

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-9_改4
提出年月日	2021年9月16日

補足-600-9 耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認
について

女川原子力発電所第2号機耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認について

(目次)

1. はじめに.....	1
2. 女川原子力発電所第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.....	25
5. 疲労評価における東北地方太平洋沖地震等の考慮.....	40
6. まとめ.....	40

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 地震動をパラメータとした等価繰返し回数の比較	
別紙3 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4 設計疲労線図をパラメータとした等価繰返し回数の比較	
別紙5 等価繰返し回数の算出における材料物性の不確かさ等の影響検討	
別紙6 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果	
別紙7 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8 ピーク応力の算出方法	
別紙9 疲労評価の対象設備及び部位毎のピーク応力	
別紙10 疲労累積係数の評価基準値に対する東北地方太平洋沖地震等の影響	
別紙11 等価繰返し回数の算出に用いる地震動の考え方	
別紙12 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13 ピーク応力の大きさと等価繰返し回数の関係	
別紙14 弾性設計用地震動 S_d による疲労評価の省略	
別紙15 等価繰返し回数算出プログラム	
別紙16 多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法	
別紙17 時刻歴応答波形(荷重)から直接等価繰返し回数を算出した場合との比較検討	
別紙18 時刻歴加速度応答による等価繰返し回数算出の影響	
別紙19 女川原子力発電所第2号機の等価繰返し回数の設定の保守性	

1. はじめに

女川原子力発電所第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*¹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。添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に記載の通り、女川原子力発電所第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 : 340 回, S_d : 590 回)又は個別に設定する値を用いている。

なお、既工認の等価繰返し回数は、OBE*²地震1回当たりの繰返し回数を10回として、プラントライフ中5回発生すると仮定し、余裕をみて6回起きた場合の60回という米国プラントでの設計の考え方を踏襲し設定している。

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*1 : 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 : OBE(Operating basis earthquake ground motion) は、プラント運転中に起こりうる地震レベル。OBE地震を超過する地震発生時には、プラント停止要求がある。

2. 女川原子力発電所第2号機の耐震評価における疲労評価と等価繰返し回数

女川原子力発電所第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。

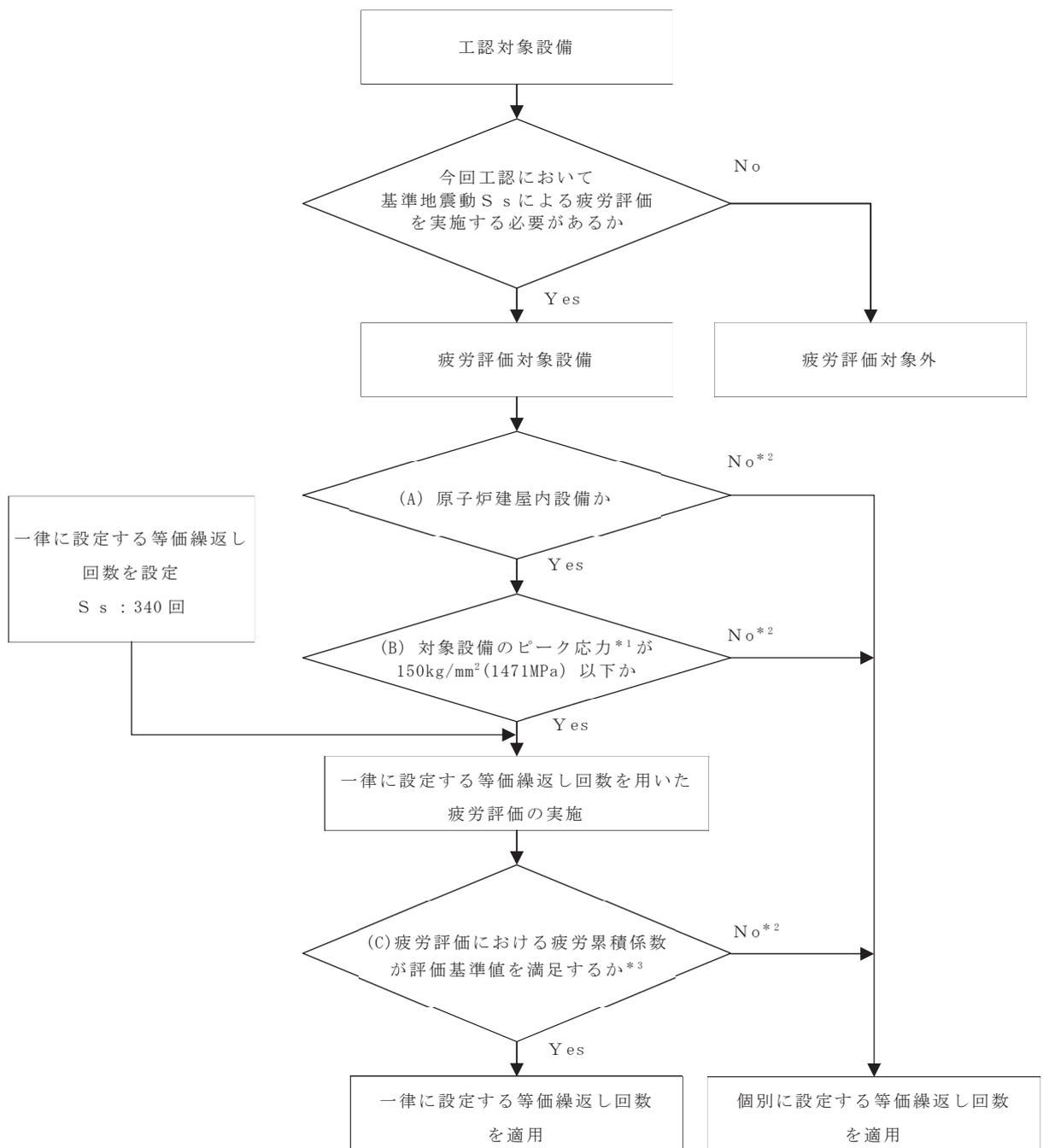
ここで、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる等価繰返し回数について、一律に設定する値又は個別に設定する値の使い分けの考え方を記載するとともに、使い分けのフローを図 2-1 及び図 2-2 に示す。なお、疲労評価対象設備は、工認耐震計算書対象とする設備・部位のうち、疲労評価を実施するものとしている。

(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、原子炉建屋内に設置された疲労評価対象設備に用いることとし、原子炉建屋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、疲労評価対象設備に発生するピーク応力(別紙 8 参照)が $150\text{kg}/\text{mm}^2$ (1471MPa) 以下となる場合とし、 $150\text{kg}/\text{mm}^2$ (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(B))
- ・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(C))

(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、原子炉建屋内に設置された疲労評価対象設備に用いることとし、原子炉建屋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、疲労評価対象設備に発生するピーク応力が、 $150\text{kg}/\text{mm}^2$ (1471MPa) に $S_d - D1, D2, D3, F1, F2, F3$ 及び $N1$ (以下「 S_d 7 波」という。)/ $S_s - D1, D2, D3, F1, F2, F3$ 及び $N1$ (以下「 S_s 7 波」という。)の応答比を乗じた値以下となる場合とし、ピーク応力がこの値を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図 2-2 の(B))
- ・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(C))

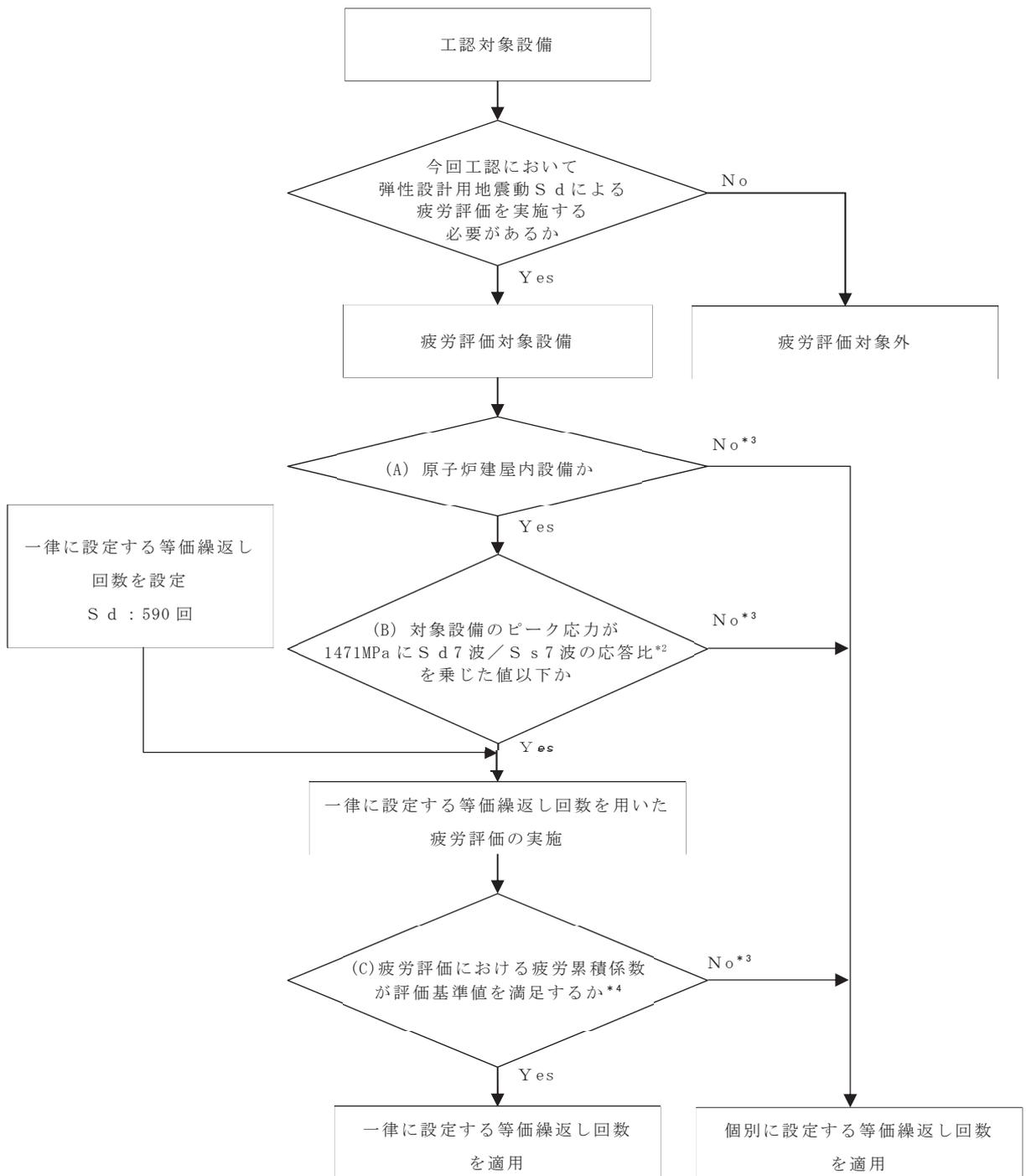


注記*1：疲労評価対象設備のピーク応力は、別紙9参照

*2：該当する疲労評価対象設備は4. 参照

*3：東北地方太平洋沖地震等の地震による設備への疲労影響は、十分に小さいことを確認しているが、評価基準値に対して余裕があることにも留意する(別紙10参照)

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9参照

*2：応答比の設定方法については、3.(1)③参照

*3：該当する疲労評価対象設備は4.参照

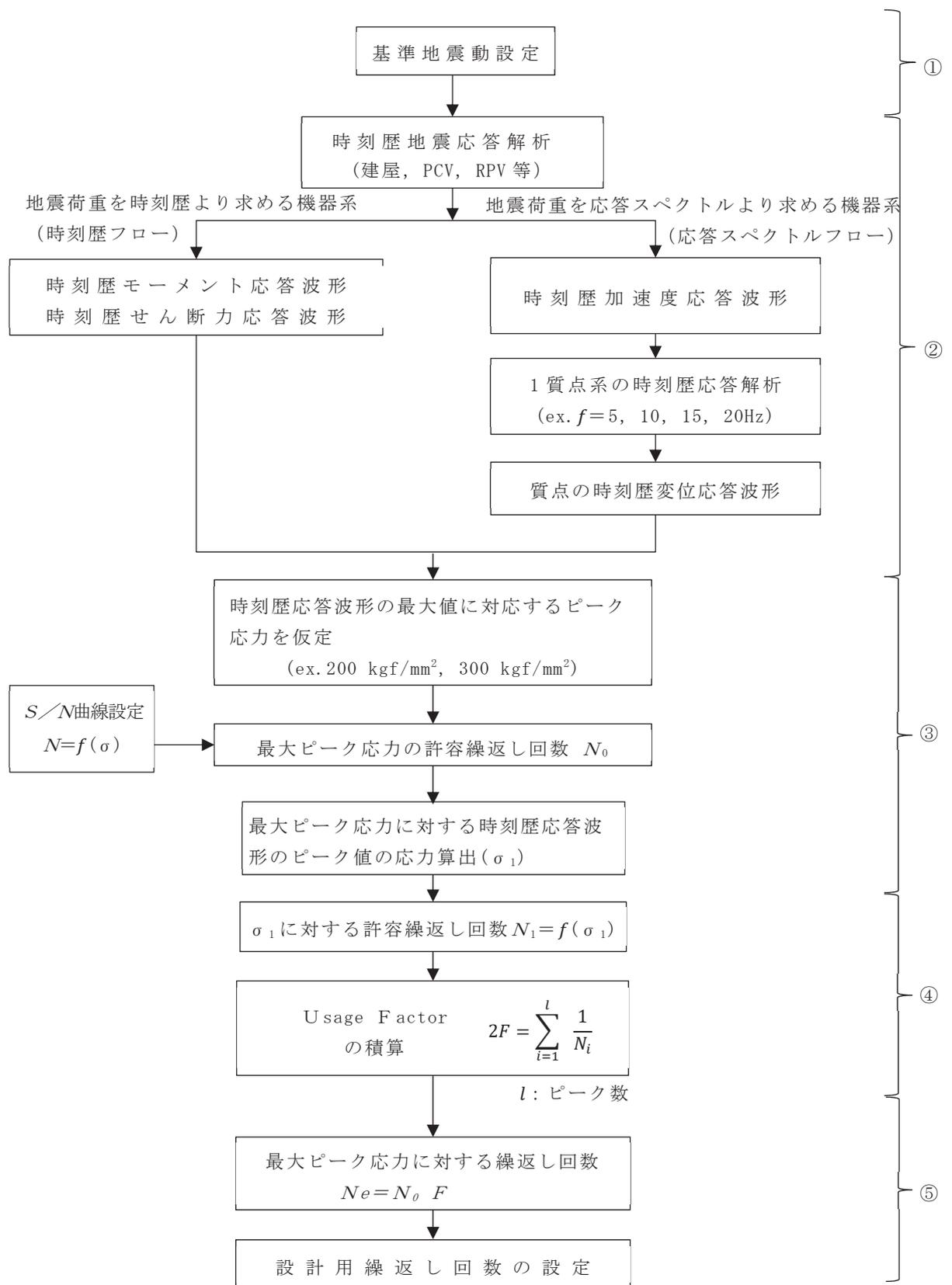
*4：東北地方太平洋沖地震等の地震による設備への疲労影響は、十分に小さいことを確認しているが、評価基準値に対して余裕があることにも留意する(別紙10参照)

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

女川原子力発電所第 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(図 3-1, 以下「J E A G フロー」という。)に基づき説明する。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女川原子力発電所第 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

		女川原子力発電所第 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	第一種配管	原子炉建屋に設置された設備
算出方法	時刻歴解析より算出される時刻歴モーメントを用いた算出方法 (J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7 における時刻歴フ ロー)	建屋床応答を入力とした 1 質点系による応答時刻歴を用いた算出方法 (J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7 における時刻歴フ ロー)	建屋床応答を入力とした 1 質点系による応答時刻歴を用いた算出方法 (J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7 における時刻歴フ ロー)
回数算出に用いている時刻歴波	波形	時刻歴モーメント波形	加速度応答時刻歴波形
	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)	S s : 150kg/mm ² (1471MPa) S d : 150kg/mm ² (1471MPa) × S d 7 波 / S s 7 波の応答比
対象建屋・床	代表設備の設置床面	同左	原子炉建屋地震応答解析モデル：設備を有する床面 (質点) 建屋一機器連成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)
固有周期	時刻歴解析結果より直接算出	設備の固有周期でなく、全固有周期	対象設備の固有周期でなく、全固有周期
減衰定数	報告書に言及なし	同左	0.5%
設計疲労線図	代表設備材料の線図を使用	同左	同左
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 3 方向のうち最大となる値
材料物性の不確かさ等の考慮	あり	報告書に言及なし	あり (建屋初期剛性、地盤物性)

注記*大型機器系地震応答解析モデル及び炉内構造物系地震応答解析モデルの総称とする

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

- ・米国の知見(NUREG-0800 に定められた Standard Review Plan 3.7.3 Rev. 4)を参考に、基準地震動 S_s に加え、弾性設計用地震動 S_d の $1/3$ 倍の地震動 5 回分を考慮する。(別紙 11 参照)

(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 2 回分を考慮する。

なお、基準地震動 S_s に加える弾性設計用地震動 S_d の $1/3$ 倍の地震動 5 回分の考慮方法は、以下の a～e の手順とする。

手順 a : S_s 1 回分の地震動に対する等価繰返し回数を算出

手順 b : S_s 1 回分と $1/3 S_d$ 1 回分を繋げた地震動の等価繰返し回数を算出

手順 c : [b-a] より、 $1/3 S_d$ 1 回分の地震動に対する等価繰返し回数を算出

手順 d : [c×5] より、 $1/3 S_d$ 5 回分の地震動に対する等価繰返し回数を算出

手順 e : [a+d] より、基準地震動 S_s の疲労評価に用いる一律の等価繰返し回数を設定

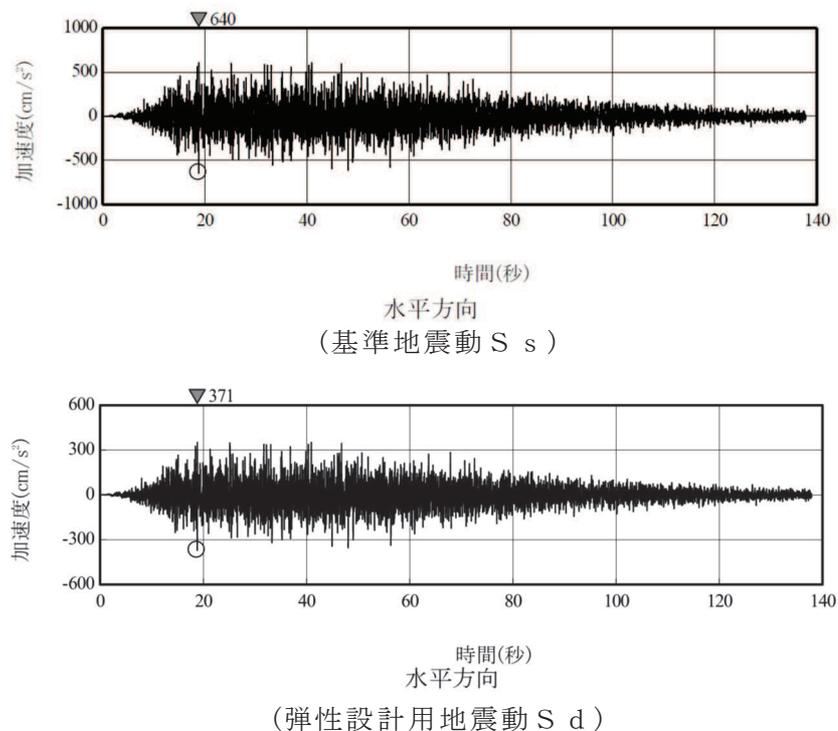


図 3-2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d
($S_s - D 1$ 及び $S_d - D 1$, 水平方向)

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(時刻歴フロー))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の設定では、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 17 参照)

応答スペクトルフローでは、時刻歴地震応答解析(建屋地震応答解析又は建屋一機器連成地震応答解析)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、振動数 f の 1 質点系の時刻歴加速度応答波形を求める。この時刻歴加速度応答波形は、固有振動数全て(1~20Hz)に対して算出する。

ここで、J E A G フローは、1 質点系の時刻歴変位応答波形を求めるフローであるが、1 質点系の時刻歴変位応答波形と時刻歴加速度応答波形の関係は、位相が異なるが同等の波形となることから、女川原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数の算出に当たっては時刻歴加速度応答波形を求める。

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で求めた時刻歴加速度応答波形の最大値とすることで、応力の時刻歴波形を作成する。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、全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の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、1471MPa に S_d 7 波 / S_s 7 波の応答比を乗じた値を用いることとし、疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa に S_d 7 波 / S_s 7 波の応答比を乗じた値を超える場合は個別に設定する。ここで S_d 7 波 / S_s 7 波の応答比は、以下の手順にて設定する。

【手順 1】 各方向 (EW, NS, UD) の原子炉建屋地震応答解析モデルにより、弾性設計用地震動 S d 7 波及び基準地震動 S s 7 波に対する地震応答解析を行う。

【手順 2】 各方向の原子炉建屋地震応答解析モデルの各質点位置における最大加速度の比率を地震動毎に求め、各質点位置における最大加速度比を整理する。(表 3-2, 図 3-3 参照)

【手順 3】 原子炉建屋地震応答解析モデルの各質点位置における比率のうち、最大の比率を S d 7 波 / S s 7 波の応答比とする。なお、S d 7 波 / S s 7 波の応答比は、各方向で設定する。

表 3-2 各質点位置における応答比の算出

質点	方向	S d に対する原子炉建屋地震応答解析モデルの最大加速度			S s に対する原子炉建屋地震応答解析モデルの最大加速度			各地震動に対する最大加速度比 (S d 最大加速度 / S s 最大加速度) の最大値	各質点位置における応答比 *
		S d-D1	...	S d-N1	S s-D1	...	S s-N1	Max (S d 7 波最大加速度 / S s 7 波最大加速度)	
A	EW	CH _{Sd-D1A(EW)}	...	CH _{Sd-N1A(EW)}	CH _{Ss-D1A(EW)}	...	CH _{Ss-N1A(EW)}	Max (CH _{Sd-D1A(EW)} / CH _{Ss-D1A(EW)} , ~, CH _{Sd-N1A(EW)} / CH _{Ss-N1A(EW)})	R _{A(EW)}
	NS	CH _{Sd-D1A(NS)}	...	CH _{Sd-N1A(NS)}	CH _{Ss-D1A(NS)}	...	CH _{Ss-N1A(NS)}	Max (CH _{Sd-D1A(NS)} / CH _{Ss-D1A(NS)} , ~, CH _{Sd-N1A(NS)} / CH _{Ss-N1A(NS)})	R _{A(NS)}
	UD	CH _{Sd-D1A(UD)}	...	CH _{Sd-N1A(UD)}	CH _{Ss-D1A(UD)}	...	CH _{Ss-N1A(UD)}	Max (CH _{Sd-D1A(UD)} / CH _{Ss-D1A(UD)} , ~, CH _{Sd-N1A(UD)} / CH _{Ss-N1A(UD)})	R _{A(UD)}
B	EW	CH _{Sd-D1B(EW)}	...	CH _{Sd-N1B(EW)}	CH _{Ss-D1B(EW)}	...	CH _{Ss-N1B(EW)}	Max (CH _{Sd-D1B(EW)} / CH _{Ss-D1B(EW)} , ~, CH _{Sd-N1B(EW)} / CH _{Ss-N1B(EW)})	R _{B(EW)}
	NS	CH _{Sd-D1B(NS)}	...	CH _{Sd-N1B(NS)}	CH _{Ss-D1B(NS)}	...	CH _{Ss-N1B(NS)}	Max (CH _{Sd-D1B(NS)} / CH _{Ss-D1B(NS)} , ~, CH _{Sd-N1B(NS)} / CH _{Ss-N1B(NS)})	R _{B(NS)}
	UD	CH _{Sd-D1B(UD)}	...	CH _{Sd-N1B(UD)}	CH _{Ss-D1B(UD)}	...	CH _{Ss-N1B(UD)}	Max (CH _{Sd-D1B(UD)} / CH _{Ss-D1B(UD)} , ~, CH _{Sd-N1B(UD)} / CH _{Ss-N1B(UD)})	R _{B(UD)}
...	
i	EW	CH _{Sd-D1i(EW)}	...	CH _{Sd-N1i(EW)}	CH _{Ss-D1i(EW)}	...	CH _{Ss-N1i(EW)}	Max (CH _{Sd-D1i(EW)} / CH _{Ss-D1i(EW)} , ~, CH _{Sd-N1i(EW)} / CH _{Ss-N1i(EW)})	R _{i(EW)}
	NS	CH _{Sd-D1i(NS)}	...	CH _{Sd-N1i(NS)}	CH _{Ss-D1i(NS)}	...	CH _{Ss-N1i(NS)}	Max (CH _{Sd-D1i(NS)} / CH _{Ss-D1i(NS)} , ~, CH _{Sd-N1i(NS)} / CH _{Ss-N1i(NS)})	R _{i(NS)}
	UD	CH _{Sd-D1i(UD)}	...	CH _{Sd-N1i(UD)}	CH _{Ss-D1i(UD)}	...	CH _{Ss-N1i(UD)}	Max (CH _{Sd-D1i(UD)} / CH _{Ss-D1i(UD)} , ~, CH _{Sd-N1i(UD)} / CH _{Ss-N1i(UD)})	R _{i(UD)}

注記* : S d 7 波 / S s 7 波の応答比

EW 方向 : Max (R_{A(EW)}, R_{B(EW)}, ..., R_{i(EW)})

NS 方向 : Max (R_{A(NS)}, R_{B(NS)}, ..., R_{i(NS)})

UD 方向 : Max (R_{A(UD)}, R_{B(UD)}, ..., R_{i(UD)})

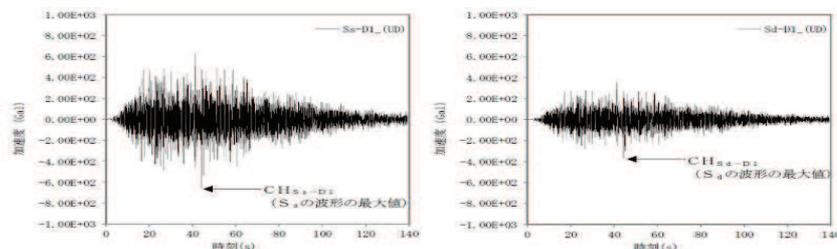
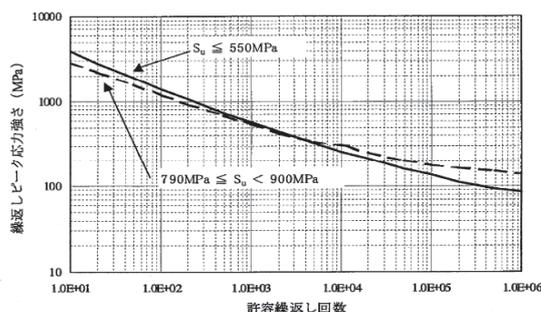


図 3-3 時刻歴加速度応答波形の最大値の例

④ 疲労累積係数 UF (Usage Factor) の算出

図 3-4 に示す発電用原子力設備規格 設計・建設規格(以下「J S M E 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 12 参照)。



(J S M E 設計・建設規格より抜粋)

図 3-4 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，女川原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数の算出方法を図 3-5 に示す。

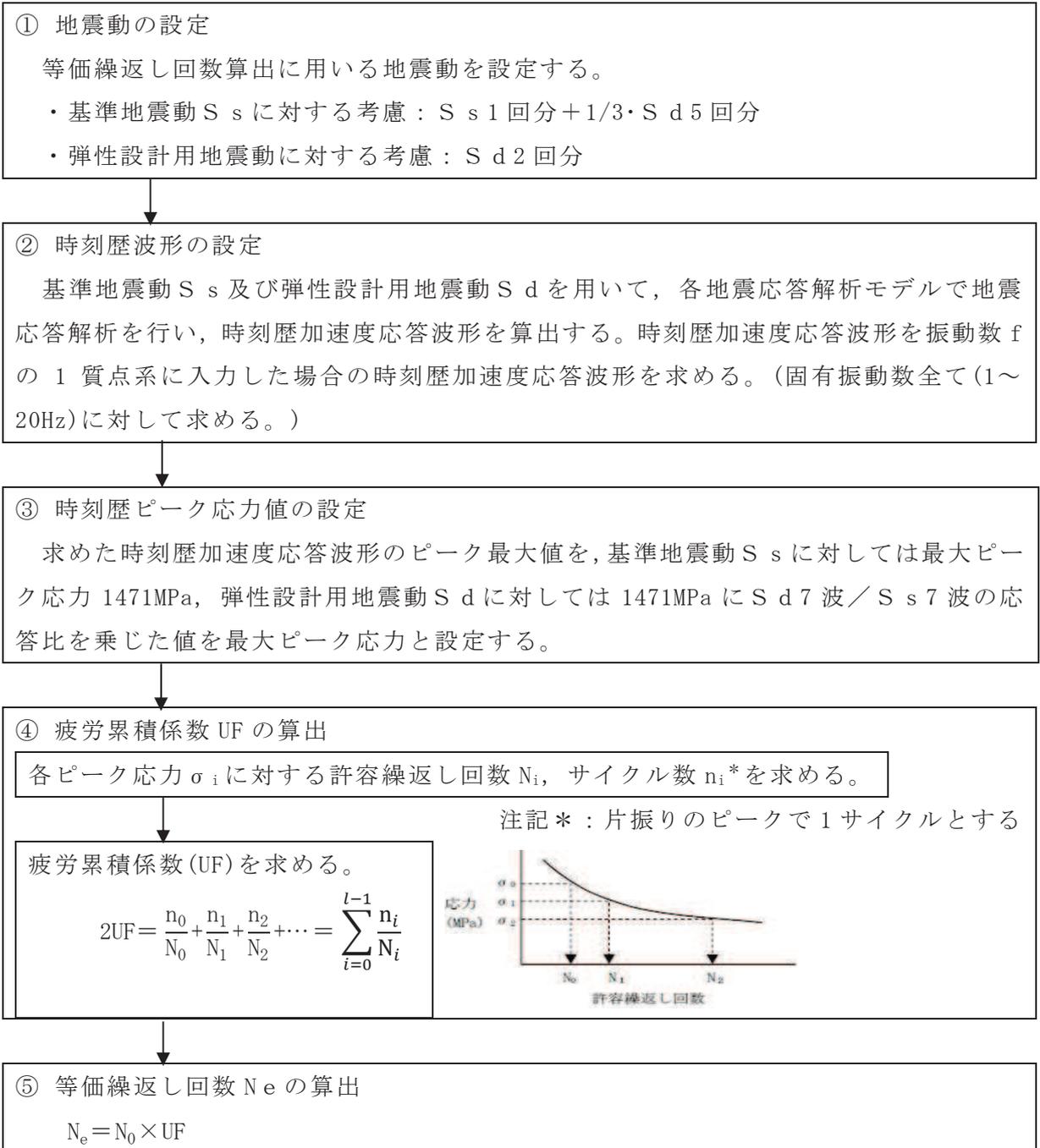


図 3-5 等価繰返し回数の算出方法

(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。なお、以下のパラメータのうち、g. 材料物性の不確かさ等の考慮については、地震応答解析モデルのモデル諸元を見直すこととなるため、原子炉建屋地震応答解析モデル、大型機器系地震応答解析モデル及び炉内構造物系地震応答解析モデルの各モデルに対して検討を行いそれ以外のパラメータについては原子炉建屋に対して検討を行った。

- 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等の考慮

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 13 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の確認は、各疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa に包絡されることを確認する必要がある。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の組合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。

また、弾性設計用地震動 S_d に対して用いるピーク応力は、1471MPa に S_d 7 波 / S_s 7 波の応答比を乗じた値とし、疲労評価対象設備がそれを超える場合は個別に等価繰返し回数を設定する。

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. 固有周期

固有周期と等価繰返し回数について図 3-6 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算出刻みは表 3-3 に示す。

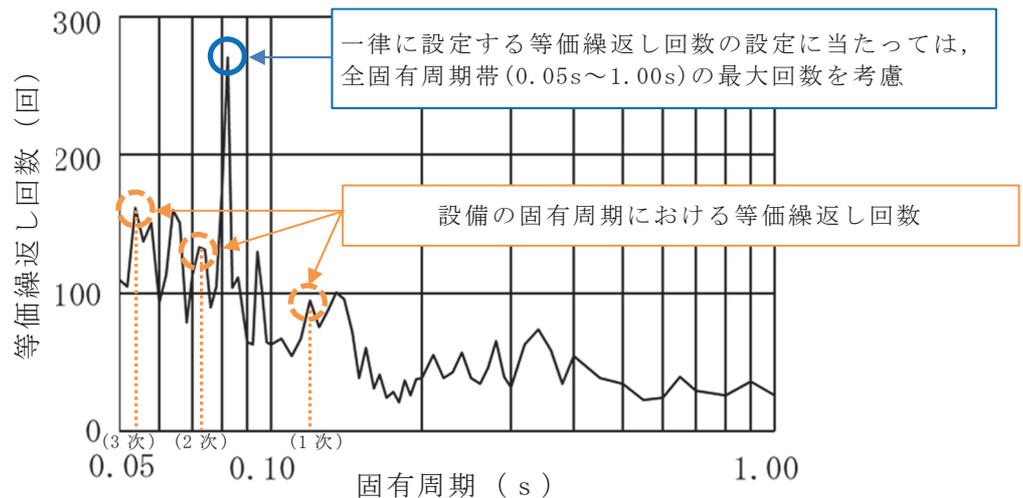


図 3-6 固有周期と等価繰返し回数の関係 (例)

(原子炉建屋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 3-3 等価繰返し回数算出における固有周期の算出刻み

固有周期 (s)	算出刻み (s)
0.05~0.1	0.002
0.1~0.2	0.005
0.2~0.3	0.01
0.3~0.4	0.02
0.4~0.7	0.05
0.7~1.0	0.1

注：固有周期の算出刻みの設定に当たっては、J E A G 4 6 0 1 -1987 P515 表 6.5.1-2 の床応答スペクトル周期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、原子炉建屋地震応答解析モデルでは、添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」で設備設計に用いる床応答曲線を算出する全ての床面(質点)のうち設備を有する床面(質点)を対象とし、大型機器系地震応答解析モデル及び炉内構造物系地震応答解析モデルでは、添付書類「VI-2-3-2 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格納容器及び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曲線を算出する全ての床面(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

女川原子力発電所第2号機における基準地震動はS_s7波及び弾性設計用地震動はS_d7波がある。

基準地震動S_s7波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3-4に示す。表3-4の結果から、S_s-D1による等価繰返し回数が最も多く算出されることを確認した。これは、地震動の特徴(主要動の継続時間が長く、大きい加速度が繰返し入力される(図3-7～図3-13参照))ことによるものである。なお、等価繰返し回数の算出に当たっては、検討対象地震動の時刻歴加速度応答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、地震動の大きさでなく継続時間が影響する。よって、地震動の継続時間の長いS_s-D1が他の地震動に比べ等価繰返し回数が大きくなっている。したがって、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、S_s-D1及びS_d-D1の地震動を用いる。

表3-4 地震動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				各基準地震動S _s に対する等価繰返し回数(最大回数)						
解析モデル	減衰定数(%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ等	S _s -D1	S _s -D2	S _s -D3	S _s -F1	S _s -F2	S _s -F3	S _s -N1
原子炉建屋地震応答解析モデル	0.5	炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼	基本ケース							

なお、一律に設定する等価繰返し回数算出に用いる地震動はS_s-D1及びS_d-D1を用いて、3.(1)①に基づき設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

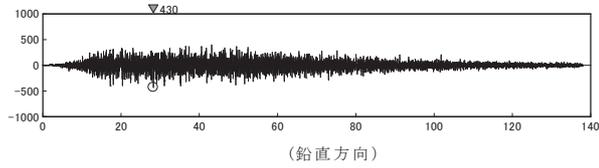
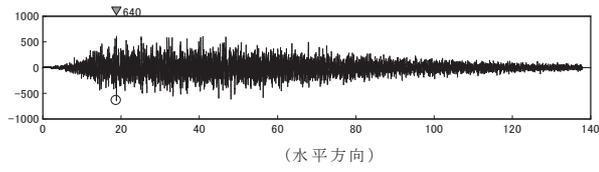


図 3-7 基準地震動 S s - D 1 の加速度時刻歴

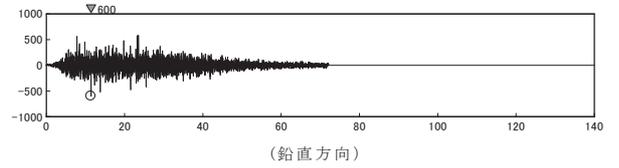
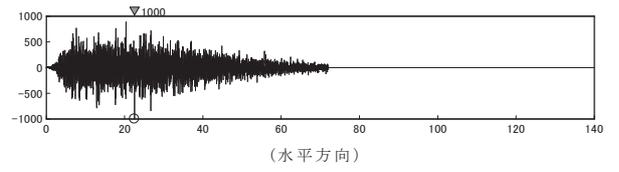


図 3-8 基準地震動 S s - D 2 の加速度時刻歴

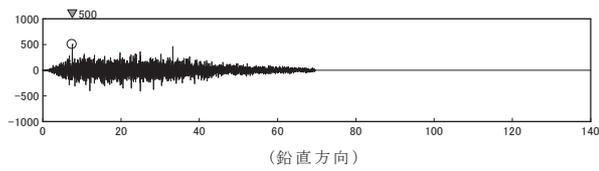
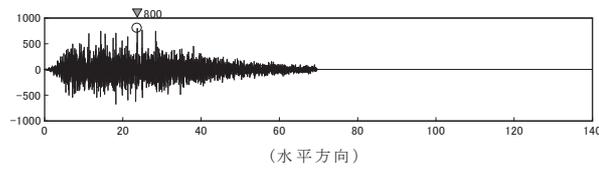


図 3-9 基準地震動 S s - D 3 の加速度時刻歴

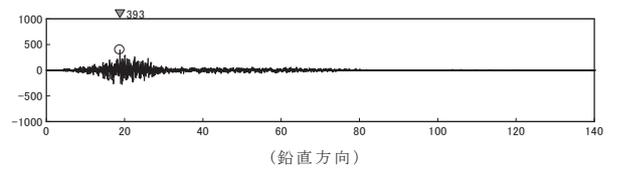
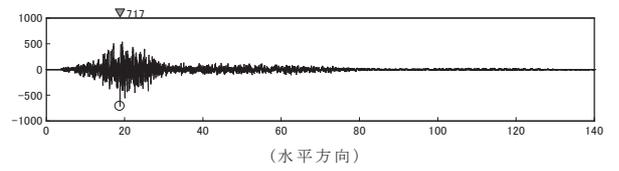


図 3-10 基準地震動 S s - F 1 の加速度時刻歴

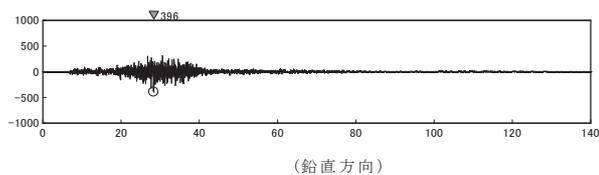
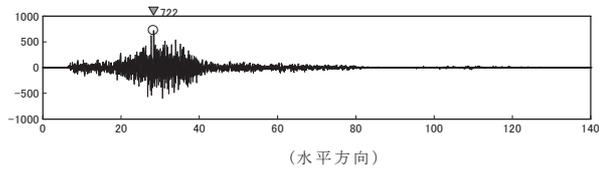


図 3-11 基準地震動 S s - F 2 の加速度時刻歴

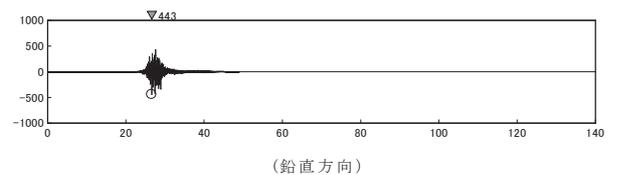
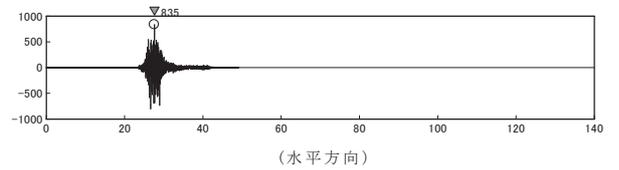


図 3-12 基準地震動 S s - F 3 の加速度時刻歴

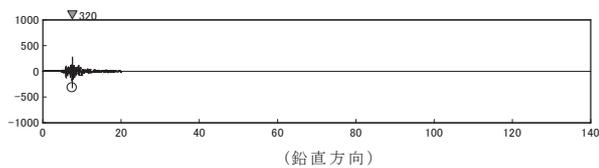
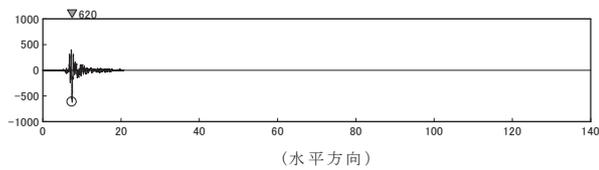


図 3-13 基準地震動 S s - N 1 の加速度時刻歴

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、疲労評価対象設備の減衰定数である 0.5%、1.0%、1.5%、2.0%、2.5%及び 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 3 に、等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を表 3-5 に示す。表 3-5 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。

機器・配管系の評価に適用される最小の減衰定数は、0.5%であることから、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、0.5%の減衰定数を用いる。

表 3-5 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等	0.5%	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%
原子炉建屋地震応答解析モデル	S s - D 1	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

J S M E 設計・建設規格に記載される「炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼」及び「オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金」を用いて、設計疲労線図をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果を別紙 4 に、等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を表 3-6 に示す。表 3-6 の結果から、「炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼」を用いる場合の等価繰返し回数が多く算出されることを確認した。これは、設計疲労線図の傾きが大きいほど等価繰返し回数が大きくなるためである (図 3-14)。したがって、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、「炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼」を用いる。

表 3-6 設計疲労線図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				各設計疲労線図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 (%)	材料物性の不確かさ等	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金
原子炉建屋地震応答解析モデル	S s - D 1	0.5	基本ケース		

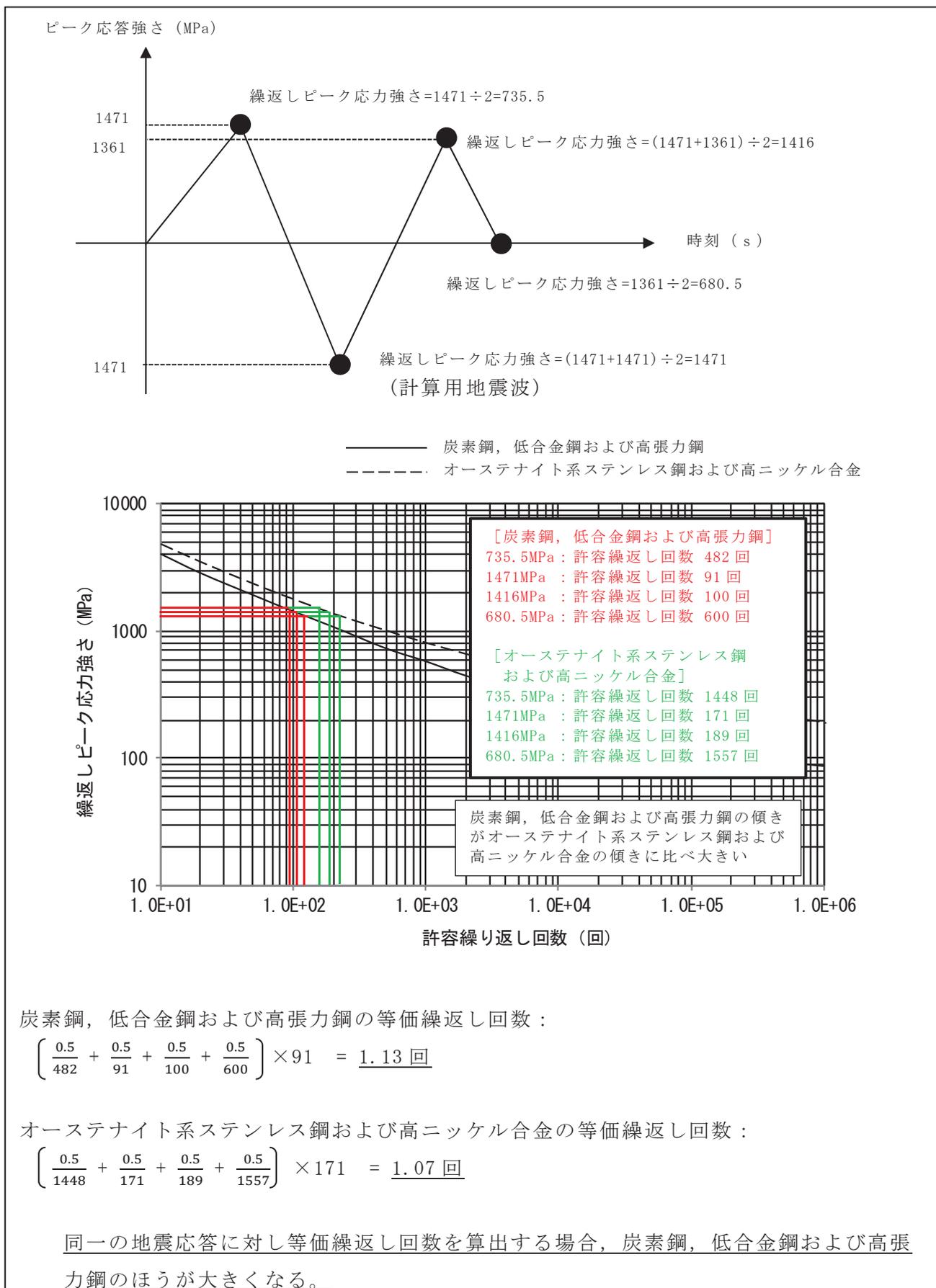


図 3-14 設計疲労線図の違いに対する等価繰返し回数の計算例

g. 材料物性の不確かさ等の考慮

添付書類「VI-2-1-1 耐震設計の基本方針」にて材料物性の不確かさ等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等による影響を考慮する。

考慮にあたっては、基準地震動 S_s における基本ケースの地震応答解析による結果から等価繰返し回数の算出に支配的となる地震動、減衰定数及び設計疲労線図を特定し、特定した地震動、減衰定数及び設計疲労線図を用いて原子炉建屋地震応答解析及び建屋-機器連成地震応答解析における材料物性の不確かさ等を考慮した検討ケースでの等価繰返し回数を算出した後、算出結果を踏まえて安全側に設定を行う。具体的なフローを図 3-15 に示す。また、材料物性の不確かさ等を考慮する検討ケースを表 3-8 及び表 3-9 に示す。

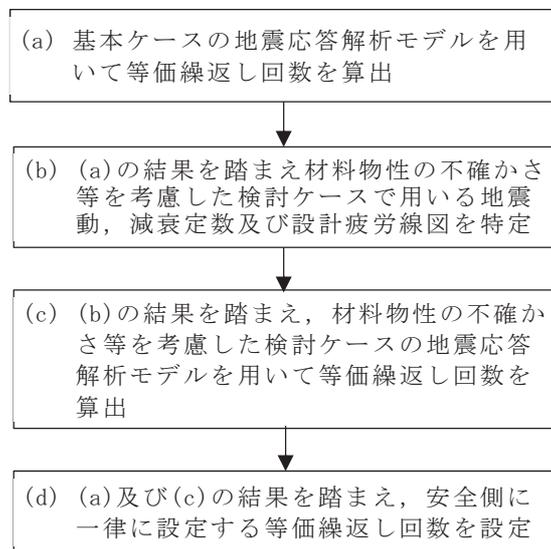


図 3-15 一律に設定する等価繰返し回数設定に対する材料物性の不確かさ等の考慮フロー

表 3-8 原子炉建屋地震応答解析における材料物性の不確かさを考慮する検討ケース

検討ケース	建屋初期剛性	地盤物性	
		入力地震動	底面地盤ばね
基本ケース	2011年3月11日東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたシミュレーション解析により補正*1	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900m/s	標準地盤
ケース 2	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900+100m/s	標準地盤+ σ
ケース 3	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900-100m/s	標準地盤- σ
ケース 4	基本ケースの 0.78 倍*2	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900m/s	標準地盤
ケース 5	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900+100m/s	標準地盤+ σ
ケース 6	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900-100m/s	標準地盤- σ

注：添付書類「VI-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」より抜粋，一部修正

注記*1：コンクリート強度は設計基準強度とし，添付書類「VI-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」に示す原子炉建屋の耐震壁の初期剛性の設計値に対する補正係数（地上3階及びクレーン階：NS方向0.30，EW方向0.50，地下3階から地上2階：NS方向0.75，EW方向0.80）を適用して初期剛性を設定する

*2：原子炉建屋の基準地震動Ss入力前後の1次ピーク振動数の比から算定した剛性比（補足-620-1「東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」参照）

表 3-9 建屋-機器連成地震応答解析において材料物性の不確かさを考慮する検討ケース

検討ケース	建屋初期剛性	地盤物性		原子炉本体の基礎の初期剛性	備考
		入力地震動	底面地盤ばね		
基本ケース	2011年3月11日東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたシミュレーション解析により補正*1	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900m/s	標準地盤	コンクリート強度：設計基準強度 初期剛性低下：考慮しない	
ケース 2	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900+100m/s	標準地盤+σ	同上	
ケース 3	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900-100m/s	標準地盤-σ	同上	
ケース 4	基本ケースの 0.78 倍*2	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900m/s	標準地盤	同上	基準地震動 S s 固有の解析ケース
ケース 5	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900+100m/s	標準地盤+σ	同上	基準地震動 S s 固有の解析ケース
ケース 6	同上	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900-100m/s	標準地盤-σ	同上	基準地震動 S s 固有の解析ケース
ケース 7	2011年3月11日東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたシミュレーション解析により補正*1	表層上部：非線形性を考慮 表層下部：Vs 900m/s	標準地盤	コンクリート強度：設計基準強度 初期剛性低下：原子炉建屋地下3階から地上2階の補正係数を適用	建屋-機器連成地震応答解析固有のケース

注：補足説明資料「600-8-1 建屋-機器連成解析モデルの時刻歴応答解析における材料物性の不確かさ等を考慮した設計用地震力の設定について」より抜粋

注記*1：コンクリート強度は設計基準強度とし、添付書類「VI-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」に示す原子炉建屋の耐震壁の初期剛性の設計値に対する補正係数（地上3階及びクレーン階：NS方向0.30，EW方向0.50，地下3階から地上2階：NS方向0.75，EW方向0.80）を適用して初期剛性を設定する

*2：原子炉建屋の基準地震動 S s 入力前後の1次ピーク振動数の比から算定した剛性比（補足-620-1「東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた建屋耐震設計方法への反映について」参照）

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 1」、減衰定数を「0.5%」及び設計疲労線図を「炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼」とした条件における材料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5に、最大回数を整理した結果を表3-7に示す。別紙5の結果から、地震応答解析モデルの材料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、大型機器系地震応答解析モデルのUD方向の基本ケースとなることを確認した。また、表3-7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、原子炉建屋地震応答解析モデルのケース3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、女川原子力発電所第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設定する。

表 3-7 材料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等の等価繰返し回数(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	ケース4	ケース5	ケース6	ケース7
原子炉建屋地震応答解析モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼							
大型機器系地震応答解析モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼							
炉内構造物系地震応答解析モデル	S s - D 1	0.5	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対する等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を表3-10及び表3-11に示し、その詳細内訳を別紙6及び別紙7に示す。

基準地震動 S s に対する等価繰返し回数は、大型機器系地震応答解析モデル UD 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、炉内構造物系地震応答解析モデル NS 方向での 回が最大であった。

なお、女川原子力発電所第2号機の等価繰返し回数が比較的他プラントよりも多い理由は、基準地震動 S s (S s - D 1) の主要動の継続時間が長いことに起因するものと考えられる。

表 3-10 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 不確かさ等	方向	回数	
大型機器系 地震応答解析 モデル	$S_s - D1 +$ $1/3 S_d - D1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	EW		
					NS		
					UD		
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	$S_s - D1 +$ $1/3 S_d - D1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	EW		
					NS		
					UD		
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	$S_s - D1 +$ $1/3 S_d - D1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	EW		
					NS		
					UD		

表 3-11 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 不確かさ等	方向	回数	
大型機器系 地震応答解析 モデル	$S_d - D1 \times 2$ 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	EW		
					NS		
					UD		
炉内構造物系 地震応答解析モ デル	$S_d - D1 \times 2$ 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	EW		
					NS		
					UD		
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	$S_d - D1 \times 2$ 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	EW		
					NS		
					UD		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(4) 結果まとめ

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

- ・原子炉建屋(大型機器系地震応答解析モデル, 炉内構造物系地震応答解析モデル及び原子炉建屋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, 「 $S_s - D1$ 」, 「0.5%」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 に弾性設計用地震動 S_d の 1/3 倍の地震動 5 回分を考慮し, 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。
- ・原子炉建屋地震応答解析モデルに対し材料物性の不確かさ等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, 女川原子力発電所第 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 340 回を設定する。

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

- ・弾性設計用地震動 S_d 2 回分を考慮し, 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 に対する原子炉建屋地震応答解析モデルの結果から, 材料物性の不確かさ等の影響は軽微であることを確認した。

以上のことから, 女川原子力発電所第 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 590 回を設定する。

4. 個別に設定する等価繰返し回数

女川原子力発電所第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) 原子炉建屋以外に設置される設備
- (B) 発生するピーク応力が 1471MPa を超える設備
- (C) 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) 原子炉建屋以外に設置される設備
- (B) 発生するピーク応力が $S_d 7 \text{波} / S_s 7 \text{波}$ の応答比を 1471MPa に乗じた値を超える設備
- (C) 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，一律に設定する等価繰返し回数と同様に，材料物性の不確かさ等の影響を考慮する。

表 4-1 一律に設定する等価繰返し回数と個別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	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)	原子炉建屋地震応答解析モデルは設備を有する床面(質点)、建屋-機器連成地震応答解析モデルは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	$S_s : 1471\text{MPa}$ $S_d : 1471\text{MPa} \times S_s$ と S_d の応答比	$S_s : 1471\text{MPa}^{*2}$ $S_d : 1471\text{MPa} \times S_s$ と S_d の応答比* 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	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5, 3.0%	疲労評価対象設備の減衰定数	—
設計用疲労線図	炭素鋼	炭素鋼* 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) 原子炉建屋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配管 (DGDO-B008) 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 に示す。

(B) 発生するピーク応力が 1471MPa を超える疲労評価対象設備

該当する設備は無し。

(C) 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、原子炉再循環系配管 (PLR-001, PLR-002), 主蒸気系配管 (MS-001, MS-002, MS-003, MS-004), 復水給水系配管 (FDW-001), 残留熱除去系配管 (RHR-001, RHR-002, RHR-003, RHR-005), 高压炉心スプレイ系配管 (HPCS-001), 原子炉格納容器フィルタベント系配管 (FCVS-003, FCVS-004), 燃料プール冷却浄化系熱交換器, 残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却水系熱交換器となる。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 4-3～表 4-19 に示す。

表 4-2 非常用ディーゼル発電設備配管 (DGDO-B008) 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					
		ピーク応力 (MPa)	1質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲勞線図	材料物性の不確かさ等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数		
解析モデル	O.P.													
原子炉建屋	15.000													
原子炉建屋	6.000													
軽油タンク室	12.100													
連絡ダクト	10.500													
軽油タンク室	9.500													
連絡ダクト		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース							225

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*：S d は一律に設定する等価繰返し回数を適用

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-3 原子炉再循環系配管 (PLR-001) 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	O. P.	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉本体基礎		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					185

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 原子炉再循環系配管 (PLR-002) 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	O. P.	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉本体基礎		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					185

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 4-5 主蒸気系配管 (MS-001) 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	O. P.	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					226

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 4-6 主蒸気系配管 (MS-002) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D 1×5 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					226

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 4-7 主蒸気系配管 (MS-003) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D 1×5 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					198

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 主蒸気系配管 (MS-004) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D 1×5 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					198

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 4-9 復水給水系配管 (FDW-001) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					226

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 4-10 残留熱除去系配管 (RHR-001) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					162

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 4-11 残留熱除去系配管 (RHR-002) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					162

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 4-12 残留熱除去系配管 (RHR-003) 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	O. P.	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					162

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 4-13 残留熱除去系配管 (RHR-005) 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	O. P.	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉圧力容器		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					216
原子炉格納容器												

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*：S d は一律に設定する等価繰返し回数を適用

表 4-14 高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS-001) 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	O. P.	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉遮蔽壁		1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					162

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 4-15 原子炉格納容器フィルタベント系配管 (FCVS-003) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s) *

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 不確かさ等	等価繰返し回数			
解析モデル	0. P.							NS	EW	UD	最大 回数
原子炉建屋	33.200	1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	3.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース				182
原子炉建屋	22.500										
原子炉建屋	15.000										

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*：重大事故等対処設備であるため S d に対する耐震評価要求なし

表 4-16 原子炉格納容器フィルタベント系配管 (FCVS-004) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s) *

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 不確かさ等	等価繰返し回数			
解析モデル	0. P.							NS	EW	UD	最大 回数
原子炉建屋	50.500	1471	全固有周期	S s - D 1+1/3 S d - D1×5 回	3.0	オーステナ イト系ステン レス鋼およ び高ニッケ ル合金	基本ケース				129
原子炉建屋	48.725										
原子炉建屋	41.200										
原子炉建屋	33.200										
原子炉建屋	22.500										

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*：重大事故等対処設備であるため S d に対する耐震評価要求なし

表 4-17 燃料プール冷却浄化系熱交換器 個別に設定する等価繰返し回数 (S s) *1

対象床面(質点)		算出条件				等価繰返し回数						
解析モデル	O. P.	ピーク応力 (MPa)	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉建屋	15.000	1471	--*2	S s-D 1+1/3 S d- D1×5回	--*2	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					57

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：重大事故等対処設備であるため S d に対する耐震評価要求なし

注記*2：本設備の固有周期が 0.05 s 以下 () s) であるため、時刻歴加速度応答を用いた時刻歴フローによって等価繰返し回数を算出

表 4-18 残留熱除去系熱交換器 個別に設定する等価繰返し回数 (S s) *1

対象床面(質点)		算出条件				等価繰返し回数						
解析モデル	O. P.	ピーク応力 (MPa)	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等	NS	EW	UD	最大回数	等価繰返し回数
原子炉建屋	22.500	1471	--*2	S s-D 1+1/3 S d- D1×5回	--*2	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					57
原子炉建屋	15.000											

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：S d に対する評価において一次+二次評価で許容値を満足するため疲労評価要求なし

注記*2：本設備の固有周期が 0.05 s 以下 () s) であるため、時刻歴加速度応答を用いた時刻歴フローによって等価繰返し回数を算出

表 4-19 原子炉補機冷却水系熱交換器 個別に設定する等価繰返し回数 (S s) * 1

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件							等価繰返し回数			
		ピーク応力 (MPa)	固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		1471	* 2	S s - D 1+1/3 S d - D1×5回	* 2	炭素鋼, 合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					53

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：S d に対する評価において一次十二次評価で許容値を満足するため疲労評価要求なし

注記* 2：本設備の固有周期が 0.05 s 以下 () s) であるため、時刻歴加速度応答を用いた時刻歴フロッパーによって等価繰返し回数を

算出

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) 原子炉建屋以外に設置される疲労評価対象設備

該当する設備は無し。

(B) 発生するピーク応力が S d 7 波 / S s 7 波の応答比を 1471MPa 乗じた値を超える疲労評価対象設備

該当する設備は無し。

(C) 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、原子炉再循環系配管 (PLR-001, PLR-002), 主蒸気系配管 (MS-001, MS-002, MS-003, MS-004), 復水給水系配管 (FDW-001), 残留熱除去系配管 (RHR-001, RHR-002, RHR-003), 高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS-001) 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 4-20～表 4-30 に示す。

表 4-20 原子炉再循環配管 (PLR-001) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉本体基礎		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					363

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 4-21 原子炉再循環配管 (PLR-002) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉本体基礎		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					363

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 4-22 主蒸気系配管 (MS-001) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					352

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 4-23 主蒸気系配管 (MS-002) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					352

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 4-24 主蒸気系配管 (MS-003) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					337

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 4-25 主蒸気系配管 (MS-004) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					337

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 4-26 復水給水配管 (FDW-001) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件						等価繰返し回数				
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					352

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 4-27 残留熱除去系配管 (RHR-001) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件						等価繰返し回数				
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					278

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 4-28 残留熱除去系配管 (RHR-002) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件						等価繰返し回数				
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D1 ×2 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					278

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 4-29 残留熱除去系配管 (RHR-003) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D 1 × 2 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					278

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 4-30 高压炉心スプレイス配管 (HPCS-001) 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

対象床面(質点) 解析モデル		算出条件					等価繰返し回数					
		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 不確かさ等	NS	EW	UD	最大 回数	等価繰返 し回数
原子炉遮蔽壁		NS:1221 EW:1104 UD:854	全固有周期	S d - D 1 × 2 回	2.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース					278

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

5. 疲労評価における東北地方太平洋沖地震等の考慮

女川原子力発電所第2号機では、東北地方太平洋沖地震等に対する地震後の設備健全性確認（地震応答解析）を行い、東北太平洋沖地震等による疲労累積係数は、最大でも0.01にも満たない結果であり十分に小さいことを確認している（別紙10参照）。

今回工認では、機器・配管系の疲労評価を実施する場合の配慮として、疲労累積係数に0.01以上の余裕があることを確認する。

6. まとめ

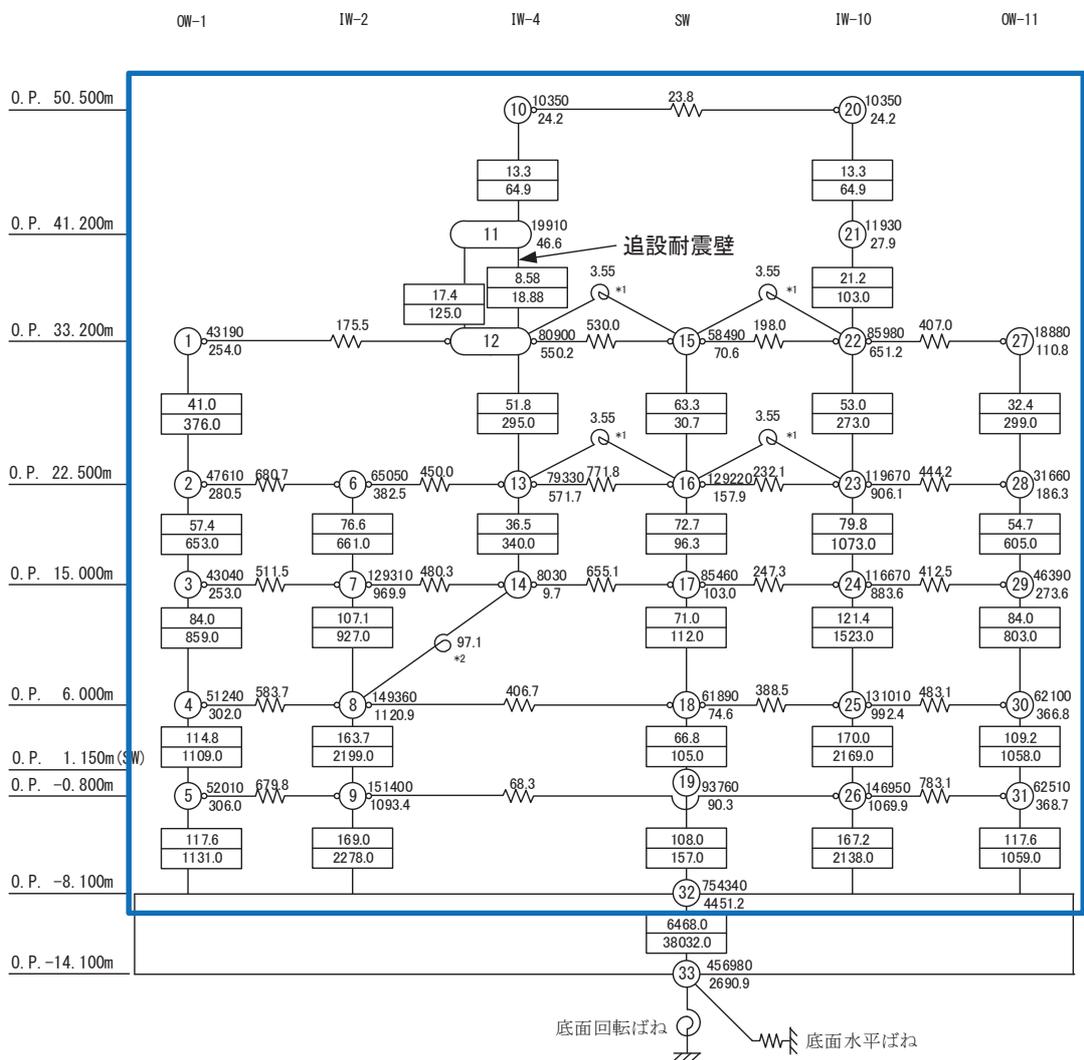
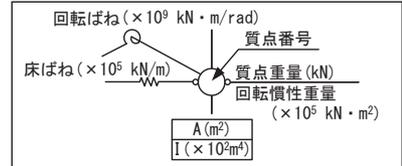
女川原子力発電所第2号機の疲労評価に用いる等価繰返し回数は、J E A G 4 6 0 1 - 1987 記載の手順及び等価繰返し回数算出に影響するパラメータを保守的に設定した算出結果を踏まえ、基準地震動 S_s の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数を340回及び弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数を590回に設定する。

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



: 算出質点(設備を有する質点)

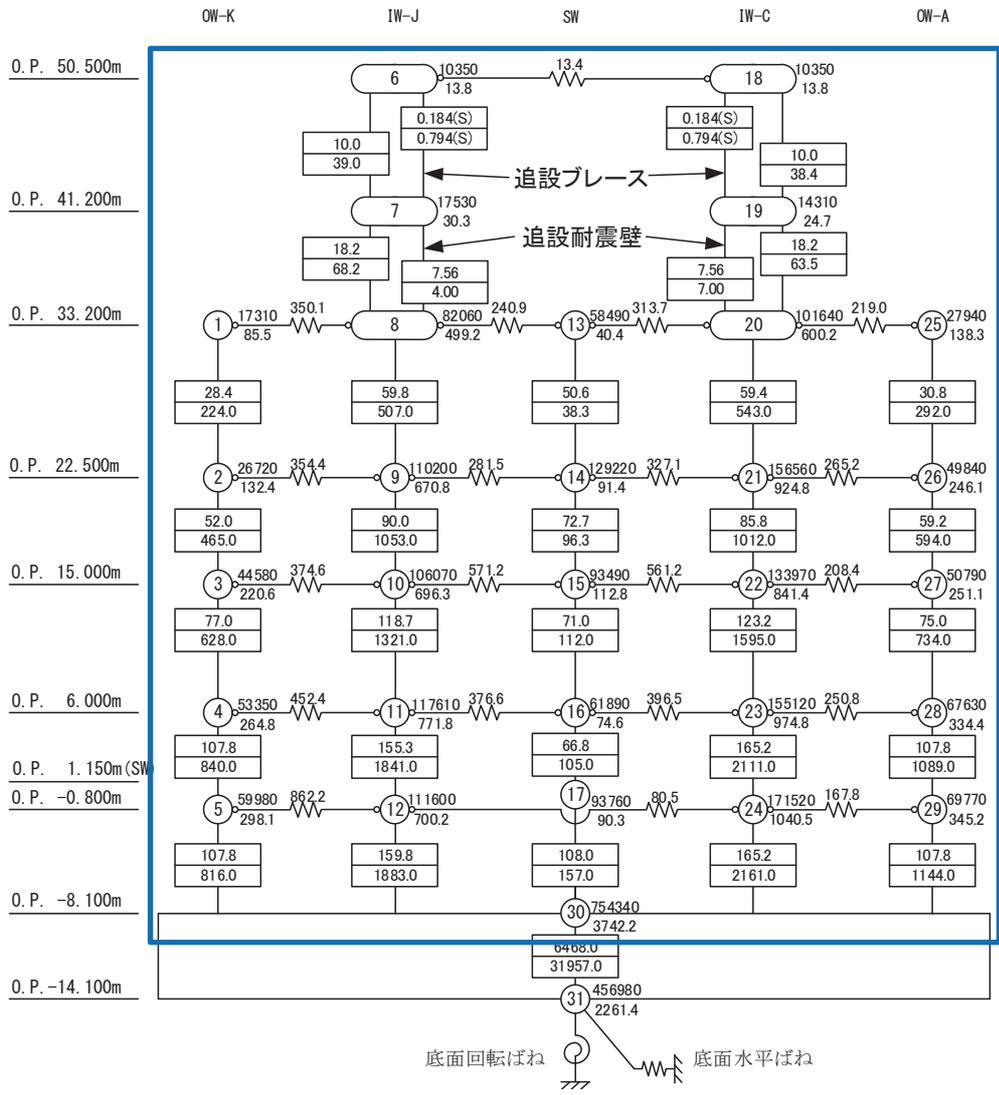
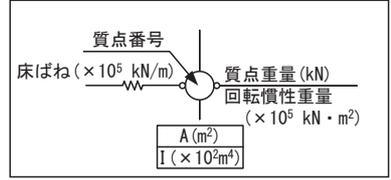
$E_c = 2.12 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$
 $1.32 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ (燃料取替床上部)
 $2.52 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ (追設耐震壁)
 $G_c = 9.10 \times 10^3 \text{ N/mm}^2$
 $5.69 \times 10^3 \text{ N/mm}^2$ (燃料取替床上部)
 $1.05 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ (追設耐震壁)



別図 1-1 原子炉建屋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 (設備を有する質点)

- $E_c = 1.99 \times 10^4$ N/mm²
- 7.94×10^3 N/mm² (燃料取替床上部)
- 2.52×10^4 N/mm² (追設耐震壁)
- $G_c = 8.53 \times 10^3$ N/mm²
- 3.41×10^3 N/mm² (燃料取替床上部)
- 1.05×10^4 N/mm² (追設耐震壁)
- $E_s = 2.05 \times 10^5$ N/mm² (追設ブレース)
- $G_s = 7.90 \times 10^4$ N/mm² (追設ブレース)

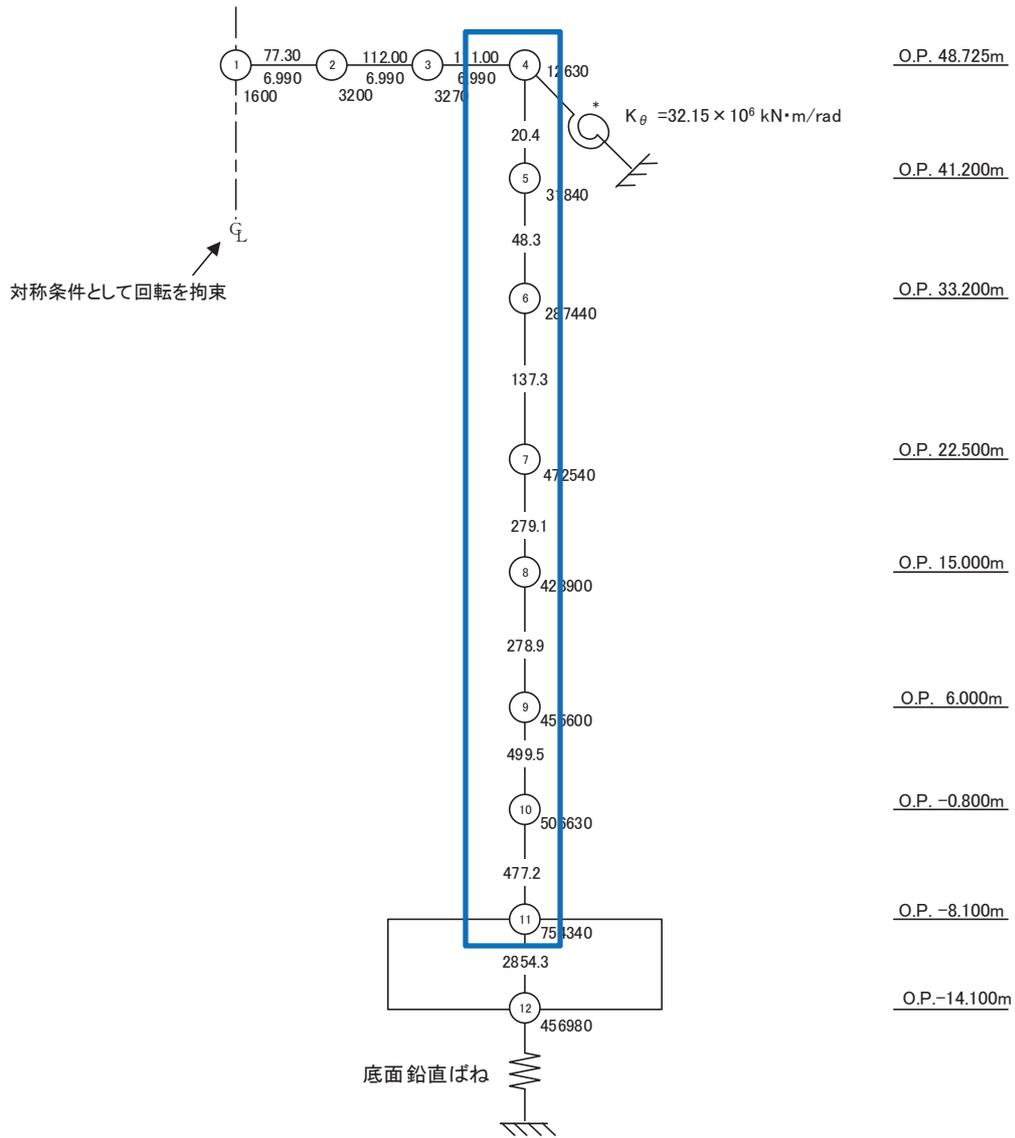
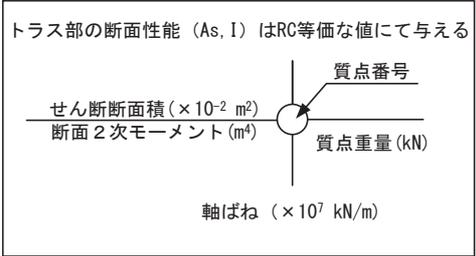


別図 1-2 原子炉建屋地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点 (水平方向 (NS 方向))

: 算出点 (設備を有する質点)

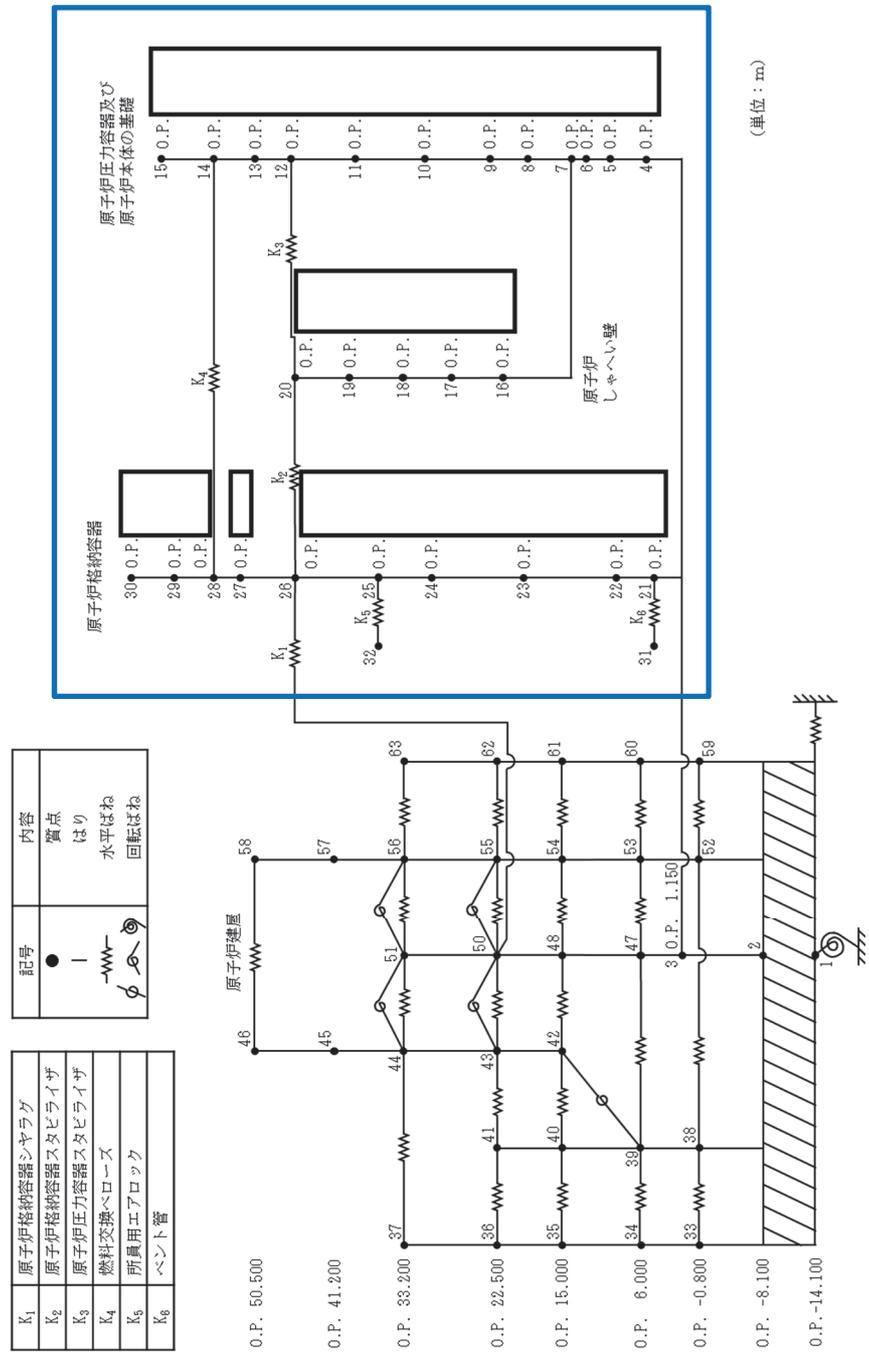
$$E_c = 2.65 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$$

$$G_c = 1.14 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$$



別図 1-3 原子炉建屋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)

: 算出点 (疲労評価対象設備を有する質点)

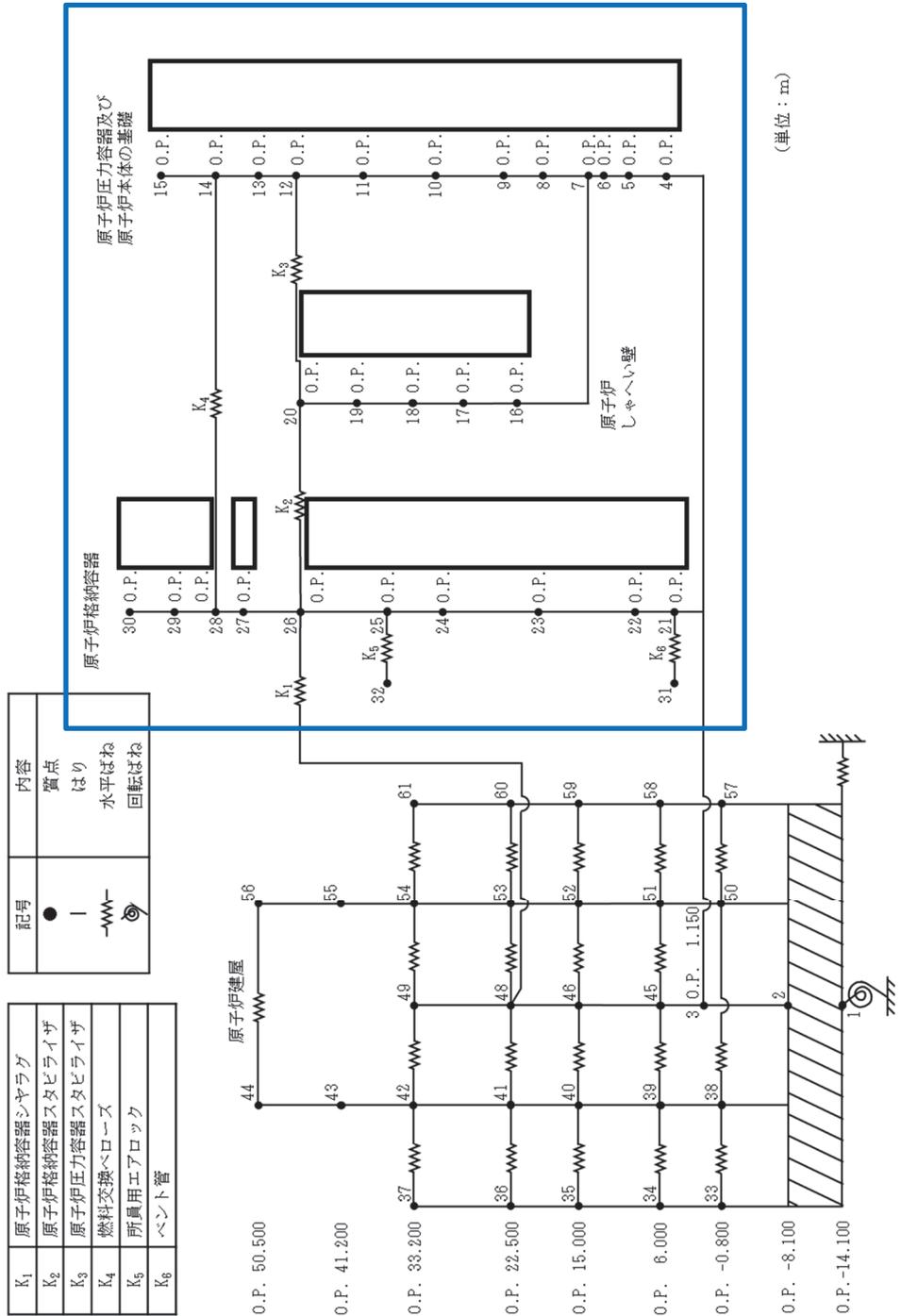


別図 1-4 大型機器系地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点 (水平方向 (EW 方向))

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

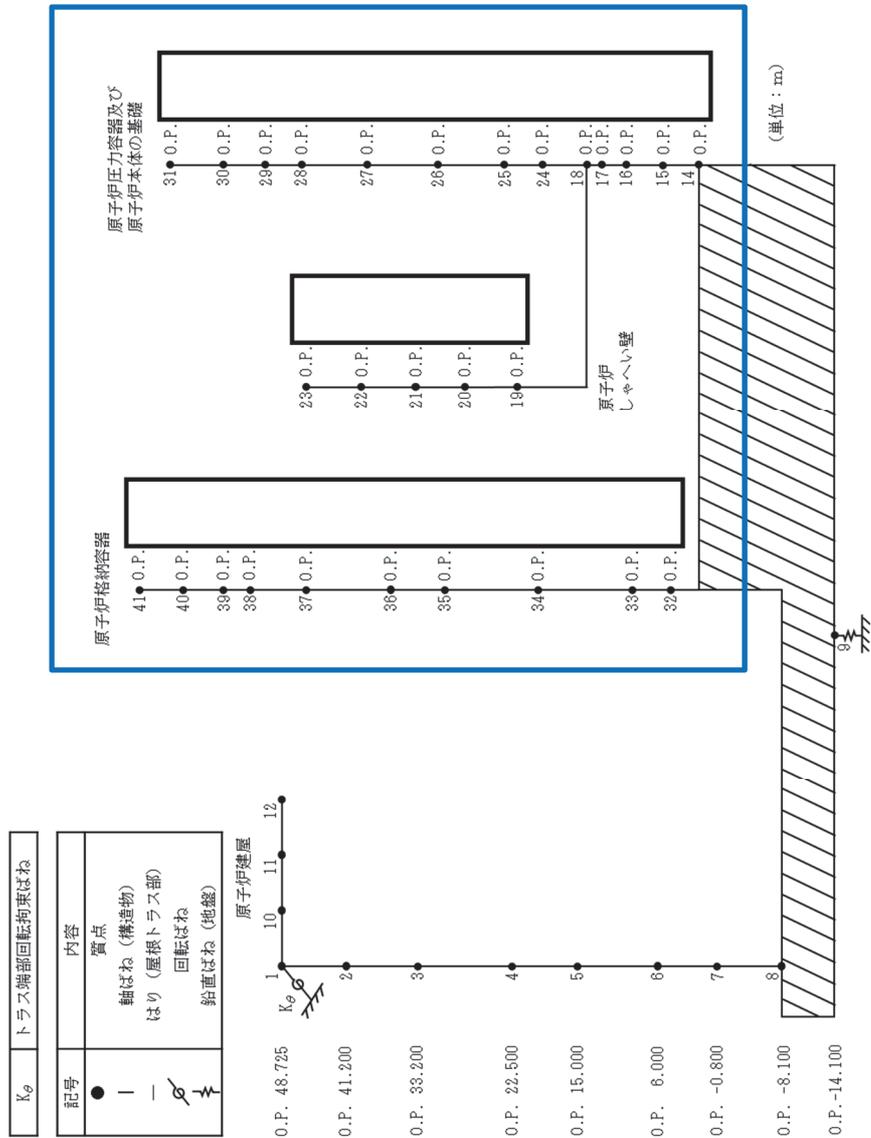


：算出点(疲労評価対象設備を有する質点)



別図 1-5 大型機器系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))

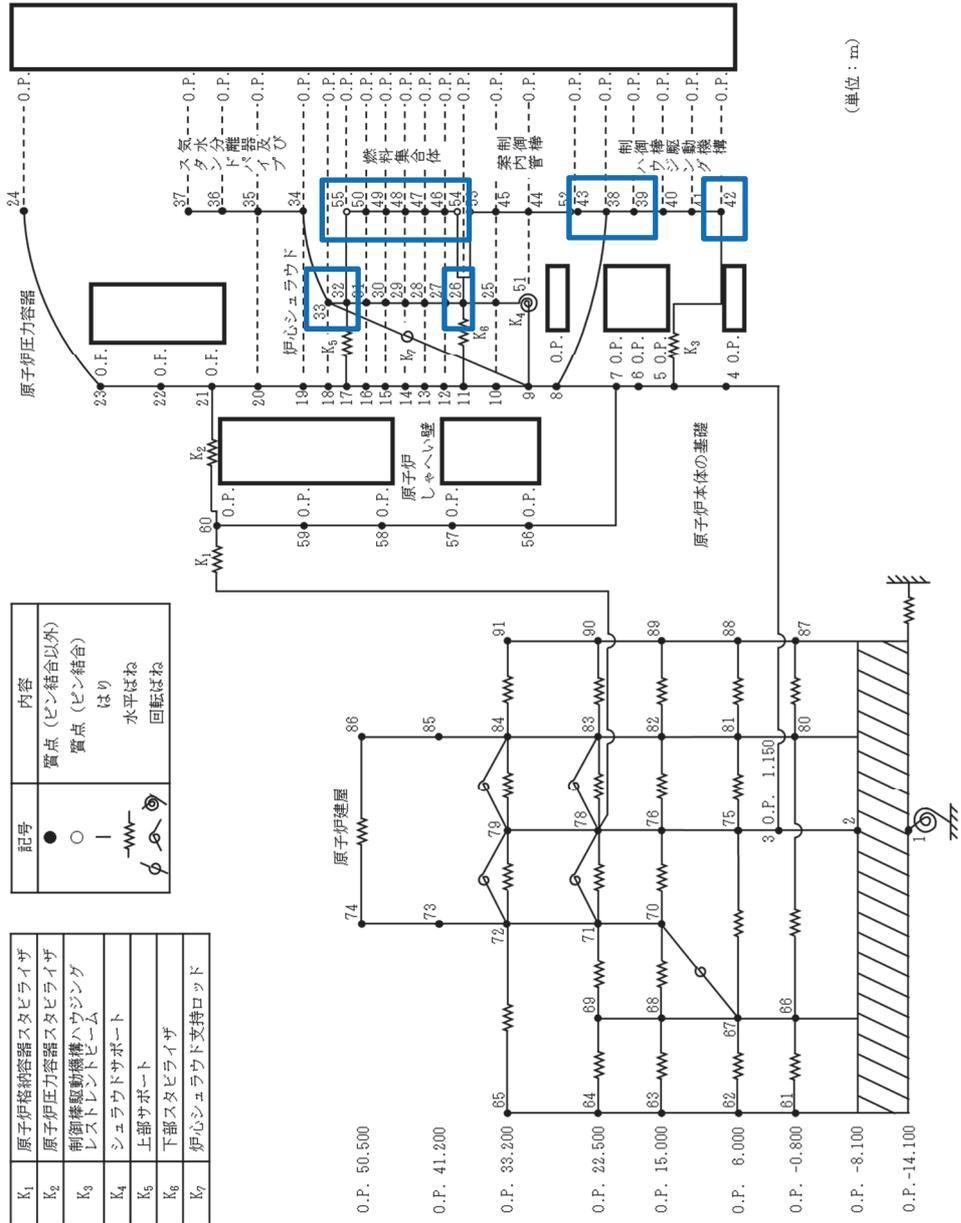
: 算出点(疲労評価対象設備を有する質点)



別図 1-6 大型機器系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)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

：算出点(疲労評価対象設備を有する質点)

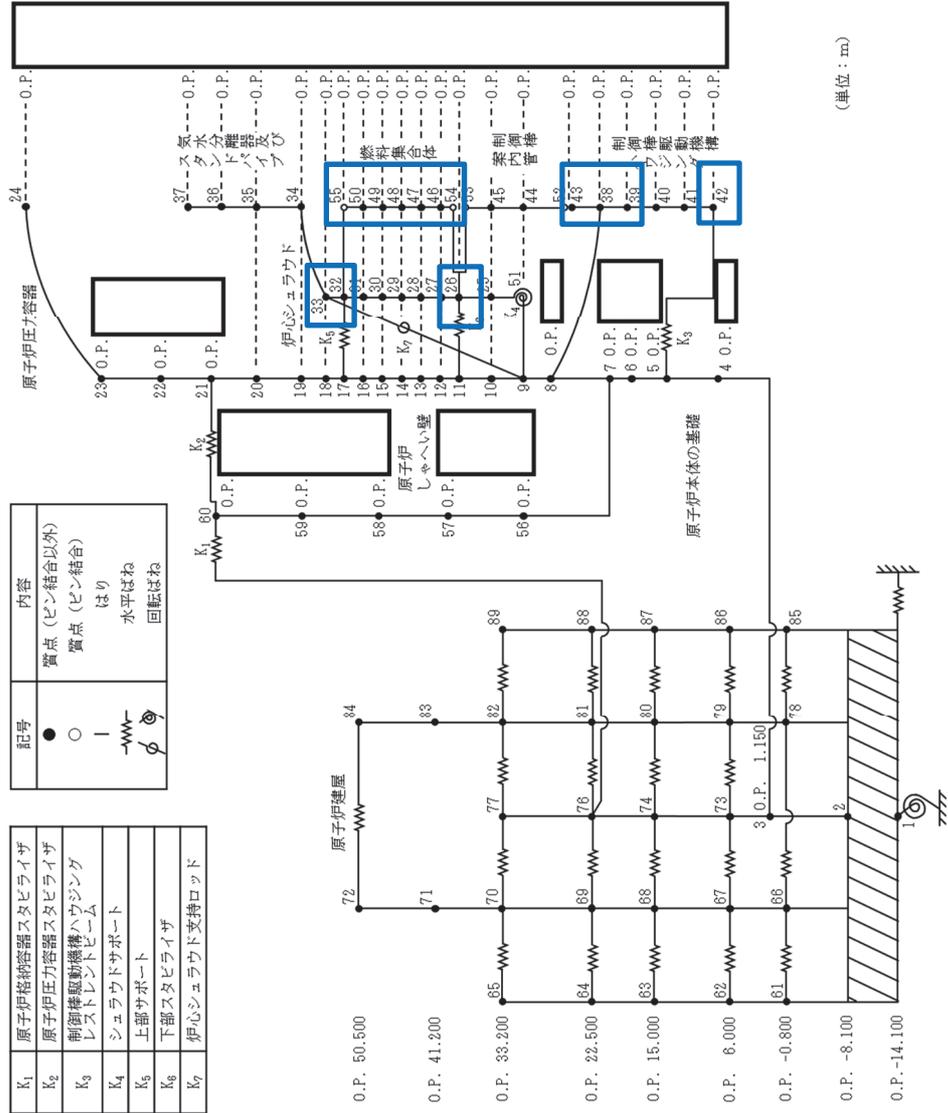


別図 1-7 炉内構造物系地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点
(水平方向(EW方向))

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



: 算出点 (疲労評価対象設備を有する質点)

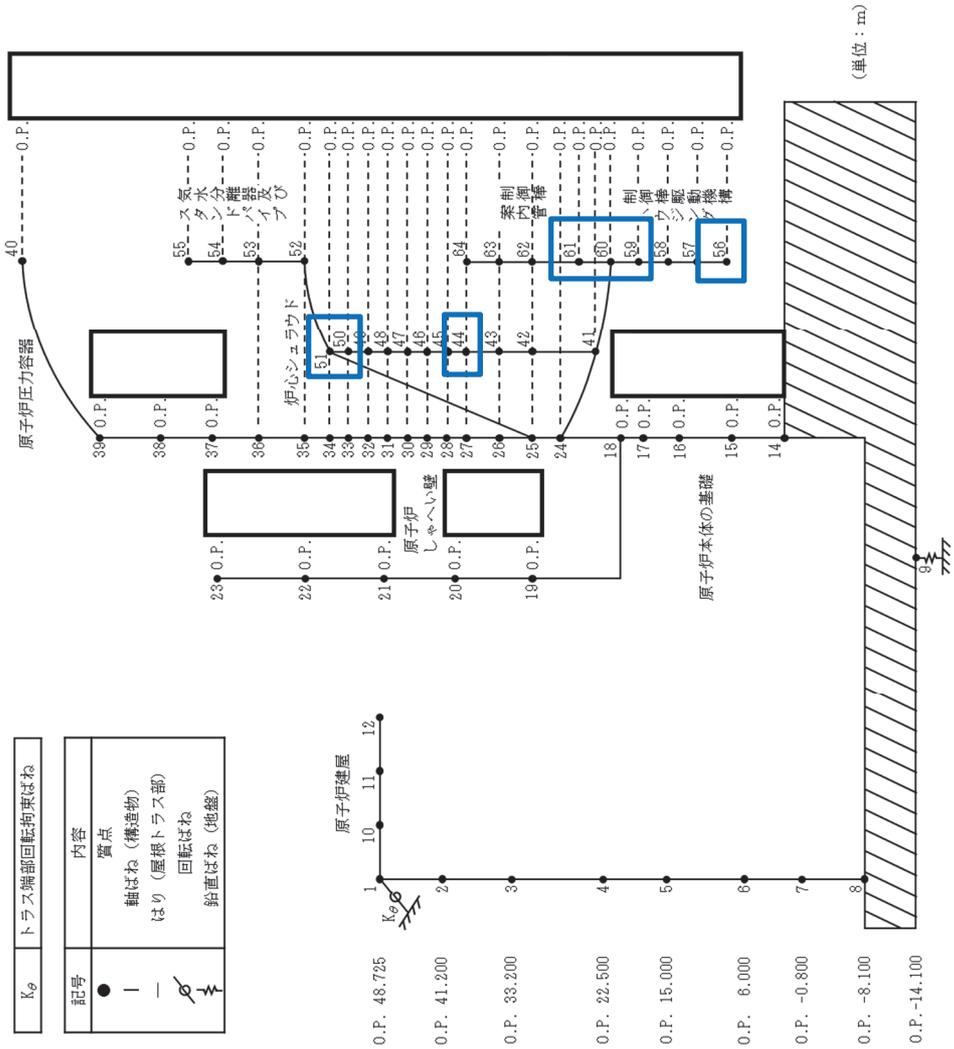


別図 1-8 炉内構造物系地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点
(水平方向 (NS 方向))

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



：算出点(疲労評価対象設備を有する質点)



別図 1-9 炉内構造物系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)

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 2 地震動をパラメータとした等価繰返し回数の比較

別表 2-1 地震動をパラメータとした等価繰返し回数算出結果 (EW 方向)

算出条件						各基準地震動 S _s に対する等価繰返し回数						
解析モデル	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ等	O.P. (m)	質点*	S _s -	S _s -	S _s -	S _s -	S _s -	S _s -	S _s -
						D 1	D 2	D 3	F 1	F 2	F 3	N 1
原子炉建屋地震応答解析モデル	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	50.500	10							
					20							
				41.200	11							
					21							
				33.200	1							
					12							
					15							
					22							
					27							
					2							
				22.500	6							
					13							
					16							
					23							
					28							
					3							
				15.000	7							
					14							
					17							
					24							
					29							
					4							
				6.000	8							
					18							
					25							
					30							
					5							
				-0.800	9							
					19							
					26							
					31							
				-8.100	32							

注：下線部は、各基準地震動 S_s に対する全方向 (NS, EW, UD) の等価繰返し回数の最大値を表す

注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 2-2 地震動をパラメータとした等価繰返し回数算出結果 (NS 方向)

算出条件					各基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数							
解析モデル	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の 不確かさ等	O. P. (m)	質点*	$S_s -$						
						D 1	D 2	D 3	F 1	F 2	F 3	N 1
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	50.500	6							
					18							
				41.200	7							
					19							
				33.200	1							
					8							
					13							
					20							
					25							
					2							
				22.500	9							
					14							
					21							
					26							
				15.000	3							
					10							
					15							
					22							
				6.000	27							
					4							
					11							
					16							
				-0.800	23							
					28							
					5							
					12							
				-8.100	17							
					24							
					29							
					30							

注：下線部は、各基準地震動 S_s に対する全方向 (NS, EW, UD) の等価繰返し回数の最大値を表す

注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 2-3 地震動をパラメータとした等価繰返し回数算出結果 (UD 方向)

算出条件						各基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数						
解析モデル	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ等	O.P. (m)	質点*	$S_s - D1$	$S_s - D2$	$S_s - D3$	$S_s - F1$	$S_s - F2$	$S_s - F3$	$S_s - N1$
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	48.725	4							
				41.200	5							
				33.200	6							
				22.500	7							
				15.000	8							
				6.000	9							
				-0.800	10							
				-8.100	11							

注記* : 設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 3-2 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 (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等	O. P. (m)	質点*	0.5%	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s - D 1		基本ケース	50.500	6						
					18						
				41.200	7						
					19						
				33.200	1						
					8						
					13						
					20						
					25						
				22.500	2						
					9						
					14						
					21						
					26						
				15.000	3						
					10						
					15						
					22						
					27						
				6.000	4						
					11						
					16						
					23						
					28						
				-0.800	5						
					12						
					17						
					24						
					29						
				-8.100	30						

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

注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 3-3 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 (UD 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等	O. P. (m)	質点*	0.5%	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s - D 1	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	48.725	4						
				41.200	5						
				33.200	6						
				22.500	7						
				15.000	8						
				6.000	9						
				-0.800	10						
				-8.100	11						

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

注記*：設備を有する質点

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 設計疲労線図をパラメータとした等価繰返し回数の比較

別表 4-1 設計疲労線図をパラメータとした等価繰返し回数算出結果 (EW 方向)

算出条件						各設計疲労線図に対する等価繰返し回数	
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	材料物性の不確かさ等	0. P. (m)	質点 *	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	基本ケース	50.500	10		
					20		
				41.200	11		
					21		
				33.200	1		
					12		
					15		
					22		
					27		
					2		
				22.500	6		
					13		
					16		
					23		
					28		
					3		
				15.000	7		
					14		
					17		
					24		
					29		
				6.000	4		
					8		
					18		
					25		
					30		
				-0.800	5		
					9		
					19		
					26		
				-8.100	31		
					32		

注：下線部は，各設計疲労線図に対する全方向 (NS, EW, UD) の等価繰返し回数の最大値を表す

注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 4-2 設計疲労線図をパラメータとした等価繰返し回数算出結果 (NS 方向)

算出条件						各設計疲労線図に対する等価繰返し回数	
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	材料物性の不確かさ等	0. P. (m)	質点 *	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼および 高ニッケル合金
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	基本ケース	50.500	6		
					18		
				41.200	7		
					19		
				33.200	1		
					8		
					13		
					20		
					25		
					2		
				22.500	9		
					14		
					21		
					26		
				15.000	3		
					10		
					15		
					22		
				6.000	27		
					4		
					11		
					16		
					23		
					28		
					5		
					12		
				-0.800	17		
					24		
					29		
				-8.100	30		

注記* : 設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 4-3 設計疲労線図をパラメータとした等価繰返し回数算出結果 (UD 方向)

算出条件						各設計疲労線図に対する等価繰返し回数	
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	材料物性の不確かさ等	0. P. (m)	質点*	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼および 高ニッケル合金
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0. 5	基本ケース	48. 725	4		
				41. 200	5		
				33. 200	6		
				22. 500	7		
				15. 000	8		
				6. 000	9		
				-0. 800	10		
				-8. 100	11		

注記* : 設備を有する質点

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 5 等価繰返し回数の算出における材料物性の不確かさ等の影響検討

1. はじめに

女川原子力発電所第 2 号機の耐震設計において、材料物性の不確かさ等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等による影響検討を実施した。

2. 材料物性の不確かさ等を考慮した場合の等価繰返し回数の算出条件

原子炉建屋地震応答解析モデル、大型機器系地震応答解析モデル及び炉内構造物系地震応答解析モデルにおける建屋剛性及び地盤物性を考慮した場合の等価繰返し回数を算出する。別表 5-1 に等価繰返し回数の算出条件を示す。

別表 5-1 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等*	地震動	固有周期	減衰定数	設計疲労線図
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	基本ケース	S _s -D1	全固有周期帯	0.5%	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼
	ケース 2				
	ケース 3				
	ケース 4				
	ケース 5				
	ケース 6				
大型機器系 地震応答解析 モデル	基本ケース	S _s -D1	全固有周期帯	0.5%	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼
	ケース 2				
	ケース 3				
	ケース 4				
	ケース 5				
	ケース 6				
	ケース 7				
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	基本ケース	S _s -D1	全固有周期帯	0.5%	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼
	ケース 2				
	ケース 3				
	ケース 4				
	ケース 5				
	ケース 6				
	ケース 7				

注記*：材料物性の不確かさ等を考慮した検討ケースの条件は、本文表 3-9 及び表 3-10 参照

3. 算出結果及びまとめ

材料物性の不確かさ等をパラメータとした等価繰返し回数の最大回数を別表 5-2 に、それらの詳細内訳を別表 5-3～別表 5-11 に示す。地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ等を考慮した場合、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、大型機器系地震応答解析モデルの UD 方向の基本ケースとなることを確認した。また、別表 5-2 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、原子炉建屋地震応答解析モデルのケース 3 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、女川原子力発電所第 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設定する。

別表 5-2 材料物性の不確かさ等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等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	ケース 4	ケース 5	ケース 6	ケース 7
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s-D 1	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼							
大型機器系地 震応答解析モ デル	S s-D 1	0.5	炭素鋼, 低合金鋼お よび高張力 鋼							
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	S s-D 1	0.5	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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 5-3 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数（原子炉建屋，EW 方向）

解析モデル	地震動	算出条件		O. P. (m)	質点*	各材料物性の不確かさ等に対する等価繰返し回数							
		減衰定数 (%)	設計疲労線図			基本ケース	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6		
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼， 合金鋼 および 高張力鋼	22.500	15.000	10	50.500	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6	
						20							
						11							
						21							
						1							33.200
						12							
						15							
						22							
						27							
						2							22.500
						6							
						13							
						16							
						23							
						28							15.000
						3							
						7							
						14							6.000
						17							
						24							
						29							-0.800
						4							
						8							
						18							-8.100
						25							
						30							
						5							32
						9							
						19							
						26							
						31							

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

注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 5-5 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数（原子炉建屋，UD 方向）

解析モデル	地震動	算出条件			各材料物性の不確かさ等に対する等価繰返し回数						
		減衰定数 (%)	設計疲労線図	O. P. (m)	質点*	基本ケース	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	48.725	4						
				41.200	5						
				33.200	6						
				22.500	7						
				15.000	8						
				6.000	9						
				-0.800	10						
				-8.100	11						

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

注記*：設備を有する質点

別表 5-6 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数¹の算出結果（大型機器系，EW 方向）

算出条件		各材料物性の不確かさ等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	O.P. (m)	質点 [*]	基本ケース	ケース 4	ケース 5	ケース 6	ケース 7
大型機器系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	原子炉 圧力容器							
				原子炉 本体基礎							
				原子炉 遮蔽壁							
				原子炉 格納容器							

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

別表 5-7 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数¹の算出結果（大型機器系，NS 方向）

算出条件		各材料物性の不確かさ等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	O. P. (m)	質点*	基本ケース	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6	ケース 7
大型機器系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	原子炉 圧力容器	[Blank]	[Blank]	[Blank]	[Blank]	[Blank]	[Blank]	[Blank]	[Blank]	[Blank]
				原子炉 本体基礎									
				原子炉 遮蔽壁									
				原子炉 格納容器									

注：下線部は，大型機器系地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ等に対する全方向（NS, EW, UD）の等価繰返し回数
の最大値を表す

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

別表 5-8 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数算出結果（大型機器系，UD 方向）

解析モデル		算出条件		材料物性の不確かさ等に対する等価繰返し回数								
地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	0. P. (m)	質点*	基本ケース	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6	ケース 7
大型機器系 地震応答解析 モデル	0.5	S s - D 1	原子炉圧力容器	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼								
			原子炉本体基礎									
			原子炉遮蔽壁									
			原子炉格納容器									

注：下線部は，大型機器系地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ等に対する全方向（NS, EW, UD）の等価繰返し回数の最大値を表す

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

別表 5-9 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数（炉内構造物系，EW 方向）

算出条件		材料物性の不確かさ等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	0.P. (m)	質点 *	基本ケー ス	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6	ケース 7
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	炉心 シユラウド 制御棒 駆動機構 ハウジング 燃料集合体									

注：下線部は、炉内構造物系地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ等に対する全方向（NS, EW, UD）の等価繰返し回数の最大値を表す

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 5-10 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数（炉内構造物系，NS 方向）

算出条件				材料物性の不確かさ等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	O.P. (m)	質点 *	基本ケース	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6	ケース 7
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	炉心 シュラウド									
				制御棒 駆動機構 ハウジング									
				燃料集合体									

注：下線部は，炉内構造物系地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ等に対する全方向（NS, EW, UD）の等価繰返し回数の
最大値を表す

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

別表 5-11 材料物性の不確かさをパラメータとした等価繰返し回数（炉内構造物系，UD 方向）

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	材料物性の不確かさ等に対する等価繰返し回数															
					O.P. (m)	質点 *	基本ケース	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6	ケース 7							
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼， 合金鋼 および 高張力鋼	炉心 シュラウド																
				制御棒 駆動機構 ハウジング																
				制御棒案内管																

注：下線部は，炉内構造物系地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ等に対する全方向（NS, EW, UD）の等価繰返し回数の最大値を表す

注記*：疲労評価対象設備を有する質点の回数を算出

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 6 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果

別表 6-1 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果 (大型機器系, 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等	機器	O. P. (m)	質点*	
大型機器系地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d - D$ 1×5 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉 圧力容器			
					原子炉 本体基礎			
					原子炉 遮蔽壁			
					原子炉 格納容器			
					所員用 エアロック バント管			

注：下線部は，大型機器系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

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-2 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（大型機器系，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等	機器	O. P. (m)	質点*	
大型機器系地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d - D$ 1×5 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	原子炉压力容器			
					原子炉本体基礎			
					原子炉遮蔽壁			
					原子炉格納容器			
					所員用エアロック ベント管			

注：下線部は，大型機器系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

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-3 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（大型機器系，UD 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等	機器	O. P. (m)	質点*	
大型機器系 地震応答解析 モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d -$ $D 1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	原子炉圧力容器			
					原子炉本体基礎			
					原子炉遮蔽壁			
					原子炉格納容器			

注：下線部は，大型機器系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 UD 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-4 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（炉内構造物系，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等	機器	O. P. (m)	質点*	
炉内構造物系地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d - D$ 1×5 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	炉心シュラウド			
					制御棒駆動機構ハウジング			
					燃料集合体			

注：下線部は，炉内構造物系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

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-5 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（炉内構造物系，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等	機器	O.P. (m)	質点*	
炉内構造物系地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d -$ $D 1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	炉心シュラウド			
					制御棒駆動機構ハウジング			
					燃料集合体			

注：下線部は，炉内構造物系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

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-6 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（炉内構造物系，UD 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等	機器	0. P. (m)	質点*	
炉内構造物系地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d$ $- D1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	炉心 シュラウド			
					制御棒駆動機構 ハウジング			

注：下線部は，炉内構造物系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 UD 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-7 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（原子炉建屋，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等	O. P. (m)	質点*	
原子炉建屋地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d$ $- D 1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	50.500	10	
						20	
					41.200	11	
						21	
					33.200	1	
						12	
						15	
						22	
						27	
						28	
					22.500	2	
						6	
						13	
						16	
						23	
						28	
					15.000	3	
						7	
						14	
						17	
						24	
						29	
					6.000	4	
						8	
						18	
						25	
						30	
					-0.800	5	
						9	
						19	
						26	
					-8.100	31	
32							

注：下線部は，原子炉建屋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

注記*：設備を有する質点の回数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-8 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（原子炉建屋，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等	O.P. (m)	質点*	
原子炉建屋地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d$ $- D 1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	50.500	6	
						18	
					41.200	7	
						19	
					33.200	1	
						8	
						13	
						20	
						25	
					22.500	2	
						9	
						14	
						21	
						26	
					15.000	3	
						10	
						15	
						22	
						27	
					6.000	4	
						11	
						16	
						23	
						28	
					-0.800	5	
						12	
						17	
						24	
						29	
					-8.100	30	

注：下線部は，原子炉建屋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
 注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 6-9 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果（原子炉建屋，UD 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等	0. P. (m)	質点*	
原子炉建屋地震応答解析モデル	$S_s - D$ $1+1/3 S_d$ $- D 1 \times 5$ 回	0.5	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	48.725	4	
					41.200	5	
					33.200	6	
					22.500	7	
					15.000	8	
					6.000	9	
					-0.800	10	
					-8.100	11	

注：下線部は，原子炉建屋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 UD 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す

注記*：設備を有する質点

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 7 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 7-1 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

(大型機器系, EW 方向)

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	算出条件			O. P. (m)	質点*	等価繰返し回数
				材料物性の不確かさ等	機器				
大型機器系地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	原子炉压力容器				
					原子炉本体基礎				
					原子炉遮蔽壁				
					原子炉格納容器				
					所員用エアロック ベント管				

注：下線部は、大型機器系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

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-2 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
(大型機器系, 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等	機器	O. P. (m)	質点*	
大型機器系地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	原子炉压力容器			
					原子炉本体基礎			
					原子炉遮蔽壁			
					原子炉格納容器			
					所員用エアロック ベント管			

注：下線部は，大型機器系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

注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-3 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
(大型機器系, UD 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等	機器	O. P. (m)	質点*	
大型機器系地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	原子炉压力容器			
					原子炉本体基礎			
					原子炉遮蔽壁			
					原子炉格納容器			

注：下線部は、大型機器系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 UD 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す
 注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-4 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
(炉内構造物系, 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等	機器	O. P. (m)	質点*	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	炉心シュラウド			
					制御棒駆動機構 ハウジング			
					燃料集合体			

注：下線部は，炉内構造物系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
注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-5 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
(炉内構造物系, 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等	機器	O. P. (m)	質点*	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	炉心シュラウド			
					制御棒駆動機構 ハウジング			
					燃料集合体			

注：下線部は，炉内構造物系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
注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-6 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
(炉内構造物系, UD 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等	機器	O. P. (m)	質点*	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	炉心シュラウド			
					制御棒駆動機構 ハウジング			

注：下線部は，炉内構造物系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 UD 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す
注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-7 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
(原子炉建屋, 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等	0. P. (m)	質点 *	
原子炉建屋地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および高 張力鋼	基本ケー ス	50.500	10	
						20	
					41.200	11	
						21	
					33.200	1	
						12	
						15	
						22	
						27	
						28	
					22.500	2	
						6	
						13	
						16	
						23	
						28	
					15.000	3	
						7	
						14	
						17	
						24	
						29	
					6.000	4	
						8	
						18	
						25	
						30	
					-0.800	5	
						9	
						19	
						26	
					-8.100	31	
32							

注：下線部は，原子炉建屋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
 注記*：疲労評価対象設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-8 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
(原子炉建屋, 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等	0. P. (m)	質点*	
原子炉建屋地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	50.500	6	
						18	
					41.200	7	
						19	
					33.200	1	
						8	
						13	
						20	
						25	
					22.500	2	
						9	
						14	
						21	
						26	
					15.000	3	
						10	
						15	
						22	
						27	
					6.000	4	
						11	
						16	
						23	
						28	
					-0.800	5	
						12	
						17	
						24	
						29	
					-8.100	30	

注：下線部は、原子炉建屋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
注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 7-9 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
(原子炉建屋, UD 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等	0. P. (m)	質点*	
原子炉建屋地震応答解析モデル	S d - D 1×2 回	0.5	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	50.500	4	
					41.200	5	
					33.200	6	
					22.500	7	
					15.000	8	
					6.000	9	
					-0.800	10	
					-8.100	11	

注：下線部は，原子炉建屋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 UD 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す
注記*：設備を有する質点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

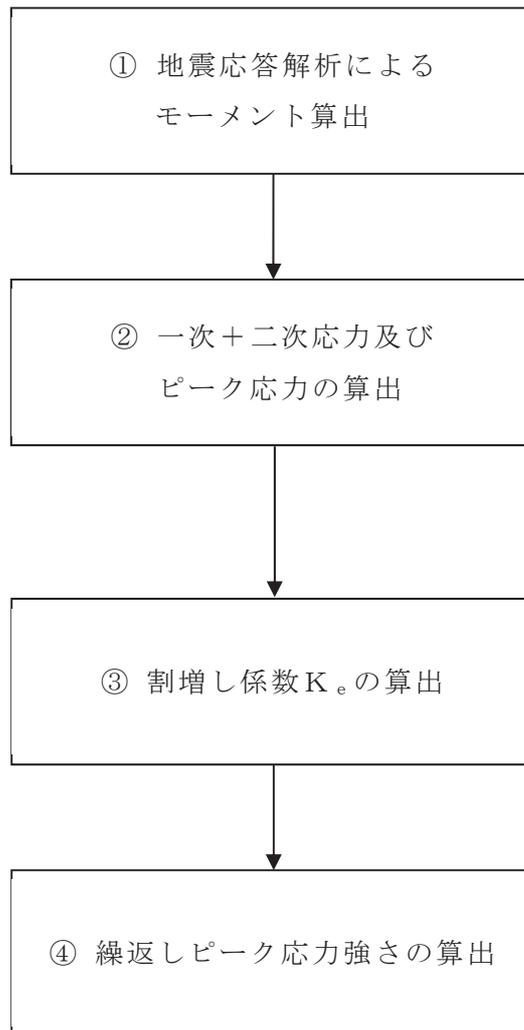
別紙 8 ピーク応力の算出方法

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 管のうち原子炉冷却材浄化系配管(配管解析モデル CUW-001)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



別図 8-1 地震時のピーク応力算出フロー

別紙 9 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			
下部鏡板	下部鏡板	390	552
制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	ハウジング	278	394
	スタブチューブ	542	767
	下部鏡板リガメント	10	15
再循環水出口ノズル (N1)	ノズルセーフエンド	—	446
	溶接部	—	320
	ノズルエンド	—	472
再循環水入口ノズル (N2)	ノズルセーフエンド	—	868
	サーマルスリーブ	—	678
	ノズルエンド	—	428
主蒸気出口ノズル (N3)	ノズルセーフエンド	—	402
	溶接部	—	310
	ノズルエンド	—	446
給水ノズル (N4)	ノズルセーフエンド	—	880
	ノズルエンド	—	438
	サーマルスリーブ	—	82
低圧炉心スプレイノズル (N5)	ノズルセーフエンド	—	620
	サーマルスリーブ	—	312
	ノズルエンド	—	402

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)
低圧注水ノズル (N6)	ノズルセーフ エンド	—	766
	サーマル スリーブ	—	80
	ノズルエンド	—	428
上蓋スプレイノズル (N7)	フランジ部	—	190
	ノズルエンド	—	730
ベントノズル (N8)	フランジ部	—	202
	ノズルエンド	—	758
ジェットポンプ計測 管貫通部ノズル (N9)	ジェットポンプ 計測管貫通部シ ール	—	366
	溶接部	—	256
	ノズルエンド	—	558
差圧検出・ほう酸水 注入ノズル (N11)	肉盛部	—	128
	ノズル	—	496
計装ノズル (N12)	ノズルセーフ エンド	—	266
	溶接部近傍	—	258
	ノズルエンド	—	1288
計装ノズル (N13)	ノズルセーフ エンド	—	266
	溶接部近傍	—	258
	ノズルエンド	—	1288
計装ノズル (N14)	ノズルセーフ エンド	—	308
	溶接部近傍	—	64
	ノズルエンド	—	510
ドレンノズル (N15)	ノズルエンド	—	436
	肉盛部	—	360

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)
高圧炉心スプレイ ノズル (N16)	ノズルセーフ エンド	—	620
	サーマル スリーブ	—	312
	ノズルエンド	—	402
原子炉圧力容器 支持スカート	スカート	612	866
制御棒駆動機構	フランジ		— *1
原子炉格納容器 シヤラグ	原子炉格納容器 シヤラグ取付部		— *2
ベント管	ベント管 (一般部以外)	—	878
ダウンカマ	ダウンカマ (一般部以外)	—	818
ベントヘッド	ベントヘッド (一般部以外)	—	888
燃料プール冷却浄化 系配管 (FPC-002)	配管本体	—	433
燃料プール冷却浄化 系配管 (FPC-003)	配管本体	—	433
燃料プール代替注水 系配管 (FPC-014)	配管本体	—	907
残留熱除去系配管 (RHR-004)	配管本体	—	674
残留熱除去系配管 (RHR-010)	配管本体	—	934
低圧炉心スプレイ系 配管 (LPCS-001)	配管本体	—	599
原子炉冷却材浄化系 配管 (CUW-001)	配管本体	—	569
ほう酸水注入系配管 (SLC-003)	配管本体	—	679

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)
制御棒駆動水圧系 配管 (CRD-005-1)	配管本体	—	669
制御棒駆動水圧系 配管 (CRD-003-3)	配管本体	—	767
制御棒駆動水圧系 配管 (CRD-007-3)	配管本体	—	742
制御棒駆動水圧系 配管 (CRD-017-3)	配管本体	—	1107
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			
燃料プール冷却浄化 系熱交換器	胴板		— * 3
残留熱除去系 熱交換器	胴板		— * 3
原子炉補機冷却水系 熱交換器	胴板		— * 3
原子炉再循環系配管 (PLR-001)	配管本体	—	570
原子炉再循環系配管 (PLR-002)	配管本体	—	649
主蒸気系配管 (MS-001)	配管本体	—	736
主蒸気系配管 (MS-002)	配管本体	—	650
主蒸気系配管 (MS-003)	配管本体	—	673
主蒸気系配管 (MS-004)	配管本体	—	1012
復水給水系配管 (FDW-001)	配管本体	—	315
残留熱除去系配管 (RHR-001)	配管本体	—	577
残留熱除去系配管 (RHR-002)	配管本体	—	668

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)
残留熱除去系配管 (RHR-003)	配管本体	—	979
残留熱除去系配管 (RHR-005)	配管本体	—	827
高圧炉心スプレイ系 配管 (HPCS-001)	配管本体	—	644
原子炉格納容器フイ ルタベント系配管 (FCVS-003)	配管本体	—	792
原子炉格納容器フイ ルタベント系配管 (FCVS-004)	配管本体	—	335
非常用ディーゼル発 電設備配管 (DGD0-B008)	配管本体	—	696

注：補足説明資料「600-5 水平 2 方向及び鉛直方向の適切な組合せに関する検討について」
参照

注記*1：評価部位は円形の一様断面であることから、水平地震動の方向ごとに最大応力
点が異なる。したがって、水平 2 方向の地震力を組み合わせた場合でも水平 2
方向入力の影響は軽微である。

*2：水平方向の地震荷重を分散して負担する多角形配置の構造となっていることか
ら、水平 2 方向の地震荷重が同時に作用した場合においても方向ごとにその地
震荷重は分担される。したがって、水平 2 方向入力の影響は軽微である。

*3：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。

別紙 10 疲労累積係数の評価基準値に対する東北地方太平洋沖地震等の影響

1. はじめに

女川原子力発電所第2号機については、東北地方太平洋沖地震等に対する地震後の設備健全性確認を行い、地震による設備への疲労影響が十分に小さいことを確認している。なお、今回工認において設備の疲労評価を実施する場合には、地震を受けたことを踏まえ、疲労累積係数の評価結果が評価基準値に対して余裕があることに留意することとしている。本資料では、その留意事項の考え方を整理する。

2. 東北地方太平洋沖地震等に対する疲労影響の評価結果

疲労影響が大きいと考えられる配管等を対象設備として、東北地方太平洋沖地震（以下「3.11地震」という。）及び2011年4月7日宮城県沖の地震（以下「4.7地震」という。）に対する疲労評価の結果（疲労累積係数）*を別表10-1に示す。なお、疲労評価の対象配管は、既往の評価において運転状態による疲労累積係数が最大の配管（復水給水系配管）、地震による疲労累積係数が最大の配管（残留熱除去系配管）、疲労影響が想定される建屋間渡り配管（原子炉補機冷却海水系配管）を代表として評価する。また、疲労評価の対象機器は、疲労評価が要求されるクラス1機器の原子炉圧力容器として既工認で疲労累積係数が最大の給水ノズルを代表として評価する。加えて、構造強度評価において、疲労評価を実施するベント管ベローズについても評価する。

3.11地震及び4.7地震による疲労累積係数の合計値は、いずれの設備に対しても十分に小さく、最大でも0.01にも満たない結果である。これは、疲労累積係数の評価基準値となる1.0に対しても1%にも満たない。

注記*：補足説明資料「600-38 東北地方太平洋沖地震等による影響を踏まえた機器・配管系の耐震設計への反映事項について」参照

別表 10-1 3.11 地震及び 4.7 地震による疲労累積係数

対象設備	評価用地震動	地震による疲労累積係数[-]	合計[-]
復水給水系配管	3.11 地震	0.0001	0.0002
	4.7 地震	0.0001	
残留熱除去系配管	3.11 地震	0.0027	0.0036
	4.7 地震	0.0009	
原子炉補機冷却海水系配管	3.11 地震	0.0008	0.0014
	4.7 地震	0.0006	
給水ノズル	3.11 地震	0.0002	0.0019
	4.7 地震	0.0017	
ベント管ベローズ	3.11 地震	0.0002	0.0004
	4.7 地震	0.0002	

3. 疲労評価における留意事項

上記2のとおり、3.11地震及び4.7地震に対する設備の疲労影響は十分に小さいことを確認した。

今回工認では、機器・配管系の疲労評価を実施する場合の配慮として、疲労累積係数の評価結果が評価基準値1.0に近接する場合（判断目安は0.99）には、3.11地震及び4.7地震の影響も考慮した詳細評価（等価繰返し回数の個別設定又は耐震性向上対策による耐震性の確保）を実施する。

なお、3.11地震及び4.7地震以外にも宮城県沖地震等が発生しているものの、これらの地震規模が3.11地震及び4.7地震よりも十分に小さいため、疲労評価に対する影響は軽微と考える。

別紙 11 等価繰返し回数の算出に用いる地震動の考え方

1. はじめに

今回工認の基準地震動 S_s の等価繰返し回数の算出に用いる地震動は、基準地震動 S_s に加え、弾性設計用地震動 S_d を $1/3$ 倍した地震動 5 回分を追加している。本資料ではこの考え方を示す。

2. 米国における等価繰返し回数の考え方について

米国における等価繰返し回数設定に係る基準要求を別紙 11 別添 1 に示す。別紙 11 別添 1 に示す通り、NUR E G-0800 に定められた Standard Review Plan 3.7.3 Rev.4 では、プラント供用期間中に、SSE*¹地震 1 回+OBE*²地震 5 回を想定した疲労評価を行うよう要求がある。その際の繰返し回数としては各々の地震イベントで最低 10 回を考慮するよう要求がある(OBE 地震が SSE 地震の $1/3$ 以下に設定される場合は、OBE 地震による設計評価は不要となるが、OBE 地震による疲労評価は実施する必要がある。その場合、プラント供用期間中に想定される地震として SSE 地震 2 回を考慮する。これは SSE 地震 1 回+OBE 地震 5 回と等価である。SSE 地震 1 回で最大振幅が 10 回繰返すものとする)。

注記*1：SSE (Safe-shutdown earthquake ground motion) は、その事象の発生時及び発生後において、原子力プラントが安全停止状態を達成し、維持することが可能とする地震レベル。安全設計に係る SSC(建屋、システム、機器) は SSE により機能喪失が生じないように設計することが求められる。

*2：OBE (Operating basis earthquake ground motion) は、プラント運転中に起こりうる地震レベル。OBE 地震を超過する地震発生時には、プラント停止要求がある。

3. 今回工認の等価繰返し回数の算出に用いる地震動について

今回工認における等価繰返し回数の保守性の確保にあたり、基準地震動 S_s に対して地震動を追加する。ここで追加する地震動として、2. の考え方を参考に OBE 地震相当の地震動 5 回分を考える。

OBE 地震に相当する地震動は、J E A G 4 6 0 1・補-1984 にある地震動 S_0 (地震動が発生した後の運転継続の観点から決められた地震動) が相当すると考えられる(別紙 11 別添 2 参照)。J E A G 4 6 0 1・補-1984 においては、この地震動 S_0 は S_1 地震動の $1/3$ 倍程度の大きさとされていることから、 S_1 地震動を弾性設計用地震動 S_d に読替え弾性設計用地震動 S_d を $1/3$ 倍した地震動を用いる。なお、別表 11-1 の通り、弾性設計用地震動 S_d の $1/3$ 倍の加速度は、原子炉非常停止信号である地震加速度大設定値に対して鉛直方向でほぼ同等、水平方向でやや小さい。ここで、女川原子力発電所における地震スクラム実績及びスクラム信号の入力方向を別表 11-2 に示す。別表 11-2 の通りスクラム

信号の入力方向が鉛直方向となることが多いこと及び前述の通り地震加速度大設定値と弾性設計用地震動 S d の 1/3 倍の加速度の鉛直方向が同等であることを踏まえると、弾性設計用地震動 S d の 1/3 倍の地震動は、プラント停止要求のある OBE 地震相当と考えて問題ないとする。

別表 11-1 地震加速度大設定値及び弾性設計用地震動 S d の 1/3 の比較

地震加速度検出器 設置位置	地震加速度大設定値 (gal)		(1/3) × S d 最大応答加速度 (gal)	
	水平	鉛直	水平	鉛直
原子炉建屋 O.P. -8.100 (m)	200	100	131*	108*

注記*：添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」における弾性設計用地震動 S d に対する原子炉建屋 O.P. -8.100 (m) の設計用最大応答加速度を 1/3 倍した値

別表 11-2 地震加速度大による地震スクラム実績

日付	方向
2003 年 5 月 26 日	鉛直
2005 年 8 月 16 日	鉛直
2011 年 3 月 11 日	水平
2011 年 4 月 7 日	鉛直

以上より、米国 SRP の考え方 (SSE 地震 : 1 回分 + OBE 地震 5 回分を考慮して疲労評価) を参考として、基準地震動 S s 1 回分に対し、弾性設計用地震動 S d の 1/3 倍の地震動 5 回分を考慮した地震動を用いて、等価繰返し回数を設定する。

等価繰返し回数に係る米国基準の整理

米国基準	地震発生回数及び応力振幅回数に関する考え方	
	要求	解釈
10CFR50 Appendix S 米国連邦法であり、 行政法の一つ。 10CFRは、エネルギー 行政に係る事項を定 めている。	<p>①SSE地震は、その事象の発生時ならび発生後において、原子力プラントが安全停止に係るSSCs(建屋, システム, 機器)はSSEにより機能喪失が生じないように設計すること。</p> <p>②OBE地震は、プラント運転中に起こりうる地震レベル。OBE地震を超過する地震事象の発生時には、プラント停止要求がある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • SSE地震, OBE地震が定義されているが、その発生回数の規定はない。 • OBE地震では、プラントは運転継続する。 (②)
SRP3.7.3 NUREG-0800に よって定められる、 NRC許認可活動にお ける審査方針を示し たもの。 当該章は、機器設計 について定める章。	<p>①プラント供用期間中、少なくとも“SSE地震1イベント+OBE地震5イベント”の発生を想定する規定がある。地震1イベント当たり最低10回の応力振幅を考慮する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 地震事象としてSSE地震1回と、OBE地震5回を考慮した疲労評価の実施要求がある。(①)
ASME	<p>①ASMEはDesign Specificationで与えられた設計条件に従い、設計・評価を行う手法を定めた民間規定であることから、地震回数、地震強度に対する要求は無い。</p> <p>②一方、Service Level A, Bの過渡事象に対する、疲労評価を実施し、疲労累積係数UFが1以下となることを求めている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • OBE地震はService Level Bに区分される(SRP3.9.3)ことから、他の過渡事象と同列に並べて、疲労評価を実施する。

電氣技術指針
原子力編

原子力発電所耐震設計技術指針

重要度分類・許容応力編

JEAG 4601・補-1984

Ⅳ 地震動 S_0 に対する耐震評価

1. 概 要

発電用原子力設備の耐震 A_0 及び A クラスの機器、配管の耐震設計においては、耐震設計審査指針に規定された基準地震動 S_1 、 S_2 に加え、地震動が発生した後の運転継続の観点から決められた地震動 S_0 の導入が原子力安全評価特別委員会許容応力分科会にて提案された。なお、本件に関しては、今後とも検討が必要と考えられる。

ここで、地震動 S_0 の大きさとしては、これを上回らない地震動が発生した場合であっても検査することなく運転継続できる値を設定するとしている。

また、地震動 S_0 に対する耐震評価が必要な場合の許容限界としては、これ以下の地震動が発生しても原子炉を停止することなく運転を継続してゆくこととなるので、告示で規定された運転状態Ⅰ、Ⅱに対する許容応力を限度とすることを原則としている。

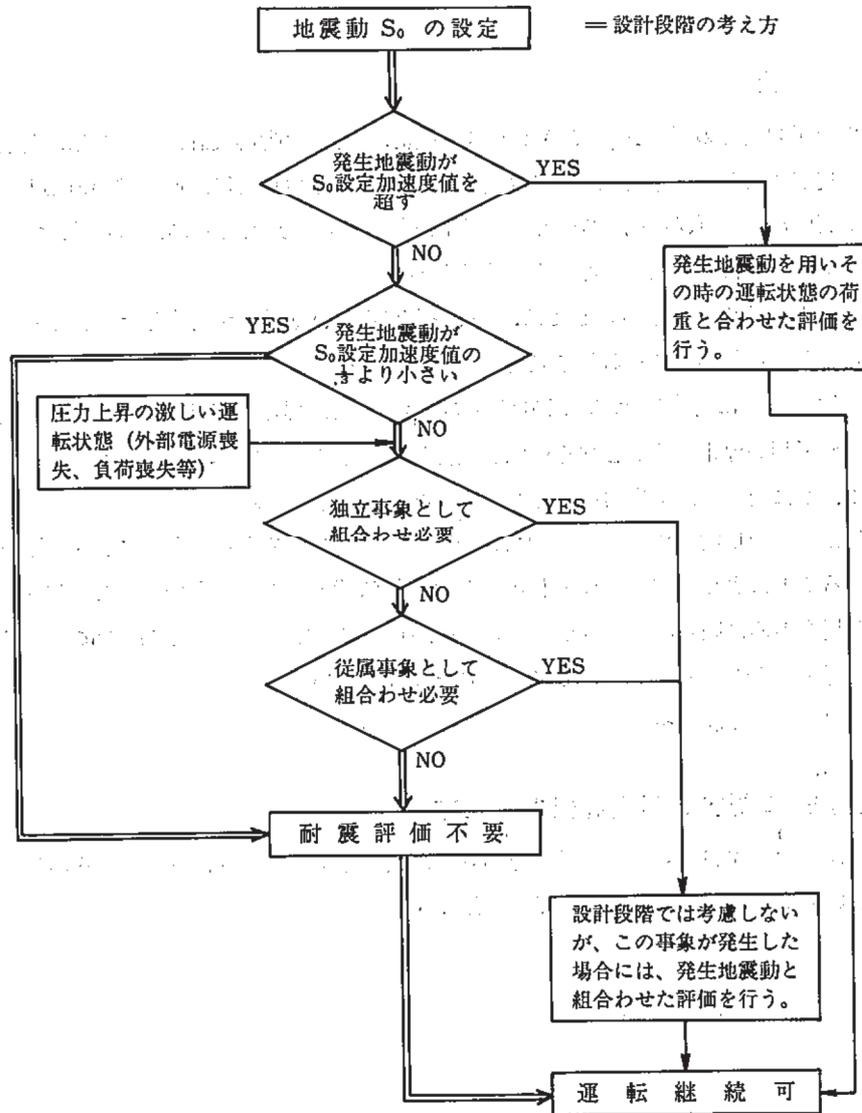
本資料は、この地震動 S_0 についての考え方をまとめたものであり、その大きさを適切な大きさに決めることにより、地震動 S_0 と他の厳しい運転状態の荷重の組合わさった事象が、実際に発生した場合のみに限り評価を行うことをあらかじめ決めておけば、設計段階における地震動 S_0 に対する評価は原則として不要であることを述べている。

次の2項以降にその詳細を示す。

2. 地震動 S_0 に対する耐震評価の考え方

地震動 S_0 については図Ⅳ-1に示すとおりその大きさが次のように決められる場合には設計段階においては耐震評価は原則として不要となる。

図IV-1 地震動 S_0 に対する検討



(1) 地震動 S_0 の大きさ

地震動 S_0 の加速度値は、建築基準法施行令(昭和34年政令第344号)に示された水平震度(水平震度 C_H と略記する)に相当する基準地震動の加速度値と設計に用いる同一地点における複数の基準地震動 S_1 のうち最も大きい最大加速度の $1/n$ の値の小さい方の値とする。

n は今後とも検討が必要であるが、3.に示すように現在の耐震設件上の余裕から考えて、 $n = 3$ とする。

(2) 理 由

a. 地震動 S_0 の加速度値を水平震度 C_H に相当する基準地震動の加速度値以下と決めれば従属事象として外部電源喪失, 負荷喪失等は一応起りえないと考えられる。

(添付 1 参照)

b. 地震動 S_0 を上記の値より大きい値に決めても水平震度 C_H 相当の地震の発生時には, プラントの安全機能の確認を要求される可能性が大きい。

c. また, 地震動 S_0 の加速度値を基準地震動 S_1 の最大加速度値の $1/n$ 以下としなければ, 地震動 S_0 による応力が最高使用圧力と運転状態(圧力上昇の激しい運転状態を除く)の圧力による応力状態の差の裕度の中に入り, かつ疲労についても余裕があるという 3. の説明が成り立たない。

(3) 実際の地震動 S_0 の加速度値の決め方に関する考え方

サイトにおける水平震度 C_H 相当の基準地震動は, 50~60gal 程度と考えられる。また, 最大加速度値が比較的小さいサイトでは基準地震動 S_1 として 180 gal となるが, $n=3$ の場合でも $S_0=180/3=60$ gal となる。これから地震動 S_0 の加速度値として全国一律に基準地震動として 60gal 等を決めておくことが望ましい。

3. 耐震 A_s 及びAクラス機器の地震動 S_0 に対する強度の検討

(1) 序

本章では, 耐震 A_s 及びAクラス機器に地震動 S_0 による荷重が加わる場合に発生する応力を基準地震動 S_1, S_2 による荷重が加わった場合のものと比較検討することにより, 地震動 S_0 を基準地震動 S_1 の何分の1かのある程度以下に適切に設定すれば, 基準地震動 S_1, S_2 に対し耐震設計を行っている機器では地震動 S_0 については設計段階における評価は不要であることを示している。

(2) 1次応力について

a. 耐圧部の場合

地震動 S_0 は, 基準地震動 S_1 若しくは基準地震動 S_2 と異なり, プラント寿命中に, 幾度か生じると考えられる地震動であり, したがって, 通常運転時に地震動 S_0 が生じた場合の応力は, 設計条件の許容応力以下であることが望ましいわけであるが, それでも, 地震動 S_0 による応力が常に加わっているわけではない。

一方, 最高使用圧力は, 耐圧部材にとって, まず第一に考慮しなければならない荷重であり, これによって生じる応力は設計条件の許容応力以下であることが要求される。しかしながら, 最高使用圧力が生ずるのは短時間の過渡状態などのごく一時期のみであり, 通常運転時の圧力は, 最高使用圧力より低い値となっているのがふつうである。

したがって, 地震動 S_0 による応力, 最高使用圧力による応力, 及び通常運転圧力による応力について, 次のような二つの組合せを検討すればよいと考えられる。

(ケース 1) 最高使用圧力による応力 \leq 設計条件の許容応力

(ケース 2) 通常運転圧力による応力

通常運転圧力による応力 + 地震動 S_0 による応力 \leq 設計条件の許容応力
 したがって、次式が満されるならば、地震動 S_0 は考慮しなくてもよいといえる。
 最高使用圧力による応力 \geq 通常運転圧力による応力 + 地震動 S_0 による応力 ①

以下の検討においては、1次一般膜応力によって1次応力を代表させ、また、板厚方向の応力は無視し、円周方向応力 σ_t 、軸方向応力 σ_l のみを考え、以下の記号を用いる。

- ② P_D = 最高使用圧力 (kg/mm²) R_i = 容器の半径 (mm)
- ② P^* = 通常運転時圧力 (kg/mm²) t = 容器の板厚 (mm)
- ② σ_{t1} = P_D による円周方向応力 (kg/mm²)
- ② σ_{t2} = P^* による円周方向応力 (kg/mm²)
- ② σ_{l1} = P_D による軸方向応力 (kg/mm²)
- ② σ_{l2} = P^* による軸方向応力 (kg/mm²)
- ② σ_{l3} = 地震動 S_0 による軸方向応力 (kg/mm²)

(a) 円筒形の耐圧部

①式を②の記号を用いて書き直すと、

$$\sigma_{t1} \geq \sigma_{l2} + \sigma_{l3} \quad \text{③}$$

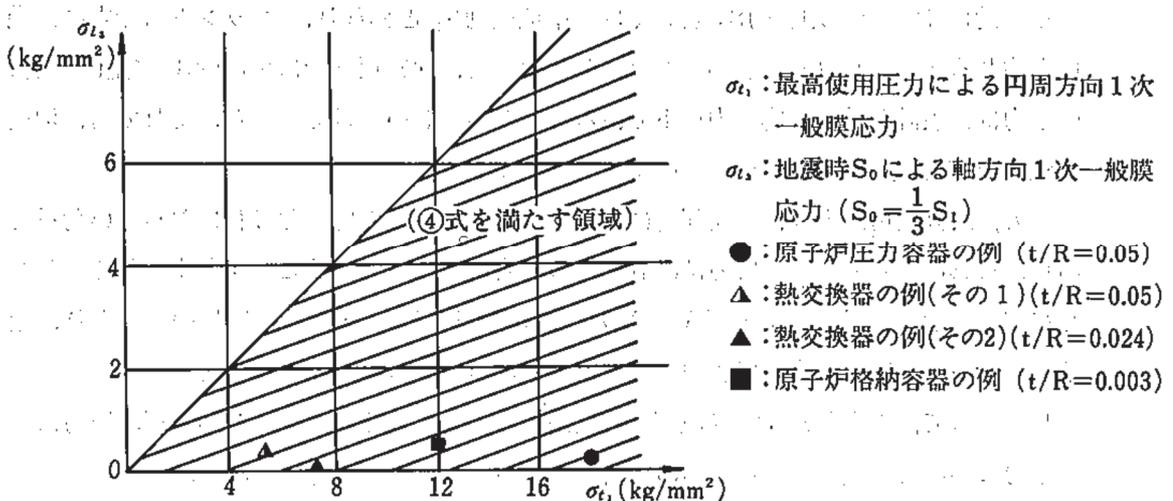
当該容器の1次一般膜応力について③式が満されていれば地震動 S_0 の考慮は不要となる。

さらに、 $P_D = P^*$ と仮定しても③式において $\sigma_{l2} = 0.5 \sigma_{t1}$ となるので、③式は

$$\sigma_{t1} \geq 2 \sigma_{l3} \quad \text{④}$$

④式を図IV-2に示す。

図IV-2 円筒形の耐圧部について地震動 S_0 考慮の要否を検討する図



図IV-2には、実際の原子力発電用機器のいくつかの例が示されている。

この例から明らかなように実際には、④式は、十分な余裕をもって満されている。また、薄肉の(t/Rの小さな)機器ほど④式に対する制限が厳しい傾向がある。

したがって、あるプラントの耐震A₀及びAクラス機器について地震動S₀を設計上考慮しなくてもよいことを示すには、そのプラントの耐震A₀及びAクラス機器のうち、t/Rの小さな順に2, 3の機器について、図IV-2の斜線部にあることを確認すれば十分であると考えられる。

(b) 球形の耐圧部

①式を②の記号を用いて書き直すと、

$$\sigma_{t1} \geq \sigma_{t2} + \sigma_{t3} \dots\dots\dots ⑤$$

原子力発電所において、球形の耐圧部に大きな地震荷重が加わる場合は極めてまれである。したがって、球形の耐圧部に大きな地震荷重が加わる場合には、その機器について、⑤式の成立をチェックすればよい。

b. 非耐圧部の場合

非耐圧部においては耐震設計によって板厚が決定される場合が多い。この場合には、I_AとⅢ_ASの1次応力の許容値の比率を考へてみる必要がある。表IV-1はいくつかの機器の代表的な材料について、この比率を検討したものである。

表IV-1 地震動S₀に対する許容値(設計条件・I_A)と
基準地震動S₁に対する許容値(Ⅲ_AS)の比較

	材 質	I _A の1次応力の許容値 ①	Ⅲ _A Sの1次応力の許容値 ②	比 率 ②/①
第1種容器	S Q V 2 A	Pm : Sm = 18.8	Pm : Min (Sy, $\frac{2}{3}$ Su) = 35.0	1.86
第2種容器	S G V 49	Pm : S = 13.4	Pm : Min (Sy, 0.6 Su) = 27.0	2.01
第3種容器	STPL 39	Pm : S = 9.8	Pm : Min (Sy, 0.6 Su) = 21.0	2.14
第1種支持構造物	—	f _t	1.5 f _t	1.5

表IV-1から明らかなように、基準地震動S₁に対する1次応力の許容値は、地震動S₀に対する許容値のせいぜい2倍強であるため、基準地震動S₁の大きさが地震動S₀の大きさの3倍以上であるとすると基準地震動S₁が設計に対して支配的である。

(3) 疲労について

a. 疲労については、応力値の違いによる許容繰返し回数の差と共に、地震動そのものの回数差も考へなければならぬ。

表IV-2は、告示の設計疲労線図をもとに作成したものであるが、地震動S₀が、基準地震動S₁の $\frac{1}{3}$ 程度であれば、基準地震動S₁による応力(これは、1次+2次+ピーク応

力値で片振幅40 kg / mm²にも達するのは極めてまれなケースである。)に対する許容繰返し回数は、地震動 S₀に対する許容繰返し回数に対し、はるかに支配的なことがわかる。

表IV-2 基準地震動 S₁ 地震動 S₀ による応力の許容繰返し回数の比較
(基準地震動 S₁ : 地震動 S₀ = 3 : 1 のとき)

ケース	基準地震動 S ₁		地震動 S ₀		$\frac{N_0}{N_1}$	
	応力 (kg / mm ²)	許容繰返し回数, N ₁	応力 (kg / mm ²)	許容繰返し回数, N ₀		
炭素鋼 低合金鋼	1	100	2 × 10 ²	33.3	5 × 10 ³	25
	2	80	4 × 10 ²	36.7	9 × 10 ³	23
	3	60	9 × 10 ²	20	2.8 × 10 ⁴	31
	4	40	2.5 × 10 ³	13.3	10 ⁵	40
オーステナイト系 ステンレス鋼	5	100	4 × 10 ²	33.3	2.8 × 10 ⁴	70
	6	80	8.5 × 10 ²	26.7	8 × 10 ⁴	94
	7	60	2.2 × 10 ³	20	5 × 10 ⁵	227
	8	40	1.3 × 10 ⁴	13.3	∞	∞

参考 (基準地震動 S₁ : 地震動 S₀ = 5 : 1 のとき)

ケース	基準地震動 S ₁		地震動 S ₀		$\frac{N_0}{N_1}$	
	応力 (kg / mm ²)	許容繰返し回数, N ₁	応力 (kg / mm ²)	許容繰返し回数, N ₀		
炭素鋼 低合金鋼	1	100	2 × 10 ²	20	2.8 × 10 ⁴	140
	2	80	4 × 10 ²	16	7 × 10 ⁴	175
	3	60	9 × 10 ²	12	2 × 10 ⁵	222
	4	40	2.5 × 10 ³	8	10 ⁶	400
オーステナイト系 ステンレス鋼	5	100	4 × 10 ²	20	5 × 10 ⁵	1250
	6	80	8.5 × 10 ²	16	∞	∞
	7	60	2.2 × 10 ³	12	∞	∞
	8	40	1.3 × 10 ⁴	8	∞	∞

注：“∞”は、告示の設計疲労線図では算定できないことを示す。

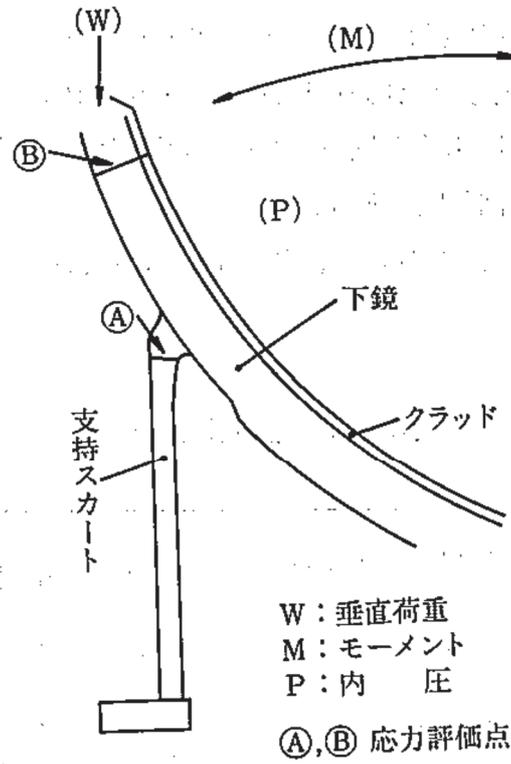
b. 地震動 S₀ による荷重と過渡状態の応力との重ね合わせの影響

a. においては、地震動 S₀ を単独に考慮した場合について述べたが、ここでは過渡状態と組合せる場合について述べる。

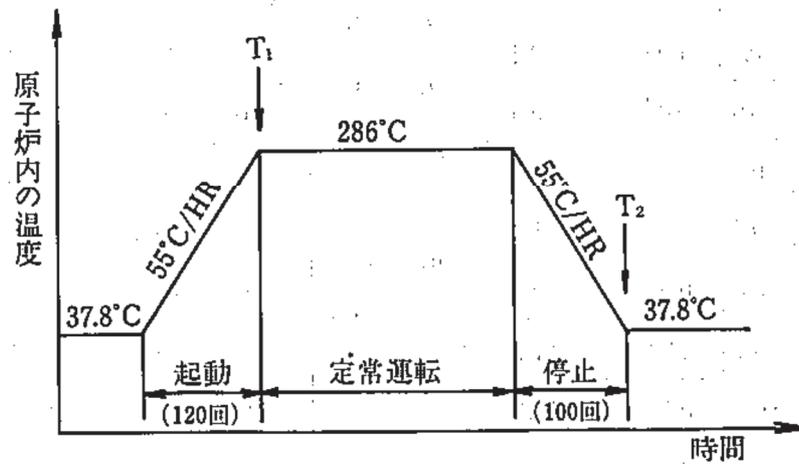
代表例として、原子炉压力容器スカート部を考える。

図IV-3にスカート部の図を、図IV-4に考慮した過渡状態を示す。

図IV-3 支持スカート及び下鏡



図IV-4 熱サイクル (T_1, T_2 : 熱応力計算をする時間)



表IV-3に応力計算結果を示す。ただし、表IV-3の中の③項は、基準地震動 S_1 による応力である。表IV-3から、過渡状態における応力は、熱応力が支配的であることがわかる。

今、表IV-3を参考にして、次のようなケースを考える。

(a) 地震を除いた応力変動値……………0~30kg/mm²……………120回

(b) (a)に地震動 S_0 を加えた応力変動値……………0~31kg/mm²……………120回

ケース(a)に対する許容くり返し回数とケース(b)に対する許容くり返し回数にはほとんど差はなく、共に 5×10^4 回程度である。

したがって、過渡状態と地震動 S_0 を重ね合わせた場合にも、一般には地震動 S_0 の影響は小さいと考えられる。

表IV-3 応力計算結果

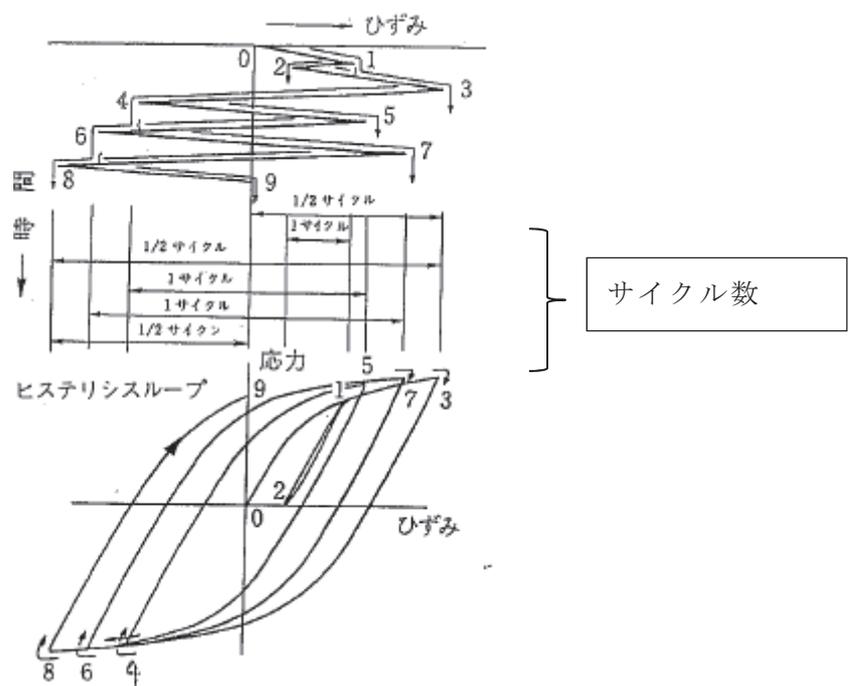
(単位：kg/mm²)

応力 評価点 (注)		機械的荷重による応力					熱荷重による応力		(1次+2次応力)合計		
		P	W	M	合計	平均	T ₁	T ₂	C ₁ =T ₁ +P+W+M	C ₂ =T ₂ +W+M	
		①	②	③	④=①+②+③	⑤	⑥	⑦	⑧=④+⑥	⑨=②+③+⑦	
①	内側	σ_t	4.0	-0.2	-0.6	3.2	$\sigma_t = 4.5$ $\sigma_l = -3.9$ $\sigma_r = 0.0$	-0.8	-3.8	-2.4	-4.6
		σ_l	-4.3	-0.8	-5.0	-10.1		-28.0	11.0	-38.1	5.2
		σ_r	0.0	0.0	0.0	0.0		0.0	0.0	0.0	0.0
	外側	σ_t	6.0	-0.2	0.6	6.4		17.0	-9.8	23.4	-9.4
		σ_l	4.3	-0.9	-1.0	2.4		28.0	-11.0	30.4	-12.9
		σ_r	0.0	0.0	0.0	0.0		0.0	0.0	0.0	0.0
②	内側	σ_t	12.1	-0.1	-0.2	11.8	$\sigma_t = 11.8$ $\sigma_l = 11.2$ $\sigma_r = -0.5$	-2.0	2.0	9.8	1.7
		σ_l	12.1	-0.4	-0.5	11.2		-2.0	2.0	9.2	1.1
		σ_r	-0.9	0.0	0.0	-0.9		0.0	0.0	-0.9	0.0
	外側	σ_t	12.0	-0.1	-0.2	11.7		2.0	-2.0	13.7	-2.3
		σ_l	12.0	-0.4	-0.5	11.1		2.0	-2.0	13.1	-2.9
		σ_r	0.0	0.0	0.0	0.0		0.0	0.0	0.1	0.0

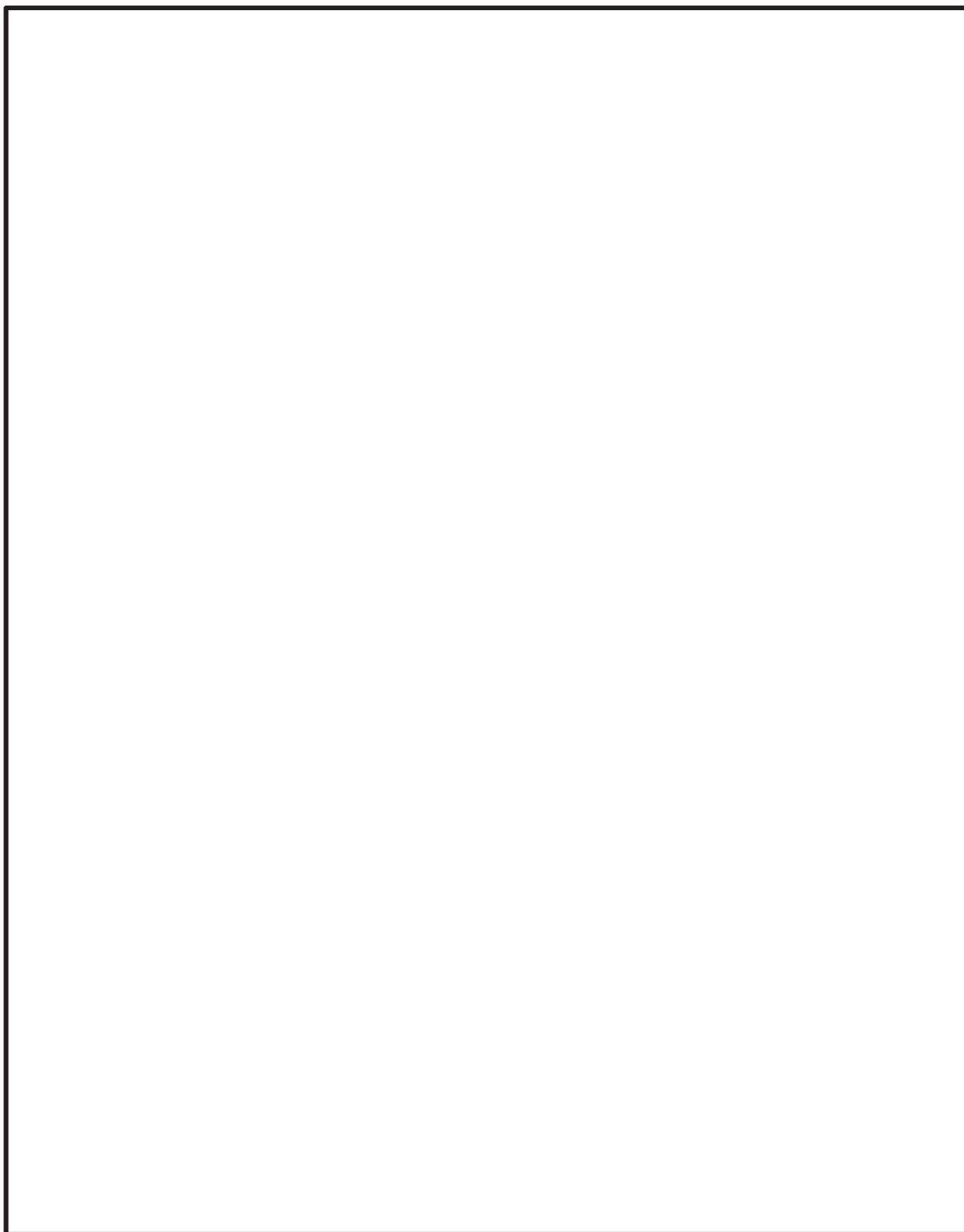
注： σ_t ：円周方向応力
 σ_l ：軸方向応力
 σ_r ：半径方向応力

別紙 12 ピーク応力法における各ピークのサイクル数の求め方

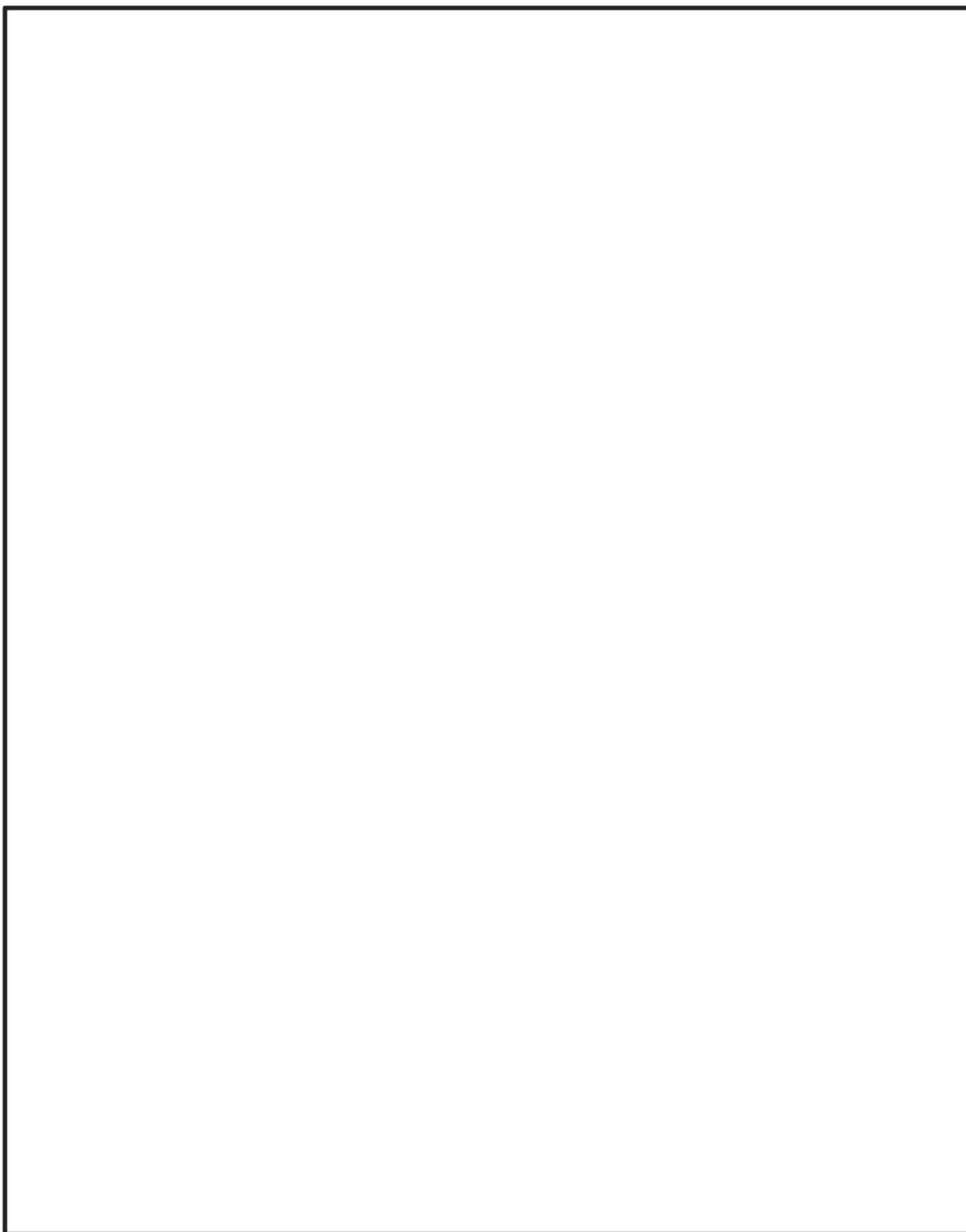
女川原子力発電所第 2 号機のピーク応力法における各ピーク点のサイクル数についてはレインフロー法にて求める。別図 12-1 に示す通り、実際の材料挙動に着目し、片振りとなるピーク点については 0.5, 両振りとなるピーク点については 1 と割り当てている。なお、このサイクル数のカウント方法は、疲労設計において、材料の応力-ひずみ挙動との対応が良いことから一般的に用いられている手法である(別紙 12 別添 1 参照。)



別図 12-1 レインフロー法の概要
 (「疲労設計便覧」より参照(別紙 12 別添 1 参照。))



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

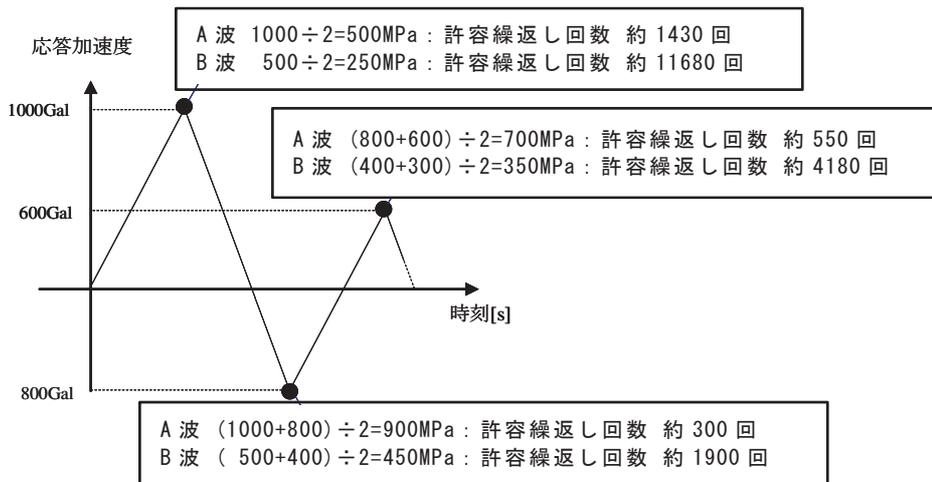


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13 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 13-1 に示す応答波形を仮定する。

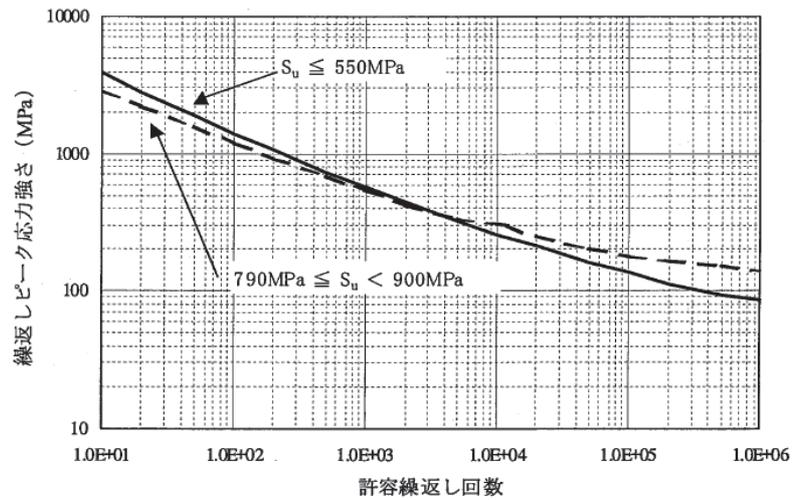


別図 13-1 1 質点系の時刻歴応答波

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 13-1 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 13-2 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 13-1 に併せて示す。



(J S M E 設計・建設規格より抜粋)

別図 13-2 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。

$$\begin{aligned}
 \text{A 波の地震動の等価繰返し回数} &: \left[\frac{0.5}{1430} + \frac{0.5}{300} + \frac{0.5}{550} \right] \times 300 = 0.88 \text{ 回} \\
 \text{B 波の地震動の等価繰返し回数} &: \left[\frac{0.5}{11680} + \frac{0.5}{1900} + \frac{0.5}{4180} \right] \times 1900 = 0.81 \text{ 回}
 \end{aligned}$$

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分かる。その許容繰返し回数の差は、別図 13-2 に示す通り、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言える。

別紙 14 弾性設計用地震動 S d による疲労評価の省略

1. はじめに

今回工認では、基準地震動 S s (以下、S s という。)に対する構造強度評価において、発生応力が弾性設計用地震動 S d (以下、S d という。)に対する評価基準値を満足する場合、S d に対する応力評価を省略すること*としている。また、S d に対する疲労評価については、S s に対する疲労評価に S d の等価繰返し回数を考慮することで、S d に対するピーク応力を用いた疲労評価を省略することとしている。

本資料では、上記のうち S d に対するピーク応力を用いた疲労評価の省略 (S d による疲労評価の省略) の考え方及び妥当性について説明するものである。

注記*：補足説明資料「600-2 耐震評価対象の網羅性、既工認との手法の相違点の整理について」参照

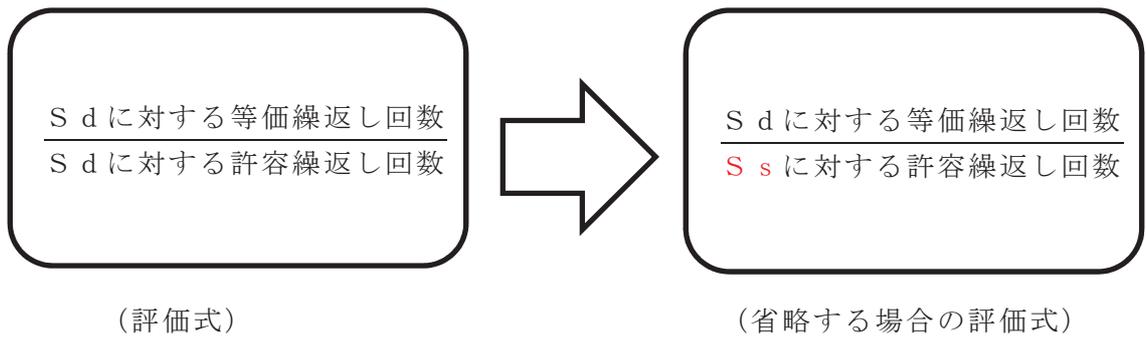
2. S d による疲労評価省略の考え方及び妥当性

各設備に対する疲労評価は、応力評価から求められるピーク応力と J S M E 設計・建設規格の設計疲労線図から許容繰返し回数を読み取り、等価繰返し回数と許容繰返し回数の比により地震に対する疲労累積係数を算出する。(下式参照)

$$\text{疲労累積係数}^* = \frac{\text{等価繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} \leq 1.0 \dots \dots \dots (1)$$

注記*：地震動のみによる疲労評価の例

弾性設計用地震動 S d に対する疲労累積係数については、上記 (1) 式において分子を「S d に対する等価繰返し回数」、分母を「S d に対する許容繰返し回数」とするものであるが、今回工認における「弾性設計用地震動 S d による疲労評価の省略」においては、分母に「S s に対する等価繰返し回数」を用いる。(別図 14-1 参照)



別図 14-1 弾性設計用地震動 S_d の疲労評価を省略する場合の疲労累積係数の評価式

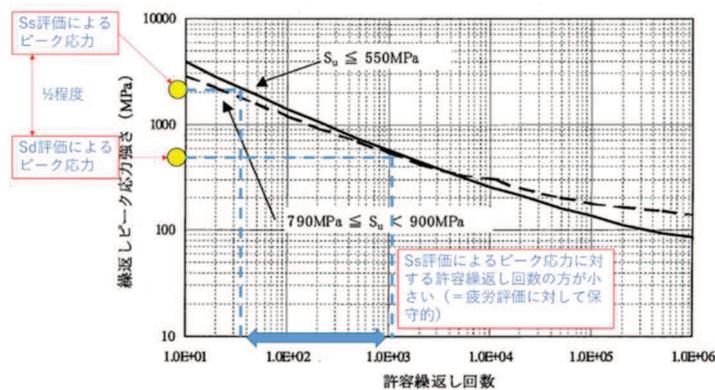
ここで、許容繰返し回数及び等価繰返し回数について、 S_s に対する回数と S_d に対する回数の関係性について、以下の通り整理される。

【等価繰返し回数（分子）】

等価繰返し回数（分子）について、通常の評価式と同様、弾性設計用地震動 S_d の疲労評価を省略する場合も「 S_d に対する等価繰返し回数」を用いるため、差異はない。

【許容繰返し回数（分母）】

許容繰返し回数（分母）について、「 S_s に対する許容繰返し回数」と「 S_d に対する許容繰返し回数」を用いる場合には、「 S_s に対する許容繰返し回数」の方が小さくなる。これは、許容繰返し回数は設計疲労線図におけるピーク応力と許容繰返し回数の関係によるもので、弾性設計用地震動 S_d に比べ基準地震動 S_s の地震加速度が大きくピーク応力も大きくなることを踏まえると、別図 14-2 のとおり許容繰返し回数は小さくなるためである。



(J S M E 設計・建設規格に加筆)

別図 14-2 ピーク応力の違いによる許容繰返し回数の関係

弾性設計用地震動 S_d の疲労評価を省略する場合、疲労累積係数の評価式(1)の内、分子は変わらず分母が小さくなるため、疲労累積係数は大きくなる。そのため、疲労評価は疲労累積が大きいほど評価が厳しくなり、疲労累積係数が大きくなり、評価が保守的になる。

以上より、今回工認における弾性設計用地震動 S_d による疲労評価の省略は妥当である。

3. S_d に対する疲労評価方法の分類

S_d に対する疲労評価方法は、許容繰返し回数の設定に用いるピーク応力、適用する等価繰返し回数によって、4 ケースに分類される。このうち、 S_d による疲労評価を省略できるのは、ケース 1 及びケース 2 となる。

なお、 S_d による疲労評価が省略可能な場合（ケース 1、ケース 2）であっても、疲労評価する場合（ケース 3、ケース 4）もある。

	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4
許容繰返し回数 の設定	S_s によるピーク応力	S_s によるピーク応力	S_d によるピーク応力	S_d によるピーク応力
適用する 等価繰返し回数	S_d に対する一律に設 定する等価繰返し回数	S_d に対する個別に設 定する等価繰返し回数	S_d に対する一律に設 定する等価繰返し回数	S_d に対する個別定す る等価繰返し回数
S_d による 疲労評価の省略	○	○	×	×

別紙 15 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。

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

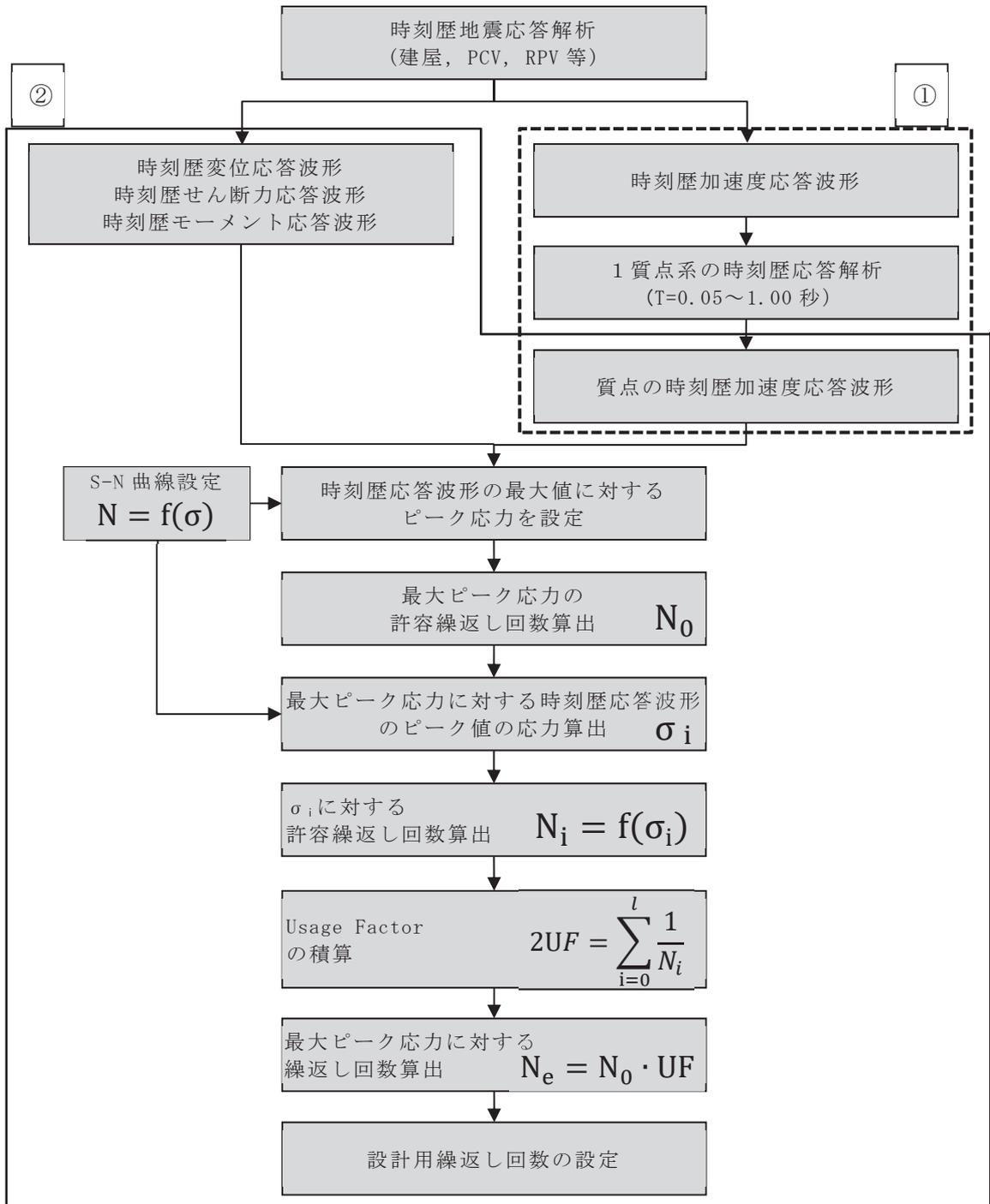
2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	ECN_P
使用目的	地震等価繰返し回数の算出
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	2018 年, 2020 年
使用したバージョン	Ver1.04, Ver1.05
コードの概要	一般的に疲労評価にて使用されるレインフロー法を用いて時刻歴波形に対する地震等価繰返し回数を算出する解析コードである。また、時刻歴波形より応答スペクトルを計算する機能についても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、以下の通りである。 ・本解析コードで算出した地震等価繰返し回数と、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て用いていることを確認している。</p> <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は、以下の通りである。 ・算出方法は J E A G 4 6 0 1 - 1987 記載の設計用地震等価繰返し回数の設定(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。</p>

3. 解析コード(ECN_P)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「ECN_P」(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ものである。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 15-1 に示す。



別図 15-1 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 15-2 に示す加速度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等価繰返し回数を計算する。等価繰返し回数算出において、別図 15-1 に示す等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）の①、②の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、「CHERRY」（他プラントにて工認実績を有するプログラム）の設計用床応答曲線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行う。検証に用いる入力地震波（加速度時刻歴）を別図 15-2 に示す。



別図 15-2 入力地震波（加速度時刻歴）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 算出条件

J E A G 4 6 0 1 -1987 記載の等価繰返し回数算出フロー(ピーク応力法) のうち加速度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 15-1 に、使用する設計疲労線図の材料データを別表 15-2 に示す。

別表 15-1 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 15-2 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 15-3 に示す。そのうち、応力に対する許容繰返し回数 N_i は J S M E 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 15-4、手計算による疲労累積係数 UF の計算結果を別表 15-5 に示す。

(5) 検証結果

別表 15-3 に示す等価繰返し回数の比較結果の通り、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 15-3 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	「ECN_P」による 計算結果	手計算による 計算結果
1	Usage Factor UF(合計値)		
2	最大ピーク応力の許容繰返し回数 N_0 (回) (最大ピーク応力 1471MPa)		
3	地震等価繰返し回数 N_e (回) ($N_e = N_0 \times UF$)		

注記*：本解析コードでは、整数に切り上げた数値が出力される

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 15-4 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		加速度 (m/s^2)	最大ピーク応力 1471MPa 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			
①	①			
①	②			
②	③			
④	⑤			
⑤	⑤'			
⑥	⑦			
⑦	⑦'			
⑧	⑨			
⑨	⑨'			
⑩	⑪			
⑪	⑪'			
⑬	⑭			
⑭	⑮			
⑮	⑮'			
⑯	⑰			
⑱	⑱'			
⑲	⑲'			
⑳	㉑			

注記*：設計疲労線図における繰返しピーク応力強さは、極大値と極小値の差を2分の1としたものであることから、許容繰返し回数を読み取る際は、ピーク応力を2分の1した値における許容繰返し回数を読み取った

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 15-5 手計算による疲労累積係数 UF の計算結果

ピーク点		σ_i に対する 許容繰返し回数 N_i (回)	Usage Factor F ($=0.5/N_i$)
START	END		
①	②		
②	③		
③	④		
④	⑤		
⑤	⑤'		
⑥	⑦		
⑦	⑦'		
⑧	⑨		
⑨	⑨'		
⑩	⑪		
⑪	⑪'		
⑬	⑭		
⑭	⑮		
⑮	⑮'		
⑯	⑰		
⑰	⑰'		
⑱	⑲		



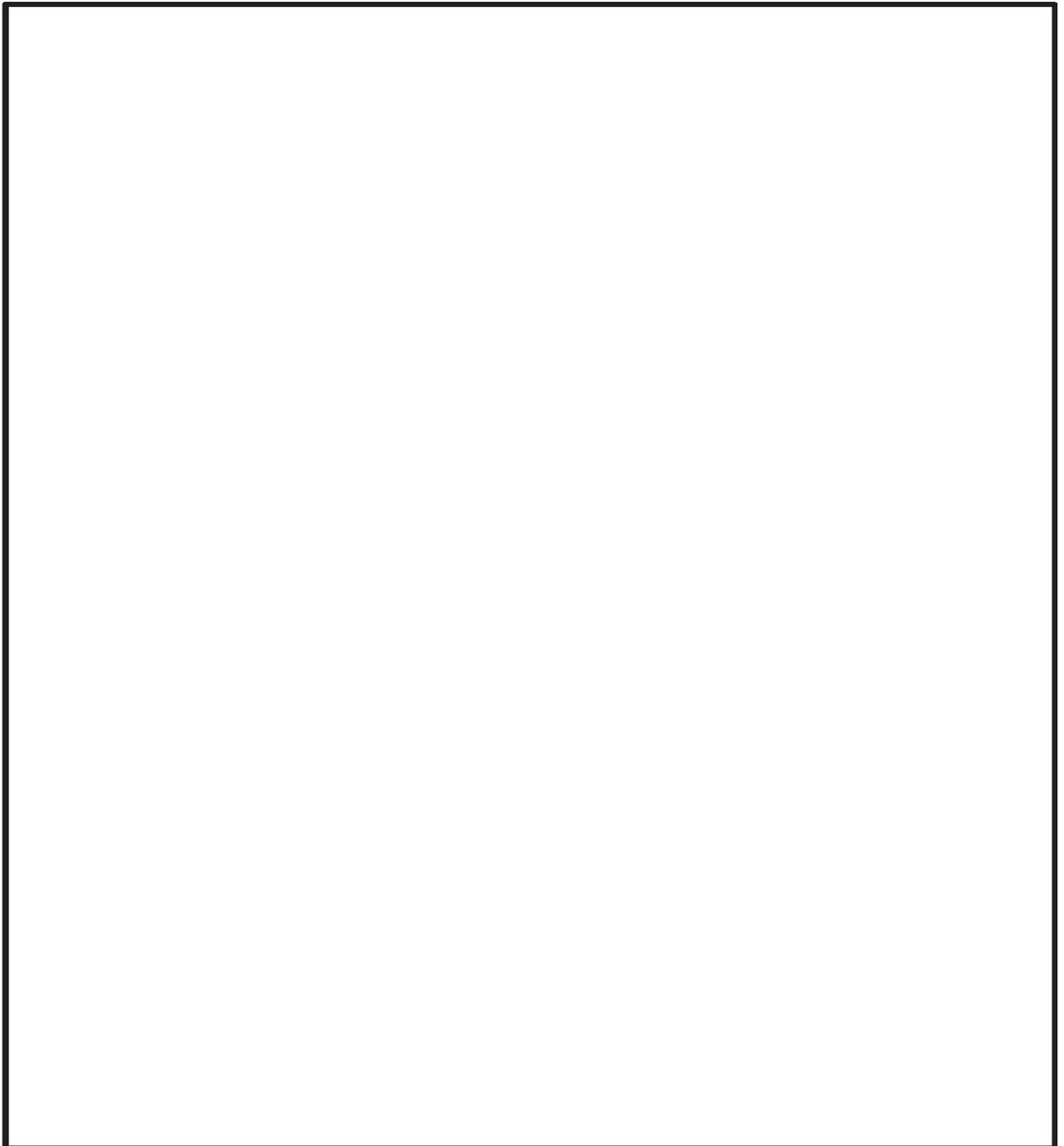
合計値 : 1.4322E-02

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 16 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

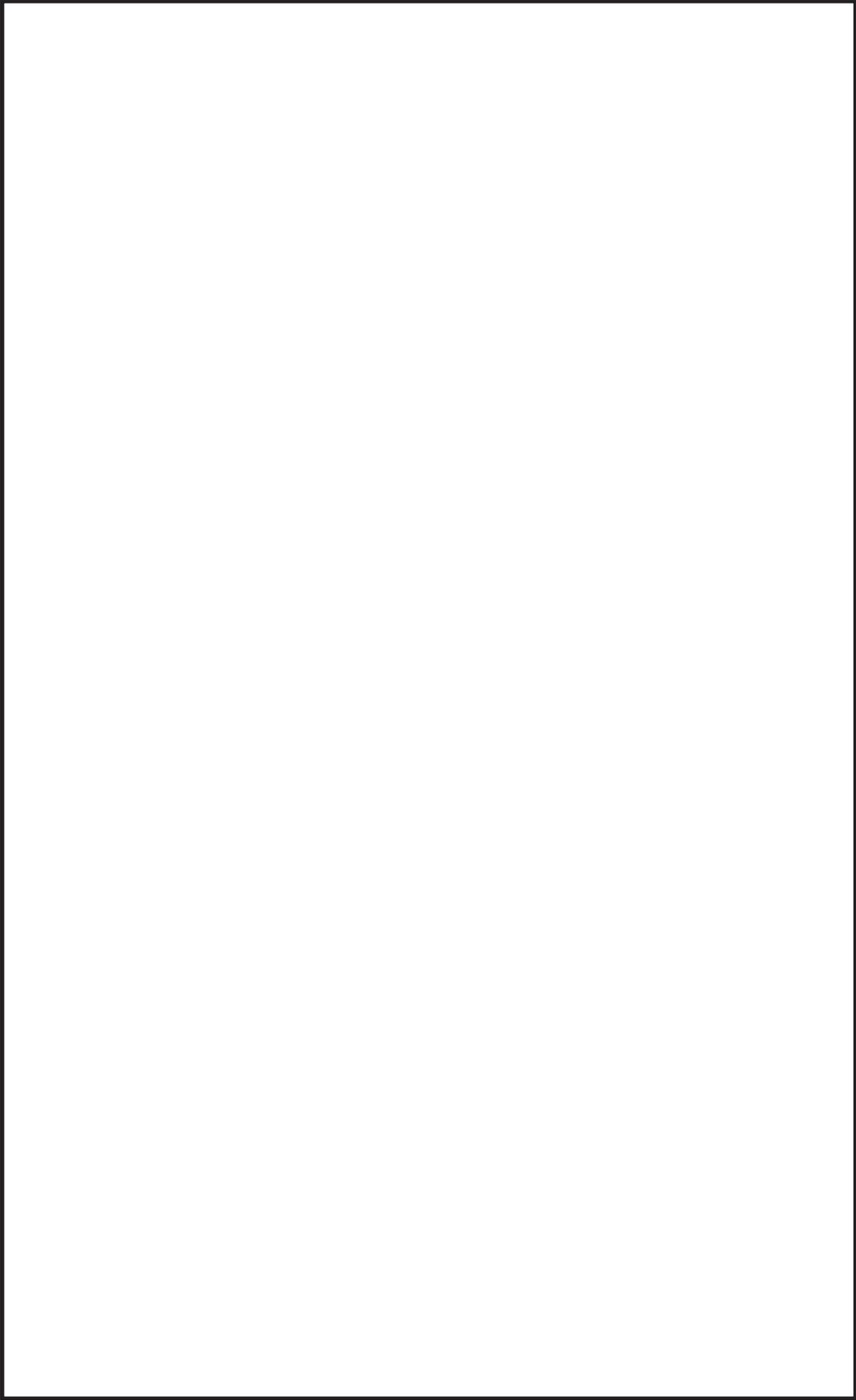
本資料は、多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法についてまとめたものである。本内容は、2項にて電共研「新規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価方法に関する研究」（平成29年3月）における検討内容を示し、3項にて女川原子力発電所第2号機において多方向入力時に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることが妥当であることを示すものである。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

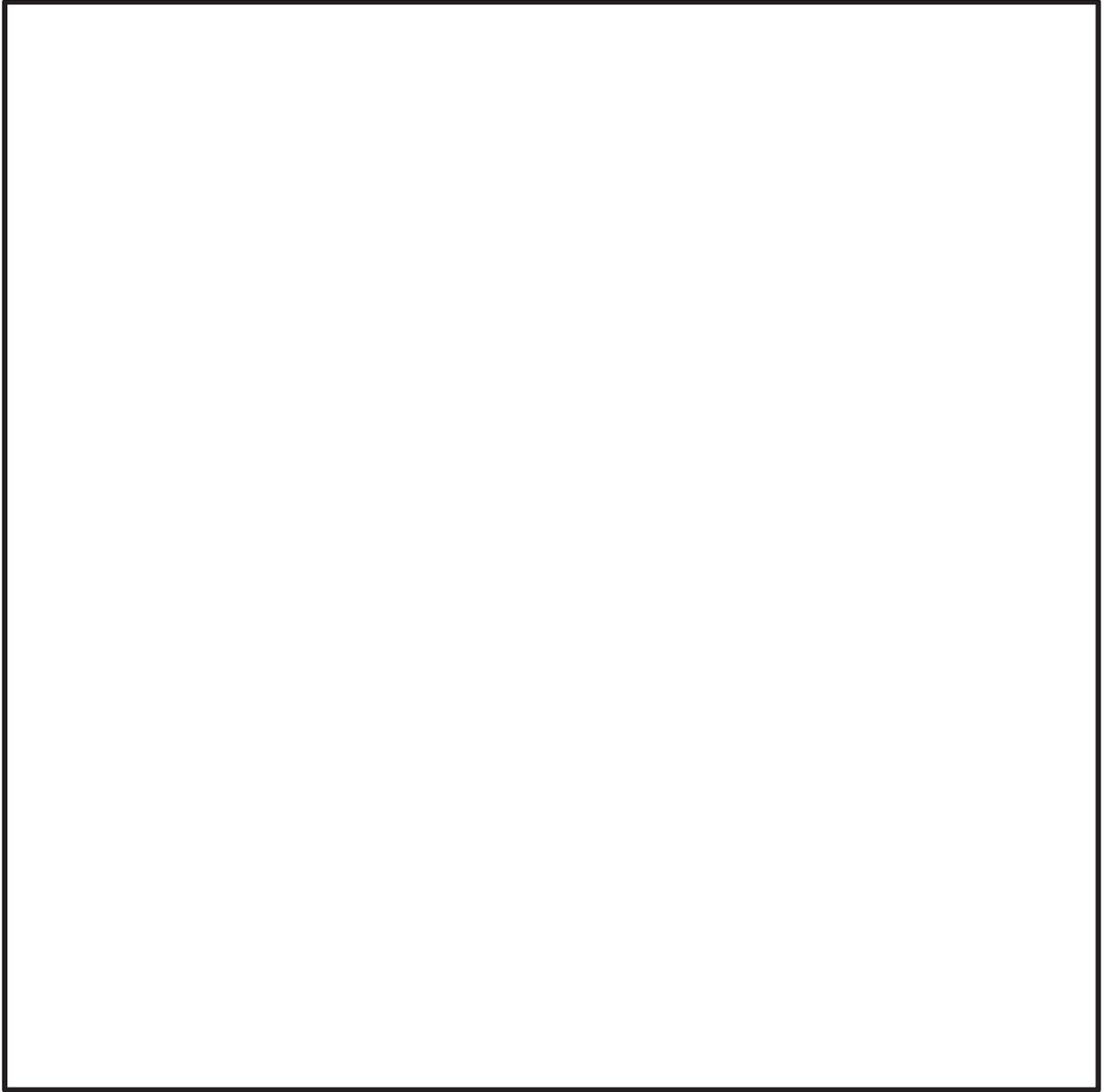


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

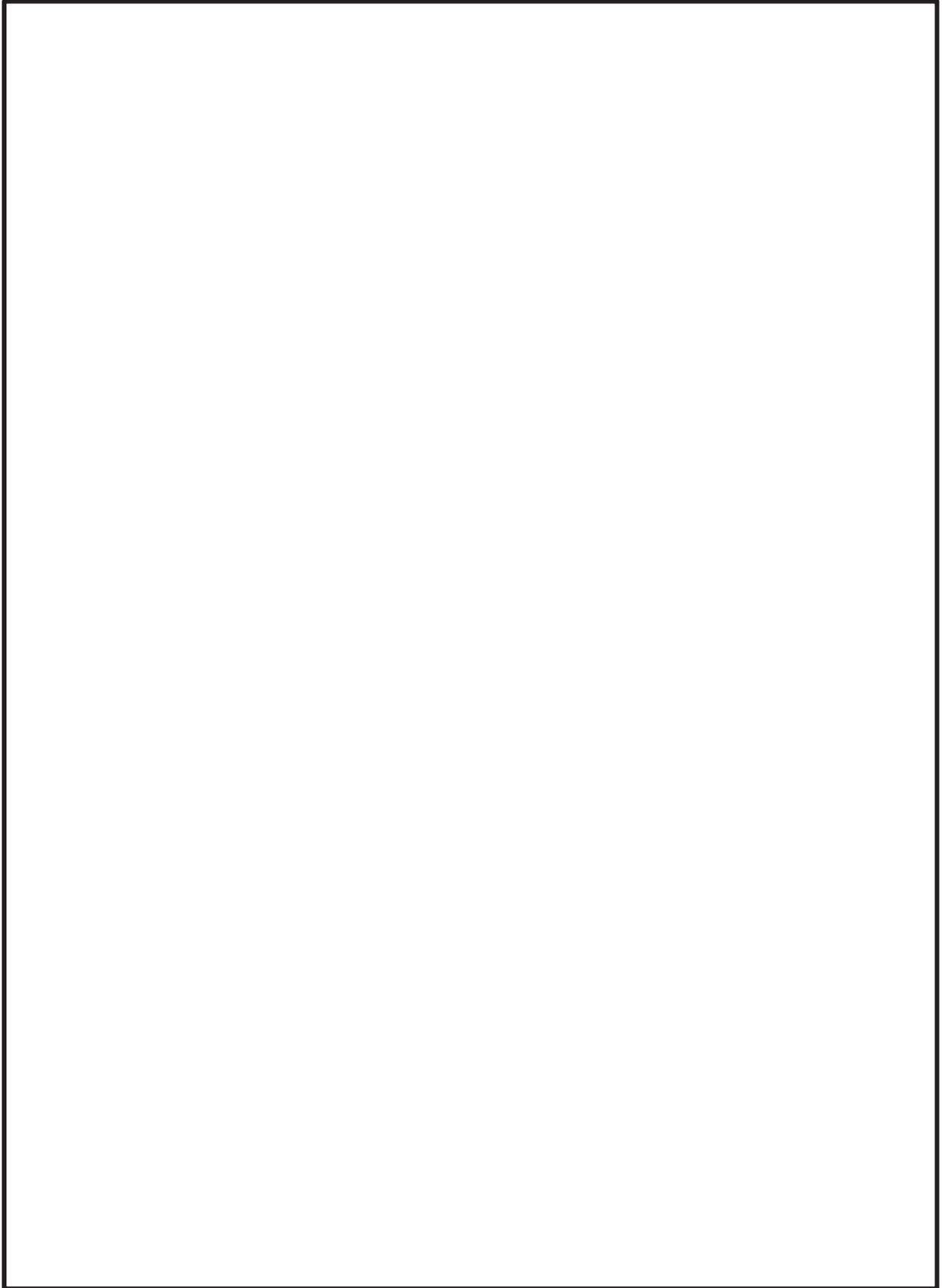


別紙 16-3

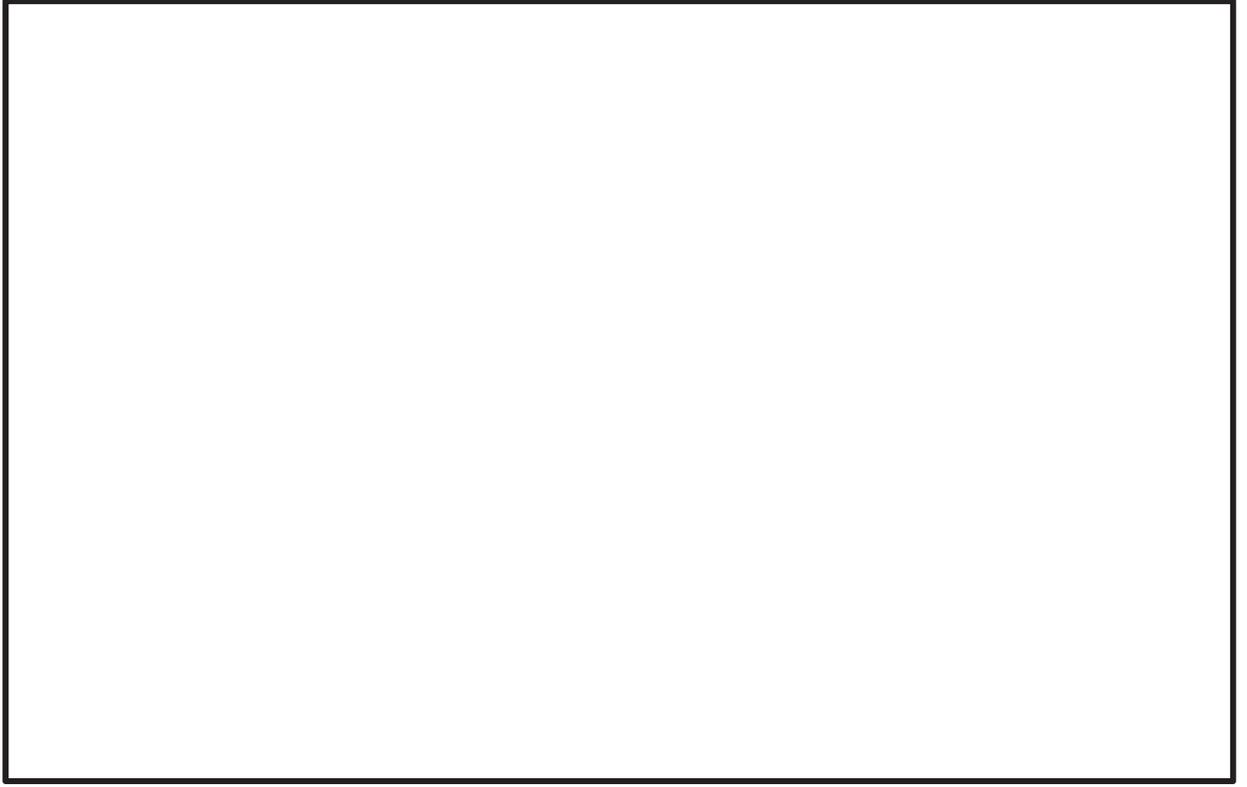
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



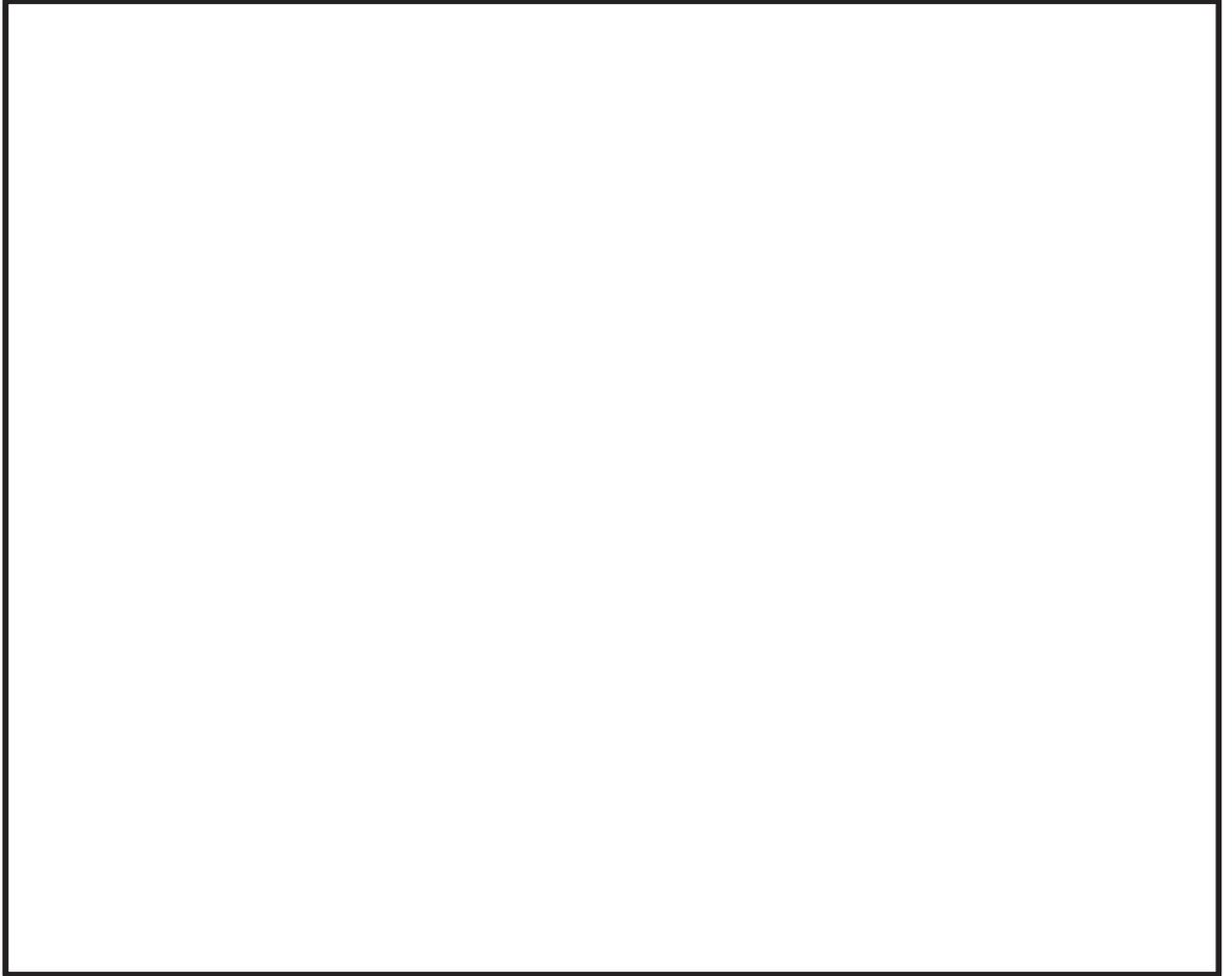
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



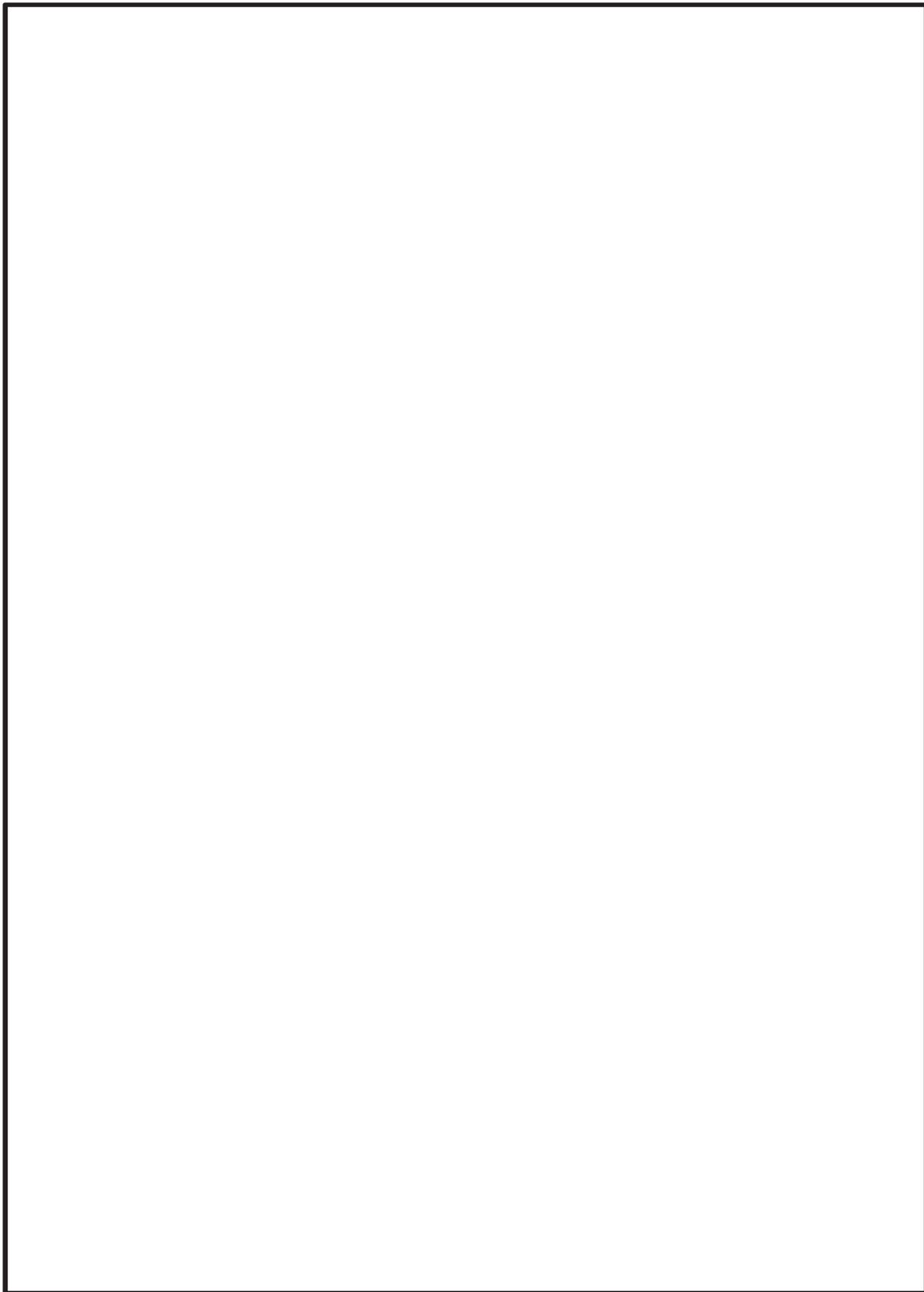
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



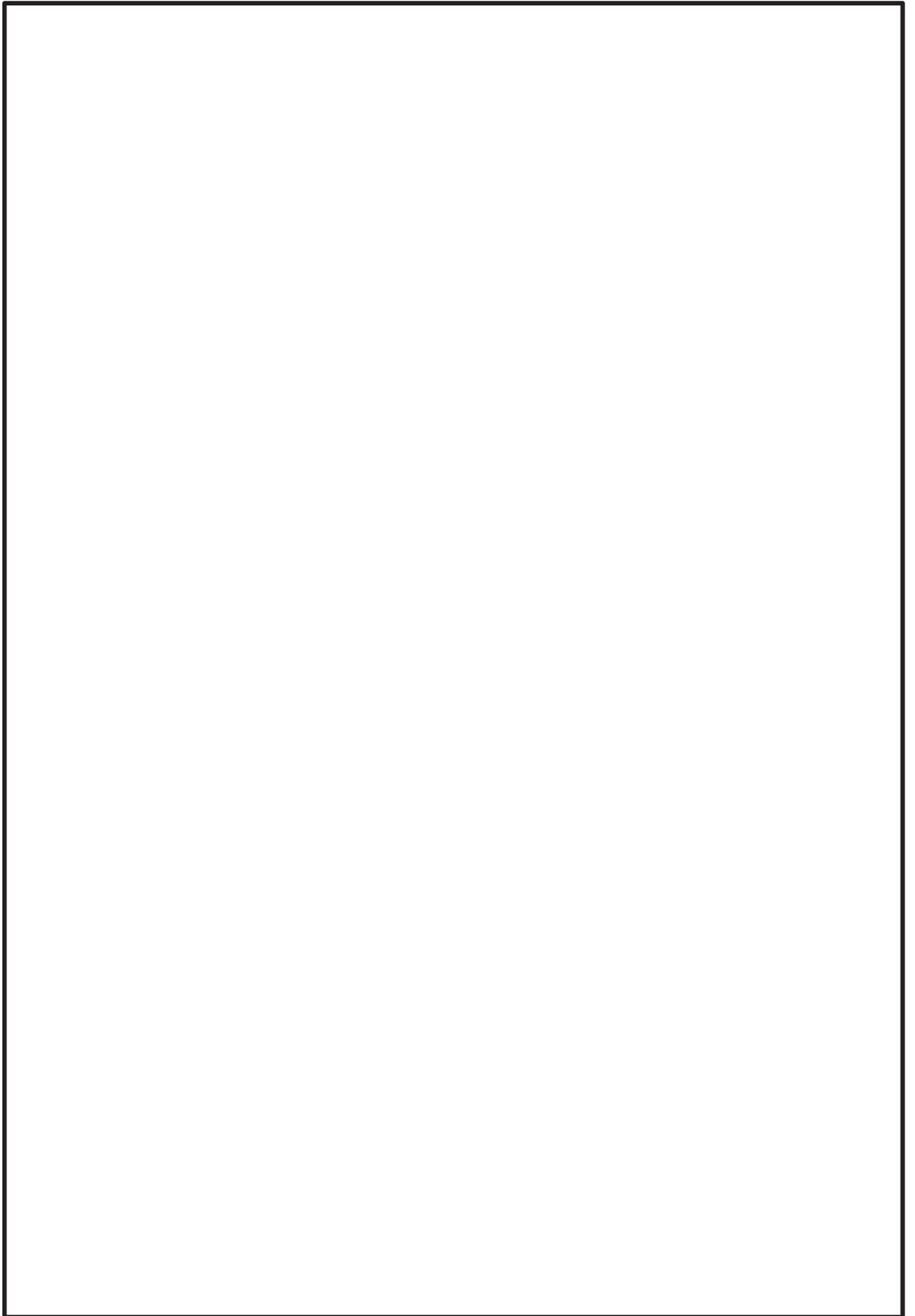
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

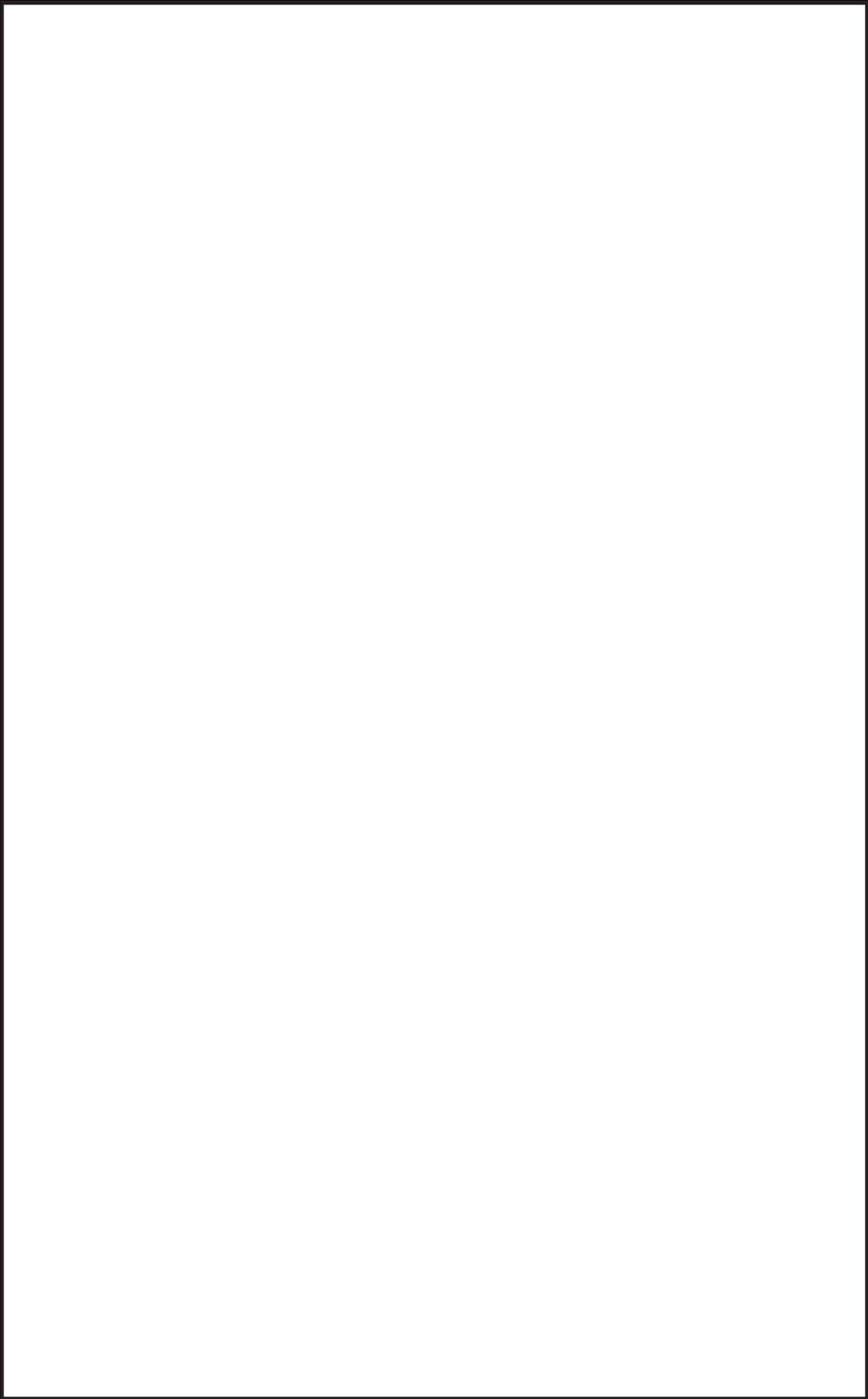


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



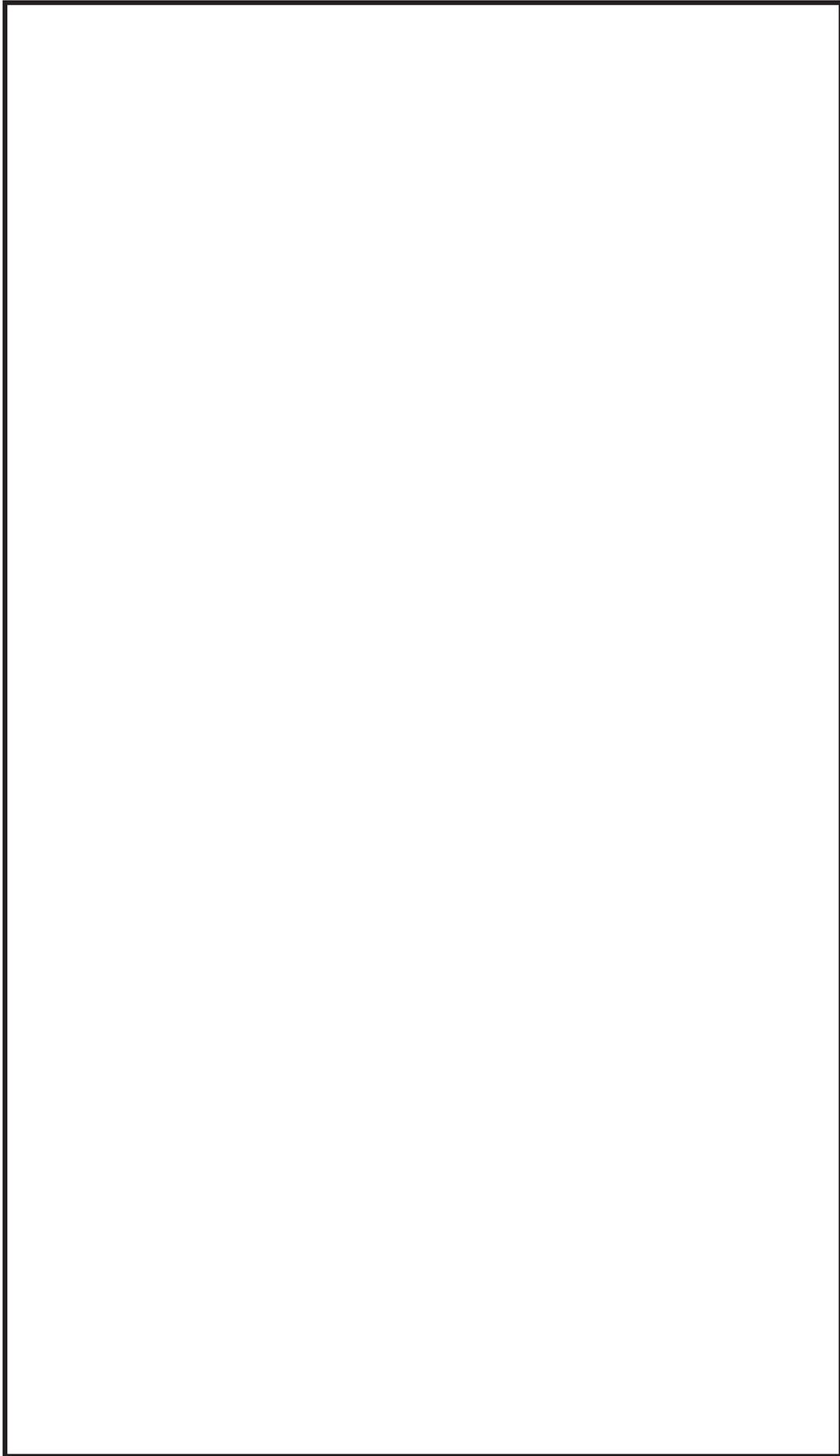


3 女川原子力発電所第2号機における多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法
2.2.2項において2方向同時入力の結果について纏めているが、下記理由により3方向同時入力に対しても同様に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることは妥当であることが言える。



以上のことから、女川原子力発電所第2号機においても、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。

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 17 時刻歴応答波形（荷重）から直接等価繰返し回数を算出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，地震荷重が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（建屋応答及び建屋-機器連成系の応答に基づく 1 質点系応答解析により算出した時刻歴変位波形を用いる場合）（以下「応答スペクトルフロー」という。）が示されている。今回の女川原子力発電所第 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をすることで，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

女川原子力発電所第 2 号機における大型機器系地震応答解析モデル及び炉内構造物系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出する。

2.2 検討内容

2.1 の対象設備に対し，建屋-機器連成地震応答解析により得られた荷重(せん断，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は $150\text{kg}/\text{mm}^2$ (1471MPa) を用いる。

2.3 検討結果

時刻歴応答波形（荷重）における等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を別表 17-1 に，算出結果を別表 17-2～別表 17-11 に示す。別表 17-1 の結果から，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。

以上より，一律に設定した等価繰返し回数設定に応答スペクトルフローにて検討することは問題ないと考えられる。

別表 17-1 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 不確かさ等	減衰定数		
時刻歴フロー	せん断	大型機器系 地震応答解 析モデル	S s - D 1	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					0.5		
	軸力							
応答スペクトルフロー	—*1					0.5		
時刻歴フロー	せん断	炉内構造物 系地震応答 解析モデル	S s - D 1	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					0.5		
	軸力							
応答スペクトルフロー	—*1					0.5		

注記*1：応答スペクトルフローでは加速度時刻歴を使用

*2：各設備の減衰定数を考量した建屋-機器連成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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-2 大型機器系地震応答解析モデル（せん断力（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等	機器	O.P. (m)	
大型機器系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉 圧力容器		
				原子炉 本体基礎		
				原子炉 遮蔽壁		
				原子炉 格納容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-3 大型機器系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等	機器	O.P. (m)	
大型機器系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉 圧力容器		
				原子炉 本体基礎		
				原子炉 遮蔽壁		
				原子炉 格納容器		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-4 大型機器系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等	機器	O.P. (m)	
大型機器系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉 圧力容器		
				原子炉 本体基礎		
				原子炉 遮蔽壁		
				原子炉 格納容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-5 大型機器系地震応答解析モデル（モーメント（NS 方向））

算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ等	機器	O.P. (m)	
大型機器系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉 圧力容器		
				原子炉 本体基礎		
				原子炉 遮蔽壁		
				原子炉 格納容器		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-6 大型機器系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等	機器	O.P. (m)	
大型機器系 地震応答解析 モデル	S s - D 1	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉 圧力容器		
				原子炉 本体基礎		
				原子炉 遮蔽壁		
				原子炉 格納容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-7 炉内構造物系地震応答解析モデル（せん断力（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等	機器	O.P. (m)	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S s - D 1	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	炉心 シュラウド		
				制御棒 駆動機構 ハウジング		
				制御棒案内管		
				燃料集合体		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-8 炉内構造物系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等	機器	O.P. (m)	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S s - D 1	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	炉心 シュラウド		
				制御棒 駆動機構 ハウジング		
				制御棒案内管		
				燃料集合体		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-9 炉内構造物系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等	機器	O.P. (m)	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S s - D 1	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	炉心 シュラウド		
				制御棒 駆動機構 ハウジング		
				制御棒案内管		
				燃料集合体		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-10 炉内構造物系地震応答解析モデル（モーメント（NS 方向））

算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ等	機器	O.P. (m)	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S s - D 1	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	炉心 シュラウド		
				制御棒 駆動機構 ハウジング		
				制御棒案内管		
				燃料集合体		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別表 17-11 炉内構造物系地震応答解析モデル（軸力）

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等	機器	O.P. (m)	
炉内構造物系地震応答解析モデル	S s - D 1	炭素鋼， 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	炉心 シュラウド		
				制御棒 駆動機構 ハウジング		
				制御棒案内管		

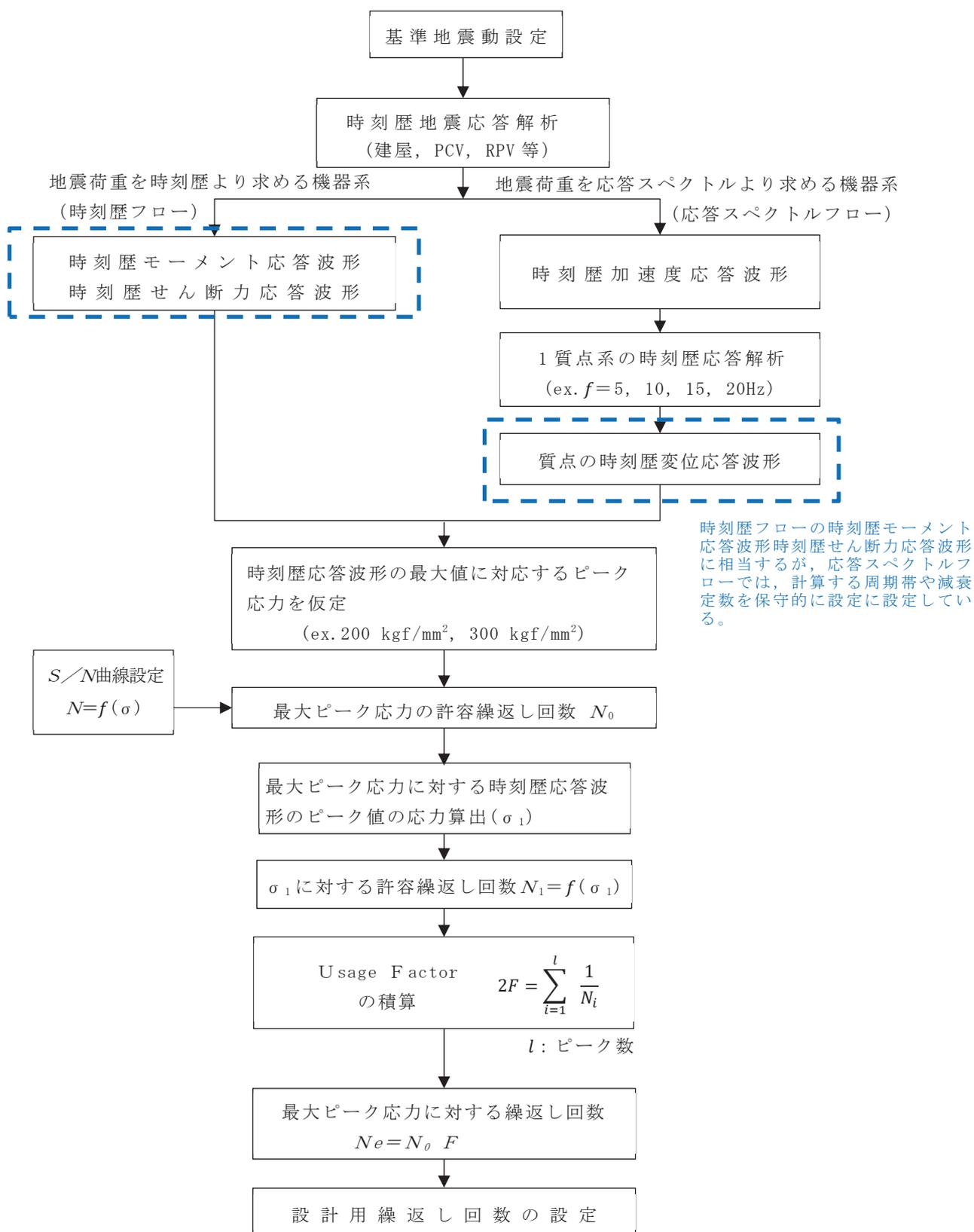
注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.4 考察

2.3 項に示す通り、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フローを図 17-1 に示す。

時刻歴フローでは建屋－機器連成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建屋地震応答解析から得られる応答時刻歴を用いて更に1質点系の時刻歴応答解析から得られる応答時刻歴から等価繰返し回数を算出している。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)

図 17-1 ピーク応力法による算出フロー

別紙 18 時刻歴加速度応答による等価繰返し回数算出の影響

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。)では時刻歴変位応答を用いることとなっているが、女川原子力発電所第 2 号機における等価繰返し回数算出においては時刻歴加速度応答を用いている。これは、1 質点系の変位時刻歴応答と時刻歴加速度応答はほぼ同じ波形となると考えられるためである。

本資料では、変位時刻歴応答より算出した等価繰返し回数と時刻歴加速度応答より算出した等価繰返し回数を比較し、等価繰返し回数算出において同等であることにより時刻歴加速度応答を用いる妥当性を説明する。

2. 比較結果

原子炉建屋地震応答解析モデルにおける、時刻歴変位応答より算出した等価繰返し回数と時刻歴加速度応答より算出した等価繰返し回数の比較を別表 18-1～別表 18-3 に示す。また、時刻歴加速度波形を別図 18-1 に、時刻歴変位波形を別図 18-2 に示す。この結果より、等価繰返し回数、時刻歴波形いずれも、同等の結果を示しており、等価繰返し回数の算出において、時刻歴加速度応答を用いることは問題ないと考える。

別表 18-2 時刻歴加速度応答及び時刻歴変位応答による等価繰返し回数
(原子炉建屋, NS 方向)

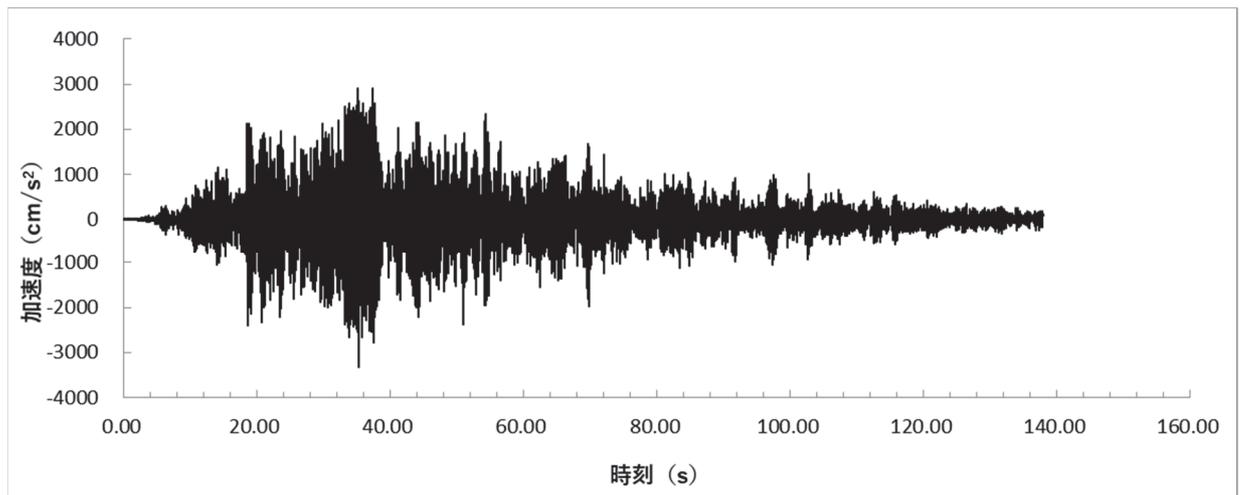
算出条件							等価繰返し回数	
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ等	O.P. (m)	質点*	加速度時刻歴	変位時刻歴
原子炉建屋 地震応答解 析モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	50.500	6		
						18		
					41.200	7		
						19		
					33.200	1		
						8		
						13		
						20		
						25		
					22.500	2		
						9		
						14		
						21		
						26		
					15.000	3		
						10		
						15		
						22		
						27		
					6.000	4		
						11		
						16		
						23		
						28		
					-0.800	5		
						12		
						17		
						24		
						29		
					-8.100	30		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

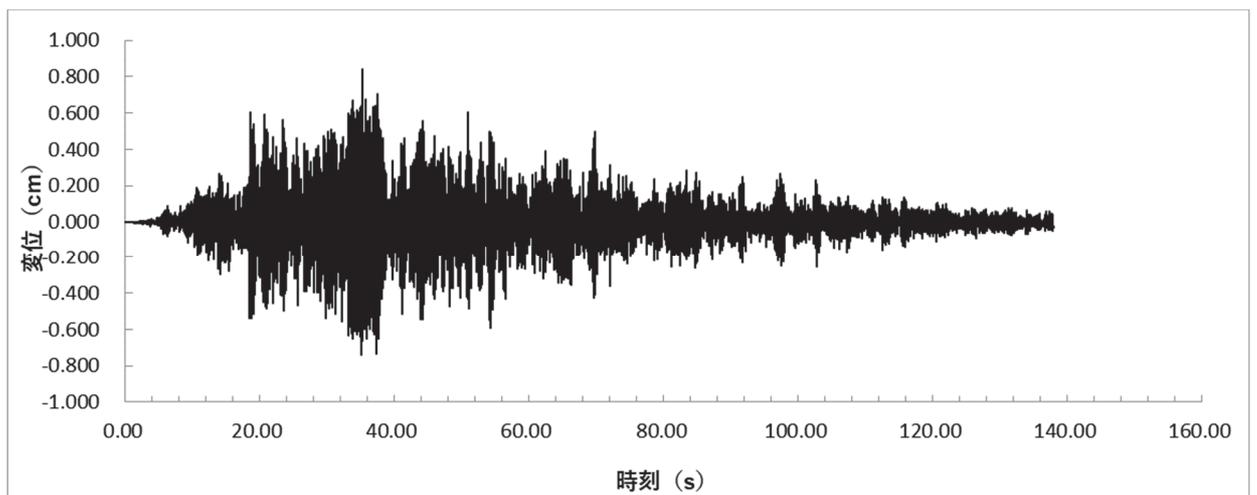
別表 18-3 時刻歴加速度応答及び時刻歴変位応答による等価繰返し回数
(原子炉建屋, UD 方向)

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等	0.P. (m)	質点*	加速度時刻歴	変位時刻歴
原子炉建屋 地震応答解 析モデル	S s - D 1	0.5	炭素鋼, 低 合金鋼およ び高張力鋼	基本ケース	48.725	4		
					41.200	5		
					33.200	6		
					22.500	7		
					15.000	8		
					6.000	9		
					-0.800	10		
					-8.100	11		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



別図 18-1 時刻歴加速度波形（原子炉建屋，質点 24，EW 方向，10Hz の例）



別図 18-2 時刻歴変位波形（原子炉建屋，質点 24，EW 方向，10Hz の例）

別紙 19 女川原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数の設定の保守性

1. はじめに

女川原子力発電所第 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 : 340 回， S_d : 590 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、女川原子力発電所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保守性（3. 参照）
- (2) 女川原子力発電所第 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保守性

本文 3. (2)にて説明している等価繰返し回数の算出に用いるパラメータについ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 19-1 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）、④-2 地震動（基準地震動 S_s の回数）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、いずれも女川原子力発電所第 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。

なお、④-2 地震動（基準地震動 S_s の回数）について、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機では、過去に経験した NCO を追加している。これに対し女川原子力発電所第 2 号機では、過去に経験した東北地方太平洋沖地震等（以下、「3.11/4.7 地震」という。）による疲労影響を詳細に分析した結果を踏まえ、機器・配管系の疲労評価を実施する場合の配慮として、疲労累積係数に 0.01 以上の余裕があることを確認することとしている（別紙 10 参照）。

別表 19-1 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	女川原子力発電所第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】 設備を有する床面(質点)(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】 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, 女川2号機は, 設備を有する床面(質点)(全床面(質点))または疲労評価値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, 女川2号機では, 設備を有する床面(質点)(全床面(質点))又は疲労評価値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-D1 (代表)	基準地震動S s (S s-D, 1.1, 1.2, 1.3, 1.4, 2.1, 2.2, 2.3)の全8波を考慮。 基準地震動S s1回分を考慮。	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, 女川2号機では基準地震動7波を用いた検討結果から, 代表性を確認した地震動を用いて検討を行っている。(本文表3-4参照)
④-2地震動(基準地震動S sの回数)	基準地震動S s1回分に加えて, 弾性設計用地震動S dを1/3倍した地震動5回分を考慮	基準地震動S s1回分を考慮。 弾性設計用地震動S dを1/3倍した地震動5回分を考慮	基準地震動S s1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回分を考慮	【東海第二】 東海第二では, 基準地震動S s1回分を考慮していることに対し, 女川2号機では, 米国の知見を参考に, 基準地震動S s1回分に加えて, 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。 【柏崎刈羽7号機】 柏崎刈羽7号機では, 米国の知見を参考に, 基準地震動S s1回分に加えて, 過去に経験したNCO及び弾性設計用地震動S dの1/3倍した地震動5回分を考慮している。女川2号機では, 米国の知見を参考に基準地震動S s1回分に加えて弾性設計用地震動S dの1/3倍した地震動5回分を考慮している。
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 d2回分を考慮	弾性設計用地震動S d2回分を考慮	基準地震動S s1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回分を考慮	【共通】 女川2号機では, 機器・配管系の疲労評価値を実施する場合の配慮として, 疲労累積係数に0.01以上の余裕があることを確認することとしている。(別紙10参照)
⑤減衰定数	0.5(%)	0.5, 1.0(%)	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5, 3.0, 4.0, 5.0(%)	【東海第二】 東海第二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, 女川2号機では疲労評価対象設備の減衰定数に対する検討結果から, 代表性を確認した減衰定数を用いて検討を行っている。(本文表3-5参照)
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等の考慮	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	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	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. 女川原子力発電所第2号機の地震動の特性を踏まえた保守性

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ものである。これに対し、女川原子力発電所第2号機では基準地震動 S_s が7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 $S_s - D1$ を代表として、一律に設定する等価繰返し回数 N_e を340回と定めている。また、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、許容繰返し回数 N_0 を算出するためのピーク応力を求める際にも、基準地震動 S_s 7波の耐震条件を包絡させた上で応力計算を実施しピーク応力を算出しているため、基準地震動 S_s 7波に対する最大のピーク応力であり、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は最小の値となる。

したがって、疲労累積係数 UF は、女川原子力発電所第2号機の地震動の特性を踏まえて、全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している。

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+地震及び地震による疲労累積係数 UF が最大となり疲労評価が最も厳しい疲労評価対象設備である N6 ノズルを代表として検討する。**N6 ノズルの基準地震 S_s に対する疲労評価結果を表 19-2 に示す。**

表 19-2 疲労累積係数が最大となる N6 ノズルの疲労評価結果
(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	N6 ノズル	340 回	$U+U_{S_s}$ 0.871 (U_{S_s} 0.870)
地震で最大のケース	N6 ノズル		U_{S_s} 0.870

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 N6 ノズルについて、個別に設定する等価繰返し回数を設定し、疲労累積係数 UF の再計算を行った結果を表 19-3 に示す。

表 19-3 N6 ノズルに個別に設定する等価繰返し回数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	N6 ノズル	167 回	$U+U_{S_s}$ 0.428 (U_{S_s} 0.427)
地震で最大のケース	N6 ノズル		U_{S_s} 0.427

注：疲労累積係数 UF の再計算は、再計算前の疲労累積係数 UF に対し、個別に設定する回数 167 回と一律に設定する等価繰返し回数 340 回の比率を乗じて算出した。

表 19-2 及び表 19-3 に示す通り，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と場合の方が許容値（0.99）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

女川原子力発電所第 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，先行プラントのパラメータと比べて同等又はより保守的に設定していることを確認した。

また，疲労累積係数 UF は，女川原子力発電所第 2 号機の地震動の特性を踏まえて，全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していることを確認した。

加えて，今回工認において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。

以上より，女川原子力発電所第 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。