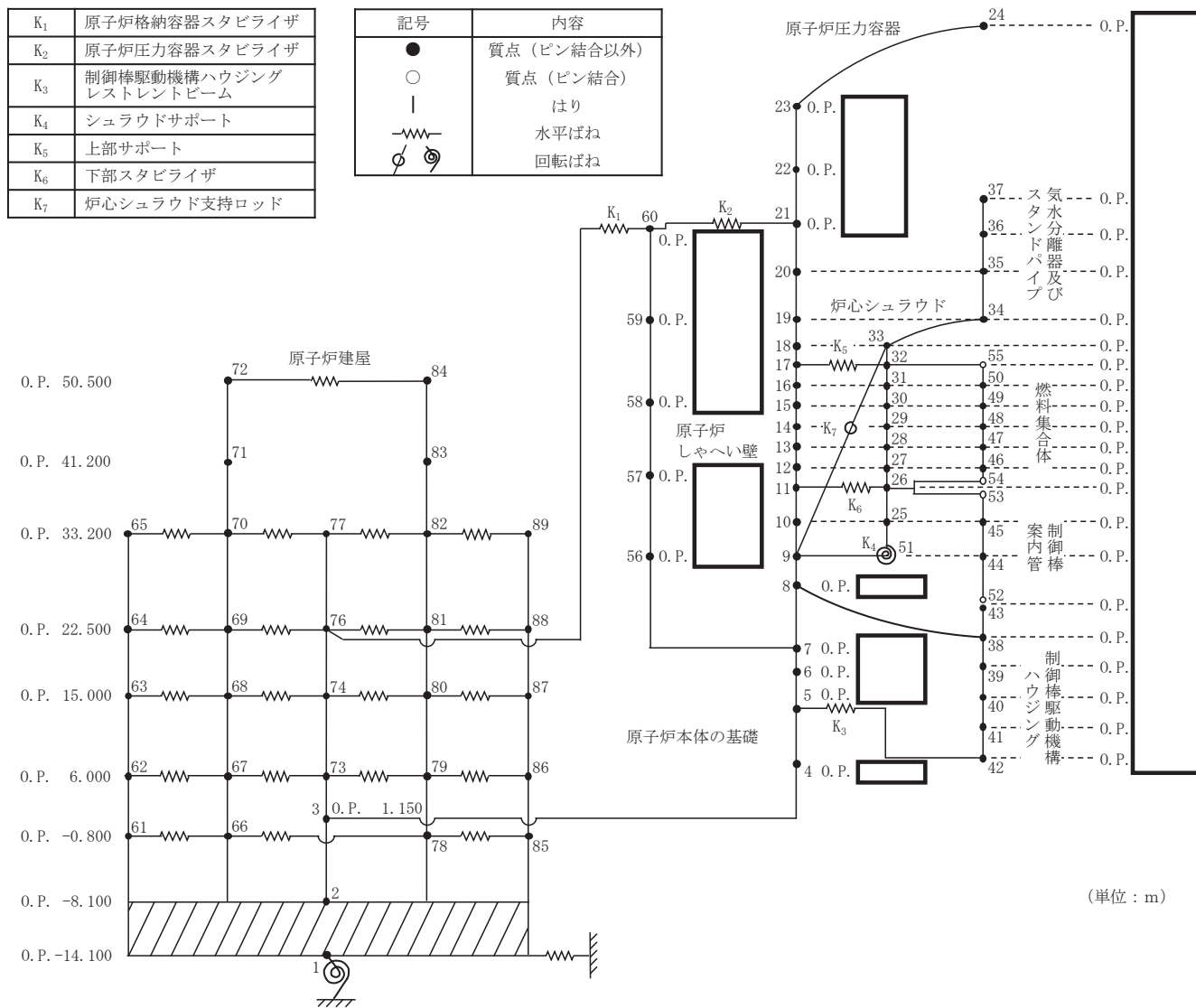


図 4-6 今回工認における炉内構造物系地震応答解析モデル(1/3) (NS 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K ₁	原子炉格納容器スタビライザ
K ₂	原子炉圧力容器スタビライザ
K ₃	制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム
K ₄	シュラウドサポート
K ₅	上部サポート
K ₆	下部スタビライザ
K ₇	炉心シュラウド支持ロッド

記号	内容
●	質点 (ピン結合以外)
○	質点 (ピン結合)
	はり
~w~w~	水平ばね
φ	回転ばね

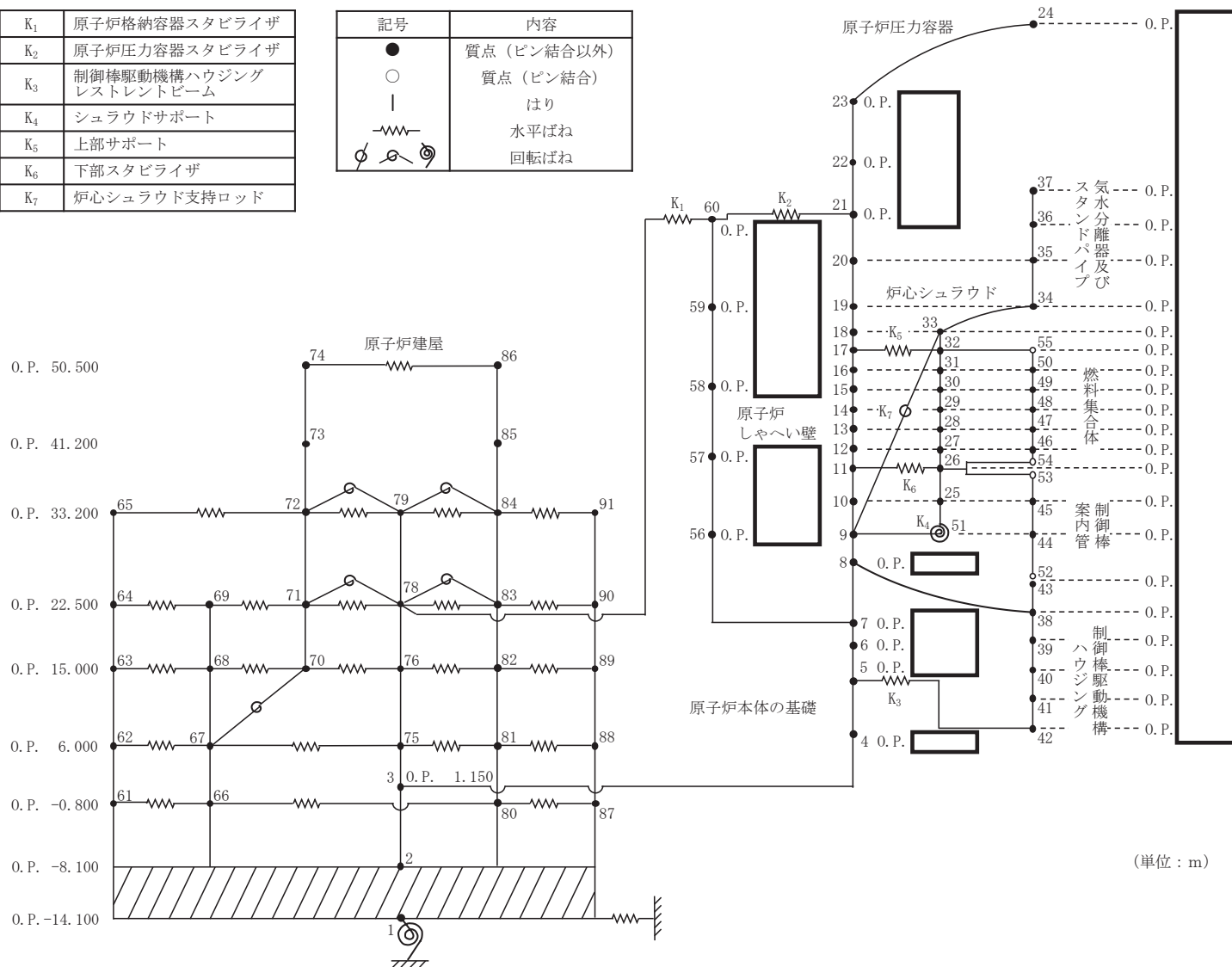


図 4-6 今回工認における炉内構造物系地震応答解析モデル (2/3) (EW 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K_{θ}	トラス端部回転拘束ばね
--------------	-------------

記号	内容
●	質点
	軸ばね (構造物)
—	はり (屋根トラス部)
⊗	回転ばね
⊕	鉛直ばね (地盤)

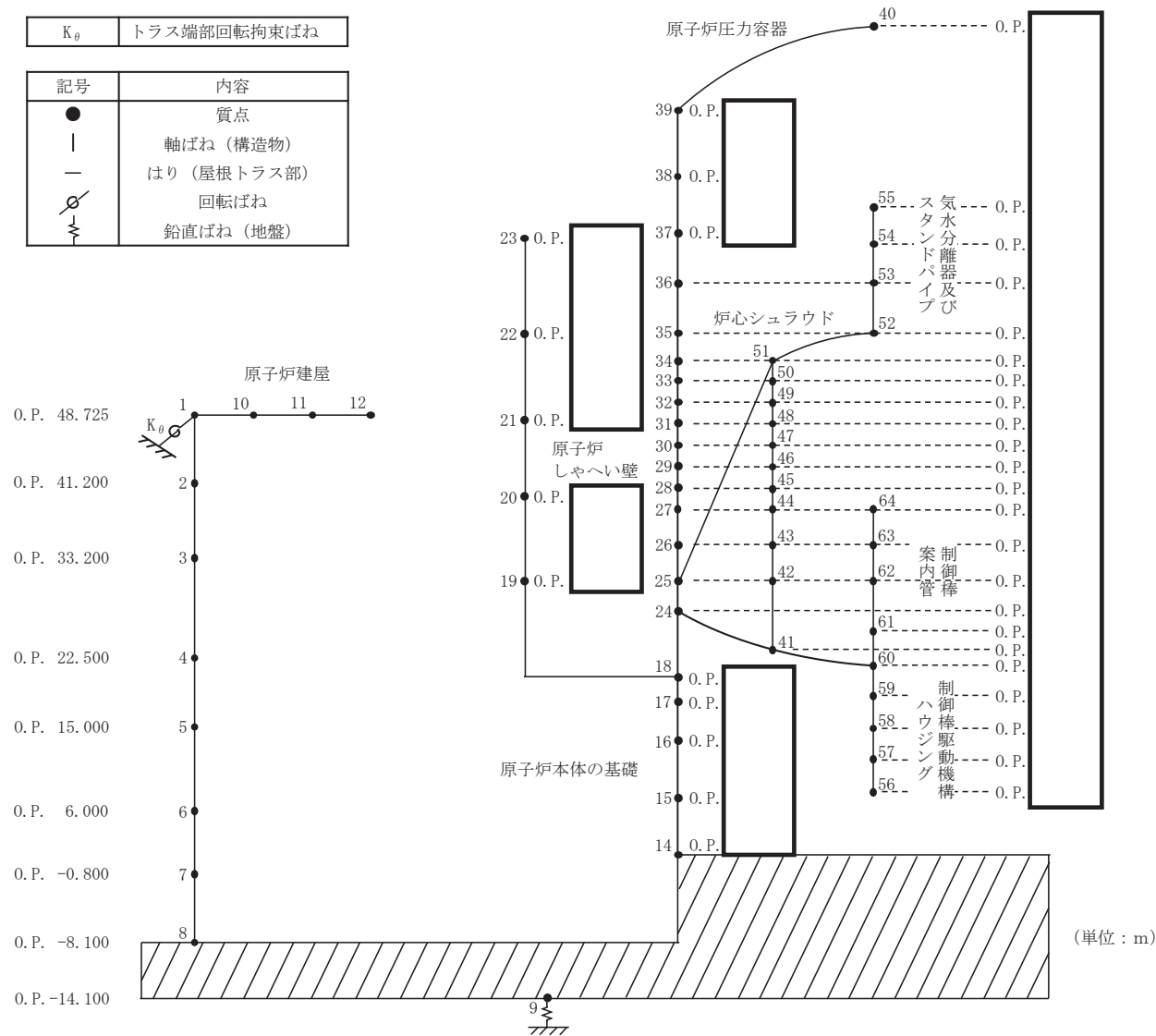


図 4-6 今回工認における炉内構造物系地震応答解析モデル(3/3) (鉛直方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

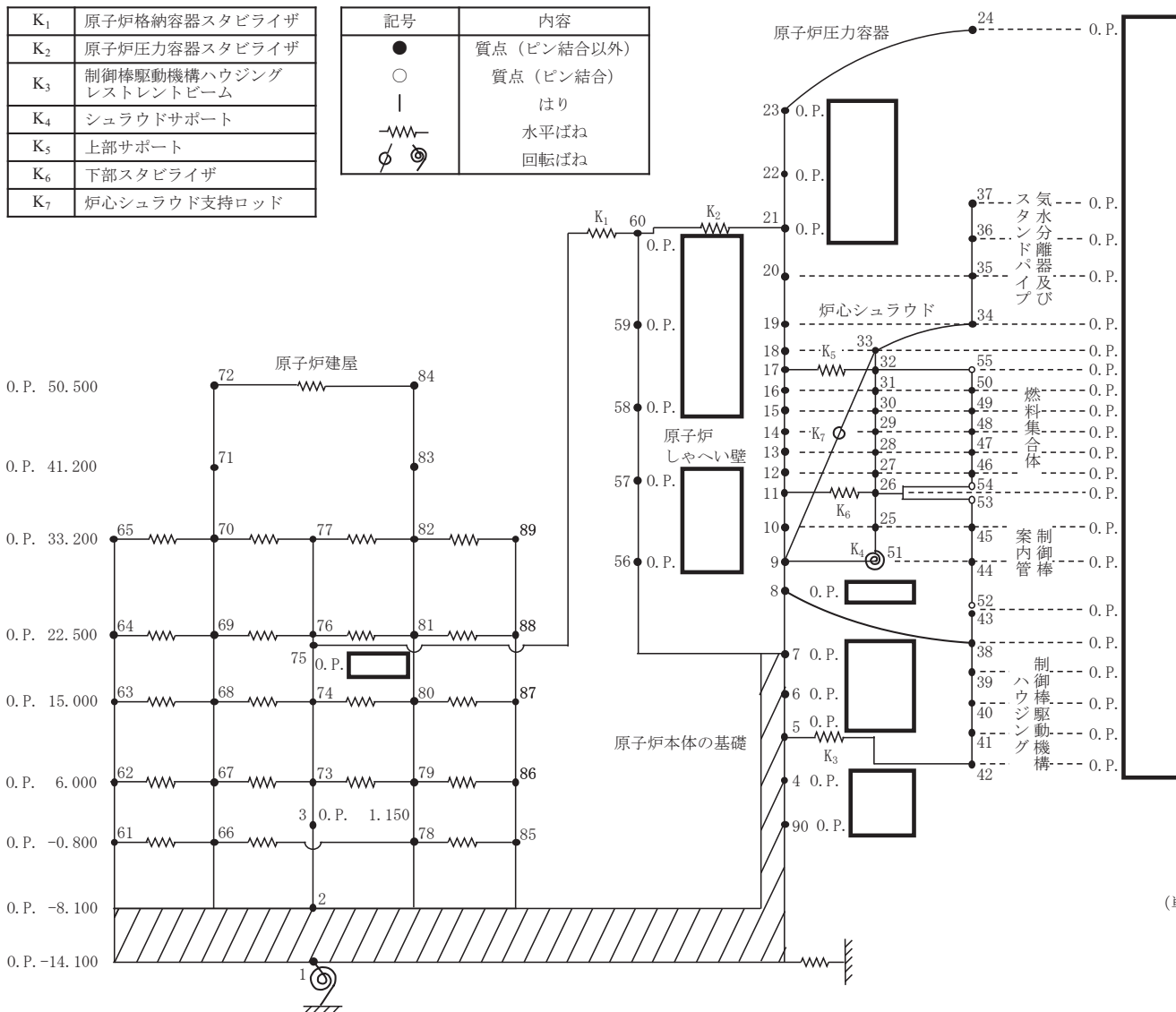


図 4-7 シミュレーション解析における炉内構造物系地震応答解析モデル(1/3) (NS 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

K ₁	原子炉格納容器スタビライザ
K ₂	原子炉圧力容器スタビライザ
K ₃	制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム
K ₄	シュラウドサポート
K ₅	上部サポート
K ₆	下部スタビライザ
K ₇	炉心シュラウド支持ロッド

記号	内容
●	質点 (ピン結合以外)
○	質点 (ピン結合)
	はり
—W—	水平ばね
φ	回転ばね

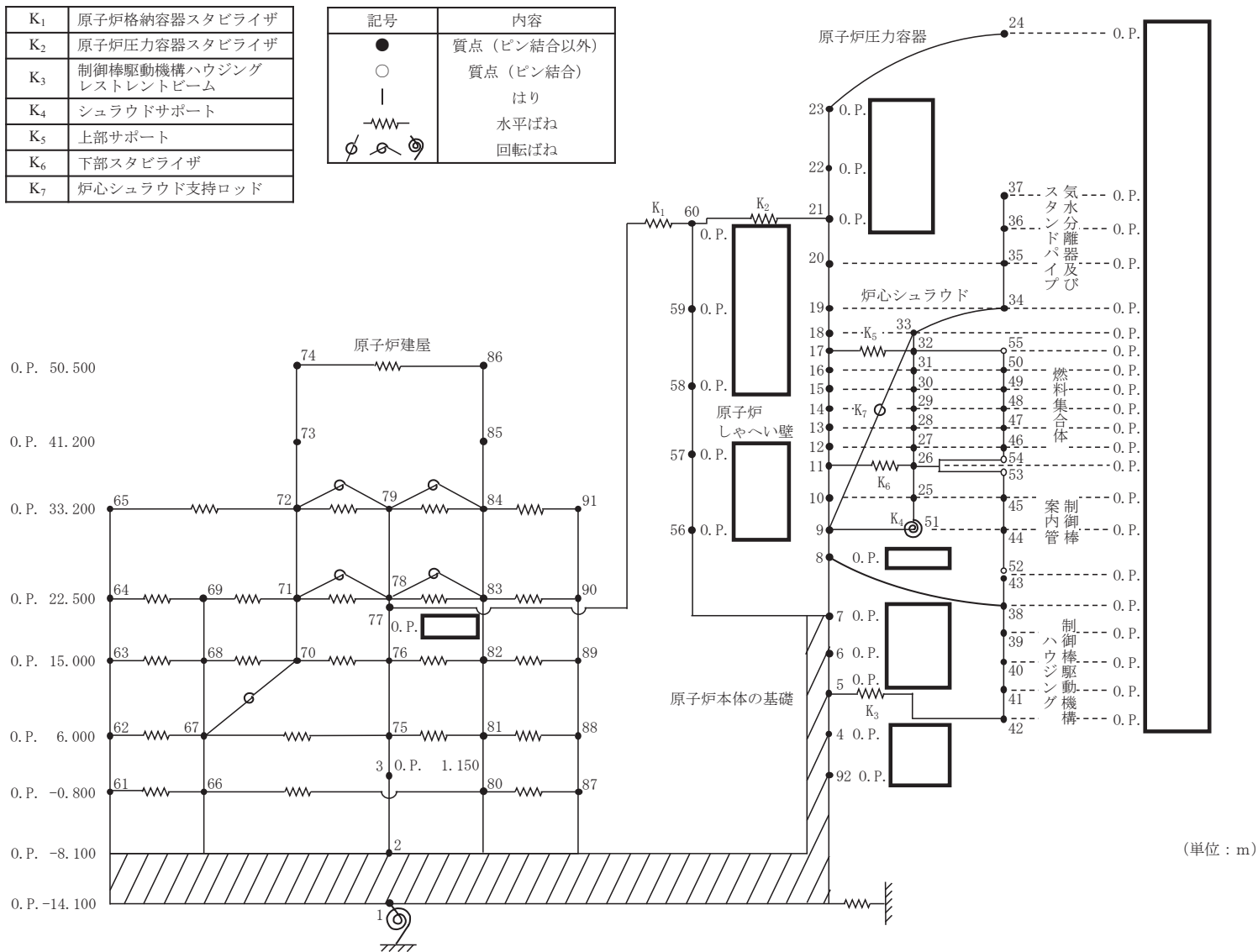


図 4-7 シミュレーション解析における炉内構造物系地震応答解析モデル(2/3) (EW 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

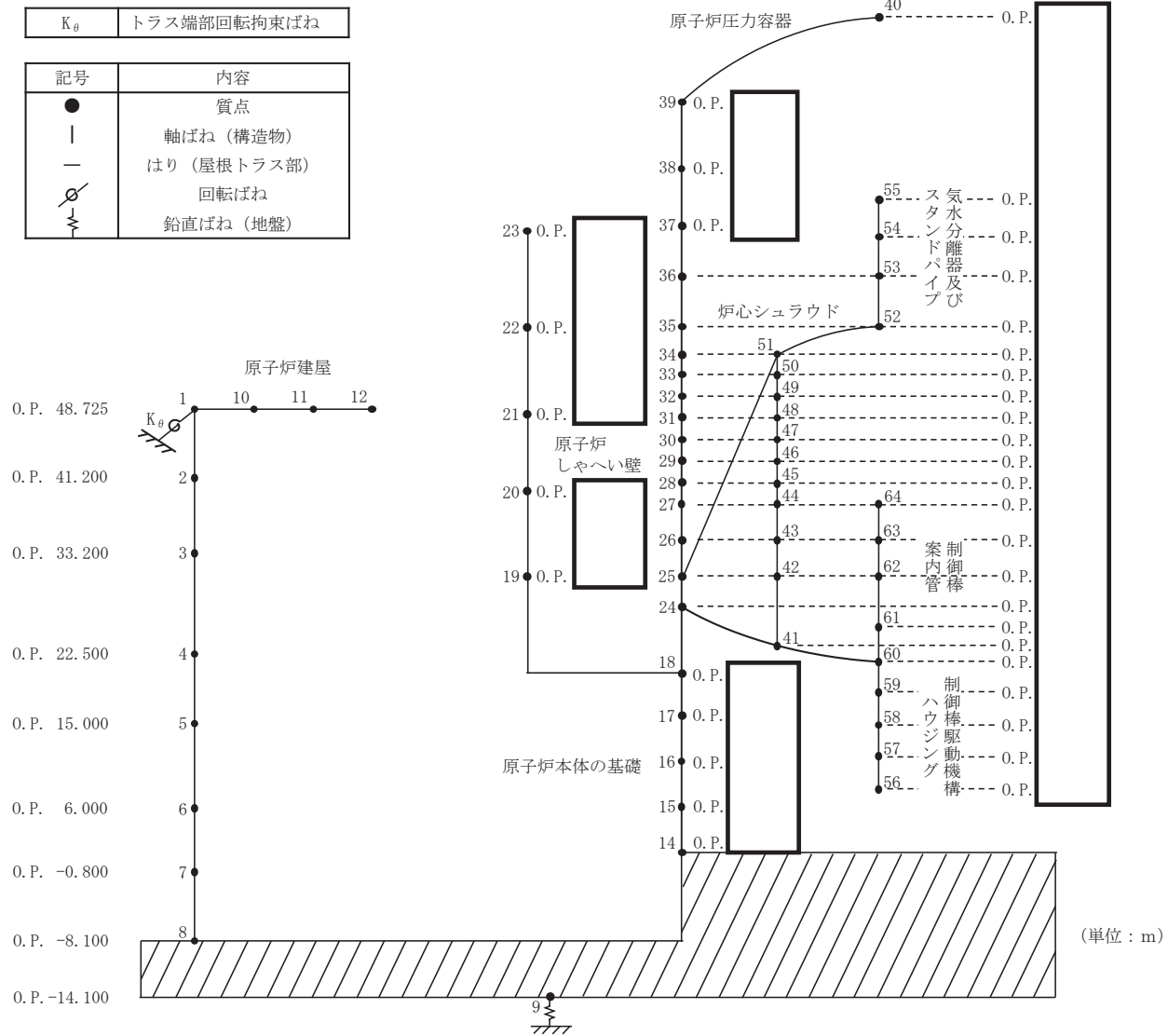


図 4-7 シミュレーション解析における炉内構造物系地震応答解析モデル (3/3) (鉛直方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 今回工認及びシミュレーション解析における建屋-大型機器連成地震応答解析モデルの比較（大型機器系モデル）

No.	項目	今回工認	シミュレーション解析	備考
1	RPV ペDESTALの復元力特性*1	非線形	線形	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
2	RPV ペDESTALの質点位置*1	実機の構造特徴を考慮して設定 (NS 方向：3, 4, 5, 6, 7) (EW 方向：3, 4, 5, 6, 7)	均等に分割 (NS 方向：62, 4, 5, 6, 7) (EW 方向：64, 4, 5, 6, 7)	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
3	RPV ペDESTAL下端の原子炉建屋側との接続位置*2	原子炉建屋（1次しゃへい壁）に接続 (NS 方向：3) (EW 方向：3)	原子炉建屋基礎版に接続 (NS 方向：62, 2) (EW 方向：64, 2)	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
4	原子炉格納容器の原子炉建屋側との接続位置*2	原子炉格納容器（シヤラグ）の高さに近い位置する原子炉建屋側の視点に接続 (NS 方向：26, 48) (EW 方向：26, 59)	原子炉格納容器（シヤラグ）の高さに相当する位置に接点（質量なし）を設けて接続 (NS 方向：26, 47) (NS 方向：26, 49)	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
5	建屋初期剛性低下	考慮	考慮	乾燥収縮及び地震によるコンクリートのひび割れを考慮
6	建屋補強	考慮	未実施（地震時の状態）	地震発生時は補強を未実施のため、シミュレーション解析では考慮しない
7	建屋コンクリートの減衰定数の減衰定数	5%	7%*3	建屋減衰 7%を採用することで観測記録と整合することを確認
8	炉水温度	通常運転状態を考慮	地震時の状態（3.11 は原子炉起動直後, 4.7 は原子炉停止中）を踏まえ、「停止時」の炉水温度を適用	地震発生時は未臨界のため温度が十分低い

注記*1:「補足-600-8-3 建屋-機器連成解析モデルにおける原子炉本体の基礎の非線形復元力特性等の設定に関する補足説明資料」参照。

*2:「補足-600-8-2 建屋-機器連成解析における解析モデルの設定に係る補足説明資料」参照。

*3:「補足-620-1 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」参照。

表 4-2 今回工認及びシミュレーション解析における建屋-大型機器連成地震応答解析モデルの比較（炉内構造物系モデル）

No.	項目	今回工認	シミュレーション解析	備考
1	RPV ペDESTALの復元力特性* ¹	非線形	線形	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
2	RPV ペDESTALの質点位置* ¹	実機の構造特徴を考慮して設定 (NS 方向：3, 4, 5, 6, 7) (EW 方向：3, 4, 5, 6, 7)	均等に分割 (NS 方向：90, 4, 5, 6, 7) (EW 方向：92, 4, 5, 6, 7)	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
3	RPV ペDESTAL下端の原子炉建屋側との接続位置* ²	原子炉建屋（1次しゃへい壁）に接続 (NS 方向：3) (EW 方向：3)	原子炉建屋基礎版に接続 (NS 方向：90, 2) (EW 方向：92, 2)	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
4	原子炉しゃへい壁の原子炉建屋側との接続位置* ²	原子炉しゃへい壁（原子炉格納容器スタビライザ）の高さ近傍に位置する原子炉建屋側の視点に接続 (NS 方向：60, 76) (EW 方向：60, 78)	原子炉しゃへい壁（原子炉格納容器スタビライザ）の高さに相当する位置に接点（質量なし）を設けて接続 (NS 方向：60, 75) (NS 方向：60, 77)	シミュレーション解析は、建設時の地震応答解析モデルを踏襲
5	建屋初期剛性低下	考慮	考慮	乾燥収縮及び地震によるコンクリートのひび割れを考慮
6	建屋補強	考慮	未実施（地震時の状態）	地震発生時は補強を未実施のため、シミュレーション解析では考慮しない
7	建屋コンクリートの減衰定数	5%	7%* ³	建屋減衰 7%を採用することで観測記録と整合することを確認
8	炉水温度	通常運転状態を考慮	地震時の状態（3.11 は原子炉起動直後、4.7 は原子炉停止中）を踏まえ、「停止時」の炉水温度を適用	地震発生時は未臨界のため温度が十分低い

注記*1:「補足-600-8-3 建屋-機器連成解析モデルにおける原子炉本体の基礎の非線形復元力特性等の設定に関する補足説明資料」参照。

*2:「補足-600-8-2 建屋-機器連成解析における解析モデルの設定に係る補足説明資料」参照。

*3:「補足-620-1 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」参照。

表 4-3 既工認及び 3.11/4.7 地震における炉水温度，縦弾性係数，炉水密度を踏まえたシミュレーション解析条件

項目	既工認 モデル	地震時		シミュレーション 解析モデル
	通常 運転時 (a)	3.11 地震 (b)	4.7 地震 (c)	停止時 (d)
炉水温度 [°C]				
縦弾性係数 E ^{*1} [N/mm ²]				
炉水密度 [kg/m ³]				

注記*1：炉水温度の影響を受ける原子炉圧力容器の縦弾性係数を記載。

*2：() 内は通常運転時の値との比（各条件(b～d)／通常運転時(a)）を示す。

*3：熱サイクルの運転条件「停止」の炉水温度を踏まえ設定。

表 4-1 及び表 4-2 に示す相違点のうち、プラント状態の違いについて、3.11 地震発生当時、女川原子力発電所第 2 号機は原子炉起動直後、4.7 地震発生当時は原子炉停止中であり、表 4-3 に示すとおりいずれも通常運転時の炉水温度よりも十分低い条件となることから、物性値及び炉水質量が今回工認モデルと異なる（添付 3 参照）。

c. 構造強度評価

構造強度評価は、段階的な評価手順とする。

- ①設計時及び既往の評価結果において比較的余裕度の大きな設備については、簡易評価（応答倍率法による評価）を行う。
- ②簡易評価において発生応力等が評価基準値を満足しない場合には、設計時と同等の評価を行う。
- ③設計時と同等の評価において発生応力等が評価基準値を満足しない場合には、詳細評価（時刻歴応答解析等）を行う。

構造強度評価の評価基準値は、地震による影響の有無を確認する観点から「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1・補-1984」に規定される許容応力状態Ⅲ_AS（弾性応答範囲内）における許容応力を基本とする。

地震応答解析及び耐震評価は、設計時の評価条件と同条件にて評価することを基本とするが、3.11/4.7 地震に対する地震影響を詳しく確認するため、より実態にあった評価条件として、地震時におけるプラント状態（女川 2 号機は、3.11 地震時は原子炉起動中、4.7 地震時は冷温停止中）等を考慮した評価を実施する場合がある。

また、地震の継続時間が比較的長かったことを考慮して、疲労の影響が大きいと考えられる配管等については、時刻歴応答解析で求めた繰返しピーク応力強さの時刻歴と設計疲労線図を基に、図 4-8 に示すフローのとおり疲労評価を実施する。また、疲労評価方法の詳細を添付 4 に示す。

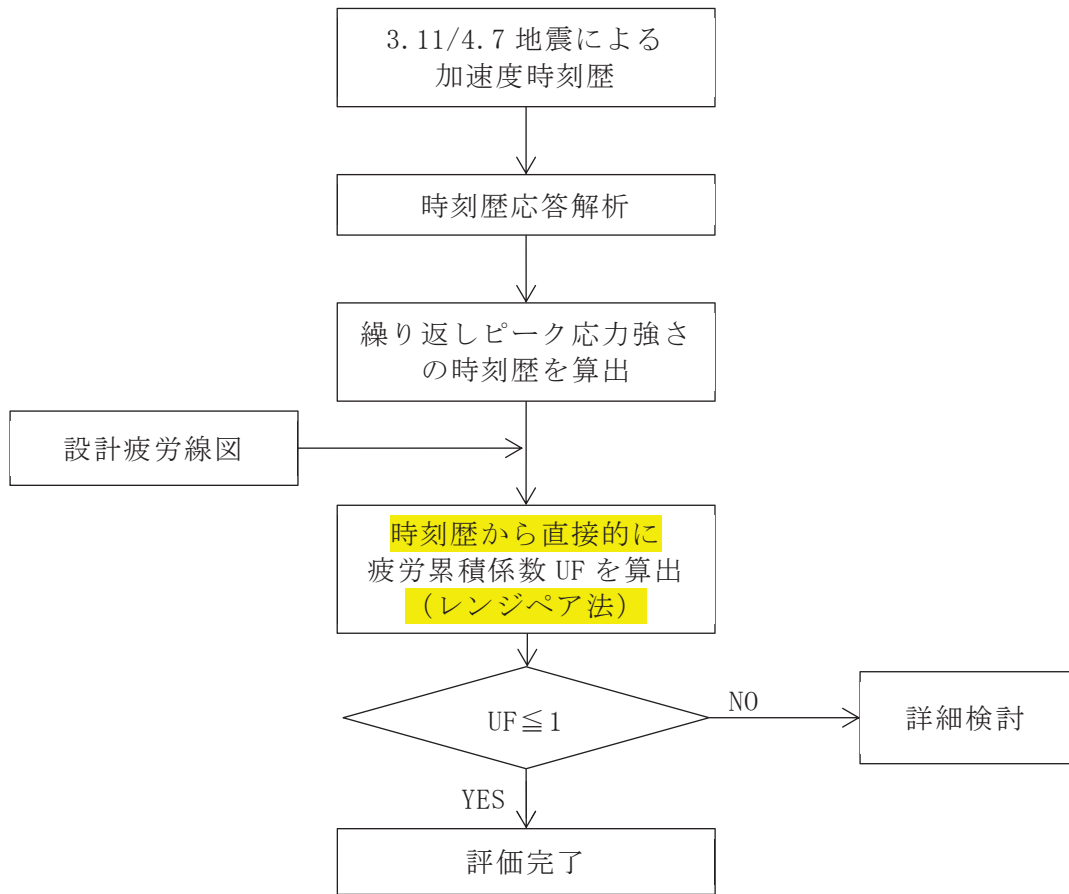


図 4-8 3.11/4.7 地震に対する疲労評価のフロー

d. 動的機能維持評価

弁，ポンプ等の動的機能維持の評価は，地震応答解析に基づき評価対象設備の応答加速度を求め，評価基準値である機能確認済加速度以下であることを確認する。また，応答加速度が機能確認済加速度を上回る設備については，詳細評価を実施する。

制御棒の挿入性は，地震応答解析により燃料集合体の相対変位を求め，試験により制御棒の挿入性が確認された相対変位以下であることを確認する。

評価基準値の機能確認済加速度は，「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版」に準拠するとともに，試験等で妥当性が確認された値も用いる。

(3) 段階的な構造強度評価の概要

a. 評価フロー

地震応答解析の評価フローを図 4-9 に示す。

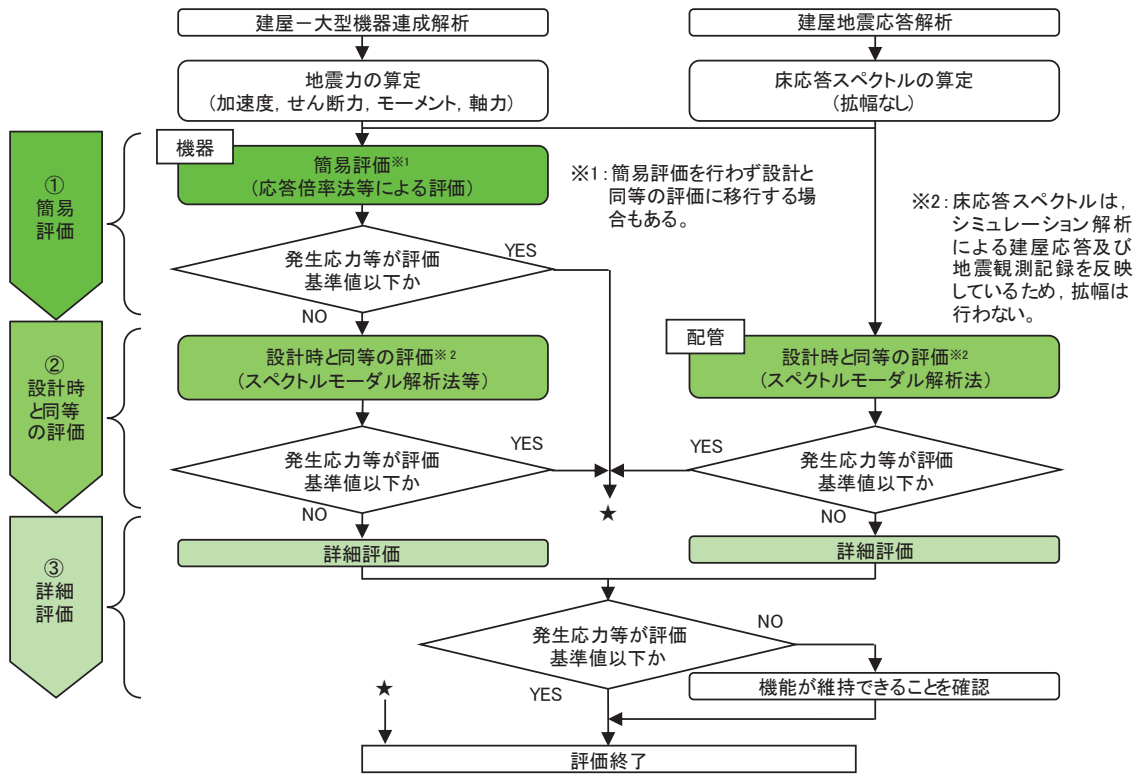


図 4-9 地震応答解析の評価フロー

b. 応答倍率法の概要

応答倍率法による発生応力等の求め方を以下に示す。

応答倍率法による発生応力等の求め方の例

ケース 1 発生応力等 = 設計時又は既往評価での全体応力 × $\boxed{\text{応答比}}$
(地震及び地震以外による応力)

ケース 2 発生応力等 = 設計時又は既往評価での地震以外による応力
+ 設計時又は既往評価での地震による応力 × $\boxed{\text{応答比}}$

上記における $\boxed{\text{応答比}}$ の求め方の例

- ・ポンプの基礎ボルト等の発生応力等を求めるにあたり、水平加速度、鉛直加速度を用いる機器

$$\boxed{\text{応答比}} = \frac{3.11/4.7 \text{ 地震時の加速度}}{\text{設計時又は既往評価での加速度}}$$

(水平加速度、鉛直加速度ごとに応答比を算出)

- ・原子炉圧力容器や炉内構造物等の発生応力等を求めるにあたり、加速度、せん断力、モーメント、軸力を用いる機器

$$\boxed{\text{応答比}} = \frac{3.11/4.7 \text{ 地震時の地震力}}{\text{設計時又は既往評価での地震力}}$$

(加速度、せん断力、モーメント、軸力ごとに応答比を算出)

複数の応答比が算出される場合は、算出した応答比のうち、最大となるものを用いることを基本とする。ケース 1 の算出方法は、全体（地震＋地震以外）に応答比を乗じるため、保守的な評価結果となる。ケース 1 による評価で評価基準値を満足しない等、より精緻な値を求める場合はケース 2 を適用する。ただし、ケース 1 の場合において応答比が 1 未満の場合は応答比を 1.00 として評価する。

以下に具体的な算出式を示す。

- ・応答比の最大値を用いる場合

$$\sigma = \alpha \times \sigma_T$$

$$\alpha = \text{MAX} \left(\frac{CH_1}{CH_0}, \frac{CV_1}{CV_0} \right)$$

σ : 発生応力

α : 応答比

σ_T : 設計時又は既往評価の全体応力

CH_0 : 設計時又は既往評価の水平加速度

CH_1 : 3.11/4.7 地震の水平加速度

CV_0 : 設計時又は既往評価の鉛直加速度

CV_1 : 3.11/4.7 地震の鉛直加速度

- ・地震力の種類ごとの応答比を用いる場合

$$\sigma = \alpha \times \sigma_v + \beta \times \sigma_Q + \gamma \times \sigma_M + \sigma_0$$

$$\alpha = \frac{CV_1}{CV_0}, \quad \beta = \frac{Q_1}{Q_0}, \quad \gamma = \frac{M_1}{M_0}$$

- σ : 発生応力
- α : 鉛直加速度に対する応答比
- β : せん断力に対する応答比
- γ : モーメントに対する応答比
- σ_v : 設計時又は既往評価の鉛直加速度による応力
- σ_Q : 設計時又は既往評価のせん断力による応力
- σ_M : 設計時又は既往評価のモーメントによる応力
- σ_0 : 設計時又は既往評価の地震以外の応力
- CV_0 : 設計時又は既往評価の鉛直加速度
- CV_1 : 3.11/4.7 地震の鉛直加速度
- Q_0 : 設計時又は既往評価のせん断力
- Q_1 : 3.11/4.7 地震のせん断力
- M_0 : 設計時又は既往評価のモーメント
- M_1 : 3.11/4.7 地震のモーメント

- c. 構造強度評価の各段階における実際の応答に対する保守性（イメージ）
 構造強度評価の各段階における保守性の概念を図 4-10 に示す。

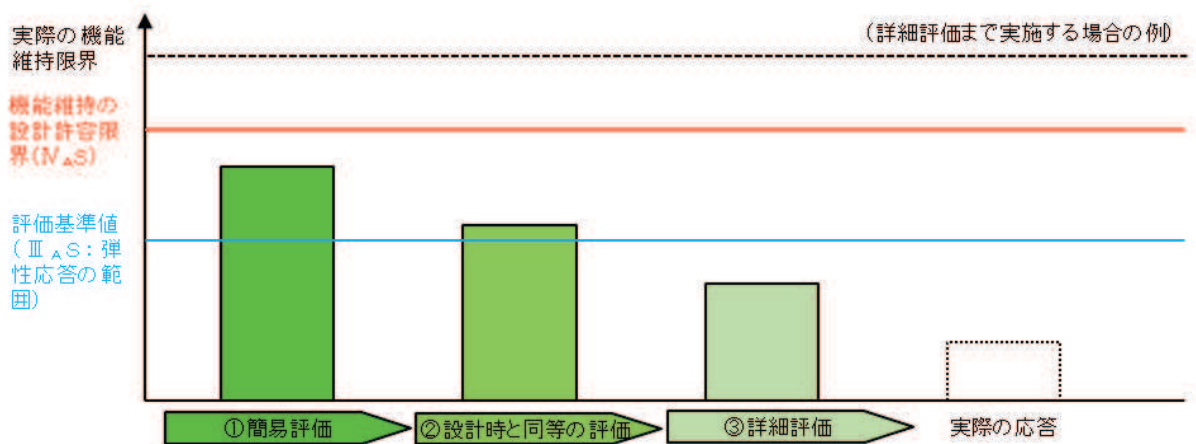


図 4-10 構造強度評価の各段階における保守性の概念

(4) 地震応答解析による評価結果

構造強度評価の結果を表 4-4 に、構造強度評価（①簡易評価，②設計時と同等の評価，③詳細評価）のうち③詳細評価を適用した設備及びその評価の概要を表 4-5 に、疲労評価の結果を表 4-6 に、動的機能維持評価の結果を表 4-7 に示す。

「(1) 評価対象選定の考え方」に記載のとおり、評価部位は、設計時又は既往

の評価における裕度の最も小さい部位を代表部位とすることを基本としているが、代表部位以外についても評価する場合もある。これは②設計時と同等の評価又は③詳細評価を実施する場合に地震動の特性（水平及び鉛直方向の大きさ、床応答スペクトルにおける周期特性など）によって裕度最小部位が変わることがあるためである。代表部位以外についても評価し、3.11/4.7地震で裕度最小部位が異なる場合は代表部位ではなく、それぞれの裕度最小部位を表4-3に記載する。

表4-3において、既往の評価に基づき算出した応答比に比べ、既工認に基づき算出した応答比は比較的大きい値を示している理由は、既往の評価における地震力（水平：最大加速度580Gal、鉛直：387Gal）に対し、既工認の地震力（水平：最大加速度375Gal、鉛直：動的震度0.24）が小さいことに起因するものである。

3.11/4.7地震の建屋シミュレーション解析を踏まえ、耐震Sクラス等の設備に対する構造強度評価の結果、弾性応答範囲内であることを確認した。

また、配管及び機器に対して疲労影響が大きい設備を代表とした疲労評価の結果、3.11/4.7地震影響による疲労累積係数は0.01より十分に小さいことを確認した。なお、今回工認の耐震評価における疲労累積係数に比べて、3.11/4.7地震に対する疲労累積係数が非常に小さな結果となっていることを踏まえ、3.11/4.7地震に対する疲労評価及び今回工認の耐震評価における疲労評価との比較を行い、疲労評価の差に対する整理結果（添付5表1参照）を踏まえ、入力地震動、繰返しピーク応力強さ及び等価繰返し回数の保守性の差が疲労累積係数へ与える影響について定量的に分析した。その結果、今回工認の耐震評価における疲労累積係数に比べて、3.11/4.7地震に対する疲労累積係数が小さな結果となっている主要因は、今回工認の耐震評価に比べて、3.11/4.7地震により設備に負荷された繰返しピーク応力強さが小さいことであることを確認した（添付5参照）。参考として、2005年宮城県沖地震の疲労評価結果についても表4-6に記載し、疲労累積係数が非常に小さく、耐震評価に影響がないことを確認した。

さらに、動的機能維持評価の結果、動的機能が要求される設備の機能が維持されることを確認した。

表 4-4 構造強度評価結果 (1/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比
原子 炉 本 体	胴板	3.11地震	胴板	一次一般膜応力	176	303	○	①	3119 (kN)	6030 (kN)	1.94
		4.7地震	胴板	一次一般膜応力	191	303	○	①	3119 (kN)	9980 (kN)	3.20
	下部鏡板	3.11地震	下部鏡板	一次一般膜応力	115	303	○	①	3119 (kN)	6030 (kN)	1.94
		4.7地震	下部鏡板	一次一般膜応力	125	303	○	①	3119 (kN)	9980 (kN)	3.20
	制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔	3.11地震	スタブチューブ	一次膜＋ 一次曲げ応力	193	271	○	①	2,844 (kN)	6.62 (kN)	2.33
		4.7地震	スタブチューブ	一次膜＋ 一次曲げ応力	199	271	○	①	6,472 (kN)	19.40 (kN)	3.00
	再循環水入口ノズル (N2)	3.11地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	153	193	○	①	68.65 (kN・m)	46 (kN・m)	0.67
		4.7地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	189	193	○	①	68.65 (kN・m)	76 (kN・m)	1.11
	給水ノズル (N4)	3.11地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	135	253	○	①	19.61 (kN)	16 (kN)	0.82
		4.7地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	179	253	○	①	19.61 (kN)	27 (kN)	1.38
	低圧注水ノズル (N6)	3.11地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	140	253	○	①	4,903 (kN・m)	6 (kN・m)	1.23
		4.7地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	147	253	○	①	4,903 (kN・m)	5 (kN・m)	1.02
	ベントノズル (N8)	3.11地震	ノズルエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	141	418	○	①	0.1961 (kN)	0.9 (kN)	4.59
		4.7地震	ノズルエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	169	418	○	①	0.1961 (kN)	1.4 (kN)	7.14
	ブラケット類	3.11地震	蒸気乾燥器 支持ブラケット	一次膜＋ 一次曲げ応力	147	213	○	②	-	-	-
		4.7地震	蒸気乾燥器 支持ブラケット	一次膜＋ 一次曲げ応力	169	213	○	②	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (2/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
原子 支持 炉 構造 圧 力 容 器	原子炉圧力容器 基礎ボルト	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	105	499	○	②	-	-	-	
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	91	499	○	②	-	-	-	
原子炉圧力容器 支持スカート	原子炉圧力容器 支持スカート	3.11地震	スカート	軸圧縮応力	0.35 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②	-	-	-	
		4.7地震	スカート	軸圧縮応力	0.32 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②	-	-	-	
原子 炉 本 体	原子炉圧力容器 スタビライザ	3.11地震	ブラケット	一次応力 (組合せ)	110	198	○	②	-	-	-	
		4.7地震	ブラケット	一次応力 (組合せ)	118	198	○	②	-	-	-	
	原子炉格納容器 スタビライザ	3.11地震	外側フィニッシュ シヤラグ本体	一次応力 (組合せ)	143	176	○	②	-	-	-	
		4.7地震	ガセットプレート	一次応力 (組合せ)	116	176	○	②	-	-	-	
	制御棒駆動機構 ハウジング支持金具	3.11地震	レストレイントビーム	強軸曲げ応力	81	201	○	①	0.24 (G)	0.40 (G)	1.67	
		4.7地震	レストレイントビーム	強軸曲げ応力	103	201	○	①	0.24 (G)	0.51 (G)	2.13	
	差圧検出・ほう酸水注 入系配管 (ティーよりN11ノズル までの外管)	3.11地震	パイプ	一次一般膜応力	42	114	○	①	0.24 (G)	0.65 (G)	2.71	
		4.7地震	パイプ	一次一般膜応力	43	114	○	①	0.24 (G)	1.13 (G)	4.71	
	原子 炉 圧 力 容 器 内 部 構 造 物	蒸気乾燥器	3.11地震	耐震用ブロック 溶接部	純せん断応力	24	47	○	③	-	-	-
			4.7地震	耐震用ブロック 溶接部	純せん断応力	27	47	○	③	-	-	-
シュラウドヘッド		3.11地震	シュラウドヘッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	232	265	○	②*3	-	-	-	
		4.7地震	シュラウドヘッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	248	265	○	②*3	-	-	-	
気水分離器及び スタンドパイプ		3.11地震	スタンドパイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	93	106	○	②	-	-	-	
		4.7地震	スタンドパイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	100	106	○	②	-	-	-	

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

*3：他のプラントで適用され、工認実績のある公式による評価

表 4-4 構造強度評価結果 (3/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
原子炉本体	給水スパーージャ	3.11地震	ヘッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	25	139	○	①	0.29 (G)	0.78 (G)	2.69	
		4.7地震	ヘッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	28	139	○	①	0.29 (G)	1.02 (G)	3.52	
	高圧及び低圧炉心 スプレイスパーージャ	3.11地震	ティー	一次一般膜応力	10	92	○	①	0.29 (G)	0.65 (G)	2.25	
		4.7地震	ティー	一次一般膜応力	15	92	○	①	0.29 (G)	1.30 (G)	4.49	
	ジェットポンプ	3.11地震	ライザ	一次膜＋ 一次曲げ応力	69	174	○	①	0.29 (G)	0.72 (G)	2.49	
		4.7地震	ライザ	一次膜＋ 一次曲げ応力	82	174	○	①	0.29 (G)	0.99 (G)	3.42	
	残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内 部)	3.11地震	リング	一次一般膜応力	15	57	○	①	0.29 (G)	0.74 (G)	2.56	
		4.7地震	リング	一次一般膜応力	17	57	○	①	0.29 (G)	1.28 (G)	4.42	
	高圧及び低圧炉心 スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内 部)	3.11地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	36	214	○	①	0.29 (G)	0.78 (G)	2.69	
		4.7地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	54	214	○	①	0.29 (G)	1.30 (G)	4.49	
	差圧検出・ほう酸水 注入系配管 (原子炉圧力容器内 部)	3.11地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	30	139	○	①	0.29 (G)	0.65 (G)	2.25	
		4.7地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	49	139	○	①	0.29 (G)	1.13 (G)	3.90	
	中性子束計測案内管	3.11地震	中性子束計測 案内管下部	一次膜＋ 一次曲げ応力	34	172	○	②	-	-	-	
		4.7地震	中性子束計測 案内管下部	一次膜＋ 一次曲げ応力	25	172	○	②	-	-	-	
	炉心支持 構造物	炉心シュラウド	3.11地震	下部胴	一次一般膜応力	69	92	○	②	-	-	-
			4.7地震	下部胴	一次一般膜応力	71	92	○	②	-	-	-
シュラウドサポート		3.11地震	シュラウドサポート レグ	軸圧縮応力	175	198	○	①	<i>25300</i> (kN・m)	34800 (kN・m)	1.38	
		4.7地震	シュラウドサポート レグ	軸圧縮応力	177	198	○	①	<i>976</i> (kN)	1850 (kN)	1.90	

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (4/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
原子炉本体	炉心支持構造物	炉心シュラウド 支持ロッド	3.11地震	上部タイロッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	366	455	○	②	-	-	-
			4.7地震	上部タイロッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	366	455	○	②	-	-	-
		上部格子板	3.11地震	グリッドプレート	一次膜＋ 一次曲げ応力	65	214	○	②	-	-	-
			4.7地震	グリッドプレート	一次膜＋ 一次曲げ応力	45	214	○	②	-	-	-
		炉心支持板	3.11地震	支持板	一次膜＋ 一次曲げ応力	130	268	○	②	-	-	-
			4.7地震	支持板	一次膜＋ 一次曲げ応力	87	268	○	②	-	-	-
	制御棒案内管	3.11地震	長手中央部	一次一般膜応力	39	143	○	②	-	-	-	
		4.7地震	長手中央部	一次一般膜応力	35	143	○	②	-	-	-	
	原子炉本体の基礎	外筒, 内筒, 縦リブ	3.11地震	外筒	一次応力 (組合せ)	262	427	○	②	-	-	-
			4.7地震	外筒	一次応力 (組合せ)	206	427	○	②	-	-	-
		CRD開口部	3.11地震	CRD開口部	一次応力 (せん断)	127	246	○	②	-	-	-
			4.7地震	CRD開口部	一次応力 (せん断)	99	246	○	②	-	-	-
		アンカボルト	3.11地震	アンカボルト	定着力	874 (kN/本)	1523 (kN/本)	○	②	-	-	-
			4.7地震	アンカボルト	定着力	654 (kN/本)	1523 (kN/本)	○	②	-	-	-
スカートフランジ		3.11地震	スカート フランジ	一次応力 (曲げ)	247	492	○	②	-	-	-	
		4.7地震	スカート フランジ	一次応力 (曲げ)	187	492	○	②	-	-	-	

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (5/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法 ^{*1}	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度 ^{*2}	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
計測制御系統施設	制御材	制御棒中性子吸収棒	3.11地震	中性子吸収棒	一次一般膜応力	35	142	○	②	-	-	-
			4.7地震	中性子吸収棒	一次一般膜応力	35	142	○	②	-	-	-
	駆動制御装置	水圧制御ユニット	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	169	475	○	①	0.89 (G)	1.00 (G)	1.13
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	149	475	○	①	0.89 (G)	0.68 (G)	1.00 ^{*3}
	ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系 ポンプ	3.11地震	ポンプ取付ボルト	一次応力 (せん断)	33	118	○	①	0.29 (G)	0.79 (G)	2.73
			4.7地震	ポンプ取付ボルト	一次応力 (せん断)	43	118	○	①	0.29 (G)	1.05 (G)	3.62
		ほう酸水注入系 貯蔵タンク	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	47	173	○	②	-	-	-
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	47	173	○	②	-	-	-
	計測装置	起動領域モニタ ドライチューブ	3.11地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	120	308	○	②	-	-	-
			4.7地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	91	308	○	②	-	-	-
		局部出力領域モニタ 検出器集合体	3.11地震	カバーチューブ	一次膜＋ 一次曲げ応力	109	200	○	②	-	-	-
			4.7地震	カバーチューブ	一次膜＋ 一次曲げ応力	88	200	○	②	-	-	-
		直立型制御盤	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	21	173	○	②	-	-	-
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	24	173	○	②	-	-	-
		ベンチ型制御盤	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	16	173	○	②	-	-	-
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	18	173	○	②	-	-	-
		現場盤	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	23	173	○	①	0.24 (G)	0.79 (G)	3.30
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	30	173	○	①	0.24 (G)	1.05 (G)	4.38
		格納容器内 雰囲気モニタ	3.11地震	水素ガス濃度 検出器取付板 取付ボルト	一次応力 (引張)	10	180	○	①	0.29 (G)	0.93 (G)	3.21
			4.7地震	水素ガス濃度 検出器取付板 取付ボルト	一次応力 (引張)	13	180	○	①	0.29 (G)	1.24 (G)	4.28

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

*3：応答比は1未満であるが、保守的に1.00とした

表 4-4 構造強度評価結果 (6/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系 熱交換器	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	82	147	○	②	-	-	-
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	56	169	○	②	-	-	-
		残留熱除去系 ポンプ	3.11地震	原動機台 取付ボルト	一次応力 (引張)	26	444	○	①	<i>0.73</i> (G)	0.75 (G)	1.03
			4.7地震	原動機台 取付ボルト	一次応力 (引張)	25	444	○	①	<i>0.60</i> (G)	0.46 (G)	1.00
	原子炉冷却材 補給設備	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	20	169	○	①	0.24 (G)	0.47 (G)	1.96
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	19	169	○	①	0.24 (G)	0.46 (G)	1.92
		原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用タービン	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	45	169	○	①	0.24 (G)	0.47 (G)	1.96
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	44	169	○	①	0.24 (G)	0.46 (G)	1.92
	その他原子炉 注水設備	高圧炉心スプレイ系 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	27	455	○	①	<i>0.73</i> (G)	0.75 (G)	1.03
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	26	455	○	①	<i>0.60</i> (G)	0.46 (G)	1.00*3
		低圧炉心スプレイ系 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	29	491	○	①	<i>0.73</i> (G)	0.75 (G)	1.03
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	28	491	○	①	<i>0.60</i> (G)	0.46 (G)	1.00*3
	原子炉冷却材の 循環設備	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	3.11地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	45	203	○	②	-	-	-
			4.7地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	61	203	○	②	-	-	-
		主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	3.11地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	74	203	○	②	-	-	-
			4.7地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	100	203	○	②	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

*3：応答比は1未満であるが、保守的に1.00とした

表 4-4 構造強度評価結果 (7/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比
原子炉冷却 系統施設	原子炉補機冷却水系 熱交換器	3.11地震	胴板	一次応力	176	415	○	②	-	-	-
		4.7地震	胴板	一次応力	157	415	○	②	-	-	-
	原子炉補機冷却水 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	16	122	○	①	0.24 (G)	0.48 (G)	2.00
		4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	15	122	○	①	0.24 (G)	0.46 (G)	1.92
	原子炉補機冷却海水 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	95	475	○	①	<i>2.45</i> (G)	2.92 (G)	1.20
		4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	126	475	○	①	<i>2.45</i> (G)	3.89 (G)	1.59
	原子炉補機冷却水 サージタンク	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	40	169	○	②	-	-	-
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	42	169	○	②	-	-	-
	原子炉補機冷却 海水系ストレナー	3.11地震	胴板	一次応力	38	346	○	②	-	-	-
		4.7地震	胴板	一次応力	33	346	○	②	-	-	-
	高圧炉心スプレイ 補機冷却水系 熱交換器	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	29	133	○	②	-	-	-
		4.7地震	胴板	一次応力	82	415	○	②	-	-	-
	高圧炉心スプレイ 補機冷却水ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	8	133	○	①	0.24 (G)	0.48 (G)	2.00
		4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	8	133	○	①	0.24 (G)	0.46 (G)	1.92
	高圧炉心スプレイ 補機冷却海水ポンプ	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	12	153	○	①	<i>0.97</i> (G)	0.99 (G)	1.02
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	14	153	○	①	<i>2.31</i> (G)	2.88 (G)	1.25
	高圧炉心スプレイ 補機冷却水 サージタンク	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	29	175	○	②	-	-	-
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	29	175	○	②	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (8/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比
原子炉格納施設	ドライウェル	3.11地震	サントクッション部	座屈	0.48 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②	-	-	-
		4.7地震	サントクッション部	座屈	0.37 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②	-	-	-
	ドライウェル ベント開口部	3.11地震	D/Wベント開口部	一次膜＋ 一次曲げ応力	166	495	○	①	0.20 (G)	0.36 (G)	1.80
		4.7地震	D/Wベント開口部	一次膜＋ 一次曲げ応力	184	495	○	①	0.20 (G)	0.40 (G)	2.00
	サブプレッションチェンバ	3.11地震	胴エビ継手部底部	一次膜＋ 一次曲げ応力	174	356	○	①	0.20 (G)	0.40 (G)	2.00
		4.7地震	胴エビ継手部底部	一次膜＋ 一次曲げ応力	170	356	○	①	0.20 (G)	0.39 (G)	1.95
	機器搬出入用ハッチ	3.11地震	機器搬出入用 ハッチ取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	111	495	○	①	0.20 (G)	0.34 (G)	1.70
		4.7地震	機器搬出入用 ハッチ取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	156	495	○	①	0.20 (G)	0.48 (G)	2.40
	逃がし安全弁搬出入 口	3.11地震	逃がし安全弁 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	120	495	○	①	0.20 (G)	0.42 (G)	2.10
		4.7地震	逃がし安全弁 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	223	495	○	①	0.20 (G)	0.78 (G)	3.90
	所員用エアロック	3.11地震	所員用エアロック 取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	153	495	○	①	0.20 (G)	0.51 (G)	2.55
		4.7地震	所員用エアロック 取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	285	495	○	①	0.20 (G)	0.95 (G)	4.75
	制御棒駆動機構 搬出入口	3.11地震	制御棒駆動機構 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	131	495	○	①	0.20 (G)	0.31 (G)	1.55
		4.7地震	制御棒駆動機構 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	147	495	○	①	0.20 (G)	0.35 (G)	1.75
	ボックスサポート	3.11地震	フランジプレート	一次応力 (組合せ)	178	192	○	②	-	-	-
		4.7地震	フランジプレート	一次応力 (組合せ)	123	192	○	②	-	-	-
	配管貫通部	3.11地震	X-82B	一次モーメント	9024 (kN・mm)	14680 (kN・mm)	○	②*3	-	-	-
		4.7地震	X-82B	一次モーメント	11090 (kN・mm)	14680 (kN・mm)	○	②*3	-	-	-
	電気配線貫通部	3.11地震	X-105A	一次モーメント	77190 (kN・mm)	245600 (kN・mm)	○	②*3	-	-	-
		4.7地震	X-105A	一次モーメント	106000 (kN・mm)	245600 (kN・mm)	○	②*3	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

*3：他のプラントで適用され、工認実績のある限界荷重領域評価

表 4-4 構造強度評価結果 (9/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比
原子炉格納施設 その 他の 安全設 備	ベントヘッド	3.11地震	ベントヘッド サポート	圧縮応力	43	63	○	②	-	-	-
		4.7地震	ベントヘッド サポート	圧縮応力	47	63	○	②	-	-	-
	ダウンカマ	3.11地震	ベントヘッド 接続部	一次膜＋ 一次曲げ応力	153	229	○	①	0.24 (G)	0.36 (G)	1.50
		4.7地震	ベントヘッド 接続部	一次膜＋ 一次曲げ応力	171	229	○	①	0.24 (G)	0.40 (G)	1.67
	ベント管	3.11地震	ベントヘッド接続 部	一次膜＋ 一次曲げ応力	74	344	○	①	0.20 (G)	0.36 (G)	1.80
		4.7地震	ベントヘッド接続 部	一次膜＋ 一次曲げ応力	82	344	○	①	0.20 (G)	0.40 (G)	2.00
	ベント管ベローズ	3.11地震	ベント管ベローズ	疲労	0.001以下 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	0.20 (G)	0.40 (G)	2.00
		4.7地震	ベント管ベローズ	疲労	0.001以下 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	0.20 (G)	0.39 (G)	1.95
	サブプレッションチェンバ スプレイ管	3.11地震	スプレイ管	一次応力	107	219	○	②	-	-	-
		4.7地震	スプレイ管	一次応力	98	219	○	②	-	-	-
	可燃性ガス濃度 制御系再結合装置	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	126	350	○	①	0.29 (G)	0.79 (G)	2.73
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	167	350	○	①	0.29 (G)	1.05 (G)	3.62
	可燃性ガス濃度 制御系再結合装置 ブロウ	3.11地震	ベース取付 溶接部	一次応力 (せん断)	43	116	○	①	0.29 (G)	0.79 (G)	2.73
		4.7地震	ベース取付 溶接部	一次応力 (せん断)	57	116	○	①	0.29 (G)	1.05 (G)	3.62
	非常用ガス処理系 排風機	3.11地震	排風機取付ボルト	一次応力 (引張)	43	150	○	②	-	-	-
		4.7地震	排風機取付ボルト	一次応力 (引張)	39	150	○	②	-	-	-
	非常用ガス処理系 フィルタ装置	3.11地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	135	342	○	②	-	-	-
		4.7地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	113	342	○	②	-	-	-
	非常用ガス処理系 空気乾燥装置	3.11地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	37	342	○	②	-	-	-
		4.7地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	31	342	○	②	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (10/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
放射線 管理施設	換気設備	中央制御室 送風機	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	13	173	○	②	-	-	-
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	13	173	○	②	-	-	-
		中央制御室 排風機	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	16	180	○	②	-	-	-
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	17	180	○	②	-	-	-
		中央制御室 再循環送風機	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	7	173	○	②	-	-	-
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	7	173	○	②	-	-	-
	中央制御室 再循環フィルタ装置	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	22	133	○	②	-	-	-	
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	22	133	○	②	-	-	-	
	計管放射 装置用線	燃料取替エリア 放射線モニタ	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	9	180	○	①	0.29 (G)	1.26 (G)	4.35
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	11	180	○	①	0.29 (G)	1.58 (G)	5.45
	生 装 置 遮 蔽	原子炉しゃへい壁 (波及的影響設備)	3.11地震	開口集中部	一次応力 (組合せ)	120	235	○	②	-	-	-
			4.7地震	開口集中部	一次応力 (組合せ)	115	235	○	②	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (11/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
核 燃料 物質 の 取 扱 施 設 及 び 貯 蔵 施 設	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック (110体ラック)	3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	59	205	○	①	<i>1.66</i> (G)	1.87 (G)	1.13
			4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	61	205	○	①	<i>1.45</i> (G)	1.84 (G)	1.27
		使用済燃料貯蔵ラック (170体ラック)	3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	79	205	○	①	<i>1.82</i> (G)	1.88 (G)	1.04
			4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	99	205	○	①	<i>1.82</i> (G)	2.36 (G)	1.30
		制御棒・破損燃料 貯蔵ラック	3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	39	108	○	①	<i>1.50</i> (G)	1.35 (G)	1.00*3
			4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	47	108	○	①	<i>2.93</i> (G)	3.50 (G)	1.20
	燃料 取 扱 設 備	燃料交換機 (波及的影響設備)	3.11地震	構造物フレーム	一次応力 (組合せ)	212	231	○	③	-	-	-
			4.7地震	構造物フレーム	一次応力 (組合せ)	206	231	○	③	-	-	-
		原子炉建屋クレーン (波及的影響設備)	3.11地震	脱線防止ラグ	圧縮応力	117	309	○	③	-	-	-
			4.7地震	脱線防止ラグ	圧縮応力	129	309	○	③	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

*3：応答比は1未満であるが、保守的に1.00とした

表 4-4 構造強度評価結果 (12/16)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	79	254	○	②	-	-	-	
				4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	50	254	○	②	-	-
		3.11地震	軸受台取付ボルト			一次応力 (引張)	65	180	○	①	0.24 (G)	0.69 (G)
				4.7地震	軸受台取付ボルト	一次応力 (引張)	67	180	○	①	0.24 (G)	0.71 (G)
		3.11地震	基礎ボルト			一次応力 (引張)	33	158	○	②	-	-
				4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	34	158	○	②	-	-
	3.11地震	胴板	一次一般膜 応力			91	241	○	①	0.24 (G)	0.69 (G)	2.88
			4.7地震	胴板	一次一般膜 応力	91	241	○	①	0.24 (G)	0.71 (G)	2.96
	その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備			3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	123	254	○	②	-
			4.7地震	基礎ボルト			一次応力 (引張)	89	254	○	②	-
3.11地震					基礎ボルト	一次応力 (せん断)	58	195	○	①	0.24 (G)	0.71 (G)
			4.7地震	基礎ボルト		一次応力 (せん断)	63	195	○	①	0.24 (G)	0.77 (G)
3.11地震					スカート	座屈	0.31 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	0.24 (G)	0.93 (G)
			4.7地震	スカート		座屈	0.42 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	0.24 (G)	1.24 (G)
3.11地震					胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	0.24 (G)	0.69 (G)
			4.7地震	胴板		一次一般膜応力	91	241	○	①	0.24 (G)	0.71 (G)
3.11地震					取付ボルト	一次応力 (せん断)	19	133	○	①	0.24 (G)	0.51 (G)
			4.7地震	取付ボルト		一次応力 (せん断)	25	133	○	①	0.24 (G)	0.68 (G)
3.11地震		取付ボルト			一次応力 (せん断)	19	133	○	①	0.24 (G)	0.77 (G)	3.21
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	24	133	○	①	0.24 (G)	0.98 (G)	4.09
3.11地震		取付ボルト			一次応力 (せん断)	14	133	○	①	0.24 (G)	0.46 (G)	1.92
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	15	133	○	①	0.24 (G)	0.52 (G)	2.17
3.11地震		取付ボルト			一次応力 (引張)	22	173	○	①	0.24 (G)	0.48 (G)	2.00
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	25	173	○	①	0.24 (G)	0.54 (G)	2.25
3.11地震		取付ボルト			一次応力 (せん断)	12	133	○	①	0.24 (G)	0.46 (G)	1.92
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	13	133	○	①	0.24 (G)	0.52 (G)	2.17

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (13/16)

評価対象設備及び評価箇所	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a	b	b/a 応答比	
								既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度		
配管	主蒸気系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	141	198	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	183	198	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	反力	36 (kN)	90 (kN)	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	反力	49 (kN)	90 (kN)	○	②	-	-	-
	原子炉再循環系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	156	265	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	198	265	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	反力	184 (kN)	375 (kN)	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	反力	241 (kN)	375 (kN)	○	②	-	-	-
	復水給水系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	116	182	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	174	182	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	反力	58 (kN)	112 (kN)	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	反力	95 (kN)	112 (kN)	○	②	-	-	-
	原子炉冷却材浄化系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	56	274	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	59	274	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	42	234	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	49	234	○	②	-	-	-
残留熱除去系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	117	274	○	②	-	-	-	
	4.7地震	配管本体	一次応力	144	274	○	②	-	-	-	
	3.11地震	配管サポート	反力	8 (kN)	45 (kN)	○	②	-	-	-	
	4.7地震	配管サポート	反力	10 (kN)	45 (kN)	○	②	-	-	-	

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (14/16)

評価対象設備及び評価箇所	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a	b	b/a 応答比	
								既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度		
配管	原子炉隔離時冷却系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	92	188	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	118	188	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	111	245	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	144	245	○	②	-	-	-
	高圧炉心スプレイ系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	147	199	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	160	199	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	44 (kN)	87 (kN)	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	59 (kN)	87 (kN)	○	②	-	-	-
	低圧炉心スプレイ系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	104	220	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	137	220	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	22.7 (kN)	24 (kN)	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	23.6 (kN)	24 (kN)	○	②	-	-	-
	原子炉補機冷却水系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	181	229	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	201	229	○	③	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	165	245	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	235	245	○	③	-	-	-
原子炉補機冷却海水系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	200	241	○	③	-	-	-	
	4.7地震	配管本体	一次応力	196	241	○	③	-	-	-	
	3.11地震	配管サポート	一次応力	159	245	○	③	-	-	-	
	4.7地震	配管サポート	一次応力	145	245	○	③	-	-	-	

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (15/16)

評価対象設備及び評価箇所	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
配管	制御棒駆動水圧系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	74	159	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	92	159	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	75	118	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	102	118	○	②	-	-	-
	ほう酸水注入系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	103	175	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	140	175	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	39	234	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	51	234	○	②	-	-	-
	燃料プール冷却浄化系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	48	188	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	67	188	○	③	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	110	205	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	129	205	○	③	-	-	-
	非常用ガス処理系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	73	220	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	94	220	○	③	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	204	245	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	225	245	○	③	-	-	-
	原子炉格納容器調気系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	141	245	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	220	245	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	反力	67 (kN)	112 (kN)	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	反力	74 (kN)	112 (kN)	○	②	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-4 構造強度評価結果 (16/16)

評価対象設備及び評価箇所	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	a 既工認又は 既往の評価 における 地震荷重又は 地震加速度*2	b 3.11, 4.7 地震荷重又は 地震加速度	b/a 応答比	
配管	放射性ドレン移送系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	128	199	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	151	199	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	反力	2 (kN)	4 (kN)	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	反力	2 (kN)	4 (kN)	○	②	-	-	-
	サブプレッションプール水貯蔵系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	66	219	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	92	219	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	23	245	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	29	245	○	②	-	-	-
	可燃性ガス濃度制御系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	154	211	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	128	150	○	②	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	183	245	○	②	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	212	245	○	②	-	-	-
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	147	229	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	178	229	○	③	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	一次応力	172	245	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	一次応力	178	245	○	③	-	-	-
	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	101	239	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管本体	一次応力	146	239	○	③	-	-	-
		3.11地震	配管サポート	反力	7 (kN)	16 (kN)	○	③	-	-	-
		4.7地震	配管サポート	反力	10 (kN)	16 (kN)	○	③	-	-	-

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：斜体は既往の評価における値

表 4-5 詳細評価を適用した設備及び評価の概要

詳細評価を適用した設備	評価の概要
<p style="text-align: center;">燃料交換機 配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 非常用ガス処理系 ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却水系 	<p>設計時の評価（スペクトルモデル解析）から，時刻歴応答解析法による評価に変更</p>
<p style="text-align: center;">原子炉建屋クレーン</p>	<p>設計時の評価（公式による算出）から，時刻歴応答解析法による評価に変更</p>
<p style="text-align: center;">蒸気乾燥器</p>	<p>設計時の保守的な継手効率（0.4）から，実態の検査に応じた継手効率（0.55）に変更</p>
<p style="text-align: center;">配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水系 ・ 原子炉補機冷却海水系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 非常用ガス処理系 ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却水系 ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系 	<p>実機を踏まえたサポートのばね定数に変更（配管系の設計段階ではサポートのばね定数を汎用性のある保守的な設定としている場合があるため，実際のサポート構造を踏まえた精緻なばね定数に変更）</p>

表 4-6 疲労評価結果

対象設備		入力 地震動	繰返しピーク 応力強さ [MPa]	地震による 疲労累積係数 [-]	合計[-]	評価 結果	(参考) 8.16 地震*の影響
配管	復水給水系配管	3.11 地震	99	0.0001	0.0002	○	繰返しピーク応力強さ 78MPa 疲労累積係数 0.0000
		4.7 地震	139	0.0001			
	残留熱除去系配管	3.11 地震	247	0.0027	0.0036	○	繰返しピーク応力強さ 151MPa 疲労累積係数 0.0002
		4.7 地震	238	0.0009			
	原子炉補機冷却海水系 配管	3.11 地震	298	0.0008	0.0014	○	繰返しピーク応力強さ 125MPa 疲労累積係数 0.0001
		4.7 地震	228	0.0006			
機器	給水ノズル	3.11 地震	178	0.0002	0.0019	○	繰返しピーク応力強さ 94MPa 疲労累積係数 0.0001
		4.7 地震	239	0.0017			

注記* : 2005 年 8 月 16 日に発生した宮城県沖地震

表 4-7 動的機能維持評価結果 (1/7)

評価対象設備及び評価箇所			評価用 地震動	評価項目	算出値 (mm)	評価基準値 (mm)	評価 結果
原子 炉 本 体	燃料集合体	制御棒挿入性	3.11地震	燃料集合体 相対変位	18.2	40.0	○
			4.7地震	燃料集合体 相対変位	8.5	40.0	○

表 4-7 動的機能維持評価結果 (2/7)

評価対象設備及び評価箇所			評価用 地震動	評価位置	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価 結果
					応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系ポンプ	3.11地震	コラム先端部	0.62	10.0	0.40	1.0	○
			4.7地震	コラム先端部	0.40	10.0	0.39	1.0	○
		残留熱除去系ポンプ 原動機	3.11地震	軸受部	0.62	2.5	0.40	1.0	○
			4.7地震	軸受部	0.40	2.5	0.39	1.0	○
	非常用炉心 冷却設備 その他原子 炉注水設備	高圧炉心スプレイ系ポンプ	3.11地震	コラム先端部	0.62	10.0	0.40	1.0	○
			4.7地震	コラム先端部	0.40	10.0	0.39	1.0	○
		高圧炉心スプレイ系ポンプ 原動機	3.11地震	軸受部	0.62	2.5	0.40	1.0	○
			4.7地震	軸受部	0.40	2.5	0.39	1.0	○
		低圧炉心スプレイ系ポンプ	3.11地震	コラム先端	0.62	10.0	0.40	1.0	○
			4.7地震	コラム先端	0.40	10.0	0.39	1.0	○
		低圧炉心スプレイ系ポンプ 原動機	3.11地震	軸受部	0.62	2.5	0.40	1.0	○
			4.7地震	軸受部	0.40	2.5	0.39	1.0	○
	原子炉冷却 材補給設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	3.11地震	軸位置 (軸方向)	0.61	1.4	0.39	1.0	○
			4.7地震	軸位置 (軸方向)	0.41	1.4	0.39	1.0	○
		原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン	3.11地震	重心位置	0.62	2.4	0.39	1.0	○
			4.7地震	重心位置	0.41	2.4	0.39	1.0	○

表 4-7 動的機能維持評価結果 (3/7)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価位置	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価 結果
				応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	
原子炉冷却 系統施設	原子炉補機 冷却設備	3.11地震	軸位置 (軸方向)	0.62	1.4	0.40	1.0	○
			4.7地震	軸位置 (軸方向)	0.40	1.4	0.39	1.0
		3.11地震	軸受部	0.62	4.7	0.40	1.0	○
			4.7地震	軸受部	0.40	4.7	0.39	1.0
		3.11地震	コラム先端部	5.07	10.0	0.67	1.0	○
			4.7地震	コラム先端部	6.71	10.0	0.73	1.0
		3.11地震	軸受部	4.23	14.0	0.67	1.0	○
			4.7地震	軸受部	5.60	14.0	0.73	1.0
		3.11地震	軸位置 (軸方向)	0.62	1.4	0.40	1.0	○
			4.7地震	軸位置 (軸方向)	0.40	1.4	0.39	1.0
		3.11地震	軸受部	0.62	4.7	0.40	1.0	○
			4.7地震	軸受部	0.40	4.7	0.39	1.0
		3.11地震	コラム先端部	2.33	10.0	0.67	1.0	○
			4.7地震	コラム先端部	2.85	10.0	0.73	1.0
		3.11地震	軸受部	0.83	2.5	0.67	1.0	○
			4.7地震	軸受部	0.68	2.5	0.73	1.0

表 4-7 動的機能維持評価結果 (4/7)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価位置	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価 結果			
				応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度				
放射線 管理施設	換気設備	中央制御室送風機	3.11地震	軸受部及び メカニカルシールケーシング*	0.64	2.3	0.34	1.0	○		
			4.7地震	軸受部及び メカニカルシールケーシング*	0.64	2.3	0.39	1.0	○		
		中央制御室送風機 原動機	3.11地震	軸受部	0.64	4.7	0.34	1.0	○		
			4.7地震	軸受部	0.64	4.7	0.39	1.0	○		
		中央制御室排風機	3.11地震	軸受部	0.64	2.6	0.34	1.0	○		
			4.7地震	軸受部	0.64	2.6	0.39	1.0	○		
		中央制御室排風機 原動機	3.11地震	軸受部	0.64	4.7	0.34	1.0	○		
			4.7地震	軸受部	0.64	4.7	0.39	1.0	○		
		中央制御室再循環送風機	3.11地震	軸受部及び メカニカルシールケーシング*	0.64	2.3	0.34	1.0	○		
			4.7地震	軸受部及び メカニカルシールケーシング*	0.64	2.3	0.39	1.0	○		
		中央制御室再循環送風機 原動機	3.11地震	軸受部	0.64	4.7	0.34	1.0	○		
			4.7地震	軸受部	0.64	4.7	0.39	1.0	○		
		原子炉 格納施設	圧力低減設 備 その他の 安全設備	非常用ガス処理系排風機	3.11地震	軸受部及び メカニカルシールケーシング*	0.94	2.3	0.67	1.0	○
					4.7地震	軸受部及び メカニカルシールケーシング*	0.78	2.3	0.89	1.0	○
				非常用ガス処理系排風機 原動機	3.11地震	軸受部	0.94	4.7	0.67	1.0	○
					4.7地震	軸受部	0.78	4.7	0.89	1.0	○
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロワ	3.11地震			軸受部	0.92	2.6	0.66	1.0	○		
	4.7地震			軸受部	0.76	2.6	0.87	1.0	○		
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロワ 原動機	3.11地震			軸受部	0.92	4.7	0.66	1.0	○		
	4.7地震			軸受部	0.76	4.7	0.87	1.0	○		

表 4-7 動的機能維持評価結果 (5/7)

評価対象設備及び評価箇所			評価用 地震動	評価位置	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価 結果
					応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	
その他発電用 原子炉の 附属施設	非常用 電源設備	非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	3.11地震	機関重心位置	0.84	1.1	0.59	1.0	○
			4.7地震	機関重心位置	0.58	1.1	0.63	1.0	○
	非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル発電機	3.11地震	軸受部	0.83	1.1	0.58	1.0	○	
		4.7地震	軸受部	0.55	1.1	0.59	1.0	○	
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	3.11地震	機関重心位置	0.85	1.1	0.59	1.0	○	
		4.7地震	機関重心位置	0.58	1.1	0.63	1.0	○	
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 ディーゼル発電機	3.11地震	軸受部	0.85	1.1	0.60	1.0	○	
		4.7地震	軸受部	0.59	1.1	0.64	1.0	○	

表 4-7 動的機能維持評価結果 (6/7)

評価対象設備及び評価箇所			評価用 地震動	評価位置	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価 結果
					応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	
弁	燃料プール 冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系弁	3.11地震	駆動部	1.49	6.0	0.77	6.0	○
			4.7地震	駆動部	1.35	6.0	1.02	6.0	○
	主蒸気系	主蒸気隔離弁	3.11地震	駆動部	3.03	10.0	3.37	6.2	○
			4.7地震	弁本体*	発生値(MPa) 774		評価基準値(MPa) 785		○
		主蒸気逃がし安全弁	3.11地震	駆動部	2.86	9.6	1.56	6.1	○
			4.7地震	駆動部	5.07	9.6	2.57	6.1	○
	復水給水系	復水給水系弁	3.11地震	駆動部	2.56	6.0	1.71	6.0	○
			4.7地震	駆動部	4.32	6.0	4.82	6.0	○
	残留熱除去 系	残留熱除去系弁	3.11地震	弁本体*	発生値(G) 7.43		評価基準値(G) 41.9		○
			4.7地震	弁本体*	発生値(G) 13.17		評価基準値(G) 41.9		○
	高圧炉心 スプレイ系	高圧炉心スプレイ系弁	3.11地震	駆動部	3.80	6.0	1.36	6.0	○
			4.7地震	駆動部	5.23	6.0	2.16	6.0	○
	低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系弁	3.11地震	駆動部	2.96	6.0	1.98	6.0	○
			4.7地震	駆動部	4.30	6.0	3.05	6.0	○
	原子炉隔離 時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁	3.11地震	駆動部	2.81	6.0	1.59	6.0	○
			4.7地震	駆動部	5.17	6.0	2.79	6.0	○
	原子炉補機 冷却水系	原子炉補機冷却水系弁	3.11地震	駆動部	3.63	6.0	1.53	6.0	○
			4.7地震	駆動部	5.24	6.0	2.22	6.0	○
	原子炉補機 冷却海水系	原子炉補機冷却海水系弁	3.11地震	駆動部	4.79	6.0	2.77	6.0	○
			4.7地震	駆動部	5.30	6.0	4.11	6.0	○
原子炉冷却 材浄化系	原子炉冷却材浄化系弁	3.11地震	駆動部	2.01	6.0	1.95	6.0	○	
		4.7地震	駆動部	3.61	6.0	3.51	6.0	○	

注記* : 詳細評価

表 4-7 動的機能維持評価結果 (7/7)

評価対象設備及び評価箇所			評価用 地震動	評価位置	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価 結果
					応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	
弁	制御棒 駆動水圧系	制御棒駆動水圧系 スクラム弁	3.11地震	駆動部	0.83	6.0	0.58	6.0	○
			4.7地震	駆動部	0.57	6.0	0.59	6.0	○
	ほう酸水 注入系	ほう酸水注入系弁	3.11地震	駆動部	2.62	6.0	2.34	6.0	○
			4.7地震	駆動部	4.47	6.0	5.48	6.0	○
	放射性ドレン 移送系	放射性ドレン移送系弁	3.11地震	駆動部	3.50	6.0	2.73	6.0	○
			4.7地震	駆動部	5.63	6.0	5.20	6.0	○
	非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系弁	3.11地震	駆動部	3.76	6.0	2.04	6.0	○
			4.7地震	駆動部	5.67	6.0	3.54	6.0	○
	原子炉格納 容器調気系	原子炉格納容器調気系弁	3.11地震	駆動部	3.78	6.0	2.41	6.0	○
			4.7地震	駆動部*	3.00	9.5	6.43	6.8	○
	可燃性ガス 濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系弁	3.11地震	駆動部	3.31	6.0	5.99	6.0	○
			4.7地震	弁本体*	発生値(G) 8.62		評価基準値(G) 9.50		○
	高圧炉心 スプレイ補機 冷却海水系	高圧炉心スプレイ補機 冷却海水系弁	3.11地震	駆動部	2.88	6.0	3.47	6.0	○
			4.7地震	駆動部	3.49	6.0	4.16	6.0	○

注記* : 詳細評価

5. 機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討

地震後の設備点検結果及び地震応答解析結果を踏まえ、東北地方太平洋沖地震等による機器・配管系の耐震設計への反映事項を検討するとともに、その後の新規制基準施行に伴い新たに基準地震動 S_s での評価が必要となった既設耐震 B, C クラス施設に対する設計反映事項について整理する。

(1) 地震後の設備点検結果及び地震応答解析を踏まえた機器・配管系の耐震設計への反映事項（既工認記載の耐震 S クラス施設及び耐震 B, C クラス施設）

機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討結果等を図 2-1 及び図 5-1 に示す。図 5-1 は、図 2-2 に記載の耐震設計への反映事項の判断フローに基づき、3.11/4.7 地震を踏まえて、機器・配管系、建物・構築物及び土木構造物それぞれに対する耐震設計への反映事項の検討結果を示したものである。

a. 機器・配管系

機器・配管系は、既工認記載の耐震 S クラス設備及び耐震 B, C クラスのうち波及的影響設備の地震応答は弾性応答範囲内であること、また、既工認記載の耐震 S クラス設備に地震による損傷はなく、耐震 B, C クラス設備のうち異常を確認した設備については、原形復旧し、地震による損傷は残らないため、設備健全性確認の観点からは設計反映事項はない。

なお、疲労評価については、3.11/4.7 地震を受けたことを踏まえ、疲労累積係数による疲労評価を実施する場合は、許容限界に対して余裕があることに留意する。

b. 建物・構築物

建物・構築物については、耐震 S クラス施設、耐震 S クラス設備の間接支持機能を有する施設及び耐震 B, C クラス施設に地震による異常はなかったものの、建屋の地震観測記録及び建屋シミュレーションから設計反映事項として、補足説明資料「補足-620-1 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」に示す建屋の初期剛性低下を建物・構築物の耐震設計に反映するとともに、他施設の耐震設計への反映の可否を検討した結果として、機器・配管系の耐震設計において建屋初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデルを用いることとする。

c. 土木構造物

土木構造物については、耐震 S クラス設備の間接支持機能を有する施設に地震による異常はなく、耐震 B, C クラス施設のうち異常を確認した施設については、補修により機能回復しているため、設備健全性確認の観点からは土木構造物の耐震設計

への反映事項はなく，機器・配管系への耐震設計への反映事項もない。

- (2) 既設耐震 B, C クラス施設のうち，新規制基準に伴い基準地震動 S_s での耐震評価が必要な施設への設計反映事項

既設耐震 B, C クラス施設のうち，新規制基準において耐震 S クラスへ格上げする施設，重大事故等対処施設及び波及的影響施設の機能要求により基準地震動 S_s による耐震評価が必要となる施設の耐震設計への反映事項の有無については，施設点検結果等から以下のとおり整理した。

a. 機器・配管系

既設耐震 B, C クラス設備のうち，新規制基準において耐震 S クラスへ格上げする設備，重大事故等対処設備及び波及的影響を及ぼすおそれがある設備に該当し，基準地震動 S_s による耐震評価が必要となる設備（3.11/4.7 地震後に取替を実施する設備を除く）については，地震後の設備健全性確認と同様に，3.11/4.7 地震に対する地震応答が弾性応答範囲内（添付 6 参照）であること，また，地震後の設備点検の結果，耐震性に影響を与えるような損傷はなく，耐震性に影響しない部位について損傷が確認された場合は原形復旧して地震による損傷は残らないため，設備健全性確認の観点からは設計反映事項はない。

b. 建物・構築物

新規制基準に伴い基準地震動 S_s での耐震評価が必要となったタービン建屋は，地震による異常がなかったものの，初期剛性低下の影響を確認し，その影響を設計反映する。

なお，新規制基準に基づく基準地震動 S_s に対して耐震性向上の観点から，耐震補強工事を実施する施設については，その工事内容を耐震設計に反映する。

c. 土木構造物

新規制基準に伴い基準地震動 S_s での耐震評価が必要となった軽油タンク室（軽油タンク室は地下化したが，基礎については継続使用するため評価），軽油タンク連絡ダクト，復水貯蔵タンク基礎は，地震による異常がなかったため耐震設計への反映事項はない。

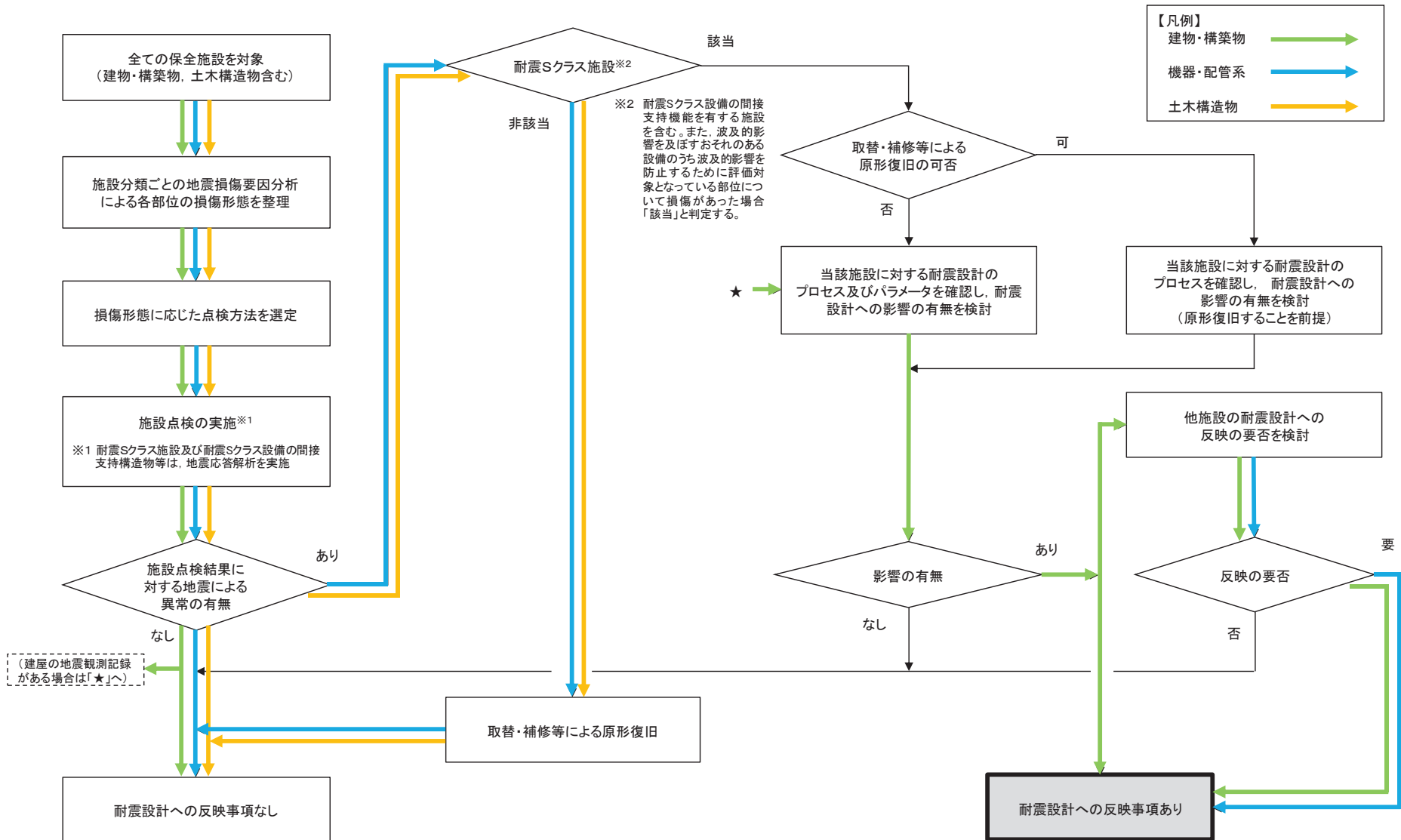


図 5-1 耐震設計への反映事項の検討結果

6. 機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討結果

(1) 機器・配管系の点検結果及び耐震評価結果を踏まえた反映事項

地震後の設備点検結果より、耐震 S クラス設備に地震による損傷はなく、耐震 B、C クラス設備のうち異常を確認した設備については、原形に復旧するため、地震による損傷が残らない。地震応答解析結果より、既工認記載の耐震 S クラス設備、耐震 B、C クラス設備のうち波及的影響設備については、地震応答は弾性応答範囲内であり、地震後に地震力が除荷されると変形状態が元に戻る（変形が残らない）ことから耐震設計へ反映すべき事項はない。また、新たに基準地震動 S_s による評価が必要となる既設設備（3.11/4.7 地震後に取替を実施する設備を除く）についても、地震応答は弾性応答範囲内であり、耐震設計へ反映する事項はないことを確認した。

なお、3.11/4.7 地震による設備に対する疲労影響は十分に小さく、設計事項への反映は必要ないと考えられるが、機器・配管系の疲労評価では、3.11/4.7 地震の影響を考慮して疲労累積係数に 0.01 以上の余裕があることを確認する。

(2) 地震影響を踏まえた建屋の地震応答解析モデル及び入力地震動の設定

建屋のコンクリートの乾燥収縮及び地震による影響の観点からは、機器・配管系の耐震設計について、3.11 地震等の地震やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等に伴う初期剛性の低下を反映した解析モデルによる地震応答を用いた評価を実施する。地震応答解析モデルへの反映に当たっては、地震計が設置されている既設建屋（原子炉建屋、制御建屋、タービン建屋、第 3 号機海水熱交換器建屋及び第 1 号機制御建屋）について、シミュレーション解析に基づいて建屋初期剛性を評価し、過去の地震観測記録の傾向分析等を踏まえて設計値に対する補正係数を設定した。さらに、過去の観測よりも大きな加速度となる更新地震によっても剛性が低下する傾向が認められていることから、初期剛性低下の影響を保守的に反映するモデル（基準地震動 S_s による剛性低下を反映するモデル）を不確かさケースとして採用する。また、原子炉建屋、タービン建屋及び第 3 号機海水熱交換器建屋においては、地震観測記録とシミュレーション解析結果の整合性を踏まえ、表層地盤の影響を考慮して入力地震動を算定する。

(3) コンクリートに関連する設備評価への影響確認

設置許可段階での検討において、機器・配管系のうち、コンクリートに関連する設備を構造的な分類によって抽出し、評価に及ぼす影響の有無を確認している。機器の基礎台、機器アンカー部等は、十分な剛性を有しており、建屋と一体となって挙動することから、乾燥収縮及び地震影響によるコンクリートのひび割れが設備の地震応答解析モデル及び設備の許容限界に及ぼす影響がないと考えられる。原子炉本体の基礎については、コンクリートのひび割れの影響はないと考えられるが、念のため原子炉

建屋と同様に初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデルによる評価を実施する。
(補足説明資料「補足-620-1 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」のうち、「5.5 設備評価への反映方針」参照)。

7. 今回工認における耐震評価結果を踏まえた検討

(1) 検討の目的

3.11/4.7地震に対する構造強度評価は設計時又は既往の評価における裕度の最も小さい部位を代表部位とすることを基本としており、評価用地震動が変わると裕度最小部位が変わる可能性がある。そのため、今回工認の耐震評価に用いる基準地震動に対する裕度最小部位と3.11/4.7地震に対する構造強度評価対象部位を比較するとともに、今回工認における裕度最小部位が3.11/4.7地震に対して弾性応答範囲内であって、地震による損傷等がなかったことを確認する。

本検討は、設計時又は既往の評価結果を踏まえて選定した3.11/4.7地震に対する構造強度評価部位による6項「機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討結果」が妥当であったことを補強するものである。

(2) 検討対象設備の抽出

3.11/4.7地震以降、耐震性向上を含む安全対策工事を実施(各系統の配管系等)しているため、本検討における比較対象設備は、耐震Sクラスの未改造設備である3.11/4.7地震の構造強度評価対象設備とする。耐震裕度向上を目的とした改造を実施する配管系などの設備は、3.11/4.7地震における設備状態から変化し、比較対象とならないため、検討対象としない。また、動的機能維持評価対象設備については、構造強度評価にて弾性応答範囲内であること及び「原子力発電所耐震設計技術指針J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版」にて機器型式ごとに評価部位が特定されていることから検討対象としない。

以上を踏まえ、3.11/4.7地震の構造強度評価対象設備(表4-1)について、図7-1の検討対象設備抽出フローに基づき、3.11/4.7地震後における改造の有無、3.11/4.7地震の評価部位と今回工認における裕度最小部位との相違に着目し、以下の区分で分類した結果を表7-1に示す。

青枠 : 3.11/4.7地震後に改造を実施した設備(改造の影響を受ける設備を含む)

緑枠 : 未改造設備であり、裕度最小部位に相違がない設備

赤枠 : 未改造設備であり、裕度最小部位に相違がある設備

上記のうち赤枠に分類された設備を検討対象として、今回工認の耐震評価における裕度最小部位が3.11/4.7地震に対して弾性応答範囲内であったことを確認する。

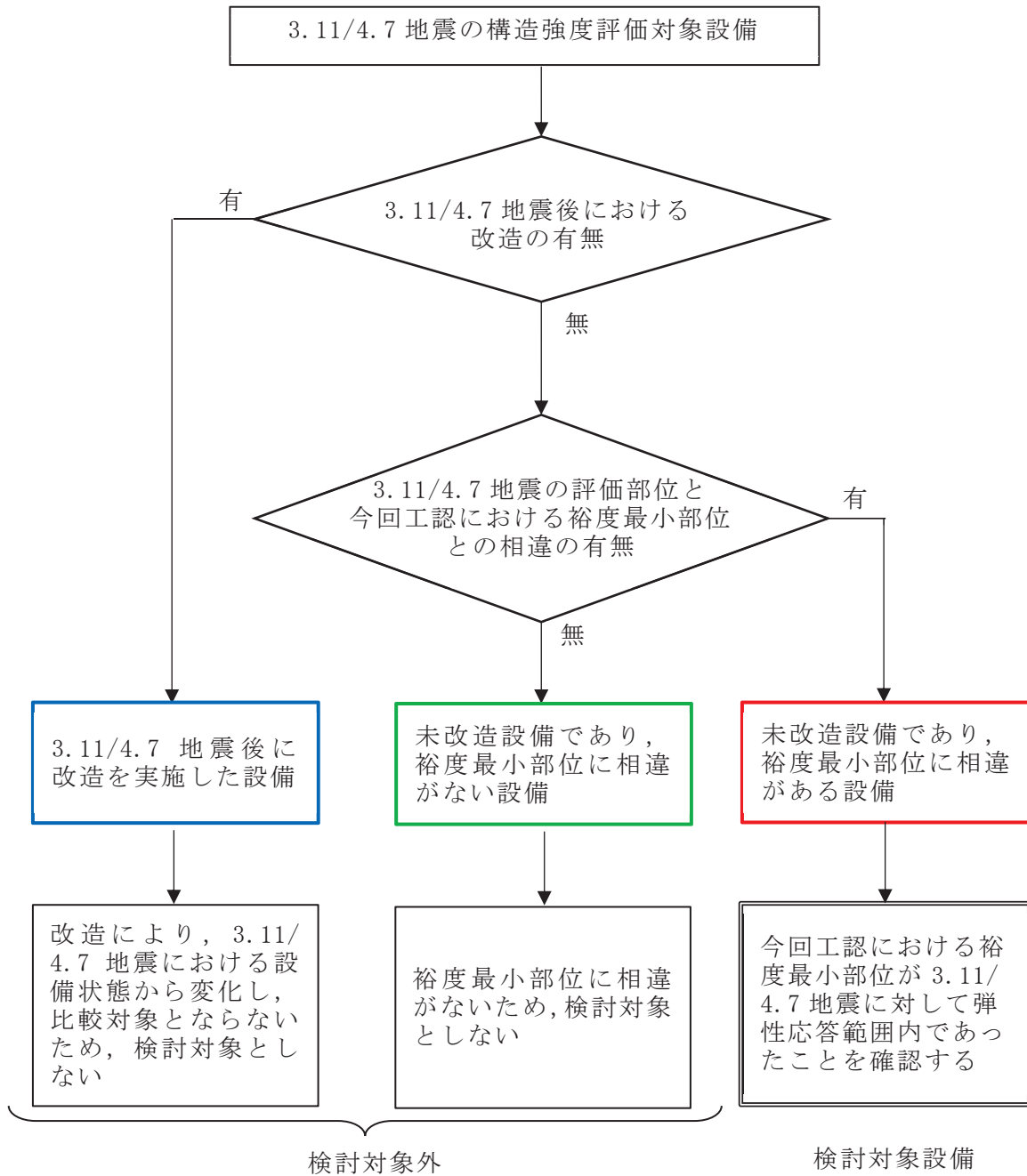


図 7-1 検討対象設備の抽出フロー

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (1/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法※1	
原子炉 炉本体	原子炉 圧力 容器 本体	3.11地震	胴板	一次一般膜応力	176	303	○	①	
									4.7地震
		下部鏡板	3.11地震	下部鏡板	一次一般膜応力	115	303	○	
									4.7地震
		制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔	3.11地震	スタブチューブ	一次膜＋ 一次曲げ応力	193	271	○	
									4.7地震
		再循環水入口ノズル (N2)	3.11地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	153	193	○	
									4.7地震
		給水ノズル (N4)	3.11地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	135	253	○	
									4.7地震
		低圧注水ノズル (N6)	3.11地震	ノズル セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	140	253	○	
									4.7地震
		ベントノズル (N8)	3.11地震	ノズルエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	141	418	○	
									4.7地震
		ブラケット類	3.11地震	蒸気乾燥器 支持ブラケット	一次膜＋ 一次曲げ応力	147	213	○	
									4.7地震

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (2/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法 ^{※1}		
原子炉本体	原子炉支持構造物 原子炉圧力容器	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	105	499	○	②		
				4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	91	499	○	②
		原子炉圧力容器 支持スカート	3.11地震	スカート	軸圧縮応力	0.35 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②	
					4.7地震	スカート	軸圧縮応力	0.32 (単位なし)	1 (単位なし)	○
	原子炉属構造物 原子炉圧力容器	原子炉圧力容器 スタビライザ	3.11地震	ブラケット	一次応力 (組合せ)	110	198	○	②	
					4.7地震	ブラケット	一次応力 (組合せ)	118	198	○
		原子炉格納容器 スタビライザ	3.11地震	外側フィニッシュ シヤラグ本体	一次応力 (組合せ)	143	176	○	②	
					4.7地震	ガセットプレート	一次応力 (組合せ)	116	176	○
		制御棒駆動機構 ハウジング支持金具	3.11地震	レストレイントビーム	強軸曲げ応力	81	201	○	①	
					4.7地震	レストレイントビーム	強軸曲げ応力	103	201	○
		差圧検出・ほう酸水注入系 配管 (ティーよりN11ノズルまでの 外管)	3.11地震	パイプ	一次一般膜応力	42	114	○	①	
					4.7地震	パイプ	一次一般膜応力	43	114	○
		原子炉圧力容器 内部構造物	蒸気乾燥器	3.11地震	耐震用ブロック 溶接部	純せん断応力	24	47	○	③
						4.7地震	耐震用ブロック 溶接部	純せん断応力	27	47
	シュラウドヘッド		3.11地震	シュラウドヘッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	232	265	○	② ^{※2}	
					4.7地震	シュラウドヘッド	一次膜＋ 一次曲げ応力	248	265	○
	気水分離器及び スタンドパイプ		3.11地震	スタンドパイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	93	106	○	②	
					4.7地震	スタンドパイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	100	106	○

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (3/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法※1	
原子炉本体	原子炉圧力容器内部構造物	給水スパーージャ	3.11地震	ヘッダ	一次膜＋ 一次曲げ応力	25	139	○	①
			4.7地震	ヘッダ	一次膜＋ 一次曲げ応力	28	139	○	①
		高圧及び低圧炉心 スプレイスパーージャ	3.11地震	ティー	一次一般膜応力	10	92	○	①
			4.7地震	ティー	一次一般膜応力	15	92	○	①
		ジェットポンプ	3.11地震	ライザ	一次膜＋ 一次曲げ応力	69	174	○	①
			4.7地震	ライザ	一次膜＋ 一次曲げ応力	82	174	○	①
		残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)	3.11地震	リング	一次一般膜応力	15	57	○	①
			4.7地震	リング	一次一般膜応力	17	57	○	①
		高圧及び低圧炉心 スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部)	3.11地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	36	214	○	①
			4.7地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	54	214	○	①
	差圧検出・ほう酸水 注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	3.11地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	30	139	○	①	
		4.7地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	49	139	○	①	
	中性子束計測案内管	3.11地震	中性子束計測 案内管下部	一次膜＋ 一次曲げ応力	34	172	○	②	
		4.7地震	中性子束計測 案内管下部	一次膜＋ 一次曲げ応力	25	172	○	②	
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	3.11地震	下部胴	一次一般膜応力	69	92	○	②
			4.7地震	下部胴	一次一般膜応力	71	92	○	②
		シュラウドサポート	3.11地震	シュラウドサポート レグ	軸圧縮応力	175	198	○	①
			4.7地震	シュラウドサポート レグ	軸圧縮応力	177	198	○	①

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (4/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1	
原子炉本体	炉心支持構造物	炉心シュラウド 支持ロッド	3.11地震	上部タイロッド	一次膜+ 一次曲げ応力	366	455	○	②
			4.7地震	上部タイロッド	一次膜+ 一次曲げ応力	366	455	○	②
		上部格子板	3.11地震	グリッドプレート	一次膜+ 一次曲げ応力	65	214	○	②
			4.7地震	グリッドプレート	一次膜+ 一次曲げ応力	45	214	○	②
		炉心支持板	3.11地震	支持板	一次膜+ 一次曲げ応力	130	268	○	②
			4.7地震	支持板	一次膜+ 一次曲げ応力	87	268	○	②
	制御棒案内管	3.11地震	長手中央部	一次一般膜応力	39	143	○	②	
		4.7地震	長手中央部	一次一般膜応力	35	143	○	②	
	原子炉本体の基礎	外筒, 内筒, 縦リブ	3.11地震	外筒	一次応力 (組合せ)	262	427	○	②
			4.7地震	外筒	一次応力 (組合せ)	206	427	○	②
		CRD開口部	3.11地震	CRD開口部	一次応力 (せん断)	127	246	○	②
			4.7地震	CRD開口部	一次応力 (せん断)	99	246	○	②
		アンカボルト	3.11地震	アンカボルト	定着力	874 (kN/本)	1523 (kN/本)	○	②
			4.7地震	アンカボルト	定着力	654 (kN/本)	1523 (kN/本)	○	②
スカートフランジ		3.11地震	スカート フランジ	一次応力 (曲げ)	247	492	○	②	
		4.7地震	スカート フランジ	一次応力 (曲げ)	187	492	○	②	

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (5/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法 ^{※1}	
計測制御系統施設	制御材	制御棒中性子吸収棒	3.11地震	中性子吸収棒	一次一般膜応力	35	142	○	②
			4.7地震	中性子吸収棒	一次一般膜応力	35	142	○	②
	駆制御材	水圧制御ユニット	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	169	475	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	149	475	○	①
	ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系 ポンプ	3.11地震	ポンプ取付ボルト	一次応力 (せん断)	33	118	○	①
			4.7地震	ポンプ取付ボルト	一次応力 (せん断)	43	118	○	①
		ほう酸水注入系 貯蔵タンク	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	47	173	○	②
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	47	173	○	②
	計測装置	起動領域モニタ ドライチューブ	3.11地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	120	308	○	②
			4.7地震	パイプ	一次膜＋ 一次曲げ応力	91	308	○	②
		局部出力領域モニタ 検出器集合体	3.11地震	カバーチューブ	一次膜＋ 一次曲げ応力	109	200	○	②
			4.7地震	カバーチューブ	一次膜＋ 一次曲げ応力	88	200	○	②
		直立型制御盤	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	21	173	○	②
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	24	173	○	②
		ベンチ型制御盤	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	16	173	○	②
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	18	173	○	②
		現場盤	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	23	173	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	30	173	○	①
		格納容器内 雰囲気モニタ	3.11地震	水素ガス濃度 検出器取付板 取付ボルト	一次応力 (引張)	10	180	○	①
			4.7地震	水素ガス濃度 検出器取付板 取付ボルト	一次応力 (引張)	13	180	○	①

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (6/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法 ^{*1}	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系 熱交換器	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	82	147	○	②
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	56	169	○	②
		残留熱除去系 ポンプ	3.11地震	原動機台 取付ボルト	一次応力 (引張)	26	444	○	①
			4.7地震	原動機台 取付ボルト	一次応力 (引張)	25	444	○	①
	原子炉冷却材 補給設備	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	20	169	○	①
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	19	169	○	①
		原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用タービン	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	45	169	○	①
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	44	169	○	①
	その他原子炉注水設備	高压炉心スプレイ系 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	27	455	○	①
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	26	455	○	①
		低压炉心スプレイ系 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	29	491	○	①
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	28	491	○	①
	原子炉冷却材の 循環設備	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	3.11地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	45	203	○	②
			4.7地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	61	203	○	②
主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ		3.11地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	74	203	○	②	
		4.7地震	ラグ	一次応力 (組合せ)	100	203	○	②	

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (7/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法※1	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系 熱交換器	3.11地震	胴板	一次応力	176	415	○	②
			4.7地震	胴板	一次応力	157	415	○	②
		原子炉補機冷却水 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	16	122	○	①
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	15	122	○	①
		原子炉補機冷却海水 ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	95	475	○	①
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	126	475	○	①
		原子炉補機冷却水 サージタンク	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	40	169	○	②
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	42	169	○	②
		原子炉補機冷却海水系 ストレナ	3.11地震	胴板	一次応力	38	346	○	②
			4.7地震	胴板	一次応力	33	346	○	②
		高圧炉心スプレイ 補機冷却水系熱交換器	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	29	133	○	②
			4.7地震	胴板	一次応力	82	415	○	②
		高圧炉心スプレイ 補機冷却水ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	8	133	○	①
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (せん断)	8	133	○	①
		高圧炉心スプレイ 補機冷却海水ポンプ	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	12	153	○	①
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	14	153	○	①
		高圧炉心スプレイ 補機冷却水サージタンク	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	29	175	○	②
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	29	175	○	②

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (8/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法 ^{*1}
原子 炉 格 納 設 置	ドライウエル	3.11地震	サントクッション部	座屈	0.48 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②
		4.7地震	サントクッション部	座屈	0.37 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②
	ドライウエル ベント開口部	3.11地震	D/Wベント開口部	一次膜＋ 一次曲げ応力	166	495	○	①
		4.7地震	D/Wベント開口部	一次膜＋ 一次曲げ応力	184	495	○	①
	サブプレッションチェンバ	3.11地震	胴エビ継手部底部	一次膜＋ 一次曲げ応力	174	356	○	①
		4.7地震	胴エビ継手部底部	一次膜＋ 一次曲げ応力	170	356	○	①
	機器搬出入用ハッチ	3.11地震	機器搬出入用 ハッチ取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	111	495	○	①
		4.7地震	機器搬出入用 ハッチ取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	156	495	○	①
	逃がし安全弁搬出入口	3.11地震	逃がし安全弁 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	120	495	○	①
		4.7地震	逃がし安全弁 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	223	495	○	①
	所員用エアロック	3.11地震	所員用エアロック 取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	153	495	○	①
		4.7地震	所員用エアロック 取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	285	495	○	①
	制御棒駆動機構 搬出入口	3.11地震	制御棒駆動機構 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	131	495	○	①
		4.7地震	制御棒駆動機構 搬出入口取付部	一次膜＋ 一次曲げ応力	147	495	○	①
	ボックスサポート	3.11地震	フランジプレート	一次応力 (組合せ)	178	192	○	②
		4.7地震	フランジプレート	一次応力 (組合せ)	123	192	○	②
	配管貫通部	3.11地震	X-82B	一次モーメント	9024 (kN・mm)	14680 (kN・mm)	○	② ^{**2}
		4.7地震	X-82B	一次モーメント	11090 (kN・mm)	14680 (kN・mm)	○	② ^{**2}
	電気配線貫通部	3.11地震	X-105A	一次モーメント	77190 (kN・mm)	245600 (kN・mm)	○	② ^{**2}
		4.7地震	X-105A	一次モーメント	106000 (kN・mm)	245600 (kN・mm)	○	② ^{**2}

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (9/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法 ^{※1}	
原子炉格納施設	その他の 圧力低減 安全設備	ベントヘッド	3.11地震	ベントヘッド サポート	圧縮応力	43	63	○	②
			4.7地震	ベントヘッド サポート	圧縮応力	47	63	○	②
		ダウンカム	3.11地震	ベントヘッド 接続部	一次膜＋ 一次曲げ応力	153	229	○	①
			4.7地震	ベントヘッド 接続部	一次膜＋ 一次曲げ応力	171	229	○	①
		ベント管	3.11地震	ベントヘッド接続部	一次膜＋ 一次曲げ応力	74	344	○	①
			4.7地震	ベントヘッド接続部	一次膜＋ 一次曲げ応力	82	344	○	①
		ベント管パローズ	3.11地震	ベント管パローズ	疲労	0.001以下 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①
			4.7地震	ベント管パローズ	疲労	0.001以下 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①
		サブプレッションチェンバ スプレイ管	3.11地震	スプレイ管	一次応力	107	219	○	②
	4.7地震		スプレイ管	一次応力	98	219	○	②	
	可燃性ガス濃度制御系 再結合装置	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	126	350	○	①	
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	167	350	○	①	
	可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロワ	3.11地震	ベース取付 溶接部	一次応力 (せん断)	43	116	○	①	
		4.7地震	ベース取付 溶接部	一次応力 (せん断)	57	116	○	①	
	非常用ガス処理系 排風機	3.11地震	排風機取付ボルト	一次応力 (引張)	43	150	○	②	
		4.7地震	排風機取付ボルト	一次応力 (引張)	39	150	○	②	
	非常用ガス処理系 フィルタ装置	3.11地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	135	342	○	②	
		4.7地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	113	342	○	②	
	非常用ガス処理系 空気乾燥装置	3.11地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	37	342	○	②	
		4.7地震	スライドボルト	一次応力 (せん断)	31	342	○	②	

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (10/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法 ^{※1}	
放射線 管理施設	換気設備	中央制御室 送風機	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	13	173	○	②
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	13	173	○	②
		中央制御室 排風機	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	16	180	○	②
			4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力 (引張)	17	180	○	②
		中央制御室 再循環送風機	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	7	173	○	②
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	7	173	○	②
	中央制御室 再循環フィルタ装置	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	22	133	○	②	
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	22	133	○	②	
	計測 装置 放射線 管用	燃料取替エリア 放射線モニタ	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	9	180	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	11	180	○	①
	生 装 体 置 遮 蔽	原子炉しゃへい壁 (波及的影響設備)	3.11地震	開口集中部	一次応力 (組合せ)	120	235	○	②
			4.7地震	開口集中部	一次応力 (組合せ)	115	235	○	②

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (11/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法※1	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック (110体ラック)	3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	59	205	○	①
			4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	61	205	○	①
		使用済燃料貯蔵ラック (170体ラック)	3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	79	205	○	①
			4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	99	205	○	①
		制御棒・破損燃料 貯蔵ラック	3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	39	108	○	①
			4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	47	108	○	①
燃料取扱設備	燃料交換機 (波及的影響設備)	3.11地震	構造物フレーム	一次応力 (組合せ)	212	231	○	③	
		4.7地震	構造物フレーム	一次応力 (組合せ)	206	231	○	③	
	原子炉建屋クレーン (波及的影響設備)	3.11地震	脱線防止ラグ	圧縮応力	117	309	○	③	
		4.7地震	脱線防止ラグ	圧縮応力	129	309	○	③	
その他発電用原子炉の附属施設	非常用ディーゼル 発電設備 ディーゼル機関	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	79	254	○	②	
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	50	254	○	②	
	非常用ディーゼル 発電設備 ディーゼル発電機	3.11地震	軸受台取付ボルト	一次応力 (引張)	65	180	○	①	
		4.7地震	軸受台取付ボルト	一次応力 (引張)	67	180	○	①	
	非常用ディーゼル 発電設備 燃料デイトンク	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	33	158	○	②	
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	34	158	○	②	
	非常用ディーゼル 発電設備 空気だめ	3.11地震	胴板	一次一般膜 応力	91	241	○	①	
		4.7地震	胴板	一次一般膜 応力	91	241	○	①	

表 7-1 3.11/4.7 地震の構造強度評価対象設備に対する分類結果 (12/12)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法※1	
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	123	254	○	②
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	89	254	○	②
		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 ディーゼル発電機	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	58	195	○	①
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	63	195	○	①
		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 燃料デイトンク	3.11地震	スカート	座屈	0.31 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①
			4.7地震	スカート	座屈	0.42 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①
		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 空気だめ	3.11地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①
			4.7地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①
		125V蓄電池2A (2個並び1段2列)	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	19	133	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	25	133	○	①
		125V蓄電池2H (15個並び1段1列)	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	19	133	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	24	133	○	①
		125V充電器2A	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	14	133	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	15	133	○	①
		125V充電器2H	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	22	173	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	25	173	○	①
		静止形無停電 電源装置	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	12	133	○	①
			4.7地震	取付ボルト	一次応力 (せん断)	13	133	○	①

(3) 検討対象設備に対する確認結果

上記で赤枠に分類された設備（19 設備）について、3.11/4.7 地震の構造強度評価結果及び今回工認における耐震評価結果（弾性設計用地震動 S_d / 基準地震動 S_s ）との比較を表 7-2 に示す。

3.11/4.7 地震の評価部位と今回工認における裕度最小部位に相違がある要因としては、3.11/4.7 地震の評価部位は、設計時及び既往の評価に基づき選定しているため、それらの評価地震動と今回工認における基準地震動との特性（水平及び鉛直方向の大きさ、床応答スペクトルにおける周期特性など）の違いが考えられる。

今回工認における弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s それぞれの耐震評価結果の裕度最小部位について、3.11/4.7 地震に対して弾性応答範囲内であったことの確認は、3.11/4.7 地震の構造強度評価における評価方法の違いに応じて、以下のとおり実施した。

① 簡易評価（応答倍率法による評価）を実施していた設備（13 設備）

3.11/4.7 地震の構造強度評価において簡易評価を実施している設備については、設計時又は既往の評価において比較的裕度の大きな設備となっている。

これらの設備については、表 7-2 に示すとおり、今回工認における基準地震動 S_s による発生応力等（裕度最小部位）が許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価基準値以下であることから、基準地震動 S_s に包絡される 3.11/4.7 地震に対して、今回工認における弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s それぞれの耐震評価結果の裕度最小部位が弾性応答範囲内になることは明らかである（基準地震動 S_s と 3.11/4.7 地震との関係を添付 7 に示す）。

② 設計時と同等の評価を実施していた設備（6 設備）

3.11/4.7 地震の構造強度評価において設計時と同等の評価を実施していた設備については、評価部位（代表部位）以外についても設計時と同等の評価を実施している。

これらの設備については、表 7-2 に示すとおり、今回工認における弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s それぞれの耐震評価結果の裕度最小部位についても 3.11/4.7 地震の発生応力等が弾性応答範囲内であることを確認している。

表 7-2 3.11/4.7 地震の構造強度評価結果と今回工認における耐震評価結果の比較 (1/2)

A. 3.11/4.7地震による耐震評価結果								B. S d及びS sそれぞれにおける裕度最小部位の耐震評価結果								C. B.の評価部位、評価項目での3.11/4.7地震による耐震評価結果							
評価対象設備及び評価箇所			評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 (Ⅲ _s S) [MPa]	評価 ○	評価 方法*1	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値*2 [MPa]	評価 ○	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 (Ⅲ _s S) [MPa]	評価 ○		
原子炉 本体	原子炉 圧力容器 付属構造物	原子炉格納容器 スタビライザ	3.11地震	外側フィニッシュ シヤラグ本体 (溶接部)	一次応力 (組合せ)	143	176	○	②	S d	外側フィニッシュ シヤラグ本体 (溶接部)	一次応力 (組合せ)	117		○	3.11地震	3.11による地震応答解析結果からⅢ _s S以下であることを確認済み				○		
			4.7地震	ガセットプレート	一次応力 (組合せ)	116	176	○	②	S s	外側フィニッシュ シヤラグ本体 (溶接部)	一次応力 (組合せ)	211		○			4.7地震	外側フィニッシュ シヤラグ本体 (溶接部)	一次応力 (組合せ)	104	176	○
	原子炉 圧力容器 内部構造物	高圧及び低圧炉心 スプレイスバー ज्या		3.11地震	ティー	一次一般膜応力	10	92	○	①	S d	ヘッダ	一次膜+ 一次曲げ応力	16	139	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _s S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _s S以下となる*3				○	
				4.7地震	ティー	一次一般膜応力	15	92	○	①	S s	ヘッダ	一次膜+ 一次曲げ応力	23	223	○			4.7地震				○
	炉心 支持構造物	炉心シュラウド		3.11地震	下部胴	一次一般膜応力	69	92	○	②	S d	下部胴	一次一般膜応力	56	92	○	3.11地震	上部サポート支持面	支圧応力	34	158	○	
				4.7地震	下部胴	一次一般膜応力	71	92	○	②	S s	上部サポート支持面	支圧応力	160	210	○			4.7地震	上部サポート支持面	支圧応力	35	158
		炉心シュラウド 支持ロッド		3.11地震	上部タイロッド	一次膜+ 一次曲げ応力	366	455	○	②	S d	トグルピン	一次応力 (せん断)	190	289	○	3.11地震	トグルピン /トグルクレビス	一次応力 (せん断) /一次一般膜応力	68 /109	289 /483	○	
				4.7地震	上部タイロッド	一次膜+ 一次曲げ応力	366	455	○	②	S s	トグルクレビス	一次一般膜応力	515	585	○			4.7地震	トグルピン /トグルクレビス	一次応力 (せん断) /一次一般膜応力	70 /112	289 /483
	原子炉本体 の基礎	外筒,内筒,縦リブ		3.11地震	外筒	一次応力 (組合せ)	262	427	○	②	S d	縦リブ	一次応力 (組合せ)	186		○	3.11地震	縦リブ	一次応力 (組合せ)	193	427	○	
				4.7地震	外筒	一次応力 (組合せ)	206	427	○	②	S s	縦リブ	一次応力 (組合せ)	261		○			4.7地震	縦リブ	一次応力 (組合せ)	168	427
	系計 統制 制御 設備	制御材 駆動装置	水圧制御ユニット	3.11地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	169	475	○	①	S d	フレーム	一次応力 (組合せ)	219	241	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _s S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _s S以下となる				○	
				4.7地震	取付ボルト	一次応力 (引張)	149	475	○	①	S s	フレーム	一次応力 (組合せ)	219	276	○			4.7地震				○
ほう酸水 注入設備		ほう酸水注入系 ポンプ		3.11地震	ポンプ取付ボルト	一次応力 (せん断)	33	118	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力 (引張)	67	173	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _s S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _s S以下となる				○	
				4.7地震	ポンプ取付ボルト	一次応力 (せん断)	43	118	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力 (引張)	67	207	○			4.7地震				○
原子炉 冷却 系統 施設	残留熱除去 設備	残留熱除去系 ポンプ	3.11地震	原動機台 取付ボルト	一次応力 (引張)	26	444	○	①	S d	バレルケーシング	一次一般膜応力	44	190	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _s S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _s S以下となる				○		
			4.7地震	原動機台 取付ボルト	一次応力 (引張)	25	444	○	①	S s	バレルケーシング	一次一般膜応力	44	218	○			4.7地震				○	
	原子炉補機 冷却設備	原子炉補機冷却海水 ポンプ		3.11地震	原動機 取付ボルト	一次応力 (引張)	95	475	○	①	S d	原動機 取付ボルト	一次応力 (せん断)	14	122	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _s S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _s S以下となる				○	
				4.7地震	原動機 取付ボルト	一次応力 (引張)	126	475	○	①	S s	原動機 取付ボルト	一次応力 (せん断)	14	146	○			4.7地震				○
	高圧炉心スプレ イ補機冷却水系熱交換器			3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	29	133	○	②	S d	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	40	133	○	3.11地震	3.11による地震応答解析結果からⅢ _s S以下であることを確認済み				○	
				4.7地震	胴板	一次応力	82	415	○	②	S s	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	40	159	○			4.7地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	19	133
取核 貯蔵 施設 設備 及び 質 び	使用済燃料 貯蔵ラック (110体ラック)		3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	59	205	○	①	S d	補強板 d	一次応力 (組合せ)	140	205	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _s S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _s S以下となる				○		
			4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	61	205	○	①	S s	補強板 d	一次応力 (組合せ)	140	205	○			4.7地震				○	
	使用済燃料貯蔵ラック (170体ラック)			3.11地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	79	205	○	①	S d	補強板 d	一次応力 (組合せ)	168	205	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _s S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _s S以下となる				○	
				4.7地震	ラック本体	一次応力 (組合せ)	99	205	○	①	S s	補強板 d	一次応力 (組合せ)	168	205	○			4.7地震				○

注記*1: 評価方法: ①簡易評価, ②設計時と同等の評価

*2: 評価用地震動がS dの場合は許容応力状態Ⅲ_sS, S sの場合は許容応力状態Ⅳ_sS

*3: 大型機器連成地震応答解析モデルの応答を用いて耐震評価を実施する設備であるが, 基準地震動S sによる応答が3.11/4.7地震(地震発生時のプラント状態を反映)による応答を上回っているため, 基準地震動S sによる応答を用いた評価が可能である。

3.11/4.7地震の構造強度評価対象と異なる
評価部位又は評価項目を赤字で示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7-2 3.11/4.7 地震の構造強度評価結果と今回工認における耐震評価結果の比較 (2/2)

A. 3.11/4.7地震による耐震評価結果									B. S d及びS sそれぞれにおける裕度最小部位の耐震評価結果						C. B.の評価部位、評価項目での3.11/4.7地震による耐震評価結果						
評価対象設備及び評価箇所			評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 (Ⅲ _A S) [MPa]	評価	評価 方法*1	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値*2 [MPa]	評価	評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 (Ⅲ _A S) [MPa]	評価
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用ディーゼル発電設備 空気だめ	3.11地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	173	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _A S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _A S以下となる				○
			4.7地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	207	○						
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	3.11地震	基礎ボルト	一次応力(引張)	123	254	○	②	S d	機関取付ボルト	一次応力(引張)	213	254	○	3.11地震	機関取付ボルト	一次応力(引張)	13	254	○
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力(引張)	89	254	○	②	S s	機関取付ボルト	一次応力(引張)	213	292	○						
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル発電機	3.11地震	基礎ボルト	一次応力(せん断)	58	195	○	①	S d	反直結側軸受台取付ボルト	一次応力(引張)	37	180	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _A S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _A S以下となる				○
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力(せん断)	63	195	○	①	S s	反直結側軸受台取付ボルト	一次応力(引張)	79	204	○						
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料デイトンク	3.11地震	スカート	座屈	0.31 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力(引張)	46	158	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _A S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _A S以下となる				○
			4.7地震	スカート	座屈	0.42 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力(引張)	46	190	○						
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 空気だめ	3.11地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	173	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _A S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _A S以下となる				○
			4.7地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	207	○						
		125V充電器2A	3.11地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	14	133	○	①	S d	取付ボルト	一次応力(引張)	50	176	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _A S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _A S以下となる				○
			4.7地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	15	133	○	①	S s	取付ボルト	一次応力(引張)	108	210	○						
	静止形無停電電源装置	3.11地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	12	133	○	①	S d	取付ボルト	一次応力(引張)	40	176	○	3.11地震	S sによる算出値がⅢ _A S以下であり、 3.11/4.7地震に対してもⅢ _A S以下となる				○	
		4.7地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	13	133	○	①	S s	取付ボルト	一次応力(引張)	86	210	○							

注記*1: 評価方法: ①簡易評価, ②設計時と同等の評価

*2: 評価用地震動がS dの場合は許容応力状態Ⅲ_AS, S sの場合は許容応力状態Ⅳ_AS

3.11/4.7地震の構造強度評価対象と異なる評価部位又は評価項目を赤字で示す。

8. まとめ

3.11/4.7地震の影響を踏まえた女川2号機の機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項は、地震後の設備健全性確認における設備点検結果及び地震応答解析結果、並びに機器・配管系が設置される建物・構築物の地震影響を踏まえて検討した結果、以下のとおりである。

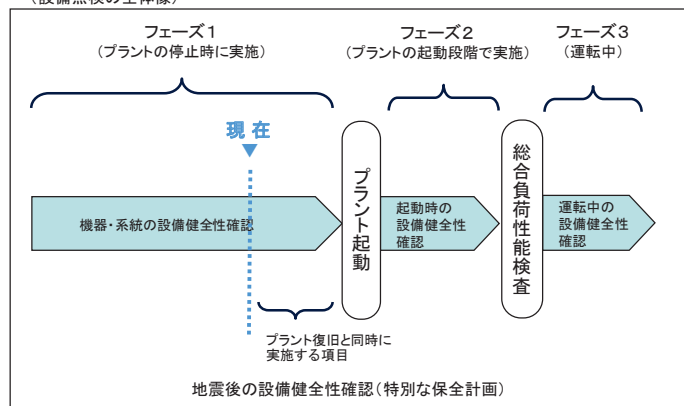
- 機器・配管系の設備健全性確認の観点では、地震後の設備点検結果より、耐震Sクラス設備に地震による損傷はなく、耐震B、Cクラス設備のうち異常を確認した設備については、原形に復旧するため、地震による損傷が残ることはない。また、地震応答解析結果より、既工認記載の耐震Sクラス設備及び耐震B、Cクラス設備のうち波及的影響設備、並びに既設耐震B、Cクラスのうち新規規制基準により基準地震動 S_s による耐震評価が必要となった既設耐震B、Cクラス設備については、3.11/4.7地震に対する地震応答は弾性応答範囲内であることを確認したことから、耐震設計へ反映すべき事項はないと判断した。
- 3.11/4.7地震による疲労評価結果より、設備に対する疲労累積係数は0.01未満と十分に小さく、設計事項への反映は必要ないと考えられるが、機器・配管系の疲労評価では、3.11/4.7地震の影響を考慮して疲労累積係数に0.01以上の余裕があることを確認する。
- 建屋のコンクリートの乾燥収縮及び地震による影響の観点では、各建屋内に設置される機器・配管系の耐震設計について、3.11地震等の影響検討結果を踏まえて建屋の初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデル（各建屋の地震応答解析モデル、原子炉建屋—大型機器連成解析モデル）を用いた応答を適用する。また、地震影響を踏まえた建屋耐震評価に係る検討結果に基づき、表層地盤の影響を考慮した入力地震動（原子炉建屋、タービン建屋、第3号機海水熱交換器建屋）を適用する。

なお、6項「機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討結果」に係る妥当性確認の観点から、3.11/4.7地震の構造強度評価部位と今回工認における耐震評価結果（弾性設計用地震動 S_d /基準地震動 S_s ）の裕度最小部位と比較し、今回工認における裕度最小部位が3.11/4.7地震に対しても弾性応答範囲であったことを確認した。

地震後の設備健全性確認（特別な保全計画）の概要及び設備点検結果の概要

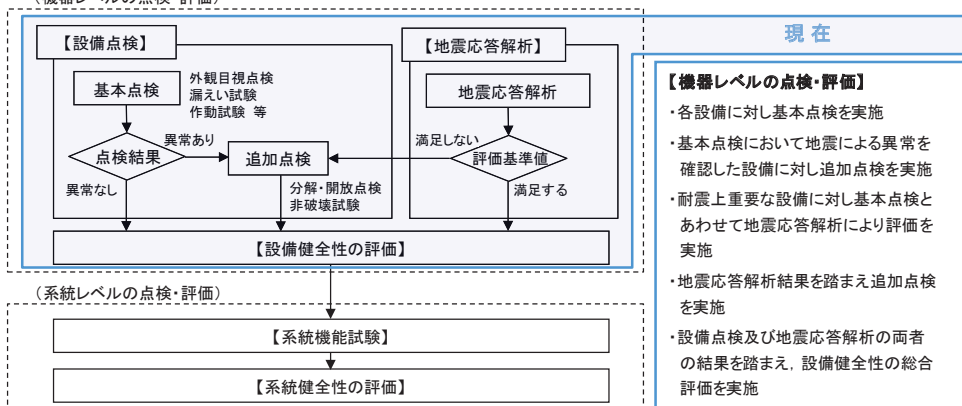
【地震後の設備健全性確認(特別な保全計画)の全体像】

- プラントの状態に応じて、段階的に地震後の設備健全性を確認
- ・フェーズ1: プラントの停止期間中における機器・系統レベルの点検・評価
 - ・フェーズ2: プラントの起動段階におけるプラント全体の健全性確認
 - ・フェーズ3: 運転期間中における地震影響の継続監視(データ採取)
- (設備点検の全体像)



【機器・配管系の地震後の設備健全性確認(フェーズ1)の概要】

- 個々の機器に対する「機器レベルの点検・評価」、機器の組合せによる「系統レベルの点検・評価」により健全性を確認
- ・耐震安全上重要な機器について、設備点検と地震応答解析を実施し、両者の結果を照合し健全性を評価
 - ・基本点検で異常が確認された場合、あるいは地震応答解析で評価基準値を満足しない場合は、追加点検を実施
 - ・設備の健全性評価後、系統単位による機能試験を実施し、系統の健全性を評価
- (機器レベルの点検・評価)



【機器レベルの点検結果】

- ・これまで実施した機器・配管系の地震後の設備健全性確認において、耐震Sクラス設備に損傷はなく、プラントの安全性に影響を与える所見はない
- ・設備点検において異常を確認した設備については、いずれも原子炉安全を阻害する可能性はなく、取替、補修、手入れにより原形に復旧
- ・下位クラスの異常により、耐震Sクラス設備への波及的影響がないことを確認

地震による異常を確認した代表的な設備

確認内容	耐震クラス
蒸気タービン動翼の損傷	B
蒸気タービン中間軸受箱の基礎ボルト曲がり	B
蒸気タービン中間軸受箱の基礎の損傷	B
原子炉建屋クレーン運転席鋼材等の損傷	B
原子炉格納容器内遮へい扉 留め具の変形	B
制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ	C
変圧器避圧弁の油面変動に伴う動作	C
起動用変圧器放熱器油漏れ	C

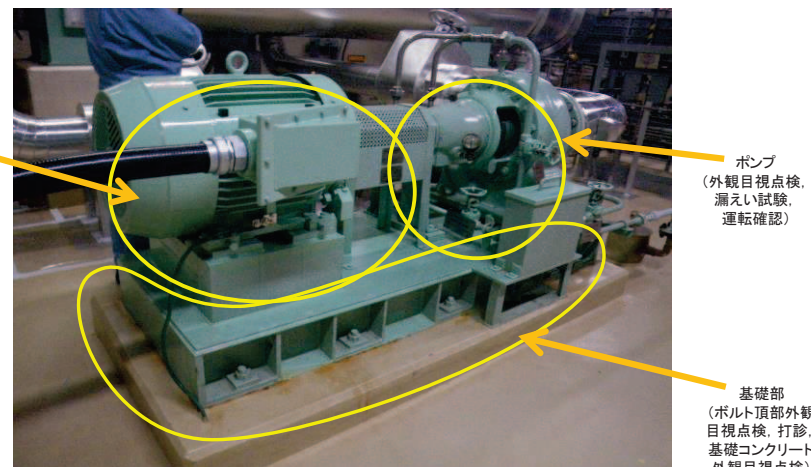
機器レベルの点検・評価の状況

項目	対象数	状況
基本点検	約 33,000設備	完了※1
地震応答解析	構造強度評価: 125設備 動的機能維持評価: 35設備	完了

※1 今後のプラント復旧と同時に実施する点検(例: 復水給水系の漏えい試験)を除く

【点検の概要】

- ・各設備に共通して実施する基礎部及び本体の外観目視点検、動的機器の軸受損傷を考慮した運転確認など、地震の影響が及び可能性のある部位に着目した基本点検を実施
- ・点検の結果、異常を確認した場合、分解点検、非破壊試験などの追加点検を実施



模型ポンプの基本点検箇所と点検内容の例

3.11/4.7 地震に対する疲労評価を実施する評価対象設備選定の考え方

配管の耐震評価における疲労評価は、「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1・補-1984」の考え方に基づき、地震影響（慣性力及び建屋間相対変位）及び運転時の熱影響の観点から疲労累積係数を算出している。これを踏まえ、地震後健全性確認における疲労評価の評価対象配管は、地震影響（慣性力）の観点から地震による疲労累積係数が最大の配管（残留熱除去系配管）、運転時の熱影響による疲労累積係数が最大の配管（復水給水系配管）及び建屋間相対変位が大きい海水ポンプ室に設置された渡り配管のうち既往の評価で一次＋二次応力が最大の配管（原子炉補機冷却海水系配管）を選定した（表 1, 2, 3）。また、評価対象機器は、既工認の評価における地震影響（慣性力）及び運転時の熱影響を合算した疲労累積係数が最大となる原子炉圧力容器の給水ノズルを選定した（表 4）。

表 1 既往の評価における疲労評価結果（配管）

評価対象設備及び評価箇所		疲労累積係数*2*3 (既往の評価) (-)			疲労 評価 対象	備考
		US*1	U	US+U		
配 管	主蒸気系配管	0.0260	0.0555	0.0815	—	
	原子炉再循環系配管	0.0012	0.0635	0.0647	—	
	復水給水系配管	0.0009	<u>0.2343</u>	0.2352	○	運転時の熱影響による疲労累積係数が最大
	原子炉冷却材浄化系配管	0.0002	0.0081	0.0083	—	
	残留熱除去系配管	<u>0.2473</u>	0.0014	0.2487	○	地震影響による疲労累積係数が最大
	高圧炉心スプレイ系配管	0.0004	0.0034	0.0038	—	
	低圧炉心スプレイ系配管	0.0010	0.0016	0.0026	—	

注記*1：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価における疲労累積係数を示す。

*2：USは地震による疲労累積係数，Uは運転状態による疲労累積係数を示す。

*3：下線部は疲労累積係数（US，U）で最大値のものを示す。

表 2 3.11/4.7 地震における建屋間相対変位（原子炉建屋との相対変位）

原子炉建屋との相対変位を確認する施設	建屋間相対変位 [mm]				施設の選定理由
	3.11 地震		4.7 地震		
	水平	鉛直	水平	鉛直	
海水ポンプ室	18.1	3.3	10.8	1.9	施設の相対変位が最大となる施設に設置された配管から評価対象を選定
排気筒連絡ダクト	4.4	1.0	1.8	0.6	

表 3 既往の評価*¹における応力評価結果（海水ポンプ室渡り配管）

設備名称	一次＋二次応力 [MPa]			疲労評価対象	選定理由
	算出応力	許容値	応力比		
原子炉補機冷却海水系配管	302	482	0.63	○	算出応力が最大
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	199	478	0.42	—	

注記* 1 : 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価

表 4 既工認における疲労評価結果（機器）

評価対象設備及び評価箇所		疲労累積係数 ^{*1*2} (既工認) (－)			疲労 評価 対象	備考	
		US ^{*3}	U	US+U			
原子炉 本体	原子炉 圧力 容器 本体	下部鏡板	0.000	0.021	0.021	—	
		再循環水出口ノズル (N1)	0.001	0.000	0.001	—	
		再循環水入口ノズル (N2)	0.001	0.001	0.002	—	
		主蒸気出口ノズル (N3)	0.000	0.001	0.001	—	
		給水ノズル (N4)	0.000	0.324	<u>0.324</u>	○	疲労累積係 数が最大 ^{*4}
		低圧炉心スプレイ ノズル (N5)	0.001	0.003	0.004	—	
		低圧注水ノズル (N6)	0.002	0.006	0.008	—	
		上蓋スプレイノズル (N7)	0.002	0.007	0.009	—	
		ベントノズル (N8)	0.000	0.001	0.001	—	
		ジェットポンプ計測管 貫通部ノズル (N9)	0.000	0.001	0.001	—	
		差圧検出・ほう酸水 注入ノズル (N11)	0.000	0.001	0.001	—	
		計装ノズル (N12, N13)	0.000	0.002	0.002	—	
		計装ノズル (N14)	0.000	0.002	0.002	—	
		ドレンノズル (N15)	0.000	0.002	0.002	—	
		高圧炉心スプレイ ノズル (N16)	0.001	0.023	0.024	—	
		制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔	0.000	0.003	0.003	—	
原子炉圧力容器 支持スカート	0.000	0.016	0.016	—			
原子炉 格納 容器 施設	*	ベント管ベローズ	0.000	0.000	0.000	—	* 圧力低減 設備その他 の安全設備

注記*1：USは地震による疲労累積係数，Uは運転状態による疲労累積係数を示す。

*2：下線部は疲労累積係数（US+U）で最大値のものを示す。

*3：既工認の基準地震動S₂による疲労累積係数を示す。

*4：いずれの機器においても地震影響による疲労累積係数（US）は非常に小さく差がないことから，US+Uにより代表を選定。

3.11/4.7 地震シミュレーション解析に用いた
建屋-大型機器連成地震応答解析のモデル設定及び解析結果

1. 解析モデル諸元

3.11/4.7 地震シミュレーション解析に用いた建屋-大型機器連成解析モデル（大型機器系及び炉内構造物系）の材料物性値及び炉水質量を表 1～表 5 に示す。

表 1 解析に用いる各構造物の物性値

名称	今回工認		シミュレーション解析	
	縦弾性係数 E (N/mm ²)	温度 (°C)	縦弾性係数 E (N/mm ²)	温度 (°C)
原子炉圧力容器				
原子炉圧力容器 支持スカート				
原子炉しゃへい壁				
原子炉本体の基礎				
原子炉格納容器				
炉心シュラウド				
原子炉圧力容器 下部鏡板				
制御棒案内管				
制御棒駆動機構 ハウジング				
燃料集合体				

表 2 今回工認及びシミュレーション解析において考慮する炉水質量
(大型機器系, 水平方向)

名称	質点番号	炉水質量 (×10 ³ kg)	
		今回工認	シミュレーション解析
原子炉圧力容器	8		
	9		
	10		
	11		
	12		

表 3 今回工認及びシミュレーション解析において考慮する炉水質量
(大型機器系, 鉛直方向)

名称	質点番号	炉水質量 (×10 ³ kg)	
		今回工認	シミュレーション解析
原子炉圧力容器	24		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4 今回工認及びシミュレーション解析において考慮する炉水質量
(炉内構造物系, 水平方向) (1/2)

名称	質点番号	炉水質量 (×10 ³ kg)	
		今回工認	シミュレーション解析
原子炉圧力容器	8		
	9		
	10		
	11		
	12		
	13		
	14		
	15		
	16		
	17		
	18		
	19		
20			
炉心シュラウド	25		
	26		
	27		
	28		
	29		
	30		
	31		
	32		
	33		
	34		
35			

表4 今回工認及びシミュレーション解析において考慮する炉水質量
(炉内構造物系, 水平方向) (2/2)

名称	質点番号	炉水質量 (×10 ³ kg)	
		今回工認	シミュレーション解析
原子炉圧力容器 下部鏡板	38		
制御棒駆動機構 ハウジング	43		
制御棒案内管	44		
	45		
燃料集合体	46		
	47		
	48		
	49		
	50		

表5 今回工認及びシミュレーション解析において考慮する炉水質量
(炉内構造物系, 鉛直方向)

名称	質点番号	炉水重量 (×10 ³ kg)	
		今回工認	シミュレーション解析
原子炉圧力容器	25		
炉心シュラウド	44		
	51		
	52		
制御棒駆動機構 ハウジング	60		
制御棒案内管	64		

シミュレーション解析においては温度の変更により部材の縦弾性係数が変化するため、表6に示すとおりばね定数を変更する。

表 6 今回工認及びシミュレーション解析における建屋-大型機器連成解析モデルのばね定数

名称	ばね定数	
	今回工認	シミュレーション解析
原子压力容器 スタビライザ	7.30×10^6 (N/mm)	7.88×10^6 (N/mm)
燃料交換ベローズ	3.73×10^5 (N/mm)	4.08×10^5 (N/mm)
原子格納容器 スタビライザ	7.30×10^6 (N/mm)	7.88×10^6 (N/mm)
シュラウド サポート	1.14×10^{14} (N/mm/rad)	1.22×10^{14} (N・mm/rad)
上部サポート	3.87×10^5 (N/mm)	4.22×10^5 (N/mm)
下部スタビライザ	3.26×10^5 (N/mm)	3.56×10^5 (N/mm)
炉心シュラウド 支持ロッド	1.37×10^{12} (N・mm/rad)	1.47×10^{12} (N・mm/rad)

2. 解析結果

2.1 固有値解析結果

建屋単独のシミュレーション解析及び建屋-大型機器連成解析における固有値解析結果を表 7～表 12 に示す。また、建屋-大型機器連成解析における機器の振動モード図を図 1～図 4 に示す。なお、鉛直方向については、0.050 秒までに現れるモードが建屋の振動モードのみであるため、振動モード図の添付は省略する。

表7 建屋シミュレーション解析と建屋-大型機器連成解析の固有値解析結果
(大型機器系：NS方向)

建屋シミュレーション解析		建屋-大型機器連成解析		卓越部位
次数	固有周期	次数	固有周期	
1	0.240	1	0.235	原子炉建屋
2	0.150	2	0.150	原子炉建屋
3	0.120	3	0.120	原子炉建屋
4	0.101	4	0.101	原子炉建屋
5	0.100	5	0.100	原子炉建屋
6	0.091	6	0.091	原子炉建屋
-	-	7	0.090	原子炉圧力容器
7	0.086	8	0.086	原子炉建屋
8	0.075	9	0.074	原子炉建屋
9	0.072	10	0.071	原子炉建屋
10	0.070	11	0.070	原子炉建屋
11	0.067	12	0.067	原子炉建屋
12	0.065	13	0.065	原子炉建屋
13	0.063	14	0.062	原子炉建屋
14	0.060	15	0.060	原子炉建屋
15	0.059	16	0.059	原子炉建屋
16	0.058	17	0.057	原子炉建屋
17	0.055	18	0.055	原子炉建屋
18	0.054	19	0.054	原子炉建屋
19*	0.053	20*	0.052	原子炉建屋
-	-	20*	0.052	原子炉圧力容器
20	0.051	21	0.051	原子炉建屋
21	0.049	22	0.050	原子炉建屋

注記*：建屋シミュレーション解析では地上3階（O.P. 33.200）より上部の応答が卓越し、建屋-大型機器連成解析では地上3階（O.P. 33.200）より上部及び原子炉圧力容器の応答が卓越

固有周期 0.090 秒
刺激係数 0.905

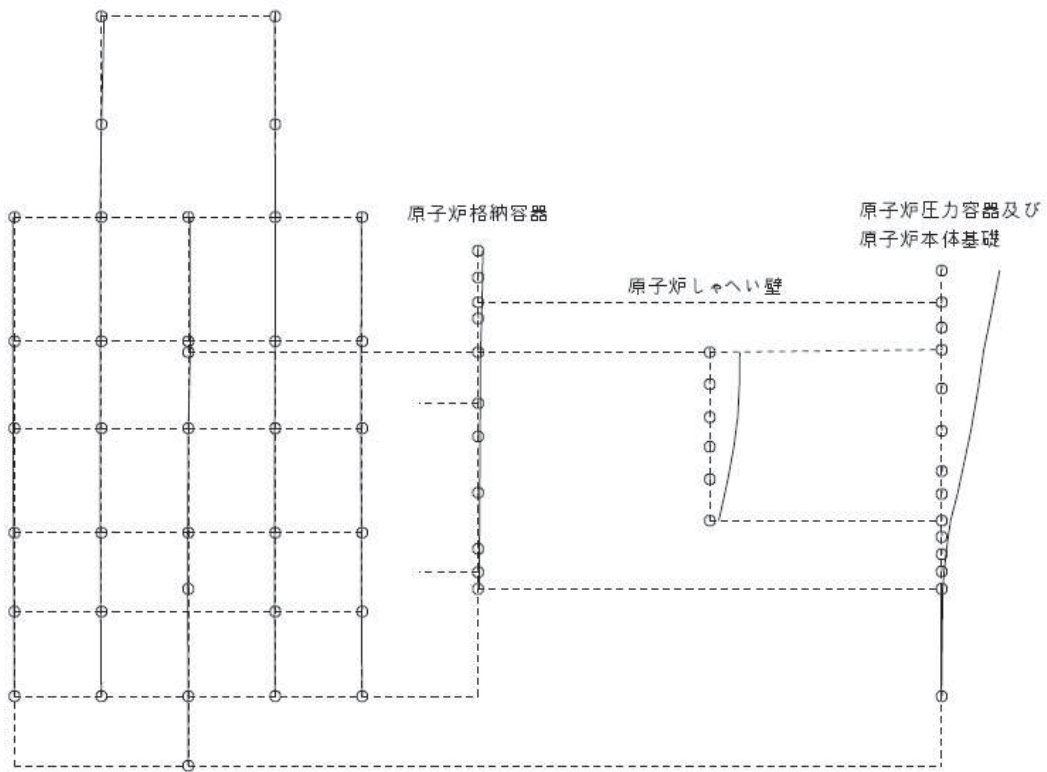


図1 大型機器系振動モード図(1/2) (NS方向7次)

固有周期 0.052 秒
刺激係数 3.039

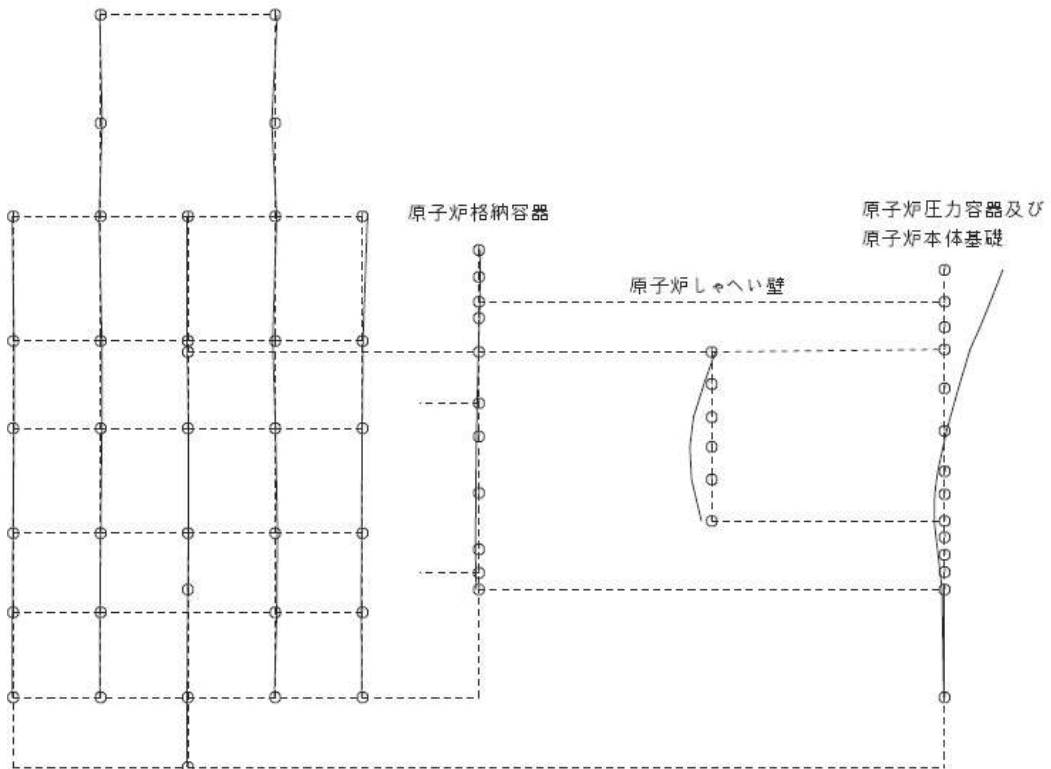


図1 大型機器系振動モード図(2/2) (NS方向20次)

表 8 建屋シミュレーション解析と建屋-大型機器連成解析の固有値解析結果
(大型機器系：EW 方向)

建屋シミュレーション解析		建屋-大型機器連成解析		卓越部位
次数	固有周期	次数	固有周期	
1	0.230	1	0.225	原子炉建屋
2	0.127	2	0.127	原子炉建屋
3	0.115	3	0.115	原子炉建屋
4	0.099	4	0.099	原子炉建屋
5	0.096	5	0.096	原子炉建屋
-	-	6	0.091	原子炉压力容器
6	0.088	7	0.087	原子炉建屋
7	0.079	8	0.079	原子炉建屋
8	0.076	9	0.075	原子炉建屋
9	0.070	10	0.070	原子炉建屋
10	0.069	11	0.068	原子炉建屋
11	0.065	12	0.064	原子炉建屋
12	0.062	13	0.062	原子炉建屋
13	0.060	14	0.059	原子炉建屋
14	0.059	15	0.059	原子炉建屋
15	0.055	16	0.055	原子炉建屋
16	0.054	17	0.053	原子炉建屋
-	-	18	0.052	原子炉压力容器
17	0.050	19	0.050	原子炉建屋

固有周期 0.091 秒
刺激係数 2.061

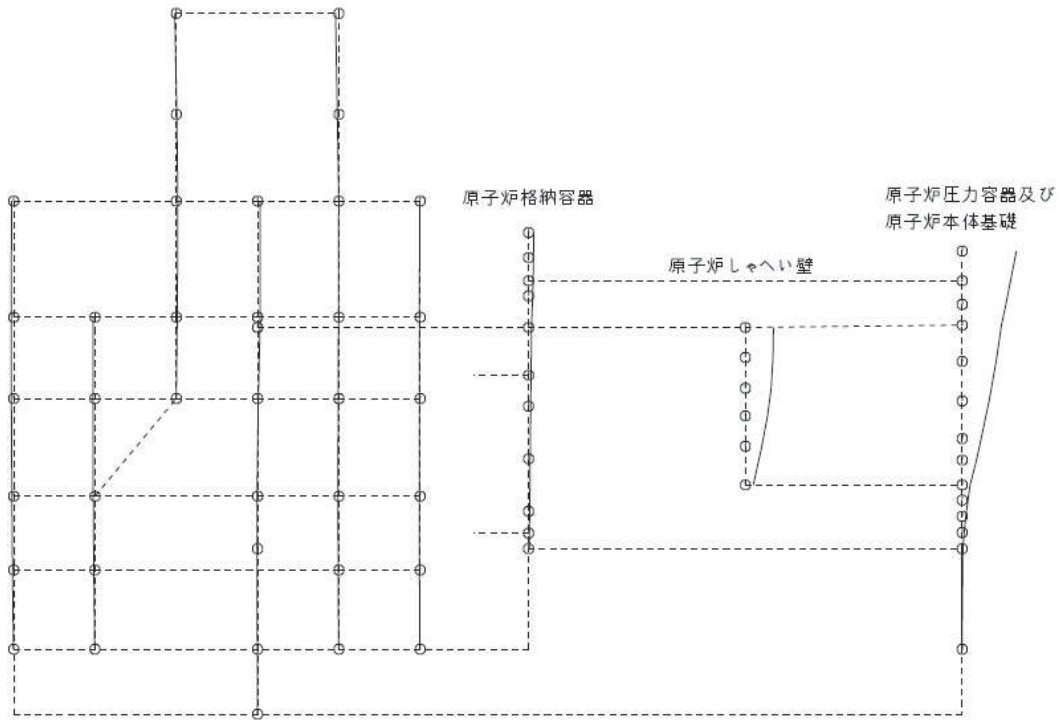


図2 大型機器系振動モード図(1/2) (EW方向6次)

固有周期 0.052 秒
刺激係数 -0.292

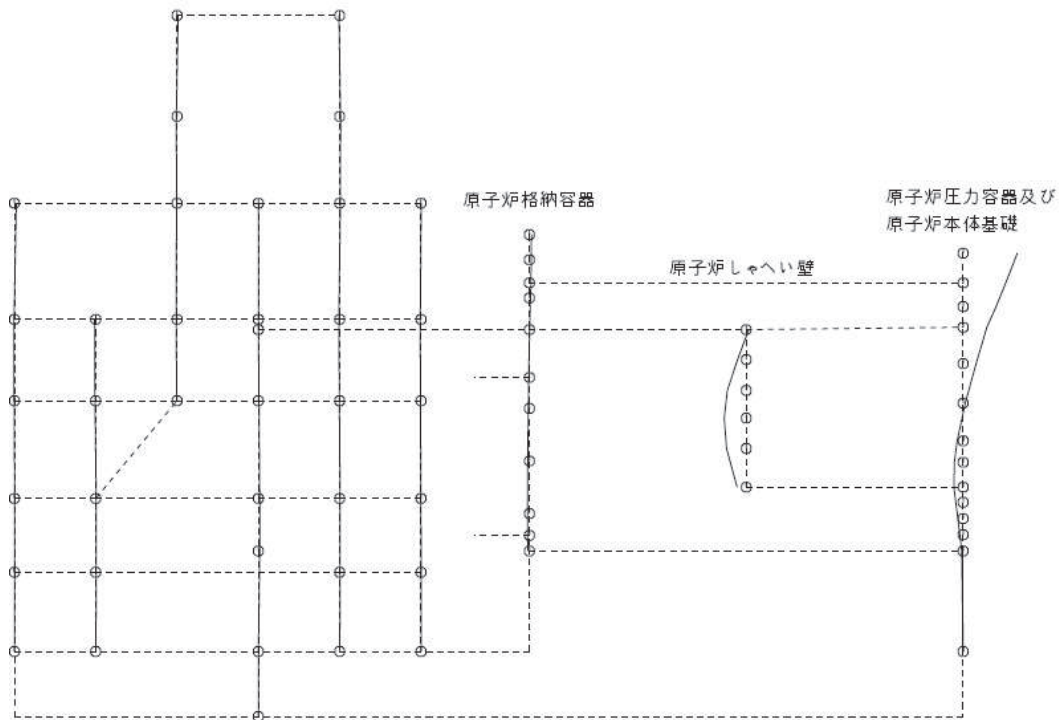


図2 大型機器系振動モード図(2/2) (EW方向18次)

表 9 建屋シミュレーション解析と建屋-大型機器連成解析の固有値解析結果
 (大型機器系：UD 方向)

建屋シミュレーション解析		建屋-大型機器連成解析		卓越部位
次数	固有周期	次数	固有周期	
1	0.365	1	0.366	原子炉建屋 (屋根トラス)
2	0.100	2	0.100	原子炉建屋
3	0.085	3	0.085	原子炉建屋 (屋根トラス)
4	0.055	4	0.055	原子炉建屋

表 10 建屋シミュレーション解析と建屋-大型機器連成解析の固有値解析結果
(炉内構造物系：NS 方向)

建屋シミュレーション解析		建屋-大型機器連成解析		卓越部位
次数	固有周期	次数	固有周期	
1	0.240	1	0.238	原子炉建屋
-	-	2	0.223	燃料集合体
2	0.150	3	0.150	原子炉建屋
-	-	4	0.129	炉心シュラウド
3	0.120	5	0.120	原子炉建屋
4	0.101	6	0.101	原子炉建屋
5	0.100	7	0.100	原子炉建屋
6	0.091	8	0.091	原子炉建屋
-	-	9	0.090	原子炉压力容器
7	0.086	10	0.086	原子炉建屋
8	0.075	11	0.074	原子炉建屋
9	0.072	12	0.072	原子炉建屋
-	-	13	0.070	制御棒案内管
10	0.070	14	0.070	原子炉建屋
11	0.067	15	0.067	原子炉建屋
12	0.065	16	0.065	原子炉建屋
13	0.063	17	0.062	原子炉建屋
14	0.060	18	0.060	原子炉建屋
15	0.059	19	0.059	原子炉建屋
16	0.058	20	0.057	原子炉建屋
-	-	21	0.055	燃料集合体
17	0.055	22	0.055	原子炉建屋
-	-	23	0.055	炉心シュラウド
18	0.054	24	0.054	原子炉建屋
19	0.053	25	0.052	原子炉建屋
20*	0.051	26*	0.051	原子炉建屋
-	-	26*	0.051	原子炉压力容器
21	0.049	27	0.050	原子炉建屋

注記*：建屋シミュレーション解析では地上3階（O.P. 33.200）より上部の応答が卓越し、建屋-大型機器連成解析では地上3階（O.P. 33.200）より上部及び原子炉压力容器の応答が卓越

固有周期 0.223 秒
刺激係数 2.224

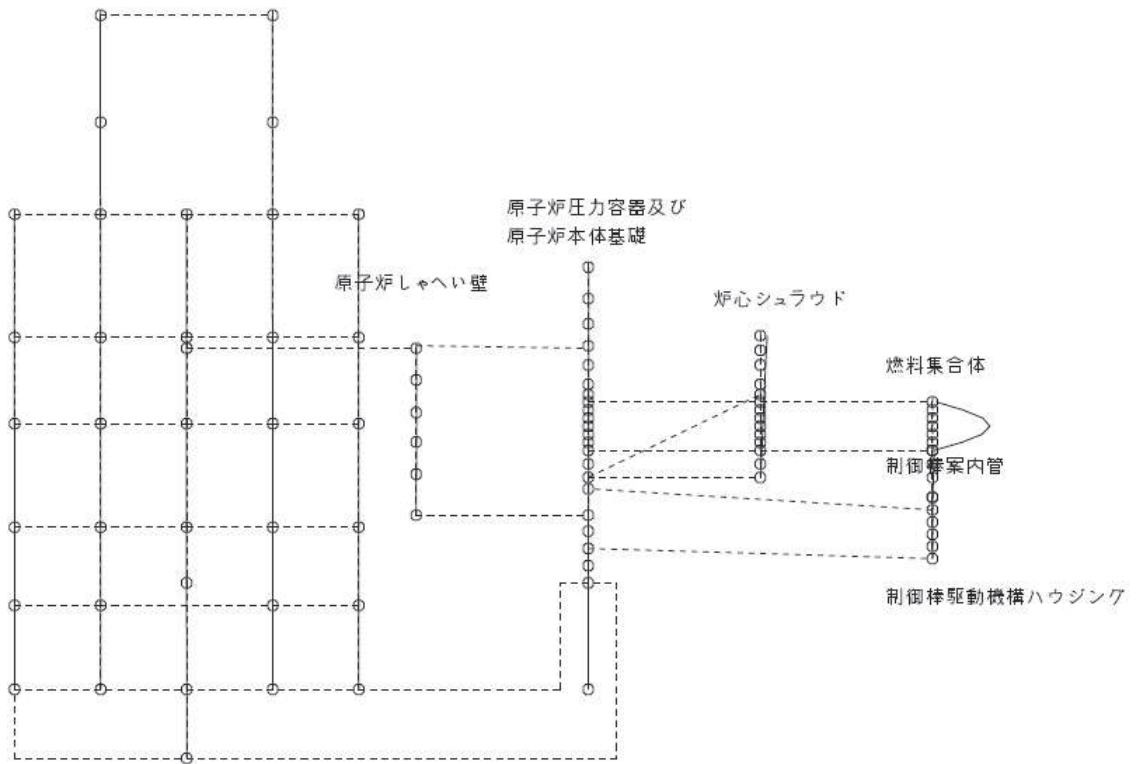


図3 炉内構造物系振動モード図(1/7) (NS方向2次)

固有周期 0.129 秒
刺激係数 -0.219

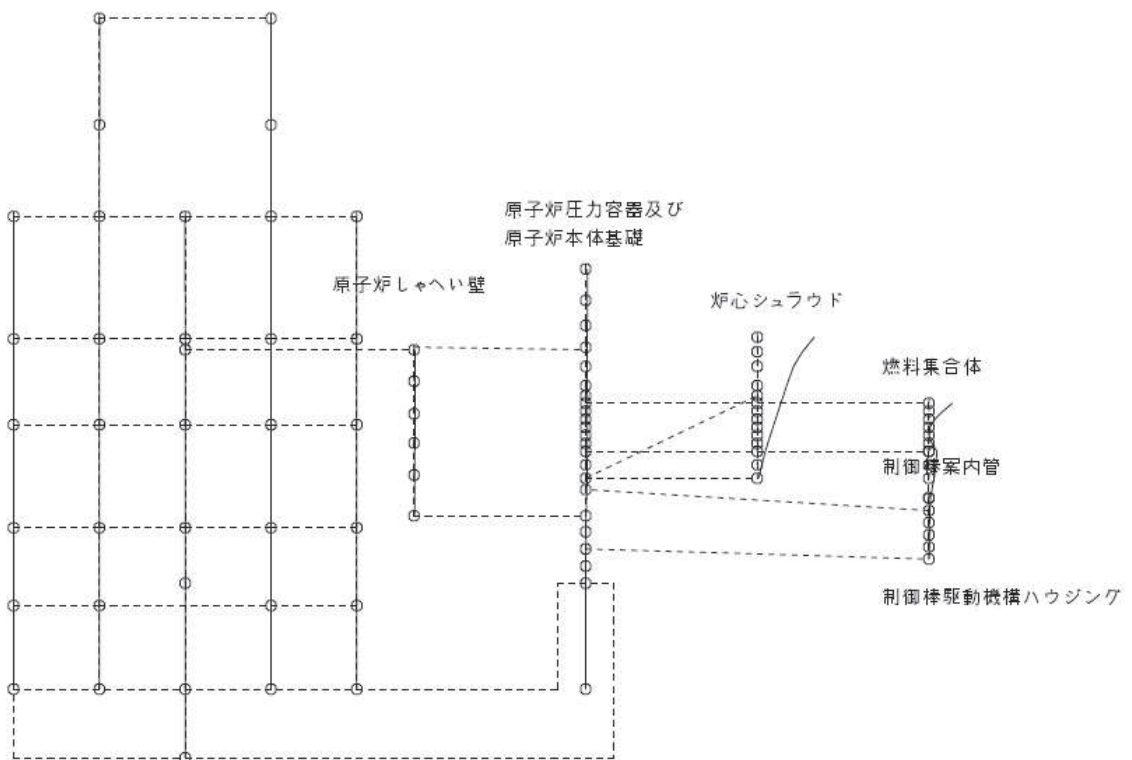


図3 炉内構造物系振動モード図(2/7) (NS方向4次)

固有周期 0.090 秒
 刺激係数 1.918

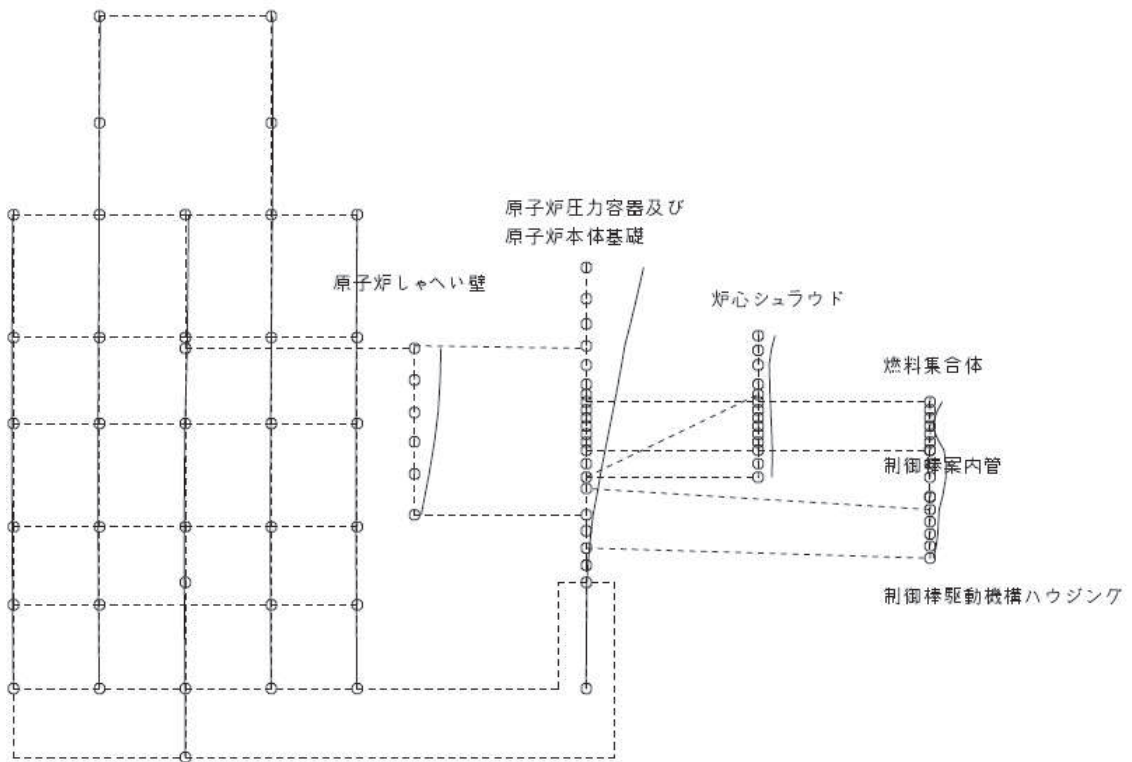


図 3 炉内構造物系振動モード図(3/7) (NS 方向 9 次)

固有周期 0.070 秒
 刺激係数 -0.218

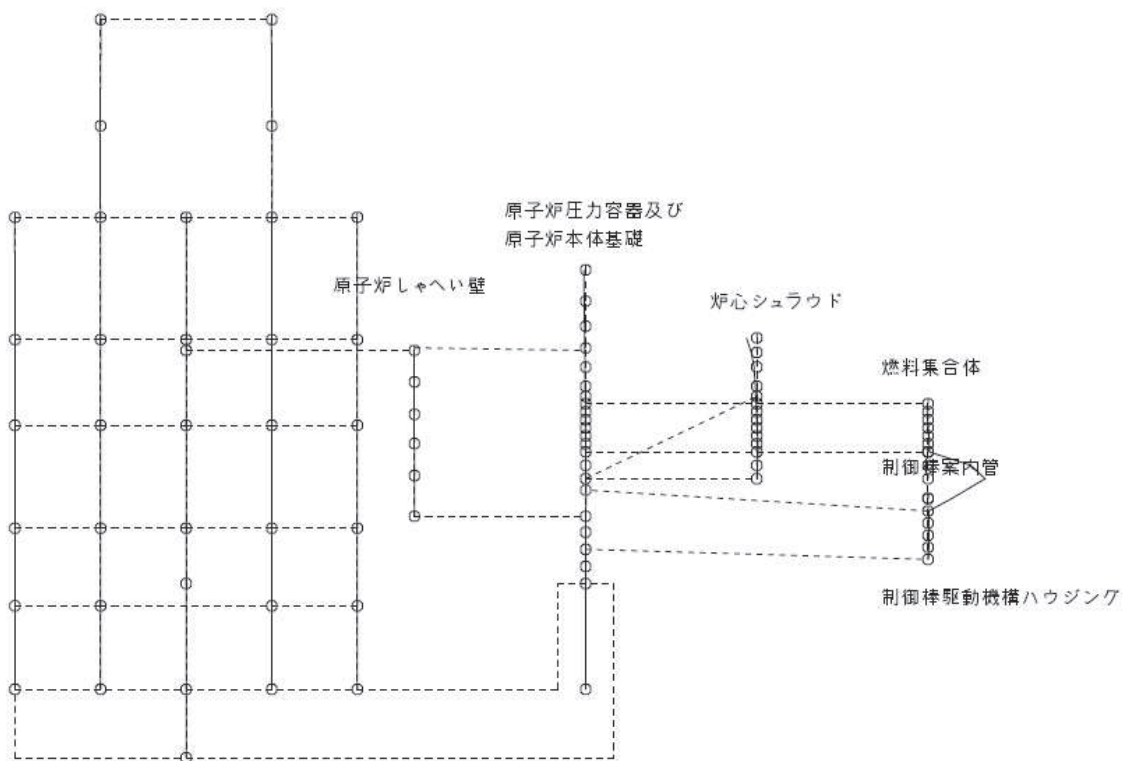


図 3 炉内構造物系振動モード図(4/7) (NS 方向 13 次)

固有周期 0.055 秒
刺激係数 -0.532

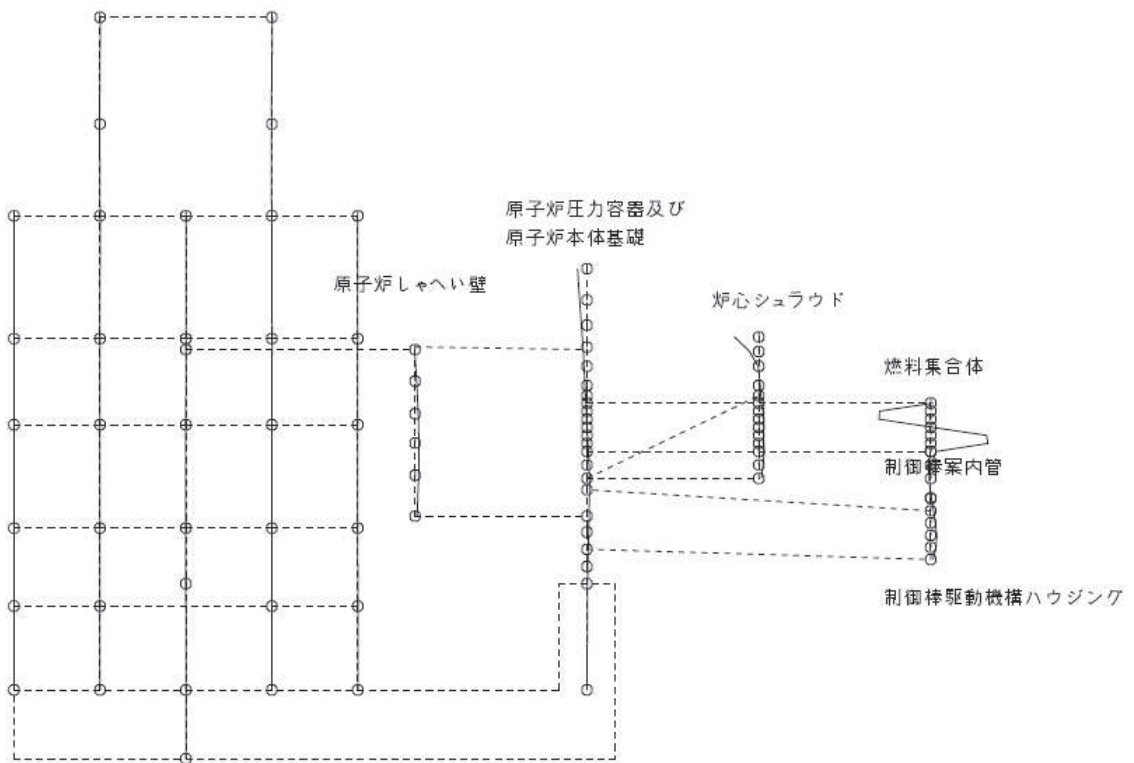


図3 炉内構造物系振動モード図(5/7) (NS方向21次)

固有周期 0.055 秒
刺激係数 1.209

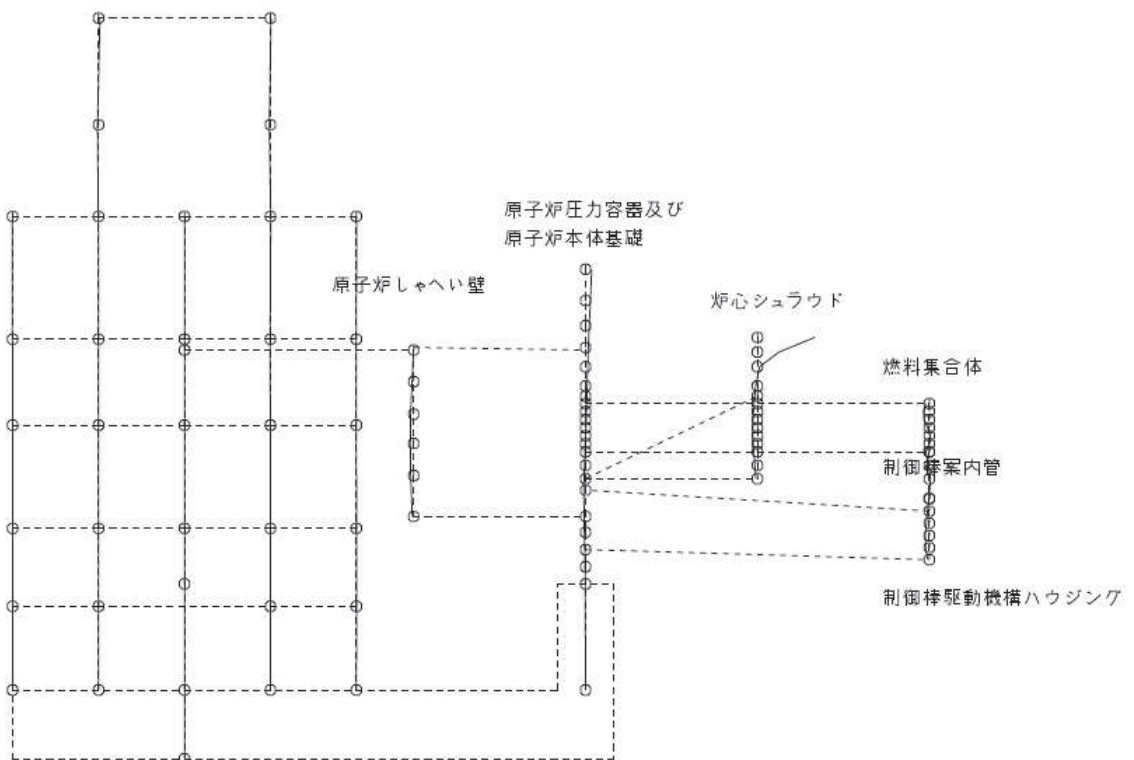


図3 炉内構造物系振動モード図(6/7) (NS方向23次)

固有周期 0.051 秒
刺激係数 4.067

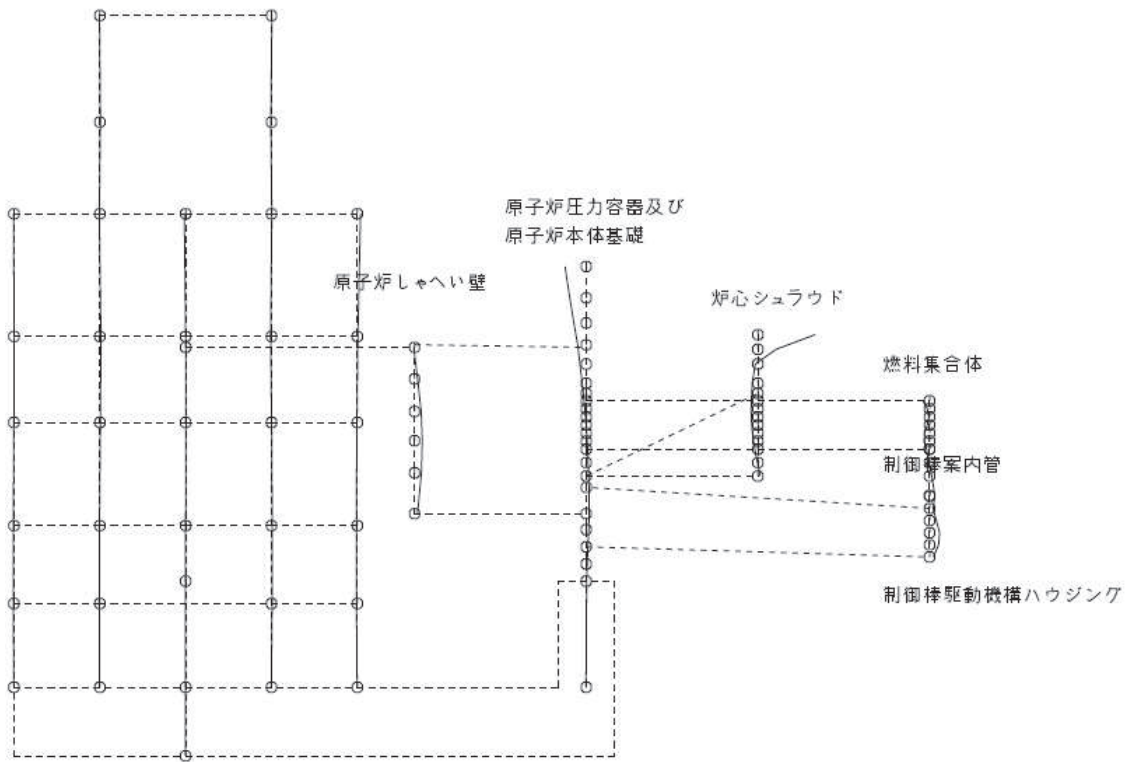


図 3 炉内構造物系振動モード図(7/7) (NS 方向 26 次)

表 11 建屋シミュレーション解析と建屋-大型機器連成解析の固有値解析結果
(炉内構造物系：EW 方向)

建屋シミュレーション解析		建屋-大型機器連成解析		卓越部位
次数	固有周期	次数	固有周期	
1	0.230	1	0.228	原子炉建屋
-	-	2	0.223	燃料集合体
-	-	3	0.130	炉心シュラウド
2	0.127	4	0.127	原子炉建屋
3	0.115	5	0.115	原子炉建屋
4	0.099	6	0.099	原子炉建屋
5	0.096	7	0.096	原子炉建屋
-	-	8	0.091	原子炉压力容器
6	0.088	9	0.087	原子炉建屋
7	0.079	10	0.079	原子炉建屋
8	0.076	11	0.076	原子炉建屋
-	-	12	0.070	制御棒案内管
9	0.070	13	0.070	原子炉建屋
10	0.069	14	0.069	原子炉建屋
11	0.065	15	0.064	原子炉建屋
12	0.062	16	0.062	原子炉建屋
13	0.060	17	0.059	原子炉建屋
14	0.059	18	0.059	原子炉建屋
15	0.055	19	0.055	原子炉建屋
-	-	20	0.055	燃料集合体
-	-	21	0.055	炉心シュラウド
16	0.054	22	0.053	原子炉建屋
-	-	23	0.051	原子炉压力容器
17	0.050	24	0.050	原子炉建屋

固有周期 0.223 秒
刺激係数 8.575

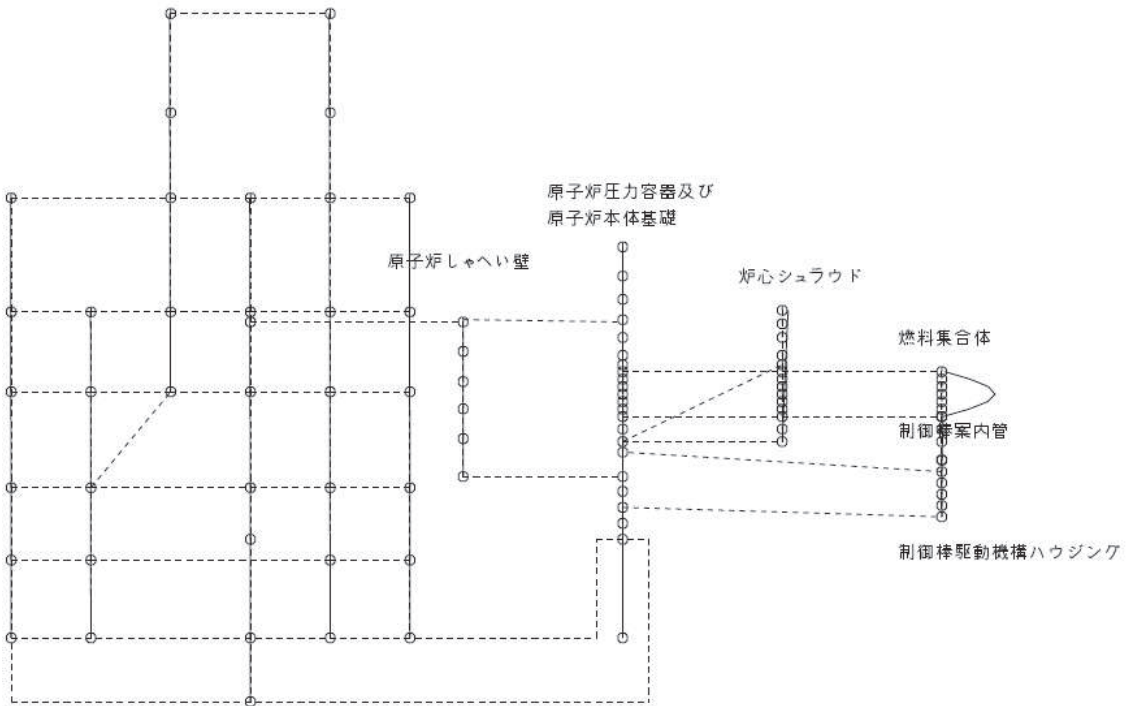


図 4 炉内構造物系振動モード図(1/7) (EW 方向 2 次)

固有周期 0.130 秒
刺激係数 -4.278

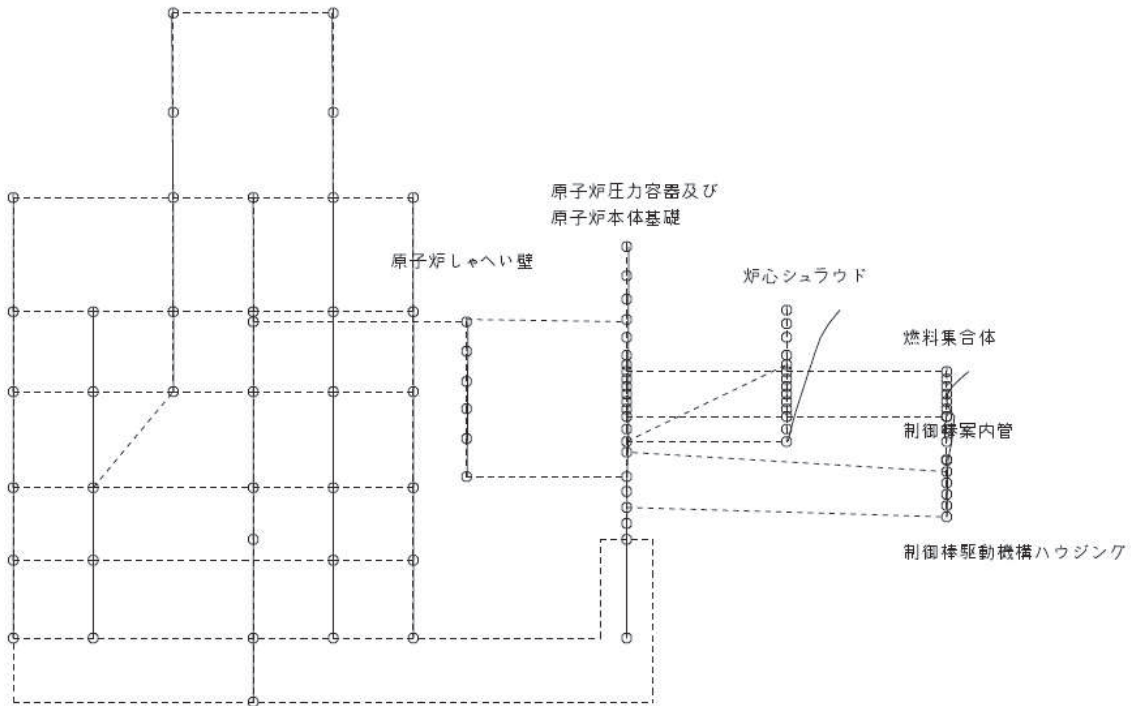


図 4 炉内構造物系振動モード図(2/7) (EW 方向 3 次)

固有周期 0.091 秒
刺激係数 2.189

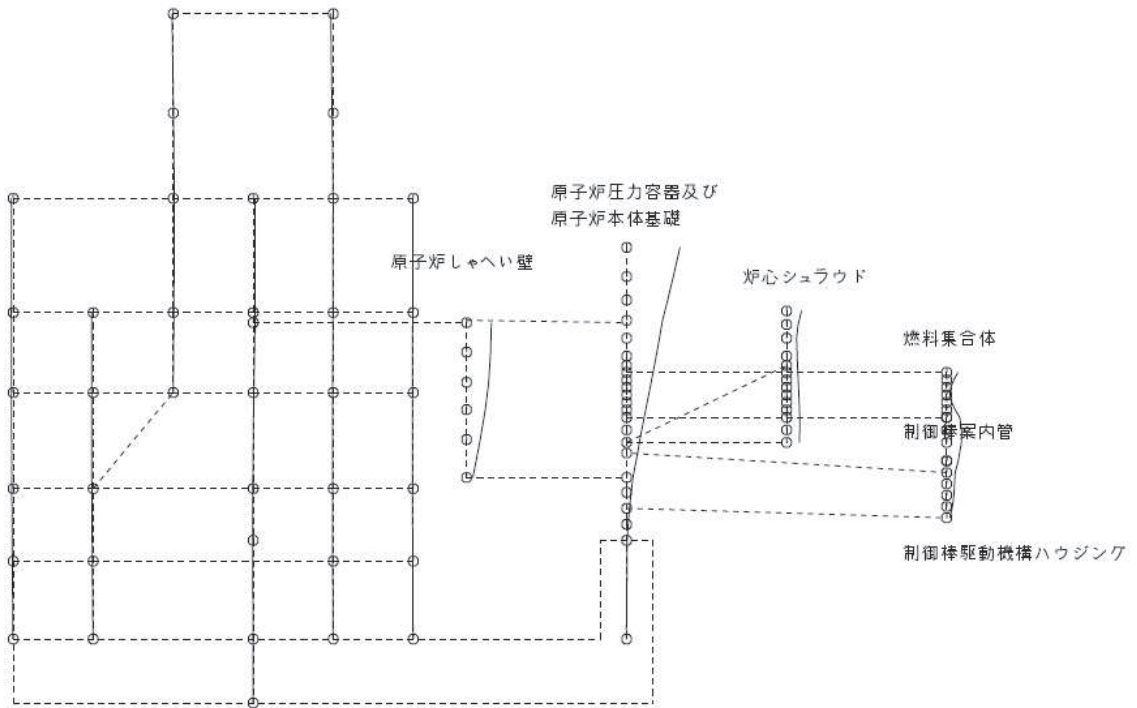


図 4 炉内構造物系振動モード図(3/7) (EW 方向 8 次)

固有周期 0.070 秒
刺激係数 -1.696

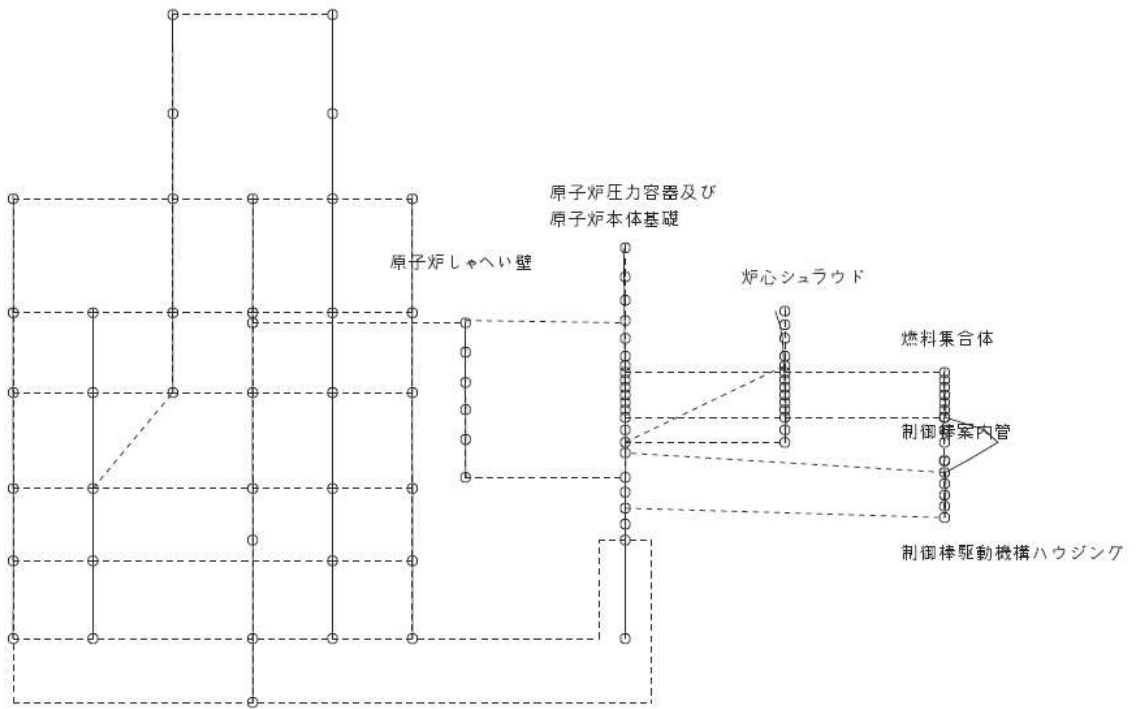


図 4 炉内構造物系振動モード図(4/7) (EW 方向 12 次)

固有周期 0.055 秒
 刺激係数 0.856

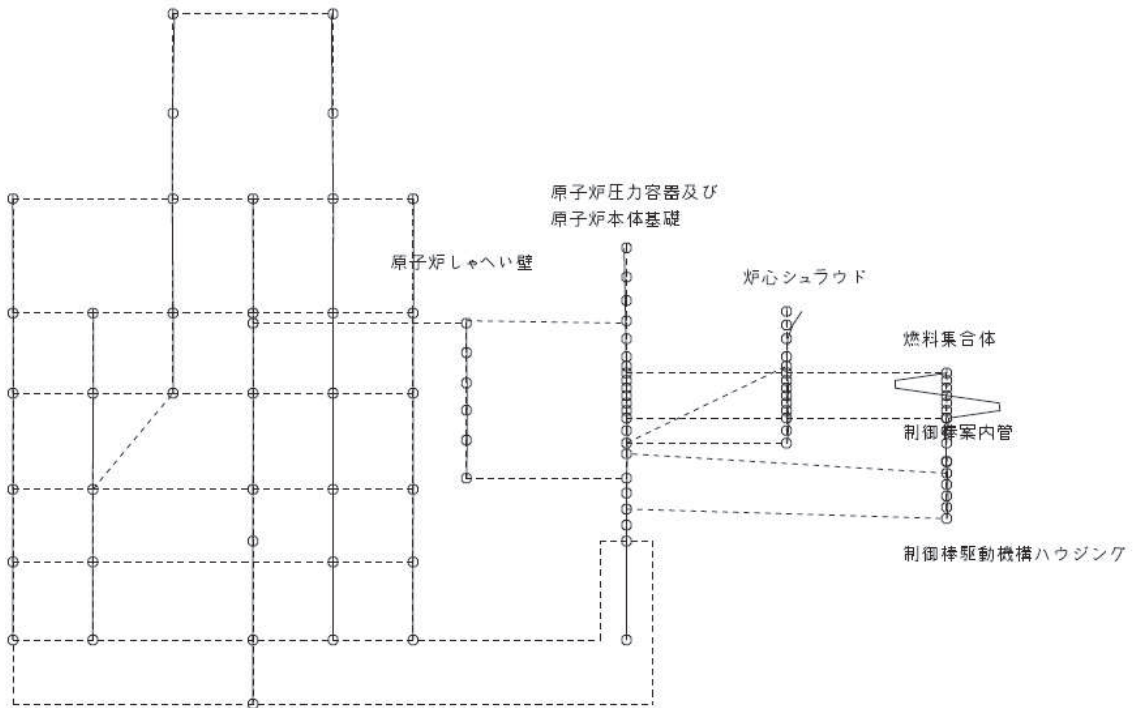


図 4 炉内構造物系振動モード図(5/7) (EW 方向 20 次)

固有周期 0.055 秒
 刺激係数 0.152

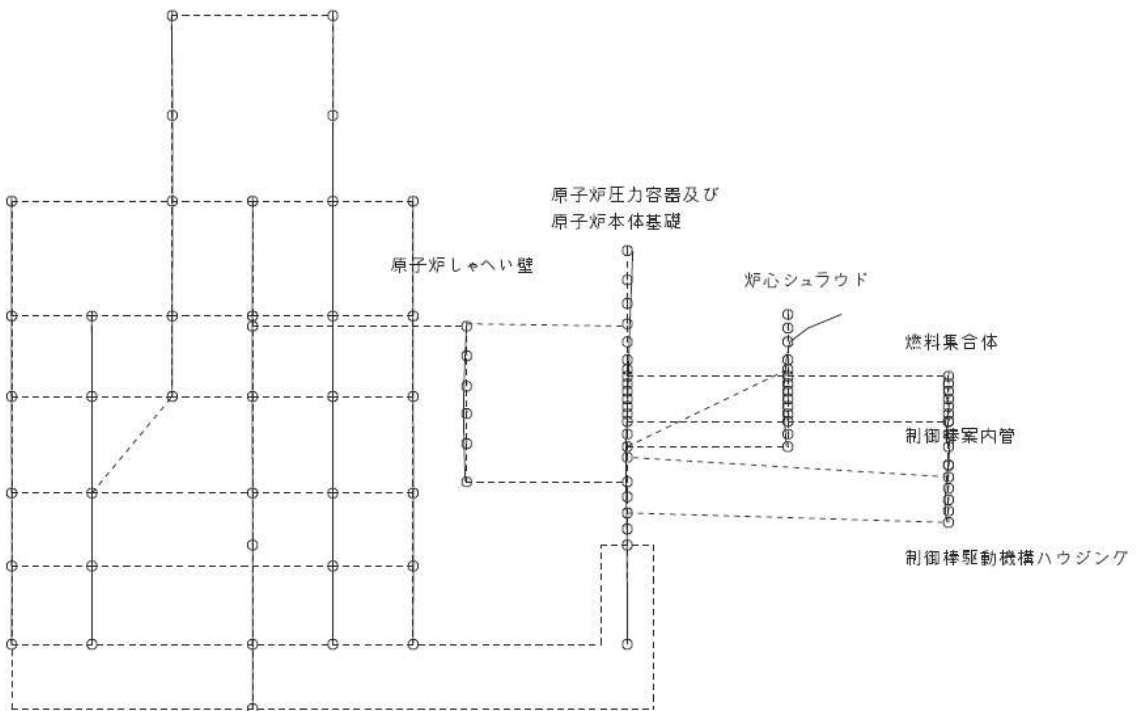


図 4 炉内構造物系振動モード図(6/7) (EW 方向 21 次)

固有周期 0.051 秒
刺激係数 -0.344

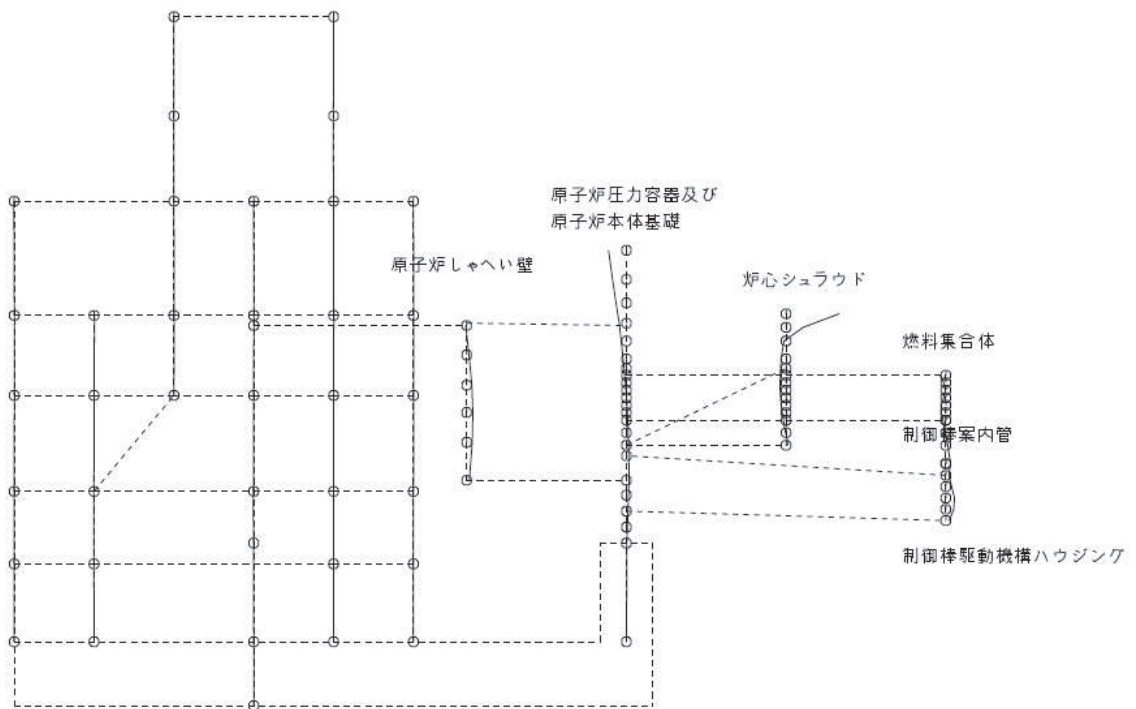


図 4 炉内構造物系振動モード図(7/7) (EW 方向 23 次)

表 12 建屋シミュレーション解析と建屋大型機器連成解析の固有値解析結果
(炉内構造物系：UD 方向)

建屋シミュレーション解析		建屋-大型機器連成解析		卓越部位
次数	固有周期	次数	固有周期	
1	0.365	1	0.366	原子炉建屋 (屋根トラス)
2	0.100	2	0.100	原子炉建屋
3	0.085	3	0.085	原子炉建屋 (屋根トラス)
4	0.055	4	0.055	原子炉建屋

2.2 地震応答解析結果

3.11 地震及び 4.7 地震の建屋のシミュレーション解析で得られた原子炉建屋の最大応答加速度を表 13 に、建屋-大型機器連成解析で得られた主要部位の地震応答を表 14 に、主要部位の床応答スペクトルを図 5～図 8 に示す。

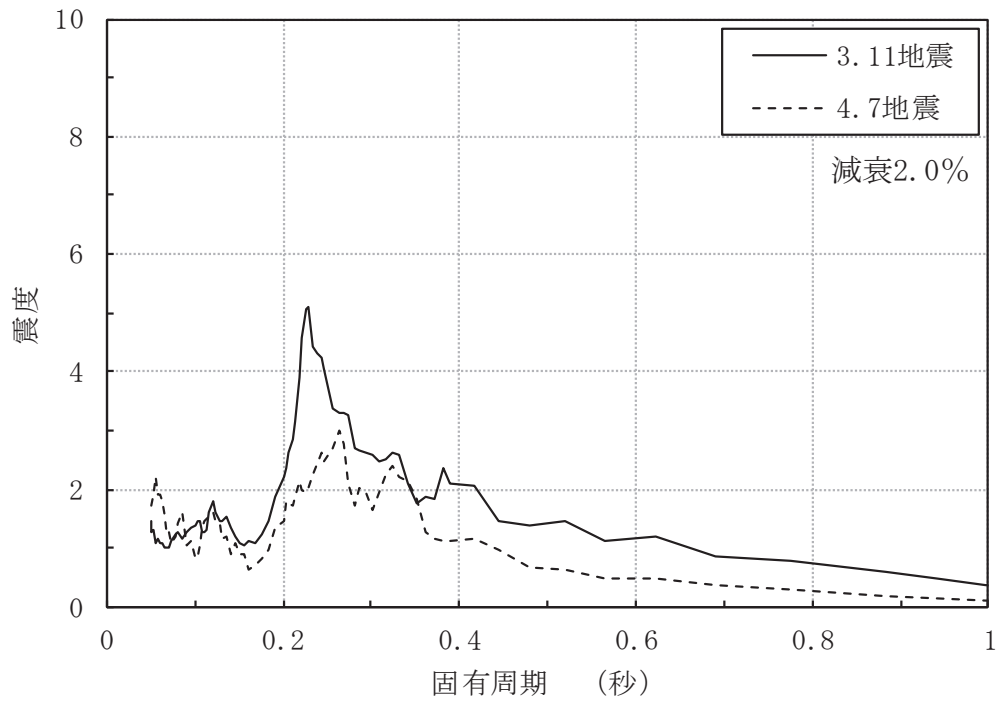
表 13 3.11 地震及び 4.7 地震シミュレーション解析における原子炉建屋の最大応答加速度

標高 O. P. (m)	最大応答加速度 ($\times 9.80665 \text{ m/s}^2$) $\times 1.2$			
	3.11 地震		4.7 地震	
	水平 (NS/EW 包絡)	鉛直	水平 (NS/EW 包絡)	鉛直
水平 50.500 鉛直 48.725	3.06	1.58	2.39	1.86
41.200	2.04	1.26	1.69	1.58
33.200	1.35	0.93	1.22	1.24
22.500	1.10	0.79	0.92	1.05
15.000	1.00	0.69	0.65	0.71
6.000	0.80	0.48	0.68	0.54
-0.800	0.66	0.38	0.54	0.43
-8.100	0.75	0.48	0.48	0.46

表 14 3.11 地震及び 4.7 地震シミュレーション解析における主要部位の地震応答

部位	地震応答の種類	3.11 地震	4.7 地震
原子炉格納容器	せん断力 (kN)	2.68×10^4	1.74×10^4
	モーメント (kN・mm)	5.19×10^8	3.55×10^8
	軸力 (kN)	6.03×10^3	9.98×10^3
原子炉本体の基礎	せん断力 (kN)	2.54×10^4	1.75×10^4
	モーメント (kN・mm)	3.47×10^8	2.22×10^8
	軸力 (kN)	2.01×10^4	3.44×10^4
原子炉しゃへい壁	せん断力 (kN)	1.28×10^4	0.873×10^4
	モーメント (kN・mm)	1.26×10^8	0.871×10^8
	軸力 (kN)	1.02×10^4	1.90×10^4
原子炉圧力容器	せん断力 (kN)	8.44×10^3	5.37×10^3
	モーメント (kN・mm)	7.91×10^7	5.74×10^7
	軸力 (kN)	3.71×10^3	6.45×10^3
燃料集合体	相対変位 (mm)	18.2	8.5

原子炉格納容器 O.P. 14. 295 水平方向 (NS/EW 包絡)



原子炉格納容器 O.P. 14. 295 鉛直方向

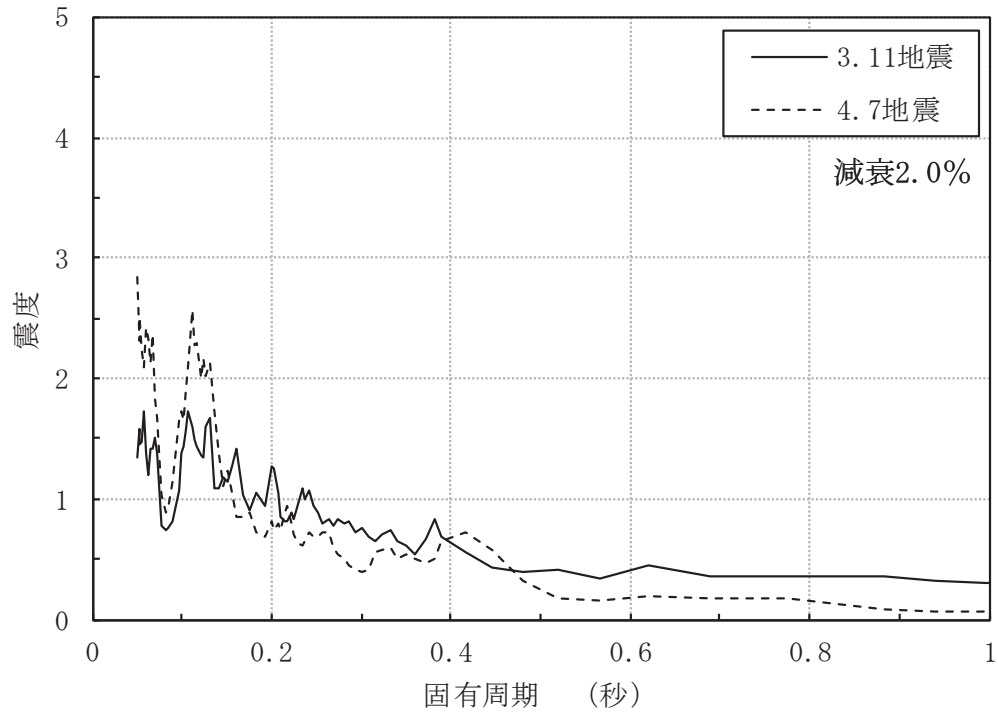
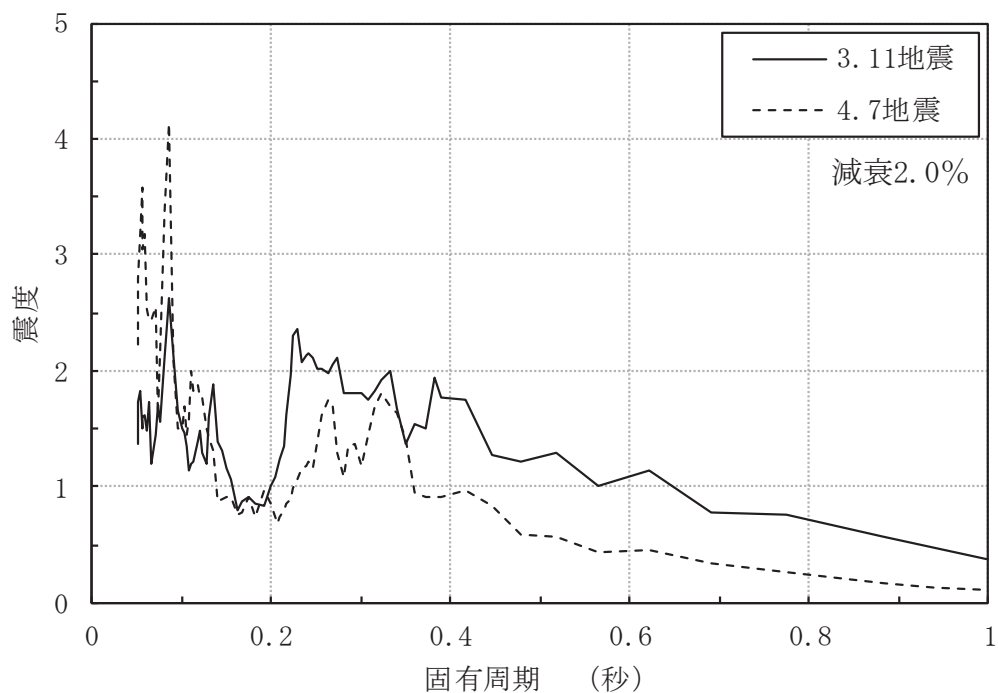


図5 3.11地震及び4.7地震のシミュレーション解析における床応答曲線
(原子炉格納容器)

原子炉本体の基礎 0.P.7.040 水平方向 (NS/EW 包絡)



原子炉本体の基礎 0.P.7.040 鉛直方向

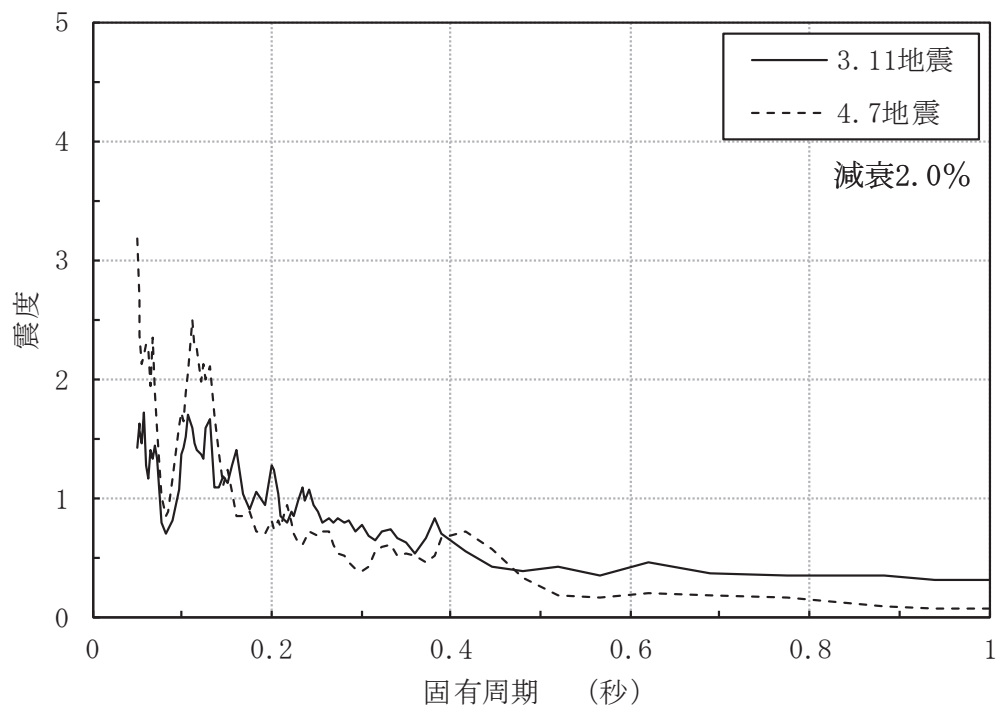
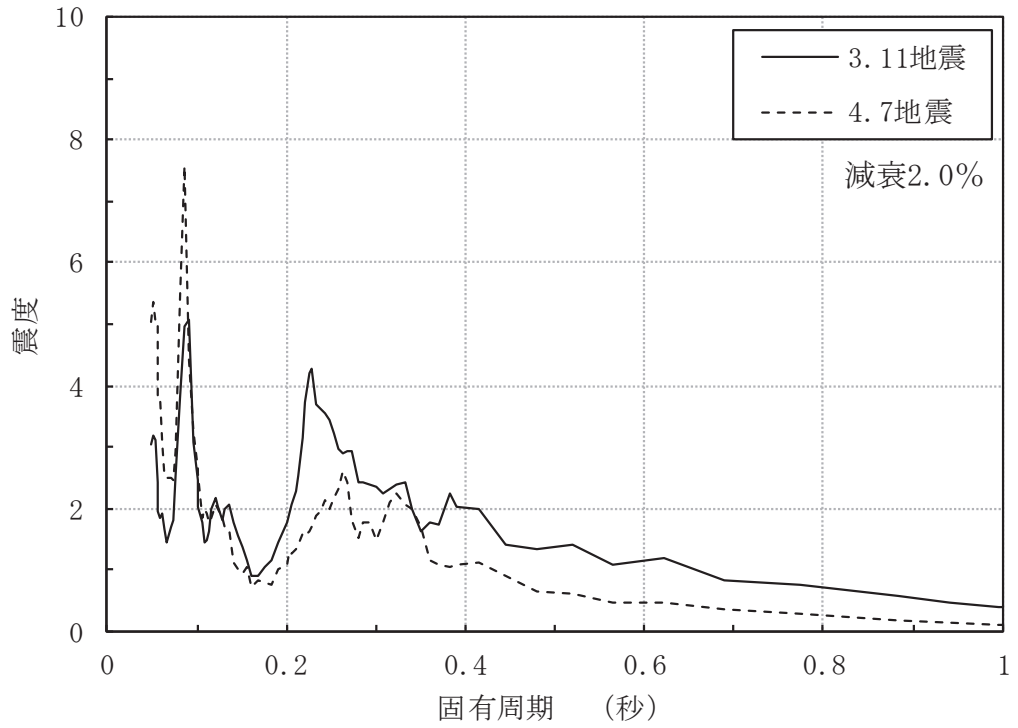


図6 3.11地震及び4.7地震のシミュレーション解析における床応答曲線 (原子炉本体の基礎)

原子炉しゃへい壁 O.P.13.400 水平方向 (NS/EW 包絡)



原子炉しゃへい壁 O.P.13.400 鉛直方向

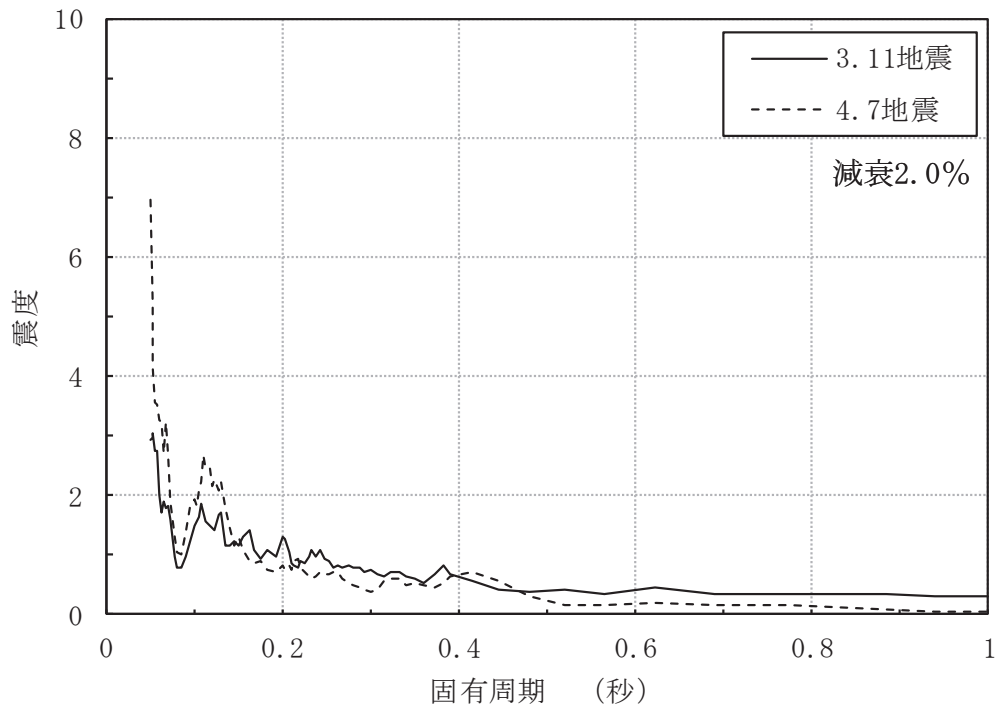
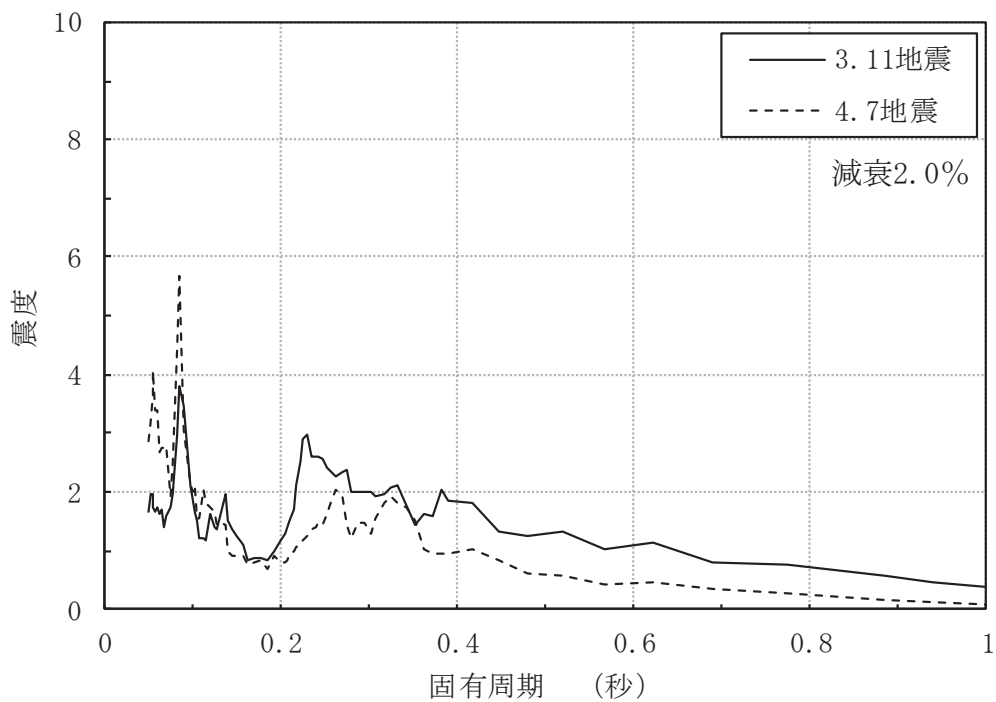


図7 3.11地震及び4.7地震のシミュレーション解析における床応答曲線
(原子炉しゃへい壁)

原子炉压力容器 O.P.9.334 水平方向 (NS/EW 包絡)



原子炉压力容器 O.P.9.334 鉛直方向

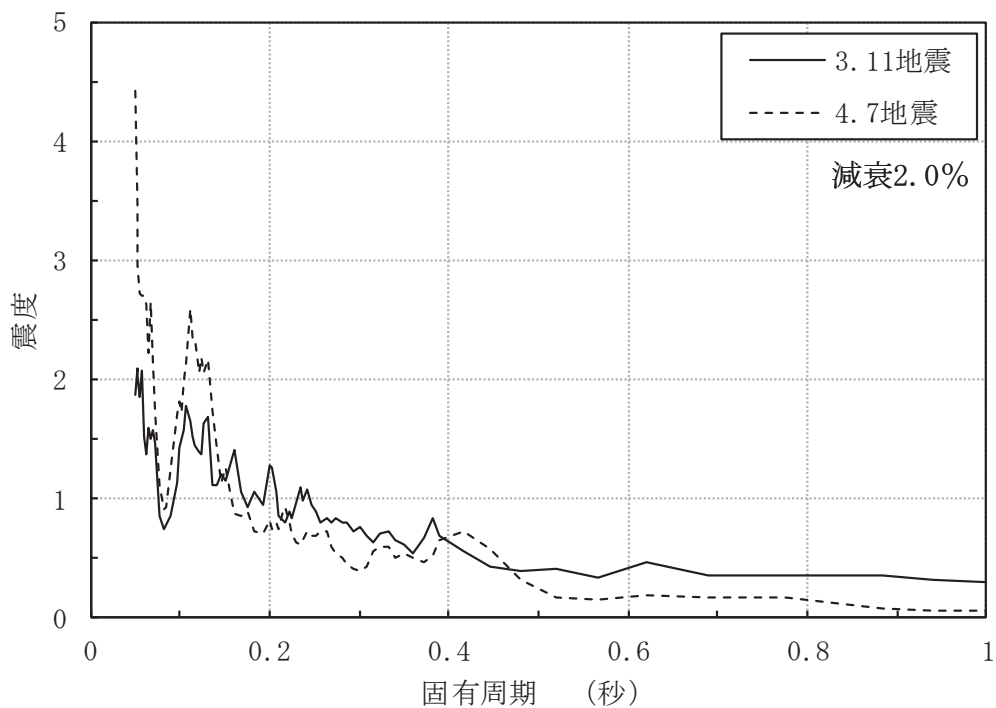


図8 3.11地震及び4.7地震のシミュレーション解析における床応答曲線
(原子炉压力容器)

地震後の設備健全性確認における疲労評価の方法

本添付では、本文 4 項中の図 4-11 に示す 3.11/4.7 地震に対する疲労評価のフロー（図 1）に対し、各ステップの疲労評価手順を示す。また、3.11/4.7 地震に対する疲労評価及び今回工認における疲労評価フローの比較とその評価内容等の差の内容を示す（表 1）。表 1 に示す通り、今回工認における疲労評価と 3.11/4.7 地震に対する疲労評価との差は、より精緻な評価を行うため、実態に応じた評価内容等に見直している。

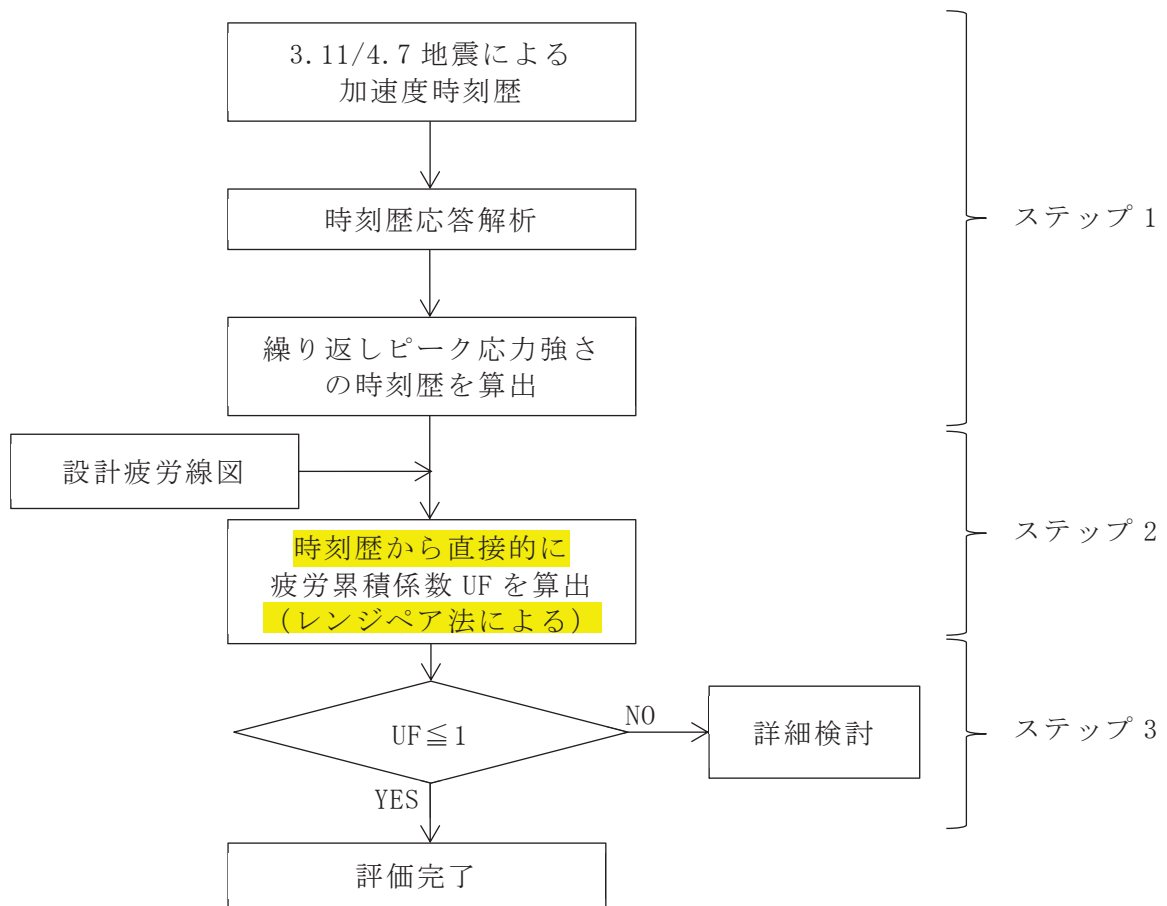


図 1 3.11/4.7 地震に対する疲労評価のフロー

＜ステップ 1：繰返しピーク応力強さの時刻歴の算出＞

- 手順① 3.11/4.7 地震に対する建屋－機器連成解析を実施する。
- 手順② 手順①の地震応答解析より得られた加速度時刻歴(配管重心位置の建屋－機器連成解析の質点)を入力に，配管モデルの 3 方向同時の時刻歴応答解析を実施する。
- 手順③ 手順②の時刻歴応答解析より評価点（疲労評価がもっとも厳しい評価点）の時刻歴応答モーメント（3 方向の成分（ M_x, M_y, M_z ））が算出され，配管評価に用いる時刻歴モーメント（3 方向 SRSS ($M = \sqrt{M_x^2 + M_y^2 + M_z^2}$)）を算出する。

得られた時刻歴モーメントから，下式を用いて，繰返しピーク応力強さの時刻歴を作成する。なお，SRSS 法を用いたモーメントの合成により符号がなくなるため，ピーク応力 S_p の計算に用いるモーメントの全振幅は，各時刻歴モーメントの 2 倍の値 ($M_{is}=2 \times M$) としている。

$$S_p = \frac{K_2 C_2 M_{is}}{Z_i}$$

$$S_l = \frac{K_e S_p}{2}$$

ここで，

S_p : ピーク応力

S_l : 繰返しピーク応力強さ

M_{is} : モーメントの全振幅

K_2, C_2 : 応力係数

K_e : 弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数

(本検討では，一次＋二次応力が許容値以下であるため，

$K_e = 1$ となる。)

算出した繰返しピーク応力強さの時刻歴波形の例を図 2 に，評価に用いた地震動を図 3 に示す。

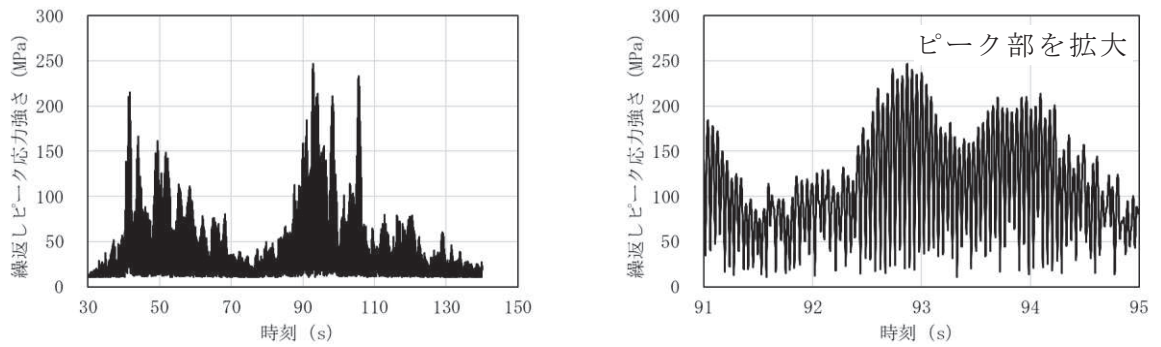


図2 繰返しピーク応力強さの時刻歴波形の例* (残留熱除去系配管, 3.11地震)

注記*: 相対変位による応力を加えているため、繰返しピーク応力強さは0とならない。

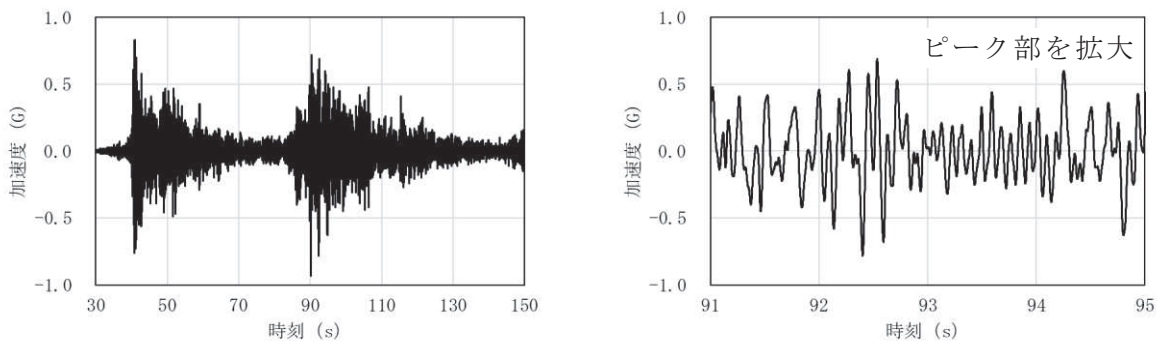


図3 繰返しピーク応力強さの算定に用いた入力地震動の例 (1/3)

(残留熱除去系配管, 3.11地震 (EW方向))

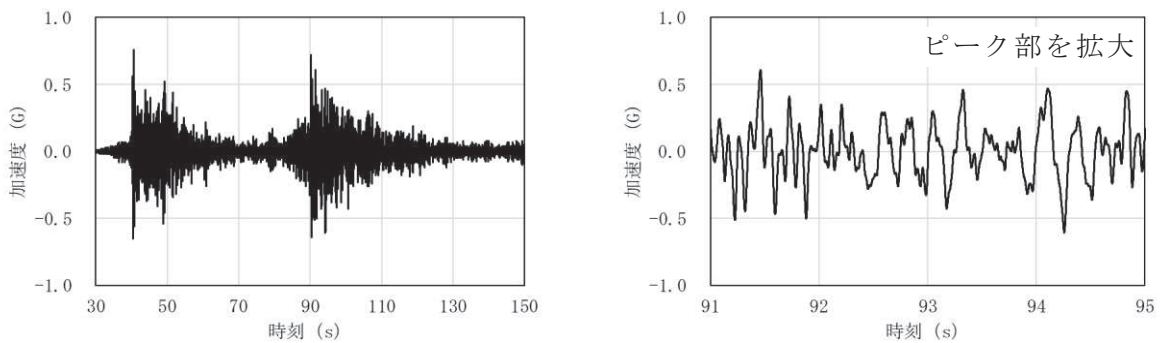


図3 繰返しピーク応力強さの算定に用いた入力地震動の例 (2/3)

(残留熱除去系配管, 3.11地震 (NS方向))

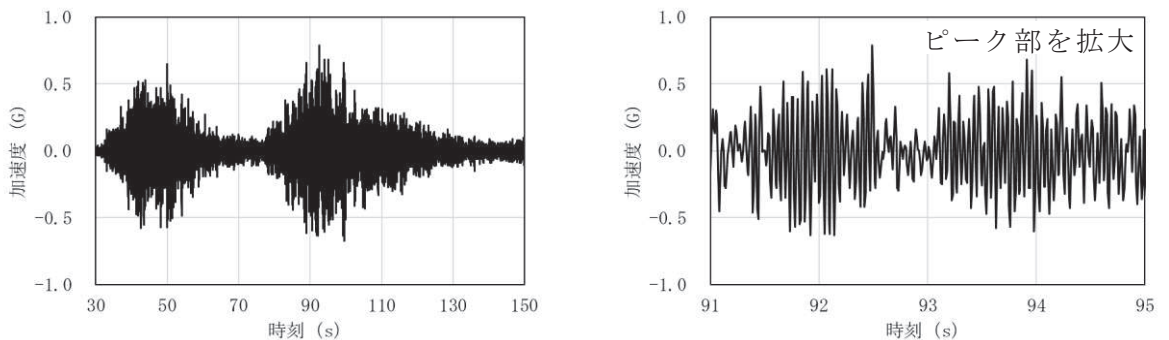


図3 繰返しピーク応力強さの算定に用いた入力地震動の例 (3/3)

(残留熱除去系配管, 3.11地震 (UD方向))

<ステップ 2：レンジペア法による疲労累積係数 UF の算出>

手順① 図 2 に示す繰返しピーク応力強さの時刻歴に対し、レンジペア法を用いてサイクルカウントを実施する。

サイクルカウントのイメージを図 4、手順を以下に示す。

- a) 繰返しピーク応力強さの時刻歴から極値を抽出する。
- b) a) の極値から最大となる繰返しピーク応力強さ σ_a を抽出し、1 回としてカウントする。
- c) 残る極値に対し、隣接する“山”，“谷”のピーク応力強さの差 ($\sigma_{bi}(i=1, 2, \dots, n)$) を計算し、1 回としてカウントする。

手順② 手順①で計算された σ_a 及び $\sigma_{bi}(i=1, 2, \dots, n)$ のピーク応力強さを用いて、図 5 に示す設計疲労線図より許容繰返し回数 N_a 及び $N_{bi}(i=1, 2, \dots, n)$ を求める。

手順③ 手順②で求めた各ピーク応力強さの許容繰返し回数から、疲労累積係数 UF を求める。

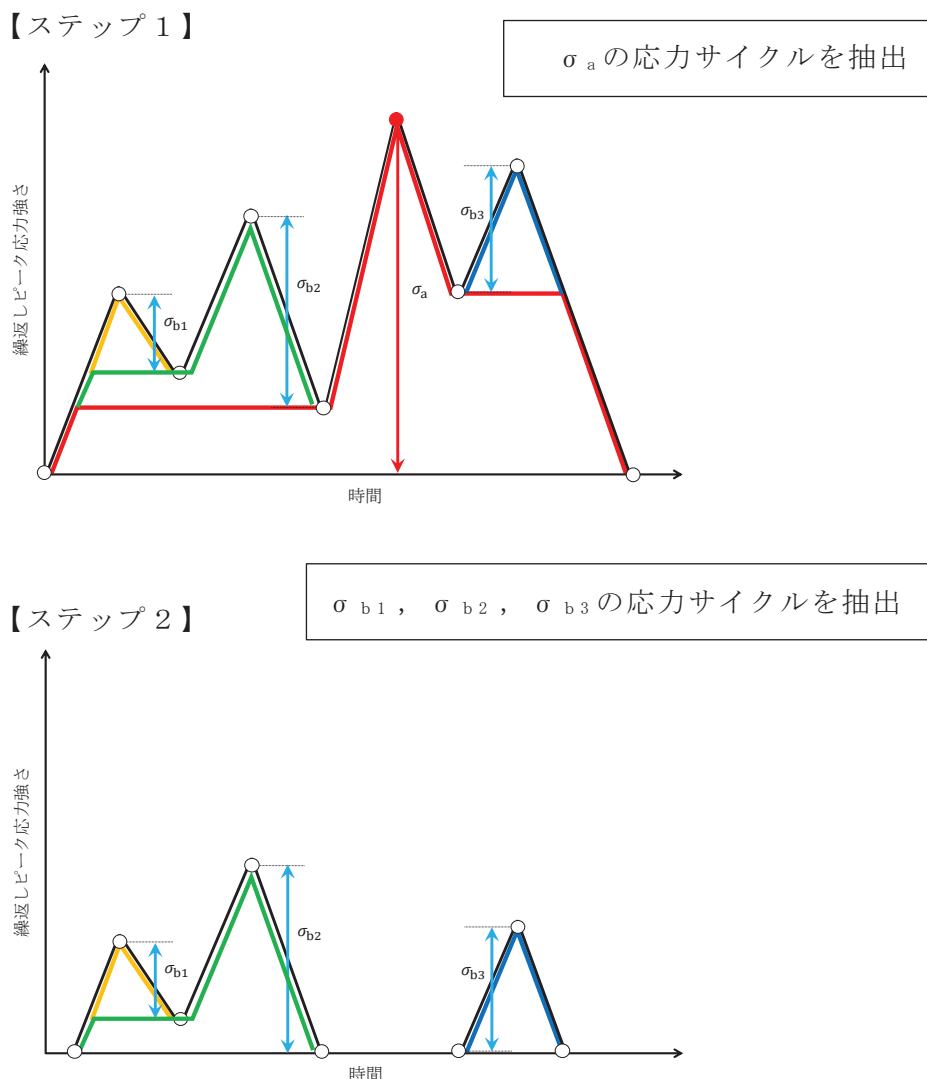


図 4 サイクルカウントのイメージ図

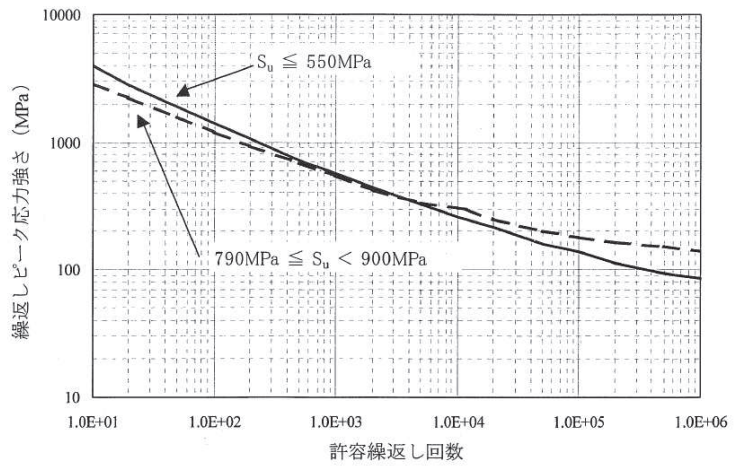


図 5 設計疲労線図（炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼）

<ステップ 3：疲労評価>

ステップ 2 で求めた 3.11 地震と 4.7 地震の UF の合算値が 1 以下であることを確認する。

3.11/4.7 地震に対する疲労累積係数が今回工認耐震評価結果に比べ 小さい結果となっている要因

1. はじめに

本添付では、3.11/4.7 地震に対する疲労累積係数が今回工認の耐震評価結果に比べ小さい結果となっている要因について、疲労評価の差を整理し、疲労累積係数へ与える影響について定量的に分析する。

2. 今回工認と 3.11/4.7 地震における疲労評価の比較

今回工認における疲労評価では、基準地震動 S_s の 7 波及び建屋等の不確かさを考慮した応答により設定した設計用地震力（応答の包絡、スペクトルの $\pm 10\%$ 拡幅等）を用いて算出した繰返しピーク応力強さの最大値及び設計疲労線図から求めた許容繰返し回数と保守的なパラメータ（繰返しピーク応力強さ、地震動、減衰定数等）を用いて設定した等価繰返し回数により疲労累積係数 UF を算出している。

一方、3.11/4.7 地震に対する疲労評価は、3.11/4.7 地震による加速度時刻歴を用いて算出した繰返しピーク応力強さの時刻歴波形及び設計疲労線図から直接的に疲労累積係数 UF を算出している。

今回工認と 3.11/4.7 地震に対する疲労評価フローの比較結果を図 1 に、今回工認と 3.11/4.7 地震に対する疲労評価の評価内容及び疲労累積係数に影響を与える要因の整理結果を表 1 に示す。

今回工認と 3.11/4.7 地震に対する疲労評価の評価内容等の差の整理結果を踏まえ、入力地震動、繰返しピーク応力強さ及び等価繰返し回数の保守性の差が疲労累積係数へ与える影響について定量的に分析する。

■ : 今回工認と 3.11/4.7 地震の疲労評価で差異がある項目

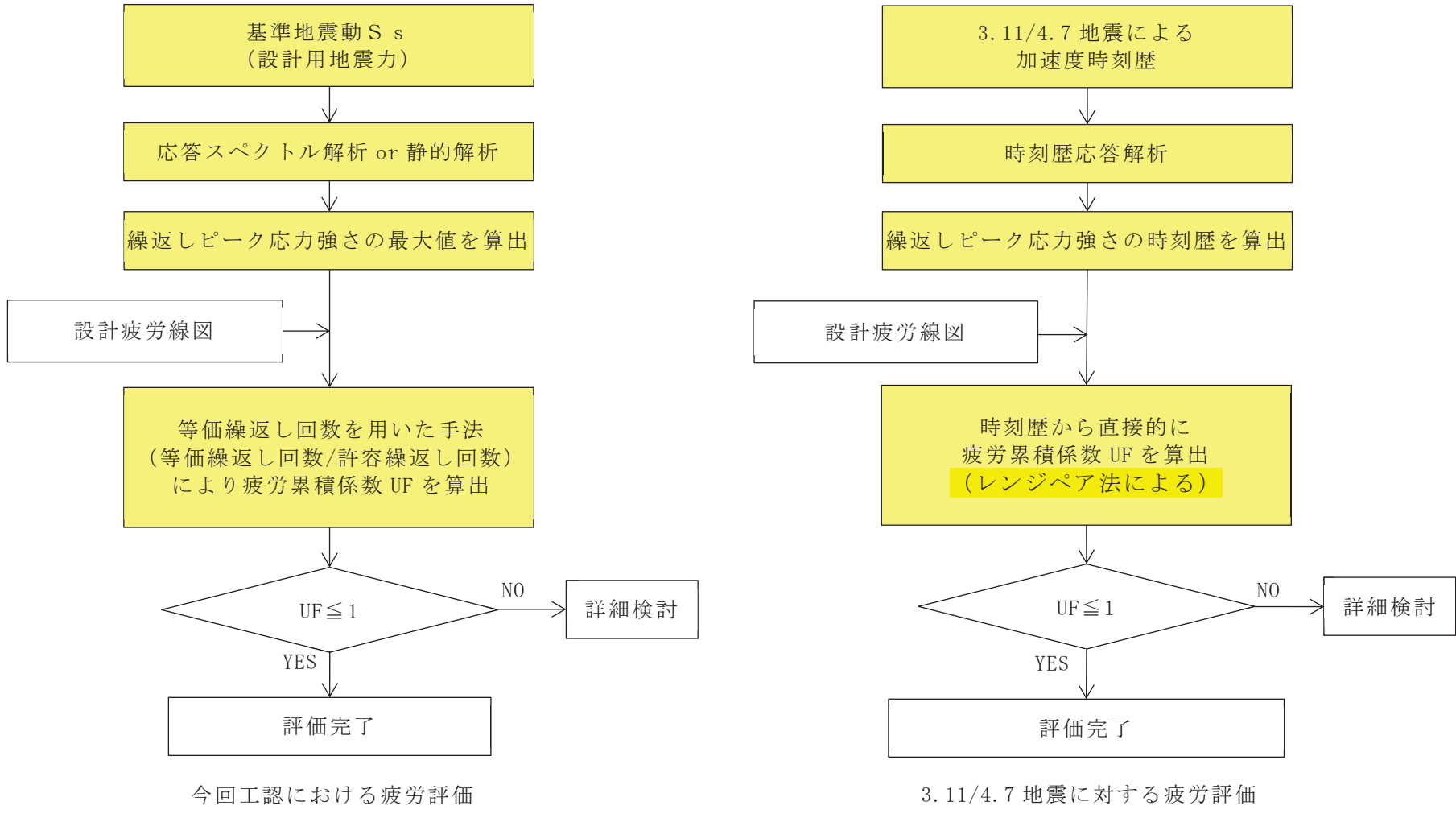


図 1 今回工認と 3.11/4.7 地震に対する疲労評価フローの比較結果

表1 今回工認と3.11/4.7地震に対する疲労評価の評価内容及び疲労累積係数に影響を与える要因の整理結果

項目	①今回工認	②3.11/4.7地震	①及び②における評価内容	疲労累積係数に影響を与える要因
入力地震動	基準地震動 S_s (設計用地震力)	3.11/4.7地震による加速度時刻歴	<ul style="list-style-type: none"> 今回工認では、基準地震動 S_s (7波) による床応答スペクトルの拡幅 (周期方向±10%拡幅) と不確かさ条件 (地盤及び建屋の物性等) を包絡した保守的な設計用床応答曲線を用いている。 3.11/4.7地震では、3.11地震及び4.7地震それぞれの床応答加速度時刻歴を用いている。 	入力地震動の違い及び工認評価条件による差が繰返しピーク応力強さに影響し、結果として疲労累積係数に影響を与える。
応答解析手法	応答スペクトル解析 or 静的解析	時刻歴応答解析	<ul style="list-style-type: none"> 今回工認では、振動モードの合成及び水平方向と鉛直方向地震による応力の組合せにSRSS法または絶対値和を用いている。 3.11/4.7地震では、3方向同時入力の時刻歴応答解析によって、振動モード及び水平方向と鉛直方向地震による応力を直接算出している。 	振動モードの合成及び水平方向と鉛直方向地震による応力の組合せの差が繰返しピーク応力強さに影響し、結果として疲労累積係数に影響を与える。
繰返しピーク応力強さ	最大値	時刻歴	<ul style="list-style-type: none"> 今回工認では、繰返しピーク応力強さの最大値を用いているが、疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数の設定において、入力地震動の時刻歴特性を考慮している。 3.11/4.7地震では、繰返しピーク応力強さの時刻歴に対して、入力地震動の時刻歴特性を考慮している。 	—
疲労累積係数の算出方法	等価繰返し回数を用いた手法	時刻歴から直接的に算出する手法	<ul style="list-style-type: none"> 今回工認では、繰返しピーク応力強さの最大値と設計疲労線図との関係から許容繰返し回数を求め、保守的に設定した等価繰返し回数との比 (等価繰返し回数*/許容繰返し回数) により疲労累積係数を算出している。 3.11地震では、繰返しピーク応力強さの時刻歴と設計疲労線図の関係から直接疲労累積係数に算出している。 	今回工認に用いる等価繰返し回数設定の保守性によって疲労累積係数へ影響を与える。

注記* : 今回工認において保守的なパラメータ (繰返しピーク応力強さ、地震動、減衰定数等) を用いて設定した等価繰返し回数。なお、共通的に適用する一律に設定する等価繰返し回数 (340回) による疲労評価が評価基準値を満足できない場合には、個別に設定する等価繰返し回数を適用する。

3. 検討方針

3.11/4.7 地震に対する疲労累積係数が今回工認に比べ小さな結果となっている要因について、疲労評価フローの差に対する 2. 項での整理結果を踏まえ、入力地震動、繰返しピーク応力強さ及び等価繰返し回数の保守性の差が疲労累積係数へ与える影響について定量的に分析する。

検討に用いる設備は、既工認では機器に対する一次＋二次応力評価結果が疲労評価を要求される許容応力を満足していたが、今回工認では、基準地震動の増大、鉛直方向の動的地震力の考慮等により、疲労評価が要求される設備が増えていることを考慮し検討対象設備を選定する。それら設備のうち、疲労評価に用いるパラメータの影響を分析するため、比較的簡易な評価となる剛設備（床置き機器）で疲労影響が大きい残留熱除去系熱交換器を対象とした。

検討条件を表 2 に示す。疲労累積係数の算出方法は、今回工認の等価繰返し回数の算出と同様にレインフロー法を用いる。レインフロー法の詳細及び疲労累積係数の算出方法の詳細については、補足-600-9「耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認について」（残留熱除去系熱交換器が剛設備であることから、当該図書の図 3-1「J E A G フロー」の左側のフロー「時刻歴フロー」を参照）と同様とする。

入力地震動は、応力に対して水平方向の地震動の寄与が大きいことを踏まえ、水平方向（NS, EW 方向）の時刻歴加速度応答波形を用いる。なお、ケース 1 及びケース 2 の入力地震動は今回工認の等価繰返し回数算定に用いた $S_s - D 1$ にて検討を行う。また、残留熱除去系熱交換器が剛設備であることから、設定する繰返しピーク応力強さを時刻歴加速度応答波形の最大値とすることで、応力の時刻歴波形を作成する。なお、3.11/4.7 地震に対する繰返しピーク応力強さは、NS 方向＋鉛直方向及び EW 方向＋鉛直方向を組み合わせた応力評価結果の包絡値としている。繰返しピーク応力強さ算出結果を表 3 に、概略構造図を図 2 に示す。

表 2 検討条件

No.	疲労累積係数の算出方法	入力地震動	建屋モデル	繰返しピーク応力強さ (MPa)	繰返しピーク応力強さ設定根拠
1	等価繰返し回数を用いた手法 (今回工認)	設計用地震力 ($S_s - D 1$)	今回工認モデル	1192	今回工認
2	時刻歴から直接的に算出する手法 (レインフロー法による)	$S_s - D 1$	3.11/4.7 シミュレーションモデル	1192	今回工認
3		3.11 地震		1192	等価繰返し回数算出条件
4		4.7 地震		1192	等価繰返し回数算出条件
5		3.11 地震		316	3.11 地震
6		4.7 地震		269	4.7 地震

表3 繰返しピーク応力強さ算出結果（残留熱除去系熱交換器）

評価	評価部位	水平方向 (震度)	鉛直方向 (震度)	S_n (MPa)	K_e	S_p (MPa)	S_ℓ (MPa)	$S_\ell' *$ (MPa)	N_a (回)	N_c (回)	疲労累積係数 N_c/N_a
今回 工認	胴板	2.00	1.41	783	1.772	1300	1152	1192	152	57	0.38
3.11	胴板	0.91	0.71	366	1	610	305	316	—*	—*	—*
4.7	胴板	0.69	0.78	310	1	520	260	269	—*	—*	—*

注記*：3.11/4.7地震に対する等価繰返し回数を用いた評価は、一次＋二次応力が疲労評価を要求される許容応力を下回るため、実施していない。

【記号の説明】

- S_n ：一次＋二次応力評価
- K_e ：弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数
- S_p ：ピーク応力強さ
- S_ℓ ：繰返しピーク応力強さ
- S_ℓ' ：修正繰返しピーク応力強さ（縦弾性係数による温度補正を考慮）

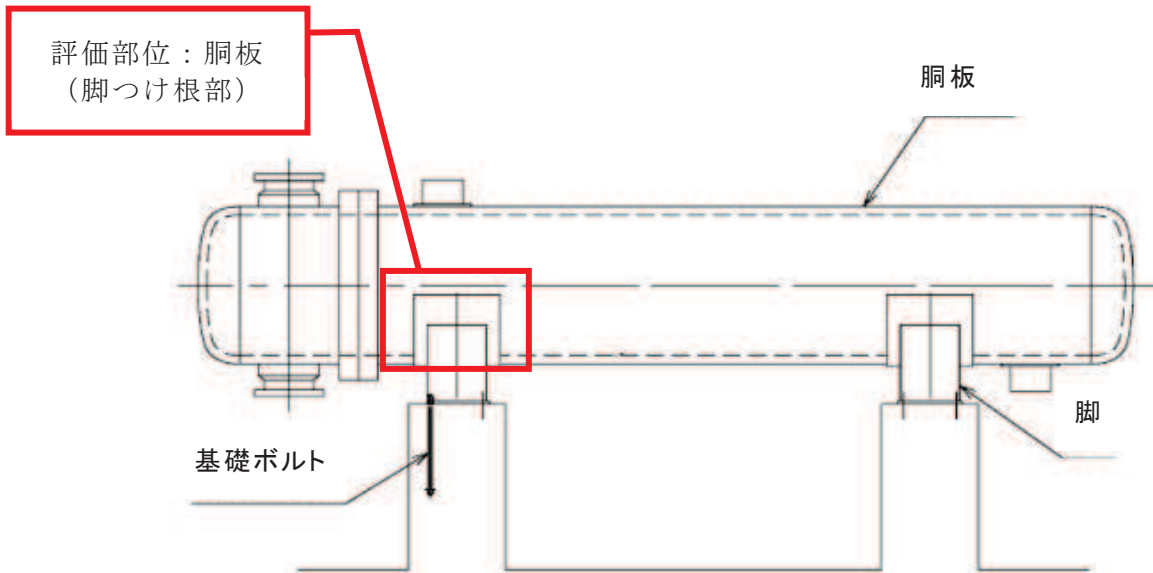


図2 残留熱除去系熱交換器概略構造図

3. 検討結果

疲労評価に用いる入力地震動及び繰返しピーク応力強さの評価条件の差異による影響の検討結果を表 4 に示す。

検討結果から以下を確認した。

- ・等価繰返し回数の保守性が影響により約 $1/1.3$ の疲労累積係数になること（ケース 1 とケース 2 との比較）
- ・入力地震動の違いが影響し、3.11/4.7 地震に比べ基準地震動 S_s では、約 $1/2.5 \sim 1/3.2$ の疲労累積係数になること。（ケース 2 とケース 3, 4 との比較）（図 3）
- ・繰返しピーク応力強さの違いが影響し、約 $1/45 \sim 1/57$ の疲労累積係数になること。（ケース 3 とケース 5 との比較、ケース 4 とケース 6 との比較）（図 4）
- ・3.11/4.7 地震に対する疲労評価は、疲労累積係数が 0.01 を十分下回ること。（ケース 5, 6）

以上のことから、3.11/4.7 地震に対する疲労累積係数が今回工認に比べ小さな結果となっている主要因は、今回工認の耐震評価に比べ、3.11/4.7 地震により設備に負荷された繰返しピーク応力強さが小さいことである。

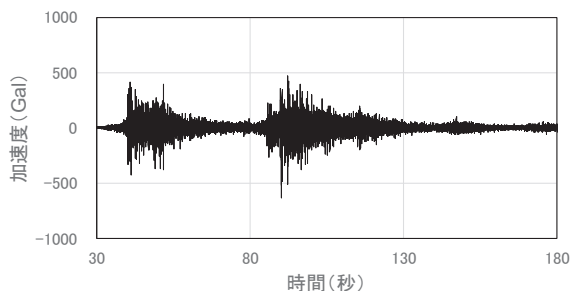
なお、上記を踏まえると、既工認から今回工認の疲労累積係数が大きくなっている要因は、基準地震動の増大、鉛直方向の動的地震力の考慮及び保守的に設定した等価繰返し回数によるものと考えられる。

表 4 疲労累積係数に与える影響分析

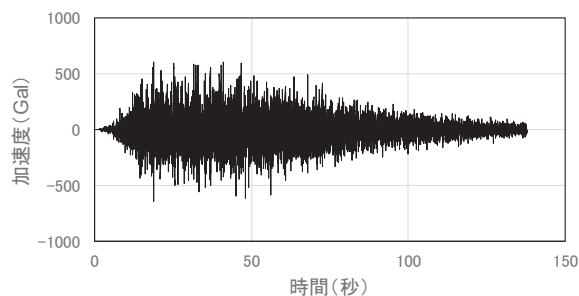
検討 ケース	疲労累積係数 の算出方法	入力 地震動	繰返しピーク 応力強さ	疲労累積 係数	疲労累積係数に与える影響分析		
					比較ケース	比率	影響要因
1	等価繰返し回数を用いた手法*1 (今回工認)	設計用地震力 (S _s -D1)	1192	0.38	—	—	—
2	時刻歴から直接的に算出する手法*2 (レインフロー法による)	S _s -D1	1192	0.288	ケース 2/ケース 1	約 1/1.3	等価繰返し回数設定の保守性
3		3.11 地震	1192	0.090	ケース 3/ケース 2	約 1/3.2	入力地震動
4		4.7 地震	1192	0.114	ケース 4/ケース 2	約 1/2.5	
5		3.11 地震	316	0.002	ケース 5/ケース 3	約 1/45	繰返しピーク応力強さ
					ケース 5/ケース 1	約 1/190	等価繰返し回数設定の保守性 入力地震動 繰返しピーク応力強さ
6		4.7 地震	269	0.002	ケース 6/ケース 4	約 1/57	繰返しピーク応力強さ
	ケース 6/ケース 1				約 1/190	等価繰返し回数設定の保守性 入力地震動 繰返しピーク応力強さ	

注記*1：等価繰返し回数を用いた手法。残留熱除去系熱交換器については、個別に設定する等価繰返し回数 57 回を適用。なお、一律に設定する等価繰返し回数は、340 回である。

*2：時刻歴から直接的に算出する手法に用いる繰返しピーク応力強さの時刻歴は、入力地震動の最大加速度を繰返しピーク応力強さとして設定。



3.11 地震 (EW 方向)



S s - D 1

実地震に対して基準地震動の主要動の継続時間が長い→疲労累積係数が大きい

図3 3.11 地震と基準地震動 (S s - D 1) の比較

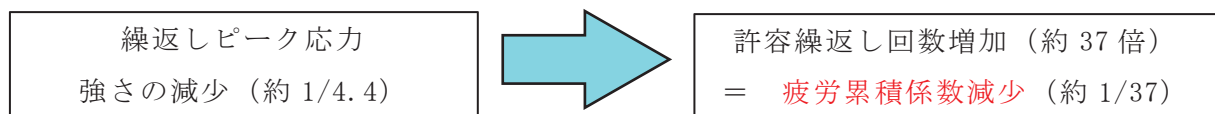
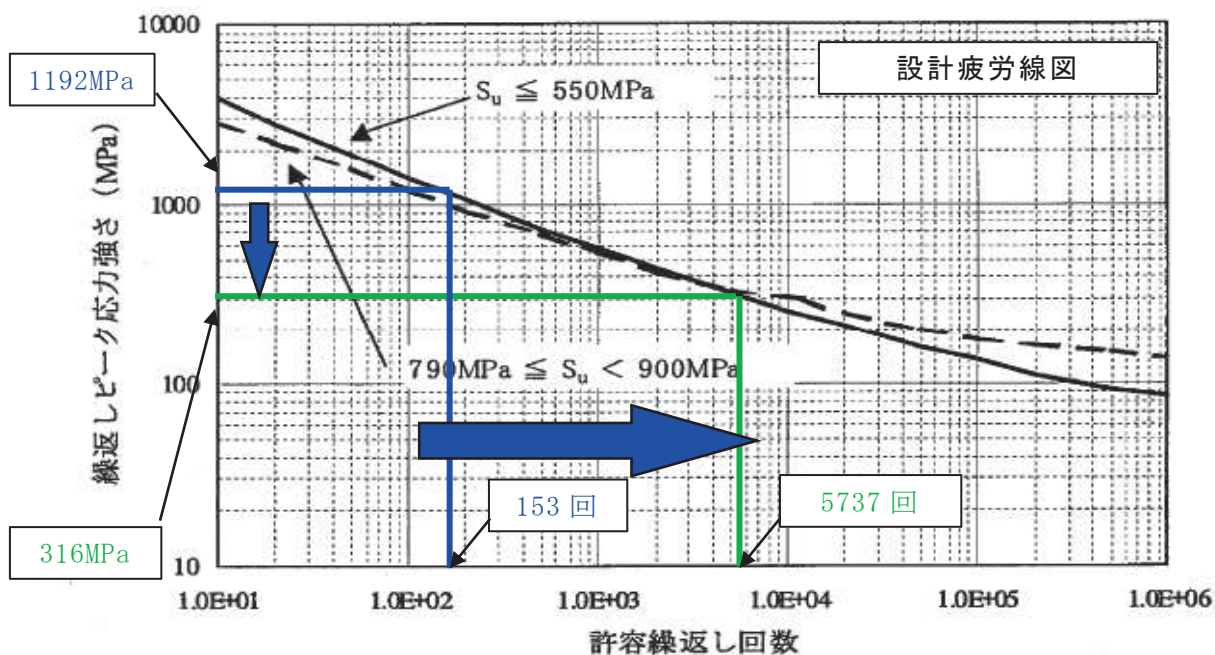


図4 繰返しピーク応力強さと許容繰返し回数の比較

新たに基準地震動 S_s による評価が必要となる既設設備に対する
3.11/4.7 地震による地震応答解析評価

新たに基準地震動 S_s による評価が必要となる既設設備について、地震応答解析による評価を実施する機器・配管系の評価対象設備の考え方及び評価方法を以下に示す。

1. 評価対象選定の考え方

既設耐震 B, C クラス設備のうち、新規制基準において耐震 S クラスへ格上げする設備、重大事故等対処設備となった設備及び波及的影響を及ぼすおそれがある設備に該当し、基準地震動 S_s による耐震評価が必要となる設備（3.11/4.7 地震後に取替を実施する設備を除く）を対象に選定する。耐震評価対象設備を表 1 に示す。

2. 評価方法

a. 地震応答解析に用いる建屋応答

地震応答解析に用いる建屋応答は、本文 4 項に示す応答を適用する。

b. 建屋-大型機器連成解析のモデル設定

建屋-大型機器連成解析に用いるモデルは、本文 4 項に示すモデルを適用する。

c. 構造強度評価

構造強度評価は、本文 4 項の②（設計時と同等の評価）又は③（詳細評価）の方法を適用する。

評価基準値は、本文 4 項に示す許容応力状態 III_AS における許容応力を基本とするが、より実態に合った評価条件を適用する場合がある（材料証明書に基づく材料強度等）。

なお、②の評価において、基準地震動 S_s が 3.11/4.7 地震を包絡していること（添付 7 参照）を踏まえ、3.11/4.7 地震以降、地震応答に影響を与える改造を実施せず、建屋-大型機器連成地震応答解析モデル以外の地震応答を評価に適用する 2 設備（復水貯蔵タンク、燃料チャンネル着脱機）については、基準地震動 S_s による算出応力を本評価に適用する。

d. 動的機能維持評価

動的機能維持評価は、本文 4 項に示す方法で評価を行う。

表1 新たに基準地震動 S_s による評価が必要となる既設設備一覧

分類	設備名称
耐震 S クラスへ格上げする設備* ¹	燃料移送ポンプ
	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク* ²
	非常用ディーゼル発電設備配管
重大事故等対処設備	燃料プール冷却浄化系熱交換器
	燃料プール冷却浄化系ポンプ
	復水移送ポンプ
	復水貯蔵タンク
	燃料プール冷却浄化系配管
	主蒸気系配管
	復水給水系配管
	高圧炉心スプレイ系配管* ³
	復水補給水系配管
波及的影響設備	海水ポンプ室門型クレーン
	ほう酸水注入系テストタンク
	中央制御室天井照明* ²
	制御棒貯蔵ラック* ²
	CRD 自動交換機
	燃料チャンネル着脱機

注記*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第三十三条（保安電源設備）第7項の記載により、耐震 S クラスとなる。
 *²：3.11/4.7 地震の地震後に取替を実施する設備のため、評価対象外。
 *³：復水貯蔵タンク（復水補給水系配管）から高圧炉心スプレイ系配管合流部までの範囲（既工認において耐震 B クラスの範囲）。

3. 地震応答解析による評価結果

構造強度評価の結果を表 2 に、動的機能維持評価の結果を表 3 に示す。既設耐震 B、C クラス設備のうち、新規基準において耐震 S クラスへ格上げする設備、重大事故等対処設備となった設備及び波及的影響を及ぼすおそれがある設備に該当し、基準地震動 S_s による耐震評価が必要となる既設設備（3.11/4.7 地震後に取替を実施する設備を除く）について、3.11/4.7 地震に対する地震応答を確認した。

評価の結果、新たに基準地震動 S_s による評価が必要となる既設設備（3.11/4.7 地震後に取替を実施する設備を除く）については、地震応答が弾性応答範囲内であることを確認した。

なお、構造強度評価（①簡易評価，②設計時と同等の評価，③詳細評価）のうち，③詳細評価を適用した設備及びその評価の概要を表 3 に示す。

表 2 構造強度評価結果 (1/4)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1
耐震Sクラスへ 格上げする設備	燃料移送ポンプ	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (引張)	4	173	○	②
		4.7地震		一次応力 (引張)	3	173		
	非常用ディーゼル発電設備 配管	3.11地震	配管本体	一次応力	261	281	○	③
		4.7地震	配管本体	一次応力	248	281	○	③
		3.11地震	配管サポート	一次応力	92	245	○	③
		4.7地震	配管サポート	一次応力	59	245	○	③

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

表 2 構造強度評価結果 (2/4)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1
重大事故等 対処設備	燃料プール冷却浄化系 熱交換器	3.11地震	胴板	一次応力	111	315	○	②
		4.7地震		一次応力	99	315	○	②
	燃料プール冷却浄化系 ポンプ	3.11地震	基礎ボルト	一次応力 (せん断)	17	129	○	②
		4.7地震		一次応力 (せん断)	12	129		
	復水移送ポンプ	3.11地震	ポンプ取付ボルト	一次応力 (引張)	10	168	○	②
		4.7地震		一次応力 (引張)	10	168	○	②
	復水貯蔵タンク	3.11地震	胴板	一次一般膜 応力	135*2	188	○	②
		4.7地震						
	燃料プール冷却浄化系 配管	3.11地震	配管本体	一次応力	140	188	○	②
		4.7地震	配管本体	一次応力	170	231	○	②
		3.11地震	配管サポート	一次応力	72	205	○	②
		4.7地震	配管サポート	一次応力	204	205	○	②
	主蒸気系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	77	140	○	②
		4.7地震	配管本体	一次応力	78	140	○	②
		3.11地震	配管サポート	反力	46 (kN)	108 (kN)	○	②
		4.7地震	配管サポート	反力	81 (kN)	100 (kN)	○	②
	復水給水系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	89	182	○	②
		4.7地震	配管本体	一次応力	102	182	○	②
		3.11地震	配管サポート	一次応力	120	245	○	②
		4.7地震	配管サポート	一次応力	171	245	○	②

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：基準地震動 S_s による算出値

表 2 構造強度評価結果 (3/4)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1
重大事故等 対処設備	高圧炉心スプレイ系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	145	225	○	②
		4.7地震	配管本体	一次応力	197	225	○	②
		3.11地震	配管サポート	一次応力	85	245	○	②
		4.7地震	配管サポート	一次応力	101	245	○	②
	復水補給水系配管	3.11地震	配管本体	一次応力	196	265	○	③
		4.7地震	配管本体	一次応力	262	265	○	③
		3.11地震	配管サポート	一次応力	77	245	○	③
		4.7地震	配管サポート	一次応力	68	245	○	③

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

表 2 構造強度評価結果 (4/4)

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価部位	評価項目 (応力分類)	算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]	評価 結果	評価 方法*1
波及的影響 設備	海水ポンプ室門型クレーン	3.11地震	剛脚	一次応力 (組合せ)	0.55*2,3 (単位なし)	1*3 (単位なし)	○	②
		4.7地震						
	ほう酸水注入系テストタンク	3.11地震	胴板	一次応力	39	282	○	②
		4.7地震	胴板	一次応力	61	282	○	②
	CRD自動交換機	3.11地震	フレーム	一次応力 (組合せ)	171	218	○	②
		4.7地震	フレーム	一次応力 (組合せ)	203	218	○	②
	燃料チャンネル着脱機	3.11地震	フレーム	一次応力 (組合せ)	91*4	205	○	②
		4.7地震						

注記*1：評価方法

- ①：簡易評価
- ②：設計時と同等の評価
- ③：詳細評価

*2：海水ポンプ室門型クレーンに対する応答が大きい 3.11 地震による算出値

*3：圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力の評価

$$\frac{\text{平均圧縮応力}}{\text{許容圧縮応力}} + \frac{\text{圧縮側曲げ応力}}{\text{許容曲げ応力}} \leq 1$$

*4：基準地震動 S_s による算出値

表 3 詳細評価を適用した設備及び評価の概要

詳細評価を適用した設備	評価の概要
<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水補給水系配管 ・ 非常用ディーゼル発電設備配管 	<p>材料証明書に基づく材料強度の適用</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水補給水系配管 ・ 非常用ディーゼル発電設備配管 	<p>実機を踏まえたサポートのばね定数に変更 (配管系の設計段階ではサポートのばね定数を汎用性のある保守的な設定としている場合があるため、実際のサポート構造を踏まえた精緻なばね定数に変更)</p>

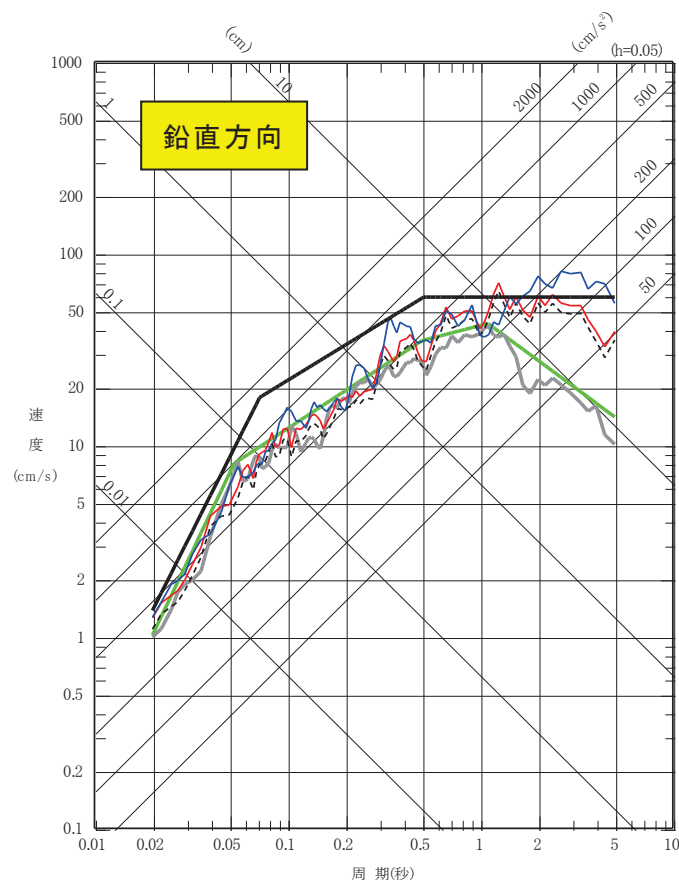
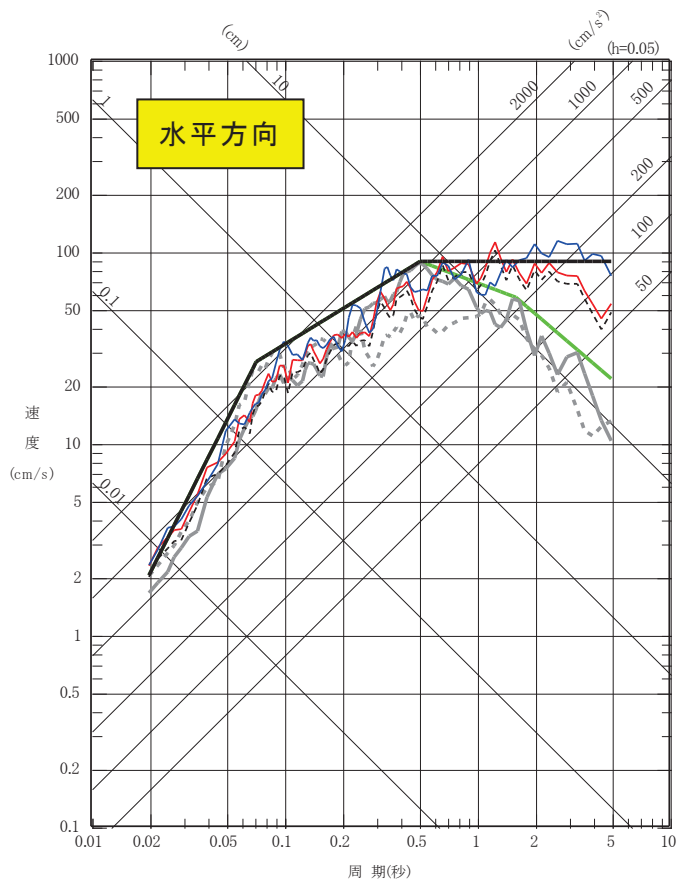
表 4 動的機能維持評価結果

評価対象設備及び評価箇所		評価用 地震動	評価位置	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価 結果
				応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	
耐震Sクラスへ 格上げする設備	燃料移送ポンプ*	3.11地震	軸受部	発生値(MPa) 0.39		評価基準値(MPa) 0.98		○
		4.7地震		発生値(MPa) 0.37		評価基準値(MPa) 0.98		
	燃料移送ポンプ原動機	3.11地震	軸受部	0.87	4.7	0.40	1.0	○
		4.7地震	軸受部	0.70	4.7	0.48	1.0	○
重大事故等 対処設備	燃料プール冷却浄化系 ポンプ	3.11地震	軸位置 (軸方向)	0.83	1.4	0.58	1.0	○
		4.7地震	軸位置 (軸方向)	0.55	1.4	0.59	1.0	○
	燃料プール冷却浄化系 ポンプ原動機	3.11地震	軸受部	0.83	4.7	0.58	1.0	○
		4.7地震	軸受部	0.55	4.7	0.59	1.0	○
	復水移送ポンプ	3.11地震	軸位置 (軸方向)	0.55	1.4	0.31	1.0	○
		4.7地震	軸位置 (軸方向)	0.45	1.4	0.36	1.0	○
	復水移送ポンプ原動機	3.11地震	軸受部	0.55	4.7	0.31	1.0	○
		4.7地震	軸受部	0.45	4.7	0.36	1.0	○

注記*：補足説明資料「補足-600-14-1 動的機能維持の詳細評価について（新たな検討又は詳細検討が必要な設備の機能維持評価について）」に基づき、詳細評価を実施

基準地震動 S_s と 3.11/4.7 地震との関係

- プレート間地震の応答スペクトル手法による基準地震動[基準地震動 S_s -D1]
- プレート間地震の断層モデル手法による基準地震動(応力降下量(短周期レベル)の不確かさ)[基準地震動 S_s -F1]
- プレート間地震の断層モデル手法による基準地震動(SMGA 位置と応力降下量(短周期レベル)の不確かさの重畳)[基準地震動 S_s -F2]
- - - 基本ケースの断層モデル手法による地震動評価
- プレート間地震の応答スペクトル手法による地震動評価
- 3.11 地震の観測記録(水平方向は実線: NS 方向, 点線: EW 方向, 鉛直方向は実線: UD 方向)



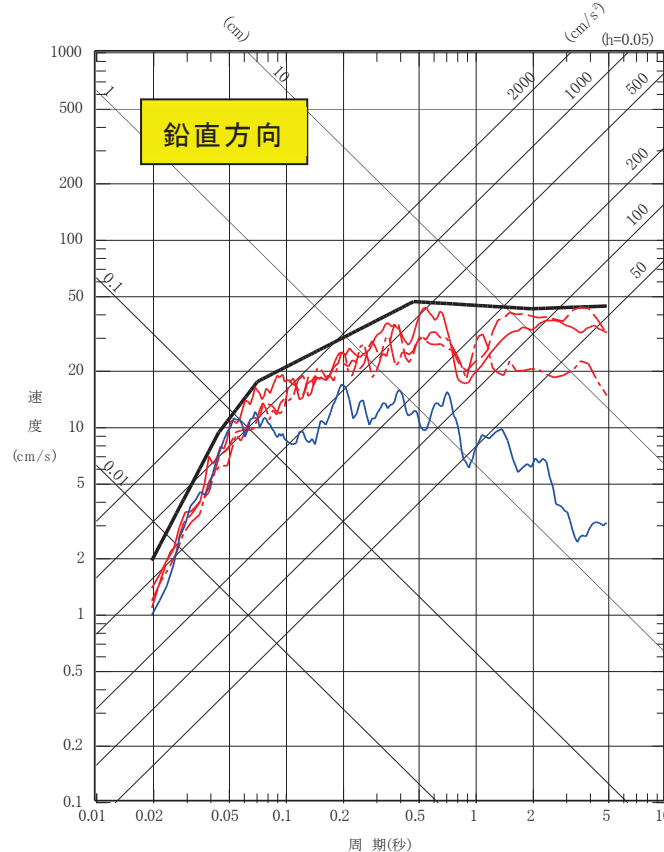
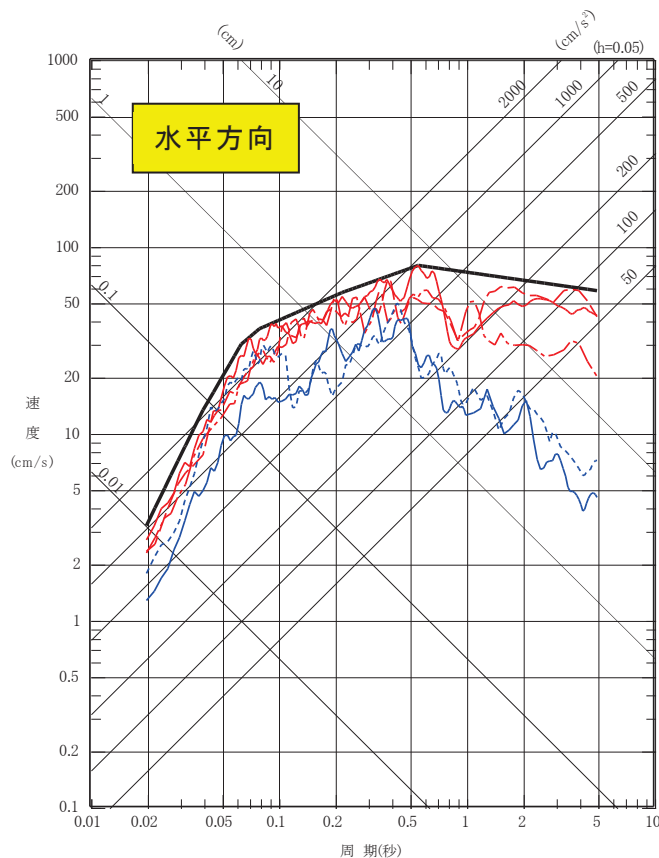
基準地震動 S_s と 3.11 地震との関係*

注記*: 女川原子力発電所 2 号炉の新規制基準適合性審査に関する面談 (資料提供・まとめ資料再修正版提出) について (令和元年 11 月 19 日) 資料 8 より抜粋

基準地震動 S_s と 3.11/4.7 地震との関係

- 基準地震動 S_s -D2
- 海洋プレート内地震 基本ケース(破壊開始点1)
- - 海洋プレート内地震 基本ケース(破壊開始点2)
- - 海洋プレート内地震 基本ケース(破壊開始点3)
- 4.7 地震はぎとり波(NS 方向)
- - 4.7 地震はぎとり波(EW 方向)

- 基準地震動 S_s -D2
- 海洋プレート内地震 基本ケース(破壊開始点1)
- - 海洋プレート内地震 基本ケース(破壊開始点2)
- - 海洋プレート内地震 基本ケース(破壊開始点3)
- 4.7 地震はぎとり波(UD 方向)



基準地震動 S_s と 4.7 地震との関係*

注記* : 女川原子力発電所2号炉の新規制基準適合性審査に関する面談 (資料提供・まとめ資料再修正版提出) について (令和元年11月19日) 資料8より抜粋