

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 2-002-01改04
提出年月日	2023年4月18日

VI-2-2-1 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに
原子炉本体の基礎の地震応答計算書

S2 補 VI-2-2-1 R0

2023年4月

中国電力株式会社

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 構造概要	2
2.2 解析方針	5
2.3 適用規格・基準等	5
3. 解析方法	6
3.1 入力地震動	6
3.2 地震応答解析モデル	8
3.2.1 水平方向	8
3.2.2 鉛直方向	9
3.3 解析方法	32
3.3.1 動的解析	32
3.3.2 静的解析	33
3.4 解析条件	35
3.4.1 耐震壁の復元力特性	35
3.4.2 地盤の回転ばねの復元力特性	35
3.4.3 材料物性の不確かさ	35
4. 解析結果	36
4.1 固有値解析	36
4.2 地震応答解析及び静的解析	36
5. 設計用荷重	303
5.1 弾性設計用地震動 S_d 及び静的震度	303
5.2 基準地震動 S_s	303

別紙 1 地震応答解析において建物剛性と地盤物性の不確かさを考慮した場合の機器・配管系への影響

□ : 今回提出範囲

別紙 1 地震応答解析において建物剛性と地盤物性の不確かさを
考慮した場合の機器・配管系への影響

目 次

1. 概要	1
2. 検討方針	2
3. 検討結果	4
4. まとめ	11

1. 概要

本資料は、原子炉建物内に設置される機器・配管系について、建物剛性（コンクリート強度、補助壁）と地盤物性（地盤のS波速度及びP波速度）の不確かさを考慮した検討ケースに対して耐震性への影響検討結果を示すものである。

建物剛性及び地盤物性の不確かさを考慮した検討ケースを表 1-1 に示す。ここで、コンクリート強度を設計基準強度、補助壁を非考慮、地盤のS波速度及びP波速度を標準地盤とした検討ケースを基本ケースとする。表中の塗りつぶし部分は、基本ケースと異なる設定をしているパラメータを示す。表 1-1 に示すとおり、ケース 2 及び 3 は設計条件に含めていることから、本資料ではケース 4, 5, 6 について機器・配管系への影響を確認する。

表 1-1 建物剛性及び地盤物性の不確かさを考慮した検討ケース

検討ケース	建物剛性		地盤物性	備考
	コンクリート強度	補助壁		
ケース1 (今回工認モデル)	設計基準強度	非考慮	標準地盤	基本ケース
ケース2 (地盤物性 + σ) *1	設計基準強度	非考慮	標準地盤 + σ (+10%, +20%) *2	
ケース3 (地盤物性 - σ) *1	設計基準強度	非考慮	標準地盤 - σ (-10%, -20%) *2	
ケース4 (実強度)	実強度	考慮	標準地盤	本検討において考慮するケース
ケース5 (実強度・地盤物性 + σ)	実強度	考慮	標準地盤 + σ (+10%, +20%) *2	
ケース6 (実強度・地盤物性 - σ)	実強度	考慮	標準地盤 - σ (-10%, -20%) *2	

注記*1：ケース 2（地盤物性 + σ ）及びケース 3（地盤物性 - σ ）については、耐震計算に用いる耐震条件（設計用条件 I）に含まれている。詳細については、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」及びVI-2-2-1「炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」を参照

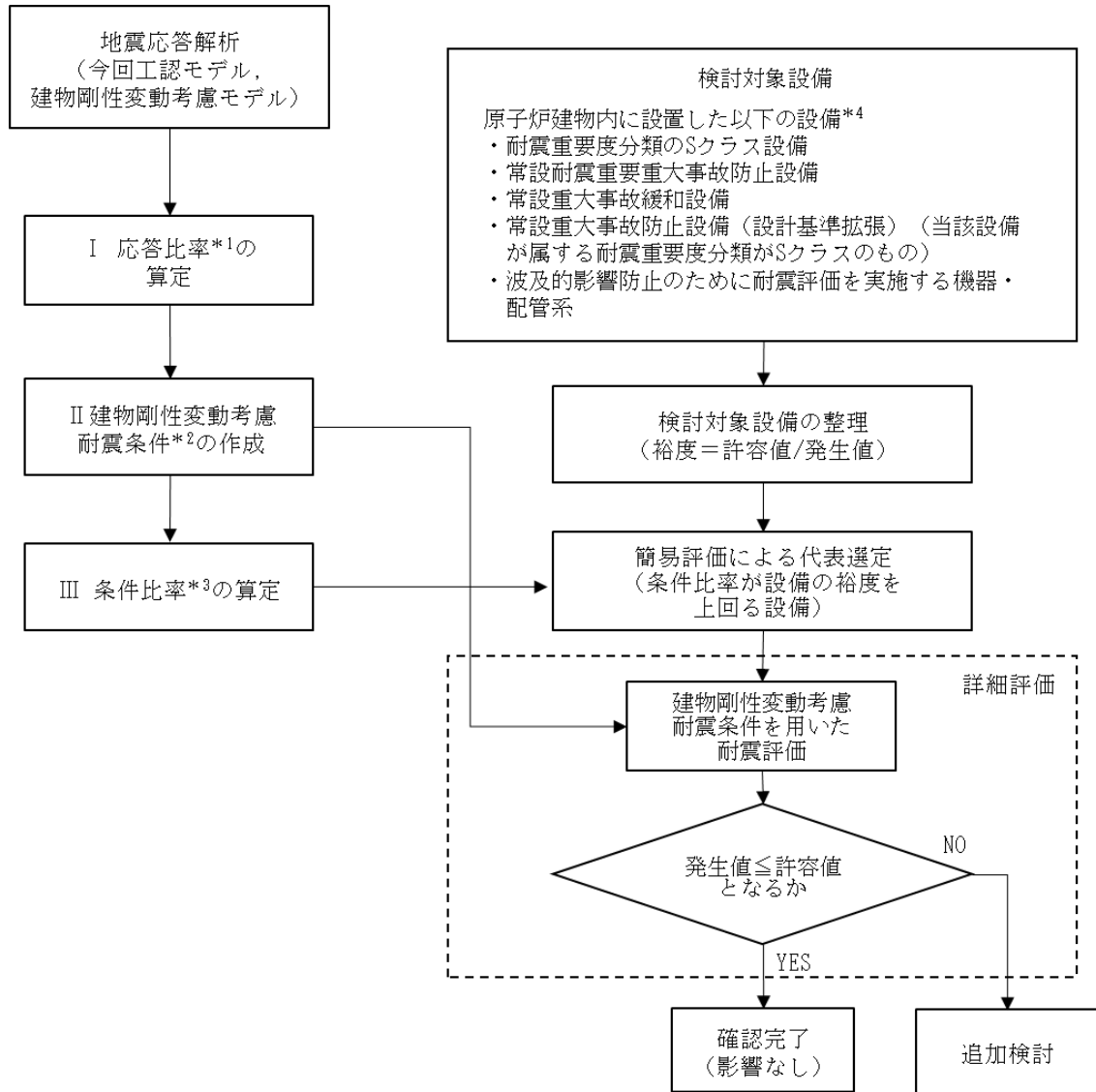
*2：VI-2-1-3「地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき、地盤のS波速度 V_s 及びP波速度 V_p の不確かさを設定する。

2. 検討方針

原子炉建物に設置される機器・配管系への建物剛性と地盤物性の変動（表 1-1 のケース 4, 5, 6）による影響検討フローを図 2-1 に示す。

影響検討はVI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」に示す地震応答解析モデルである今回工認モデルの地震応答解析結果，又は，VI-2-2-1「炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示す原子炉圧力容器，ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ペDESTAL等の地震応答解析モデル（以下「原子炉本体地震応答解析モデル」という。）の地震応答解析結果を耐震評価に用いる設備に対して行う。

なお，原子炉本体地震応答解析モデルの建物剛性と地盤物性の変動を考慮した地震応答解析においては，原子炉建物のコンクリート強度の不確かさの設定と同様に，原子炉圧力容器ペDESTALについてコンクリートの実強度による縦弾性係数を設定する。



注記*1: 建物剛性と地盤物性の変動を考慮したモデルの応答（ケース4～6）（ S_{ss-D} ）/今回工認モデルの応答（ S_{ss-D} ）
 *2: 建物剛性変動考慮耐震条件は、設計用の地震応答（震度、床応答スペクトル及び地震荷重）の基本ケース及び不確かさケース（ S_{ss-D} , F1, F2, N1, N2）に応答比率を乗じて作成する。
 *3: 建物剛性変動考慮耐震条件（震度、床応答スペクトル及び地震荷重）に対する耐震計算に用いる設計条件の比率。床応答スペクトルの条件比率は、設備の固有周期に応じた比を用いる。
 *4: VI-2-2-1「炉心、原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示す原子炉本体地震応答解析モデルの地震応答解析結果を用いる機器・配管系を含む。

図 2-1 建物剛性と地盤物性の変動による影響検討フロー

3. 検討結果

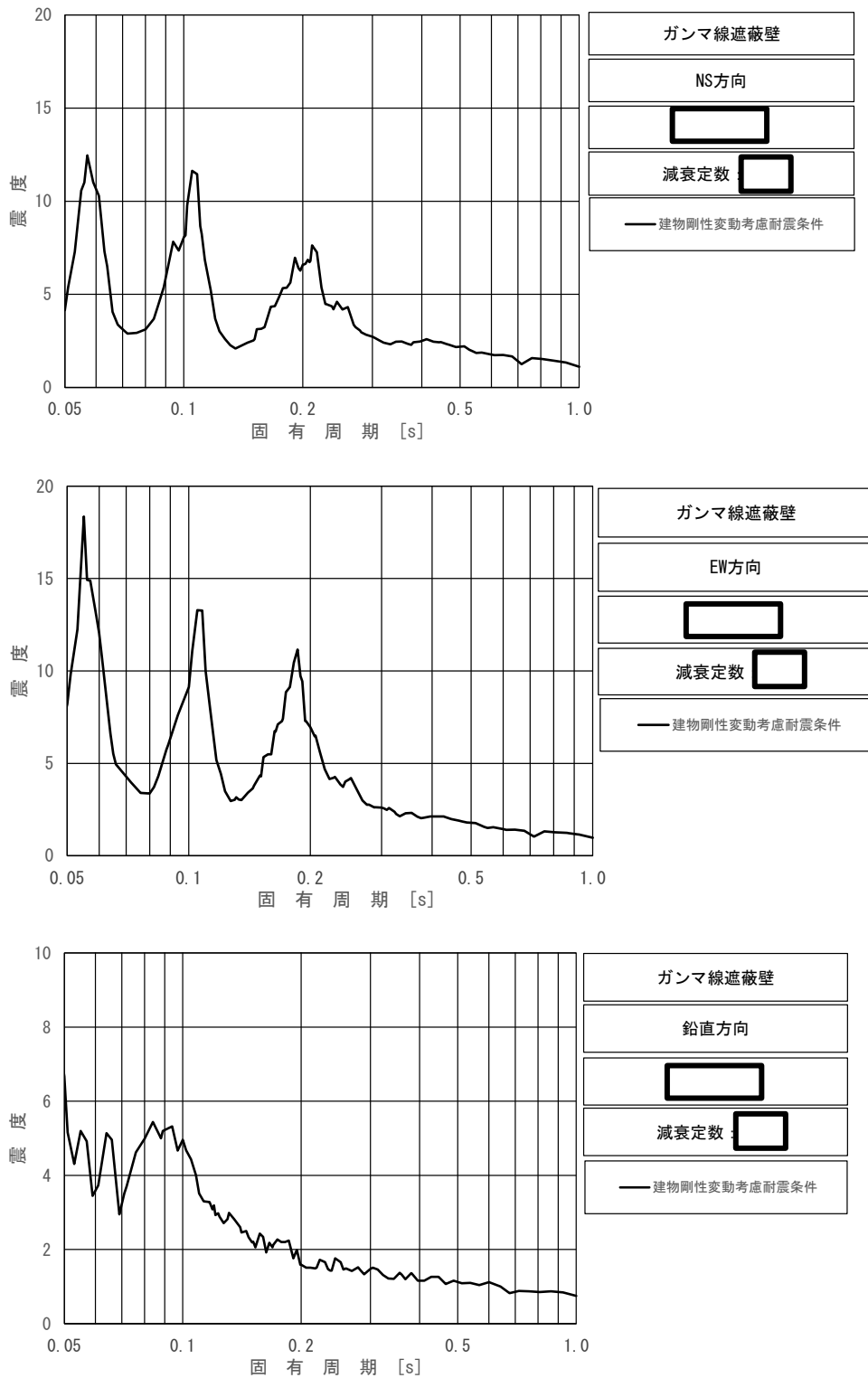
簡易評価により条件比率が設備の裕度を上回った 14 設備を詳細評価対象設備として選定し、詳細評価を実施した結果、すべての設備において、発生値が許容値以下であることを確認した。

詳細評価による発生値が当該設備の耐震計算書における発生値を上回る設備（5 設備）の詳細評価に用いた耐震条件（建物剛性変動考慮耐震条件）のうち、震度を表 3-1、床応答スペクトルを図 3-1～図 3-5 に示し、詳細評価結果を表 3-2 に示す。

影響検討の結果から、建物剛性と地盤物性の変動を考慮しても機器・配管系が有する耐震性に影響がないことを確認した。

表 3-1 建物剛性変動考慮耐震条件（震度）（基準地震動 S_s ）

設備名称	構造物名	床面高さ (m)	震度×1.2		
			NS 方向	EW 方向	鉛直方向
主蒸気系配管 (MS-PD-4)	ガンマ線遮蔽壁		1.84	1.94	1.40
残留熱除去系配管 (RHR-PD-7)	原子炉格納容器		1.48	2.30	1.14
原子炉浄化系配管 (CUW-PD-1)	原子炉圧力容器 ペDESTAL		1.04	1.11	0.90
ベント管	原子炉格納容器		0.95	1.03	0.88
ダウンコマ	原子炉格納容器		0.95	1.03	0.88

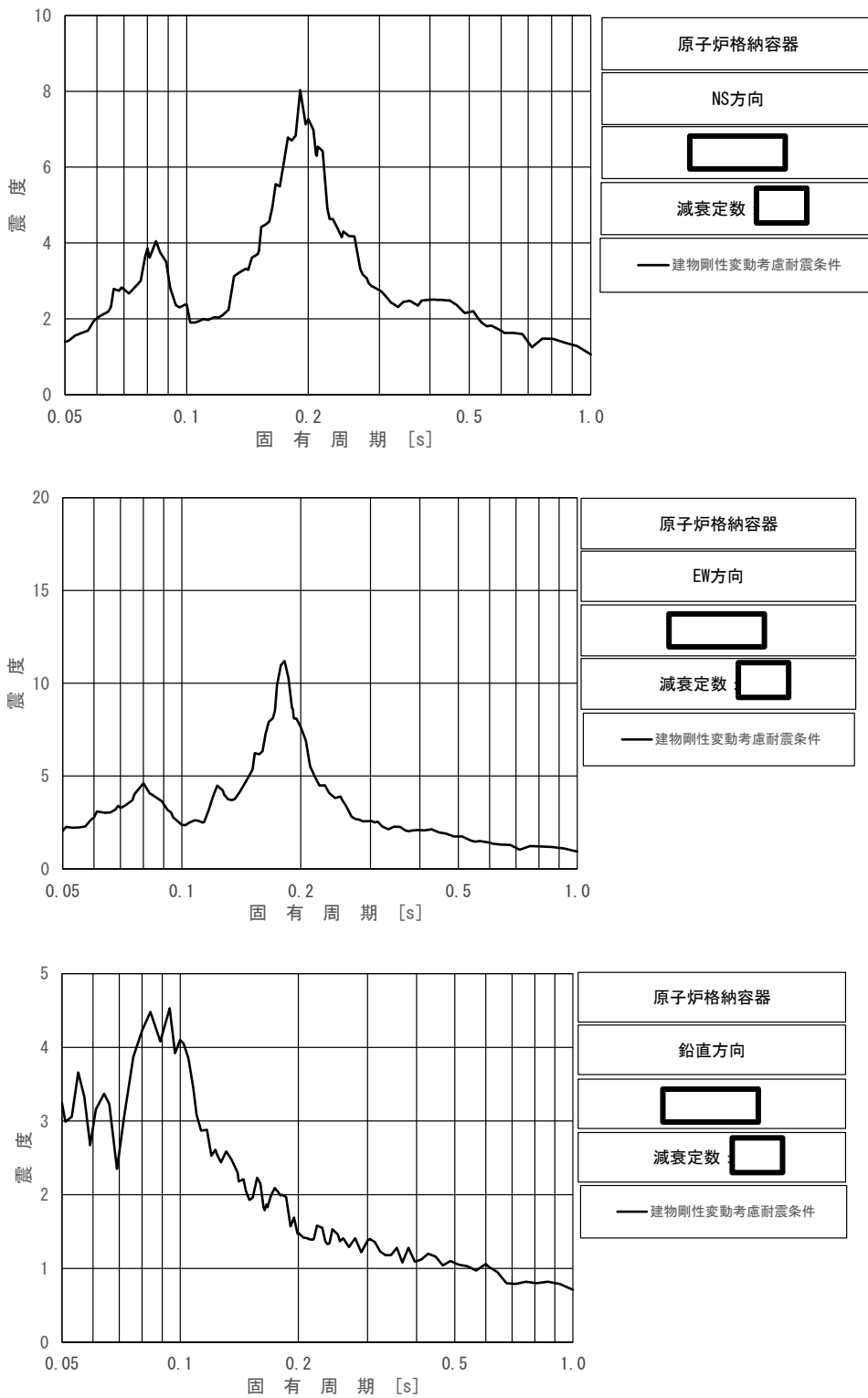


上段：水平方向（NS）床応答スペクトル

中段：水平方向（EW）床応答スペクトル

下段：鉛直方向床応答スペクトル

図 3-1 建物剛性変動考慮耐震条件（床応答スペクトル）（基準地震動 S s）
（主蒸気系配管（MS-PD-4））

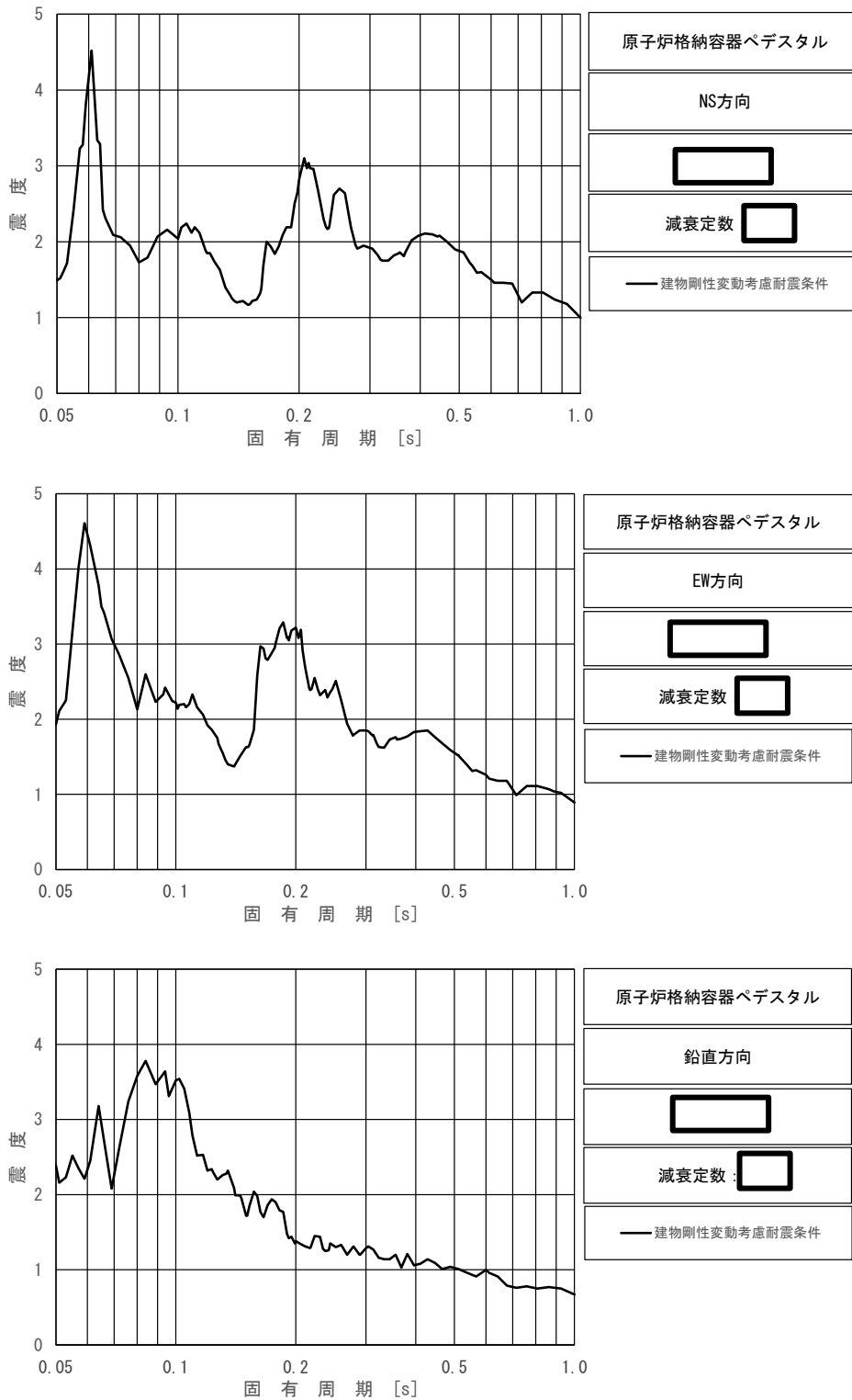


上段：水平方向（NS）床応答スペクトル

中段：水平方向（EW）床応答スペクトル

下段：鉛直方向床応答スペクトル

図 3-2 建物剛性変動考慮耐震条件（床応答スペクトル）（基準地震動 S s）
（残留熱除去系配管（RHR-PD-7））

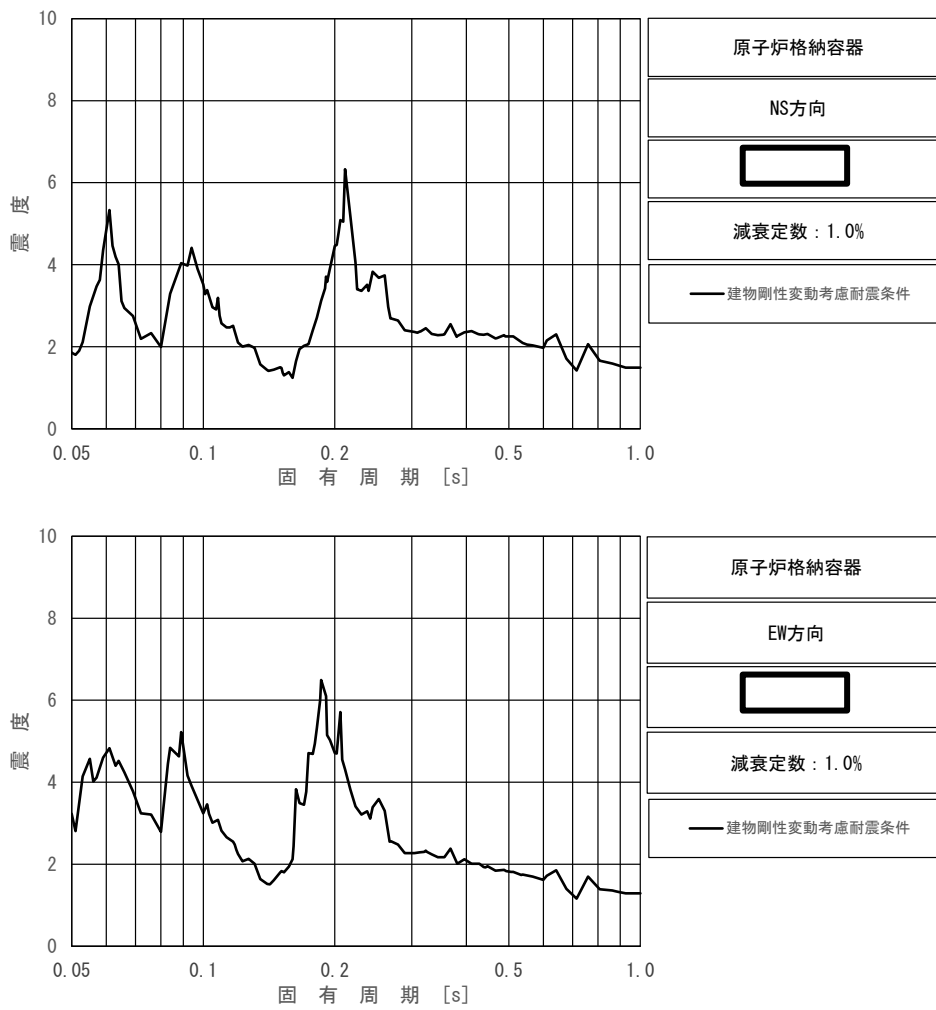


上段：水平方向（NS）床応答スペクトル

中段：水平方向（EW）床応答スペクトル

下段：鉛直方向床応答スペクトル

図 3-3 建物剛性変動考慮耐震条件（床応答スペクトル）（基準地震動 S s）
（原子炉浄化系配管（CUW-PD-1））

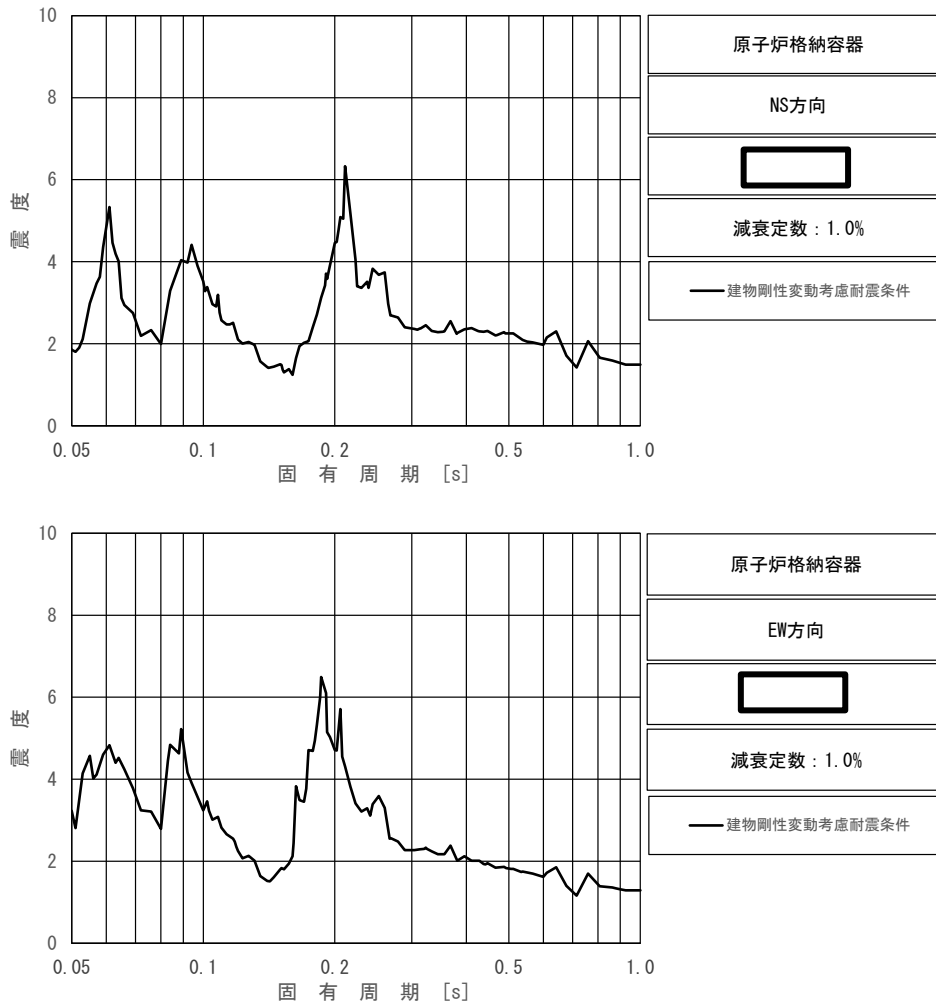


上段：水平方向（NS）床応答スペクトル

下段：水平方向（EW）床応答スペクトル

図 3-4 建物剛性変動考慮耐震条件（床応答スペクトル）（基準地震動 S s）
（ベント管*）

注記*：鉛直方向は剛構造であり，床応答スペクトルを適用しない。



上段：水平方向（NS）床応答スペクトル

下段：水平方向（EW）床応答スペクトル

図 3-5 建物剛性変動考慮耐震条件（床応答スペクトル）（基準地震動 S s）
（ダウンコマ*）

注記*：鉛直方向は剛構造であり，床応答スペクトルを適用しない。

表 3-2 建物剛性と地盤物性の変動を考慮したモデルによる機器・配管系への影響を検討した詳細評価結果（基準地震動 S s）

設備名称	評価部位	応力分類	発生値* ¹ (MPa)	許容値 (MPa)	評価 結果
主蒸気系配管 (MS-PD-4)	配管本体	一次応力	367	375	○
		一次+二次応力	886	375	
		疲労* ²	0.9598* ³	1	
残留熱除去系配管 (RHR-PD-7)	配管本体	一次+二次応力	573	366	○
		疲労* ²	0.1923* ⁴	1	
原子炉浄化系配管 (CUW-PD-1)	配管本体	一次+二次応力	497	354	○
		疲労* ²	0.7792* ⁴	1	
ベント管	ヘッド接続部 (P3)	一次+二次応力	853	393	○
		疲労* ²	0.6418* ⁵	1	
ダウンカマ	ベントヘッドと ダウンカマの結 合部(P2-B)	一次+二次応力	1116	458	○
		疲労* ²	0.9556* ⁵	1	

注記*1：一次+二次応力の発生値が許容値を上回った場合は、疲労評価を実施する。

*2：単位は無次元

*3：疲労評価には個別に設定する等価繰返し回数 回（基準地震動 S s）を適用する。

*4：疲労評価には一律に設定する等価繰返し回数 150 回（基準地震動 S s）を適用する。

*5：疲労評価には個別に設定する等価繰返し回数 回（基準地震動 S s）を適用する。

4. まとめ

原子炉建物内に設置される機器・配管系について、建物剛性と地盤物性の変動を考慮した場合の耐震性への影響がないことを、簡易評価により詳細評価対象に選定した設備の詳細評価によって確認した。