

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-027-03 改 05
提出年月日	2023年4月21日

耐震評価における等価繰返し回数について

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. はじめに	1
2. 島根原子力発電所第2号機の耐震評価における疲労評価と等価繰返し回数	2
3. 一律に設定する等価繰返し回数	5
4. 個別に設定する等価繰返し回数	21
5. まとめ	28

別紙1 地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の算出点

別紙2 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の比較

別紙3 等価繰返し回数の算出における材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響検討

別紙4 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果

別紙5 弾性設計用地震動 S_d に対する等価繰返し回数算出結果

別紙6 ピーク応力の算出方法

別紙7 疲労評価の対象設備及び部位毎のピーク応力

別紙8 ピーク応力法における各ピークのサイクル数の求め方

別紙9 ピーク応力の大きさと等価繰返し回数の関係

別紙10 等価繰返し回数算出プログラム

別紙11 多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法

別紙12 時刻歴応答波形（荷重）から直接等価繰返し回数を算定した場合との比較検討

別紙13 島根原子力発電所第2号機の等価繰返し回数の設定の保守性

別紙14 ベント系に適用する等価繰返し回数の設定の保守性

別紙15 弾性設計用地震動 S_d による疲労評価で考慮する地震動の回数について

1. はじめに

島根原子力発電所第2号機の今回工認における耐震評価の疲労評価は、J E A G 4 6 0 1-1987 記載の手順*に従い、等価繰返し回数を用いた評価を行っている。疲労評価は、応力振幅と繰返し回数の情報が必要となるため、本来は設備の応力時刻歴が必要となるが、最大応力値のみを用いて安全側に疲労累積係数UFを評価できるように等価繰返し回数を設定することで、評価の簡便化を図っている。VI-2-1-9 「機能維持の基本方針」に記載のとおり、島根原子力発電所第2号機の疲労評価に用いる等価繰返し回数は、一律に設定する値（S_s：150回，S_d：300回）又は個別に設定する値を用いている。

なお、建設時における等価繰返し回数は、建設時の基準地震動S₁及びS₂による検討を行い、保守性を持たせた一律の等価繰返し回数（S₁：100回，S₂：100回）を設定している。

本図書では、疲労評価に用いる等価繰返し回数の設定について説明する。

注記*：J E A G 4 6 0 1-1987 p574 より抜粋

疲れ解析は、1次+2次+ピーク応力より疲れ累積係数を求めて評価するが、この手法には、地震動の等価繰返し回数を用いる方法あるいは機器の時刻歴応答から応力振幅の大きさの頻度分布を直接求める方法がある。

なお、地震動の等価繰返し数を求める場合にはピーク応力法あるいはエネルギー換算法が用いられている。

ここで「疲れ累積係数」とは、各応力サイクルにおける実際の繰返し回数と繰返しピーク応力強さに対応する許容繰返し回数との比をすべての応力サイクルについて加えたものをいう。

2. 島根原子力発電所第2号機の耐震評価における疲労評価と等価繰返し回数

島根原子力発電所第2号機の耐震評価における疲労評価は、J E A G 4 6 0 1-1987 記載の手順のうち、等価繰返し回数を用いた評価を採用している。等価繰返し回数はピーク応力法による算出結果に基づき、一律に設定する値又は個別に設定する値を用いている。等価繰返し回数の算出プログラムを別紙10に示す。

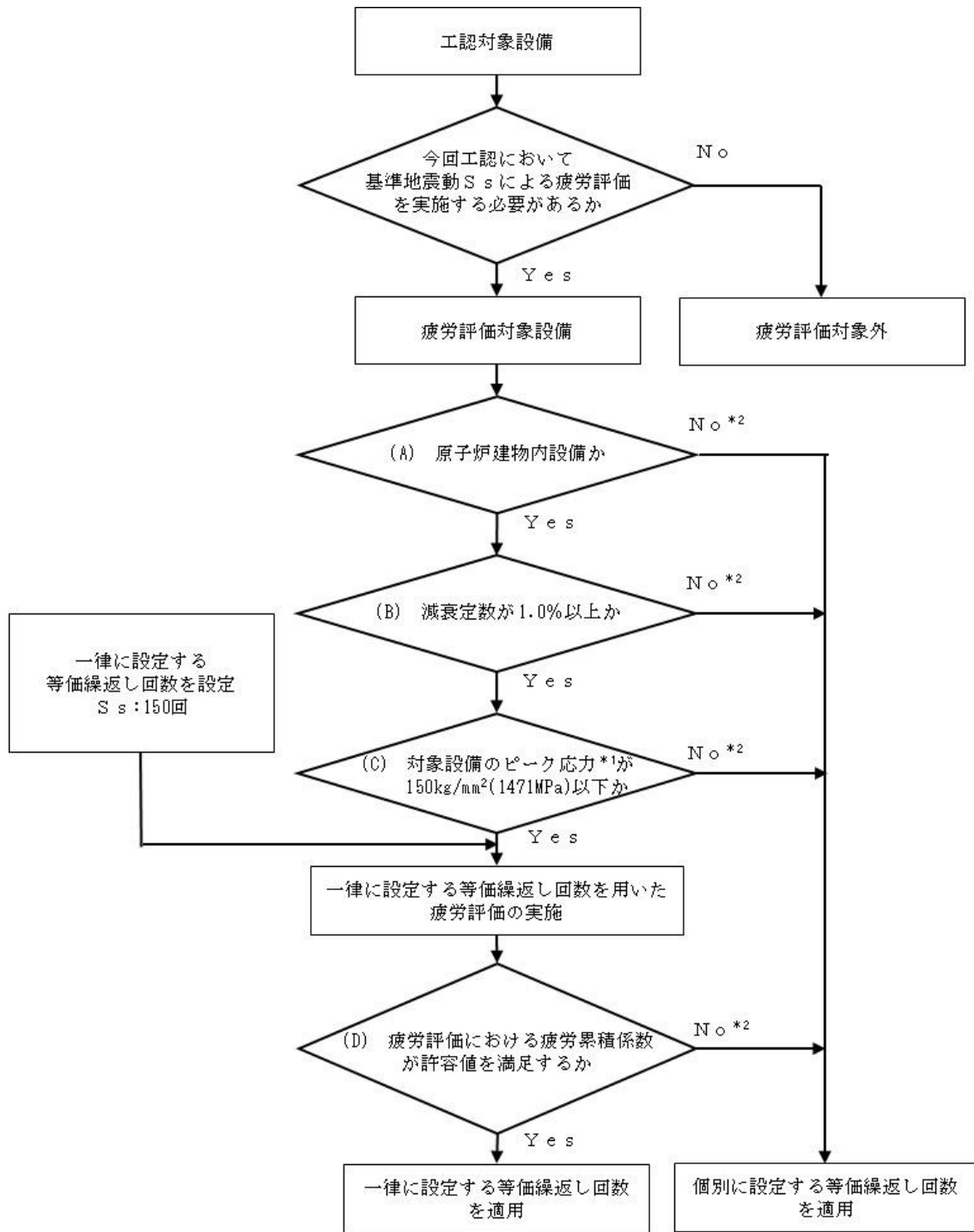
ここで、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる等価繰返し回数について、一律に設定する値又は個別に設定する値の使い分けの考え方を記載するとともに、使い分けのフローを図2-1及び図2-2に示す。なお、疲労評価対象設備は、工認耐震計算書対象とする設備・部位のうち、疲労評価を実施するものとしている。

(1) 基準地震動 S_s の疲労評価に用いる等価繰返し回数の設定

- 一律に設定する等価繰返し回数は、原子炉建物内に設置された疲労評価対象設備に用いることとし、原子炉建物以外に設置された疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(A))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、減衰定数が1.0%以上の疲労評価対象設備に用いることとし、減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(B))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、疲労評価対象設備に発生するピーク応力(算出方法は別紙6、疲労評価対象設備のピーク応力は別紙7参照)が 150kg/mm^2 (1471MPa)以下となる場合に用いることとし、 150kg/mm^2 (1471MPa)を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(C))
- 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価における疲労累積係数が評価基準値を満足しない場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(D))

(2) 弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる等価繰返し回数の設定

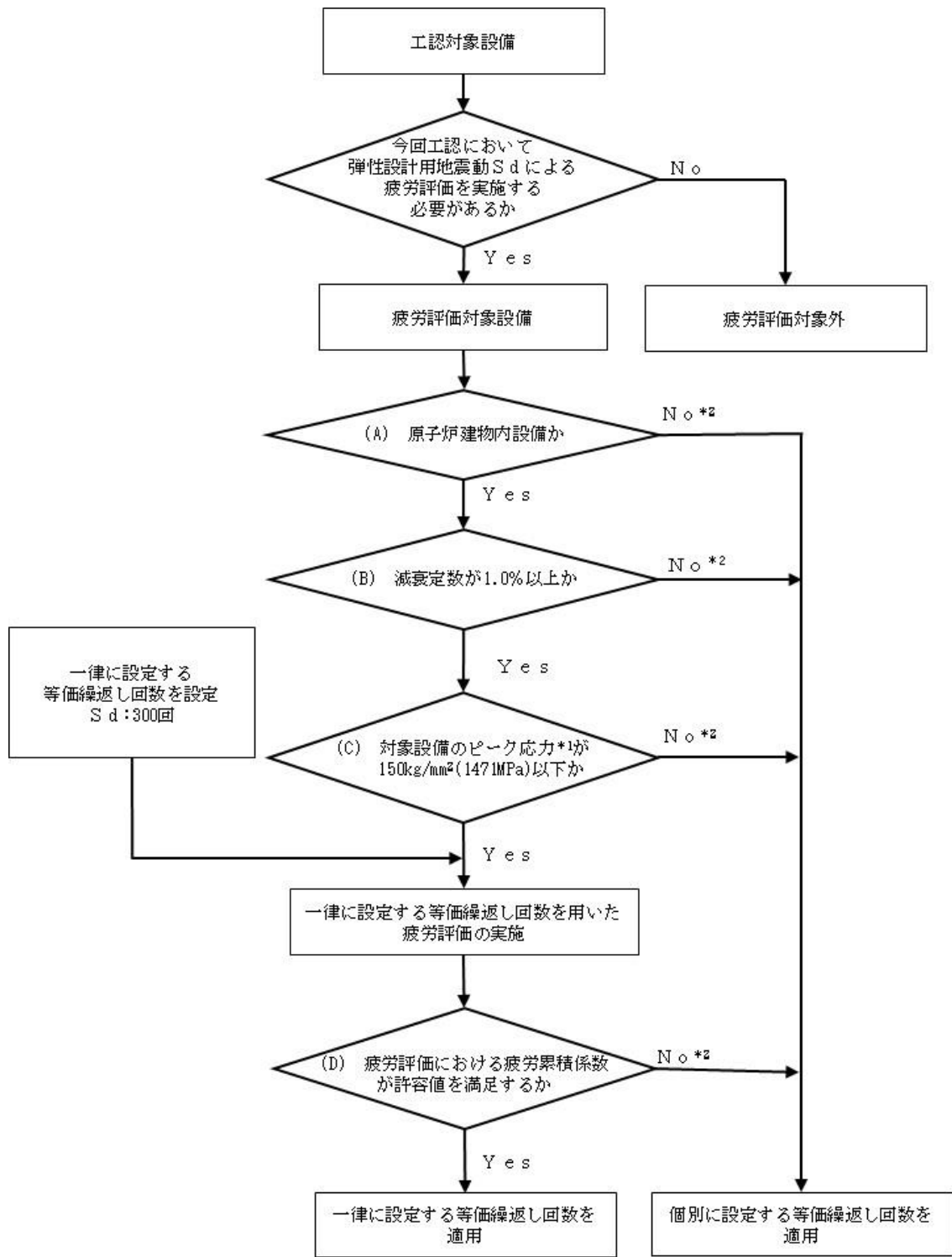
- 一律に設定する等価繰返し回数は、原子炉建物内に設置された疲労評価対象設備に用いることとし、原子炉建物以外に設置される疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(A))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、減衰定数が1.0%以上の疲労評価対象設備に用いることとし、減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(B))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、疲労評価対象設備に発生するピーク応力(算出方法は別紙6、疲労評価対象設備のピーク応力は別紙7参照)が 150kg/mm^2 (1471MPa)以下となる場合に用いることとし、 150kg/mm^2 (1471MPa)を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(C))
- 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価における疲労累積係数が評価基準値を満足しない場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(D))



注記*1：疲労評価対象設備のピーク応力は、別紙7参照

*2：該当する疲労評価対象設備は、4. 参照

図2-1 基準地震動 S s の疲労評価に用いる等価繰返し回数の分類



注記*1：疲労評価対象設備のピーク応力は，別紙7参照

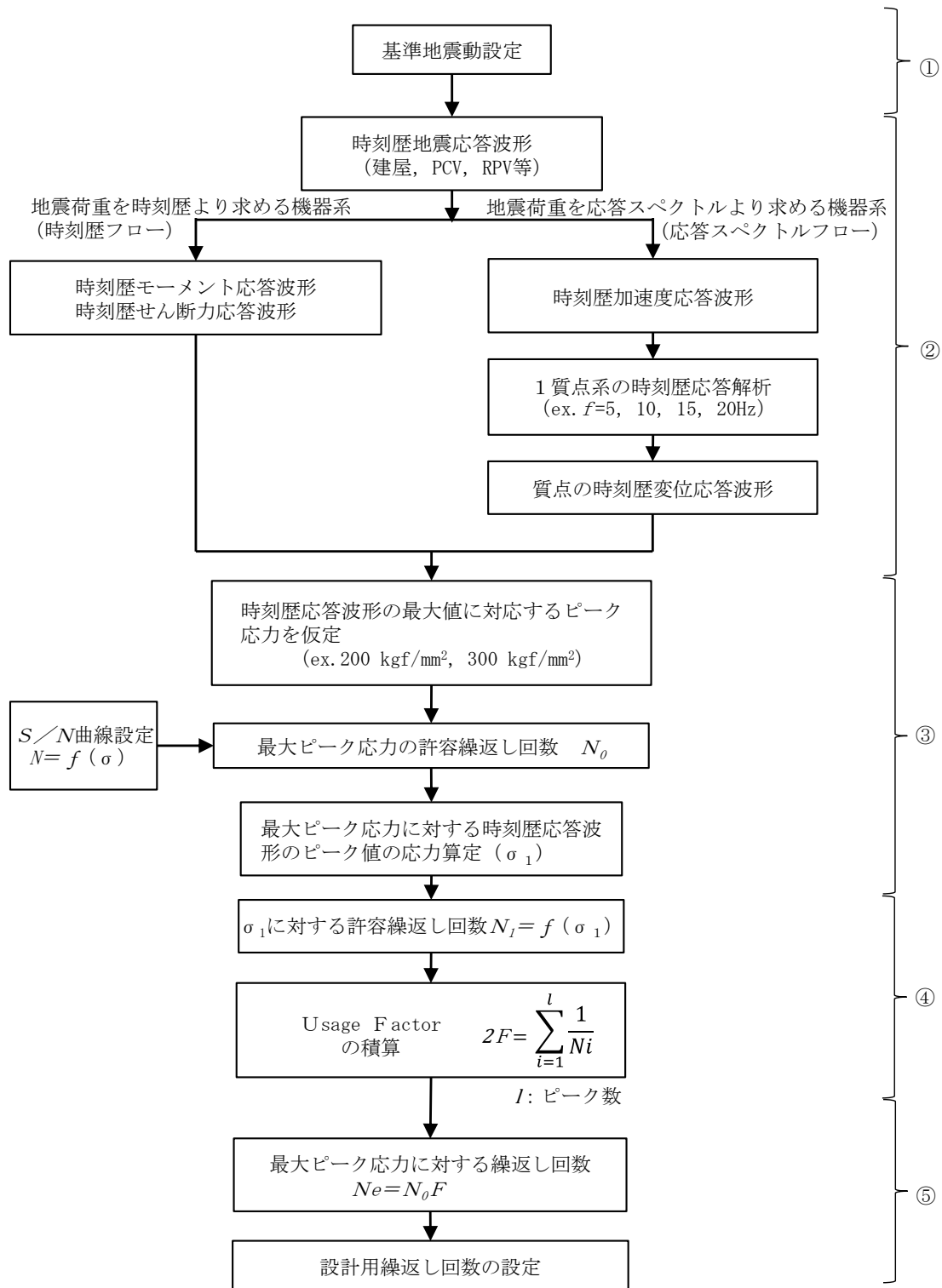
*2：該当する疲労評価対象設備は，4. 参照

図 2-2 弾性設計用地震動 S d の疲労評価に用いる等価繰返し回数の分類

3. 一律に設定する等価繰返し回数

(1) 算出方法

島根原子力発電所第2号機の一律に設定する等価繰返し回数の算出方法について J E A G 4 6 0 1 -1987 記載のピーク応力法による算出フロー（以下「J E A G フロー」という。）に基づき説明する。（図 3-1 参照）また、「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」，建設時及び今回工認における一律に設定する等価繰返し回数の算出方法の比較を表 3-1 に示す。



(J E A G 4 6 0 1 -1987 p576に加筆)

図 3-1 ピーク応力法による算出フロー

表 3-1 昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書及び島根原子力発電所第 2 号機の一律に設定する等価繰返し回数算出条件の比較

		昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書 (標準化報告書)			島根原子力発電所第 2 号機	
					建設時	今回工認
					建設時における等価繰返し回数	一律に設定する等価繰返し回数
対象設備	原子炉圧力容器 スカート	第 1 種配管	原子炉建物に 設置された設備	原子炉建物に 設置された設備		
算出方法	時刻歴解析より算定される時刻歴モーメントを用いた算出方法*3	建物床応答を入力とした 1 質点系モデルによる応答時刻歴を用いた算出方法*4	時刻歴解析より算定される時刻歴荷重を用いた算出方法*3 又は建物床応答を入力とした 1 質点系モデルによる応答時刻歴を用いた算出方法*4	建物床応答を入力とした 1 質点系モデルによる応答時刻歴を用いた算出方法*4		
回数算出に用いる応答時刻歴波	波形	時刻歴モーメント波形	変位応答時刻歴波形	荷重時刻歴波形又は変位応答時刻歴波形	変位応答時刻歴波形	
	時刻歴最大値 (設備の最大ピーク応力)	5 種類のピーク応力 (最大 300kg/mm ²)	代表設備の最大ピーク応力を安全側に設定 (300kg/mm ²)	150kg/mm ² (1471MPa) (標準化報告書の検討にて十分とされる値)	同左	
対象建物・床	代表設備の設置床面	同左	代表設備の設置位置	原子炉建物地震応答解析モデル：全床面 (質点) *5 原子炉本体地震応答解析モデル：疲労評価を実施する設備を有する床面 (質点) *5		
固有周期	時刻歴解析結果より直接算定	設備の固有周期ではなく、全固有周期	対象設備の固有周期ではなく、全固有周期	対象設備の固有周期ではなく、全固有周期		
減衰定数	報告書に言及なし	同左	0.5%, 1.0%	1.0%		
設計疲労線図	代表設備材料の線図を使用	同左	炭素鋼の設計疲労線図*1	炭素鋼の設計疲労線図*2		
各方向の算出結果の組合せ	報告書に言及なし	同左	NS・EW の 2 方向のうち最大となる値	NS・EW・鉛直の 3 方向のうち最大となる値*6		
材料物性の不確かさの考慮	あり	報告書に言及なし	なし	あり*7 (地盤物性)		

注記 *1：発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）を適用

*2：日本機械学会 設計建設規格（J S M E S N C 1 2005/2007）を適用

*3：図 3-1 における左側のフロー

*4：図 3-1 における右側のフロー

*5：地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の算出点は、別紙 1 参照

*6：3 方向単独入力の場合の等価繰返し回数の最大値は、多方向同時入力の場合の等価繰返し回数と概ね同等もしくは大きくなるため、3 方向の等価繰返し回数の中で、最大となる値を用いることは妥当である。（別紙 11 参照）

*7：材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果は、別紙 3 参照

① 地震動の設定

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対し以下を考慮して設定する。

(a) 基準地震動 S_s に対する考慮

- ・基準地震動 S_s の 1 回分を考慮する。

(b) 弾性設計用地震動 S_d に対する考慮

- ・基準地震動 S_s に比べ発生頻度が多いことを踏まえ、設計上の配慮として弾性設計用地震動 S_d の 2 回分を考慮する。ただし、原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時（設計基準事故）及び重大事故等（以下「SA」という。）時の評価では、弾性設計用地震動 S_d の 1 回分を考慮する（別紙 15 参照）。

② 時刻歴波形の設定

等価繰返し回数の算出に用いる時刻歴波形は、地震荷重を時刻歴より求める機器系の場合（図 3-1 左側のフロー（以下「時刻歴フロー」という。））と、地震荷重を応答スペクトルより求める機器系の場合（図 3-1 右側のフロー（以下「応答スペクトルフロー」という。））の 2 種類の方法があるが、今回工認の一律に設定する等価繰返し回数設定では、いずれの機器系に対しても、応答スペクトルフローを用いる。なお、時刻歴フロー（せん断，モーメント，軸力）を用いた等価繰返し回数が応答スペクトルフローよりも小さいことを確認している。（別紙 12 参照）

応答スペクトルフローでは、時刻歴地震応答解析（原子炉建物地震応答解析又は原子炉本体地震応答解析）の結果から算出される時刻歴加速度応答波形を入力とした、固有振動数 f の 1 質点系の変位応答時刻歴波形を求める。この変位応答時刻歴波形は、固有振動数すべて（1~20Hz）に対して算出する。

③ 時刻歴ピーク応力値の設定

疲労評価対象設備に発生するピーク応力の最大値を J E A G フロー②で求めた変位応答時刻歴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。J E A G フロー③の「時刻歴応答波形の最大値に対応するピーク応力を仮定」とは、個々の疲労評価対象設備のピーク応力でなく、すべての疲労評価対象設備のピーク応力の最大値を時刻歴応答波形の最大値とすることに対応している。

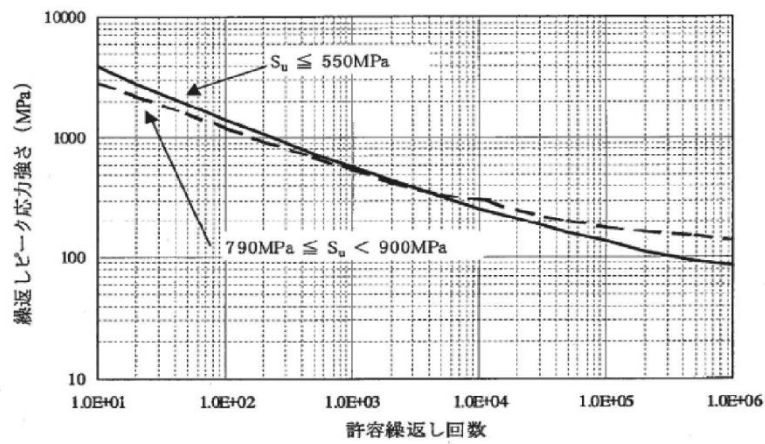
- #### (a) 基準地震動 S_s に対する疲労評価の等価繰返し回数設定に用いるピーク応力は、1471MPa*を用いることとし、疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa を超える場合は個別に設定する。

注記*：「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」にて十分とされている値（150kg/mm²）を単位換算した値

- (b) 弾性設計用地震動 S_d に対する疲労評価の等価繰返し回数の設定に用いるピーク応力は、基準地震動 S_s におけるピーク応力と同様に 1471MPa を用いることとし、疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa を超える場合は個別に設定する。

④ 疲労累積係数 UF (Usage Factor) の算出

図 3-2 に示す発電用原子力設備規格設計・建設規格（以下「J SME 設計・建設規格」という。）に記載される設計疲労線図を用い、応力の時刻歴応答波形に対して各時刻歴振幅に対する許容繰返し回数を算出する。なお、時刻歴振幅とそれが何回繰返されるか（ピークのサイクル数）の算出方法はレインフロー法を用いる（別紙 8 参照）。



(J SME 設計・建設規格より抜粋)

図 3-2 炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼の設計疲労線図

応力の時刻歴応答波形の振幅に対する許容繰返し回数と、ピークのサイクル数から、UF を算出する。

$$2UF = \frac{n_0}{N_0} + \frac{n_1}{N_1} + \frac{n_2}{N_2} + \dots$$

n_i : 各ピークのサイクル数

N_i : 各ピークに対する許容繰返し回数

注：上式は片振りのピークを 1 サイクルとしてサイクル数をカウントし UF を算出する式であり、片振りのピークを 0.5 サイクル，両振りのピークを 1 サイクルとして UF を算出する場合，上式は $UF = \frac{n_0}{N_0} + \frac{n_1}{N_1} + \frac{n_2}{N_2} + \dots$ となる。

⑤ 等価繰返し回数 N_e の算出

J E A G フロー④で算出した UF と、 J E A G フロー③より求められる最大ピーク応力に対する許容繰返し回数 N_0 から、下式により、等価繰返し回数 N_e を求める。

$$N_e = N_0 \times UF$$

以上の J E A G フロー①～⑤を踏まえ、島根原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数の算出方法を図 3-3 に示す。

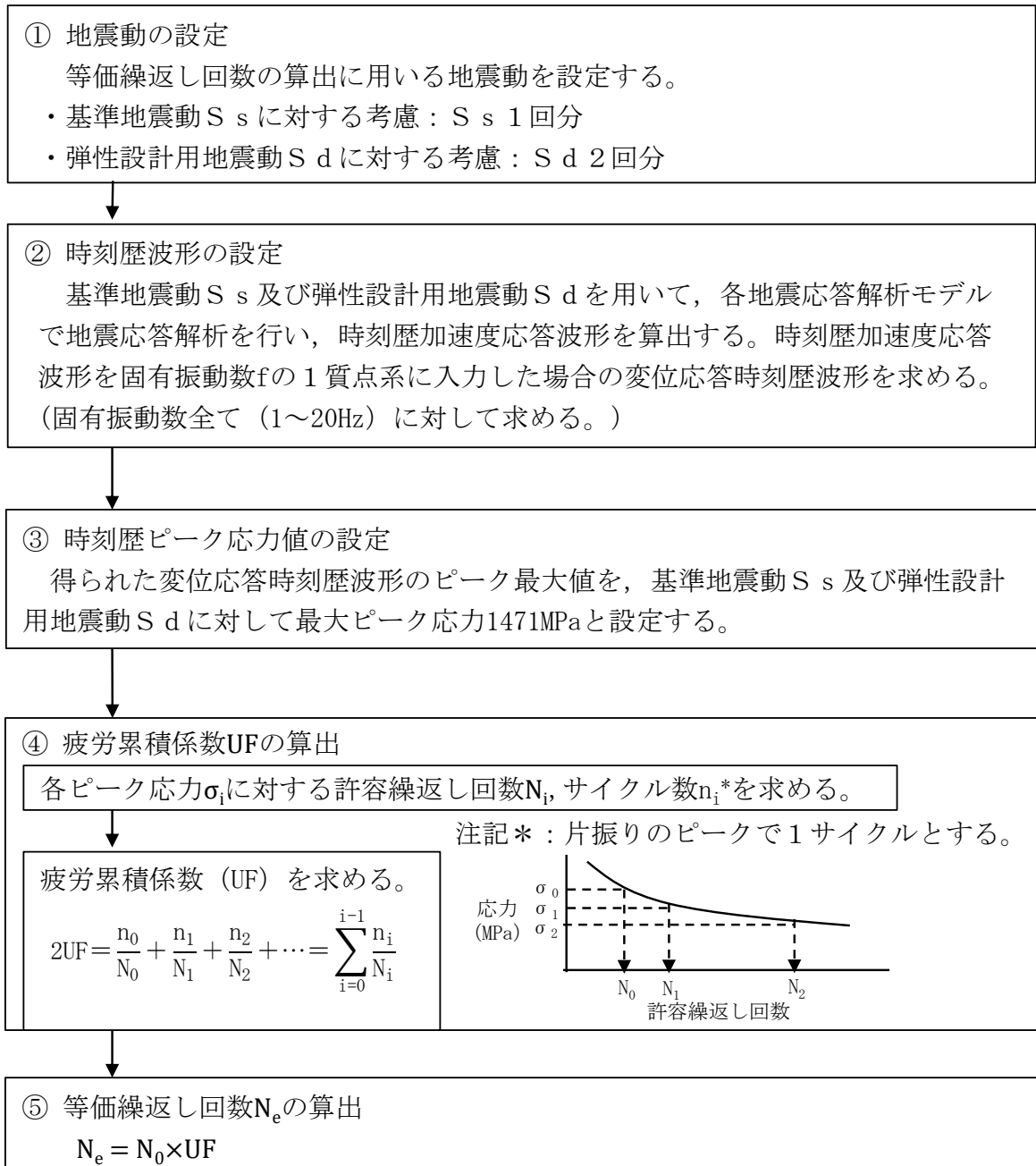


図 3-3 等価繰返し回数の算出方法

(2) 一律に設定する等価繰返し回数の算出パラメータの設定の考え方

等価繰返し回数の算出パラメータとしては、以下のパラメータがあり、一律に設定する等価繰返し回数の検討に用いるパラメータが適切であることを確認する。

- a. ピーク応力
- b. 固有周期
- c. 対象床面（質点）
- d. 地震動
- e. 減衰定数
- f. 設計疲労線図
- g. 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の考慮

a. ピーク応力

「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」にてピーク応力の設定値が高くなるほど等価繰返し回数が大きくなる傾向となることが確認されている。その傾向の計算例を別紙 9 に示す。当該報告書の中でピーク応力の設定値として十分とされている値(150kg/mm²)を参考に、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、当該の値を単位換算した 1471MPa*を用いる。

ピーク応力の設定の適切性は、各疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa に包絡されることにより確認する。各疲労評価対象設備のピーク応力を別紙 7 に示す。水平 2 方向と鉛直方向の地震力の組合せの影響を確認する設備については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力を組み合わせた場合のピーク応力についても考慮する。

なお、疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa を超える場合は、個別に等価繰返し回数の設定を行う。

注記*：「昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する報告書」にて十分とされている値(150kg/mm²)を単位換算した値

b. 固有周期

固有周期と等価繰返し回数の関係について図 3-4 に示す。

一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、全固有周期帯（0.05s～1.00s）で算出した等価繰返し回数のうち最大回数を用いる。実際の設備は、特定の固有周期を有しているが、全固有周期帯の最大回数を考慮することで安全側の設定となる。

なお、等価繰返し回数算出における固有周期の計算間隔は表 3-2 に示す。

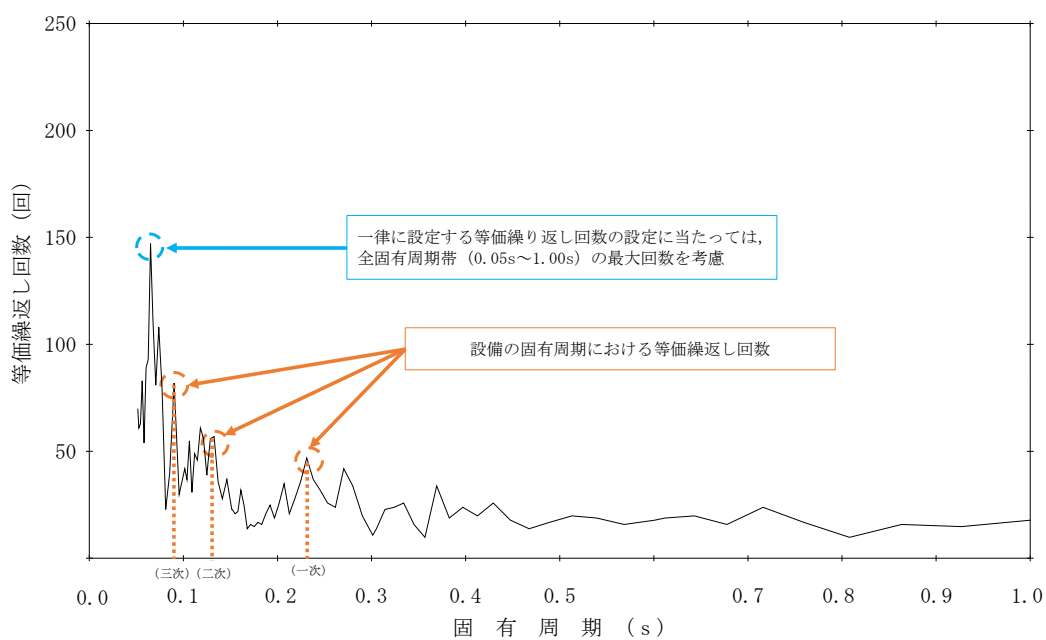


図 3-4 固有周期と等価繰返し回数の関係 (例)

(原子炉本体地震応答解析モデルにて等価繰返し回数が最大回数となる条件)

表 3-2 等価繰返し回数算出における固有周期計算間隔

固有周期 (s)	計算間隔 (rad/s)
0.05 ~ 0.1	4.0
0.1 ~ 0.15	1.5
0.15 ~ 0.3	0.8
0.3 ~ 0.6	0.6
0.6 ~ 1.0	0.5

注：固有周期の計算間隔の設定に当たっては、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」で設備設計に用いる床応答スペクトルの計算間隔と同様に、J E A G 4 6 0 1-1987 P515 表 6.5.1-1 の計算間隔例を用いた。

c. 対象床面（質点）

等価繰返し回数を算出する床面（質点）は、原子炉建物地震応答解析モデルでは、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」で設備設計に用いる床応答スペクトルを算出するすべての床面（質点）を対象とし、原子炉本体地震応答解析モデルでは、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」で設備設計に用いる荷重及び床応答スペクトルを算出するすべての床面（質点）のうち疲労評価を実施する設備を有する床面（質点）を対象とする（別紙1参照）。一律に設定する等価繰返し回数設定に当たっては、算出した等価繰返し回数の包絡値を用いる。

d. 地震動

島根原子力発電所第2号機における基準地震動は S_s-D 、 $F1$ 、 $F2$ 、 $N1$ 、 $N2$ （以下「 S_s5 波」という。）及び弾性設計用地震動は S_d-D 、 $F1$ 、 $F2$ 、 $N1$ 、 $N2$ 及び S_d-1 （以下「 S_d6 波」という。）がある。

等価繰返し回数の算出に当たっては、検討対象地震動による変位応答時刻歴波形のピーク最大値を最大ピーク応力 1471MPa と一律に設定するため、等価繰返し回数に対しては、地震動の大きさではなく主要動部の継続時間が影響する。ここで、基準地震動 S_s5 波の加速度時刻歴波形を図3-5～図3-9に示す。図3-5～図3-9における S_s5 波のうち、 S_s-D は主要動部の継続時間が最も長く、地震動の継続時間（振幅包絡線において最大振幅の0.1倍の振幅に達するまでの時間）も60.0秒と長いことから、基準地震動 S_s における一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、 S_s-D を用いる。

また、弾性設計用地震動 S_d6 波の加速度時刻歴波形を図3-10～図3-15に示す。図3-10～図3-15における S_d6 波のうち、 S_d-D 及び S_d-1 の継続時間が最も長いことから、弾性設計用地震動 S_d における一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、 S_d-D に加え、 S_d-1 の地震動を用いる。

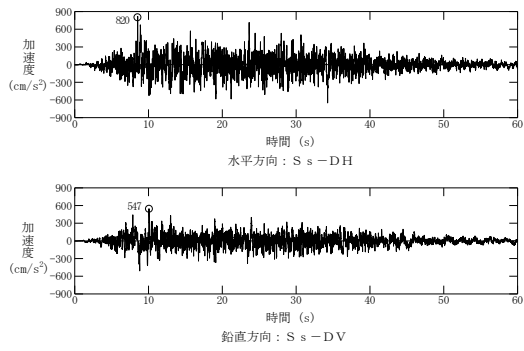


図 3-5 基準地震動 S s - D の
加速度時刻歴波形

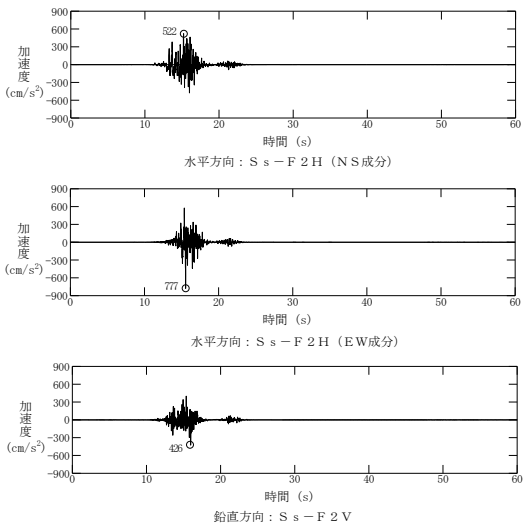


図 3-7 基準地震動 S s - F 2 の
加速度時刻歴波形

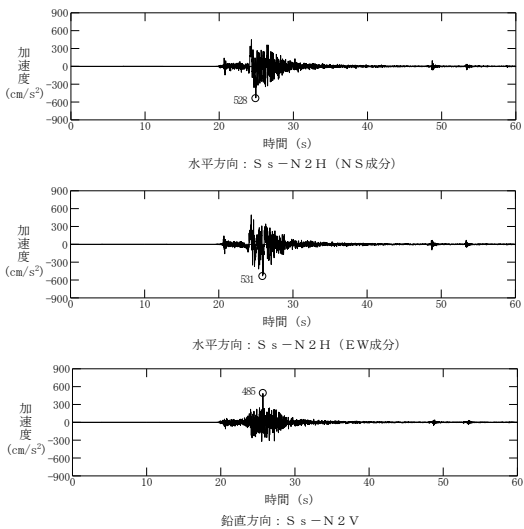


図 3-9 基準地震動 S s - N 2 の
加速度時刻歴波形

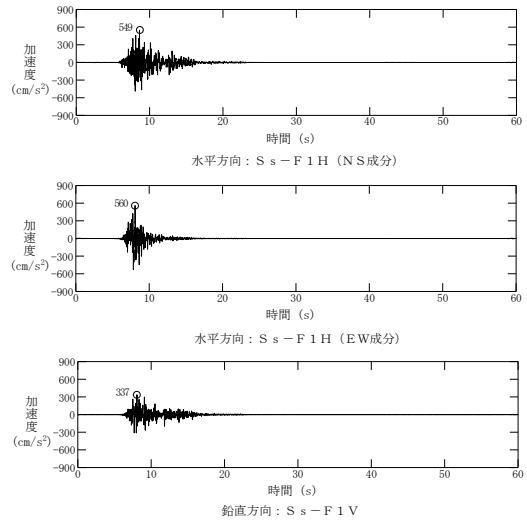


図 3-6 基準地震動 S s - F 1 の
加速度時刻歴波形

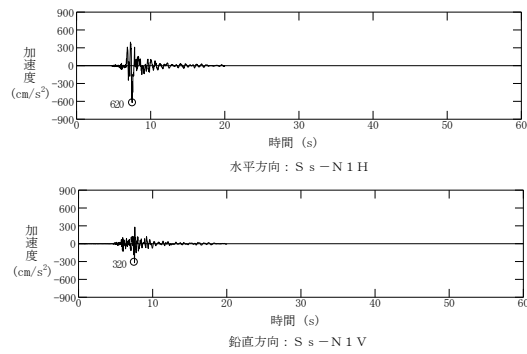


図 3-8 基準地震動 S s - N 1 の
加速度時刻歴波形

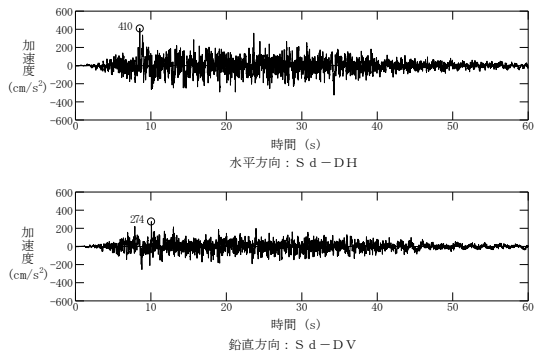


図 3-10 弾性設計用地震動 S d - D の
加速度時刻歴波形

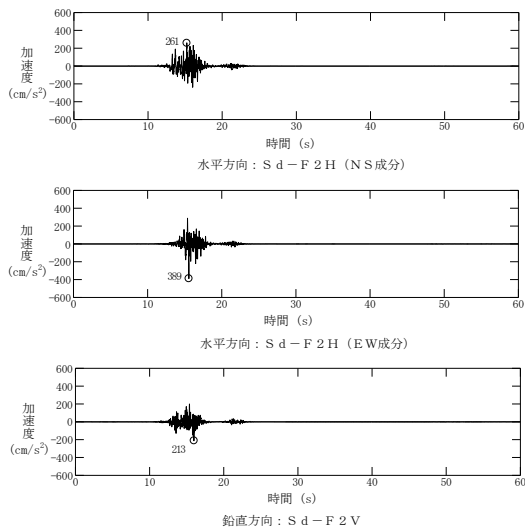


図 3-12 弾性設計用地震動 S d - F 2 の
加速度時刻歴波形

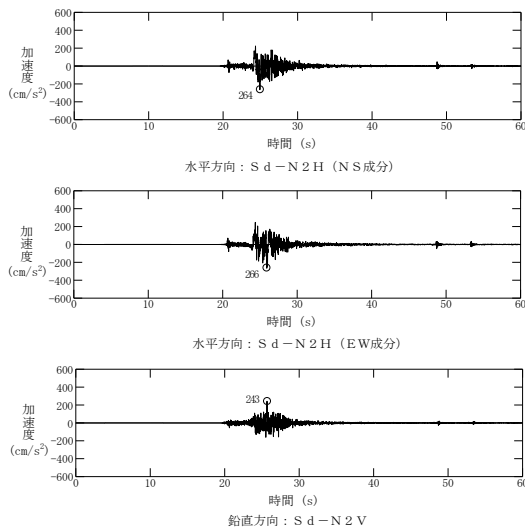


図 3-14 弾性設計用地震動 S d - N 2 の
加速度時刻歴波形

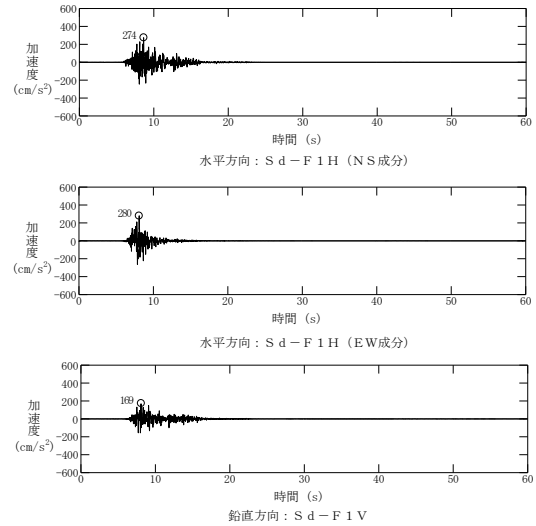


図 3-11 弾性設計用地震動 S d - F 1 の
加速度時刻歴波形

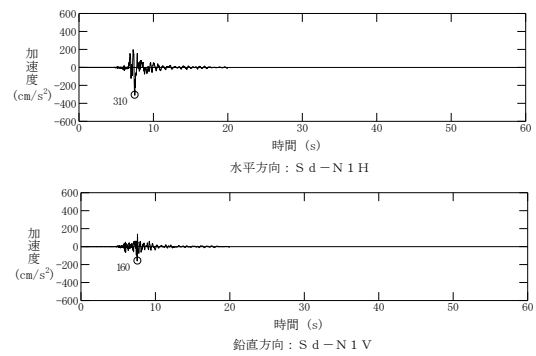


図 3-13 弾性設計用地震動 S d - N 1 の
加速度時刻歴波形

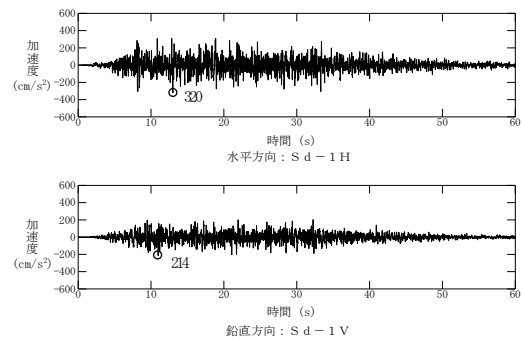


図 3-15 弾性設計用地震動 S d - 1 の
加速度時刻歴波形

e. 減衰定数

応答スペクトルフローでの算出に用いる 1 質点系の時刻歴応答解析の減衰定数について、原子炉建物地震応答解析モデルを代表として、1.0%、1.5%、2.0%、2.5%、3.0% をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果を別紙 2 に、等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を表 3-3 に示す。表 3-3 の結果から、減衰定数が小さいほど等価繰返し回数が多く算出される傾向にあることを確認した。

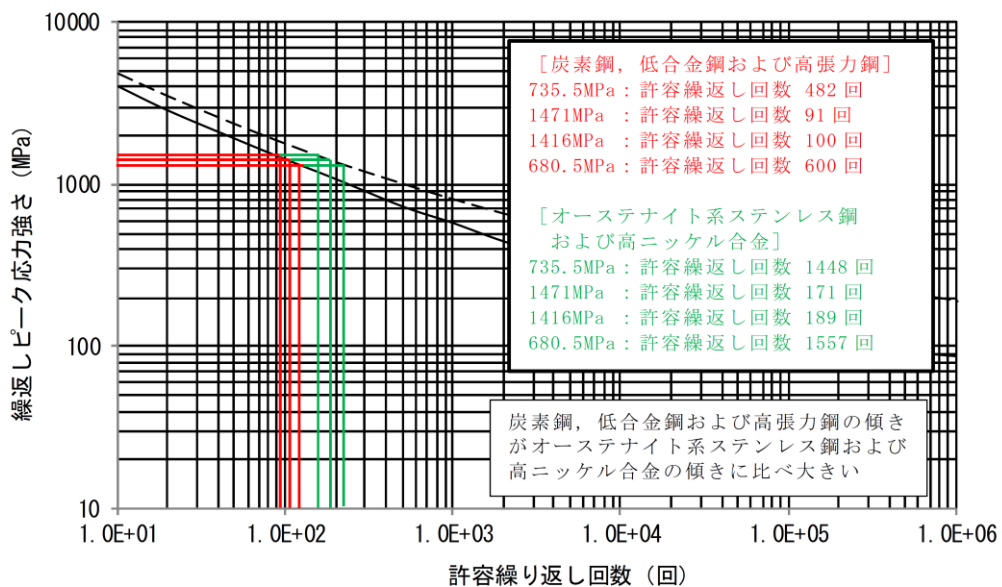
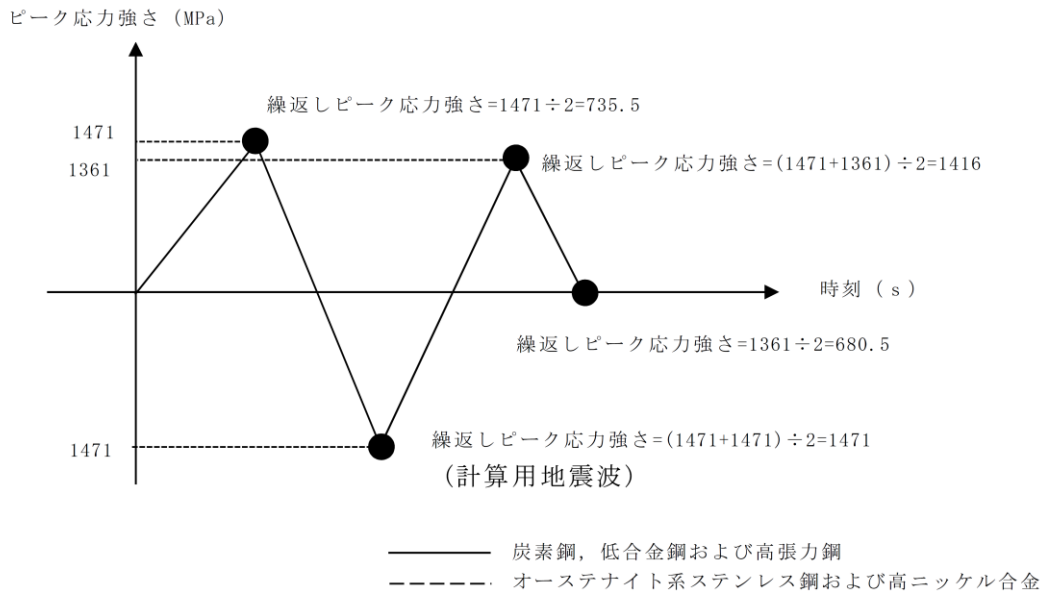
なお、機器・配管系の評価に適用される最小の減衰定数は 0.5% であるが、減衰定数が 0.5% の設備については対象設備が限られることから個別に設定する等価繰返し回数を用いることとし、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、1.0% の減衰定数を用いる。

表 3-3 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の比較結果

算出条件				各減衰定数に対する等価繰返し回数（最大回数）				
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース					

f. 設計疲労線図

一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、J S M E 設計・建設規格に記載の設計疲労線図のうち、「炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼」の設計用疲労線図を用いる。ここで、設計疲労線図の違いに対する等価繰返し回数の検討結果を図 3-16 に示す。図 3-16 より、「炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼」の設計用疲労線図を用いる方が同じピーク応力とした場合に J S M E 設計・建設規格に記載される「オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金」よりも許容繰返し回数が小さくなり、等価繰返し回数が大きく算出されることを確認した。



炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼の等価繰返し回数：

$$\left[\frac{0.5}{482} + \frac{0.5}{91} + \frac{0.5}{100} + \frac{0.5}{600} \right] \times 91 = \underline{1.13 \text{ 回}}$$

オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金の等価繰返し回数：

$$\left[\frac{0.5}{1448} + \frac{0.5}{171} + \frac{0.5}{189} + \frac{0.5}{1557} \right] \times 171 = \underline{1.07 \text{ 回}}$$

同一の地震応答に対し等価繰返し回数を算出する場合，「炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼」の方が「オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金」よりも大きくなる。

図 3-16 設計疲労線図の違いに対する等価繰返し回数の検討結果

g. 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の考慮

VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」にて材料物性の不確かさを適切に考慮する方針と
していることから、今回工認の等価繰返し回数についても、算出に用いる地震応答解
析モデルの材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）による影響を考慮する。

3. (2)d., 3. (2)e. 及び 3. (2)f. の結果を踏まえ、等価繰返し回数の算出パラメータ
として、地震動を「S s-D」、減衰定数を「1.0%」及び設計疲労線図を「炭素鋼、低
合金鋼および高張力鋼」とした条件において、材料物性の不確かさ（地盤物性の不確
かさ）をパラメータとして等価繰返し回数を算出する。材料物性の不確かさ（地盤物
性の不確かさ）を考慮する検討ケースを表 3-4 に示す。

材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の
算出結果を別紙 3 に、最大回数を整理した結果を表 3-5 に示す。別紙 3 の結果から、
地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合、
各質点の等価繰返し回数に影響があるものの、その最大回数は、原子炉本体地震応答
解析モデルの EW 方向の基本ケースとなることを確認した。また、表 3-5 の結果から
基本ケースの等価繰返し回数を上回るケースは、原子炉建物地震応答解析モデルのケ
ース 2 のみであり、その影響も 1%程度と軽微であるため、一律に設定する等価繰返し
回数算出に当たっては、基本ケースを用いて検討する。

なお、島根原子力発電所第 2 号機の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回
数は、最終段階での取り扱いとして安全側に切り上げて設定する。

表 3-4 等価繰返し回数算出において材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮す
る検討ケース

検討ケース	コンクリート剛性	地盤物性	備考
ケース 1 (工認モデル)	設計基準強度	標準地盤	基本ケース
ケース 2 (地盤物性 + σ)	設計基準強度	標準地盤 + σ (+10%, +20%)	
ケース 3 (地盤物性 - σ)	設計基準強度	標準地盤 - σ (-10%, -20%)	

表 3-5 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の比較結果

算出条件				各材料物性の不確かさの等価繰返し回数（最大回数）*		
解析モデル	地震動	減衰定数（%）	設計疲労線図	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼			
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼			

注記*：（）内の数字は基本ケースにおける等価繰返し回数に対する各ケースの等価繰返し回数の比率を示す

(3) 算出結果

(2) で整理した算出パラメータを用いて、基準地震動 S s 及び弾性設計用地震動 S d に対する各地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を表 3-6 及び表 3-7 に示し、その詳細内訳を別紙 4 及び別紙 5 に示す。

基準地震動 S s に対する等価繰返し回数は、原子炉本体地震応答解析モデル EW 方向での 回が最大であった。また、弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数は、原子炉本体地震応答解析モデル EW 方向での 回が最大であった。

表 3-6 基準地震動 S s に対する最大等価繰返し回数

算出条件					方向別最大回数		最大回数
解析モデル	地震動	減衰定数（%）	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	方向	回数	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS		
					EW		
					UD		
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS		
					EW		
					UD		

表 3-7 弾性設計用地震動 S d に対する最大等価繰返し回数

算出条件					方向別最大回数		最大回数
解析モデル	地震動	減衰定数（%）	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	方向	回数	
原子炉建物地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS		
					EW		
					UD		
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS		
					EW		
					UD		

(4) 結果まとめ

島根原子力発電所第2号機の一律に設定する等価繰返し回数について、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d における検討結果をそれぞれ以下に示す。また、一律に設定する等価繰返し回数の設定の保守性を別紙13に示す。

a. 基準地震動 S_s の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数

- ・原子炉建物（原子炉本体地震応答解析モデル及び原子炉建物地震応答解析モデル）を対象とし、等価繰返し回数を算出した。
- ・等価繰返し回数の算出パラメータのうち、地震動、減衰定数及び設計疲労線図について、「 S_s-D 」、「1.0%」及び「炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼」の条件が安全側の設定であることを確認した。
- ・基準地震動 S_s の1回分を考慮して、安全側に設定した算出パラメータで等価繰返し回数を算出した結果、最大等価繰返し回数は 回であることを確認した。
- ・原子炉建物地震応答解析モデル及び原子炉本体地震応答解析モデルに対し材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響確認を行った結果、基本ケースによる等価繰返し回数に対する影響は1%程度であり、影響は軽微であることを確認した。

以上のことから、島根原子力発電所第2号機における基準地震動 S_s の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数は、安全側に150回と設定する。

b. 弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数

- ・原子炉建物（原子炉本体地震応答解析モデル及び原子炉建物地震応答解析モデル）を対象とし、等価繰返し回数を算出した。
- ・等価繰返し回数の算出パラメータのうち、地震動、減衰定数及び設計疲労線図について、「 S_d-D 及び S_d-1 」、「1.0%」及び「炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼」の条件が安全側の設定であることを確認した。
- ・弾性設計用地震動 S_d の2回分を考慮して、基準地震動 S_s で確認した安全側となる算出パラメータで等価繰返し回数を算出した結果、最大等価繰返し回数は 回であることを確認した。
- ・基準地震動 S_s に対する材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響確認結果から、影響は軽微であることを確認した。

以上のことから、島根原子力発電所第2号機における弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数は、安全側に300回と設定する。

4. 個別に設定する等価繰返し回数

島根原子力発電所第2号機の今回工認において一律に設定する等価繰返し回数を適用せず、個別に設定する等価繰返し回数を適用する場合について説明する。

(1) 対象設備

個別に設定する等価繰返し回数を設定する必要がある疲労評価対象設備は図2-1及び図2-2のフローに従って抽出される以下の設備となる。

① 基準地震動 S_s における個別に設定する等価繰返し回数

- (A) 原子炉建物以外に設置される設備
- (B) 減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備
- (C) 発生するピーク応力が1471MPaを超える設備
- (D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない設備

② 弾性設計用地震動 S_d における個別に設定する等価繰返し回数

- (A) 原子炉建物以外に設置される設備
- (B) 減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備
- (C) 発生するピーク応力が1471MPaを超える設備
- (D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない設備

(2) 個別に設定する等価繰返し回数設定方針

個別に設定する場合の算出条件を一律に設定する等価繰返し回数と併せて表4-1に示す。

算出条件の一部（設置場所，固有周期，減衰定数，ピーク応力，設計用疲労線図）に疲労評価対象設備固有の条件を用いた上で算出することで，各疲労評価対象設備に対して個別に設定する等価繰返し回数とする。

また，3.(2)g.より，基本ケースによる等価繰返し回数に対する材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響は軽微であることから，一律に設定する等価繰返し回数と同様に，基本ケースを用いて算出し，安全側に切り上げて設定する。

表 4-1 一律に設定する等価繰返し回数と個別に設定する等価繰返し回数の条件

条件の項目	一律に設定する等価繰返し回数	個別に設定する等価繰返し回数	備考
算出フロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー*1	*1：必要に応じて時刻歴フローを用いる。
対象床面(質点)	原子炉建物地震応答解析モデル：全床面(質点) 原子炉本体地震応答解析モデル：疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)	疲労評価対象設備の設置位置	—
ピーク応力	1471MPa	1471MPa*2	*2：必要に応じて疲労評価対象設備のピーク応力を用いる。
固有周期	全固有周期	全固有周期*3	*3：必要に応じて疲労評価対象設備の固有周期を用いる。
減衰定数	1.0%	疲労評価対象設備の減衰定数	—
設計用疲労線図	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼*4	*4：必要に応じて疲労評価対象設備の使用材料の設計用疲労線図を用いる。

(3) 算出結果

(2) 項の方針に基づき算出した基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対して個別に設定する等価繰返し回数を以下に示す。

① 基準地震動 S_s における個別に設定する等価繰返し回数

(A) 原子炉建物以外に設置される疲労評価対象設備

該当する設備は、非常用ディーゼル発電設備 A-ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高压炉系スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクとなる。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-2 及び表 4-3 に示す。

(B) 減衰定数が 0.5% の疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(C) 発生するピーク応力が 1471MPa を超える疲労評価対象設備

該当する設備は、原子炉中性子計装孔、ベント管及びダウンカマとなる。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-4～表 4-6 に示す。なお、ベント管及びダウンカマに適用する等価繰返し回数の設定の考え方については、別紙 14 にて説明する。

(D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない疲労評価対象設備

該当する設備はなし。ただし、可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS-R-3) については、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価の許容値に対する余裕が小さい

ことから、個別に等価繰返し回数を設定している。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-7 に示す。

② 弾性設計用地震動 S_d における個別に設定する等価繰返し回数

(A) 原子炉建物以外に設置される疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(B) 減衰定数が 0.5% の疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(C) 発生するピーク応力が 1471MPa を超える疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない疲労評価対象設備

該当する設備は、ベント管及びダウンコマとなる。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-8 及び表 4-9 に示す。(設定の考え方は別紙 14 参照)

表 4-2 非常用ディーゼル発電設備 A-ディーゼル燃料貯蔵タンク 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件						等価繰返し回数				
解析モデル	EL	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
排気筒	3.500	1471	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

表 4-3 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件						等価繰返し回数				
解析モデル	EL	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
排気筒	3.500	1471	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。



表 4-4 原子炉中性子計装孔 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件					等価繰返し回数					
解析モデル	EL*	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
原子炉本体	21.571	1500	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	基本ケース					150
	18.250											
	17.442 (17.419)											
	16.508											
	13.054											

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記*：() 内は鉛直方向の数値を示す。

表 4-5 ベント管 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件					等価繰返し回数					
解析モデル	EL	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
原子炉本体		1600	水平：  鉛直：0.05	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記*：支配的な振動モードである 1 次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

表 4-6 ダウンカマ 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉本体	□	1600	水平：□* 鉛直：0.05	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。


注記*：支配的な振動モードである 1 次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

表 4-7 可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS-R-3) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉建物	23.800	1471	全固有周期	S s - D	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

表 4-8 ベント管 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)



算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉本体		1471	水平:  ^{*1} 鉛直: 0.05	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回 S d - D 又は S d - 1 ^{*2}	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記*1：支配的な振動モードである1次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

*2：LOCA時（設計基準事故）及びSA時の疲労評価に適用する弾性設計用地震動S dは1回分を考慮する。

表 4-9 ダウンカマ 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉本体		1471	水平:  ^{*1} 鉛直: 0.05	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回 S d - D 又は S d - 1 ^{*2}	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記*1：支配的な振動モードである1次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

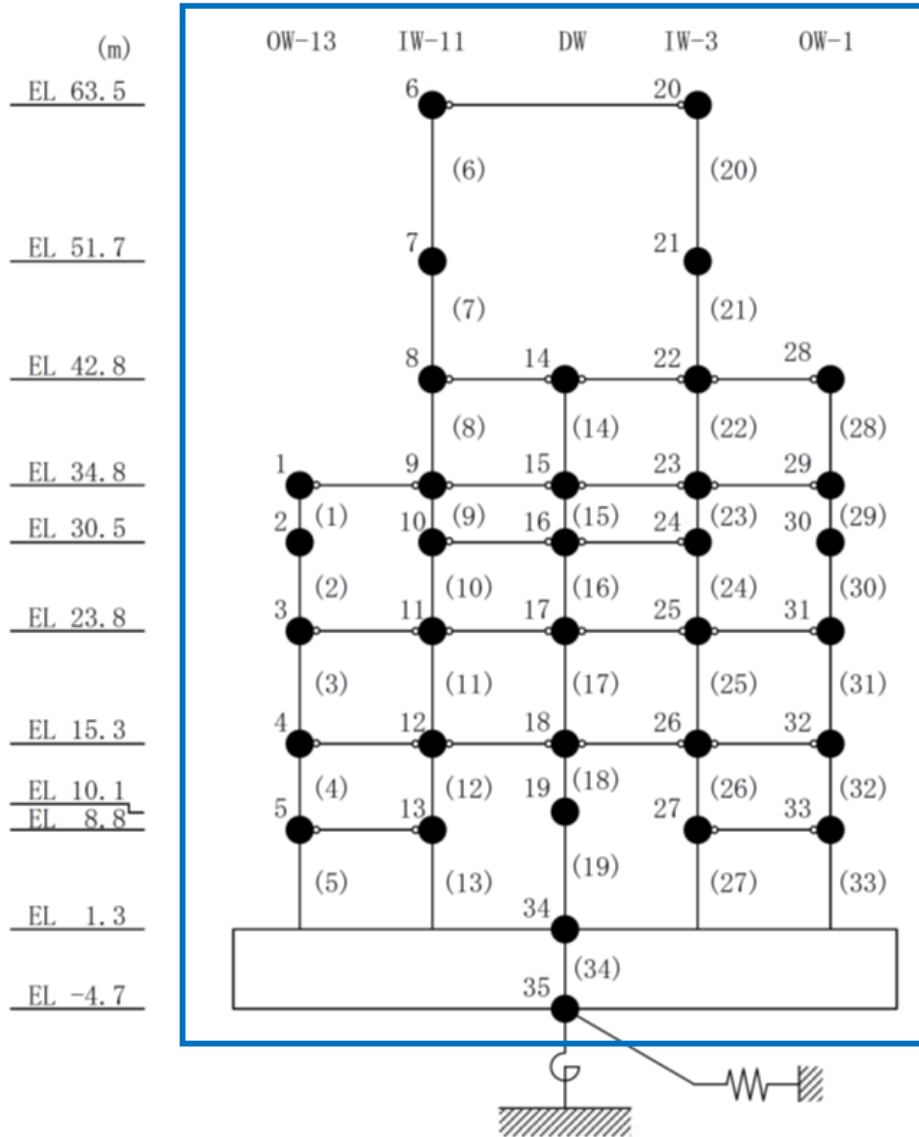
*2：LOCA時（設計基準事故）及びSA時の疲労評価に適用する弾性設計用地震動S dは1回分を考慮する。

5. まとめ

島根原子力発電所第2号機の疲労評価に用いる等価繰返し回数は、J E A G 4 6 0 1 - 1987 記載の手順及び等価繰返し回数算出に影響するパラメータを保守的に設定した算出結果を踏まえ、基準地震動 S_s の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数を 150 回及び弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数を 300 回に設定する。

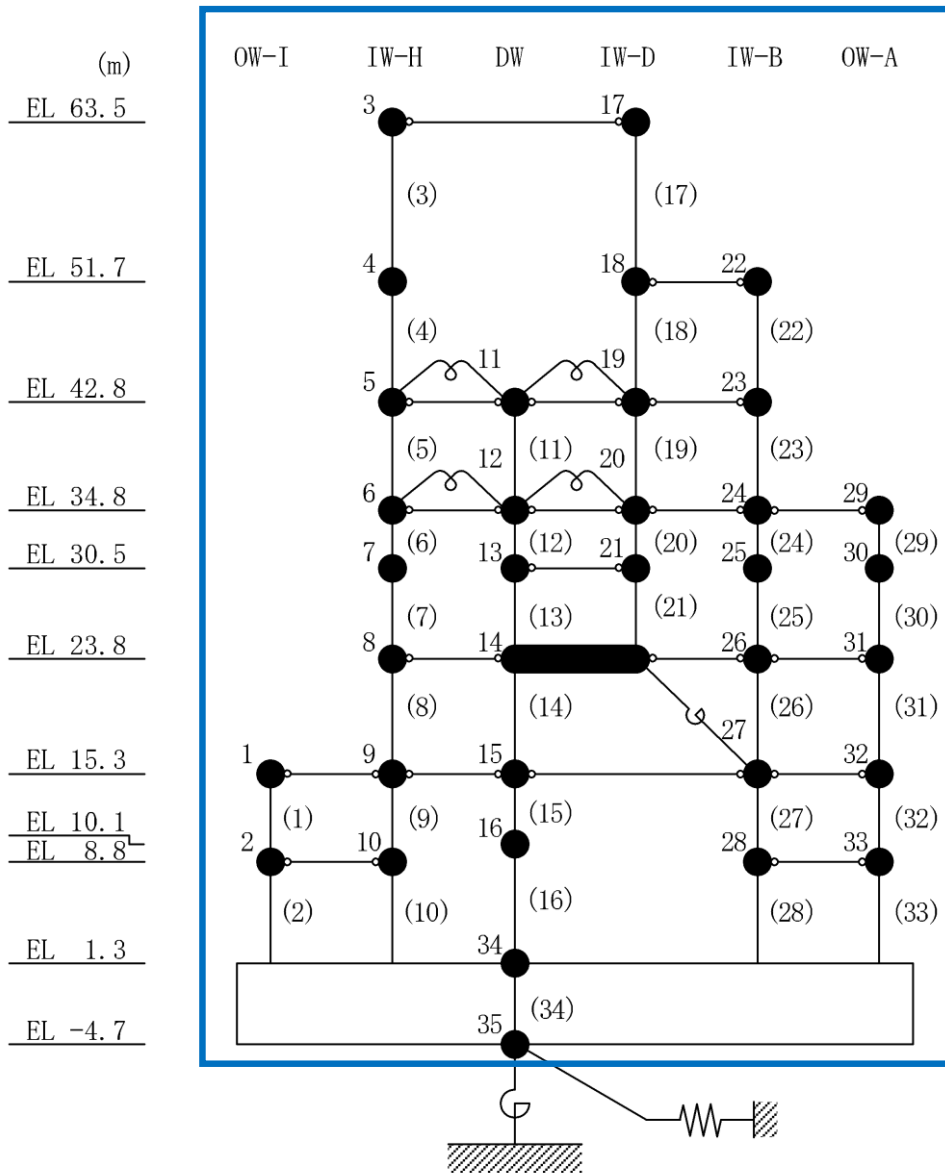
別紙 1 地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の算出点

: 算出点



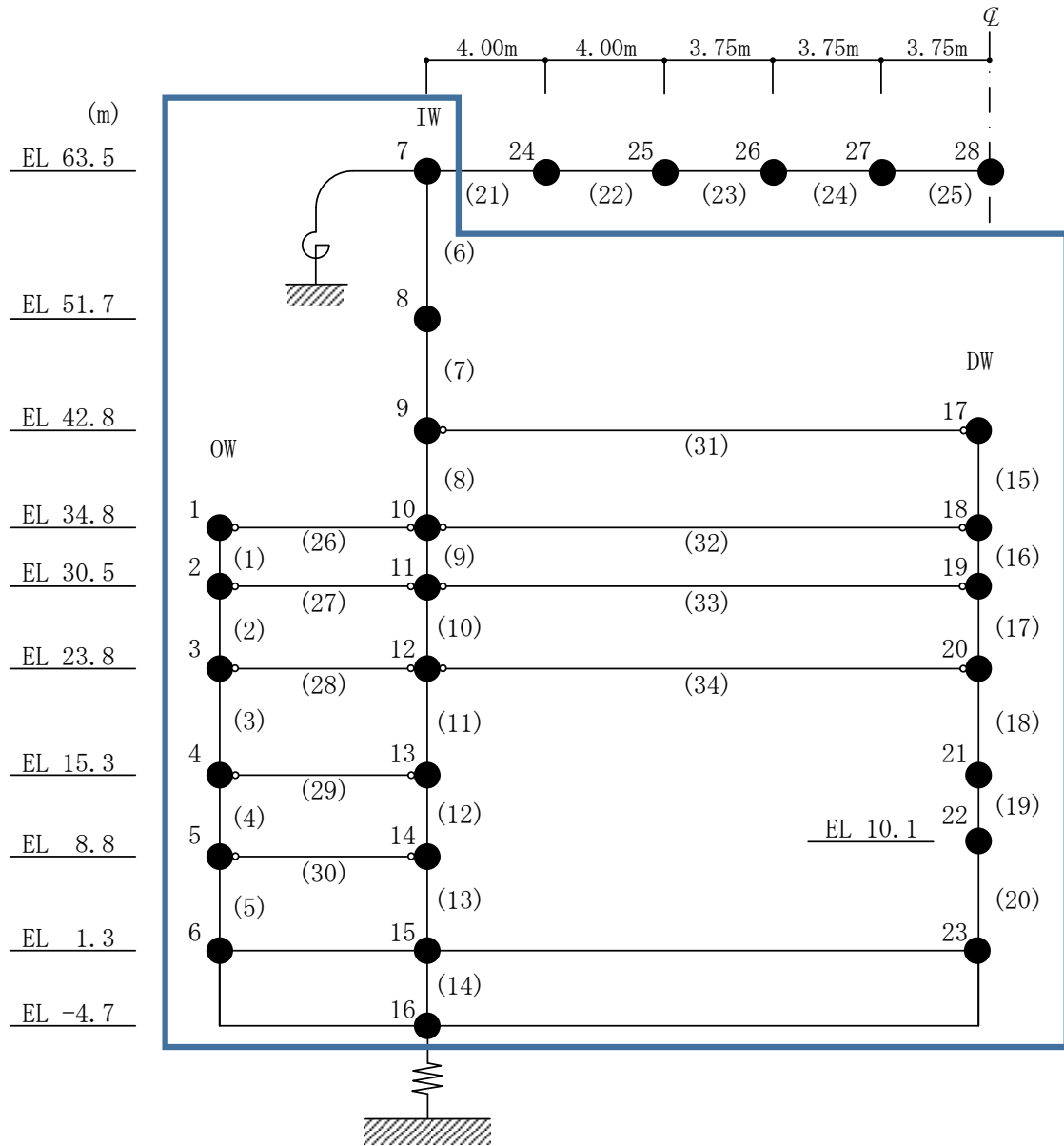
別図 1-1 原子炉建物地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点
(水平方向 (NS 方向))

: 算出点



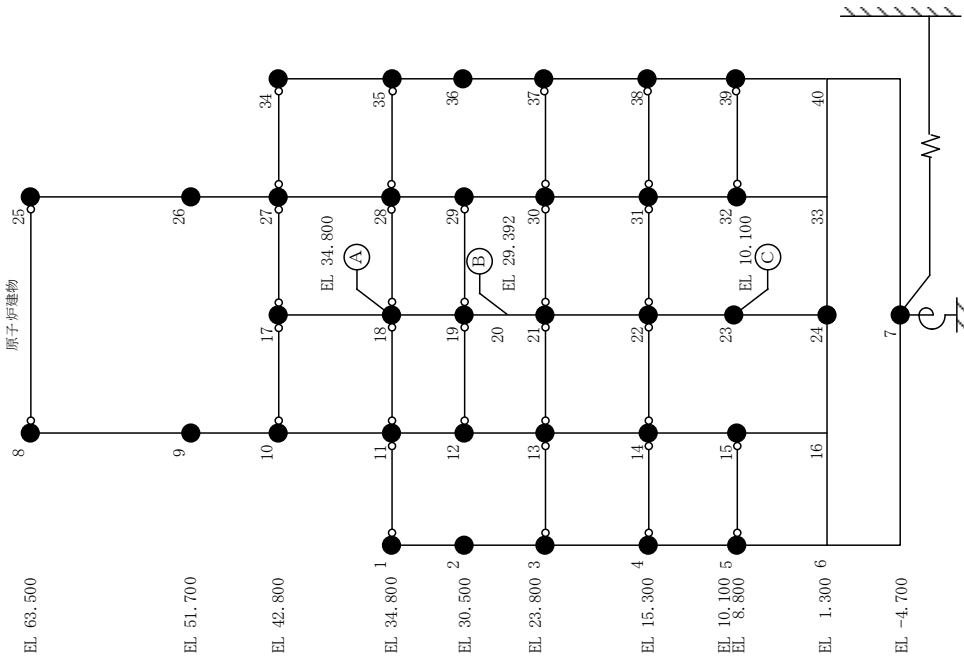
別図 1-2 原子炉建物地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点
(水平方向 (EW 方向))

: 算出点



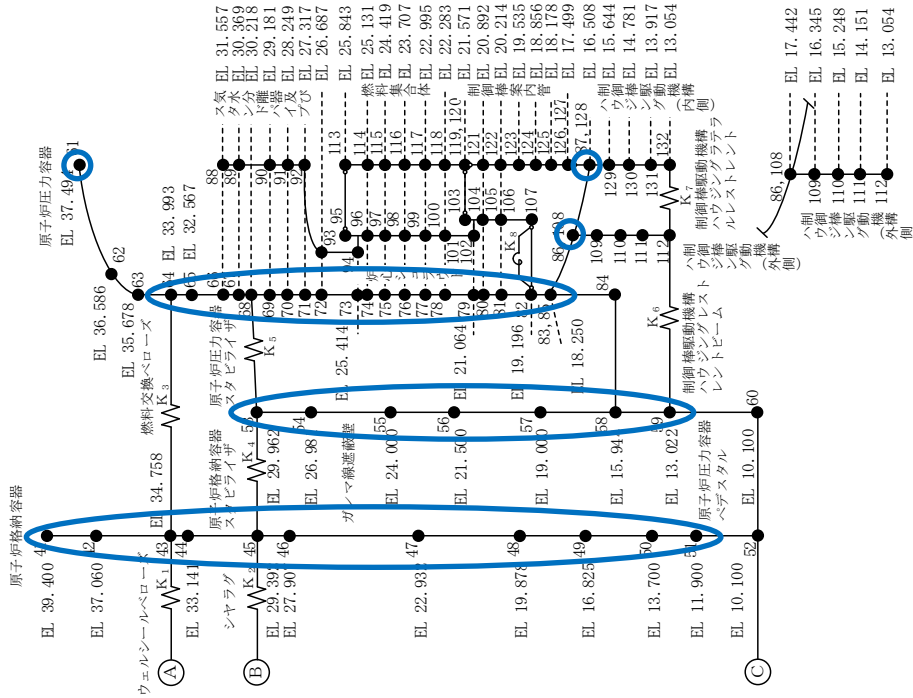
別図 1-3 原子炉建物地震応答解析モデルの等価繰返し回数の出点 (鉛直方向)

○ : 算出点

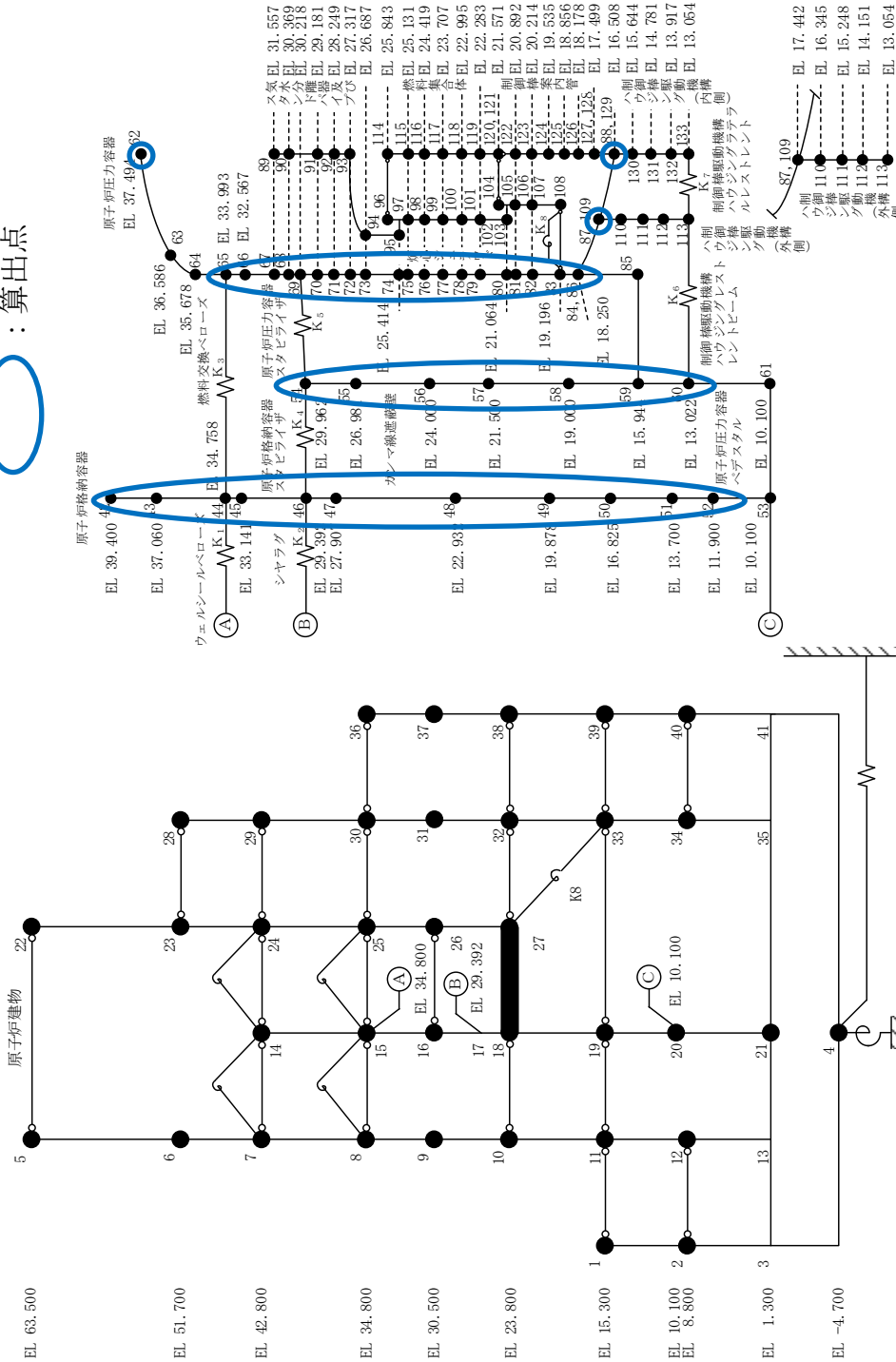


別図 1-4 原子炉本体地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点
(水平方向 (NS 方向))

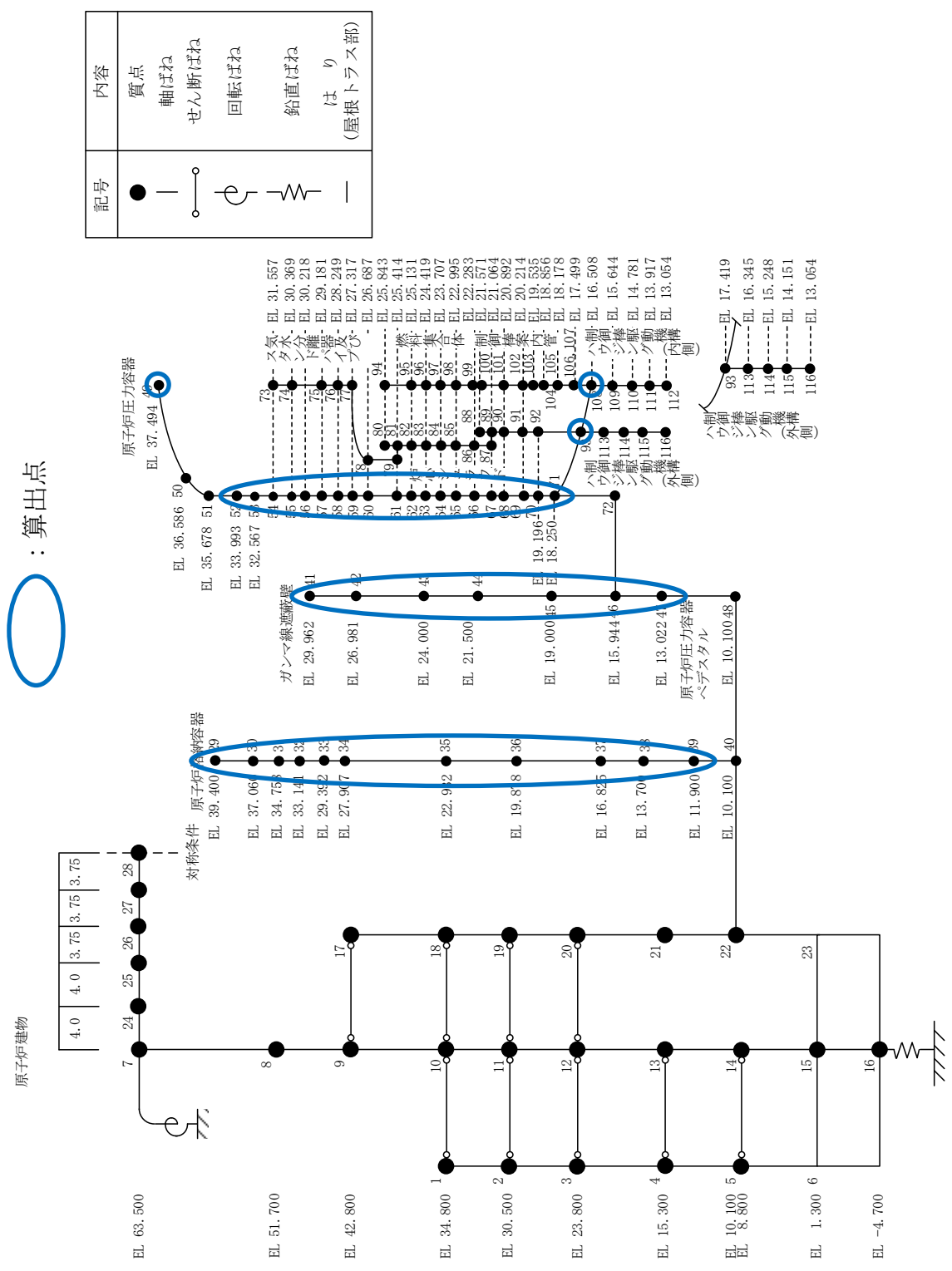
記号	内容
●	質点
— —	曲げ・せん断部材
— —	水平ばね
⌒	回転ばね
○—○	剛部材 (ピン結合)



K ₁	ウェルシールドベローズ
K ₂	シャラダ
K ₃	燃料交換ベローズ
K ₄	原子炉格納容器スタブライザ
K ₅	原子炉圧力容器スタブライザ
K ₆	制御棒駆動機構ハウジングレストレントベーム
K ₇	制御棒駆動機構ハウジングラアラルレストレント
K ₈	シェラウドサポート



別図 1-5 原子炉本体地震応答解析モデルの等価繰り返し回数の算出 (水平方向 (EW 方向))



別図 1-6 原子炉本体地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点 (鉛直方向)

別紙 2 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の比較

別表 2-1 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果 (NS 方向)

算出条件						各減衰定数に対する等価繰返し回数					
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%	
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	6						
				51.700	7						
					21						
				42.800	8						
				34.800	1						
				30.500	2						
					10						
					30						
				23.800	3						
				15.300	4						
				10.100	19						
				8.800	5						
					27						
1.300	34										
-4.700	35										

注：下線部は、各減衰定数に対する全方向 (NS, EW, 鉛直) の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 2-2 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果 (EW 方向)

算出条件						各減衰定数に対する等価繰返し回数					
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%	
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	3						
				51.700	4						
					18						
				42.800	5						
				34.800	6						
				30.500	7						
					13						
					25						
					30						
				23.800	8						
				15.300	1						
				10.100	16						
				8.800	2						
					28						
1.300	34										
-4.700	35										

注：下線部は、各減衰定数に対する全方向 (NS, EW, 鉛直) の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 2-3 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（鉛直方向）

算出条件						各減衰定数に対する等価繰返し回数					
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%	
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	7						
				51.700	8						
				42.800	9						
					17						
				34.800	1						
					10						
					18						
				30.500	2						
					11						
					19						
				23.800	3						
					12						
					20						
				15.300	4						
					13						
					21						
10.100	22										
8.800	5										
	14										
1.300	15										
-4.700	16										

注：下線部は、各減衰定数に対する全方向（NS, EW, 鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別紙 3 等価繰返し回数の算出における材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響
検討

1. はじめに

島根原子力発電所第 2 号機の耐震設計において、材料物性の不確かさを適切に考慮する方針としていることから、本資料において、等価繰返し回数算出に係る材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）による影響検討を実施した。

2. 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合の等価繰返し回数の算出条件

原子炉建物地震応答解析モデル、原子炉本体地震応答解析モデルにおける材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合の等価繰返し回数を算出する。別表 3-1 に等価繰返し回数の算出条件を示す。

別表 3-1 等価繰返し回数の算出条件

解析モデル	材料物性の不確かさ*	地震動	固有周期	減衰定数	設計疲労線図
原子炉建物 地震応答解析 モデル	基本ケース	S s - D	全固有周期帯	1.0%	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼
	ケース 2 (標準地盤 + σ)				
	ケース 3 (標準地盤 - σ)				
原子炉本体 地震応答解析 モデル	基本ケース	S s - D	全固有周期帯	1.0%	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼
	ケース 2 (標準地盤 + σ)				
	ケース 3 (標準地盤 - σ)				

注記*：材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した検討ケースの条件は、
本文表 3-4 参照

3. 算出結果及びまとめ

材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の最大回数を別表 3-2 に、それらの詳細内訳を別表 3-3～別表 3-8 に示す。地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合、各質点の等価繰返し回数に影響があるものの、その最大回数は、原子炉本体地震応答解析モデルの EW 方向の基本ケースとなることを確認した。また、別表 3-2 の結果から基本ケースの等価繰返し回数を上回るケースは、原子炉建物地震応答解析モデルのケース 2 のみであり、その影響も 1% 程度で影響軽微であるため、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、基本ケースを用いて検討する。

なお、島根原子力発電所第 2 号機の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数は、最終段階での取り扱いとして安全側に切り上げて設定する。

別表 3-2 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の比較結果

算出条件				各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数(最大回数)*		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s-D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼			
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s-D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼			

注記* : () 内の数字は基本ケースにおける等価繰返し回数に対する各ケースの等価繰返し回数の比率を示す。

別表 3-3 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉建物地震応答解析モデル，NS 方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	EL(m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	63.500	6			
				51.700	7			
					21			
				42.800	8			
				34.800	1			
				30.500	2			
					10			
					30			
				23.800	3			
				15.300	4			
				10.100	19			
					5			
				8.800	27			
34								
1.300	34							
-4.700	35							

注：下線部は，原子炉建物地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-4 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉建物地震応答解析モデル，EW 方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼お よび高張力鋼	63.500	3			
				51.700	4			
					18			
				42.800	5			
				34.800	6			
				30.500	7			
					13			
					25			
					30			
				23.800	8			
				15.300	1			
				10.100	16			
				8.800	2			
					28			
1.300	34							
-4.700	35							

注：下線部は，原子炉建物地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-5 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉建物地震応答解析モデル，鉛直方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼お よび高張力鋼	63.500	7			
				51.700	8			
				42.800	9			
					17			
				34.800	1			
					10			
					18			
				30.500	2			
					11			
					19			
				23.800	3			
					12			
					20			
				15.300	4			
					13			
					21			
10.100	22							
8.800	5							
	14							
1.300	15							
-4.700	16							

注：下線部は，原子炉建物地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-6 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉本体地震応答解析モデル，NS 方向）

算出条件							各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	原子炉格納容器	39.400	41			
					37.060	42			
					34.758	43			
					33.141	44			
					29.392	45			
					27.907	46			
					22.932	47			
					19.878	48			
					16.825	49			
					13.700	50			
				11.900	51				
				ガンマ線遮蔽壁	29.962	53			
					26.981	54			
					24.000	55			
					21.500	56			
				原子炉圧力容器 ペDESTAL	15.944	58			
					13.022	59			
				原子炉圧力容器	37.494	61			
					33.993	64			
					32.567	65			
					31.557	66			
					30.369	67			
					30.218	68			
					29.181	69			
					28.249	70			
					27.317	71			
					26.687	72			
					25.414	73			
					25.131	74			
					24.419	75			
					23.707	76			
22.995	77								
22.283	78								
21.064	79								
20.892	80								
20.214	81								
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は，原子炉本体地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-7 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数
の算出結果（原子炉本体地震応答解析モデル，EW 方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数			
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	原子炉格納容器	39.400	41			
					37.060	42			
					34.758	43			
					33.141	44			
					29.392	45			
					27.907	46			
					22.932	47			
					19.878	48			
					16.825	49			
					13.700	50			
					11.900	51			
				ガンマ線遮蔽壁	29.962	53			
					26.981	54			
					24.000	55			
					21.500	56			
				原子炉圧力容器 ベデスタル	19.000	57			
					15.944	58			
				原子炉圧力容器	13.022	59			
					37.494	61			
					33.993	64			
					32.567	65			
					31.557	66			
					30.369	67			
					30.218	68			
					29.181	69			
					28.249	70			
					27.317	71			
					26.687	72			
					25.414	73			
					25.131	74			
					24.419	75			
					23.707	76			
					22.995	77			
					22.283	78			
					21.064	79			
					20.892	80			
					20.214	81			
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は，原子炉本体地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-8 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数
の算出結果（原子炉本体地震応答解析モデル，鉛直方向）

算出条件							各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	原子炉格納容器	39.400	29			
					37.060	30			
					34.758	31			
					33.141	32			
					29.392	33			
					27.907	34			
					22.932	35			
					19.878	36			
					16.825	37			
				13.700	38				
				11.900	39				
				ガンマ線遮蔽壁	29.962	41			
					26.981	42			
					24.000	43			
					21.500	44			
				原子炉圧力容器 ベDESTAL	19.000	45			
					15.944	46			
				原子炉圧力容器	13.022	47			
					37.494	49			
					33.993	52			
					32.567	53			
					31.557	54			
					30.369	55			
					30.218	56			
					29.181	57			
					28.249	58			
					27.317	59			
					26.687	60			
					25.414	61			
					25.131	62			
					24.419	63			
					23.707	64			
					22.995	65			
					22.283	66			
					21.064	67			
					20.892	68			
					20.214	69			
				19.196	70				
				18.250	71				
17.419	93								
16.508	108								

注：下線部は，原子炉本体地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別紙 4 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果

別表 4-1 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉建物地震応答解析モデル, NS 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	63.500	6	
					51.700	7	
						21	
					42.800	8	
					34.800	1	
					30.500	2	
						10	
						30	
					23.800	3	
					15.300	4	
					10.100	19	
						5	
8.800	27						
	34						
1.300	34						
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-2 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉建物地震応答解析モデル, EW 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	63.500	3	
					51.700	4	
						18	
					42.800	5	
					34.800	6	
					30.500	7	
						13	
						25	
					30	30	
					23.800	8	
					15.300	1	
					10.100	16	
8.800	2						
	28						
1.300	34						
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-3 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉建物地震応答解析モデル, 鉛直方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	63.500	7	
					51.700	8	
					42.800	9	
						17	
					34.800	1	
						10	
						18	
					30.500	2	
						11	
						19	
					23.800	3	
						12	
						20	
					15.300	4	
						13	
						21	
10.100	22						
8.800	5						
	14						
1.300	15						
-4.700	16						

注: 下線部は, 原子炉建物地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-4 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉本体地震応答解析モデル, NS 方向)

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	算出条件				EL (m)	質点	等価繰返し回数
			設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器				
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41		
						37.060	42		
						34.758	43		
						33.141	44		
						29.392	45		
						27.907	46		
						22.932	47		
						19.878	48		
						16.825	49		
					13.700	50			
					11.900	51			
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53		
						26.981	54		
						24.000	55		
						21.500	56		
					原子炉圧力容器 ベダスタル	15.944	58		
						13.022	59		
					原子炉圧力容器	37.494	61		
						33.993	64		
						32.567	65		
						31.557	66		
						30.369	67		
						30.218	68		
						29.181	69		
						28.249	70		
						27.317	71		
						26.687	72		
						25.414	73		
						25.131	74		
						24.419	75		
						23.707	76		
22.995	77								
22.283	78								
21.064	79								
20.892	80								
20.214	81								
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-5 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉本体地震応答解析モデル, EW 方向)

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	算出条件				EL (m)	質点	等価繰返し回数
			設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器				
原子炉本体地震応答解析モデル	S _s -D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41		
						37.060	42		
						34.758	43		
						33.141	44		
						29.392	45		
						27.907	46		
						22.932	47		
						19.878	48		
						16.825	49		
						13.700	50		
					11.900	51			
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53		
						26.981	54		
						24.000	55		
						21.500	56		
					原子炉圧力容器ベダスタル	15.944	58		
						13.022	59		
					原子炉圧力容器	37.494	61		
						33.993	64		
						32.567	65		
						31.557	66		
						30.369	67		
						30.218	68		
						29.181	69		
						28.249	70		
						27.317	71		
						26.687	72		
						25.414	73		
						25.131	74		
						24.419	75		
						23.707	76		
22.995	77								
22.283	78								
21.064	79								
20.892	80								
20.214	81								
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-6 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉本体地震応答解析モデル, 鉛直方向)

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	算出条件				EL (m)	質点	等価繰返し回数
			設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器				
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	29		
						37.060	30		
						34.758	31		
						33.141	32		
						29.392	33		
						27.907	34		
						22.932	35		
						19.878	36		
						16.825	37		
						13.700	38		
					11.900	39			
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	41		
						26.981	42		
						24.000	43		
						21.500	44		
						19.000	45		
					原子炉圧力容器 ベDESTAL	15.944	46		
						13.022	47		
					原子炉圧力容器	37.494	49		
						33.993	52		
						32.567	53		
						31.557	54		
						30.369	55		
						30.218	56		
						29.181	57		
						28.249	58		
						27.317	59		
						26.687	60		
						25.414	61		
						25.131	62		
24.419	63								
23.707	64								
22.995	65								
22.283	66								
21.064	67								
20.892	68								
20.214	69								
19.196	70								
18.250	71								
17.419	93								
16.508	108								

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別紙 5 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果

別表 5-1 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉建物地震応答解析モデル, NS 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	6	
					51.700	7	
						21	
					42.800	8	
					34.800	1	
					30.500	2	
						10	
						30	
					23.800	3	
					15.300	4	
					10.100	19	
						5	
					8.800	27	
1.300	34						
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-2 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉建物地震応答解析モデル, EW 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	3	
					51.700	4	
						18	
					42.800	5	
					34.800	6	
					30.500	7	
						13	
						25	
					30	30	
					23.800	8	
					15.300	1	
					10.100	16	
						2	
8.800	28						
1.300	34						
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-3 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉建物地震応答解析モデル, 鉛直方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S d - D × 2回 又は S d - 1 × 2回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	7	
					51.700	8	
					42.800	9	
						17	
					34.800	1	
						10	
						18	
					30.500	2	
						11	
						19	
					23.800	3	
						12	
						20	
					15.300	4	
						13	
						21	
10.100	22						
8.800	5						
	14						
1.300	15						
-4.700	16						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-4 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉本体地震応答解析モデル, NS 方向)

算出条件								等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	質点	
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41	
						37.060	42	
						34.758	43	
						33.141	44	
						29.392	45	
						27.907	46	
						22.932	47	
						19.878	48	
						16.825	49	
					13.700	50		
					11.900	51		
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53	
						26.981	54	
						24.000	55	
						21.500	56	
					原子炉圧力容器 ペダスタル	19.000	57	
						15.944	58	
					原子炉圧力容器	13.022	59	
						37.494	61	
						33.993	64	
						32.567	65	
						31.557	66	
						30.369	67	
						30.218	68	
						29.181	69	
						28.249	70	
						27.317	71	
						26.687	72	
						25.414	73	
						25.131	74	
						24.419	75	
						23.707	76	
						22.995	77	
						22.283	78	
						21.064	79	
						20.892	80	
					20.214	81		
19.196	82							
18.250	83							
18.250	85							
17.442	86							
16.508	87							

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-5 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉本体地震応答解析モデル, EW 方向)

算出条件								等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	質点	
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2回 又は S d - 1 × 2回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41	
						37.060	42	
						34.758	43	
						33.141	44	
						29.392	45	
						27.907	46	
						22.932	47	
						19.878	48	
						16.825	49	
					13.700	50		
					11.900	51		
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53	
						26.981	54	
						24.000	55	
						21.500	56	
					原子炉圧力容器 ベDESTAL	19.000	57	
						15.944	58	
					原子炉圧力容器	13.022	59	
						37.494	61	
						33.993	64	
						32.567	65	
						31.557	66	
						30.369	67	
						30.218	68	
						29.181	69	
						28.249	70	
						27.317	71	
26.687	72							
25.414	73							
25.131	74							
24.419	75							
23.707	76							
22.995	77							
22.283	78							
21.064	79							
20.892	80							
20.214	81							
19.196	82							
18.250	83							
18.250	85							
17.442	86							
16.508	87							

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-6 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果
(原子炉本体地震応答解析モデル, 鉛直方向)

算出条件								等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	質点	
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2回 又は S d - 1 × 2回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	29	
						37.060	30	
						34.758	31	
						33.141	32	
						29.392	33	
						27.907	34	
						22.932	35	
						19.878	36	
						16.825	37	
					13.700	38		
					11.900	39		
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	41	
						26.981	42	
						24.000	43	
						21.500	44	
					原子炉圧力容器 ベDESTAL	19.000	45	
						15.944	46	
					原子炉圧力容器	13.022	47	
						37.494	49	
						33.993	52	
						32.567	53	
						31.557	54	
						30.369	55	
						30.218	56	
						29.181	57	
						28.249	58	
						27.317	59	
						26.687	60	
						25.414	61	
						25.131	62	
24.419	63							
23.707	64							
22.995	65							
22.283	66							
21.064	67							
20.892	68							
20.214	69							
19.196	70							
18.250	71							
17.419	93							
16.508	108							

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別紙 6 ピーク応力の算出方法

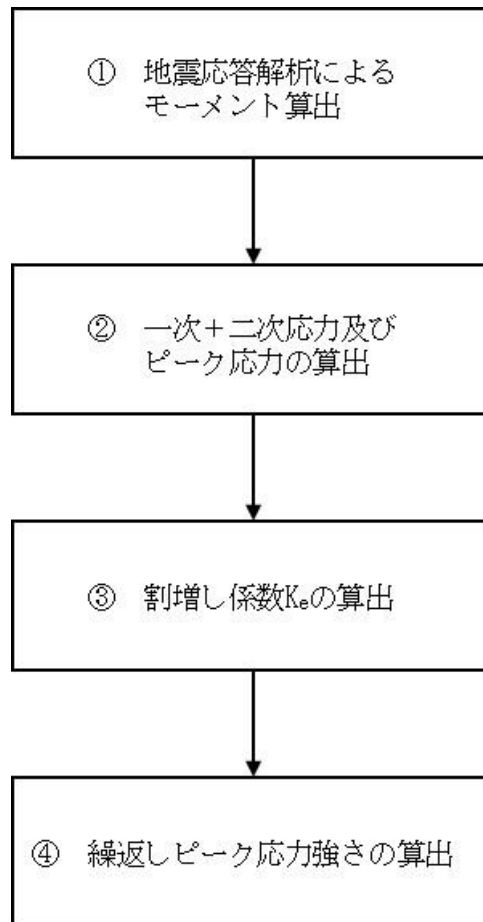
1. はじめに

本資料では、疲労評価に用いる地震時のピーク応力の算出方法について、クラス 1 管のうち残留熱除去系配管（配管解析モデル RHR-PD-7）を代表設備として説明する。

2. ピーク応力の算出方法

2.1 ピーク応力の算出フロー

ピーク応力の算出フローを別図 6-1 に示す。



別図 6-1 地震時のピーク応力算出フロー

別紙 7 疲労評価の対象設備及び部位毎のピーク応力

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
一律の等価繰返し回数を用いる疲労評価対象設備			
機器搬入口	機器搬入口本体 と補強板との結 合部	—	
制御棒駆動機構 搬出ハッチ	制御棒駆動機構 搬出ハッチ本体 と補強板との 結合部	—	
所員用エアロッ ク	所員用エアロッ ク本体と補強板 との結合部	—	
電気配線貫通部 (X-100A~D)	ドライウェルと スリーブとの 結合部	—	
CRD-PD-1	配管本体	—	759
CRD-PD-2	配管本体	—	1028
PLR-PD-1	配管本体	—	435
PLR-PD-2	配管本体	—	410
CUW-PD-1	配管本体	—	40
CUW-R-1	配管本体	—	38
LPCS-PD-1	配管本体	—	178
円筒胴	円筒胴	—	95
下鏡	下鏡	—	115
	下鏡と円筒部の 接合部	—	69
	原子炉圧力容器 支持スカートと 円筒胴の接合部	—	144
制御棒貫通孔	スタブチューブ	—	857
	ハウジング	—	367
再循環水出口ノ ズル (N1)	ノズルエンド	—	550
	ノズルセーフ エンド溶接部	—	302
	ノズルセーフ エンド	—	475

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
再循環水入口ノズル (N2)	ノズルエンド	—	203
	ノズルーフーフ エンド溶接部	—	157
	ノズルーフーフ エンド	—	1297
	ノズルーフーフエ ンドーフーフマル スリーブ溶接部	—	189
主蒸気ノズル (N3)	ノズルエンド	—	851
	ノズルーフーフ エンド溶接部	—	738
	ノズルーフーフ エンド	—	1007
給水ノズル (N4)	ノズルーフーフ エンド	—	1100
	ノズルエンド	—	467
	ーフーフマル スリーブ	—	1
低圧炉心スプレ イノズル (N5)	ノズルーフーフ エンド	—	373
	ノズルエンド	—	105
	ーフーフマル スリーブ	—	213
低圧注水ノズル (N6)	ノズルーフーフ エンド	—	1054
	ノズルエンド	—	503
	ーフーフマル スリーブ	—	91
上ぶたスプレ イノズル (N7)	ノズルエンド	—	960
	フランジ	—	708
計測及びベント ノズル (N8)	ノズルエンド	—	959
	フランジ	—	606
ジェットポンプ 計測ノズル (N9)	ノズルエンド	—	583
	溶接部	—	471
	ペネシール	—	603

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
ほう酸水注入及び炉心差圧計測ノズル (N11)	カップリング	—	0
	ノズル下鏡 内面側	—	0
	ノズル下鏡 外面側	—	1150
	ノズルセーフ エンド溶接部	—	133
計測ノズル (N12)	ノズルセーフ エンド	—	855
	ノズルエンド	—	1039
計測ノズル (N13)	ノズルセーフ エンド	—	855
	ノズルエンド	—	1039
計測ノズル (N14)	ノズルセーフ エンド	—	594
	ノズルエンド	—	665
ドレンノズル (N15)	ノズル (肉盛溶接部)	—	656
	ノズルセーフ エンド	—	743
高圧炉心スプレ イノズル (N16)	ノズルセーフ エンド	—	607
	ノズルエンド	—	140
	サーマル スリーブ	—	292
原子炉圧力容器 支持スカート	支持スカート	—	335
ジェットポンプ 計測配管貫通部 シール	貫通部シール	—	967
真空破壊装置	スリーブとベン ト管との結合部	—	
LPCS-PD-1	配管本体	—	178
FW-PD-1	配管本体	—	36
FW-PD-2	配管本体	—	36
RHR-PD-4	配管本体	—	258

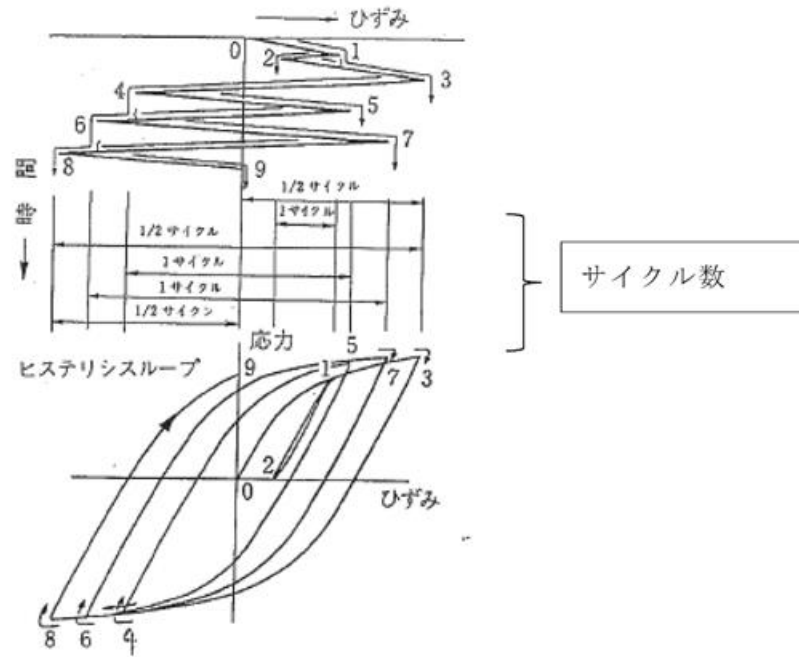
設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
RHR-PD-5	配管本体	—	113
RHR-PD-6	配管本体	—	217
RHR-PD-7	配管本体	—	597
RHR-PD-8	配管本体	—	218
RHR-R-1	配管本体	—	89
RHR-R-5A	配管本体	—	50
RHR-R-8	配管本体	—	584
RHR-R-16	配管本体	—	117
RHR-R-17	配管本体	—	459
HPCS-PD-1	配管本体	—	51
RCIC-PD-1	配管本体	—	454
RCIC-R-3	配管本体	—	124
ADS-R-3SP	配管本体	—	857
MS-PD-1	配管本体	—	926
MS-PD-2	配管本体	—	896
MS-PD-3	配管本体	—	904
MS-PD-4	配管本体	—	966

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
個別に設定する等価繰返し回数を用いる疲労評価対象設備			
原子炉中性子計 装孔	原子炉中性子計 装ハウジング	—	1489
ベント管	ヘッド接続部	—	
ダウンカマ	ベントヘッドと ダウンカマの 接続部	—	
サプレッション チェンバースプレ イ管	スプレイ管	—	
FCS-R-3	配管本体	—	1158
非常用ディーゼ ル発電設備 A ーディーゼル燃 料貯蔵タンク	胴板		—*
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備ディー ゼル燃料貯蔵タ ンク	胴板		—*

注記*：水平2方向が同時に作用した場合においても、強軸と弱軸の関係が明確であり、斜め方向に変形するのではなく、支持構造物の強軸側と弱軸側に変形するため、最大応力発生部位は変わらない。したがって、水平2方向入力の影響は軽微である（NS2-補-023-4「水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する検討について」参照）。

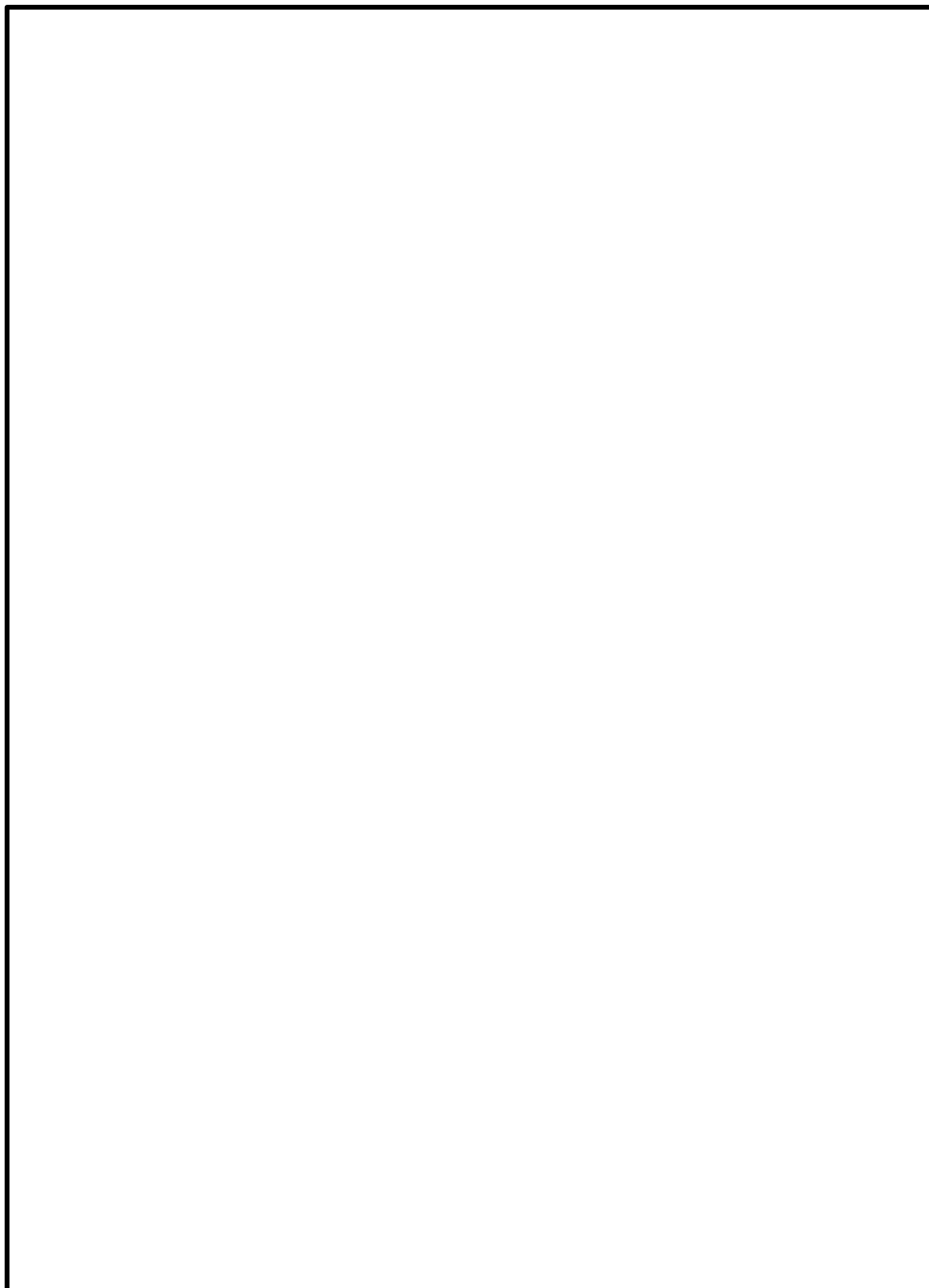
別紙8 ピーク応力法における各ピークのサイクル数の求め方

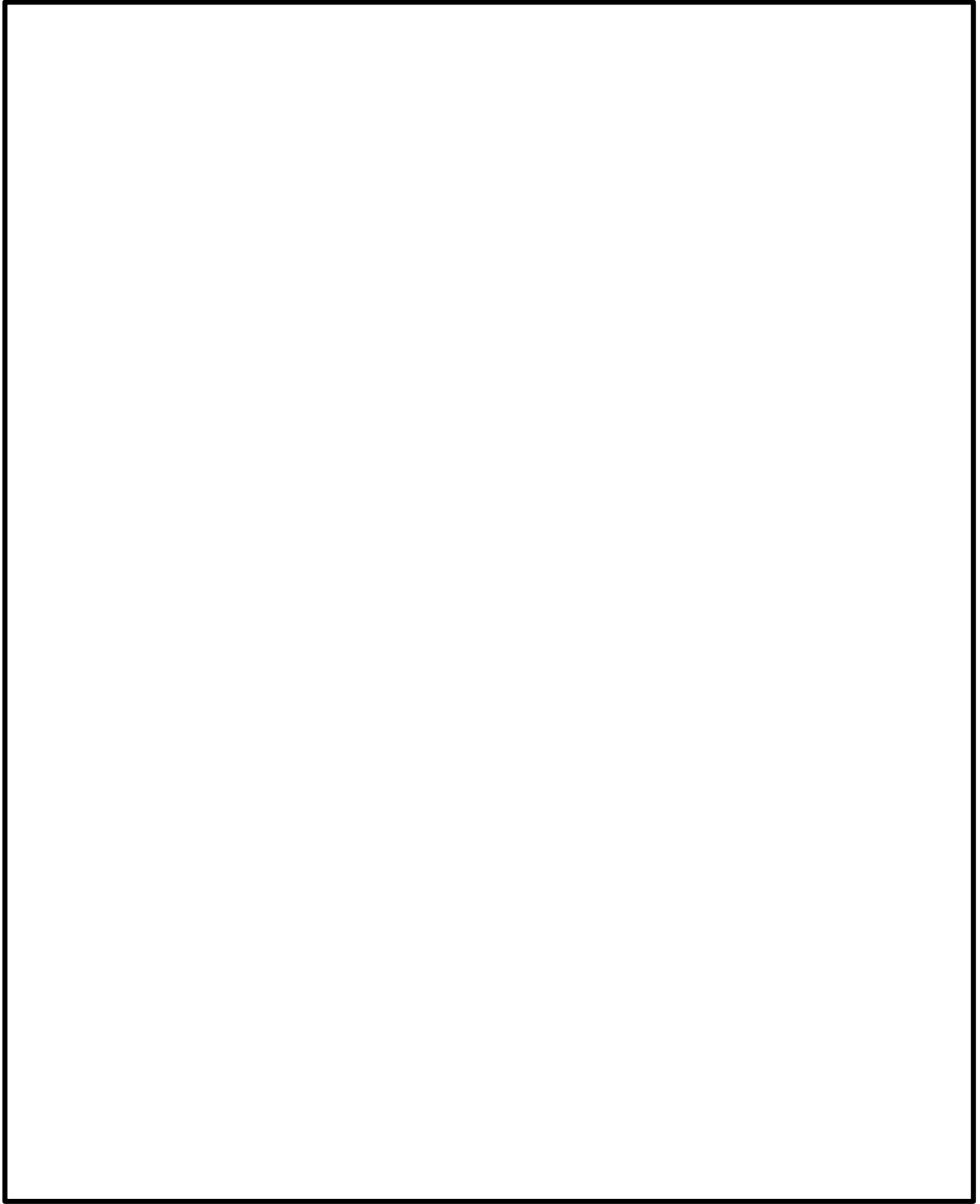
島根原子力発電所第2号機のピーク応力法における各ピーク点のサイクル数についてはレインフロー法にて求める。別図8-1に示すとおり、実際の材料挙動に着目し、片振りとなるピーク点については0.5、両振りとなるピーク点については1と割り当てている。なお、このサイクル数のカウント方法は、疲労設計において、材料の応力-ひずみ挙動との対応が良いことから一般的に用いられている手法である（別紙8別添参照。）。



別図8-1 レインフロー法の概要

(出典：「疲労設計便覧」(別紙8別添参照。))

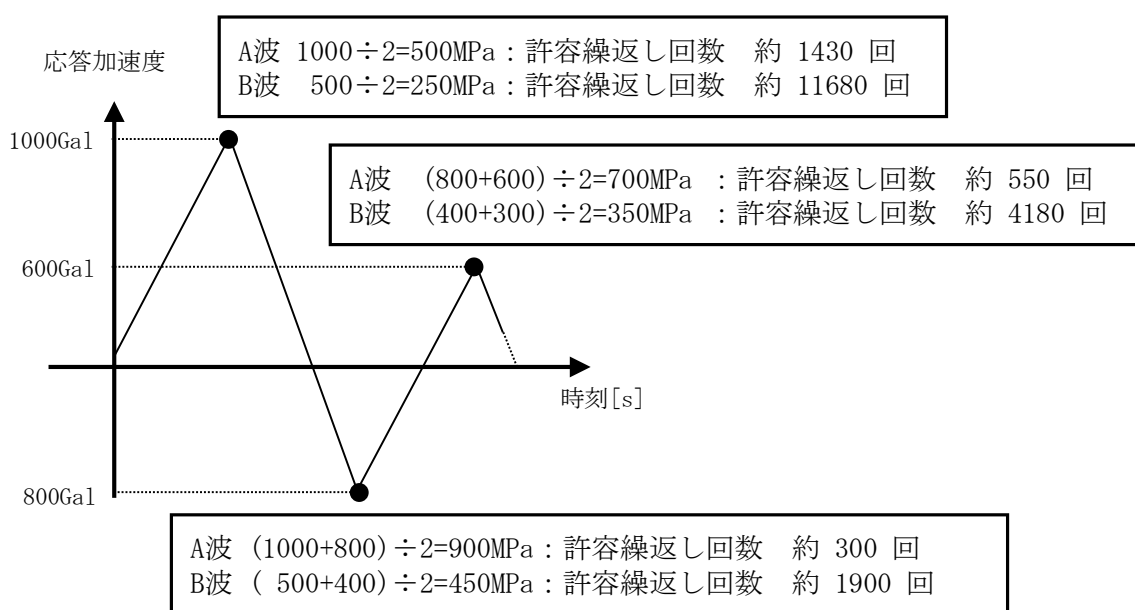




別紙 9 ピーク応力の大きさと等価繰返し回数の関係

「昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書」にてピーク応力の設定値が高くなるほど回数が大きくなる傾向となることが確認されている。本資料ではピーク応力を大きく設定することで、等価繰返し回数が大きく算出され、保守的な設定になることを簡単な例により説明する。

例として、別図 9-1 に示す応答波形を仮定する。

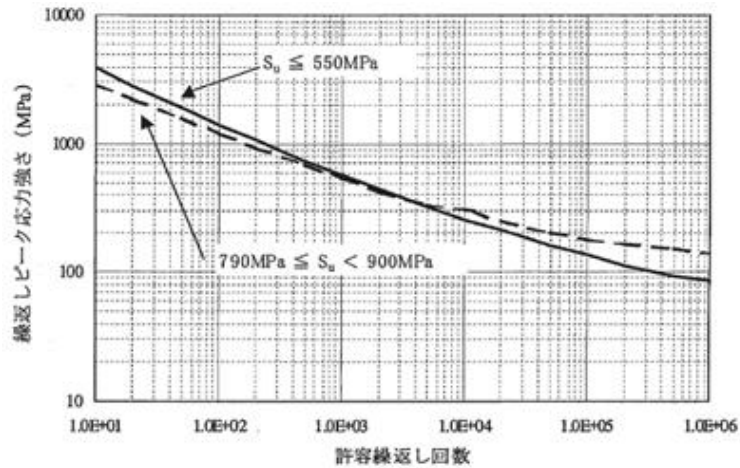


別図 9-1 1 質点系の時刻歴応答波形

また、大小 2 つの応答波形について、応答振幅が 2 対 1 の関係であると仮定し、以下に示す最大ピーク応力を仮定し、それぞれの等価繰返し回数を算出する。なお、別図 9-1 の各ピーク応力は 1 質点系の応答波形に線形比例で設定した。

- ・ A 波:地震動に対する最大ピーク応力 900MPa
- ・ B 波:地震動に対する最大ピーク応力 450MPa

各ピークにおける許容繰返し回数は、別図 9-2 に示す炭素鋼の設計疲労線図にて算出し、その結果を別図 9-1 に併せて示す。



(J SME 設計・建設規格より抜粋)

別図 9-2 設計疲労線図

これにより, 算出した等価繰返し回数は以下の関係となる。

$$A波の地震動の等価繰返し回数 : \left[\frac{0.5}{1430} + \frac{0.5}{300} + \frac{0.5}{550} \right] \times 300 = 0.88 \text{ 回}$$

$$B波の地震動の等価繰返し回数 : \left[\frac{0.5}{11680} + \frac{0.5}{1900} + \frac{0.5}{4180} \right] \times 1900 = 0.81 \text{ 回}$$

上記の結果を比較すると, 各ピーク応力における許容繰返し回数の差が等価繰返し回数に影響するため, A波の等価繰返し回数が大きくなることがわかる。その許容繰返し回数の差は, 別図 9-2 に示すとおり, ピーク応力が小さくなるにつれて, 設計疲労線図の勾配が緩やかになっているため, ピーク応力が低減するほど許容繰返し回数の増加の割合が大きくなっていることによるものである。

以上より, ピーク応力を大きく設定することは, 等価繰返し回数が大きく算出されるため, 保守的な設定であるといえる。

別紙 10 等価繰返し回数算出プログラム

1. はじめに

今回工認における等価繰返し回数算出において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明する。

島根原子力発電所第2号機の等価繰返し回数の算出において、「PLTCOM2」を使用しており、解析コードの概要を以降に記載する。

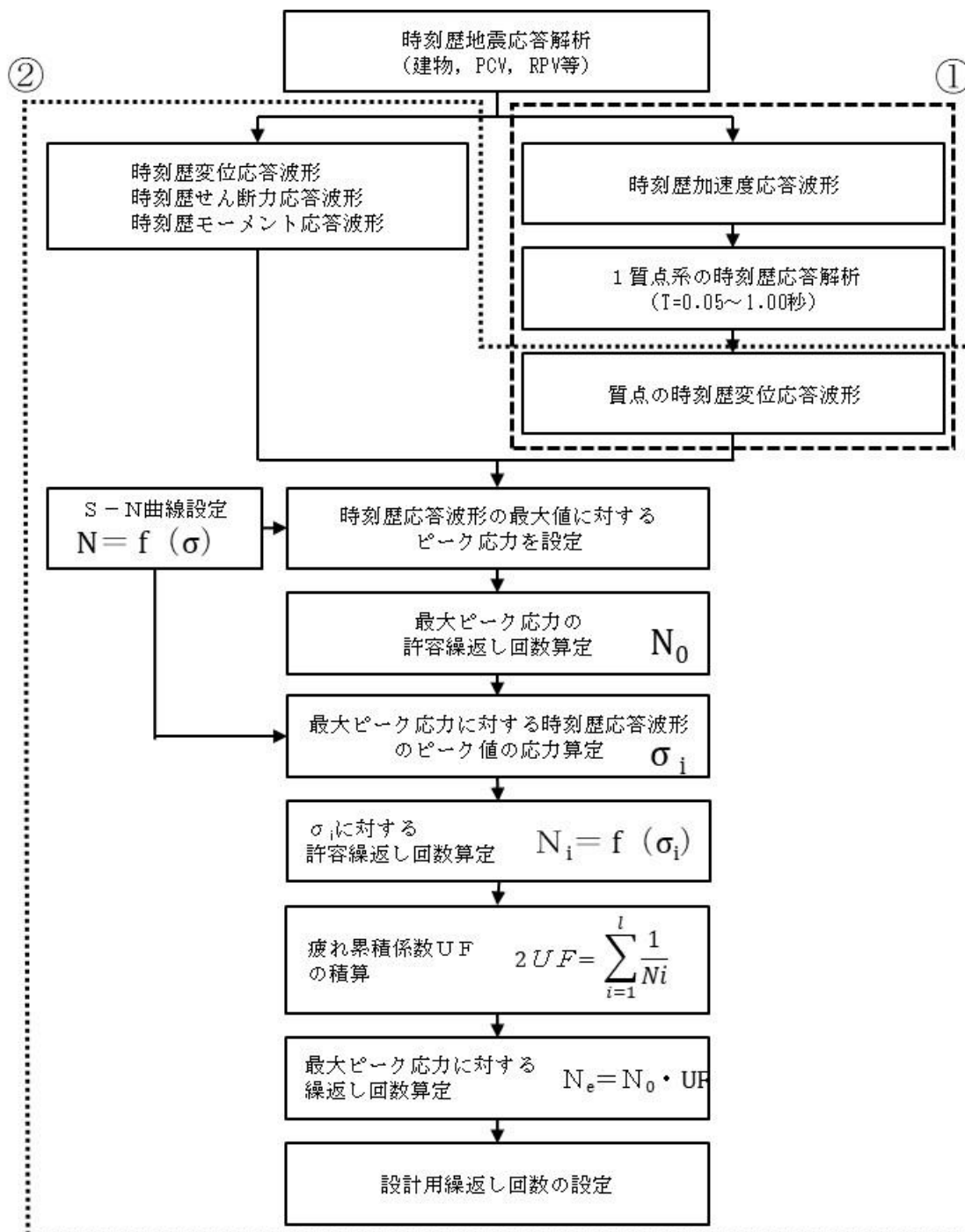
2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	等価繰返し回数算出プログラム（PLTCOM2）
使用目的	等価繰返し回数の算出
開発機関	日立GEニュークリア・エナジー株式会社
開発時期	2017年
使用したバージョン	Ver1.00, 1.10
コードの概要	等価繰返し回数算出プログラム（PLTCOM2）（以下「本解析コード」という。）は、耐震設計に使用する条件を作成することを目的に、レインフロー法等を用いた方法で等価繰返し回数を算出する機能を統合したシステムである。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	<p>【検証（Verification）】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードでレインフロー法によって算出した等価繰返し回数の値と、手計算で計算した値が一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。 <p>【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・算出方法はJ E A G 4 6 0 1記載の設計用繰返し回数設定（ピーク応力法）のフローに従っており、妥当性に問題はない。

3. 解析コード（PLTCOM2）における等価繰返し回数算出機能の検証

3.1 概要

本工事計画認可申請書において使用した解析コード「PLTCOM2」（以下「本解析コード」という。）を用いて得られた計算結果の妥当性を確認し、本解析コードの検証を行う。本解析コードを用いた、等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）を別図10-1に示す。



別図10-1 等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）

3.2 解析コードの検証

(1) 検証の概要

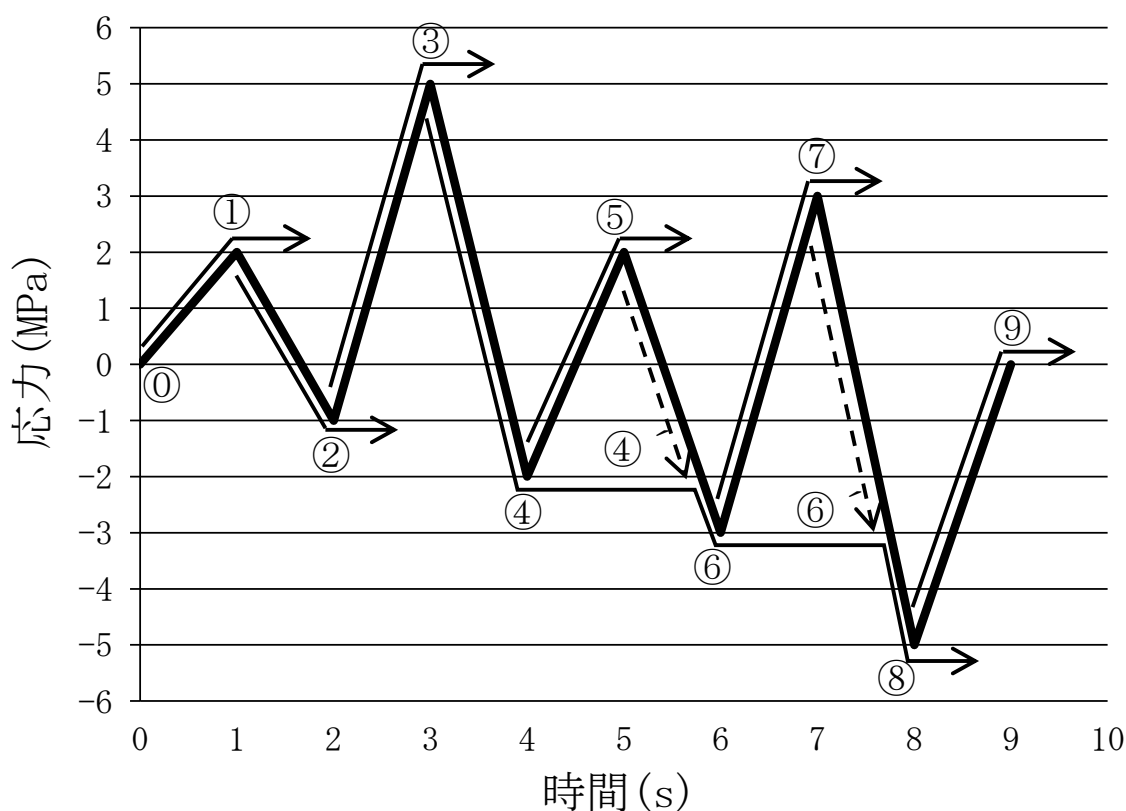
本解析コードによる計算結果の妥当性の確認には、手計算により算出した等価繰返し回数を用いる。

本解析コードと手計算により算出した等価繰返し回数の比較をすることにより、解析コードの検証を行った。

(2) 検証ケース

別図 10-2 に示す時刻歴データを入力地震動として、本解析コードを用いて計算する。等価繰返し回数算出において、別図 10-1 に示す等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）の①と②で計算を行っているが、①の時刻歴加速度応答波形による 1 質点系の時刻歴応答解析は、「Seismic Analysis System (S A S)」の設計用床応答スペクトル作成機能と同モジュールを使用している。

時刻歴加速度応答波形による 1 質点系の時刻歴応答解析後の処理は②と同じであるため、本検証では、②の計算結果と手計算により算出した等価繰返し回数の比較をする。



別図 10-2 入力地震動

(3) 算出条件

J E A G 4 6 0 1 記載の等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）のうち時刻歴波形に対する等価繰返し回数を算出する。算出条件を別表 10-1 に、使用する設計疲労線図の材料データを別表 10-2 に示す。

別表 10-1 算出条件

設定項目	算出条件
設計疲労線図	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼 ($S_u \leq 550\text{MPa}$)
最大ピーク応力	1471MPa

別表 10-2 設計疲労線図 材料データ

許容繰返し回数 (回)	繰返しピーク応力強さ (MPa)
10	3999
20	2827
50	1896
100	1413
200	1069
500	724
1000	572
2000	441
5000	331
10000	262
12000	248
20000	214
50000	159
100000	138
200000	114
500000	93
1000000	86

(4) 計算結果の比較

本解析コード及び手計算で計算した等価繰返し回数 N_e を別表 10-3 に示す。そのうち、応力に対する許容繰返し回数 N_i は J SME 設計・建設規格に記載の補間方法を用いて算出した。また、 N_0 は N_i における最大ピーク応力である。

手計算による σ_i に対する許容繰返し回数 N_i の計算結果を別表 10-4、手計算による疲れ累積係数 UF の計算結果を別表 10-5 に示す。

(5) 検証結果

別表 10-3 に示す等価繰返し回数の比較結果のとおり、両者は一致しており、本解析コードを用いて得られた計算結果の妥当性を確認した。

別表 10-3 本解析コード及び手計算による等価繰返し回数の計算結果

No.	項目	本解析コードによる 計算結果	手計算による 計算結果

注記*1：プログラムによる自動計算

*2：小数部を切上げ

別表 10-4 手計算による σ_i に対する許容繰返し回数 N_i の計算結果

ピーク点		ピーク応力 (MPa)	最大ピーク応力に対する 時刻歴応答波形の ピーク応力 σ_i (MPa)	σ_i に対する 許容繰返し回数 N_i (回)
START	END			

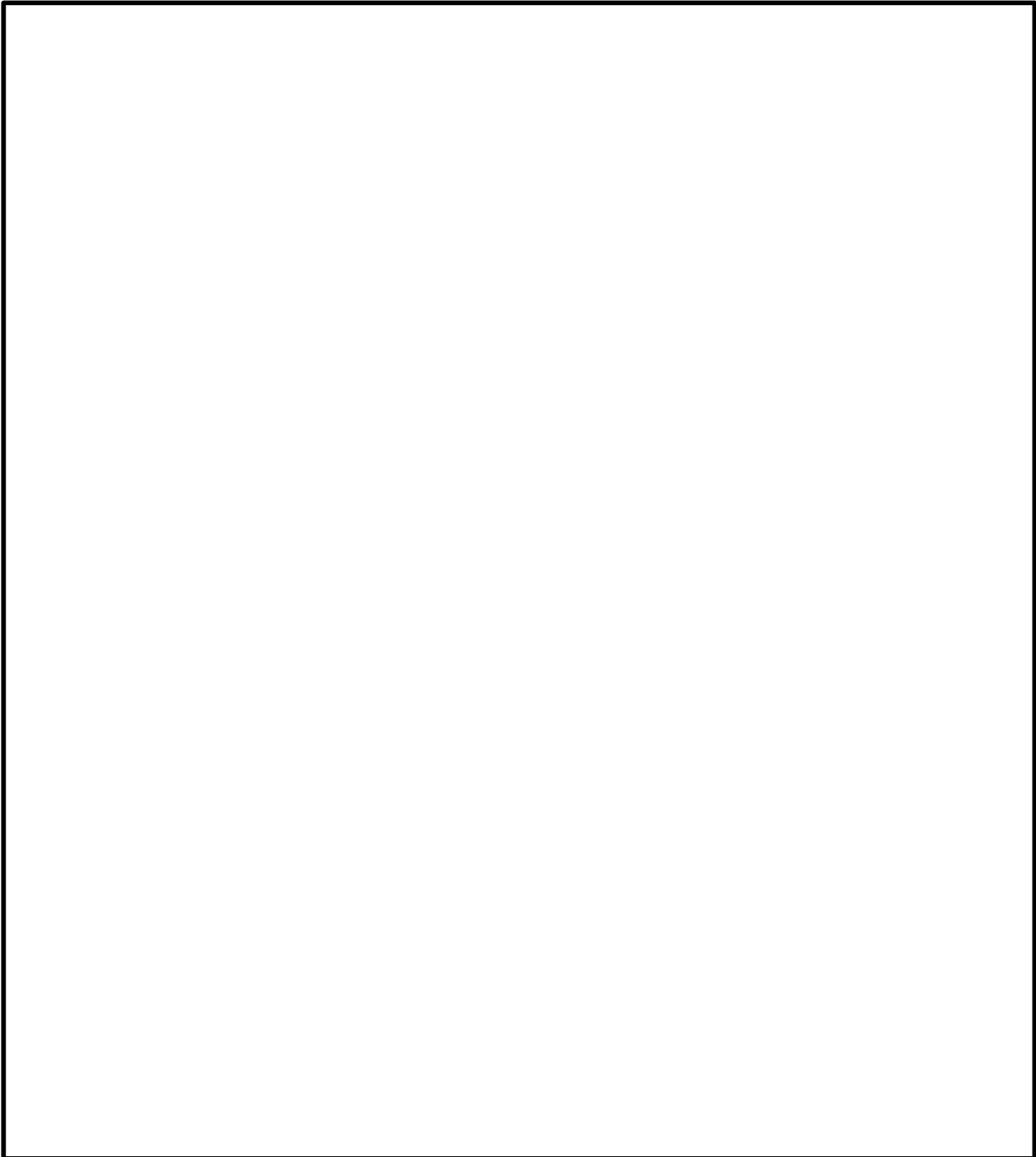
別表 10-5 手計算による疲れ累積係数 UF の計算結果

疲れ累積係数 UF

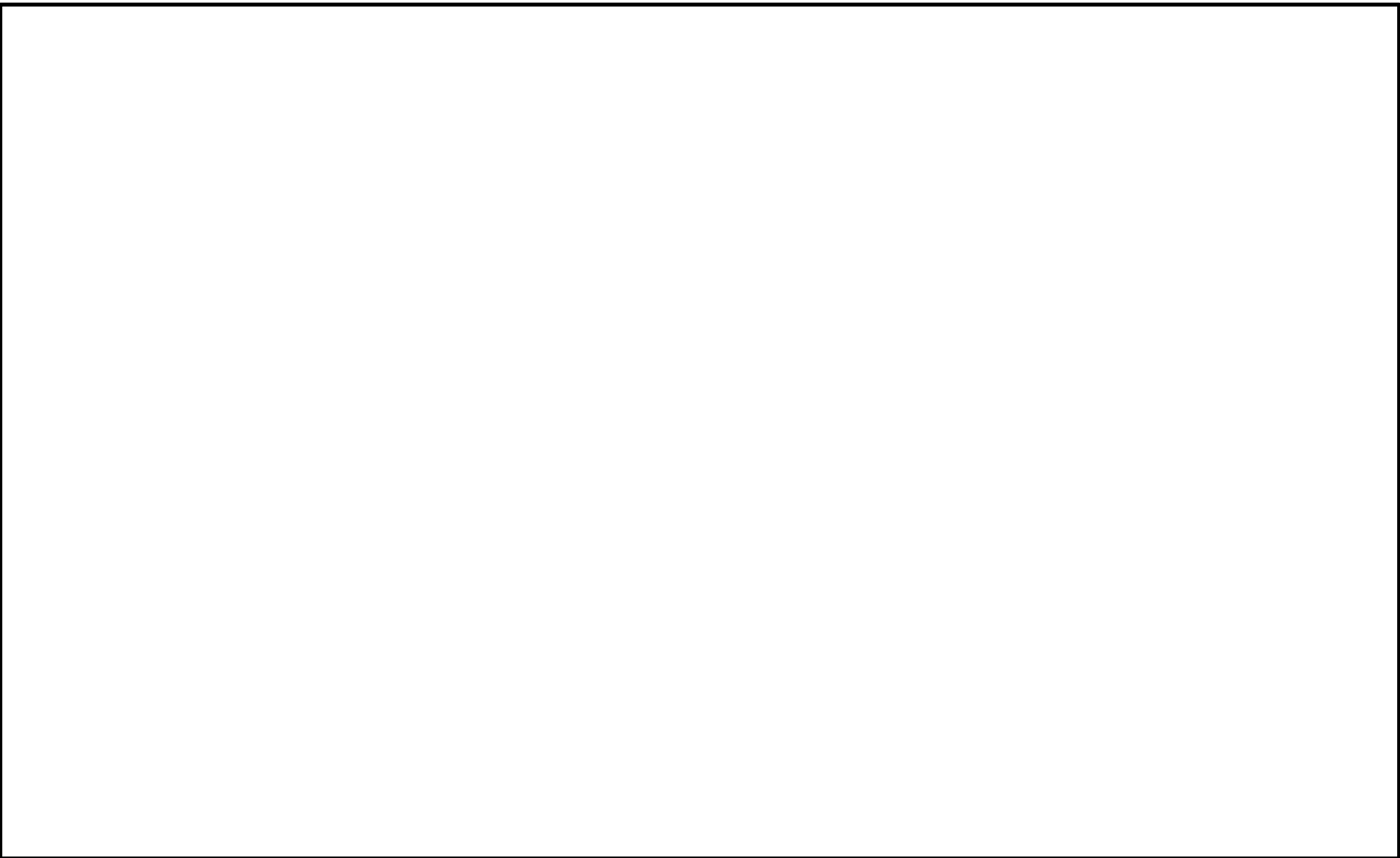
別紙 11 多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法

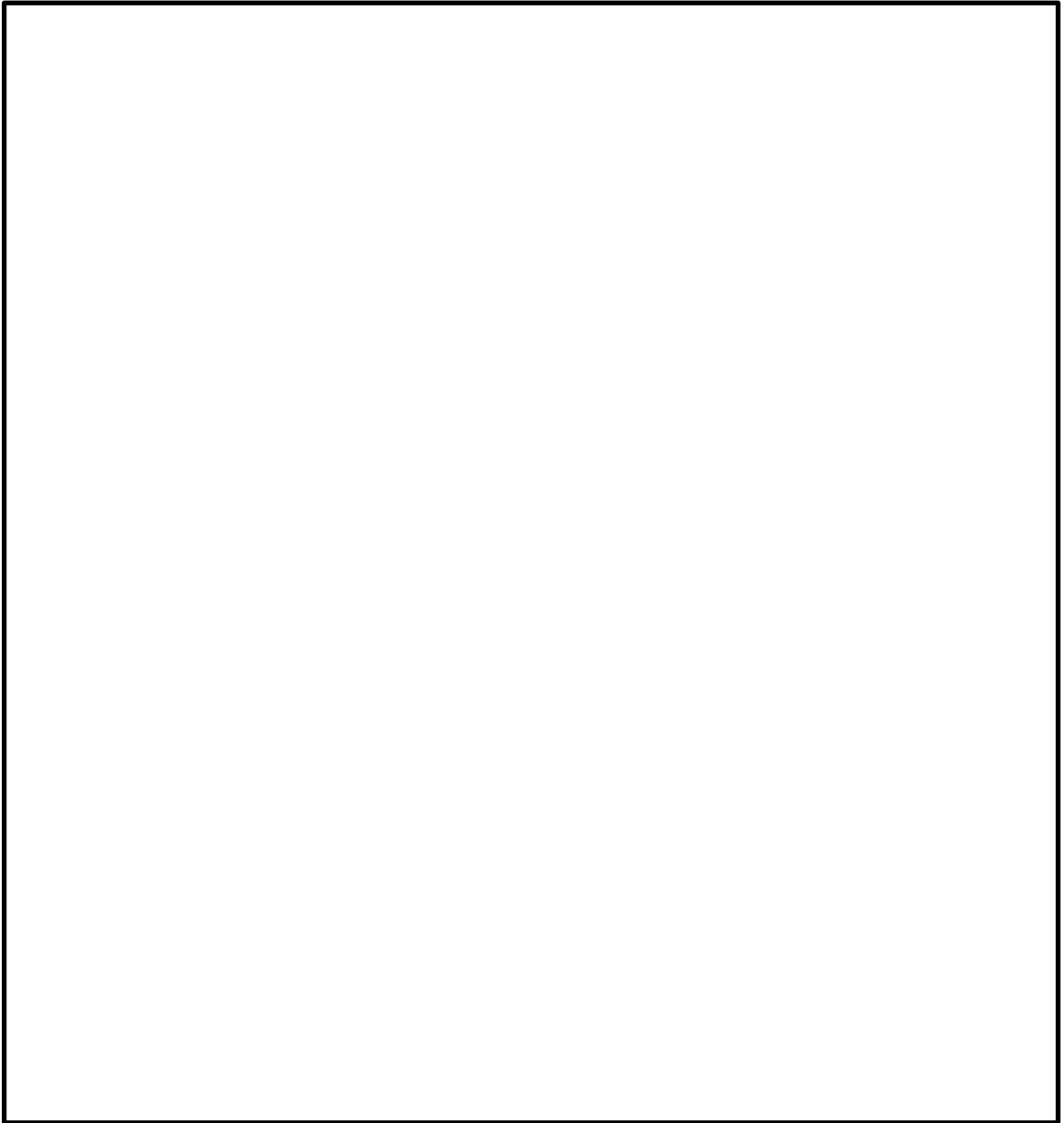
1. はじめに

本資料は、多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法についてまとめたものである。本内容は、2項にて電共研「新規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価方法に関する研究」（平成29年3月）における検討内容を示し、3項にて島根原子力発電所第2号機において多方向入力時に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることが妥当であることを示すものである。



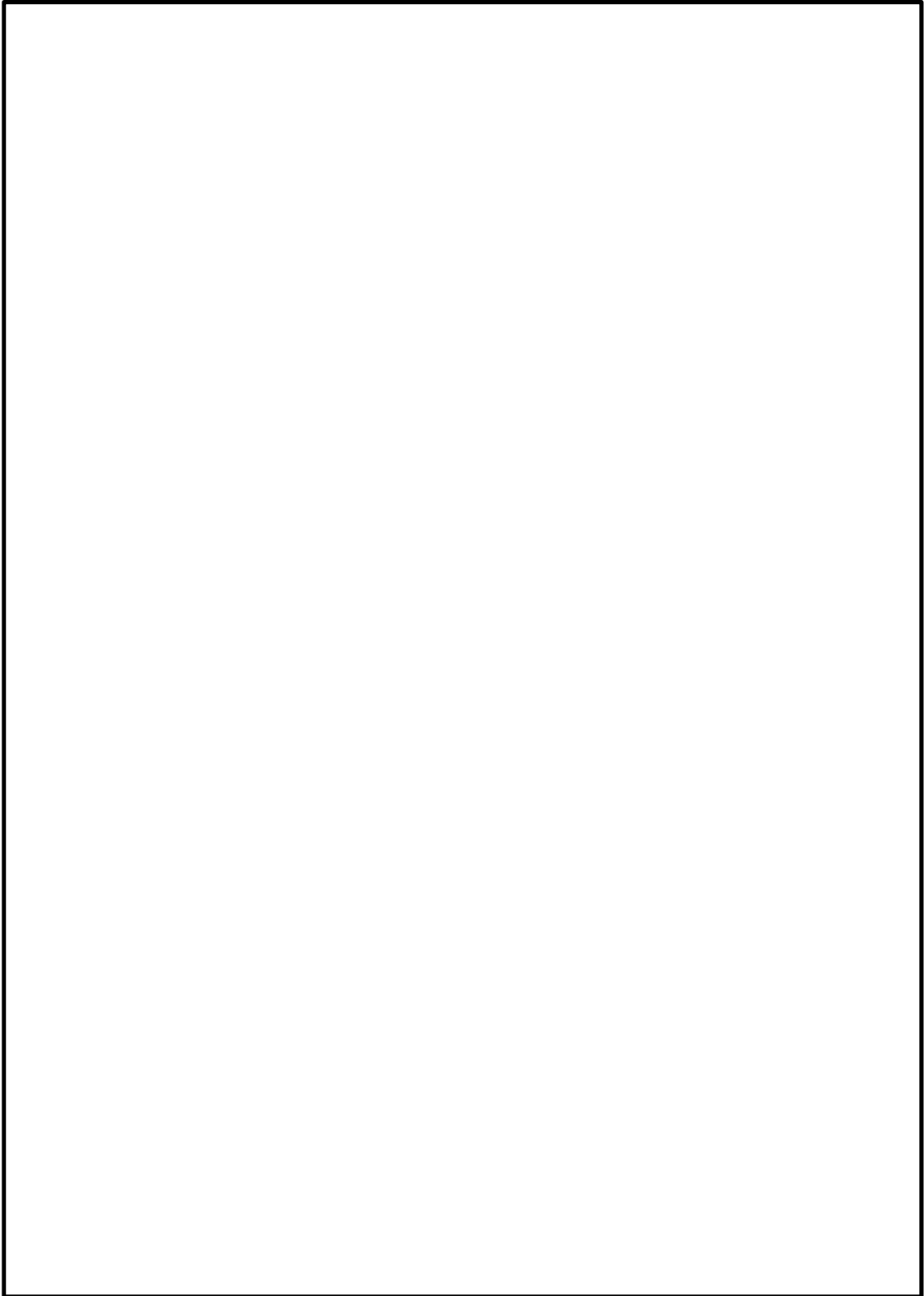


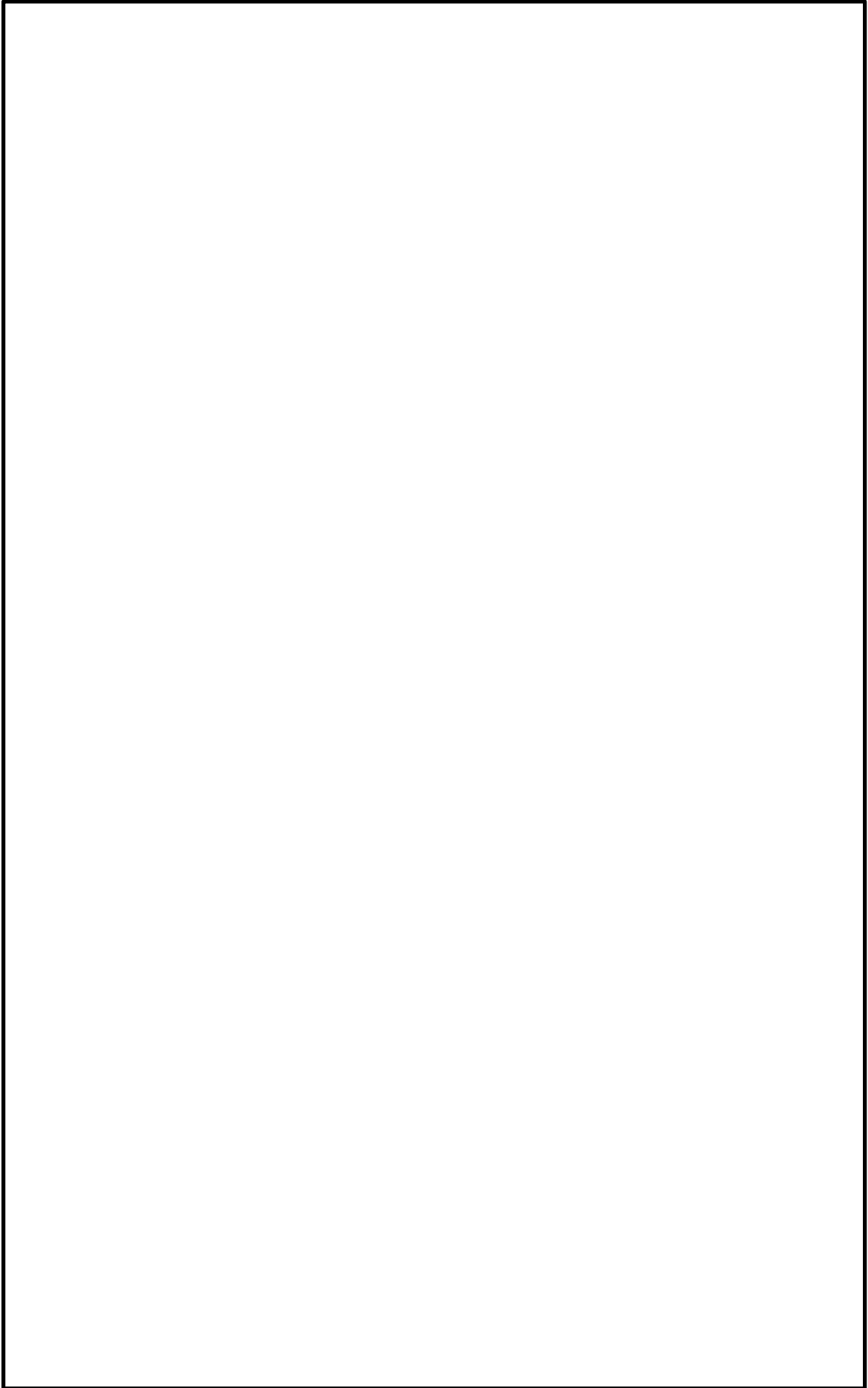


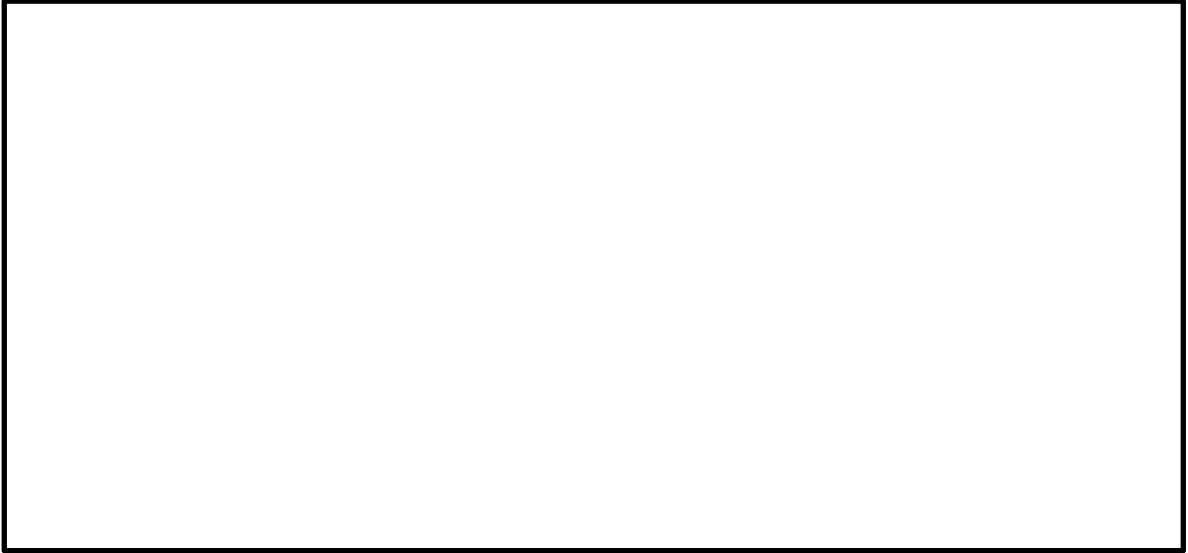


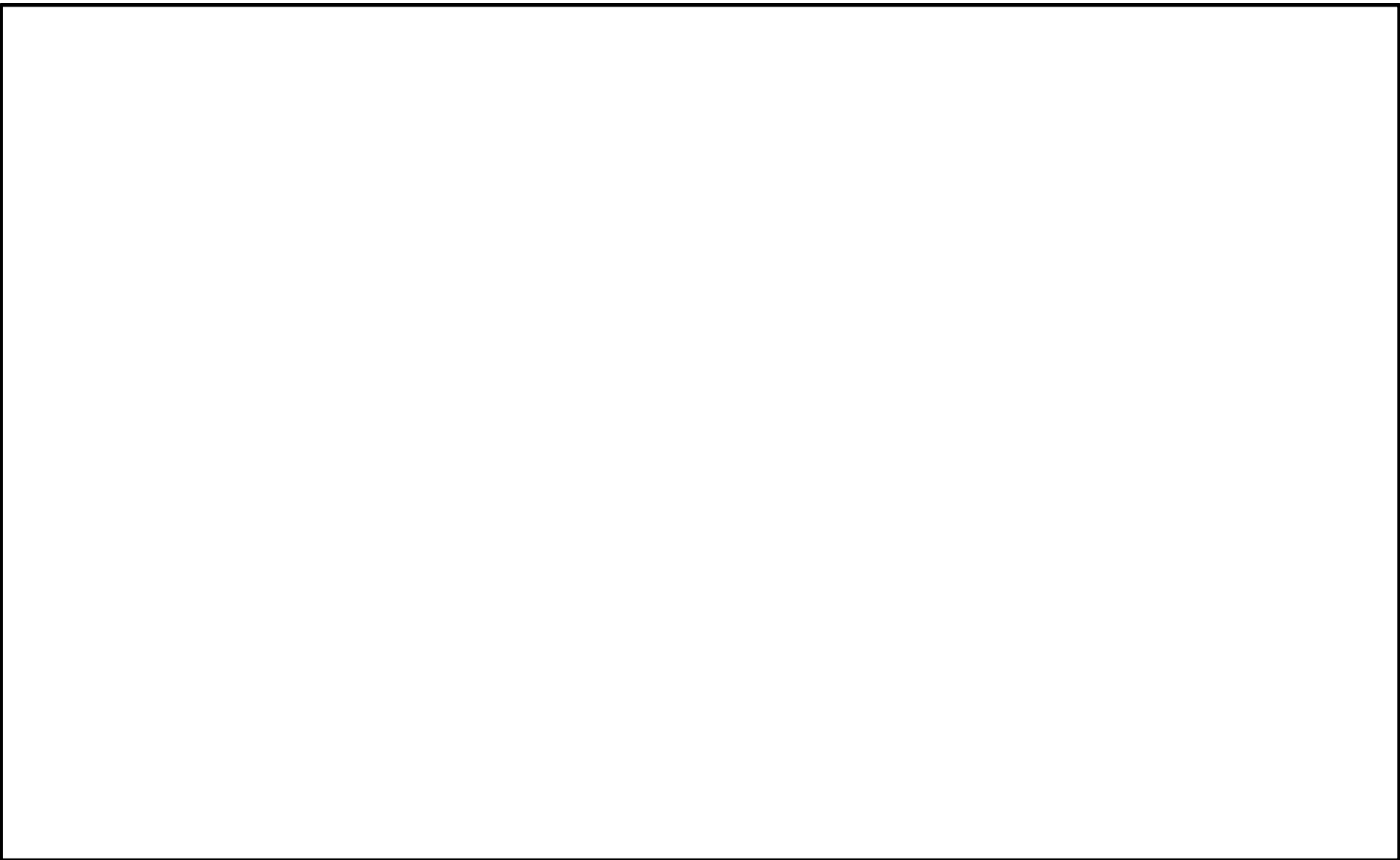


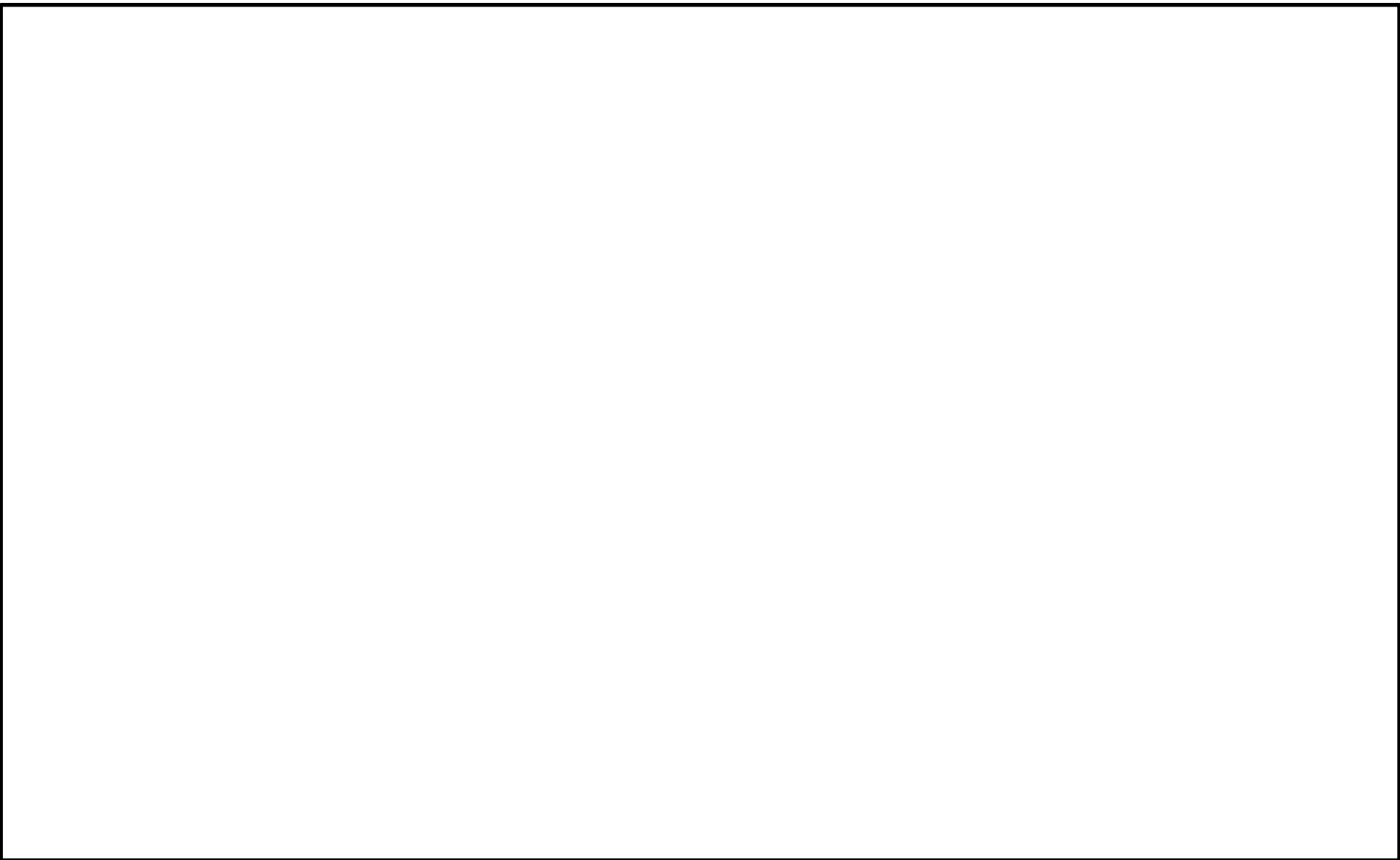






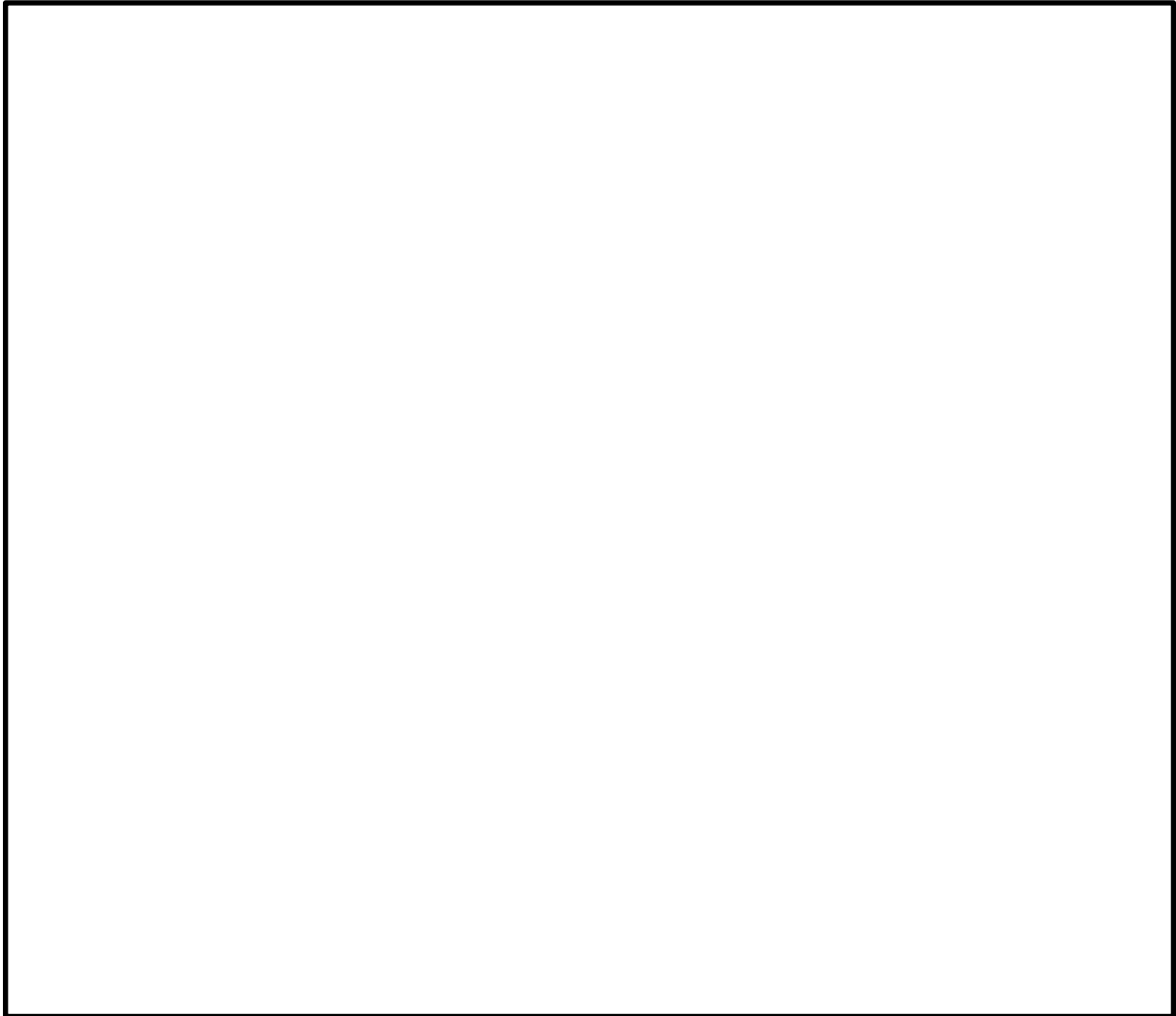


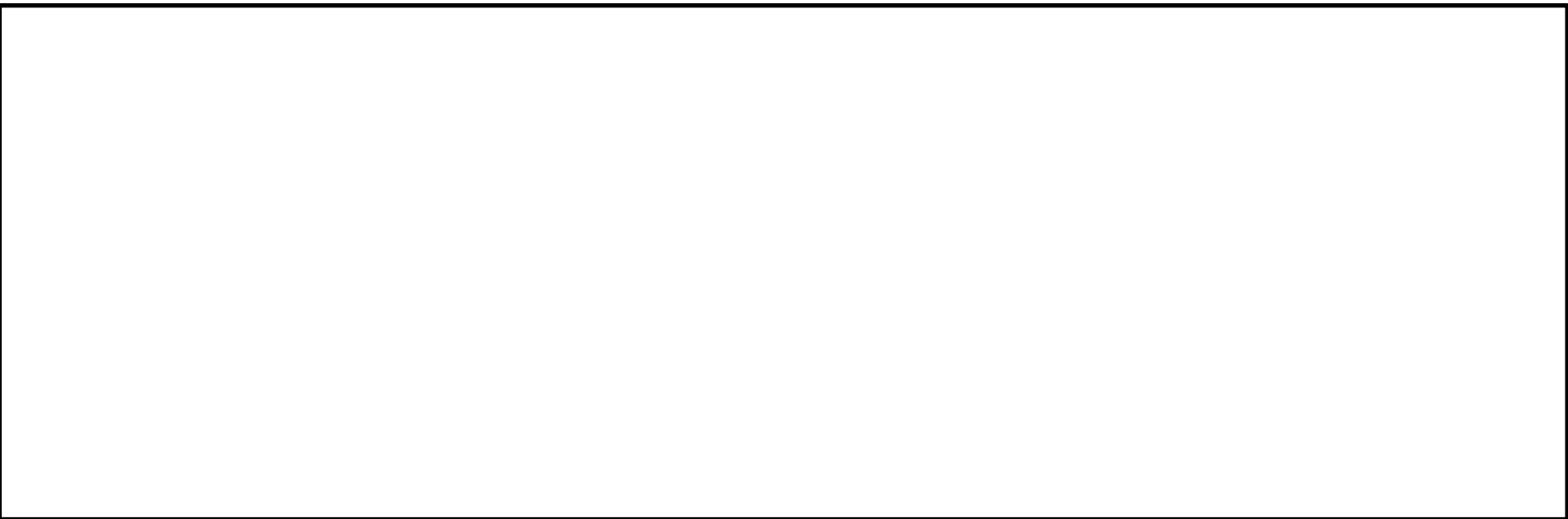




3. 島根原子力発電所第2号機における多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法について

2.2.2項において2方向同時入力の結果についてまとめているが、下記理由により3方向同時入力に対しても同様に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることは妥当であることがいえる。





別紙 12 時刻歴応答波形(荷重)から直接等価繰返し回数を算定した場合との比較検討

1. はじめに

J E A G 4 6 0 1-1987 記載のピーク応力法による算出フロー（以下「J E A G フロー」という。）には分岐があり、地震荷重を時刻歴より求める機器系（時刻歴応答解析から算出される時刻歴応答波形（荷重）を用いる場合）（以下「時刻歴フロー」という。）と、地震荷重を応答スペクトルより求める機器系（建物応答及び原子炉本体の応答に基づく 1 質点系応答解析により算定した時刻歴変位波形を用いる場合）（以下「応力スペクトルフロー」という。）が示されている。今回の島根原子力発電所第 2 号機における一律に設定する地震時等価繰返し回数の設定においては、応答スペクトルフローにて検討することとしている。

本資料では、J E A G フローの時刻歴フローにより等価繰返し回数を算出し、応答スペクトルフローによる算出結果と比較することで、今回工認における一律に設定する等価繰返し回数の設定において、応答スペクトルフローにて算出した等価繰返し回数を適用することの妥当性を確認する。

2. 時刻歴フローを用いた等価繰返し回数

2.1 対象設備

島根原子力発電所第 2 号機における原子炉本体地震応答解析モデルの各機器に対して、時刻歴応答波形（荷重）から直接等価繰返し回数を算定する。

2.2 検討内容

2.1 の対象設備に対し、原子炉本体地震応答解析により得られた荷重（せん断力、モーメント、軸力）時刻歴に基づき算出する。なお、等価繰返し回数の算出の際のピーク応力は 150kg/mm^2 (1471MPa) を用いる。

2.3 検討結果

時刻歴フローによる等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を別表 12-1 に、算出結果を別表 12-2～別表 12-6 に示す。別表 12-1 の結果から、時刻歴フローによる等価繰返し回数は応答スペクトルフローによる等価繰返し回数に比べ小さいことを確認した。

以上より、一律に設定した等価繰返し回数の設定に当たって応答スペクトルフローにて検討することは妥当である。

別表 12-1 算出フローの違いによる等価繰返し回数の最大回数比較

算出条件							最大回数	比率*3
フロー	荷重	解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	減衰定数 (%)		
時刻歴フロー	せん断力	原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼、 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	—*2		
	モーメント							
	軸力							
応答スペクトルフロー	—*1					1.0		

注記*1：応答スペクトルフローでは変位応答時刻歴を使用

*2：各設備の減衰定数を考慮した原子炉本体地震応答解析から得られる応答を使用

*3：時刻歴フローの最大回数/応答スペクトルフローの最大回数により算出

別表 12-2 原子炉本体地震応答解析モデル(せん断力(NS 方向))

算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベDESTAL		
				原子炉圧力容器		

別表 12-3 原子炉本体地震応答解析モデル(せん断力(EW 方向))

解析モデル	地震動	算出条件				等価繰返し回数
		設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベデスタル		
				原子炉圧力容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

別表 12-4 原子炉本体地震応答解析モデル(モーメント(NS 方向))

算出条件						等価繰返し回教
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s -D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベダスタル		
				原子炉圧力容器		

別表 12-5 原子炉本体地震応答解析モデル(モーメント(EW 方向))

算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s -D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベダスタル		
				原子炉圧力容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

別表 12-6 原子炉本体地震応答解析モデル(軸力)

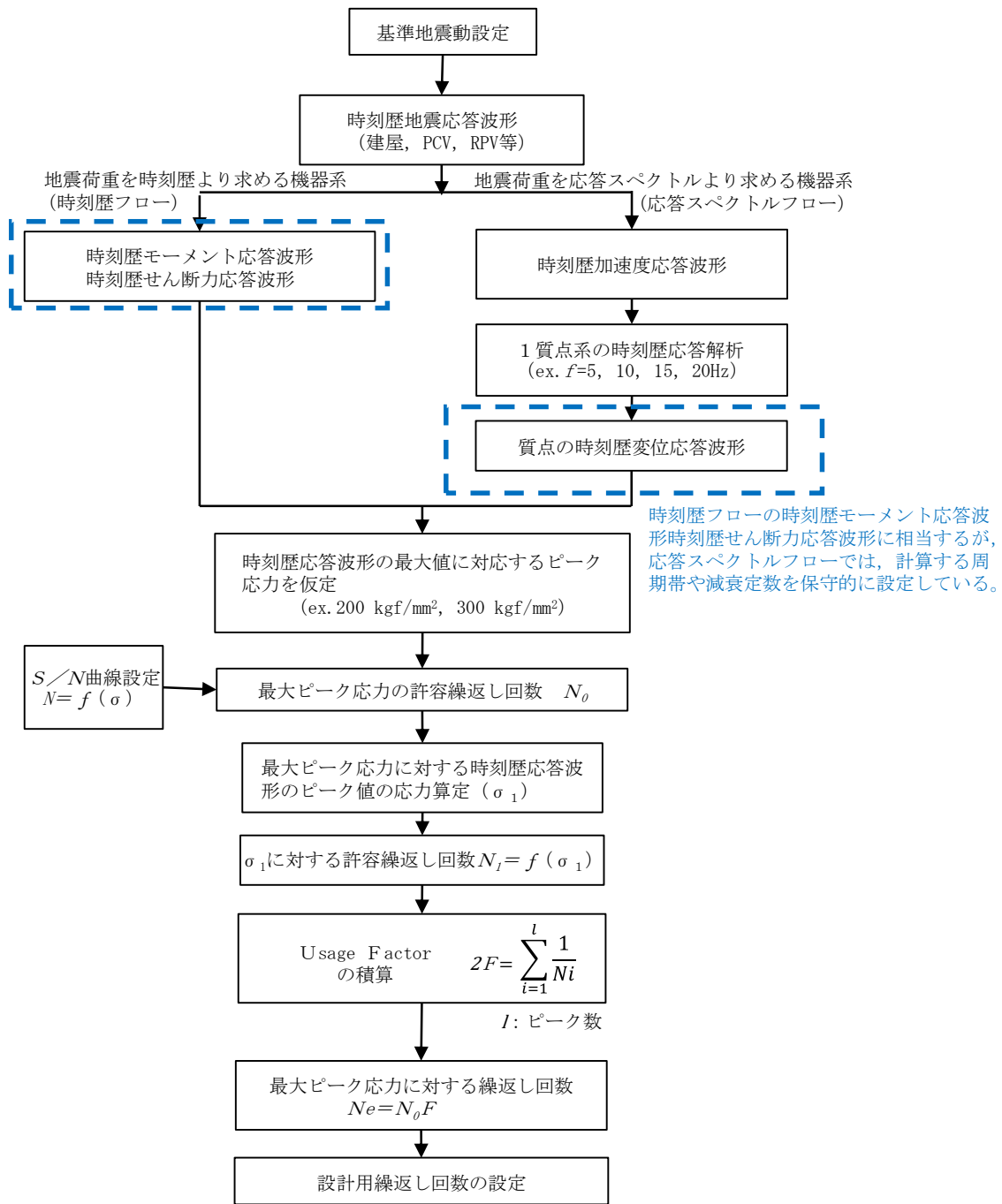
算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ペDESTAL		
				原子炉圧力容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

2.4 考察

2.3 項に示すとおり、時刻歴フローにおける等価繰返し回数は応答スペクトルフローにおける等価繰返し回数に比べ小さいことを確認した。これは各フローの算出方法の違いによるものと考える。ここで、J E A G フローを別図 12-1 に示す。

時刻歴フローでは原子炉本体地震応答解析から得られる荷重時刻歴から等価繰返し回数を算出するのに対し、応答スペクトルフローでは原子炉本体地震応答解析から得られる応答時刻歴を用いて 1 質点系の時刻歴応答解析を行い、1 質点系の応答時刻歴から等価繰返し回数を算定している。応答スペクトルフローの 1 質点系の時刻歴応答解析では、質点に設置された設備の共振が考慮されること、その解析条件として計算する周期帯や減衰定数を保守的に設定していることから、応答スペクトルフローの回数が大きく算出されると考える。



(J E A G 4 6 0 1 -1987 p576に加筆)

別図 12-1 ピーク応力法による算出フロー

別紙 13 島根原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数の設定の保守性

1. はじめに

島根原子力発電所第 2 号機の今回工認では一律に設定する等価繰返し回数（ S_s :150 回， S_d :300 回）の設定を行っている。この設定の保守性について説明する。

2. 検討事項

本資料では以下項目を検討し、島根原子力発電所第 2 号機の一律に設定する等価繰返し回数の設定の保守性を示す。

- (1) 等価繰返し回数算出パラメータの先行プラントとの比較 (3. 参照)
- (2) 島根原子力発電所第 2 号機の地震動の特性を踏まえた保守性 (4. 参照)
- (3) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価に含まれる保守性 (5. 参照)

3. 等価繰返し回数算出パラメータの先行プラントとの比較

等価繰返し回数の算出に用いるパラメータについて、安全側の設定であることを本文 3. (2) にて説明しているが、適切な設定がなされていることの更なる確認として、先行プラントである東海第二発電所及び柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機と比較した結果を別表 13-1 に示す。

比較の結果、東海第二発電所とのパラメータの差異として、③対象床面（質点）、④-1 地震動（基準地震動 S_s の種類）及び⑤減衰定数を抽出した。また、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機とのパラメータの差異として、③対象床面（質点）、④-1 地震動（基準地震動 S_s の種類）、④-2 地震動（基準地震動 S_s の回数）、④-3 地震動（弾性設計用地震動 S_d の回数）及び⑤減衰定数を抽出した。

差異を抽出した項目については、いずれも島根原子力発電所第 2 号機に対する疲労評価の条件設定において適切な設定がなされていることを確認した。

別表 13-1 一律に設定する等価繰返し回数算出パラメータに係る比較

パラメータ	島根原子力発電所第2号機	東海第二発電所	柏崎刈羽原子力発電所第7号機	比較結果
①ピーク応力	1471MPa	1471MPa	1471MPa	差異なし
②固有周期	全固有周期	全固有周期	全固有周期	差異なし
③対象床面 (質点)	【原子炉建屋に設置された機器・配管系】 全床面(質点) 【原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等大型機器】 疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)	【原子炉建屋に設置された機器・配管系】 全床面(質点) 【原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等大型機器】 代表設備の設置床面	【原子炉建屋に設置された機器・配管系】 全床面(質点) 【原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等大型機器】 全床面(質点)	【東海第二】 東海第二では, 代表性を持たせた床面(質点)を対象としていることに対して, 島根2号機は, 疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)を対象としている。 【柏崎刈羽7号機】 柏崎刈羽7号機では, 工認添付にて耐震条件を作成する全床面(質点)を対象としていることに対して, 島根2号機では, 疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)を対象として検討を行っている。
④-1 地震動 (基準地震動S _s の種類)	基準地震動S _s -D(代表)	基準地震動S _s (S _s -D, 11, 12, 13, 14, 21, 22, 23)の全8波を考慮。	基準地震動S _s (S _s -1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8)の全8波を考慮	【共通】 先行プラントでは, 複数の地震動に対する検討を行っていることに対して, 島根2号機では基準地震動5波の比較から, 代表性を確認した地震動を用いて検討を行っている。(本文3.(2)d参照)
④-2 地震動 (基準地震動S _s の回数)	基準地震動S _s 1回分を考慮。	基準地震動S _s 1回分を考慮。	基準地震動S _s 1回分に加えて, NCO及び弾性設計用地震動S _d の1/3倍した地震動5回分考慮	【東海第二】 差異なし 【柏崎刈羽7号機】 柏崎刈羽7号機では, 2007年に発生した新潟県中越沖地震を被災していることから, 基準地震動S _s 1回分に加えてNCOを考慮し, さらに米国の知見を参考に弾性設計用地震動S _d の1/3倍した地震動5回分を考慮している。 島根2号機では, スクラムレベルを超える地震の発生がない(2000年鳥取県西部地震による基礎マット上での最大加速度値は34.3Gal)ことから, 基準地震動S _s 1回分を考慮している。
④-3 地震動 (弾性設計用地震動S _d の回数)	弾性設計用地震動S _d 2回分を考慮	弾性設計用地震動S _d 2回分を考慮	基準地震動S _s 1回分に加えて, NCO及び弾性設計用地震動S _d の1/3倍した地震動5回分考慮	【東海第二】 差異なし 【柏崎刈羽7号機】 柏崎刈羽7号機では, 基準地震動S _s の等価繰返し回数を用いることで, ピーク応力, 算出用地震動(S _s ×1回+(1/3)S _d ×5回+NCO)で保守性を持たせている(概ね弾性設計用地震動S _d 2回分相当)。島根2号機では, 弾性設計用地震動S _d の発生回数が基準地震動S _s よりも発生頻度が高いため, 弾性設計用地震動S _d 2回分を考慮している。
⑤減衰定数	1.0(%)	0.5, 1.0(%)	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5, 3.0, 4.0, 5.0(%)	【共通】 先行プラントでは複数の減衰定数に対する検討を行っていることに対して, 島根2号機では減衰定数が小さいほど等価繰返し回数が多く算出される傾向であることを確認した上で, 減衰1.0%を用いて検討を行っている。また, 島根2号機では減衰0.5%の設備については対象設備が限られることから個別の等価繰返し回数を用いる。(本文3.(2)e参照)
⑥設計疲労線図	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	差異なし
⑦材料物性の不確かさの考慮	地震応答解析モデルの材料物性の不確かさによる影響を考慮	地震応答解析モデルの材料物性の不確かさによる影響を考慮	地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ等による影響を考慮	差異なし

4. 島根原子力発電所第2号機の地震動の特性を踏まえた保守性

4.1 S s - Dの継続時間の設定による保守性

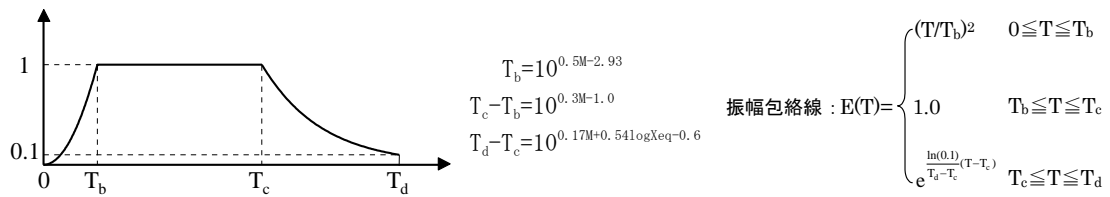
島根原子力発電所第2号機の基準地震動 S s における一律に設定する等価繰返し回数の算出にあたっては、基準地震動 S s 5波のうち主要動部の継続時間が最も長い S s - Dを用いる。本項では、S s - Dの継続時間の設定の保守性を示し、一律に設定する等価繰返し回数の算出に S s - Dを用いることが保守的であることを示す。

(1) S s - Dの設定方法及び継続時間の保守性

S s - Dの設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波は、乱数の位相を持つ正弦波の重ね合わせによって作成しており、振幅包絡線の経時変化については、Noda et al. (2002) に基づき、耐専式を適用する検討用地震の地震動評価ケースのうち、継続時間が最も長くなる「F - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の基本震源モデル (M : 武村 (1990))」の諸元により設定している。なお、T_d (継続時間) は同ケースの算定結果 (52.6(s)) よりも安全側に長く (60.0(s)) 設定している。S s - Dの模擬地震波及び検討用地震の諸元を別図 13-1 に示す。

なお、Noda et al. (2002) は、多数の観測記録の平均的経時特性を調査し、回帰分析による評価を実施した奈良岡ほか (1999) を参考に、強震部の継続時間 (T_c-T_b) は回帰分析による平均値 + 標準偏差を考慮した振幅包絡線を提案したものである。

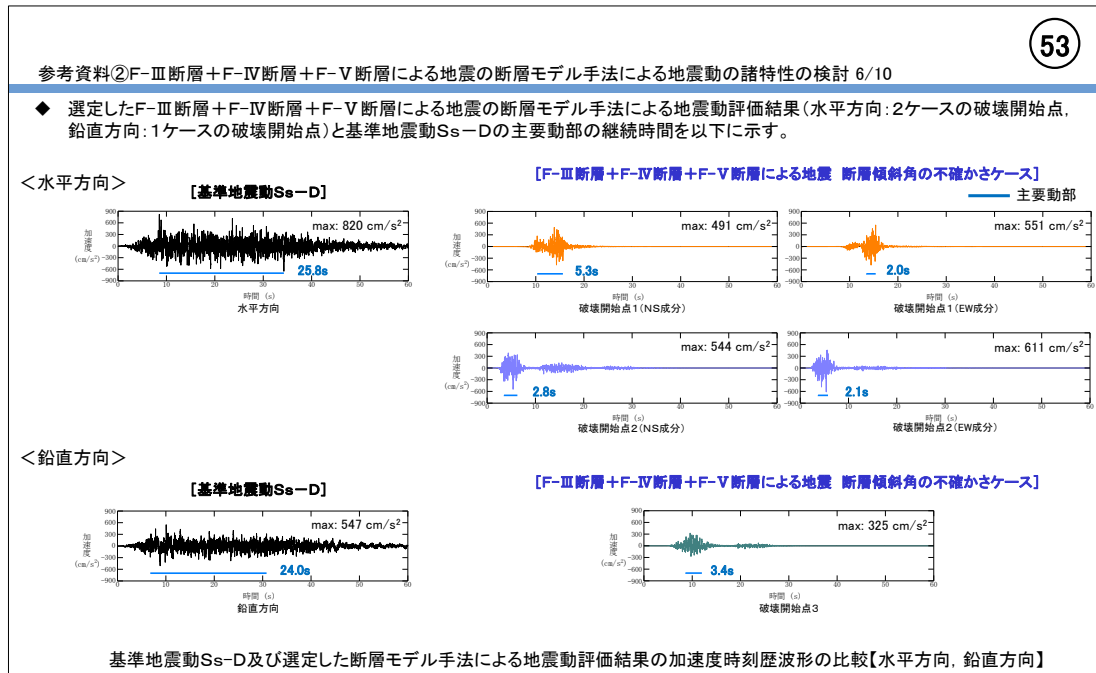
	マグニチュード M	等価震源距離 X _{eq} (km)	振幅包絡線の経時変化 (s)			
			T _b	T _c	T _c -T _b	T _d (継続時間)
基準地震動 S s - D	7.7	17.3	8.3	28.7	20.4	60.0
F-III断層 + F-IV断層 + F-V断層 による地震(基本震源モデル) (M:武村(1990))	7.7	17.3	8.3	28.7	20.4	52.6



別図 13-1 S s - Dの模擬地震波及び検討用地震のM, X_{eq}, 振幅包絡線の経時変化

S s - Dの設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波の諸元の基となったF - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の断層モデル手法による地震動評価結果と、S s - Dの主要動部の継続時間の比較を別図 13-2 に示す（第 549 回審査会合，資料 1 に加筆・修正）。

別図 13-2 のとおり，S s - Dの主要動部の継続時間はF - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の断層モデル手法による地震動評価結果と比較して 4 倍以上長いことから，基準地震動 S s - Dの継続時間は保守的な設定であることが分かる。



注：主要動部の継続時間は，最大加速度値の 0.5 倍以上の加速度が発生した時間

別図 13-2 S s - D及び断層モデル手法によるF - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の地震動評価結果の主要動部の継続時間の比較
(第 549 回審査会合，資料 1 に加筆・修正)

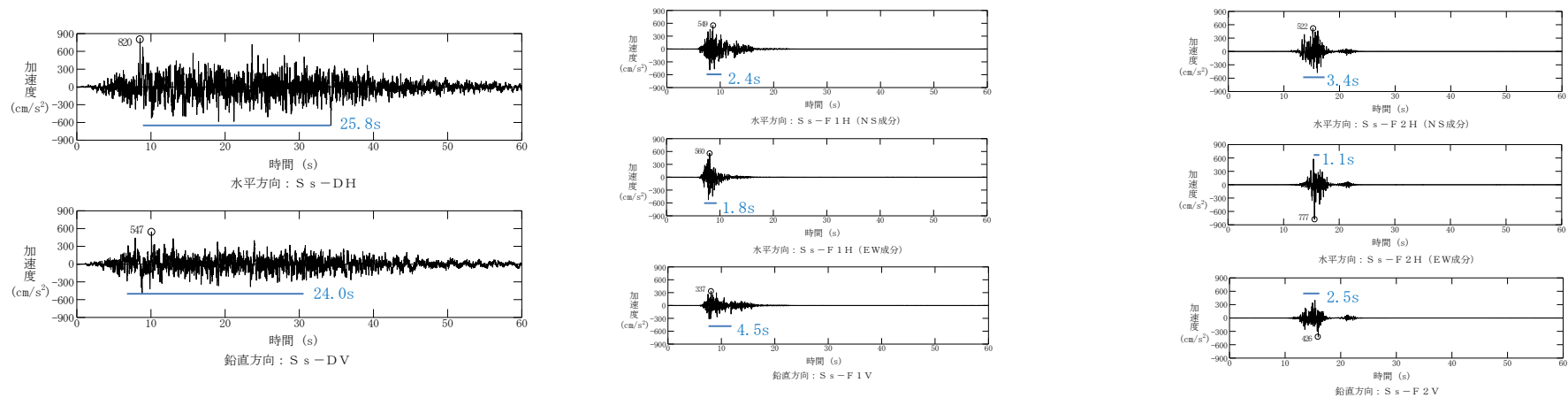
(2) $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ を用いた等価繰返し回数の算定

本項においては、 $S_s - D$ を用いて算定した等価繰返し回数と断層モデル手法を用いて設定した地震動を用いて算定した等価繰返し回数を比較し、主要動部の継続時間の等価繰返し回数への影響を確認する。

なお、断層モデル手法を用いた基準地震動の設定にあたって、 $F - III$ 断層 + $F - IV$ 断層 + $F - V$ 断層ではなく突道断層による地震を採用して $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ を作成したことから、 $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ について等価繰返し回数を算定し、 $S_s - D$ を用いて算定した等価繰返し回数と比較する。

別図 13-3 に $S_s - D$ 、 $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ の主要動部の継続時間を示す。別図 13-3 に示すとおり、 $S_s - D$ の主要動部の継続時間は $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ と比較して 4 倍以上長い。また、別図 13-2 及び別図 13-3 からわかるように、 $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ の主要動部の継続時間は $F - III$ 断層 + $F - IV$ 断層 + $F - V$ 断層による地震の断層モデル手法による地震動評価結果と同程度である。

$S_s - D$ 、 $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ について、等価繰返し回数算出条件及び算出結果を別表 13-2 に示す。別表 13-2 に示すとおり、 $S_s - F 1$ 及び $S_s - F 2$ を用いて算定した等価繰返し回数は、 $S_s - D$ を用いて算定した等価繰返し回数の 5 分の 1 程度の小さい値であり、 $S_s - D$ を用いて算定した等価繰返し回数が保守性を有するといえる。



注記：主要動部の継続時間は、最大加速度値の0.5倍以上の加速度が発生した時間

基準地震動 S s - D

基準地震動 S s - F 1

基準地震動 S s - F 2

別図 13-3 S s - D, S s - F 1 及び S s - F 2 の主要動部の継続時間

別表 13-2 S s - D, S s - F 1 及び S s - F 2 における等価繰返し回数の算出条件及び算出結果

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	比率*2
解析モデル	EL*1											
原子炉本体	13.022	1471	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					
原子炉本体	13.022	1471	全固有周期	S s - F 1	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					
原子炉本体	13.022	1471	全固有周期	S s - F 2	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注記*1：S s - Dで算出した等価繰返し回数のうち、最大回数となる質点での比較を示す。

*2：S s - F 2 (S s - F 1) の最大回数 / S s - D の最大回数により算出

(4) まとめ

敷地近傍の断層によって生じる地震に相当する断層モデル手法による地震動評価結果に対して、S s -Dは継続時間を長く設定していることから、S s -Dを用いて算定する等価繰返し回数は断層モデル手法による地震動評価結果を用いて算定する等価繰返し回数よりも保守的な値となる。

4.2 疲労累積係数の算出における保守性

等価繰返し回数を用いた疲労評価において、疲労累積係数 UF は以下の式にて算出される。

$$UF = \frac{N_e}{N_0}$$

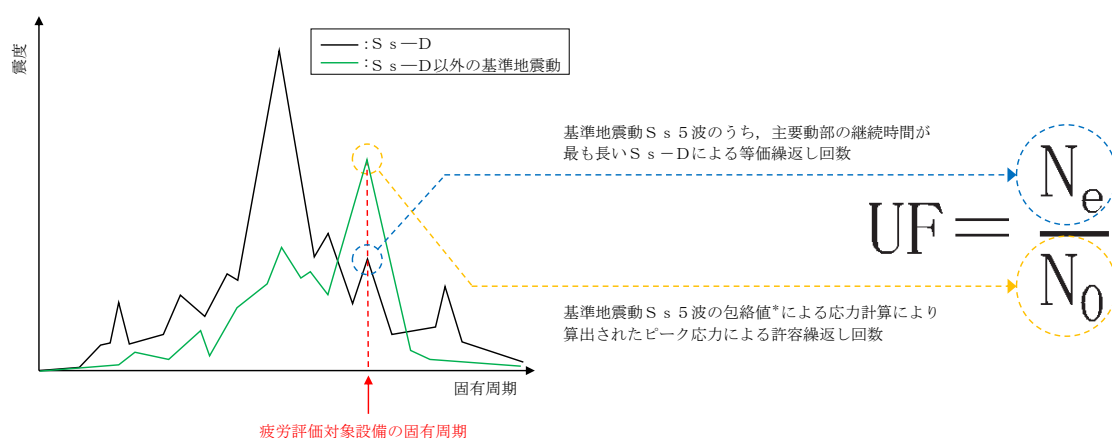
UF：疲労累積係数

N_e ：地震による等価繰返し回数

N_0 ：疲労評価対象設備に発生するピーク応力での許容繰返し回数

一般的な疲労評価では、等価繰返し回数 N_e と許容繰返し回数 N_0 は同一の地震動を基に算出した値を用いて行う。これに対し、島根原子力発電所第2号機における疲労累積係数の算出イメージを別図13-4に示す。島根原子力発電所第2号機では基準地震動 S_s が5波存在するため、各基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数の比較を行い、主要動部の継続時間が最も長く等価繰返し回数が大きく算出される S_s-D を代表として、一律に設定する等価繰返し回数 N_e を150回と定めている。一方、許容繰返し回数 N_0 は各疲労評価対象設備のピーク応力により定まる値であるが、疲労評価対象設備のピーク応力を求める際には、基準地震動 S_s 5波の耐震条件を包絡させた上で応力計算を実施して算出しているため、設計疲労線図及びピーク応力から求まる許容繰返し回数 N_0 は基準地震動 S_s 5波を考慮した最小の値となる。別図13-4のように疲労評価対象設備の固有周期において S_s-D よりも S_s-D 以外の地震動による応答が大きい場合、等価繰返し回数を算定する地震動と許容繰返し回数を算定する地震動（疲労評価対象設備のピーク応力を算定する地震動）が異なり、それぞれ最も値が厳しくなる地震動による算定結果が適用されることから、保守性を持った評価となる。

このように、疲労累積係数 UF は、島根原子力発電所第2号機の地震動の特性を踏まえて、すべての基準地震動を考慮した上で最も厳しくなるように保守的に算出されている。



注記*：疲労評価対象設備の耐震条件を設計用条件 I とした場合

別図13-4 島根原子力発電所第2号機における疲労累積係数の算出イメージ

5. 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価に含まれる保守性

一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価対象設備のうち、基準地震動 S_s に対する評価に対し、疲労累積係数 UF が大きく疲労評価が厳しい設備について、個別に設定する等価繰返し回数を設定することにより、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が十分に保守的であることを確認する。

5.1 検討対象設備の抽出

今回工認の一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価対象設備のうち、基準地震動 S_s に対する評価に対し、熱+地震による疲労累積係数 UF が最大となる給水ノズル (N4)、地震による疲労累積係数 UF が最大となる所員用エアロックを代表として検討する。給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックの基準地震動 S_s に対する疲労評価結果を別表 13-3 に示す。

別表 13-3 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックの疲労評価結果
(基準地震動 S_s に対する評価)

ケース	設備名称	一律に設定する 等価繰返し回数	疲労累積係数 UF^*
熱+地震で 最大のケース	給水ノズル (N4)	150 回	$U+U_{ss}$ 0.966 (U_{ss} 0.820)
地震で 最大のケース	所員用エアロック		U_{ss} 0.909

注記* : U は熱による疲労累積係数、 U_{ss} は地震による疲労累積係数を示す。

5.2 個別に設定する等価繰返し回数の設定による疲労累積係数 UF の再計算

代表として抽出した給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックについて、個別に設定する等価繰返し回数の算出条件を別表 13-4 に、疲労累積係数 UF の再計算を行った結果を別表 13-5 及び別表 13-6 に示す。

別表 13-4 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックにおける
個別に設定する等価繰返し回数の算出条件

条件の項目	一律に設定する 等価繰返し回数	個別に設定する 等価繰返し回数 (給水ノズル (N4))	個別に設定する 等価繰返し回数 (所員用エアロック)
算出フロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー
対象床面 (質点)	原子炉建物地震応答解析 モデル：全床面 (質点) 原子炉本体地震応答解析 モデル：疲労評価を実施する 設備を有する床面 (質点)	疲労評価対象設備 の設置位置*1	疲労評価対象設備 の設置位置
ピーク応力	1471MPa	1100MPa	<input type="text"/>
固有周期	全固有周期	・全固有周期 (別表 13-5) ・疲労評価対象設備の 1 次固有 周期*1, 2 (別表 13-6)	・全固有周期 (別表 13-5) ・疲労評価対象設備の 1 次固有 周期*2 (別表 13-6)
減衰定数	1.0%	疲労評価対象設備の 減衰定数*1 <input type="text"/>	疲労評価対象設備の 減衰定数 (1.0%)
設計用 疲労線図	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼

注記*1：給水ノズル(N4)に接続する全ての配管の設置位置，固有周期，減衰定数を適用する。

*2：固有周期のずれ等の影響を考慮するため，設備の固有周期±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

別表 13-5 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックに個別に設定する等価繰返し回数 (全固有周期を考慮) を設定した疲労評価結果 (基準地震動 S_s に対する評価)

ケース	設備名称	個別に設定する 等価繰返し回数	疲労累積係数 UF
熱+地震で 最大のケース	給水ノズル (N4)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
地震で 最大のケース	所員用エアロック		

注：疲労累積係数 UF の再計算に当たっては，再計算前の地震による疲労累積係数 U_{ss} に対し，個別に設定する等価繰返し回数 (給水ノズル (N4)：回，所員用エアロック：回) と一律に設定する等価繰返し回数 150 回の比率を乗じて U_{ss} を算出した。

別表 13-6 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックに個別に設定する等価繰返し回数 (設備の 1 次固有周期を考慮) を設定した疲労評価結果 (基準地震動 S_s に対する評価)

ケース	設備名称	個別に設定する等価繰返し回数	疲労累積係数 UF
熱+地震で最大のケース	給水ノズル (N4)		
地震で最大のケース	所員用エアロック		

注：疲労累積係数 UF の再計算に当たっては、再計算前の地震による疲労累積係数 U_{ss} に対し、個別に設定する等価繰返し回数 (給水ノズル (N4) : 回, 所員用エアロック : 回) と一律に設定する等価繰返し回数 150 回の比率を乗じて U_{ss} を算出した。

別表 13-3, 13-5, 13-6 に示すとおり、代表として抽出した疲労評価対象設備の工認耐震計算書に記載される疲労累積係数 UF は、一律に設定する等価繰返し回数を用いた場合と比べて、個別に設定する等価繰返し回数を用いた場合の方が許容値に対する余裕が十分に確保されることから、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価は十分に保守的であることを確認した。

6. まとめ

島根原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数算出パラメータについて先行プラントと比較し、同等の設定となっているか、差異がある場合は島根原子力発電所第 2 号機として適切な設定であることを確認した。

また、島根原子力発電所第 2 号機の地震動の特性を踏まえて、一律に設定する等価繰返し回数の算出に $S_s - D$ を用いることが保守的であることを確認するとともに、疲労累積係数 UF は、すべての基準地震動を考慮した上で最も厳しくなるように保守的に算出されていることを確認した。

さらに、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価対象設備のうち疲労評価が厳しい設備について、個別に設定する等価繰返し回数を設定することにより、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が十分に保守的であることを確認した。

以上より、島根原子力発電所第 2 号機における等価繰返し回数の設定は、十分な保守性を有していると考えられる。

別紙 14 ベント系に適用する等価繰返し回数の設定の保守性

1. はじめに

本資料は、ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数について説明するものである。本書において対象とする図書を以下に示す。

- ・ VI-2-9-2-3 「ベント管の耐震性についての計算書」
- ・ VI-2-9-4-2 「ダウンカマの耐震性についての計算書」

2. ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数

ベント系の耐震評価における疲労評価では、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しないため、個別に設定する等価繰返し回数を適用している。ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数及び一律に設定する等価繰返し回数との比較を別表 14-1 に示す。

別表 14-1 ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数及び一律に設定する等価繰返し回数の比較

項目		一律に設定する等価繰返し回数	ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数
回数		S s : 150 回 S d : 300 回	S s : <input type="text"/> 回 S d : <input type="text"/> 回 (III _A S) <input type="text"/> 回 (IV _A S, V _A S) *1
設定方法	算出フロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー
	対象床面 (質点)	原子炉建物全床面 (質点)	ベント系の設置位置 (原子炉格納容器 EL <input type="text"/> m)
	ピーク応力	1471MPa	S s : 1600 MPa*2 S d : 1471MPa
	固有周期	全固有周期	ベント系の固有周期 (水平: <input type="text"/> 秒*3, 鉛直: 0.05 秒*4)
	減衰定数	1.0%	1.0%
	設計用疲労線図	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼

注記*1: L O C A 時 (設計基準事故) 及び S A 時の疲労評価に適用する弾性設計用地震動 S d は 1 回分を考慮し, 等価繰返し回数は 回とする (別紙 15 参照)。

*2: ベント系の耐震評価結果として得られるピーク応力を上回るピーク応力を用いる。

*3: 支配的な振動モードである 1 次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため, 設備の固有周期±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

*4: ベント系は鉛直方向に対して剛構造であるため, 0.05 秒における等価繰返し回数を考慮する。

3. ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数の保守性

3.1 検討方法

ベント系に加わる荷重時刻歴を用いて等価繰返し回数を算出し、ベント系で考慮すべき等価繰返し回数が 2. に示すベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数よりも小さいことを確認する。荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出には、ベント系の地震応答解析モデルを用いた時刻歴応答解析結果として得られる荷重時刻歴を適用する。

3.2 ベント系の時刻歴応答解析

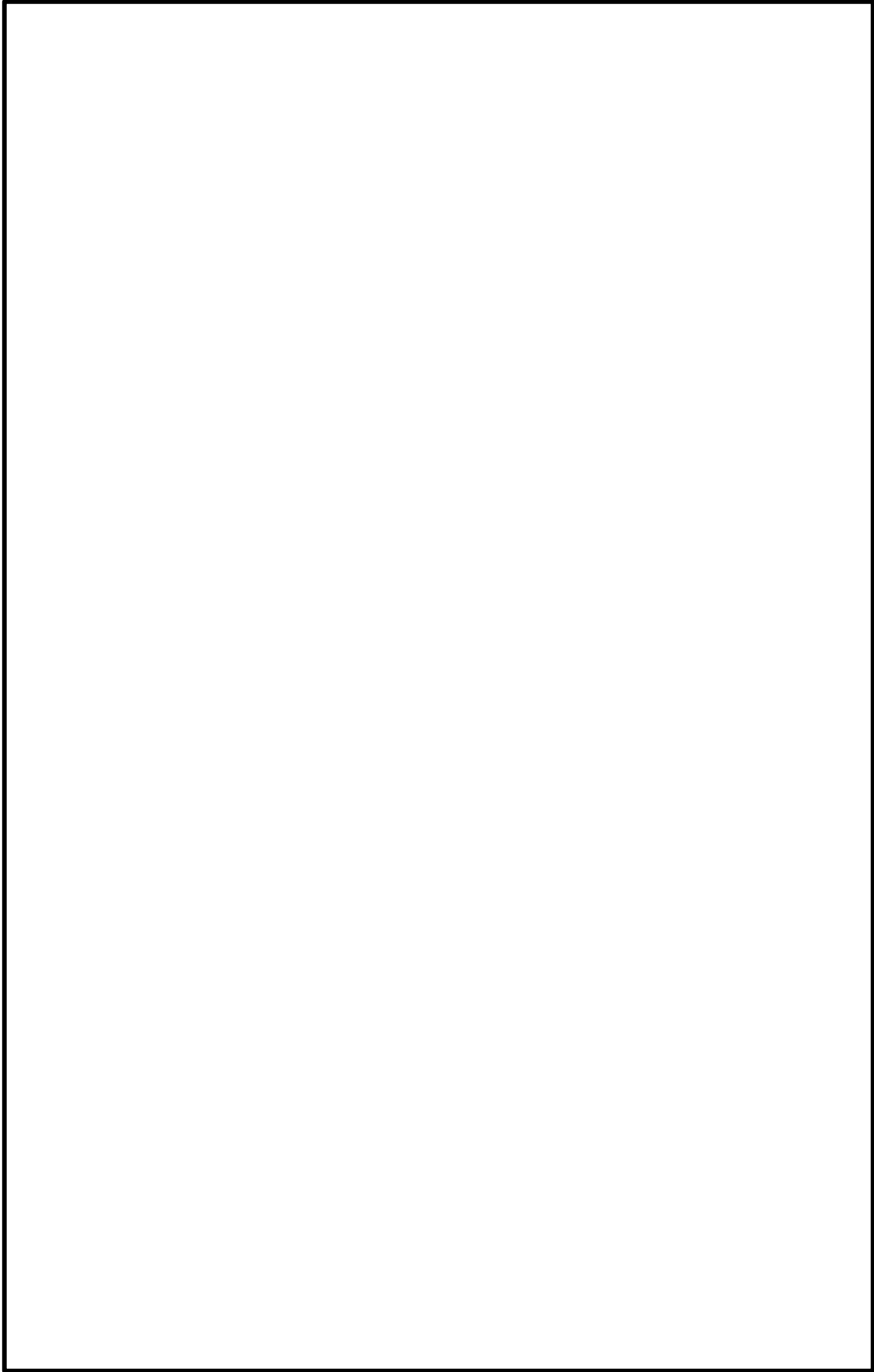
ベント系の時刻歴応答解析には、VI-2-9-2-3「ベント管の耐震性についての計算書」に示す解析モデルを適用する。解析モデルを別図 14-1 に示す。

時刻歴応答解析における入力には、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」で得られる，原子炉格納容器 EL m の加速度時刻歴を用いる。ここで，地震動は，ベント系の疲労評価において厳しい結果が得られる弾性設計用地震動 S_d を適用することとし，継続時間が長く，ベント系の耐震評価において最も厳しい条件となる $S_d - 1$ を適用する。また，入力はベント系の応答加速度が大きくなる EW 方向加速度の水平 1 方向入力とする。ベント系の固有周期と床応答スペクトルの関係を別図 14-2 に，加速度時刻歴波形を別図 14-3 に示す。

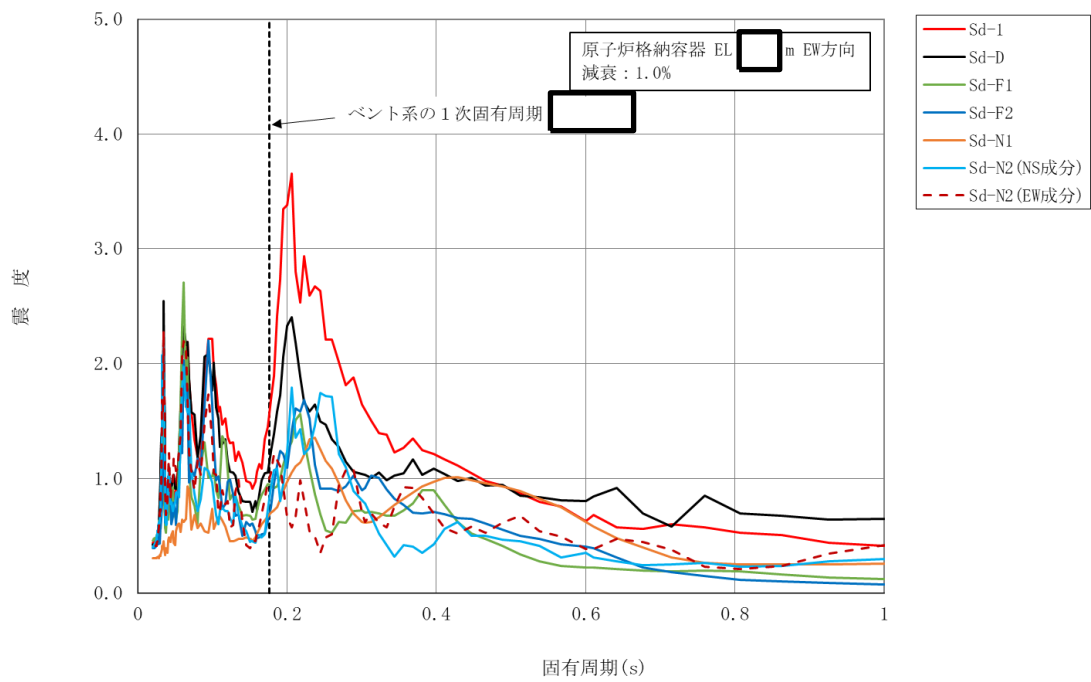
ベント系の耐震評価では，VI-2-9-2-3「ベント管の耐震性についての計算書」における「ヘッド接続部」及び VI-2-9-4-2「ダウンカマの耐震性についての計算書」における「ベントヘッドとダウンカマの接続部」に対して疲労評価を行う。このうち，最も厳しい疲労評価結果が得られるダウンカマを代表として選定し，解析モデルのはり要素に作用する荷重時刻歴（モーメント及び軸方向荷重）による等価繰返し回数を算出する。ベント系において疲労評価を行う部位及びダウンカマに作用する荷重を別図 14-4 に，ダウンカマに作用する荷重の取得位置を別図 14-1 に示す。

ダウンカマの耐震評価では，ベントヘッドとダウンカマの結合部（別図 14-4 の P 2）を評価点とするが，以下の理由により，解析モデルのはり要素のうちシェル要素との接続部（別図 14-1）を荷重の取得位置としている。

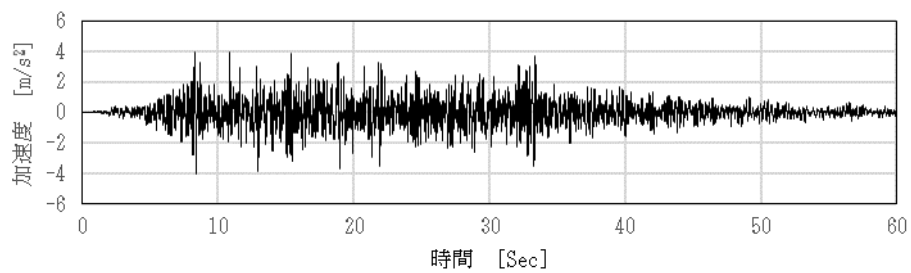
- ・評価断面に加わる荷重の算出において，シェル要素よりもはり要素の方が解析結果の取扱いが容易である。
- ・等価繰返し回数は，荷重の大きさが異なっても同様の時刻歴波形であれば同程度の回数が算出される。評価点及び荷重の取得位置では，同じダウンカマの振動による荷重が加わることから，位置の違いによりモーメントの大きさは異なるものの，同様の時刻歴波形が得られると考えられる。



別図 14-1 ベント系の解析モデル図

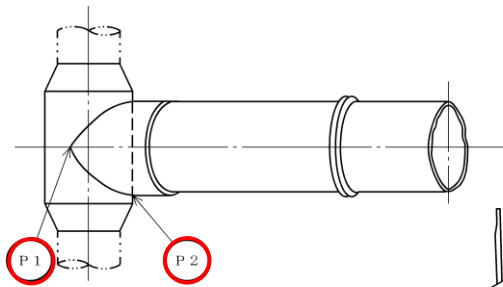


別図 14-2 ベント系の固有周期と床応答スペクトルの関係

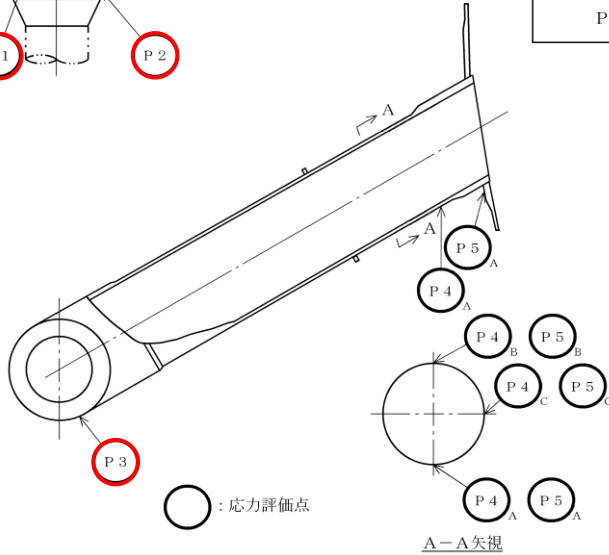


S d - 1 原子炉格納容器 EL [] m EW方向

別図 14-3 ベント系の時刻歴応答解析に適用する加速度時刻歴



応力評価点番号	応力評価点
P 1	ヘッド接続部
P 2	ヘッド接続部
P 3	ヘッド接続部
P 4	ベント管円筒胴 (P 4-A~P 4-C)
P 5	ベント管とドライウエルとの結合部 (P 5-A~P 5-C)



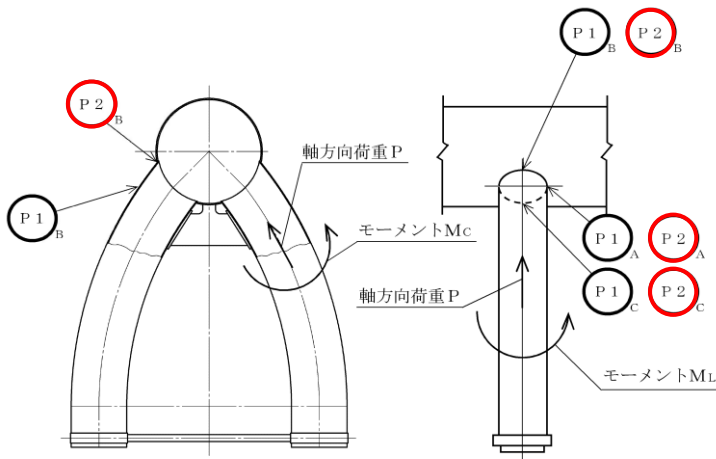
○ : 応力評価点

A-A矢視

P 5は、ドライウエル側を示す。

ベント管

応力評価点番号	応力評価点
P 1	ダウンカマ (P 1-A~P 1-C)
P 2	ベントヘッドとダウンカマの結合部 (P 2-A~P 2-C)



P 2は、ベントヘッド側を示す。

ダウンカマ

○ : 疲労評価適用部位

別図 14-4 ベント系における疲労評価適用部位

3.3 荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出

荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出には、本文図 3-1 における「時刻歴フロー」を適用する。等価繰返し回数の算出条件を別表 14-2 に示す。

別表 14-2 荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出条件

項目	条件
算出フロー	時刻歴フロー
ピーク応力	1471MPa
設計用 疲労線図	炭素鋼，低合金鋼 及び高張力鋼
荷重時刻歴	モーメント，軸方向荷重

3.4 検討結果

荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出結果及びベント系に適用する等価繰返し回数の比較を別表 14-3 に示す。別表 14-3 のとおり，荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数は，ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数よりも小さい結果が得られており，ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数は保守的であることを確認した。

別表 14-3 等価繰返し回数の比較

荷重時刻歴を用いた 等価繰返し回数		ベント系の耐震評価 に適用する等価繰返し回数 (S d 1 回分) *
モーメント	軸力	

注記*：別表 14-1 に示す値

4. まとめ

ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数の保守性の確認のため，ベント系の時刻歴応答解析結果として得られる荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数を算出した。この結果として，荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数はベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数よりも小さいことから，ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数は保守的であることを確認した。

別紙 15 弾性設計用地震動 S d による疲労評価で考慮する地震動の回数について

1. 概要

島根 2 号機における耐震設計においては、弾性設計用地震動 S d は基準地震動 S s よりも発生確率が高いことを踏まえ、弾性設計用地震動 S d による疲労評価では、地震動 2 回分を考慮することを基本としている。しかしながら、LOCA 時（設計基準事故）及び SA 時の弾性設計用地震動 S d による疲労評価では、地震動 1 回分を考慮することとしている。

なお、上記の考え方はベント系の耐震評価において適用するものであり、適用する等価繰返し回数は、S d 2 回分を考慮した回数が 回、S d 1 回分を考慮した回数が 回となる（詳細は別紙 14 参照）。

本資料は、LOCA 時（設計基準事故）及び SA 時の弾性設計用地震動 S d による疲労評価で考慮する地震動の回数の考え方について説明するものである。

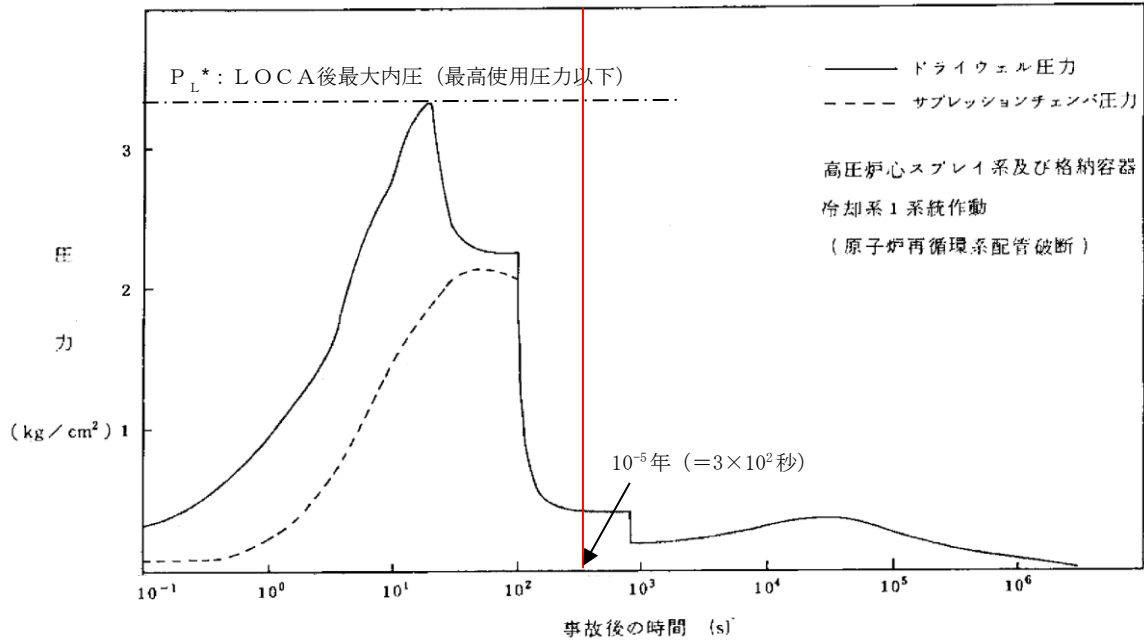
2. LOCA 時（設計基準事故）

2.1 設計条件

設計基準対象施設の耐震性の要求についての考え方は、原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984（以下「J E A G 4 6 0 1」という。）に記載されている。J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 では、運転状態 I ~ IV と基準地震動 S₁ 及び S₂ との組合せに対して、許容応力状態 III_A S 及び IV_A S の許容限界を適用した評価が求められている。このうち、原子炉格納容器については、LOCA 後の最終障壁となることから、LOCA 後最大内圧と基準地震動 S₁ との組合せによる評価が求められている。なお、原子炉格納容器以外の設備を含め、この他に J E A G 4 6 0 1 で LOCA 時荷重及び基準地震動 S₁ との組合せの要求のある条件については、他の設計条件に包絡されることから、評価を省略している（関連図書（1）参照）。

2.2 疲労評価で考慮する地震動の回数

LOCA 時の原子炉格納容器の圧力変化を別図 15-1 に示す。LOCA 後の最大内圧が生じる期間は別図 15-1 に示す通り一時的（10⁻⁵ 年以下）であり、この期間に弾性設計用地震動 S d 2 回分を考慮することは過大な評価となることから、LOCA 後最大内圧と弾性設計用地震動 S d の組合せによる疲労評価においては弾性設計用地震動 S d 1 回分を考慮する。なお、島根 2 号機において過去に耐震評価に影響する地震は発生していないことから、疲労評価において、待機状態における過去の地震の履歴は考慮しない。



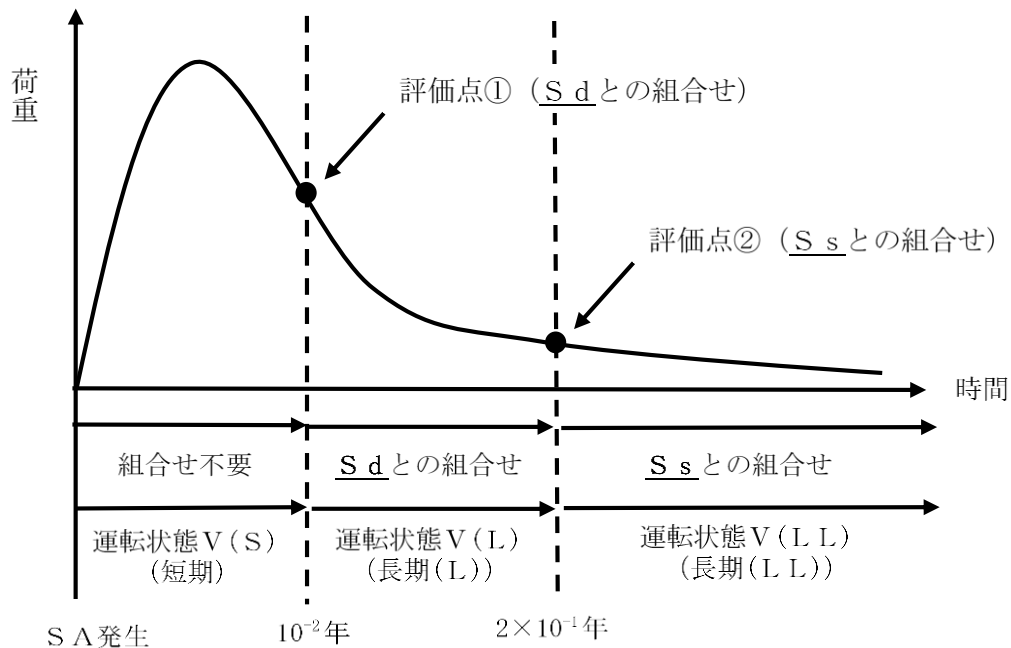
昭和 59 年 9 月 17 日付け 59 資庁第 8283 号にて認可された工事計画の添付書類
 IV-1-4「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」を引用（一部加筆）

別図 15-1 原子炉格納容器の圧力変化（再循環配管破断）

3. 重大事故等時

3.1 設計条件

重大事故等対処施設（以下「SA施設」という。）の耐震性の要求は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 50 条に規定されている。技術基準規則では、SA施設に対して「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。」等とされており、SA施設としては、基準地震動 S_s に対する耐震設計が要求されている。ただし、島根 2 号機における SA 施設としての耐震設計では、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率を踏まえ、SA 発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の荷重を考慮した耐震設計では、弾性設計用地震動 S_d と組み合わせることとしている（関連図書（2）参照）。関連図書における、荷重の組合せと継続時間の関係を別図 15-2 に示す。



別図 15-2 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

3.2 疲労評価で考慮する地震動の回数

3.1 に示す通り、SA施設としては基準地震動 S_s による耐震設計が要求されるが、島根 2 号機における SA 発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の荷重を考慮した耐震設計では、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率を踏まえ、基準地震動 S_s の代わりに弾性設計用地震動 S_d を適用した評価を行うことから、SA 時の弾性設計用地震動 S_d による疲労評価では、基準地震動 S_s による疲労評価において考慮する回数と同様に 1 回分を考慮する。なお、島根 2 号機において過去に耐震評価に影響する地震は発生していないことから、疲労評価において、待機状態における過去の地震の履歴は考慮しない。

4. まとめ

LOCA 後の最大内圧が生じる期間は一時的であり、この期間に弾性設計用地震動 S_d 2 回分を考慮することは過大な評価となることから、LOCA 後最大内圧と弾性設計用地震動 S_d の組合せによる疲労評価においては弾性設計用地震動 S_d 1 回分を考慮する。

また、SA 時の弾性設計用地震動 S_d による疲労評価では、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率を踏まえ、基準地震動 S_s の代わりに弾性設計用地震動 S_d を適用した評価を行うことから、基準地震動 S_s による疲労評価において考慮する回数と同様に弾性設計用地震動 S_d 1 回分を考慮する。

5. 関連図書

- (1) NS2-補-023-5 「地震時荷重と事故時荷重との組合せについて」
- (2) NS2-補-023-6 「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて」

(参考1) 事象の発生確率による弾性設計用地震動 S d の考慮回数の妥当性検討

1. 概要

LOCA時（設計基準事故）及びSA時の弾性設計用地震動 S d による疲労評価において地震動 1 回分を考慮することの妥当性について、事象の発生確率の観点から確認する。

2. LOCA時（設計基準事故）

2.1 検討方法

LOCA後の最大内圧を考慮した耐震評価において考慮する弾性設計用地震動 S d の回数について検討する。本検討では、LOCAの発生確率、地震の発生確率及び荷重の継続時間から事象の発生確率を算出し、地震動 2 回分の組合せ要否を確認する。本検討における検討条件を以下に示す。

- ・ LOCA事象は運転状態IVに分類されることから、JEAG 4601における運転状態IVの発生確率を参照し、発生確率を 10^{-4} / 炉年以下とする。
- ・ JEAG 4601における S₁の発生確率を参照し、弾性設計用地震動 S d の発生確率は、 10^{-2} / 年以下とする。なお、弾性設計用地震動 S d の発生確率として S₁の発生確率を適用する考え方は関連図書（1）に示す。
- ・ 弾性設計用地震動 S d 2 回分の発生確率は、 10^{-4} ($=10^{-2} \times 10^{-2}$) / 年以下とする。
- ・ LOCA後の最大内圧が生じる期間は一時的であるが、保守的な条件として継続時間を 10^{-5} 年以下とする（別図 15-1 参照）。
- ・ JEAG 4601を参照し、荷重の組合せを考慮する判断目安として 10^{-7} / 炉年を適用する。

2.2 検討結果

2.1 の条件による検討結果を別表 15-1 に示す。別表 15-1 のとおり、弾性設計用地震動 S d 2 回分を考慮した事象の発生確率は 10^{-7} / 炉年を下回ることから、原子炉格納容器においてLOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動 S d の組合せを考慮した疲労評価において、地震動 1 回分を考慮することは妥当である。

別表 15-1 事象の発生確率・継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

①運転状態IVの発生確率	②地震動の発生確率		③継続時間	事象の発生確率 (①×②×③)	組合せ要否*3
10^{-4} /炉年*1	弾性設計用 地震動 S d 2 回	10^{-4} ($=10^{-2} \times 10^{-2}$) /年以下*2	10^{-5} 年 (3× 10^2 秒) 以下	10^{-13} / 炉年以下	否

注記*1: JEAG 4601より設定する。

*2: JEAG 4601に記載されている地震動 S₁の発生確率を S d の年超過確率に読み替え、2 回分を考慮した。

*3: JEAG 4601より、荷重の組合せを考慮する判断目安として 10^{-7} / 炉年を適用する。

3. 重大事故等時

3.1 検討方法

SA時の耐震評価において、考慮する弾性設計用地震動S_dの回数について検討する。本検討では、SAの発生確率、地震の発生確率及び荷重の継続時間から事象の発生確率を算出し、地震動2回分の組合せ要否を確認する。本検討における検討条件を以下に示す。

- ・SAの発生確率として、炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する（関連図書（2）参照）。
- ・JEAG4601におけるS₁の発生確率を参照し、弾性設計用地震動S_dの発生確率は、 10^{-2} /年以下とする。なお、弾性設計用地震動S_dの発生確率としてS₁の発生確率を適用する考え方は関連図書（1）に示す。
- ・弾性設計用地震動S_d2回分の発生確率は、 10^{-4} （= $10^{-2} \times 10^{-2}$ ）/年以下とする。
- ・SAの継続時間として、弾性設計用地震動S_dとの組合せを考慮する必要がある期間である、 10^{-2} 年以上、 2×10^{-1} 年未満を考慮する。
- ・荷重の組合せを考慮する判断目安として 10^{-8} /炉年を適用する（関連図書（2）参照）。

3.2 検討結果

2.1の条件による検討結果を別表15-2に示す。別表15-2のとおり、弾性設計用地震動S_d2回分を考慮した事象の発生確率は 10^{-8} /炉年を下回ることから、SA施設における弾性設計用地震動S_dによる疲労評価において、地震動1回分を考慮することは妥当である。

別表15-2 事象の発生確率・継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

①SAの発生確率	②地震動の発生確率		③継続時間	事象の発生確率 (①×②×③)	組合せ要否*3
10^{-4} /炉年*1	弾性設計用 地震動S _d 2回	10^{-4} （= $10^{-2} \times 10^{-2}$ ） /年以下*2	10^{-2} 年以上、 2×10^{-1} 年未満	2×10^{-9} /炉年未満	否

注記*1：関連図書（2）より、SAの発生確率を 10^{-4} /炉年とする。

*2：JEAG4601に記載されている地震動S₁の発生確率をS_dの年超過確率に読み替え、2回分を考慮した。

*3：関連図書（2）より、荷重の組合せを考慮する判断目安として 10^{-8} /炉年を適用する。

4. まとめ

LOCA時（設計基準事故）及びSA時の弾性設計用地震動S_dによる疲労評価で考慮する地震動の回数について、LOCA（設計基準事故）又はSAの発生確率、地震の発生確率及び荷重の継続時間から事象の発生確率を算出し、地震動2回分の組合せ要否を確認した。検討の結果、弾性設計用地震動S_d2回を考慮した事象の発生確率は、LOCA時（設計基準事故）及びSA時ともに、荷重の組合せを考慮する判断目安を下回る結果となった。

従って、LOCA時（設計基準事故）及びSA時の弾性設計用地震動S_dによる疲労評価において地震動1回分を考慮することは妥当である。

(参考 2) 運転状態と地震動との組合せの確率的評価 (J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984 抜粋)

発生確率		1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III	IV						
基準地震動の発生確率 (1/年)				S_1	S_2						
基準地震動 S_1 との組合せ	従属事象	S_1 従属									
	独立										
	1分以内									$S_1 + II$	
	1時間以内						$S_1 + II$			$S_1 + III$	
	1日以内					$S_1 + II$		$S_1 + III$			$S_1 + IV$
1年以内			$S_1 + II$		$S_1 + III$			$S_1 + IV$			
基準地震動 S_2 との組合せ	従属事象	S_2 従属									
	独立										
	1分以内										($S_2 + II$ は 10^{-9} 以下となる)
	1時間以内									$S_2 + II$	$S_2 + III$
	1日以内							$S_2 + II$		$S_2 + III$	
1年以内			$S_2 + II$		$S_2 + III$					$S_2 + IV$	

- 注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←----- 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
- (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。