

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

O2-他-F-19-0038_改1

提出年月日

2021年 8月 27日

女川原子力発電所第2号機 建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の 耐震評価について(指摘事項に対する回答)

2021年8月27日
東北電力株式会社

前回審査会合(6/1)における指摘事項及び回答概要(1/2)

- ▶ 第979回審査会合において、主要説明項目(第876回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(令和2年7月14日)にて説明)における「詳細設計申送り事項No.2-6 建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価」について説明し、以下の指摘があったことから、指摘事項に対する回答について説明する。

実施日	指摘事項
2021年6月1日 第979回審査会合	<p>①既設設備のうち、新規制基準によって新たに耐震Sクラスに格上げされた設備、新たに重大事故等対処設備と位置付けられた設備及び波及的影響対象設備として基準地震動S_sによる評価が必要となる設備について、3.11地震及び4.7地震による応答が弾性範囲であったかどうか整理して説明すること。</p> <p>②3.11地震及び4.7地震に対する疲労累積係数が、工認の耐震評価における疲労累積係数に比べて非常に小さな結果となっている要因について説明すること。また、疲労評価について、数モデルの配管系を代表として評価を行い、疲労累積係数0.01を閾値として設定しているが、これらの配管系を代表とすることの妥当性及び機器の疲労評価への適用性について説明すること。</p> <p>③3.11地震及び4.7地震に対する健全性確認として地震応答解析を実施しているが、このうち建屋—大型機器連成解析について、解析モデル及び解析条件の詳細を説明すること。また、設備の地震応答解析で応答倍率法を適用している設備について算出過程を説明すること。</p>

指摘事項	指摘事項に対する回答	記載箇所
①既設設備のうち、新規制基準によって新たに耐震Sクラスに格上げされた設備、新たに重大事故等対処設備と位置付けられた設備及び波及的影響対象設備として基準地震動 S_s による評価が必要となる設備について、3.11地震及び4.7地震による応答が弾性範囲であったかどうか整理して説明すること。	<ul style="list-style-type: none"> ・既設耐震B、Cクラス設備のうち、新規制基準によって新たに基準地震動S_sによる評価が必要となる設備は、以下のとおり(18設備)。 <ul style="list-style-type: none"> I : 耐震Sクラスに格上げする設備(3設備) II : 重大事故等対処設備(9設備) III : 波及的影響対象設備(6設備) ・上記設備のうち、3.11/4.7地震の地震後に取替を実施する既設設備(3設備)については、地震影響が残らないことから評価対象外とする。 ・3.11/4.7地震に対する地震応答解析及び構造強度評価の結果、評価対象設備(15設備)が弾性応答範囲内であることを確認した。 	P3～P5, 別紙1-1, 別紙1-2

前回審査会合(6/1)における指摘事項及び回答概要(2/2)

指摘事項	指摘事項に対する回答	記載箇所
<p>②-1 3.11地震及び4.7地震に対する疲労累積係数が、工認の耐震評価における疲労累積係数に比べて非常に小さな結果となっている要因について説明すること。</p> <p>②-2 また、疲労評価について、数モデルの配管系を代表として評価を行い、疲労累積係数0.01を閾値として設定しているが、これらの配管系を代表とすることの妥当性及び機器の疲労評価への適用性について説明すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・疲労評価の対象配管は 既往の評価における地震影響(慣性力)及び運転時の熱影響による疲労累積係数が最大となる配管に加え、地震影響(建屋間相対変位)による算出応力が最大となる配管を選定した。 ・疲労評価の対象機器は、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。 ・3.11/4.7地震に対する原子炉圧力容器の給水ノズルの疲労累積係数が十分小さいことから、今回工認における機器の疲労評価に対しても、配管と同様、疲労累積係数に0.01を見込む。 	<p>P6～P7, 別紙2-1, 別紙2-2, 別紙2-3 別紙2-4</p> <p>P8～P9, 別紙3-1, 別紙3-2</p>
<p>③-1 3.11地震及び4.7地震に対する健全性確認として地震応答解析を実施しているが、このうち建屋－大型機器連成解析について、解析モデル及び解析条件の詳細を説明すること。</p> <p>③-2 また、設備の地震応答解析で応答倍率法を適用している設備について算出過程を説明すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・3.11/4.7地震に対する建屋－大型機器連成地震応答解析については、建設時の地震応答解析モデル及び解析条件をベースとして、原子炉建屋のシミュレーション解析結果及び地震発生時のプラント状態(3.11地震時:原子炉起動直後, 4.7地震時:原子炉停止中)を反映した解析モデル及び解析条件としていることの詳細を示す。 ・設備の地震応答解析で応答倍率法を適用している設備について、評価に用いた応答比とともに、地震による発生応力等の算出過程を示す。 	<p>P10～P11, 別紙4-1</p> <p>P12～P13 別紙4-2</p>

指摘事項①に対する回答

【新たに基準地震動Ssによる評価が必要となる既設設備の3.11/4.7地震に対する応答(1/3)】

(1) 評価対象設備の整理

- 既設耐震B, Cクラス設備のうち, 新規基準によって新たに基準地震動Ssによる評価が必要となる設備について, 下表のとおり, I : 耐震Sクラスに格上げする設備(3設備), II : 重大事故等対処設備(9設備), III : 波及的影響対象設備(6設備)を整理した。
- 下表の設備(18設備)のうち, 3.11/4.7地震の地震後に取替を実施する既設設備(3設備)については, 地震影響が残らないことから評価対象外とし, 評価対象設備は15設備とする。

分類	設備名称	評価対象
I : 耐震Sクラスに格上げする設備	燃料移送ポンプ	○
	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク	—*
	非常用ディーゼル発電設備配管	○
II : 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	○
	復水補給水系配管	○
III : 波及的影響対象設備	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	—*
	制御棒貯蔵ラック	—*
	CRD自動交換機	○
	燃料チャンネル着脱機	○

注記* : 3.11/4.7地震の地震後に取替を実施する既設設備のため評価対象外。

(2) 評価方法

- 新たに基準地震動 S_s による評価が必要となった既設設備のうち評価対象設備(15設備)について、地震後の設備健全性確認と同様、3.11/4.7地震に対する地震応答解析を実施し、構造強度評価の結果、弾性応答範囲内であることを確認する。
- 構造強度評価は、地震後の設備健全性確認と同様、段階的な評価手順(①簡易評価、②設計時と同等の評価、③詳細評価)とする(参考1-3参照)。
- 詳細評価では、より実態に即した評価条件(材料証明書に基づく材料強度等)を適用する。
- 基準地震動 S_s が3.11/4.7地震を包絡していること(参考2-1, 2-2参照)を踏まえ、以下の条件を満足した2設備については、基準地震動 S_s による算出応力を本評価に適用する。
 - 3.11/4.7地震以降、地震応答に影響を与える改造を実施していない設備であること。
 - 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設備であること*。
- 構造強度評価に合わせて、地震時に動的機能が要求される既設設備(3設備)については、3.11/4.7地震に対して動的機能が維持されることを確認する。

注記* : 基準地震動 S_s による建屋—大型機器連成地震応答解析は、大型機器の解析モデル範囲の解析条件が通常運転時の条件となっており、3.11/4.7地震時のプラント状態(温度条件)と異なるため、基準地震動 S_s による算出結果を適用しないこととした。

指摘事項①に対する回答

【新たに基準地震動Ssによる評価が必要となる既設設備の3.11/4.7地震に対する応答(3/3)】

(3) 評価結果

- 新たに基準地震動Ssによる評価が必要となった既設設備のうち評価対象設備(15設備)について、3.11/4.7地震に対する地震応答解析を実施し、構造強度評価の結果、下表のとおり、**全ての評価対象設備(15設備)が弾性応答範囲内であることを確認**した(評価結果の詳細は、別紙1-1参照)。
- また、地震時に動的機能が要求される既設設備(3設備)について、動的機能が維持されることを確認した(評価結果の詳細は、別紙1-2参照)。
- 上記により弾性応答範囲内であることを確認したこと及び地震後の設備点検結果において異常がなかったことから、新規基準によって新たに基準地震動Ssによる評価が必要となる既設設備に対する今回工認における耐震設計への反映事項はない。

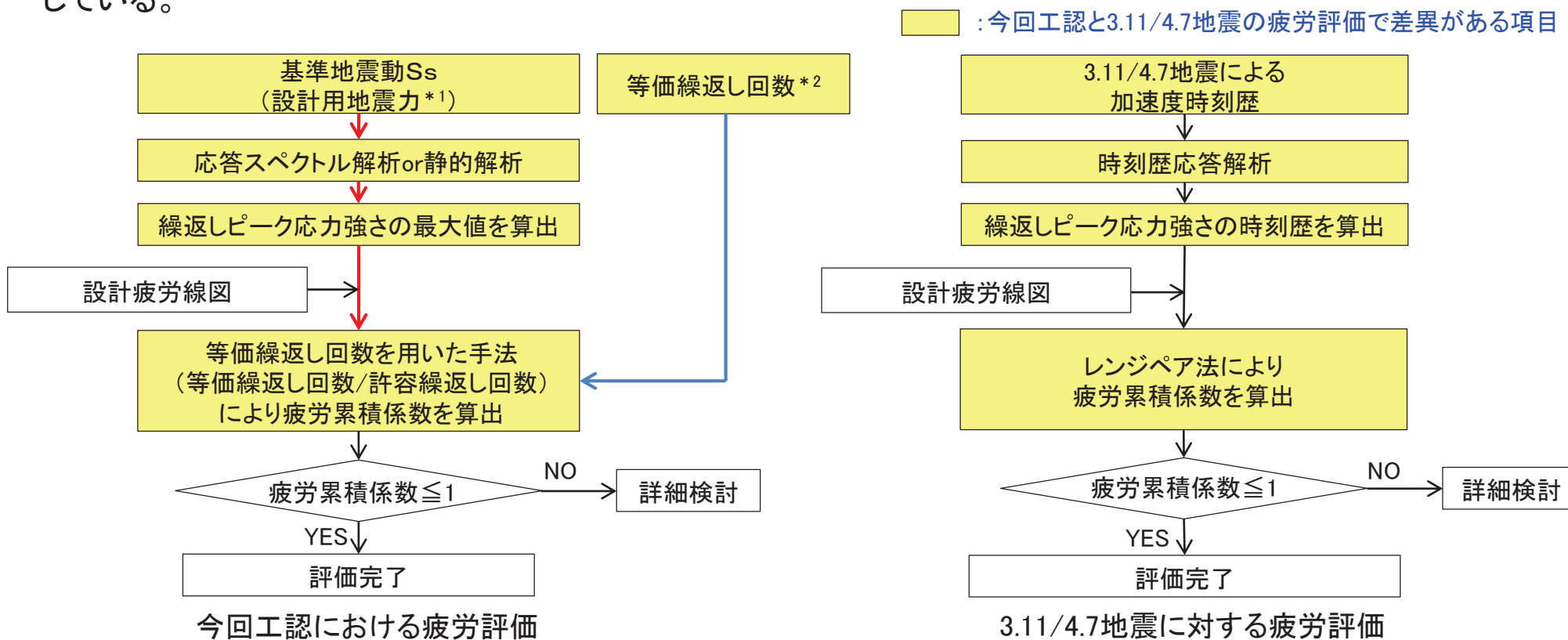
分類	設備名称	3.11/4.7地震に対する評価結果	
		構造強度評価 (弾性応答範囲内)	動的機能維持評価
Ⅰ：耐震Sクラスに格上げする設備	燃料移送ポンプ	○	○
	非常用ディーゼル発電設備配管	○	—
Ⅱ：重大事故等対処設備	燃料プール冷却浄化系熱交換器	○	—
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	○	○
	復水移送ポンプ	○	○
	復水貯蔵タンク	○	—
	燃料プール冷却浄化系配管	○	—
	主蒸気系配管	○	—
	復水給水系配管	○	—
	高圧炉心スプレイ系配管	○	—
	復水補給水系配管	○	—
	Ⅲ：波及的影響対象設備	海水ポンプ室門型クレーン	○
ほう酸水注入系テストタンク		○	—
CRD自動交換機		○	—
燃料チャンネル着脱機		○	—

指摘事項②-1に対する回答

【 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要因(1/2)】

(1) 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

- 今回工認の耐震評価における疲労評価では、下図(左側)の評価フローに基づき、基準地震動 S_s による設計用地震力を用いて算出した繰返しピーク応力強さ(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に設定した等価繰返し回数により疲労累積係数を算出している。
- 一方、3.11/4.7地震に対する疲労評価は、下図(右側)の評価フローに基づき、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(時刻歴)及び設計疲労線図から直接的に疲労累積係数を算出している。



注記 *1: 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±10%拡幅等)

*2: 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

指摘事項②－1に対する回答

【 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要因(2/2)】

(2) 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要因

- 残留熱除去系熱交換器を検討対象*1として、疲労評価フローの差に対する整理結果(別紙2-1参照)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(下表)。
- 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(別紙2-2参照)。

検討 ケース	疲労累積係数 の算出方法	評価条件		疲労 累積 係数	疲労累積係数に与える影響分析		
		入力地震動	繰返しピーク 応力強さ(MPa)*5		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*2 (今回工認)	設計用地震力 (Ss-D1)*4	1192	0.38	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
2	レイン フロー法*3	Ss-D1)*4	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		Ss-D1)*4	1471	0.506			
4		3.11/4.7地震	1471	0.196	ケース4/ケース3	約1/3	入力地震動
5		3.11/4.7地震	269	0.002	ケース5/ケース2	約1/150	入力地震動 繰返しピーク応力強さ

注記*1: 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)のうち疲労影響が大きい設備を対象とした。

*2: 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。

*3: レインフロー法は、疲労影響を検討するために応力等の振幅からその応力サイクルを計数する手法の1つであり、材料の応力-ひずみ挙動との対応が良いことから一般的に用いられている手法である(別紙2-3参照)。レインフロー法を用いた疲労累積係数の算定においては、評価に用いる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した時刻歴波形を用いて疲労累積係数を算定した。

*4: 今回工認の等価繰返し回数算定に用いたSs-D1にて検討。

*5: 繰返しピーク応力強さは、それぞれ、今回工認の値(1192MPa)、等価繰返し回数算定に用いた値(1471MPa)、3.11/4.7地震の疲労累積係数が大きい値(269MPa)として設定。

指摘事項②－2に対する回答

【疲労評価対象の選定根拠及びその評価結果の適用性】

(1) 3.11/4.7地震に対する疲労評価対象配管の選定根拠

- 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JEAG4601・補-1984」の考え方にに基づき、地震影響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。

$$\begin{array}{|c|} \hline \mathbf{US+U} \\ \hline \text{疲労累積係数} \\ \hline \end{array} = \begin{array}{|c|} \hline \mathbf{US} \\ \hline \text{地震影響} \\ \text{(慣性力+建屋間相対変位)} \\ \hline \end{array} + \begin{array}{|c|} \hline \mathbf{U} \\ \hline \text{運転時の熱影響} \\ \hline \end{array} \leq 1$$

- 評価対象配管は、既往の評価において地震影響(慣性力)及び運転時の熱影響による疲労累積係数が最大となる配管に加え、地震影響(建屋間相対変位)による算出応力が最大となる配管を選定した(別紙3-1, 別紙3-2参照)。

評価対象配管	選定理由	既往評価における疲労累積係数*1		
		US	U	US+U
復水給水系配管	①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	0.0009	0.2343	0.2352
残留熱除去系配管	②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	0.2473	0.0014	0.2487
原子炉補機冷却海水系配管	③既往の評価で地震影響(建屋間相対変位)による算出応力が最大*2	-*3	-*3	-*3

注記*1:地震時の状態の観点から既往の評価結果(「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)を踏まえ選定。

*2: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を選定。

*3:一次+二次応力が疲労評価を要求される許容応力を下回るとともに、低温配管で熱影響が無い場合、疲労累積係数は算出していない。

指摘事項②－2に対する回答

【疲労評価対象の選定根拠及びその評価結果の適用性】

(2) 3.11/4.7地震に対する疲労評価対象機器の選定根拠及びその評価結果の適用性

- 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。

(既工認における機器に対する疲労累積係数の詳細は別紙3-2参照)

- 3.11/4.7地震に対する原子炉圧力容器の給水ノズルの疲労累積係数が十分小さいことから、今回工認における機器の疲労評価に対しても、配管と同様、疲労累積係数に0.01を見込む。

注記*：既工認の機器に対する地震影響による疲労累積係数は非常に小さく差がないことから、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により代表を選定。

評価対象機器	選定理由	既工認の評価	3.11/4.7地震に対する疲労評価の結果
原子炉圧力容器の給水ノズル	既工認における機器に対する疲労評価結果のうち疲労累積係数が最大の機器	US+U=0.324 (US=0.000)	US=0.0019

指摘事項③-1に対する回答

【地震応答解析に用いた建屋-大型機器連成地震応答解析モデル及び解析条件(1/2)】

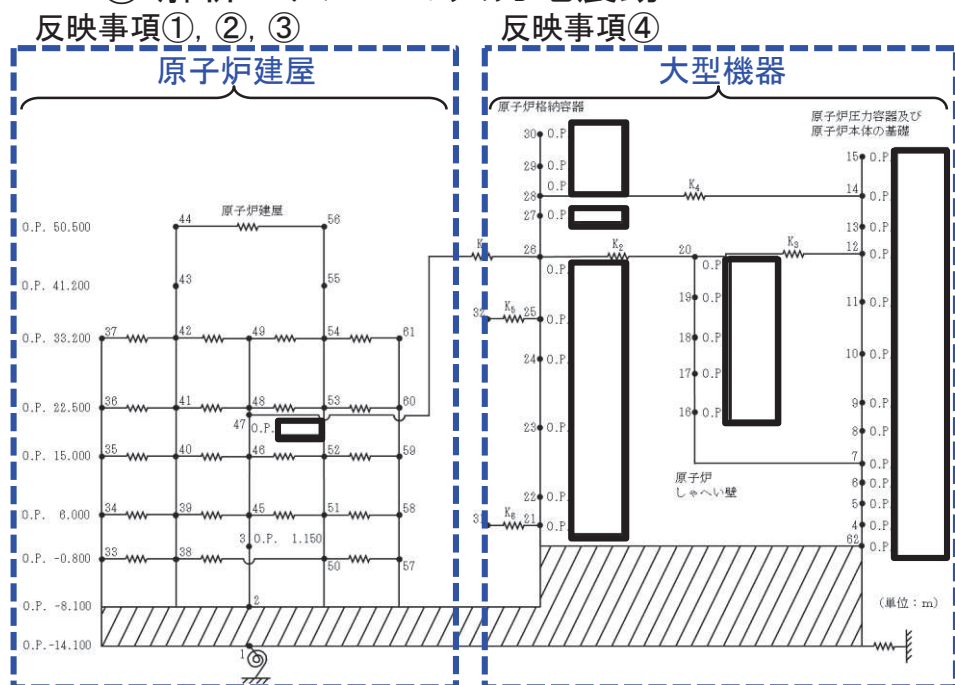
(1)地震応答解析に用いた建屋-大型機器連成地震応答解析モデル

➤ 3.11/4.7地震の地震応答解析に用いた建屋-大型機器連成地震応答解析モデル(大型機器系及び炉内構造物系)は、建設時の地震応答解析モデルをベースとして、原子炉建屋のシミュレーション解析結果*及び地震発生時のプラント状態(3.11地震時:原子炉起動直後, 4.7地震時:原子炉停止中)を反映している。

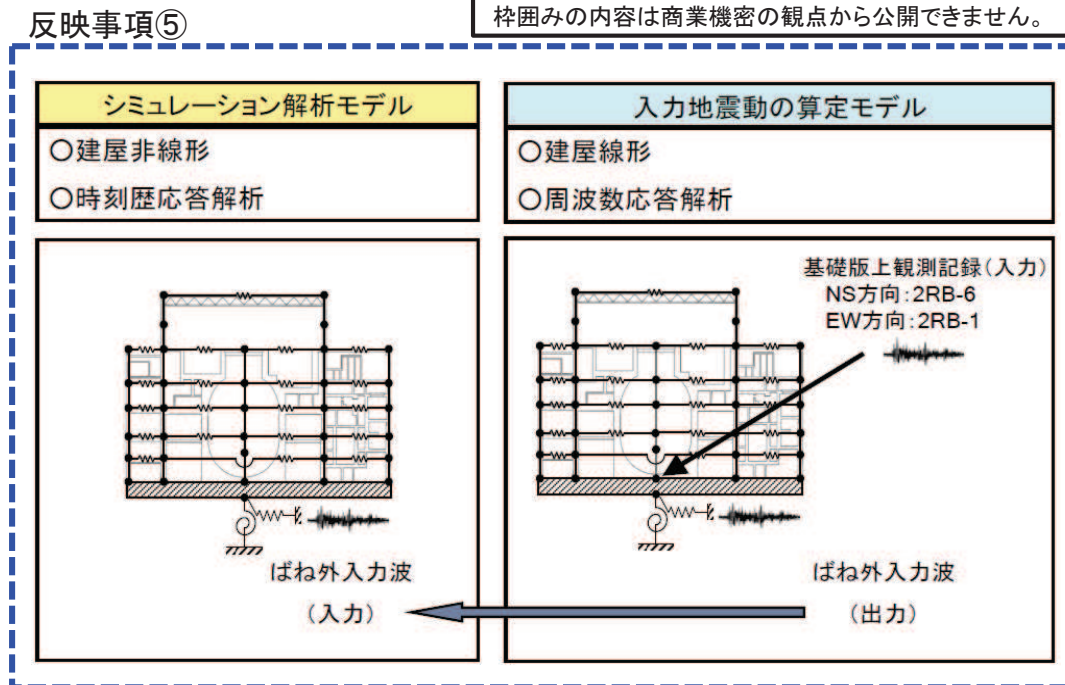
注記*:第475回審査会合(2017年6月15日)

➤ 建屋-大型機器連成地震応答解析モデルへの反映事項は、以下のとおり。

- ① 原子炉建屋の乾燥収縮及び地震によるコンクリートのひび割れによる初期剛性の低下
- ② 原子炉建屋の床の柔性の考慮
- ③ 原子炉建屋コンクリートの減衰定数
- ④ 地震発生時のプラント状態を踏まえた材料物性値及び炉水質量の設定
- ⑤ 解析モデルへの入力地震動



大型機器系(NS方向。その他のモデルは別紙4-1参照)



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)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

指摘事項③－1に対する回答

【地震応答解析に用いた建屋－大型機器連成地震応答解析モデル及び解析条件(2/2)】

(2)地震応答解析に用いた建屋－大型機器連成地震応答解析条件

- 3.11/4.7地震の地震応答解析に用いた建屋－大型機器連成地震応答解析モデル(大型機器系及び炉内構造物系)の解析条件の詳細を下表に示す。

項目	建屋-大型機器連成地震応答解析における解析条件の詳細
原子炉建屋の初期剛性*1	乾燥収縮及び地震によるコンクリートのひび割れの影響を考慮して、初期剛性の設計値に対する補正係数を適用する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ オペフロ階, クレーン階 NS方向 : 0.30, EW方向 : 0.50 ・ 地下3階～地上2階 NS方向 : 0.75, EW方向 : 0.80
原子炉建屋の床の柔性*1	建屋シミュレーション解析と同様に床の柔性を考慮する。
原子炉建屋のコンクリート減衰定数*1	建屋シミュレーション解析と同様に7%とする。
地震発生時のプラント状態を踏まえた材料物性値及び炉水質量	3.11地震時は原子炉起動直後, 4.7地震時は原子炉停止中であり, 通常運転時と比較して炉水温度が十分低いため, 建屋-大型機器連成地震応答解析における材料物性値及び炉水質量の設定に考慮する温度条件を変更する。(通常運転時 : <input type="text"/> °C → 停止時 : <input type="text"/> °C*2)
入力地震動*1	原子炉建屋基礎版上の観測記録から基礎版底面における入力波を算定し, 建屋-大型機器連成地震応答解析モデルへの入力地震動とする。

注記*1 : 第475回審査会合(2017年6月15日)より引用

*2 : 通常運転時の材料物性値及び炉水密度と比較して, 3.11地震時と4.7地震時のプラント状態(温度条件)による材料物性値及び炉水密度は同等であることから, 3.11/4.7地震における地震応答解析モデルの温度条件(停止時)は同じ扱いとした。

指摘事項③－2に対する回答

【設備の地震応答解析で応答倍率法を適用している設備の算出過程(1/2)】

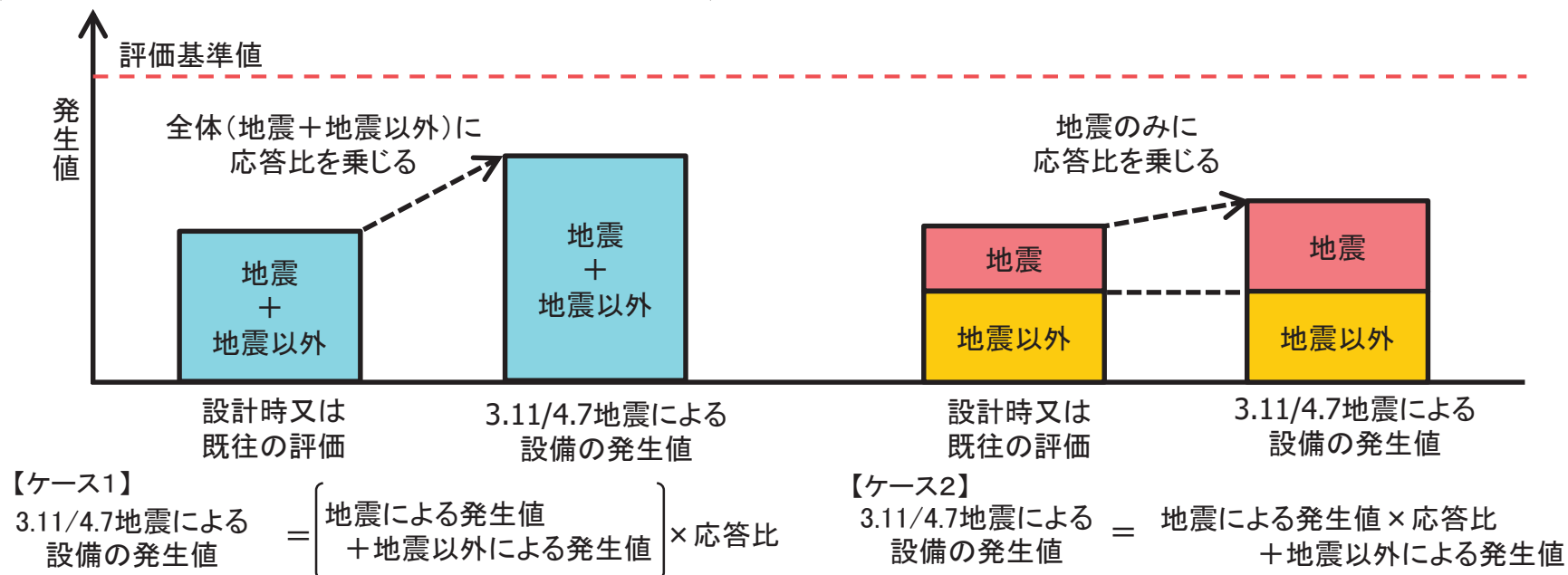
(1) 応答倍率法を適用した設備の構造強度評価

- 3.11/4.7地震に対する地震応答解析における構造強度評価は、段階的に評価(①簡易評価, ②設計時と同等の評価, ③詳細評価)を実施しており, ①簡易評価(応答倍率法の適用)では, 設計時又は既往の評価に応答比を乗じることで3.11/4.7地震による設備の発生応力等を算出している。
- 応答比は, 下式のとおり, 3.11/4.7地震時の地震力と設計時又は既往の評価の地震力から求める。

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

(地震力: 加速度, せん断力, モーメント, 軸力等)

- 簡易評価(応答倍率法の適用)による発生応力等の算出方法としては, 下図のとおり, ケース1【全体(地震+地震以外)に応答比を乗じる】及びケース2【地震のみに応答比を乗じる】がある。



指摘事項③-2に対する回答

【設備の地震応答解析で応答倍率法を適用している設備の算出過程(2/2)】

(2) 応答倍率法を適用している設備についての算出過程

➤ 3.11/4.7地震に対する地震応答解析の構造強度評価において、応答倍率法(①簡易評価)を適用した設備の地震による発生応力等の算出過程を以下に示す(応答倍率法を適用した設備の詳細は別紙4-2参照)。

評価対象設備	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	既工認または既往の評価	
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	既工認	ケース1
	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	既工認	
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	0.24 (G)	0.69 (G)	2.88	既工認	ケース2
	4.7地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	0.24 (G)	0.71 (G)	2.96	既工認	

【応答倍率法による算出例(ケース1)】
(ほう酸水注入系ポンプ)

$$\begin{aligned}
 & \text{応答比 } b/a = 0.79/0.29 \doteq 2.73 \\
 & \text{一次応力} = \text{既工認の値} \times \text{応答比} \\
 & = 1.2 * \times 2.73 \\
 & = 3.276 \text{ [kg/mm}^2\text{]} \\
 & \doteq 33 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

【応答倍率法による算出例(ケース2)】
(非常用ディーゼル発電設備空気だめ)

$$\begin{aligned}
 & \text{応答比 } b/a = 0.69/0.24 \doteq 2.88 \\
 & \text{胴板周方向応力} = \text{内圧による応力} + \text{地震による応力} \times \text{応答比} \\
 & = 9.2 * + 0 * \times 2.88 = 9.2 \text{ [kg/mm}^2\text{]} \\
 & \text{胴板軸方向応力} = \text{内圧による応力} + \text{運転時による応力} + \text{地震による応力} \times \text{応答比} \\
 & = 4.6 * + 0.1 * + 0.2 * \times 2.88 \doteq 5.3 \text{ [kg/mm}^2\text{]} \\
 & \text{胴板せん断応力} = \text{地震によるせん断応力} \times \text{応答比} \\
 & = 0.1 * \times 2.88 \doteq 0.3 \text{ [kg/mm}^2\text{]} \\
 & \text{一次一般膜応力} = 1/2 \times \{ \text{胴板周方向応力} + \text{胴板軸方向応力} \\
 & \quad + \sqrt{(\text{胴板周方向応力} - \text{胴板軸方向応力} + 4 \times \text{胴板せん断応力})} \} \\
 & = 9.22 \text{ [kg/mm}^2\text{]} \doteq 91 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

注記* : 既工認における値[kg/mm²]

別紙1-1 構造強度評価結果(1/4)

分類及び評価対象設備		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
I. 耐震Sクラスに 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	○	②
	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*2
		4.7地震		一次応力	248	281	○	③*2
		3.11地震	配管サポート	一次応力	92	245	○	③*3
		4.7地震		一次応力	59	245	○	③*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: 材料証明書に基づく材料強度の適用

*3: 実際のサポート構造を踏まえた精緻なばね定数を適用

別紙1-1 構造強度評価結果(2/4)

分類及び評価対象設備		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
Ⅱ. 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	○	②
	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	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	一次応力	170	231	○
		4.7地震	配管サポート	一次応力	72	205	○	②
				一次応力	204	205	○	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(復水貯蔵タンク基礎に対する応答)による算出値

別紙1-1 構造強度評価結果(3/4)

分類及び評価対象設備		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	
Ⅱ. 重大事故等 対処設備	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		一次応力	78	140	○	②	
		3.11地震	配管サポート	反力	24(kN)	112(kN)	○	②	
		4.7地震		反力	76(kN)	112(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		一次応力	102	182	○	②	
		3.11地震	配管サポート	(評価結果は「○」の見込み)					
		4.7地震		(評価結果は「○」の見込み)					
	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		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		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*2, *3	
		4.7地震		一次応力	262	265	○	③*2, *3	
		3.11地震	配管サポート	一次応力	77	245	○	③*3	
		4.7地震		一次応力	68	245	○	③*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: 材料証明書に基づく材料強度の適用

*3: 実際のサポート構造を踏まえた精緻なばね定数を適用

別紙1-1 構造強度評価結果(4/4)

分類及び評価対象設備		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
Ⅲ. 波及的 影響対象設備	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 (単位なし)	1 (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		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		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*3	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: 基準地震動 S_s (原子炉建屋に対する応答)による算出値

別紙1-2 動的機能維持評価結果

分類及び評価対象設備		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	
I. 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	0.85	4.7	0.40	1.0	○
		4.7地震		0.68	4.7	0.48	1.0	○
II. 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		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		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		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		0.45	4.7	0.36	1.0	○

注記* : 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991 追補版」において当該ポンプ(スクリー式)の機能確認済加速度が規定されていないため、類似ポンプ(遠心式及びギア式)の動的機能維持評価を踏まえて詳細評価を実施。

別紙2-1 今回工認と3.11/4.7地震の疲労評価フローの差に対する整理結果

▶ 今回工認と3.11/4.7地震の疲労評価フローの差を整理し、その差による影響を分析した。

項目	①今回工認	②3.11/4.7地震	①と②の評価内容等の差	評価内容等の差による影響
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"> 今回工認の疲労評価では、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$\pm 10\%$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地震の疲労評価では、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における保守性(床応答スペクトルの拡幅及び不確かさ条件)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"> 今回工認の疲労評価では、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地震の疲労評価では、3方向同時入力による時刻歴応答解析のため、振動モード及び水平方向と鉛直方向地震による応力は、直接求められる。 	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"> 今回工認の疲労評価では、繰返しピーク応力強さの最大値を用いているが、入力地震動の時刻歴特性については、等価繰返し回数設定にて考慮している。 3.11/4.7地震の疲労評価では、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。 	—
等価繰返し回数	等価繰返し回数を設定	—	<ul style="list-style-type: none"> 今回工認の疲労評価に用いる等価繰返し回数には、地震動(入力地震動の時刻歴特性)、減衰定数、繰返しピーク応力強さの設定の保守性が考慮されている。 3.11/4.7地震の疲労評価では、等価繰返し回数は設定していない。 	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。
疲労累積係数の算出方法	等価繰返し回数を用いた手法	レンジペア法による疲労累積係数の算出	<ul style="list-style-type: none"> 今回工認の疲労評価では、繰返しピーク応力強さと設計疲労線図との関係から許容繰返し回数を算出し、疲労累積係数は、等価繰返し回数/許容繰返し回数で算出している。 3.11地震における疲労評価では、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。 	上記の評価項目の条件が同じであれば、疲労累積係数が同じになると考えられるため、算出手法の差による影響はない。

別紙2-2 残留熱除去系熱交換器の繰返しピーク応力強さの算定

【今回工認】

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
胴板	2.00	1.41	783	1.772	1300	1152	1192	152	57	0.38

【3.11地震】

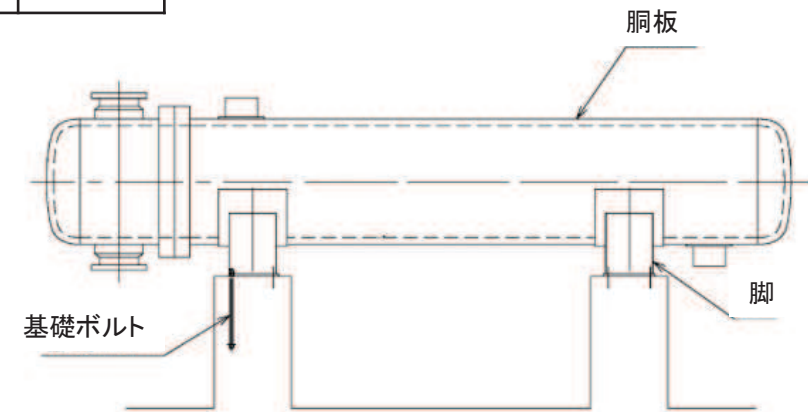
評価部位	水平方向 (震度)	鉛直方向 (震度)	S_n (MPa)	K_e	S_p (MPa)	S_ℓ (MPa)	$S_\ell' *$ (MPa)
胴板	0.91	0.71	366	1	610	305	316

【4.7地震】

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)
胴板	0.69	0.78	310	1	520	260	269

【記号の説明】

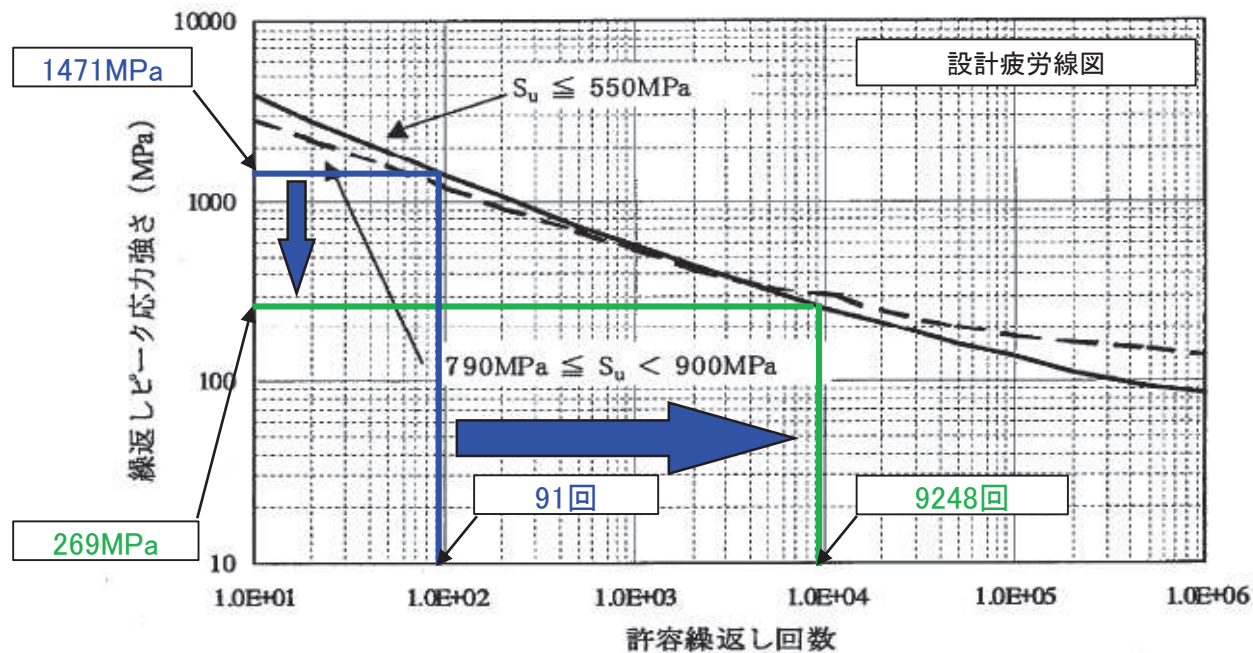
- S_n : 一次＋二次応力
- K_e : 弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数
- S_p : ピーク応力強さ
- S_ℓ : 繰返しピーク応力強さ
- S_ℓ' : 修正繰返しピーク応力強さ(縦弾性係数による温度補正を考慮)



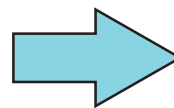
概略構造図

別紙2-3 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要因

- 今回工認に比べ、3.11/4.7地震に対する疲労累積係数が小さな結果となる主要因は、繰返しピーク応力強さが小さいことによるものであり、設計疲労線図における繰返しピーク応力強さと許容繰返し回数との関係と整合する。



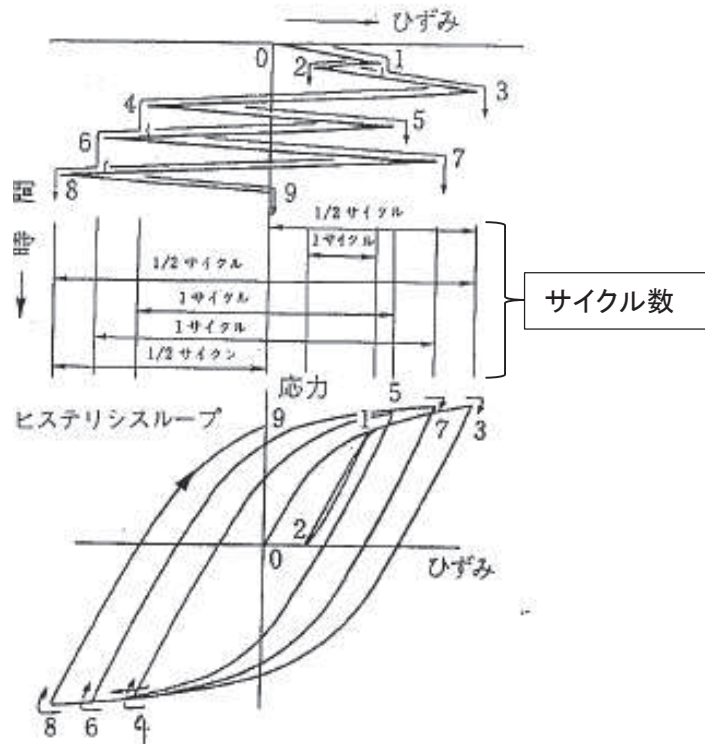
繰返しピーク応力強さ
の減少(約1/5)



許容繰返し回数の増加(約100倍)
= 疲労累積係数の減少(約1/100)

別紙2-4 レインフロー法とレンジペア法の手法の差異

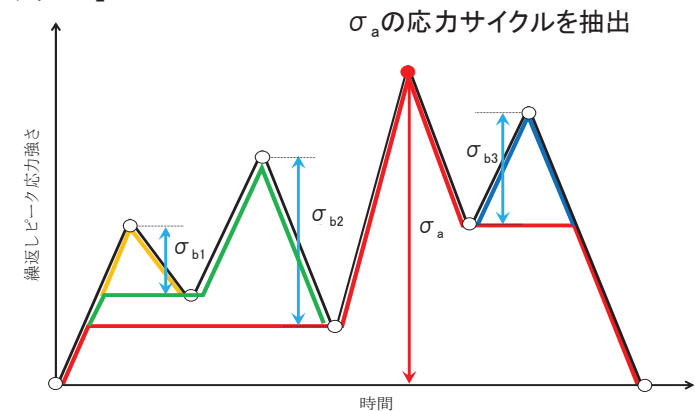
- レインフロー法とレンジペア法の概要について、下図に示す。
- レインフロー法とレンジペア法は、共に時刻歴波形から応力サイクルを計数する手法であり、その結果は同等となる。



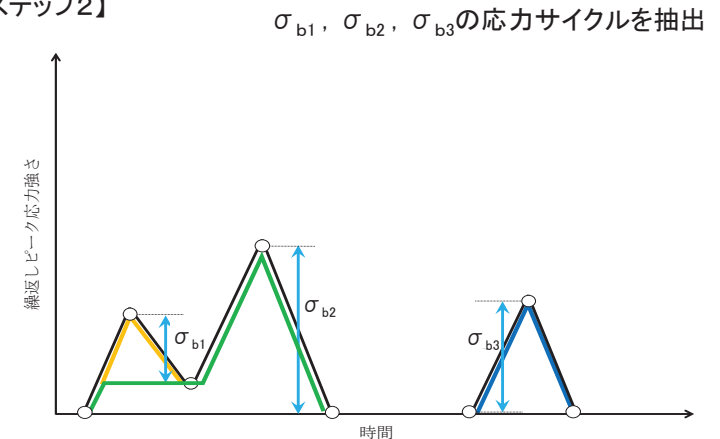
レインフロー法の概要

「疲労設計便覧(日本材料学会編), 1995.1」より引用

【ステップ1】



【ステップ2】



レンジペア法の概要

別紙3-1 疲労評価対象配管の選定結果(1/2)

既往の評価における配管系の疲労累積係数

設備名称	疲労累積係数*1 (-) (既往の評価)			疲労 評価 対象	選定理由
	US*2	U	US+U		
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	—	

下線部は、各疲労累積係数(US, U)の最大値のものを示す。

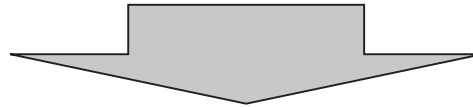
注記*1: USは地震影響による疲労累積係数, Uは運転時の熱影響による疲労累積係数を示す。

*2: 「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。

別紙3-1 疲労評価対象配管の選定結果(2/2)

原子炉建屋との相対変位を確認する施設の相対変位

原子炉建屋との相対変位を確認する施設	施設の相対変位 [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	



原子炉建屋と海水ポンプ室の建屋間相対変位を用いた評価結果

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		
原子炉補機冷却海水系配管	302	482	○	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	—	

別紙3-2 疲労評価対象機器の選定結果

設備名称		疲労累積係数*1 (-) (既工認)			疲労評価対象*2	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
		低圧炉心スプレインノズル(N5)	0.001	0.003	0.004	—	
		低圧注水ノズル(N6)	0.002	0.006	0.008	—	
		上蓋スプレインノズル(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	—	
		高圧炉心スプレインノズル(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	—	
格納施設 原子炉	*	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

下線部は、疲労累積係数(US+U)の最大値のものを示す。

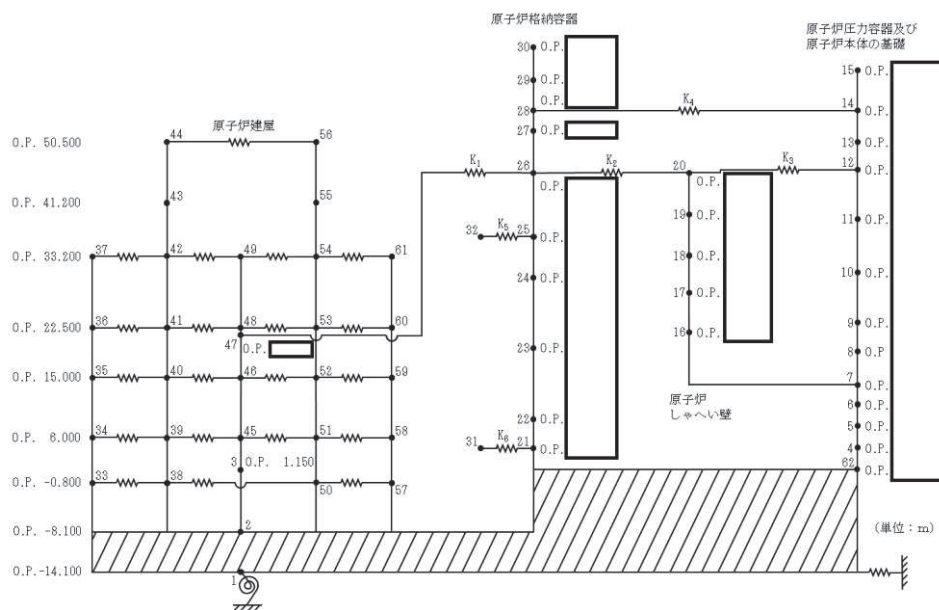
注記*1: USは地震影響による疲労累積係数, Uは運転時の熱影響による疲労累積係数を示す。

*2: 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。

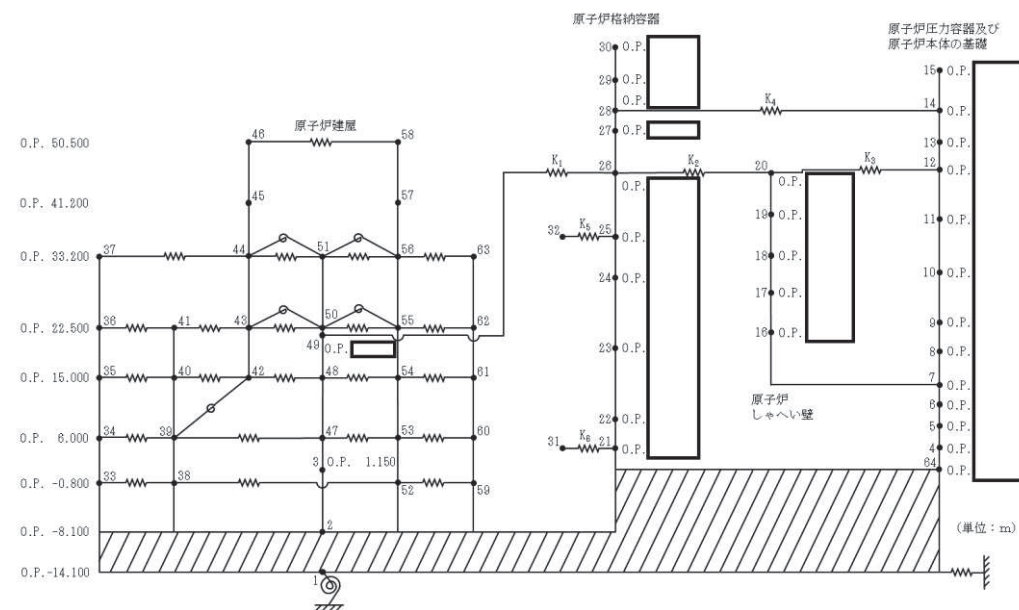
*3: 既工認の基準地震動 S_2 による疲労累積係数

a. 大型機器系モデル

原子炉建屋, 原子炉压力容器, 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モデル化



NS方向



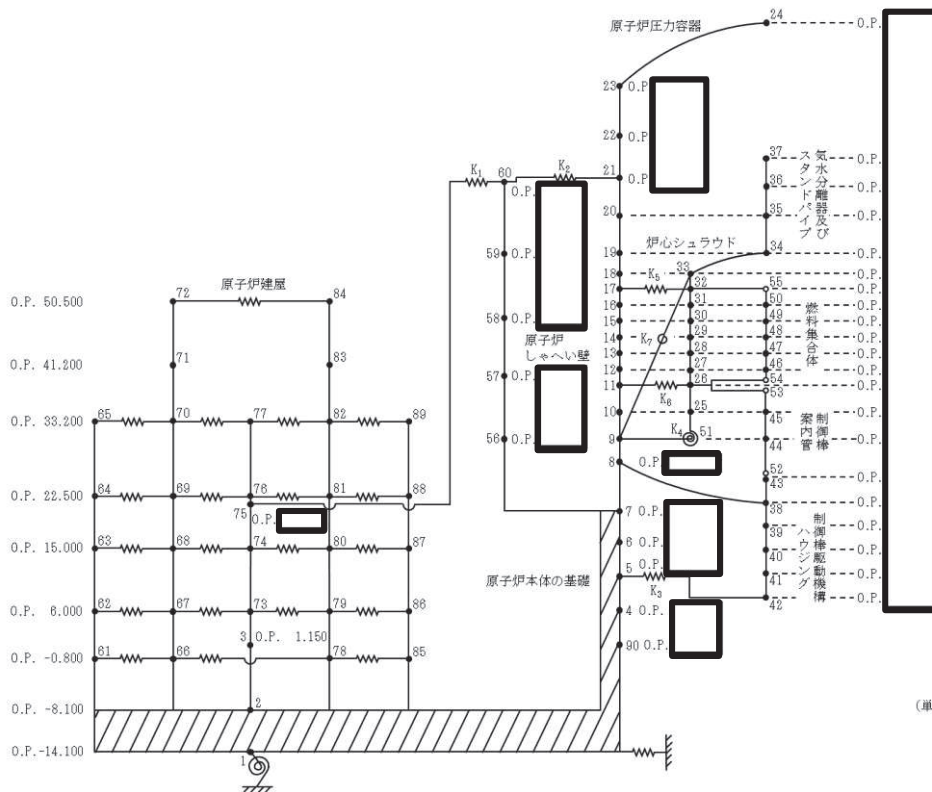
EW方向

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

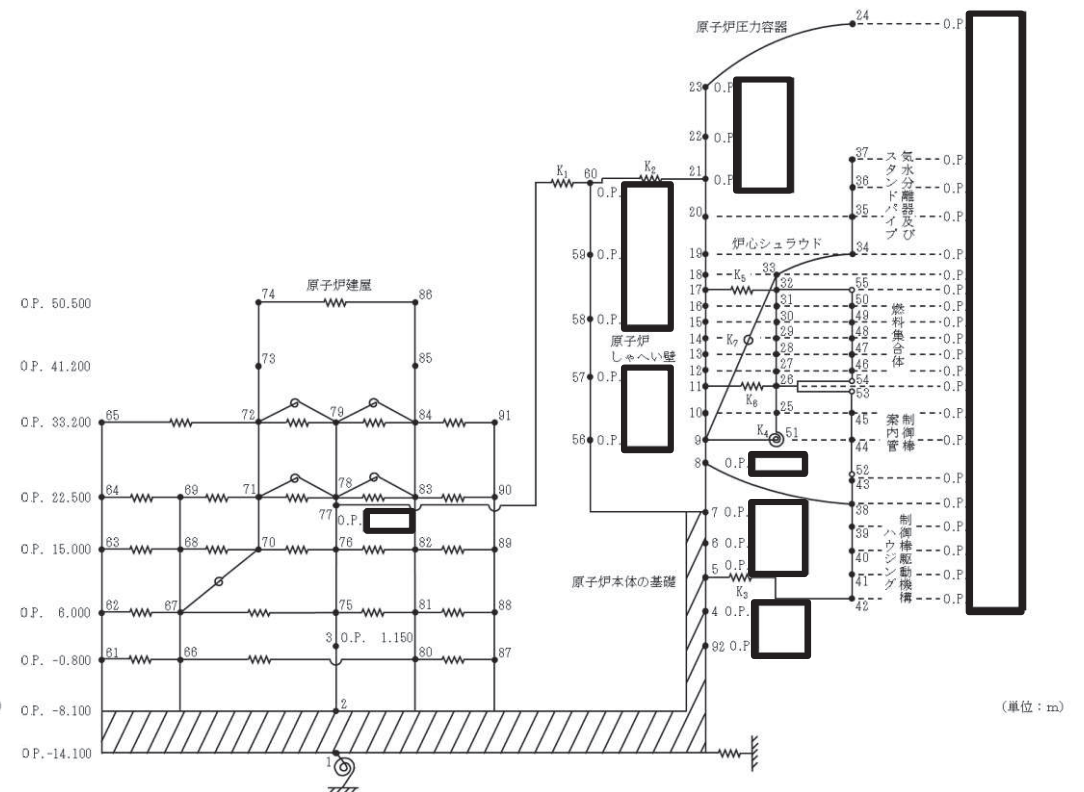
別紙4-1 シミュレーション解析に用いた建屋-大型機器連成地震応答解析モデル(2/3)

b. 炉内構造物系モデル

原子炉建屋, 炉心, 原子炉压力容器, 原子炉内部構造物等を原子炉本体の基礎等をモデル化



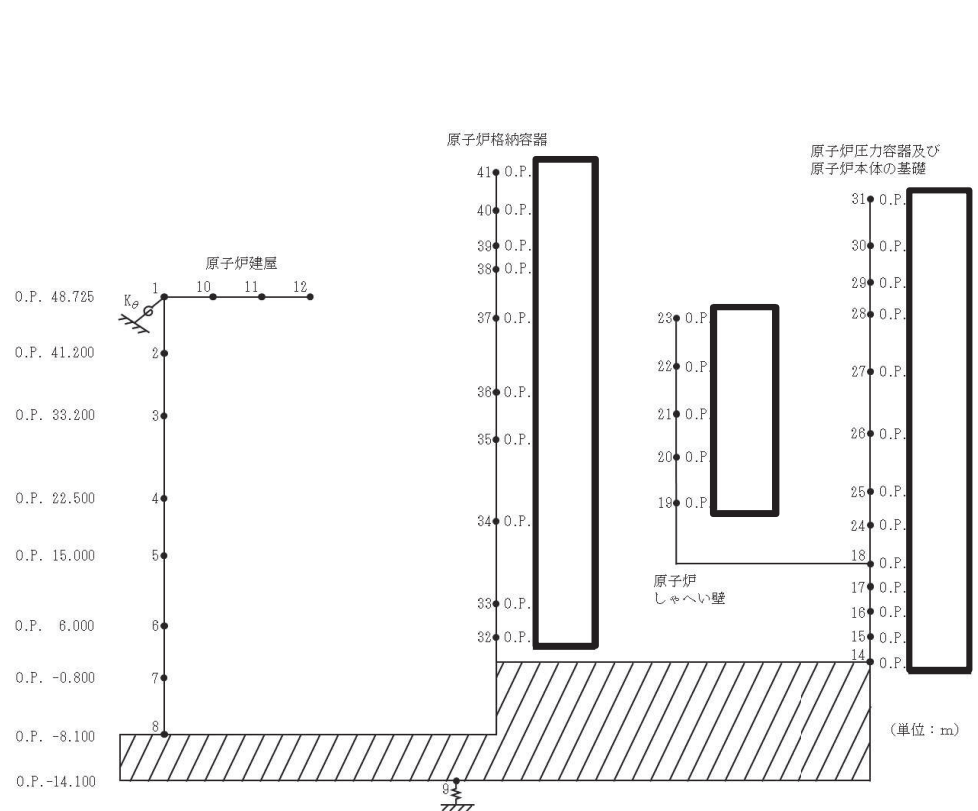
NS方向



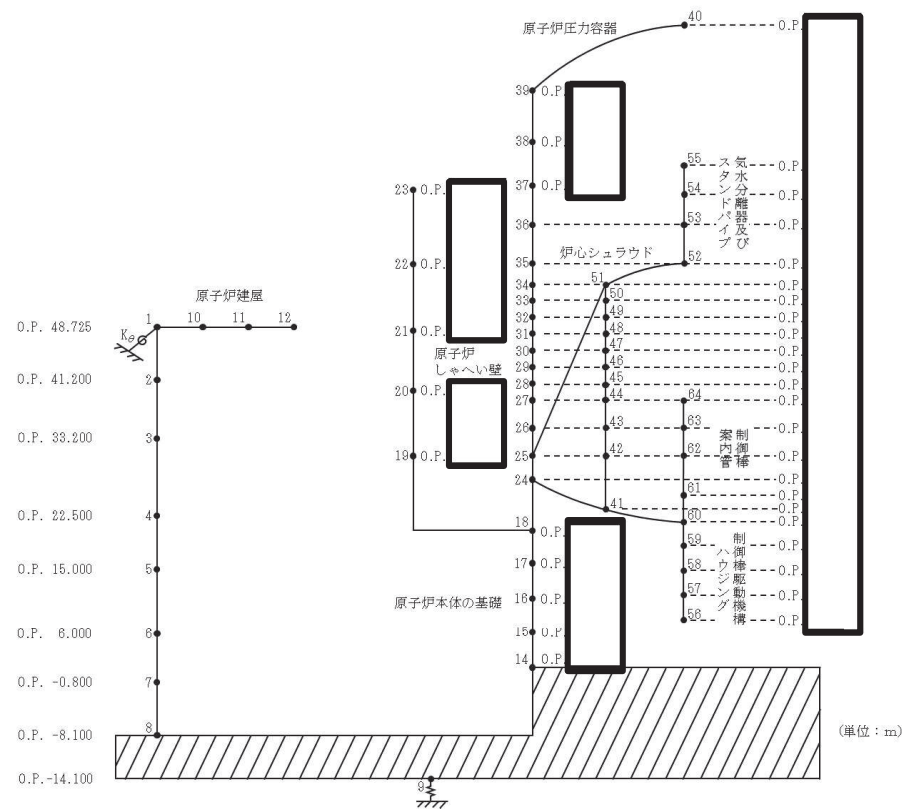
EW方向

c. 鉛直方向解析モデル

既往の評価(「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)における解析モデルを使用。



鉛直方向解析モデル(大型機器系)



鉛直方向解析モデル(炉内構造物系)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(1/13)

応答比算出過程

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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(2/13)

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	応答比算出過程			
									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	原子炉圧力容器 支持炉構造力容器	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	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	-	-	-
	原子炉格納容器 スタビライザ	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	外側フィメール 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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(3/13)

応答比算出過程

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 (kN・m)</i>	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 (kN)</i>	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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(4/13)

応答比算出過程

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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(5/13)

応答比算出過程

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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(6/13)

応答比算出過程

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 (G)</i>	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 (G)</i>	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
	その他原子炉心冷却設備	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 (G)</i>	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 (G)</i>	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 (G)</i>	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 (G)</i>	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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(7/13)

応答比算出過程

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	2.45 (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	2.45 (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ータ	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	-	-	-
	高圧炉心スプレィ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	-	-	-
	高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ	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
	高圧炉心スプレィ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	0.97 (G)	0.99 (G)	1.02
		4.7地震	基礎ボルト	一次応力(引張)	14	153	○	①	2.31 (G)	2.88 (G)	1.25
	高圧炉心スプレィ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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(8/13)

応答比算出過程

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	サンドクッション部	座屈	0.48 (単位なし)	1 (単位なし)	○	②	-	-	-
		4.7地震	サンドクッション部	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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(9/13)

応答比算出過程

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	その圧力低減設備 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ースプレイ管	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プロウ	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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(10/13)

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	応答比算出過程			
									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	-	-	-	
	計管放射線装置	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
	生体遮蔽	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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(11/13)

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	応答比算出過程			
									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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(12/13)

応答比算出過程

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	0.24 (G)	0.69 (G)	2.88	
		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)	2.96	
	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	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	

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

別紙4-2 応答倍率法を用いた構造強度評価結果(13/13)

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	応答比算出過程		
									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	高圧炉心スプレィ系 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	-	-	-
	高圧炉心スプレィ系 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	0.24 (G)	0.71 (G)	2.96
		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)	3.21
	高圧炉心スプレィ系 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	0.24 (G)	0.93 (G)	3.88
		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)	5.17
	高圧炉心スプレィ系 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	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
	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	0.24 (G)	0.51 (G)	2.13
		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)	2.84
	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	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
	125V充電器2A	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
	125V充電器2H	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
	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	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

参考1-1 機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討概要(1)

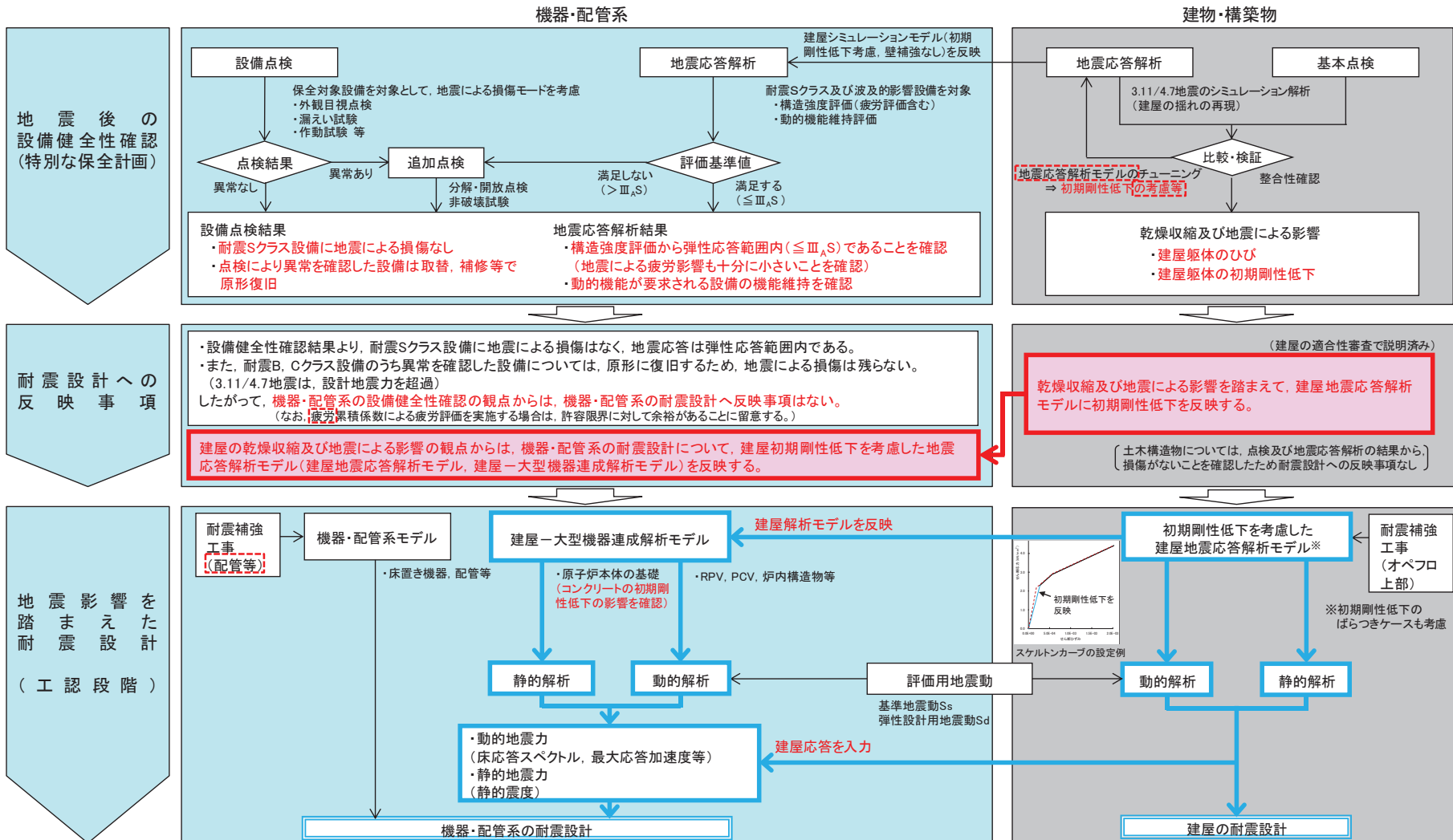
第705回審査会合(2019年4月16日)資料1-1-9抜粋
赤点線囲み部追記

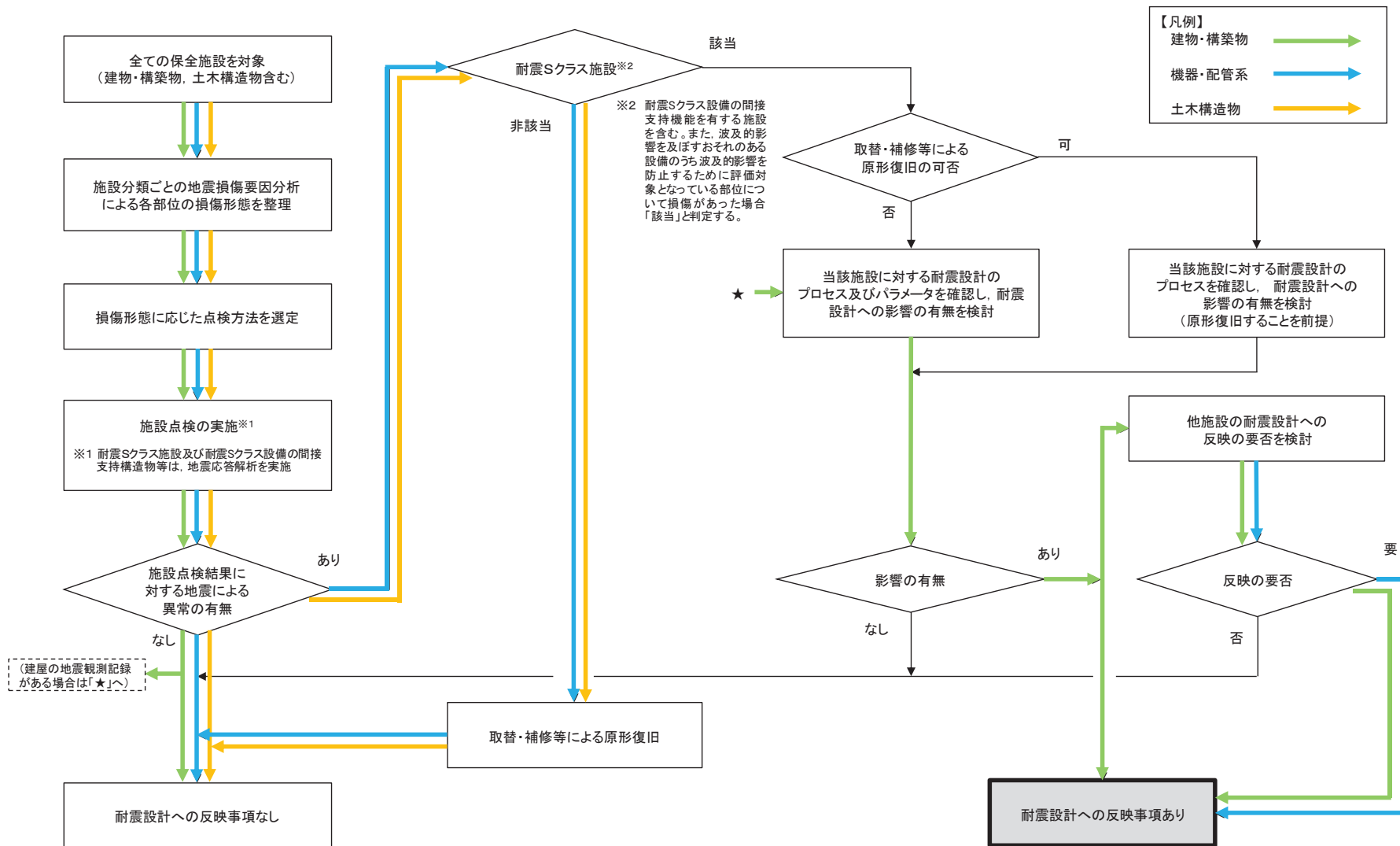
機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討方針

東北地方太平洋沖地震等(3.11/4.7地震)の影響を踏まえた女川2号炉の機器・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※1(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。(詳細については[次頁](#)参照)

※1 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制基準適合性に係る審査会合、平成26年1月16日)





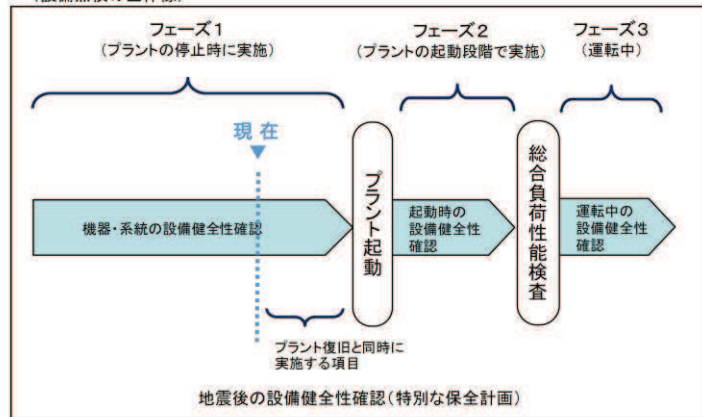
【既設耐震B、Cクラス施設のうち、新規基準に伴い基準地震動S_sでの耐震評価が必要な施設への設計反映事項について】

上記フローは、地震影響による耐震設計への反映事項有無の判断を示したものであり、既設耐震B、Cクラス施設のうち、新規基準において重大事故等対処施設及び波及的影響施設等の機能要求により基準地震動S_sでの耐震評価が必要となった施設の耐震設計への反映事項の有無については、施設点検結果から以下のとおり整理した。

- ・建物・構築物 : 新規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建物・構築物は、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。
- ・機器・配管系 : 地震による異常があった既設耐震B、Cクラス設備は、新規基準により重大事故等対処設備及び波及的影響設備となる設備も含めて原形復旧しているため耐震設計への反映事項はない。なお、新規基準での要求事項については、基準地震動S_sでの耐震評価を行い、必要に応じて耐震補強工事を実施し適合性を確保する。
- ・土木構造物 : 新規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。

【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・システムレベルの点検・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

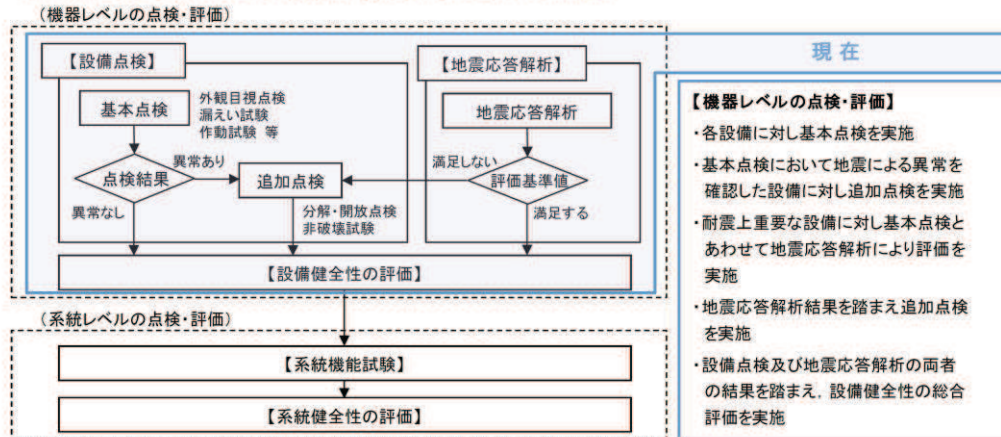
機器レベルの点検・評価の状況

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

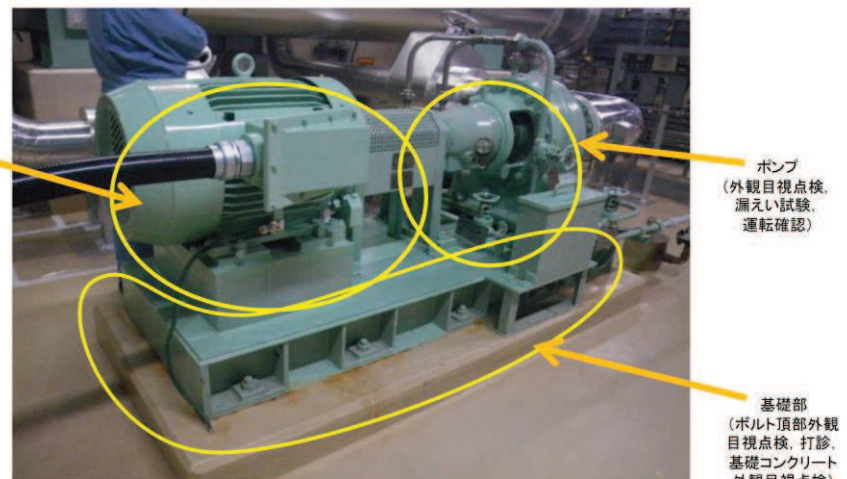
【機器・配管系の地震後の設備健全性確認(フェーズ1)の概要】

- 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「システムレベルの点検・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、システム単位による機能試験を実施し、システムの健全性を評価



【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、地震の影響が及ぶ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

構造強度評価は、段階的な評価手順とする。

①簡易評価

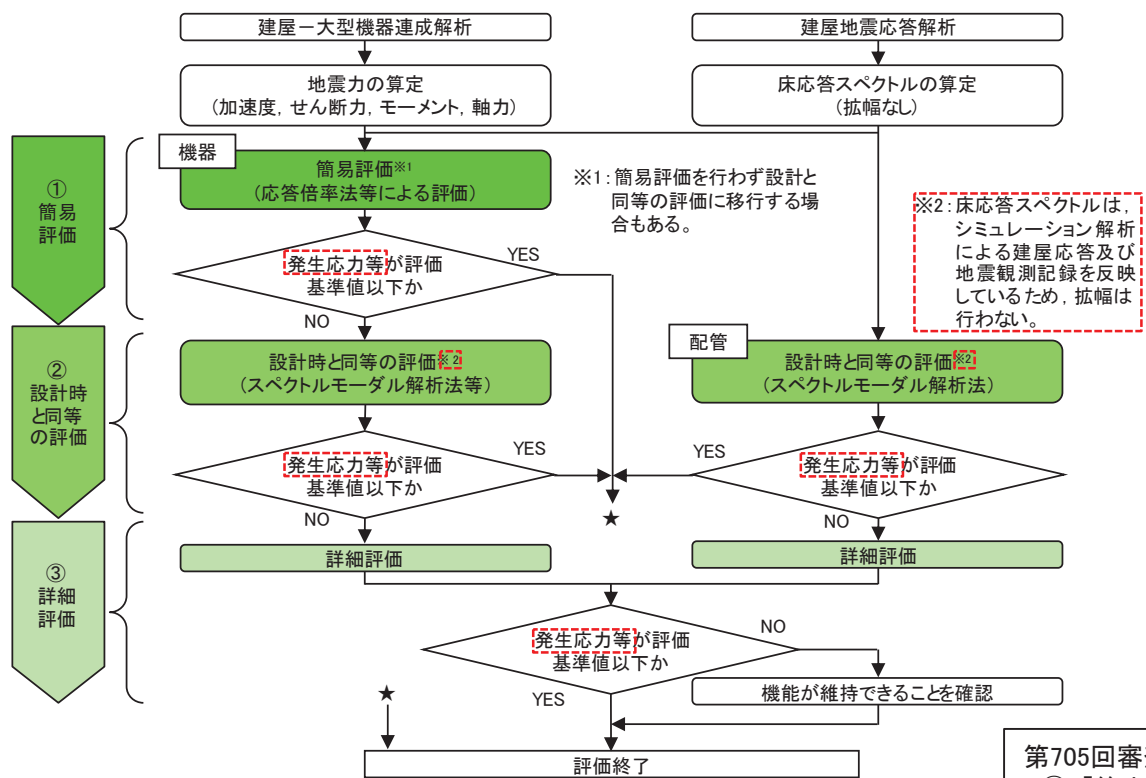
設計時及び既往の評価結果において比較的余裕度の大きな設備については、簡易評価(応答倍率法による評価)を行う。

②設計時と同等の評価

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詳細評価

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。

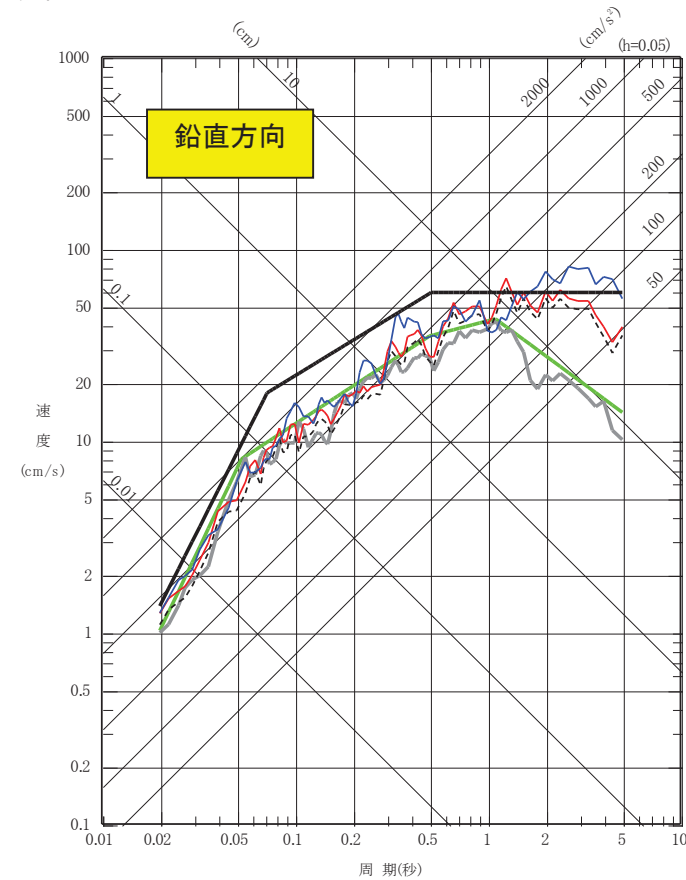
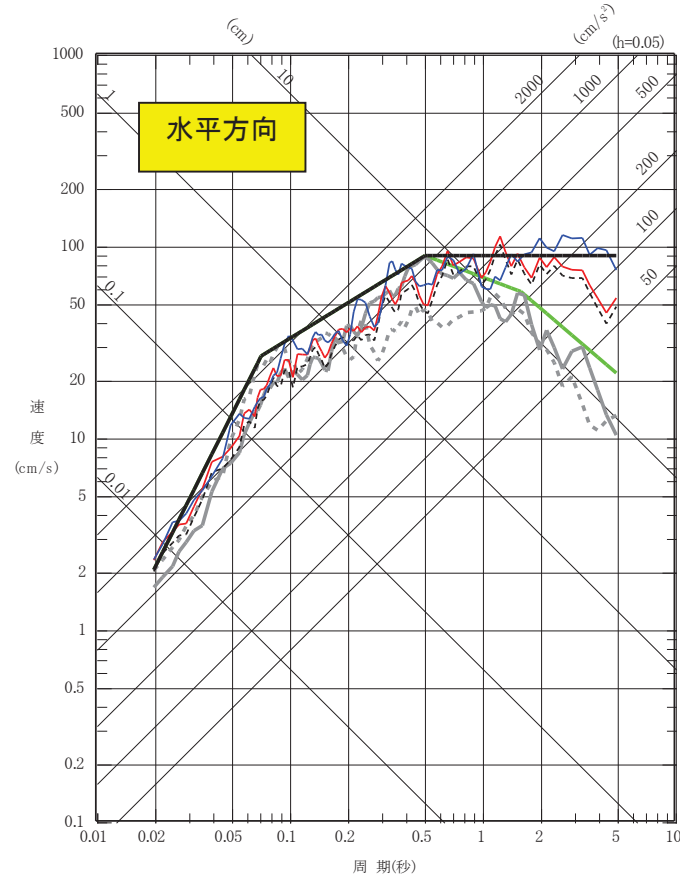


地震応答解析の評価フロー

第705回審査会合資料からの変更点
 ①: 「算出値」を「発生応力等」に変更
 ②: 文章中に記載の内容(※2)をフロー図に反映

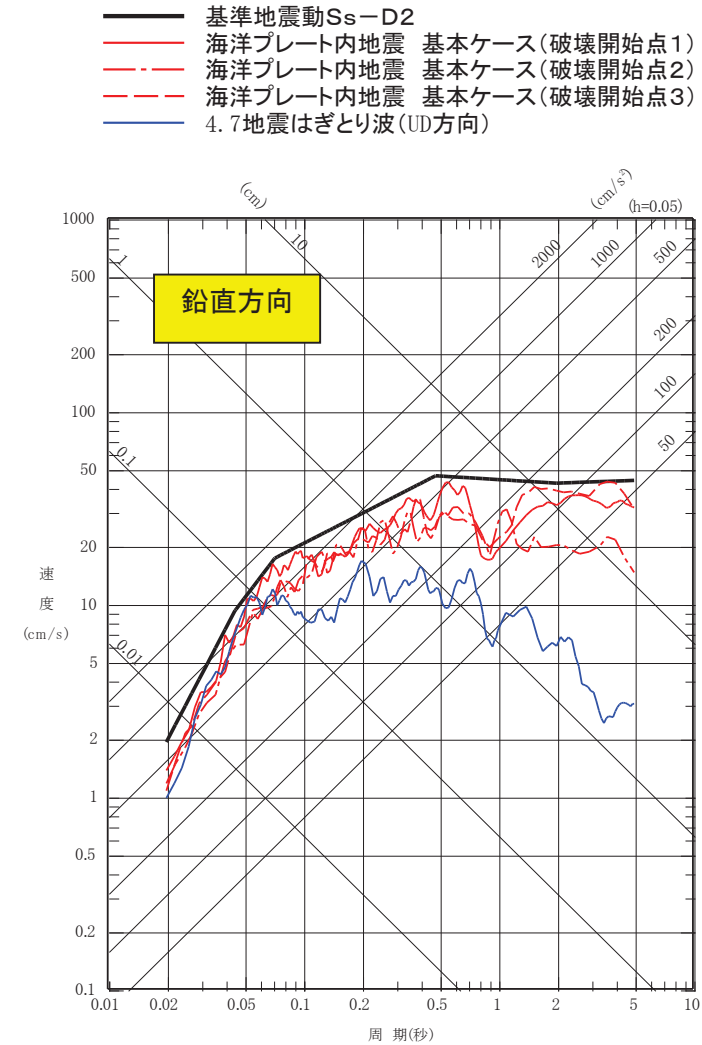
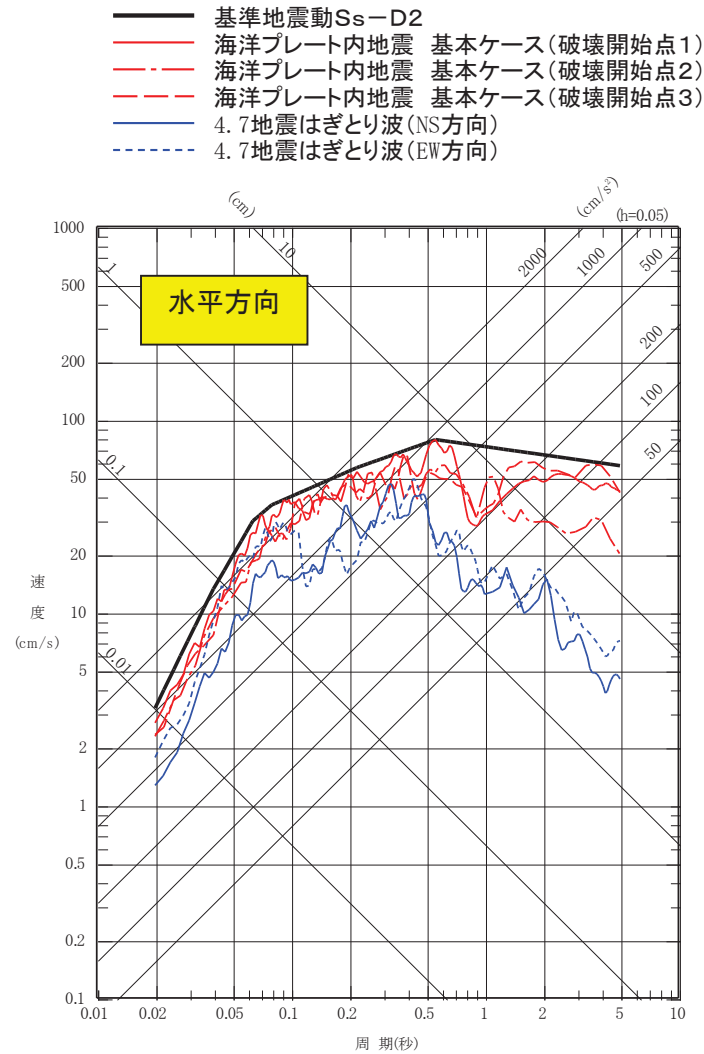
参考2-1 基準地震動Ssと3.11地震との比較

- 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Ss-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Ss-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Ss-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)



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

参考2-2 基準地震動Ssと4.7地震との比較



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