

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0
提出年月日	2020年11月6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】

2020年11月

東北電力株式会社

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について.....	5
(1) 算出方法.....	5
(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.....	13
(3) 算出結果.....	19
(4) 結果まとめ.....	20
4. 個別に設定する等価繰返し回数について	
5. まとめ.....	21

別紙	
1. 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果	
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	
3. 等価繰返し回数の算出質点	

補足 1 ピーク応力の算出方法について	
補足 2 疲労評価の対象設備及び部位毎のピーク応力	
補足 3 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について	
補足 4 等価繰返し回数の算出に用いる地震動の考え方について	
補足 5 ピーク応力法における各ピークのサイクル数の求め方	
補足 6 ピーク応力の大きさと等価繰返し回数の関係について	
補足 7 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	
補足 8 弾性設計用地震動 S_d による疲労評価の省略について	
補足 9 等価繰返し回数算出プログラムについて	
補足 10 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	

: 今回提出範囲

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(以下「J E A G 4 6 0 1」という。)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 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。

注記*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。

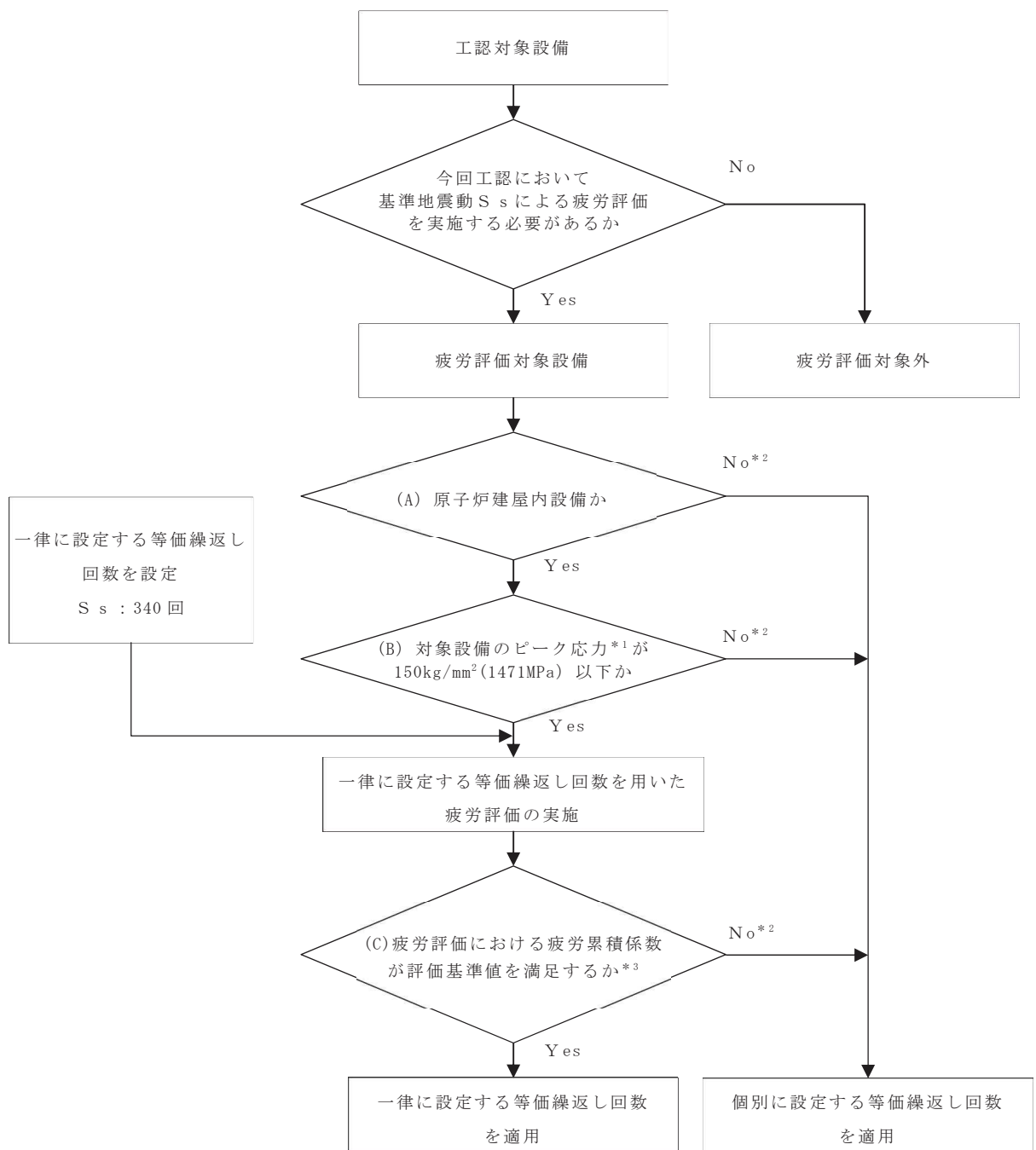
ここで、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の疲労評価に用いる等価繰返し回数について、一律に設定する値又は個別に設定する値の使い分けの考え方を記載するとともに、使い分けのフローを図 2-1 及び図 2-2 に示す。なお、疲労評価対象設備は、工認耐震計算書対象とする設備・部位のうち、疲労評価を実施するものとしている。

(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(補足 1 参照)が $150\text{kg/mm}^2(1471\text{MPa})$ 以下となる場合とし、 $150\text{kg/mm}^2(1471\text{MPa})$ 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、 $150\text{kg/mm}^2(1471\text{MPa})$ 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))

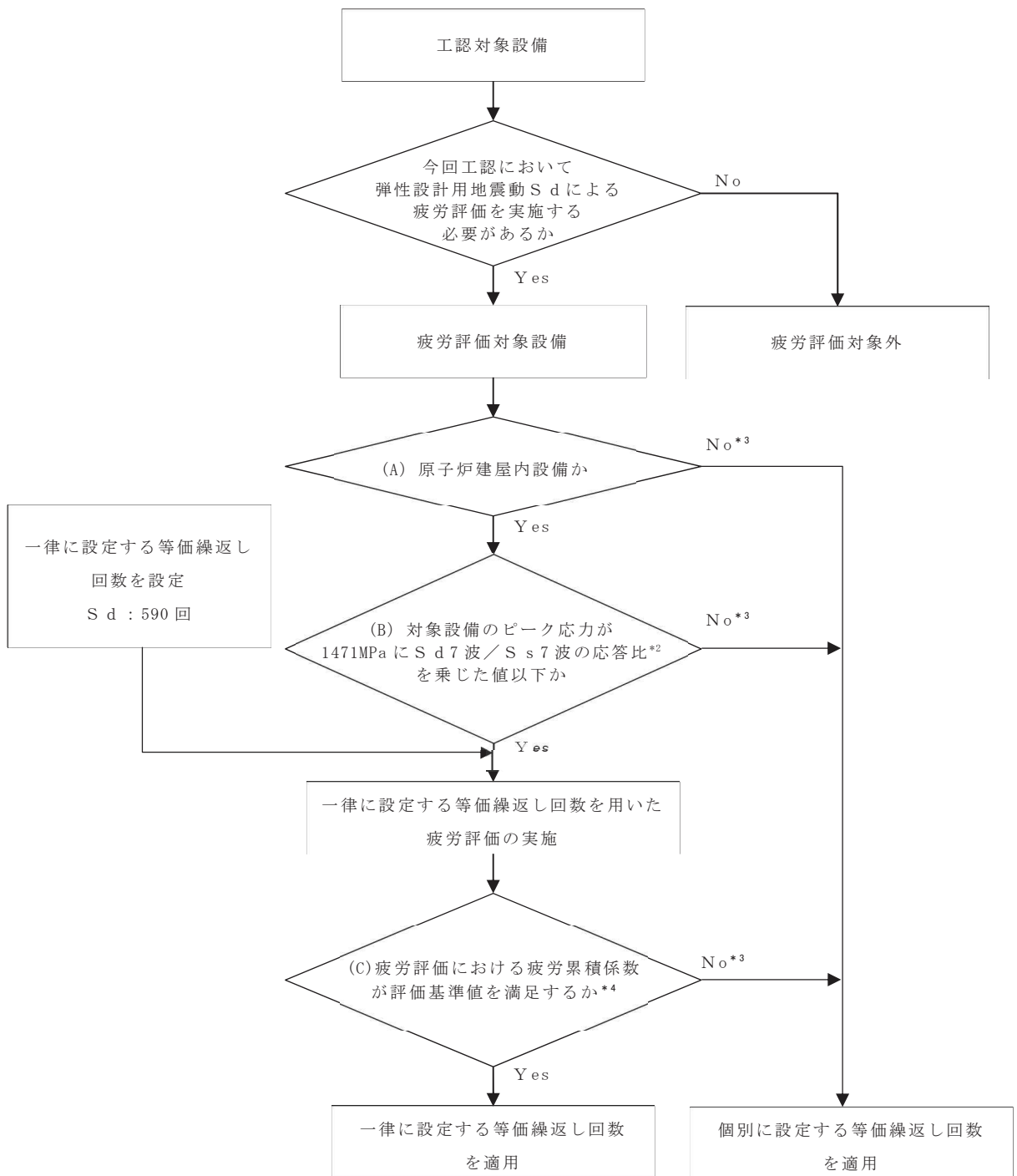


注記*1：疲労評価対象設備のピーク応力は、補足2参照。

*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。(補足3参照)

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、補足2参照。

*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。

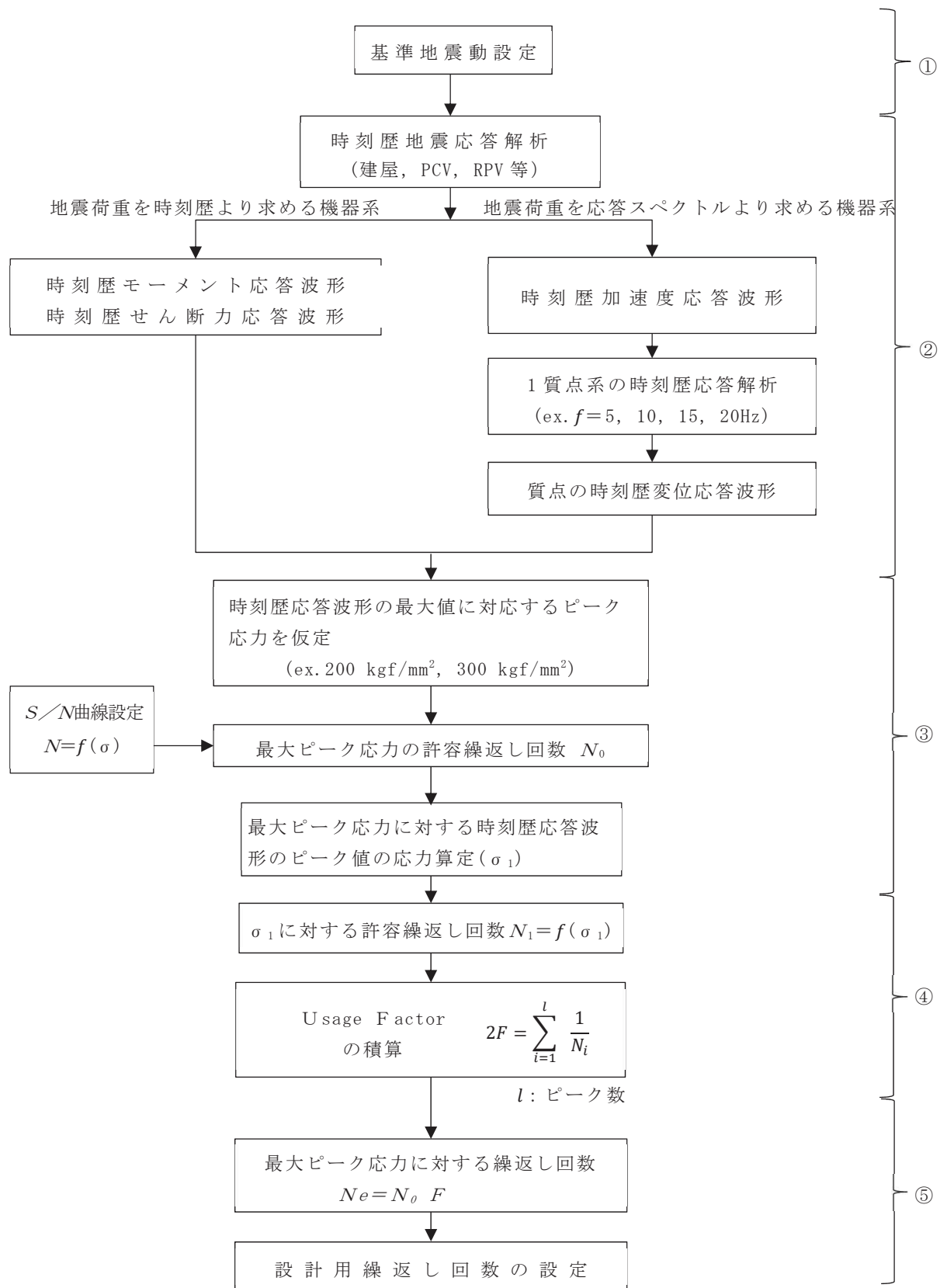
*4：東北地方太平洋沖地震等の地震による設備への疲労影響は、十分に小さいことを確認しているが、評価基準値に対して余裕があることにも留意する。(補足3参照)

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について

(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 記載のピーク応力法による算出フロー(図 3-1, 以下「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 p576 に加筆)

図 3-1 ピーク応力法による算出フロー

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 (N U R E G -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。(補足 4 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

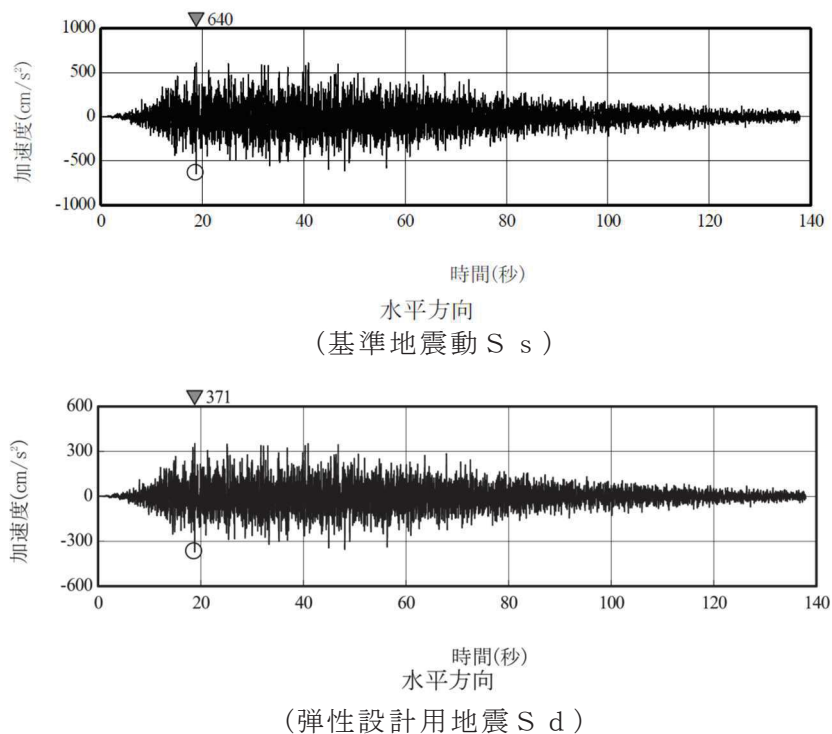


図 3-2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震 S_d
($S_s - D 1$ 及び $S_d - D 1$, 水平方向)

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。

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-機器連成解析)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 4 6 0 1 のフローは、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、位相が異なるのみで同じ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。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。

【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。

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)}

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)})

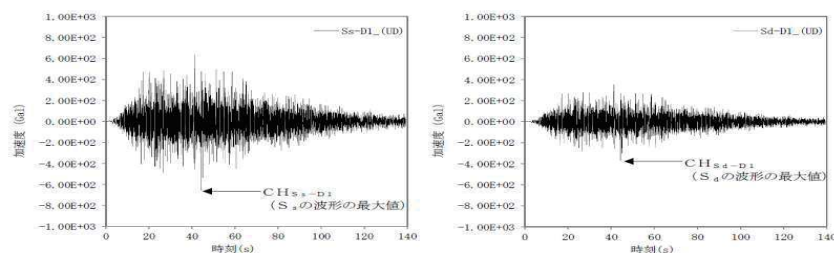
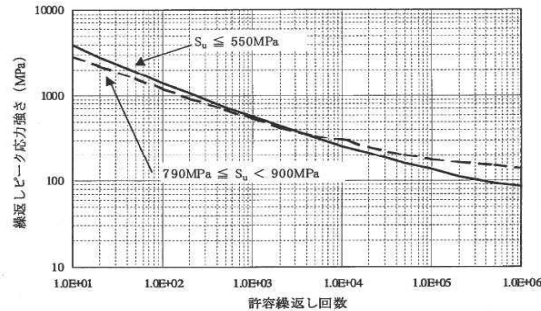


図 3-3 時刻歴加速度応答波形の最大値の例

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(補足 5 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

⑤ 等価繰返し回数 N_e の算出

フロー④で算出した UF と、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。

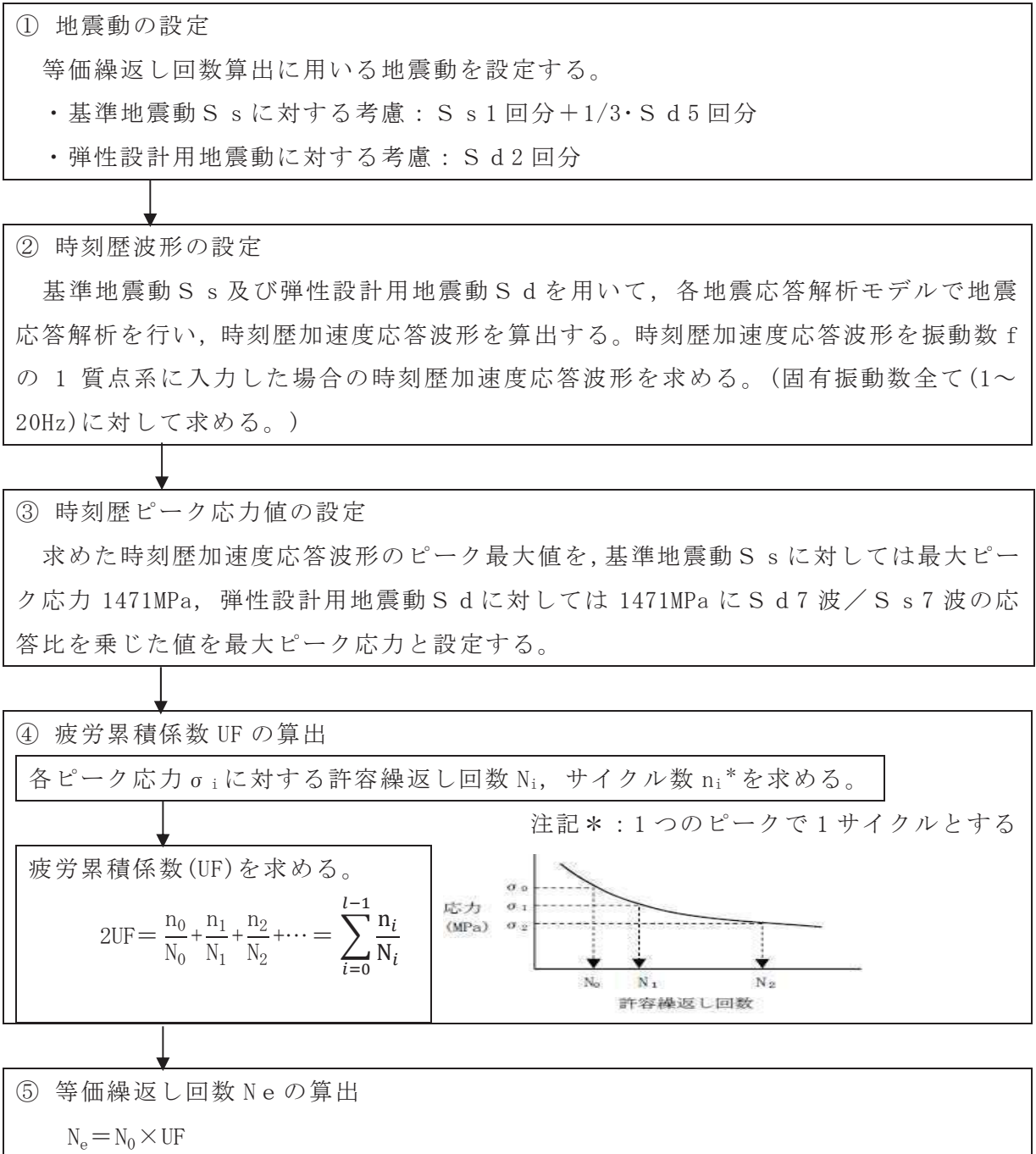


図 3-5 等価繰返し回数の算出方法

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

		昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書(標準化報告書)		女川原子力発電所第 2 号機	
		原子炉圧力容器スカート		建設時 今回工認	
		第一種配管		一律に設定する 等価繰返し回数	
対象設備		時刻歴解析より算定された算出方法(J E A G 4 6 0 1 における左側のフロー)	時刻歴解析より算定された算出方法(J E A G 4 6 0 1 における右側のフロー)	原子炉格納容器	原子炉建屋に 設置された設備
算出方法		時刻歴解析より算定された算出方法(J E A G 4 6 0 1 における左側のフロー)	時刻歴解析より算定された算出方法(J E A G 4 6 0 1 における右側のフロー)	時刻歴解析より算定された算出方法(J E A G 4 6 0 1 における左側のフロー)	時刻歴解析より算定された算出方法(J E A G 4 6 0 1 における右側のフロー)
回数算出に 用いる応答 時刻歴波	波形	時刻歴モーメント波形	変位応答時刻歴波形	加速度応答時刻歴波形	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)	代表設備の最大ピーク応力を安全側に設定(300kg/mm ²)	51kg/mm ² (原子炉格納容器の 1 次 + 2 次応力のⅢ _{AS} 及びⅣ _{AS} の許容応力(3S))	S _s : 150kg/mm ² (1471MPa) S _d : 150kg/mm ² (1471MPa) × S _{d7} 波 / S _{s7} 波の応答比
対象建屋・床		代表設備の設置床面	同左	代表質点 原子炉格納容器	原子炉建屋モデル： 設備を有する床面(質点) 建屋-大型機器連成解析モデル：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定	設備の固有周期でなく、 全固有周期	建屋-大型機器連成解析モデルの時刻歴解析結果より直接算定	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	時刻歴解析を実施するため、地震応答解析モデルで算定	0.5%
設計用疲労線図		代表設備材料の線図を使用	同左	炭素鋼の設計疲労線図を使用	同左
各方向の算出結果の組合せ		報告書に言及なし	同左	なし (NS・EW・UDの3方向のうち最大となる値)	同左
材料物性の不確かさ等の考慮		あり	報告書に言及なし	なし	あり (建屋初期剛性、地盤物性)

(2) 一律に設定する等価繰返し回数の算出パラメータの設定の考え方

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

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

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(補足 6 でその傾向の計算例を示す)。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。

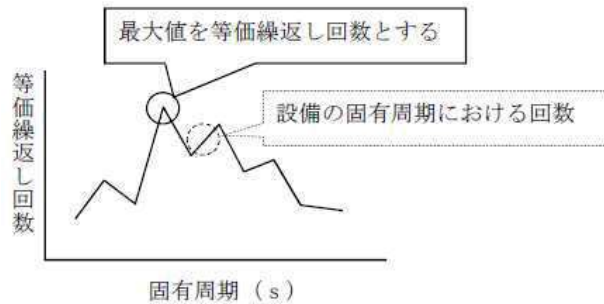
また、弾性設計用地震動 S_d に対して用いるピーク応力は、1471MPa に S_d 7 波 / S_s 7 波の応答比を乗じた値とし、疲労評価対象設備がそれを超える場合は個別に等価繰返し回数を設定する。

注記* : 「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する報告書」での整理。

現在用いられている材料において RPV 本体の材料である SQV2A 及び SFVV3 の一次+二次応力に対する許容値が最も高く、その値は $3 S_m = 56.4 \text{kg/mm}^2$ となる。応力集中係数の最大値 5 とすればピーク応力の値としては片振幅に対して、 $56.4 \times 5 \div 2 = 141 \text{kg/mm}^2$ となることから、最大ピーク応力としては、150kg/mm² まで考慮すれば十分としている。

b. 固有周期

今回工認では、全周期帯(0.05s~1.00s)で算出し、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、算出した等価繰返し回数のうち最大の等価繰返し回数を用いる。実際の設備は、特定の固有周期を有していることから、当該疲労評価対象設備の等価繰返し回数は、実際にそれ以下の回数となり、安全側の設定となる。



c. 対象床面(質点)

等価繰返し回数を算出する床面(質点)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)及び添付書類「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)とし、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 s 7波及び弾性設計用地震動はS d 7波がある。

各基準地震動S sの疲労評価に用いる等価繰返し回数については、表3-2に示す通り、S s-D 1による等価繰返し回数が最も多く算出される結果となっている。これは、等価繰返し回数の算出パラメータを同一条件とした場合、最も主要動の継続時間が長い地震動が支配的となることを示している(図3-6~図3-12参照)。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、最も主要動の継続時間が長いS s-D 1及びS d-D 1の地震動を用いる。

表 3-2 各基準地震動 S s に対する等価繰返し回数の比較

(地震応答解析モデル：原子炉建屋モデル，減衰:0.5%，設計疲労線図:炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，材料物性の不確かさ等：基本ケース)

地震動	S s - D 1	S s - D 2	S s - D 3	S s - F 1	S s - F 2	S s - F 3	S s - N 1
等価繰返し回数							

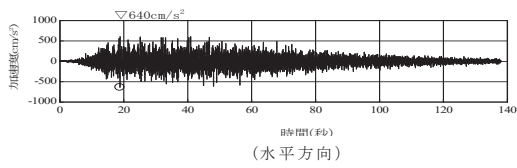


図 3-6 基準地震動 S s - D 1 の加速度時刻歴

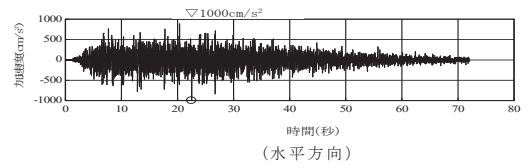
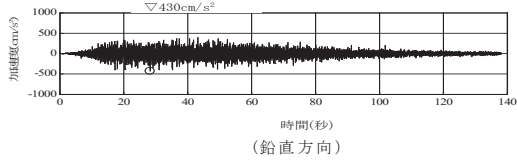


図 3-7 基準地震動 S s - D 2 の加速度時刻歴

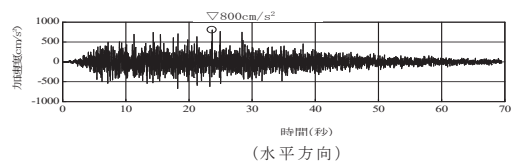
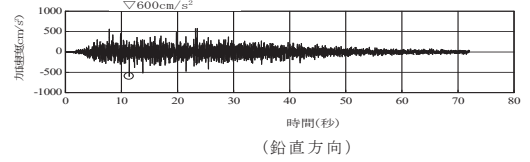


図 3-8 基準地震動 S s - D 3 の加速度時刻歴

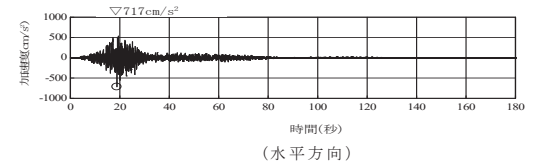
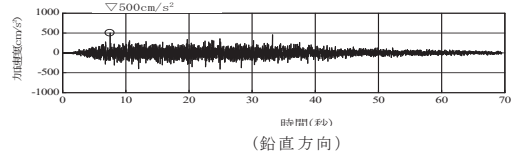


図 3-9 基準地震動 S s - F 1 の加速度時刻歴

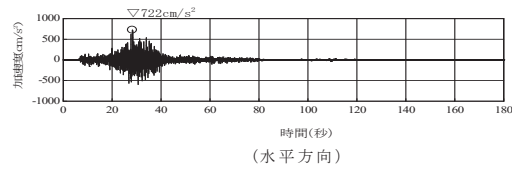
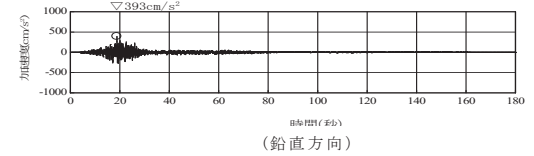


図 3-10 基準地震動 S s - F 2 の加速度時刻歴

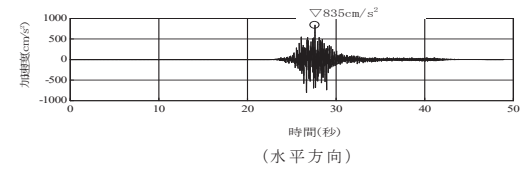
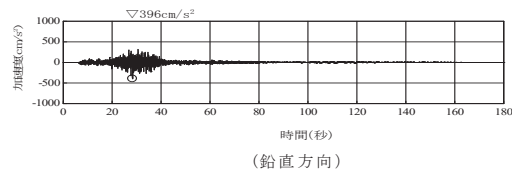


図 3-11 基準地震動 S s - F 3 の加速度時刻歴

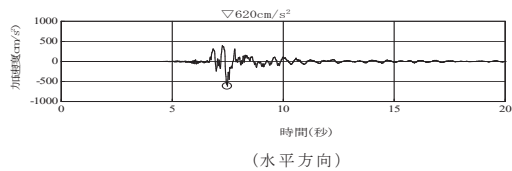
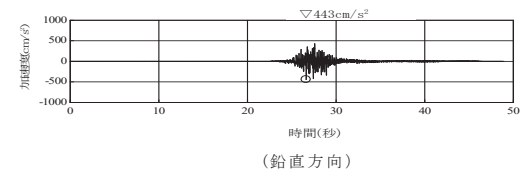
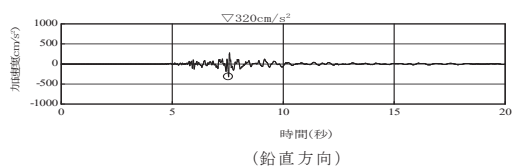


図 3-12 基準地震動 S s - N 1 の加速度時刻歴



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、等価繰返し回数の算出パラメータを同一条件とし、機器・配管系の評価によく用いられる 6 ケースに対する等価繰返し回数の算出結果は、表 3-3 に示す通り、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。

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 3-3 各減衰定数に対する等価繰返し回数の比較

(原子炉建屋モデル，地震動：S s - D 1，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，材料物性の不確かさ等：基本ケース)

減衰定数	0.5%	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%
等価繰返し回数						

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」の設計用疲労線図を用いて、等価繰返し回数の算出パラメータを同一条件とした等価繰返し回数の算出結果を表 3-4 に示す。表 3-4 の通り「炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼」の方が「オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金」よりも等価繰返し回数が大きく算出されるため、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、「炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼」を用いる。

表 3-4 各設計疲労線図に対する等価繰返し回数の比較

(原子炉建屋モデル，地震動：S s - D 1，減衰：0.5%，材料物性の不確かさ等：基本ケース)

設計疲労線図	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
等価繰返し回数		

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モデル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 3-13 に示す。

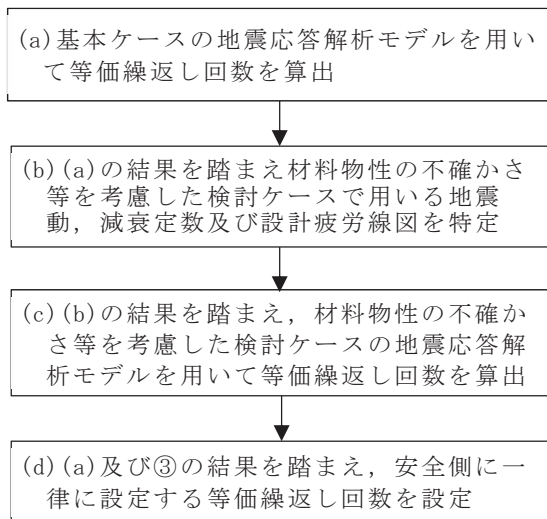


図 3-13 一律に設定する等価繰返し回数設定に対する材料物性の不確かさ等の考慮フロー

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等を考慮した等価繰返し回数の算出結果を表 3-5 に示す(補足 7 参照)。表 3-5 の通り、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への影響は 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、「ケース 1」(以下、「基本ケース」という。)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 3-5 材料物性の不確かさ等を考慮した等価繰返し回数
(原子炉建屋モデル, 地震動: S s - D 1, 減衰: 0.5%,
設計疲労線図: 炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼)

検討ケース*	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
等価繰返し回数						
基本ケースに対する比率						

注記*: 検討ケースの内容は表 3-6 参照。

表 3-6 原子炉建屋地震応答解析モデルにおける材料物性の不確かさを考慮した検討ケース

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	3.11 地震 シミュレーション	表層上部非線形非線形 表層下部 Vs 900m/s	標準地盤
ケース 2	同上	表層上部非線形非線形 表層下部 Vs 900+100m/s	標準地盤+ σ
ケース 3	同上	表層上部非線形非線形 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	表層上部非線形非線形 表層下部 Vs 900m/s	標準地盤
ケース 5	同上	表層上部非線形非線形 表層下部 Vs 900+100m/s	標準地盤+ σ
ケース 6	同上	表層上部非線形非線形 表層下部 Vs 900-100m/s	標準地盤- σ

(3) 算出結果

(2)で整理した算出パラメータを用いて、各地震応答解析モデルに対する等価繰返し回数を算出した結果を表 3-7 及び表 3-8 に示す。また、詳細内訳及び算出質点を別紙に示す。

算出の結果、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。

表 3-7 基準地震動 S_s に対する各地震応答解析モデルの最大等価繰返し回数

地震応答解析モデル	算出条件				方向別最大回数		最大回数
	地震動	減衰定数 (%)	材料疲労線図	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	<input type="text"/>	
					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 3-8 弾性設計用地震動 S_d に対する各地震応答解析モデルの最大等価繰返し回数

地震応答解析モデル	算出条件				方向別最大回数		最大回数
	地震動	減衰定数 (%)	材料疲労線図	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	<input type="text"/>	
					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		

(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。
- ・原子炉建屋モデル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モデル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。

5. 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. 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果
 - (1) 大型機器系地震応答解析モデル
 - (2) 炉内構造物系地震応答解析モデル
 - (3) 原子炉建屋地震応答解析モデル

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
 - (1) 大型機器系地震応答解析モデル
 - (2) 炉内構造物系地震応答解析モデル
 - (3) 原子炉建屋地震応答解析モデル

3. 等価繰返し回数の算出質点
 - (1) 大型機器系地震応答解析モデル
 - (2) 炉内構造物系地震応答解析モデル
 - (3) 原子炉建屋地震応答解析モデル

1. 基準地震動 S_s に対する等価繰返し回数算出結果

(1) 大型機器系地震応答解析モデル

別表 1-1 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結果

(減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，

材料物性の不確かさ等：基本ケース) (1/2)

解析モデル	質点*	$S_s - D1+1/3 S_d - D1 \times 5$ 回		
		EW	NS	UD
大型機器系 地震応答解析 モデル	4			
	5			
	6			
	7			
	8			
	9			
	10			
	11			
	12			
	13			
	14			
	15			
	16			
	17			
	18			
	19			
	20			
	21			
	22			
	23			
	24			
	25			
	26			
	27			
	28			
	29			
	30			

別表 1-1 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース) (2/2)

解析モデル	質点*	S s - D 1+1/3 S d - D 1×5 回		
		EW	NS	UD
大型機器系 地震応答解析 モデル	31			
	32			
	33			
	34			
	35			
	36			
	37			
	38			
	39			
	40			
	41			
	64(EW) , 62(NS)			

注記*：質点位置は別図 3-1，別図 3-2 及び別図 3-3 参照。

(2) 炉内構造物系地震応答解析モデル

別表 1-2 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース)

解析モデル	質点*	S _s - D1+1/3 S _d - D1×5 回		
		EW	NS	UD
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	15			
	20			
	26			
	32			
	33			
	38			
	39			
	42			
	43			
	46			
	47			
	48			
	49			
	50			
	54			
	55			
	31			
	36			
	44			
	51			
	56			
59				
60				
61				

注記*：質点位置は別図 3-4，別図 3-5 及び別図 3-6 参照。

(3) 原子炉建屋地震応答解析モデル

別表 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース) (1/2)

解析モデル	質点*	S _s - D1+1/3 S _d - D1×5 回		
		EW	NS	UD
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	1			
	2			
	3			
	4			
	5			
	6			
	7			
	8			
	9			
	10			
	11			
	12			
	13			
	14			
	15			
	16			
	17			
	18			
	19			
	20			
	21			
	22			
	23			
	24			
	25			

別表 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース) (2/2)

解析モデル	質点*	S s - D 1+1/3 S d - D 1×5 回		
		EW	NS	UD
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	26			
	27			
	28			
	29			
	30			
	31			
	32			
	33			

注記*：質点位置は別図 3-7，別図 3-8 及び別図 3-9 参照。

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

(1) 大型機器系地震応答解析モデル

別表 2-1 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結果

(減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，

材料物性の不確かさ等：基本ケース) (1/2)

解析 モデル	質点*	S d - D 1 × 2 回		
		EW	NS	UD
大型機器系 地震応答解析 モデル	4			
	5			
	6			
	7			
	8			
	9			
	10			
	11			
	12			
	13			
	14			
	15			
	16			
	17			
	18			
	19			
	20			
	21			
	22			
	23			
	24			
	25			

別表 2-1 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース) (2/2)

解析 モデル	質点*	S d - D 1×2 回		
		EW	NS	UD
大型機器系 地震応答解析 モデル	26			
	27			
	28			
	29			
	30			
	31			
	32			
	33			
	34			
	35			
	36			
	37			
	38			
	39			
	40			
	41			

注記*：質点位置は別図 3-1，別図 3-2 及び別図 3-3 参照。

(2) 炉内構造物系地震応答解析モデル

別表 2-2 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース)

解析 モデル	質点*	S d - D 1×2 回		
		EW	NS	UD
炉内構造物系 地震応答解析 モデル	15			
	20			
	26			
	32			
	33			
	38			
	39			
	42			
	43			
	46			
	47			
	48			
	49			
	50			
	54			
	55			
	31			
	36			
	44			
	51			
56				
59				
60				
61				

注記*：質点位置は別図 3-4，別図 3-5 及び別図 3-6 参照。

(3) 原子炉建屋地震応答解析モデル

別表 2-3 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース) (1/2)

解析 モデル	質点*	S d - D 1×2 回		
		EW	NS	UD
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	1			
	2			
	3			
	4			
	5			
	6			
	7			
	8			
	9			
	10			
	11			
	12			
	13			
	14			
	15			
	16			
	17			
	18			
	19			
	20			
	21			
	22			
	23			
	24			
	25			

別表 2-3 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結果
 (減衰：0.5%，設計疲労線図：炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼，
 材料物性の不確かさ等：基本ケース) (2/2)

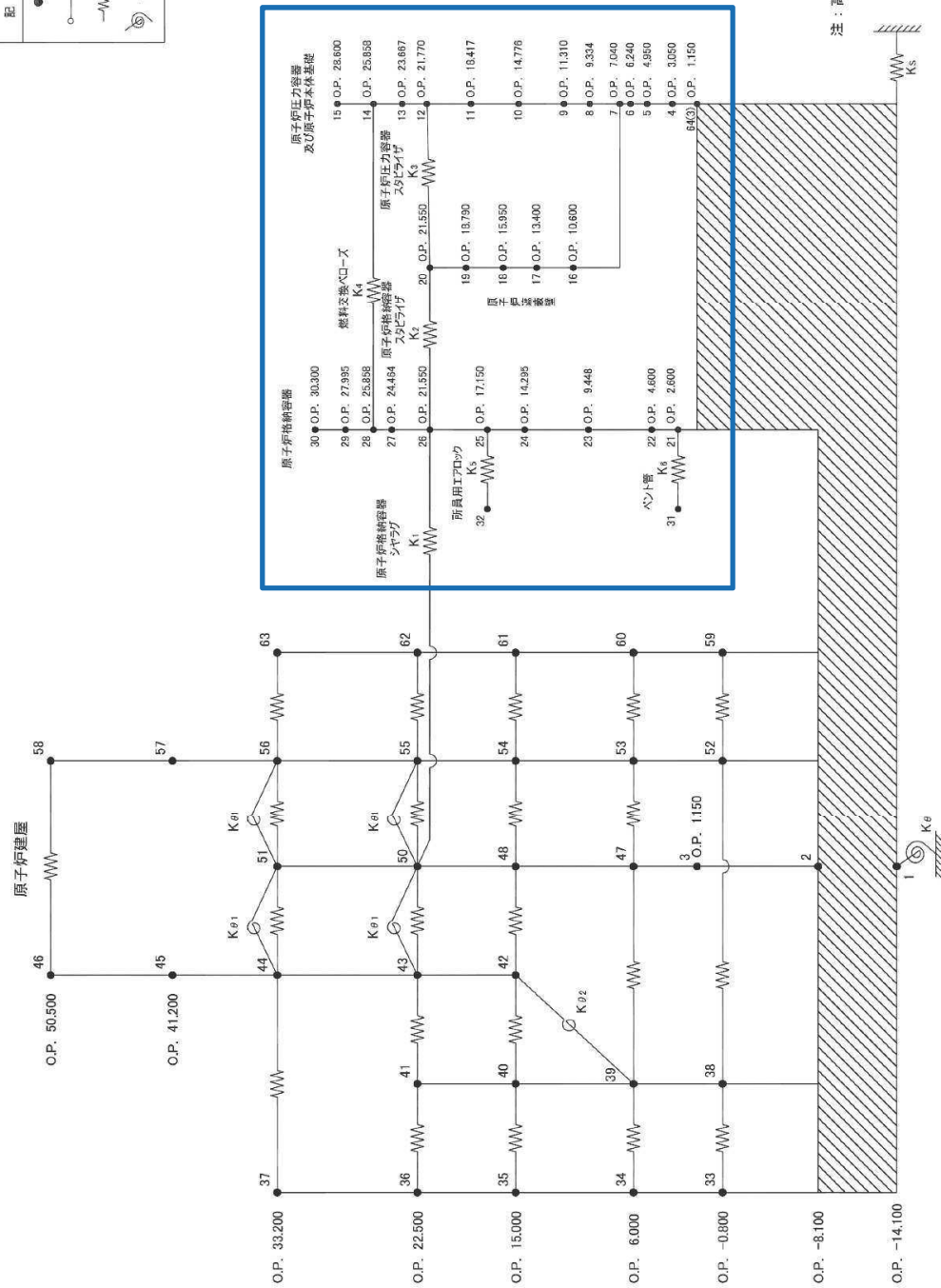
解析 モデル	質点*	S d - D 1×2 回		
		EW	NS	UD
原子炉建屋 地震応答解析 モデル	26			
	27			
	28			
	29			
	30			
	31			
	32			
	33			

注記*：質点位置は別図 3-7，別図 3-8 及び別図 3-9 参照。

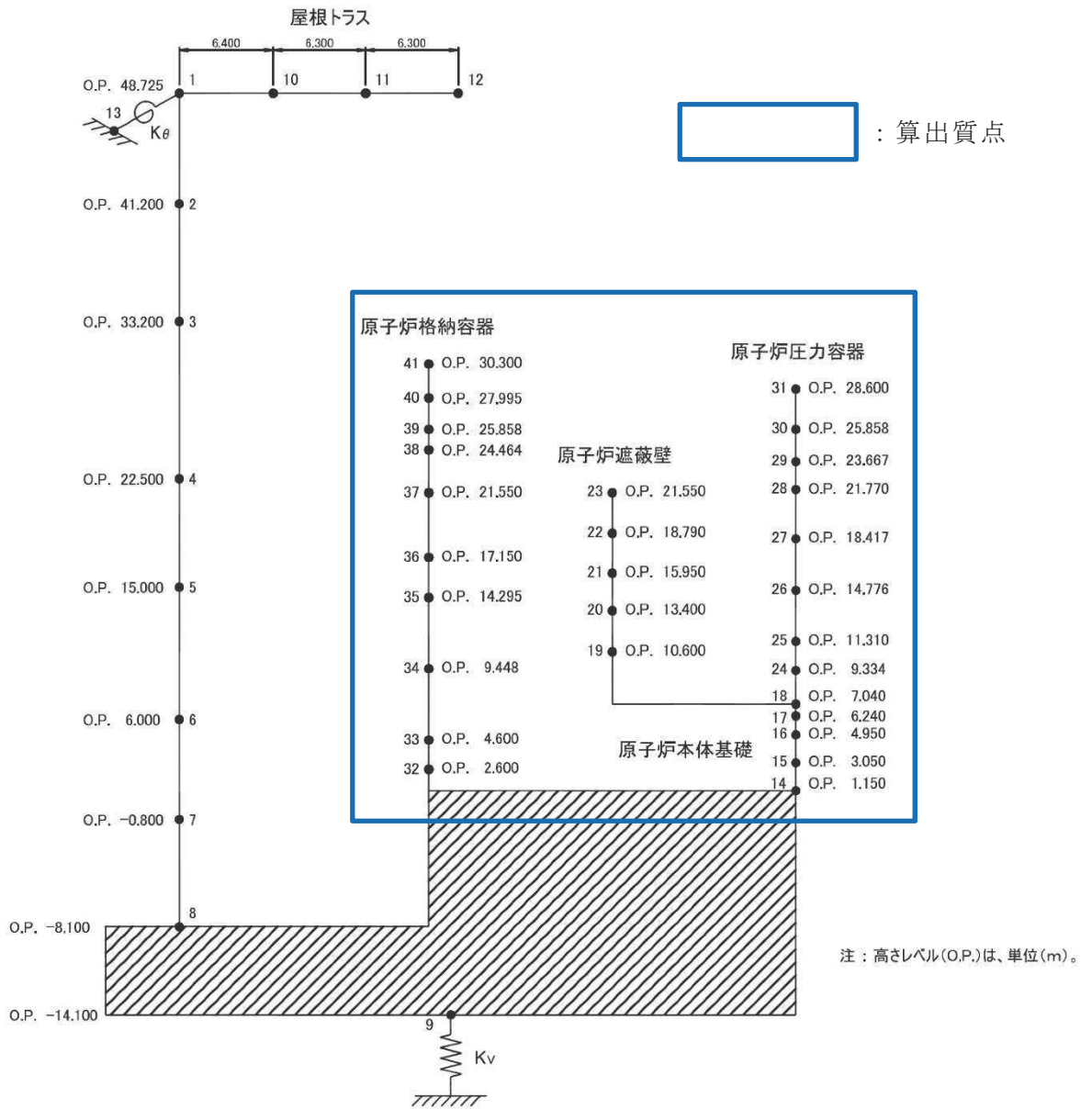
3. 等価繰返し回数の算出質点

(1) 大型機器系地震応答解析モデル

記号	内容
●	質点
○	剛部材 (ヒンジ結合)
— — —	水平ばね
⊖	回転ばね



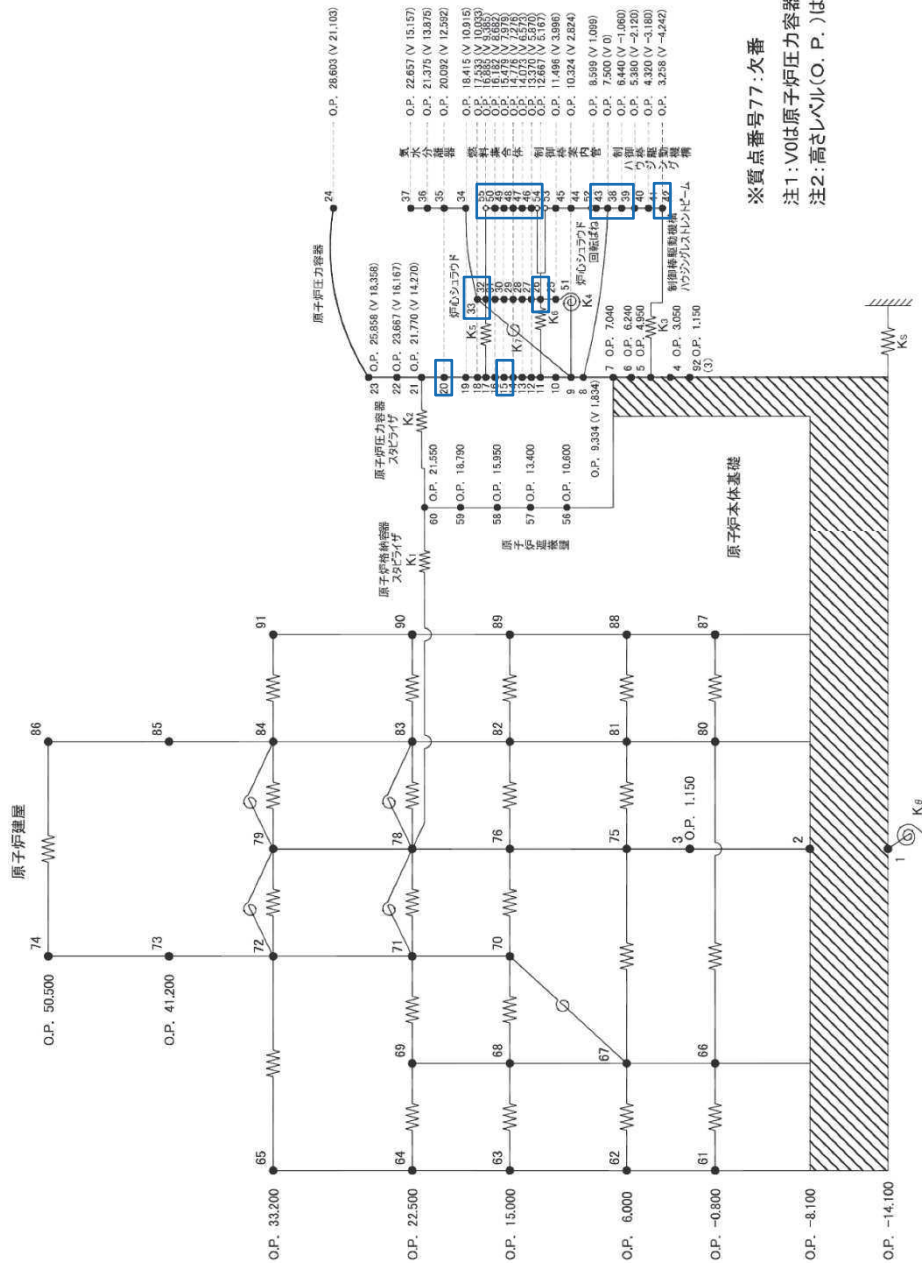
別図 3-1 大型機器系地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出質点 (水平方向(EW))



別図 3-3 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質点
(鉛直方向(UD))

(2) 炉内構造物系地震応答解析モデル

: 算出質点

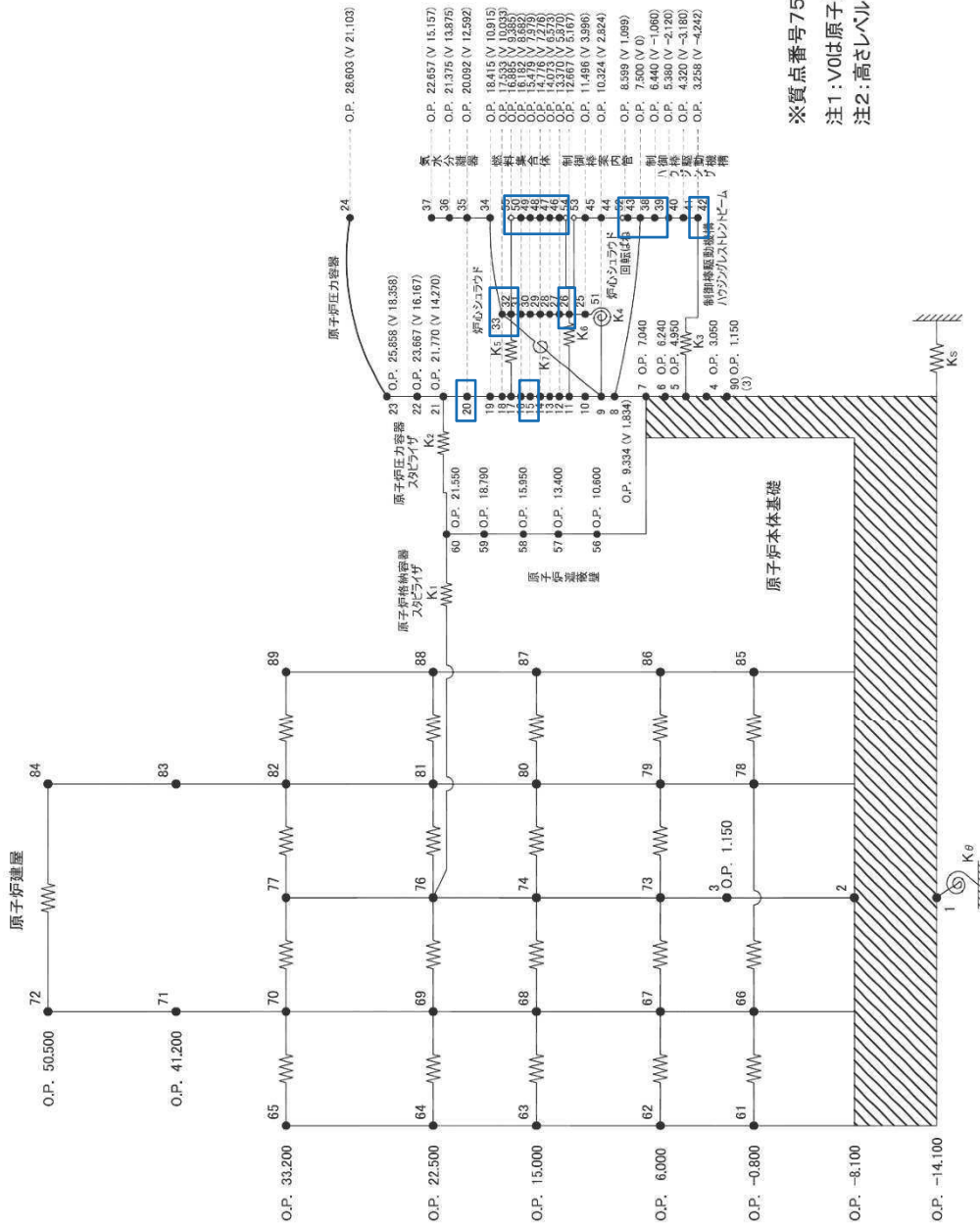


※質点番号77: 次番

注1: V0は原子炉圧力容器零レベル(単位:m)を示す。

注2: 高さレベル(O. P.)は、単位(m)。

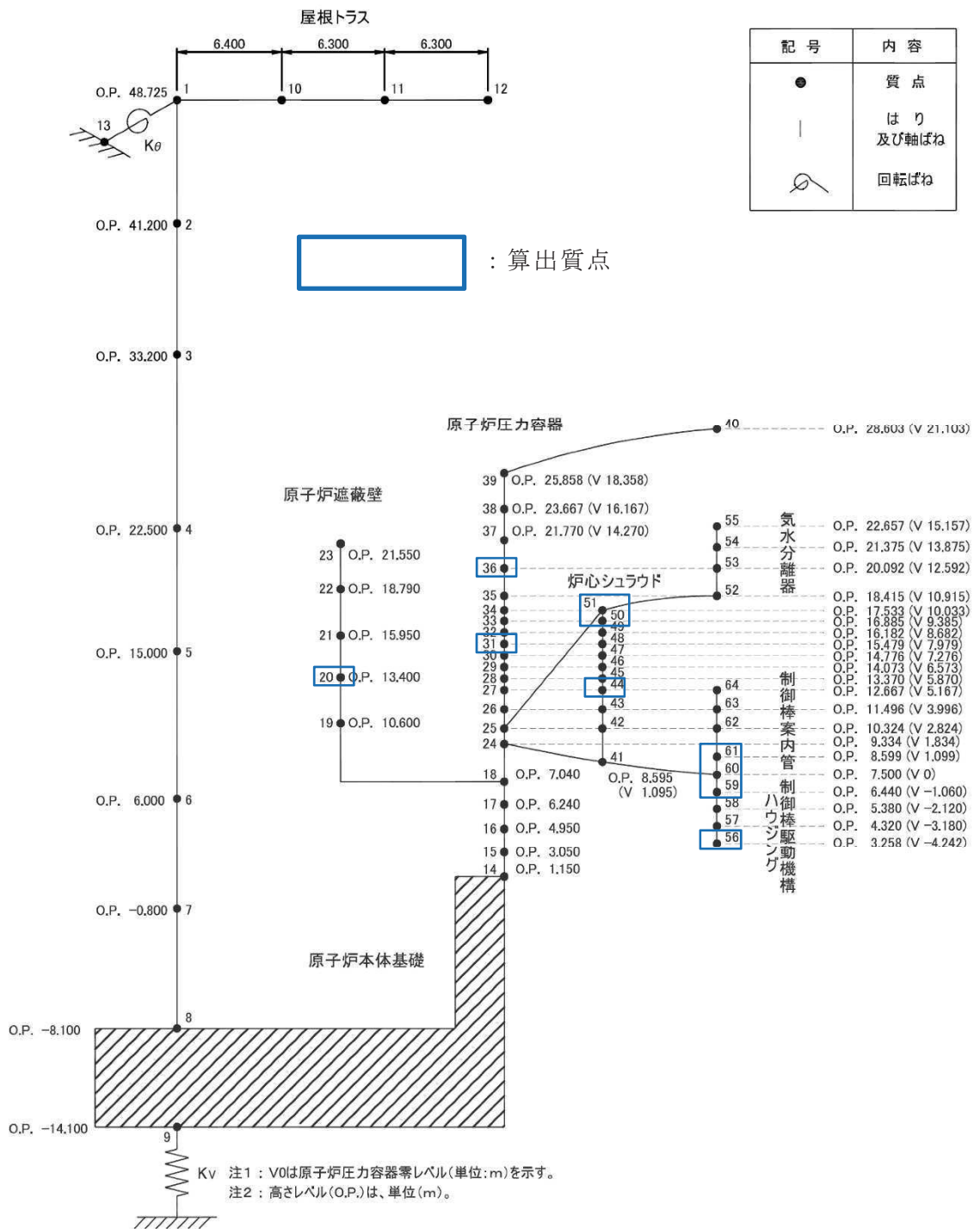
別図 3-4 炉内構造物系地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出質点 (水平方向(EW))



：算出質点

※質点番号75:欠番
 注1:V0は原子炉圧力容器零レベル(単位:m)を示す。
 注2:高さレベル(O. P.)は、単位(m)。

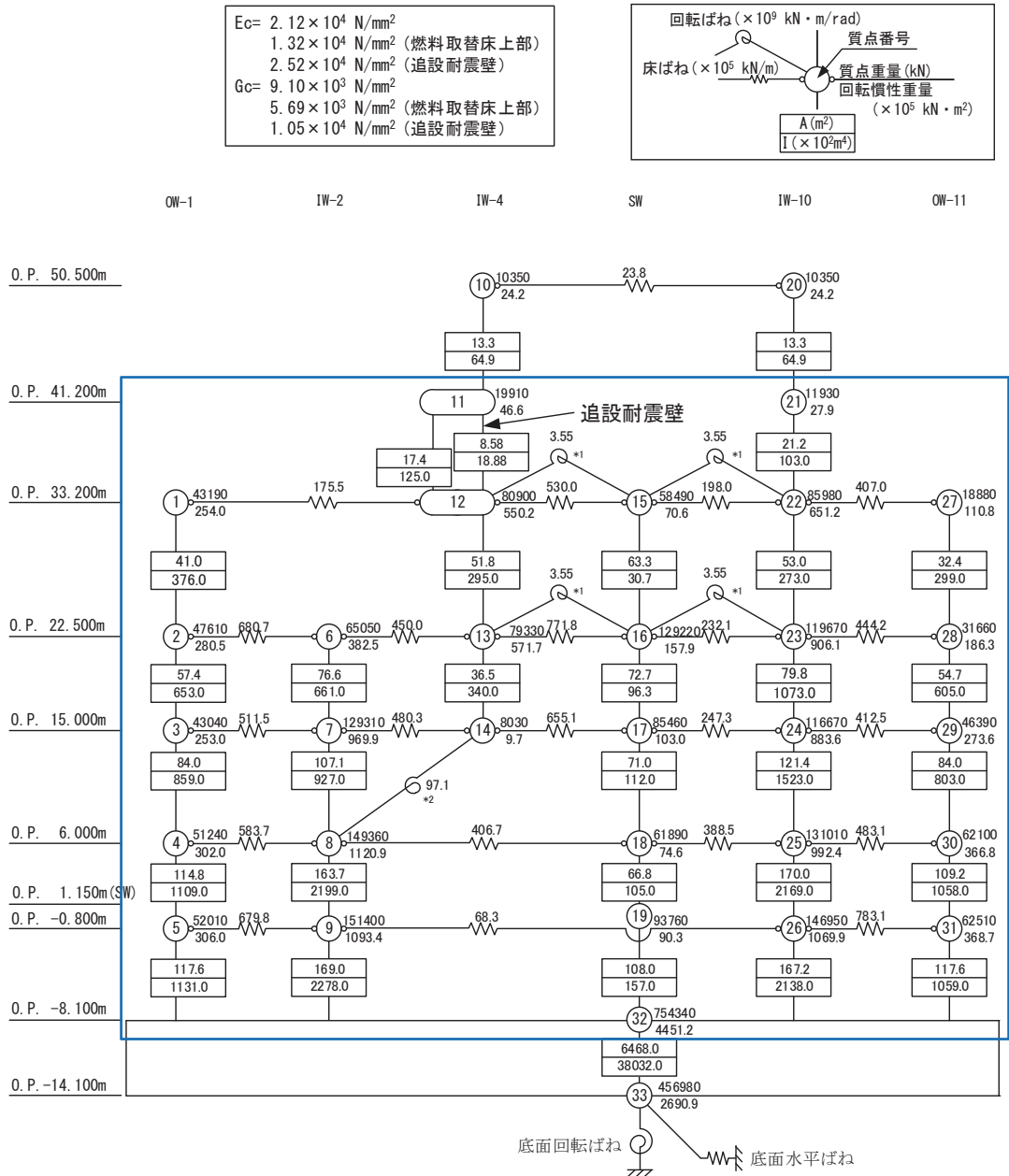
別図 3-5 炉内構造物系地震応答解析モデルの等価線返し回数の算出質点 (水平方向(NS))



別図 3-6 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質点 (鉛直方向 (UD))

(3) 原子炉建屋地震応答解析モデル

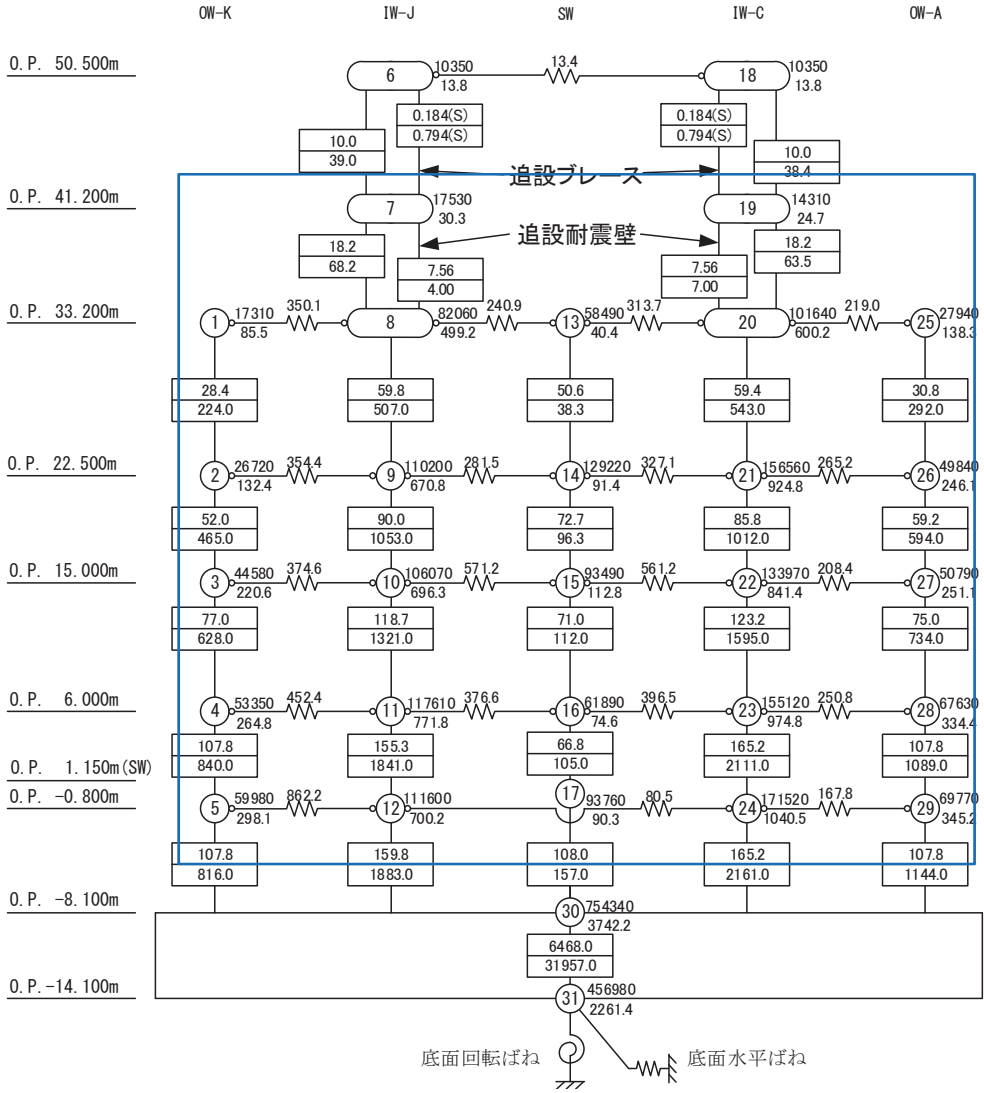
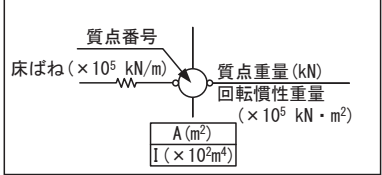
: 算出質点



別図 3-7 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質点 (水平方向(EW))

: 算出質点

- $E_c = 1.99 \times 10^4$ 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 3-8 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質点 (水平方向 (NS))

: 算出質点

$E_c = 2.65 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$
 $G_c = 1.14 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$

トラス部の断面性能 (As, I) はRC等価な値にて与える

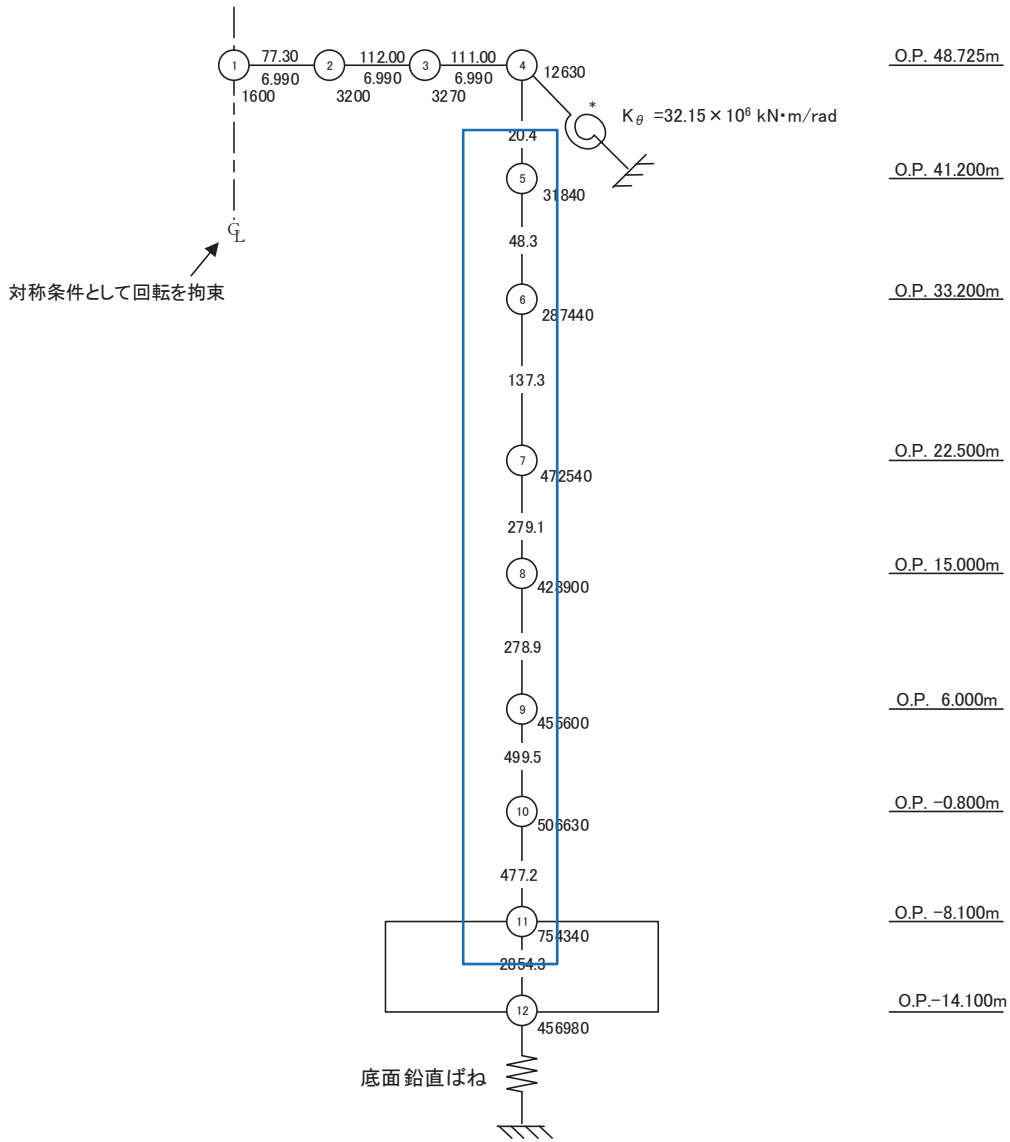
せん断面積 ($\times 10^{-2} \text{ m}^2$)

断面二次モーメント (m^4)

質点番号

質点重量 (kN)

軸ばね ($\times 10^7 \text{ kN/m}$)



別図 3-9 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質点 (鉛直方向 (UD))

(補足)

補足 1 ピーク応力の算出方法について

補足 2 疲労評価の対象設備及び部位毎のピーク応力

補足 3 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について

補足 4 等価繰返し回数の算出に用いる地震動の考え方について

補足 5 ピーク応力法における各ピークのサイクル数の求め方

補足 6 ピーク応力の大きさと等価繰返し回数の関係について

補足 7 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

補足 8 弾性設計用地震動 S_d による疲労評価の省略について

補足 9 等価繰返し回数算出プログラムについて

補足 10 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

ピーク応力の算出方法について

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

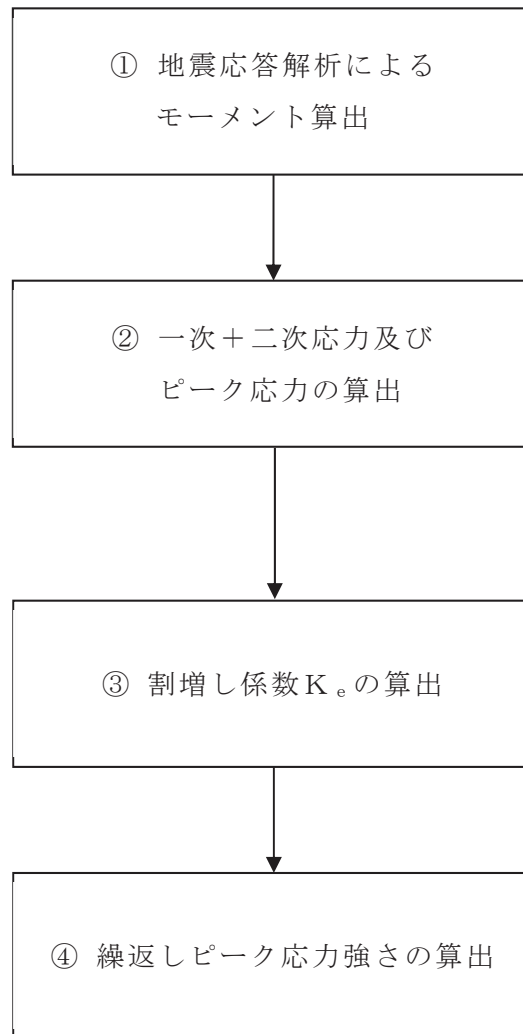


図1 地震時のピーク応力算出フロー

2.1 ピーク応力の算出方法

① 地震応答解析によるモーメント算出

CUW-001 の地震応答解析 (3次元はりモデルを用いたスペクトルモーダル解析) を実施し、CUW-001 に生じるモーメントを算出する。この地震応答解析から得られたモーメントを表 1 に示す。

表 1 地震応答解析から得られたモーメント (N・mm)

	M_X^*	M_Y^*	M_Z^*
慣性力			
相対変位			

注記* : 添え字の X は EW 方向, Y は UD 方向及び Z は NS 方向を示す。

② 一次+二次応力及びピーク応力の算出

表 1 に示すモーメントにより算出した一次+二次応力 S_n 及びピーク応力 S_p は以下による。(J E A G 4 6 0 1 -1987(6.6.2-22), (6.6.2-25))

$$S_n = \frac{C_2 \cdot M_{iS}}{Z_i}$$

$$= \boxed{}$$

$$= \boxed{} \text{ (MPa)}$$

$$S_p = \frac{K_2 \cdot C_2 \times M_{iS}}{Z_i}$$

$$= \boxed{}$$

$$= \boxed{} \text{ (MPa)}$$

一次+二次応力及びピーク応力の算出で用いている記号は以下の通り。

S_n : 一次+二次応力 (MPa)

S_p : ピーク応力 (MPa)

K_2, C_2 : 応力係数 (設計・建設規格 2005/2007PPB-3812.4)

M_{iS} : 表 1 より生じるモーメントの全振幅 (モーメントの各方向のモーメントの SRSS) (N・mm)

Z_i : 管の断面係数 (mm³)

③ 割増し係数 K_e の算出

①にて求めた一次＋二次応力 S_n が $3S_m$ 以下のため、J S M E 設計・建設規格 (2005/2007) PVB-3315 (1) の場合に該当し、割増係数 K_e の算出は不要となる。なお、 S_n が $3S_m$ 以上となる場合は、J S M E 設計・建設規格 (2005/2007) PVB-3315 (2) の場合に該当するため、規格に基づき割増し係数 K_e を算出する。

④ 繰返しピーク応力強さの算出

繰返しピーク応力強さ S_1 は、以下の通りになる。(J S M E 設計・建設規格 (2005/2007) PVB-81)

$$S_1 = \frac{S_p}{2} = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

縦弾性係数 E による温度補正を行い繰返しピーク応力強さ S_1' は以下となる。

$$S_1' = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

繰返しピーク応力強さの算出で用いている記号は以下の通り。

なお、上記で使用している記号は以下の通り。

- S_1 : 繰返しピーク応力 (温度補正前) (MPa)
 S_1' : 繰返しピーク応力 (温度補正後) (MPa)
 E : 縦弾性係数 (MPa)

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について

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（3.11地震及び4.7地震）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）を表1に示す。*

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「600-2 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。

表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[-]
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	

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く，設計事項への反映は必要ないと考えられるが，疲労評価における留意事項として，疲労累積係数の評価結果が評価基準値1.0に近接して満足する場合(判断目安:0.99を超える)には，3.11地震及び4.7地震の影響も考慮した詳細評価を行う。

等価繰返し回数の算出に用いる地震動の考え方について

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補足 4 別紙 1 に示す。補足 4 別紙 1 に示す通り、NUR EG-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。

注記*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(補足 4 別紙 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、表 1 の通り弾性設計用地震動 S_d の $1/3$ 倍は、原子炉非常停止信号である地震加速度大の設定値とほぼ同等となっている。

表 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

O. P. (m)	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
-8.100	200	100	131	108

以上より，米国 S R P 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。

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

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 NUR EG-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 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。

電気技術指針
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。

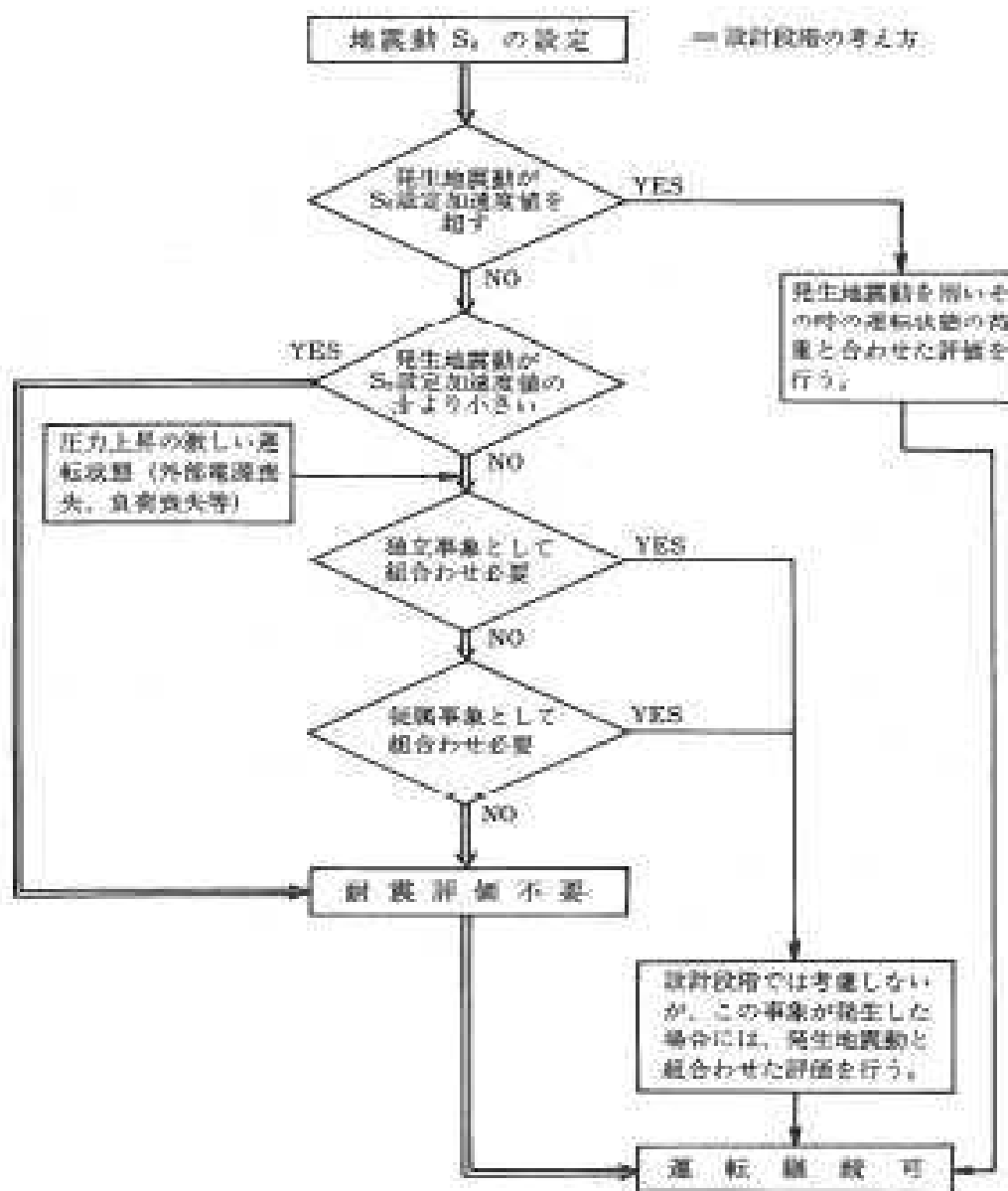
本資料は、この地震動 S_0 についての考え方をまとめたものであり、その大きさを適切な大きさに決めることにより、地震動 S_0 と他の厳しい運転状態の荷重の組合わさった事象が、実際に発生した場合のみに限り評価を行うことをあらかじめ決めておけば、設計段階における地震動 S_0 に対する評価は原則として不要であることを述べている。

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_0 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計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、50~60 gal 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60 gal 等を決めておくことが望ましい。

3. 耐震A₁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A₁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

$$+ \text{地震動 } S_0 \text{ による応力} \leq \text{設計条件の許容応力}$$

したがって、次式が満たされるならば、地震動 S_0 は考慮しなくてもよいといえることができる。

$$\text{最高使用圧力による応力} \geq \text{通常運転圧力による応力} + \text{地震動 } S_0 \text{ による応力} \dots\dots\dots \text{①}$$

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。

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

(a) 円筒形の耐圧部

①式を②の記号を用いて書き直すと、

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

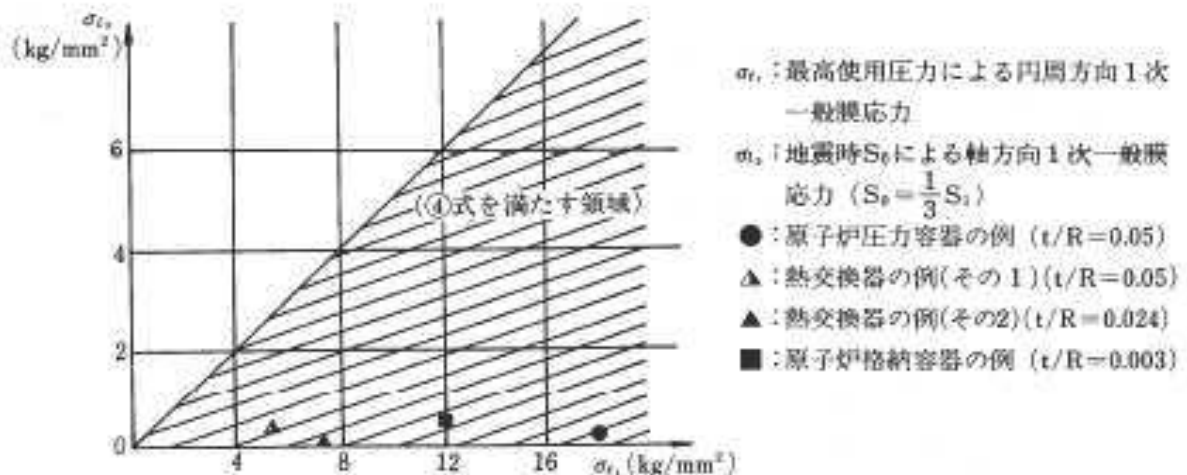
当該容器の1次一般膜応力について③式が満たされていれば地震動 S_0 の考慮は不要となる。

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

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

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たされている。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 A_0 及び A クラス機器について地震動 S_0 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 A_0 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

④式を⑤の記号を用いて書き直すと、

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

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 $III_A S$ の 1 次応力の許容値の比率を考慮してみる必要がある。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 S_0 に対する許容値 (設計条件・ I_A) と
基準地震動 S_1 に対する許容値 ($III_A S$) 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	$P_m : S_m = 18.8$	$P_m : \text{Min} (S_y, \frac{2}{3} S_u) = 35.0$	1.86
第 2 種容器	S G V 49	$P_m : S = 13.4$	$P_m : \text{Min} (S_y, 0.6 S_u) = 27.0$	2.01
第 3 種容器	S T P 1. 39	$P_m : S = 9.8$	$P_m : \text{Min} (S_y, 0.6 S_u) = 21.0$	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 S_1 に対する 1 次応力の許容値は、地震動 S_0 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 S_1 の大きさが地震動 S_0 の大きさの 3 倍以上であるとすると基準地震動 S_1 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の差も考えなければならない。

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 S_0 が、基準地震動 S_1 の $\frac{1}{3}$ 程度であれば、基準地震動 S_1 による応力 (これは、1 次+2 次+ピーク応

力値で片板幅40kg/md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 S_0 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 S_1 、地震動 S_0 による応力の許容繰返し回数の比較
(基準地震動 S_1 ：地震動 $S_0 = 3:1$ 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/md)	許容繰返し 回数, N_1	応力 (kg/md)	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 S_1 ：地震動 $S_0 = 5:1$ 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/md)	許容繰返し 回数, N_1	応力 (kg/md)	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。

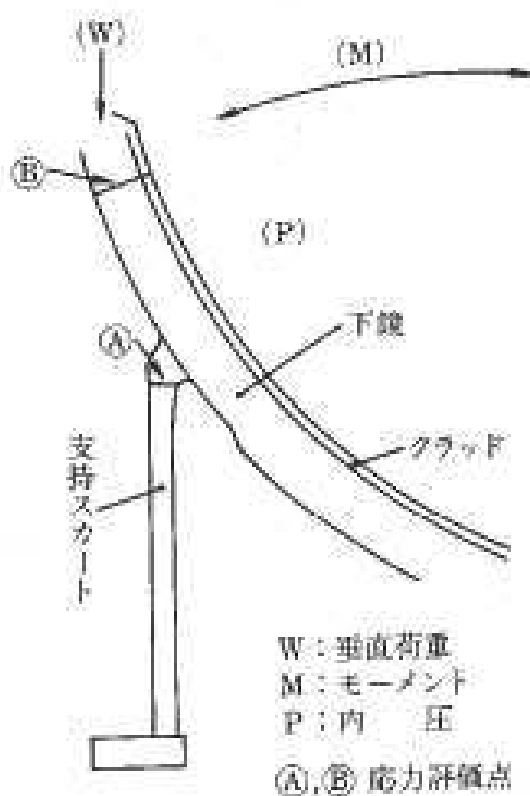
b. 地震動 S_0 による荷重と過渡状態の応力との重ね合わせの影響

a.において、地震動 S_0 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。

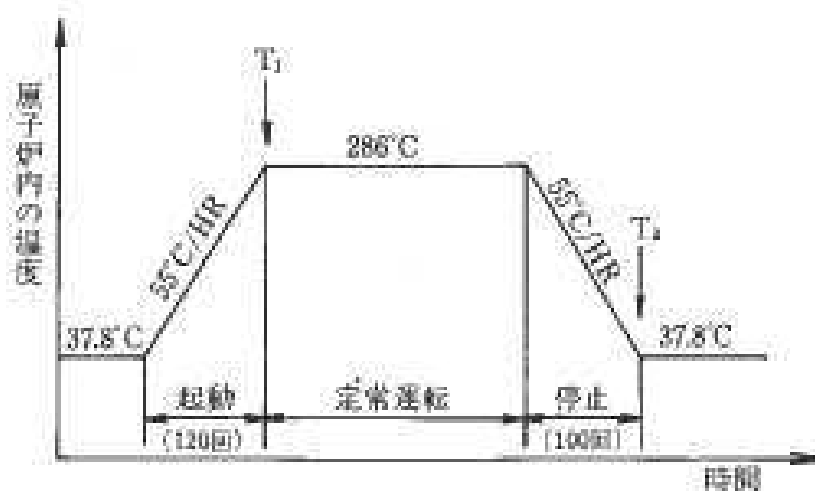
代表例として、原子炉圧力容器スカート部を考える。

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⑧項は、基準地震動 S_0 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……………0～30 kg/cm²……………120回

(b) (a)に地震動 S_0 を加えた応力変動値……………0～31 kg/cm²……………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/cm²)

応力 評価点	④	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=①+②+③	⑨=②+③+⑦	
④	内側	σ_t	4.0	-0.2	-0.6	3.2	$\sigma_t = 4.5$ $\sigma_r = -3.9$ $\sigma_\theta = 0.0$	-0.8	-3.8	-2.4	-4.6
		σ_r	-4.3	-0.8	-5.0	-10.1		-28.0	11.0	-38.1	5.2
		σ_θ	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	29.4	-9.4
		σ_r	4.3	-0.8	-1.0	2.4		28.0	-11.0	30.4	-12.9
		σ_θ	0.0	0.0	0.0	0.0		0.0	0.0	0.0	0.0
⑧	内側	σ_t	12.1	-0.1	-0.2	11.8	$\sigma_t = 11.8$ $\sigma_r = 11.2$ $\sigma_\theta = -0.5$	-2.0	2.0	9.8	1.7
		σ_r	19.1	-0.4	-0.5	11.2		-2.0	2.0	9.2	1.1
		σ_θ	-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_r	12.0	-0.4	-0.5	11.1		2.0	-2.0	13.1	-2.0
		σ_θ	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_r ：軸方向応力
 σ_θ ：半径方向応力

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。図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(添付1参照。)

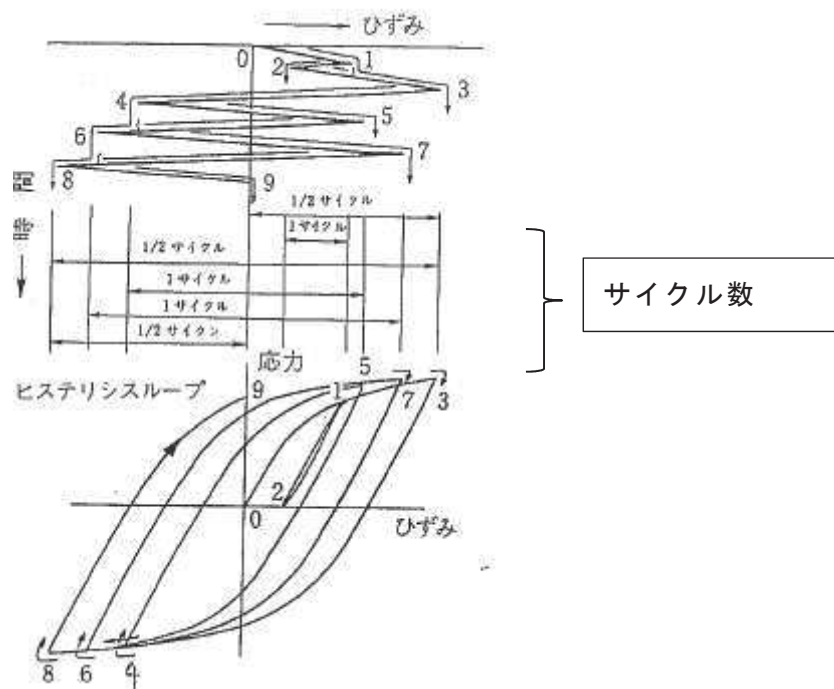
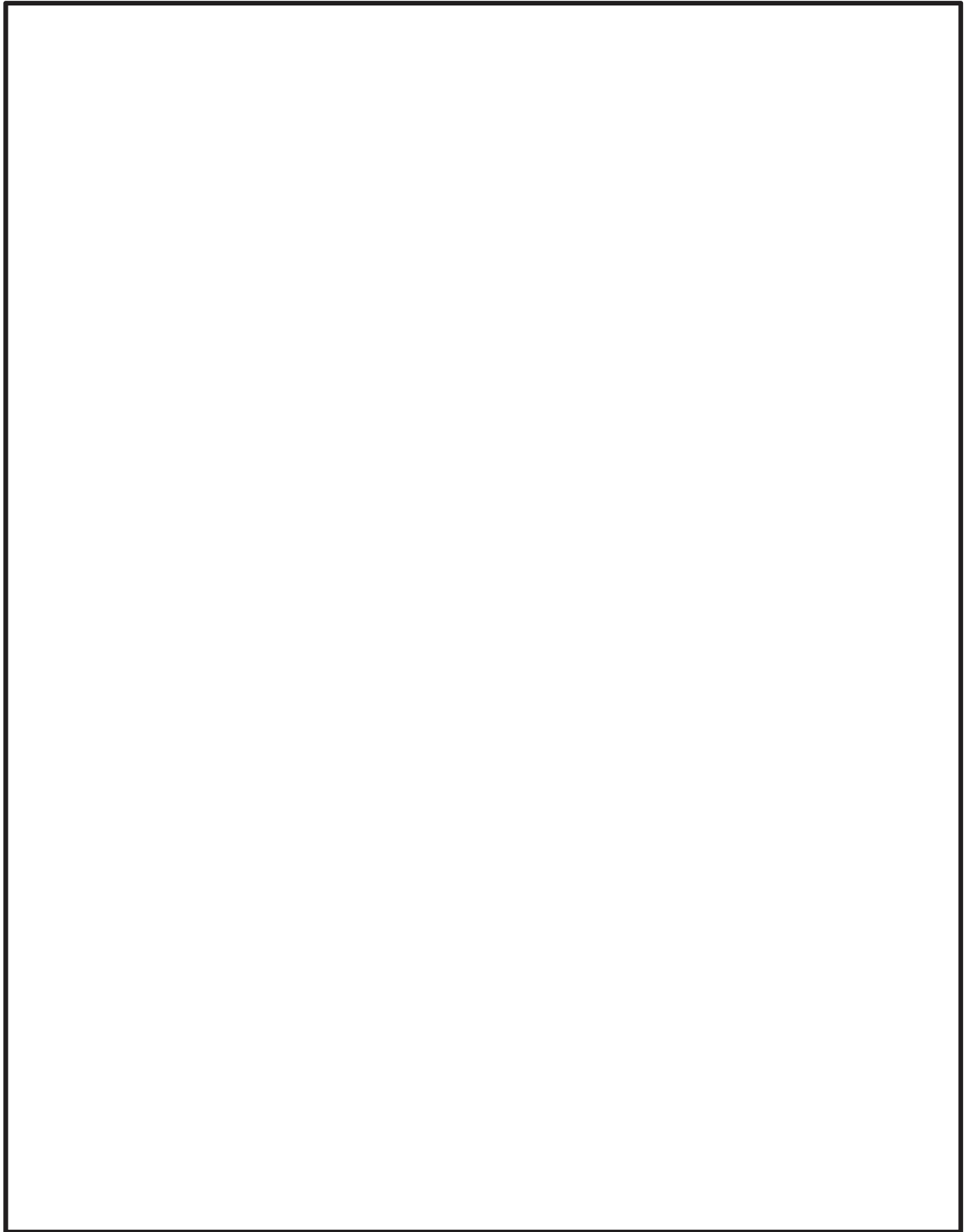
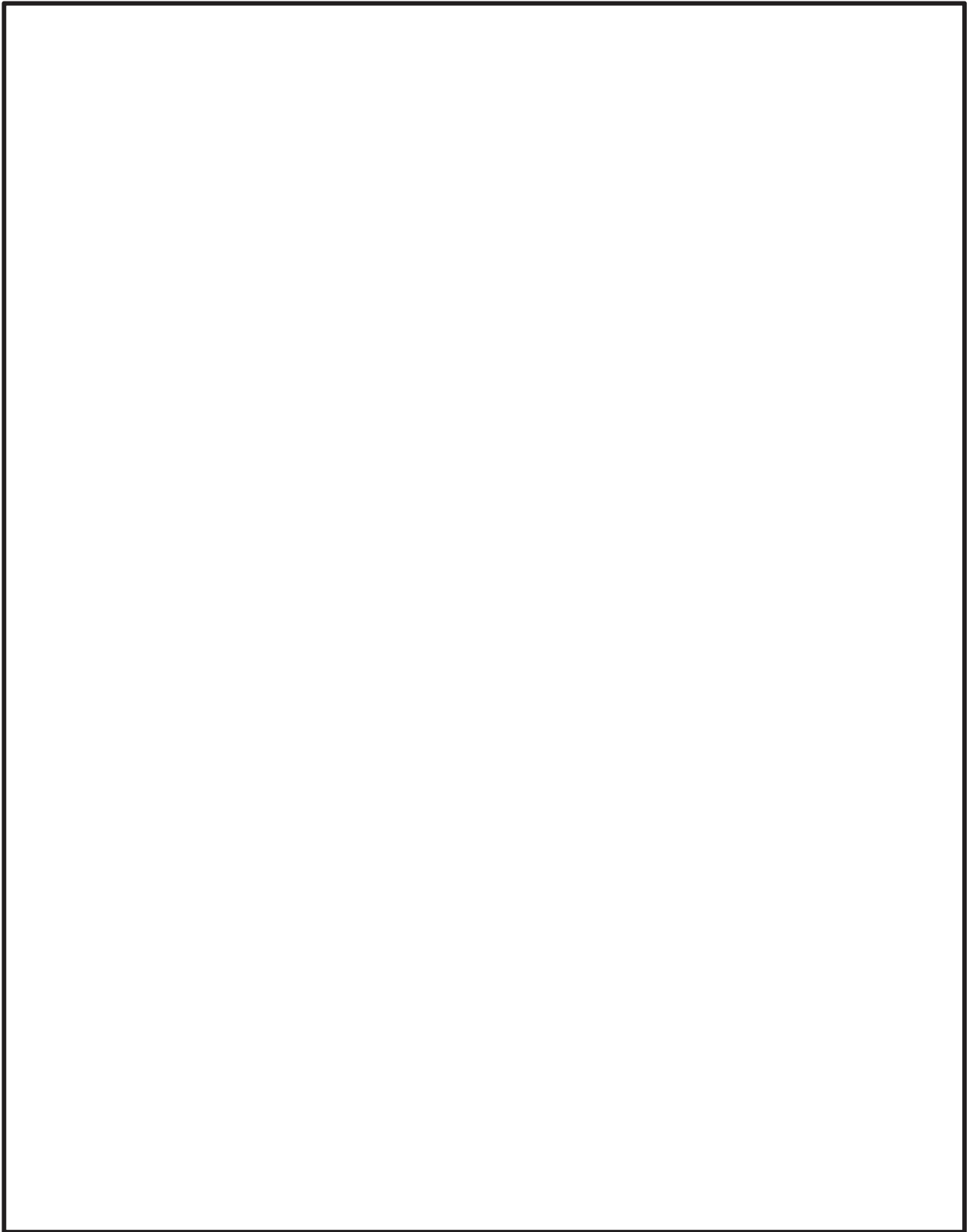


図1 レインフロー法の概要

(「疲労設計便覧」より参照(添付1参照。))





ピーク応力の大きさと等価繰返し回数について

「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、図 1 に示す応答波形を仮定する。

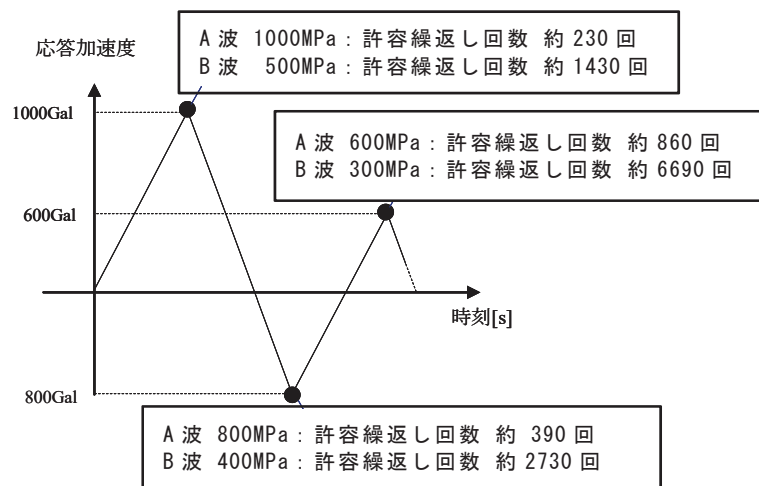
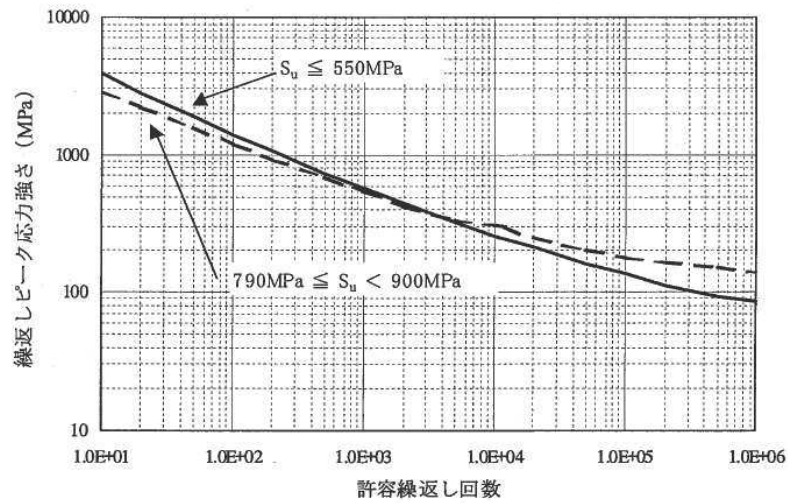


図 1 1 質点系の時刻歴応答波形

また、大小 2 つの応答波形について、応答振幅が 2 対 1 の関係であると仮定し、以下に示す最大ピーク応力を仮定し、それぞれの等価繰返し回数を算出する。なお、図 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 1000MPa
- ・ B 波：地震動に対する最大ピーク応力 500MPa

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



(J S M E 設計・建設規格より抜粋)

図 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。

$$\begin{aligned}
 \text{A 波の地震動の等価繰返し回数} &: \left\{ \frac{1}{230} + \frac{1}{390} + \frac{1}{860} \right\} \times 230 = 1.86 \text{ 回} \\
 \text{B 波の地震動の等価繰返し回数} &: \left\{ \frac{1}{1430} + \frac{1}{2730} + \frac{1}{6990} \right\} \times 1430 = 1.74 \text{ 回}
 \end{aligned}$$

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のが分かる。その許容繰返し回数の差は、図 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。

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。表 1 に等価繰返し回数の算出条件を示す。

表 1 等価繰返し回数の算出条件

材料物性の不確かさ等*	解析モデル	ピーク応力	地震動	固有周期	減衰定数	設計疲労線図
基本ケース	原子炉建屋 地震応答解析 モデル	1471MPa	S s - D 1	全周期帯	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						

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 3-6 参照。

3. 算出結果及びまとめ

材料物性の不確かさ等を考慮した等価繰返し回数の算出結果を表 2 に示す。また、詳細内訳を表 3 に示す。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への影響は 1%程度で影響軽微であるため、女川原子力発電所第 2 号機の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 2 材料物性の不確かさ等を考慮した等価繰返し回数

検討ケース	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
等価繰返し回数						
基本ケースに対する比率						

表 3 材料物性の不確かさを考慮した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結果(1/2)

質点	材料物性の不確かさを考慮したケース																	
	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		
	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD
1																		
2																		
3																		
4																		
5																		
6																		
7																		
8																		
9																		
10																		
11																		
12																		
13																		
14																		
15																		
16																		
17																		

表 3 材料物性の不確かさを考慮した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結果 (2/2)

質点	ばらつきケース																	
	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		
	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD	EW	NS	UD
18																		
19																		
20																		
21																		
22																		
23																		
24																		
25																		
26																		
27																		
28																		
29																		
30																		
31																		
32																		
33																		

注記*：質点位置は別図 3-7，別図 3-8 及び別図 3-9 参照。

弾性設計用地震動 S_d による疲労評価の省略について

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*：詳細は補足説明資料「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・建設規格の設計用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定する。(下式参照)

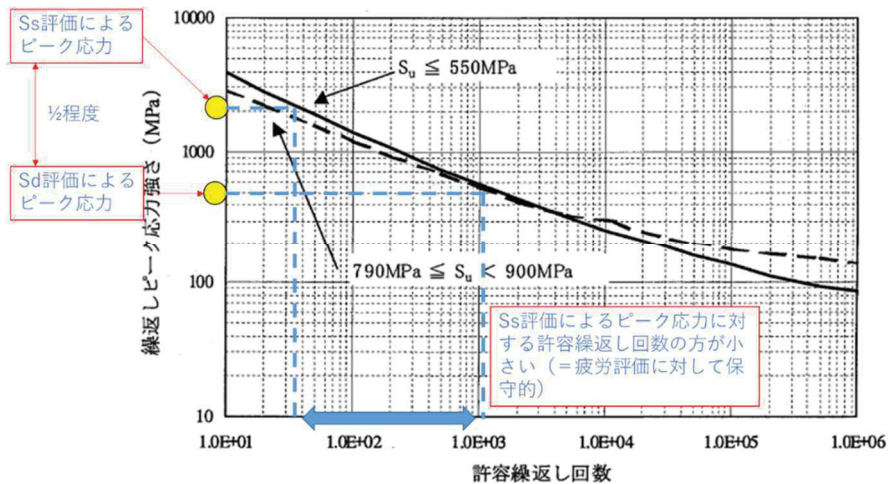
$$\text{疲労累積係数}^* = \frac{\text{等価繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} \leq 1.0$$

注記*：地震動のみによる疲労評価の例

上式の関係から、疲労累積係数は、許容繰返し回数 (分母) が小さいほど大きくなり、等価繰返し回数 (分子) が大きいほど大きくなる。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。

【許容繰返し回数 (分子)】

許容繰返し回数は、設計用疲労線図におけるピーク応力と許容繰返し回数の関係から、ピーク応力が大きいほど許容繰返し回数が小さくなる。よって、 S_d よりも S_s のピーク応力が大きい場合、許容繰返し回数は、 S_s の方が小さくなる。



(J S M E 設計・建設規格に加筆)

図 1 ピーク応力の違いによる許容繰返し回数の関係

【等価繰返し回数 (分母)】

等価繰返し回数は、 S_s に対して $S_s \times 1$ 回分 + $1/3 S_d \times 5$ 回分、 S_d に対して $S_d \times 2$ 回分を考慮することとしており、一律に設定する等価繰返し回数を算定した結果を踏まえると、 S_s (一律の回数 : 340 回) よりも S_d (一律の回数 : 590 回) の等価繰返し回数が大きくなる。

以上のことから、 S_d よりも S_s に対する許容繰返し回数が小さく、 S_s よりも S_d に対する等価繰返し回数が大きい関係にあるため、 S_s に対するピーク応力を用いた疲労評価に S_d の等価繰返し回数を考慮した評価が保守的な評価となり、 S_d による疲労評価を省略することは、妥当である。

【計算例】

前提条件 :	
・ 評価対象設備の材料 :	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼
・ ピーク応力	S_s : 500MPa (許容繰返し回数 : 1431 回)
	S_d : 250MPa (許容繰返し回数 : 11684 回)
・ 等価繰返し回数	S_s : 340 回
	S_d : 590 回

○ S_s に対する疲労評価結果

$$\text{疲労累積係数} = \frac{S_s \text{ に対する等価繰返し回数}}{S_s \text{ に対する許容繰返し回数}} = \frac{340}{1431} = 0.237$$

○ S_d に対する疲労評価結果

$$\text{疲労累積係数} = \frac{S_d \text{ に対する等価繰返し回数}}{S_d \text{ に対する許容繰返し回数}} = \frac{590}{11684} = 0.050$$

S_d に対する一律に設定する等価繰返し回数

○ S_d に対する疲労評価として、S_s に対するピーク応力を用いた評価結果

$$\text{疲労累積係数} = \frac{S_d \text{ に対する等価繰返し回数}}{S_s \text{ に対する許容繰返し回数}} = \frac{590}{1431} = 0.42$$

S_s によるピーク応力から求まる許容繰返し回数

上記より、S_d による疲労評価の省略が可能である。

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 に対する個別に設定する等価繰返し回数
S _d による疲労評価の省略	○	○	×	×

等価繰返し回数算出プログラムについて

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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>【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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・算出方法は J E A G 4 6 0 1 記載の設計用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。

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)を図1に示す。

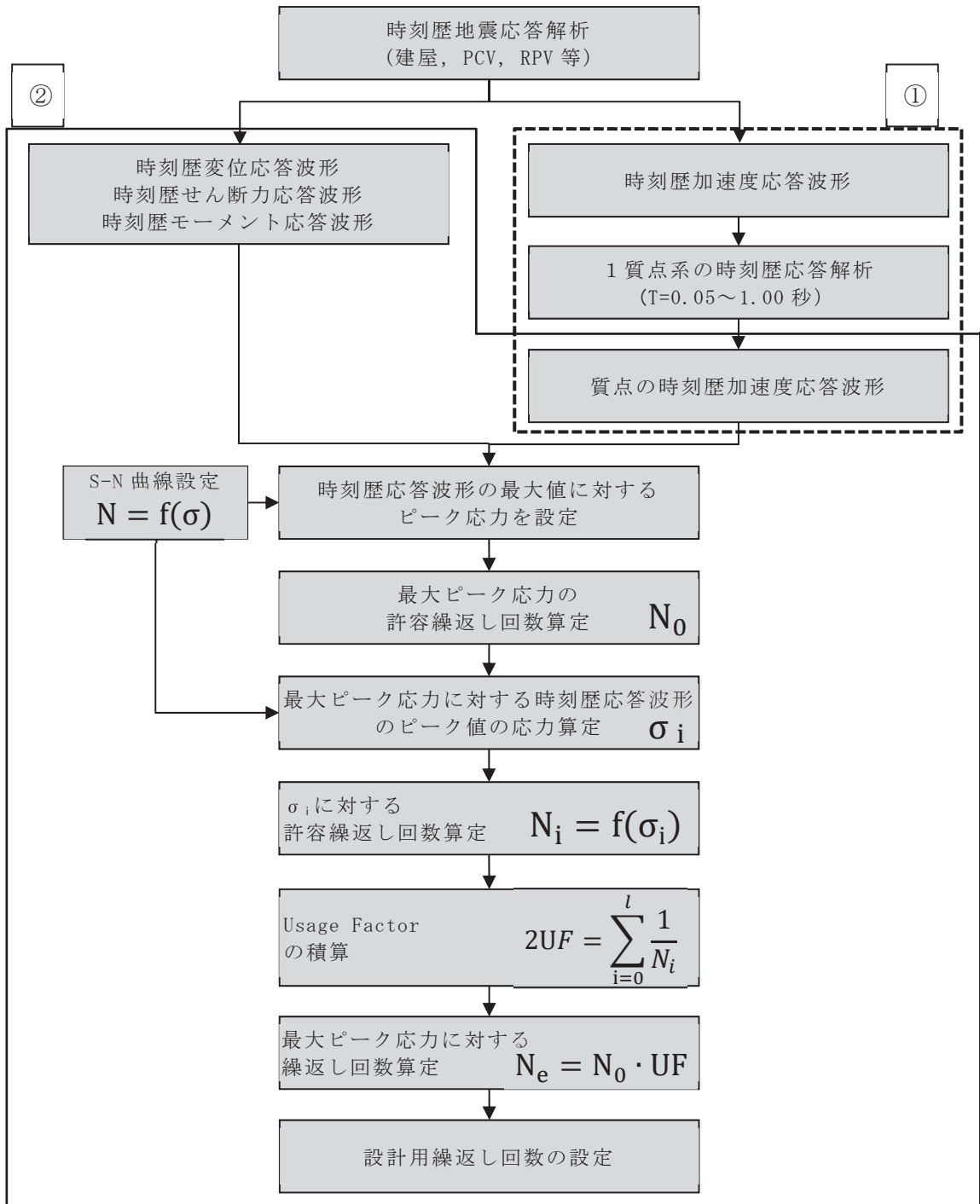


図1 等価繰返し回数算出フロー(ピーク応力法)

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

図2に示す時刻歴データを入力地震動として、本解析コードを用いて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、図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。

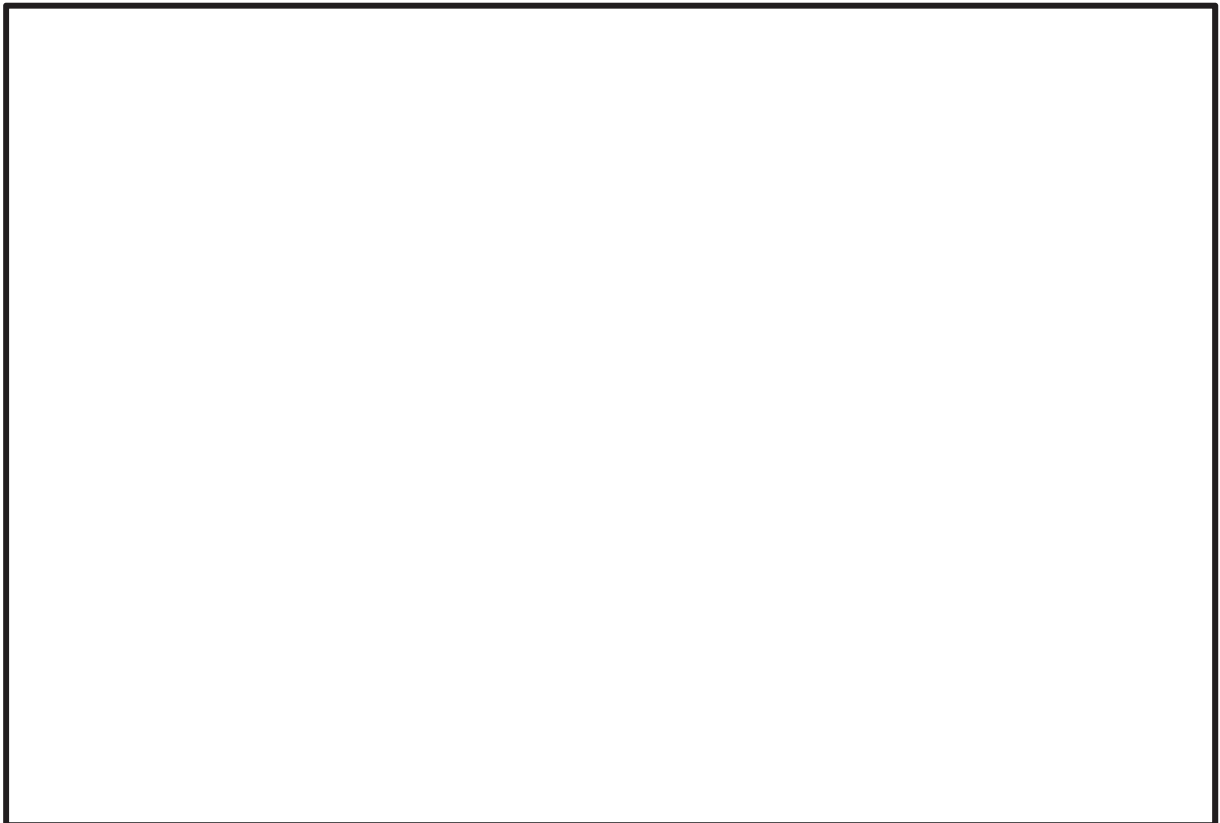


図2 入力地震波

(3) 算出条件

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

表 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

表 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 を表 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 の計算結果を表 4、手計算による疲労累積係数 UF の計算結果を表 5 に示す。

(5) 検証結果

表 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。

表 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。

表 4 手計算による σ_i に対する許容繰返し回数 N_i の計算結果

ピーク点		ピーク応力 (MPa)	最大ピーク応力に対する 時刻歴応答波形の ピーク応力 σ_i (MPa)	σ_i に対する 許容繰返し回数 N_i (回) *
START	END			
①	①			
①	②			
②	③			
④	⑤			
⑤	⑤'			
⑥	⑦			
⑦	⑦'			
⑧	⑨			
⑨	⑨'			
⑩	⑪			
⑪	⑪'			
③	⑫			
⑭	⑮			
⑮	⑮'			
⑬	⑯			
⑯	⑯'			
⑫	⑰			

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。

表 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		

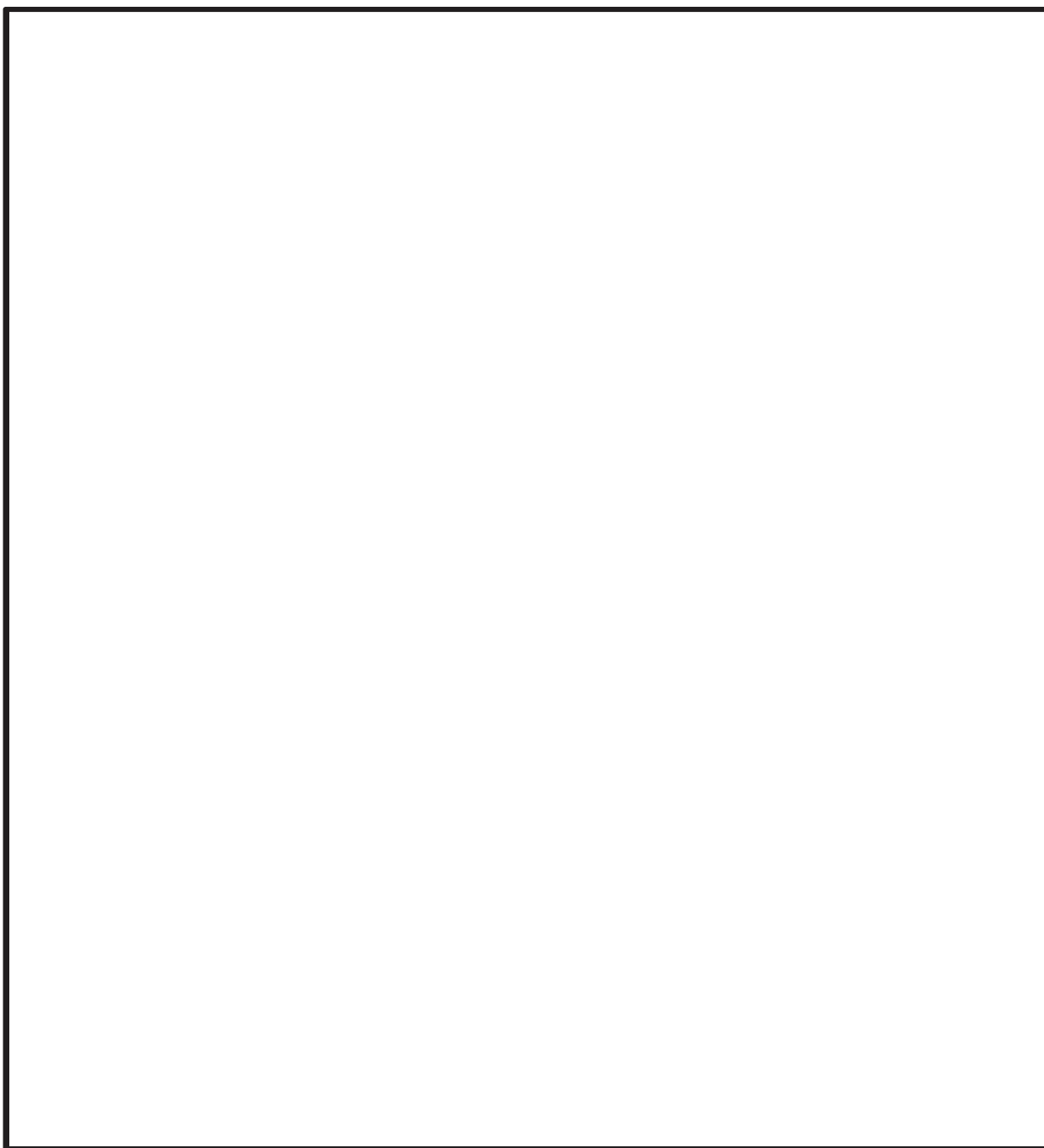


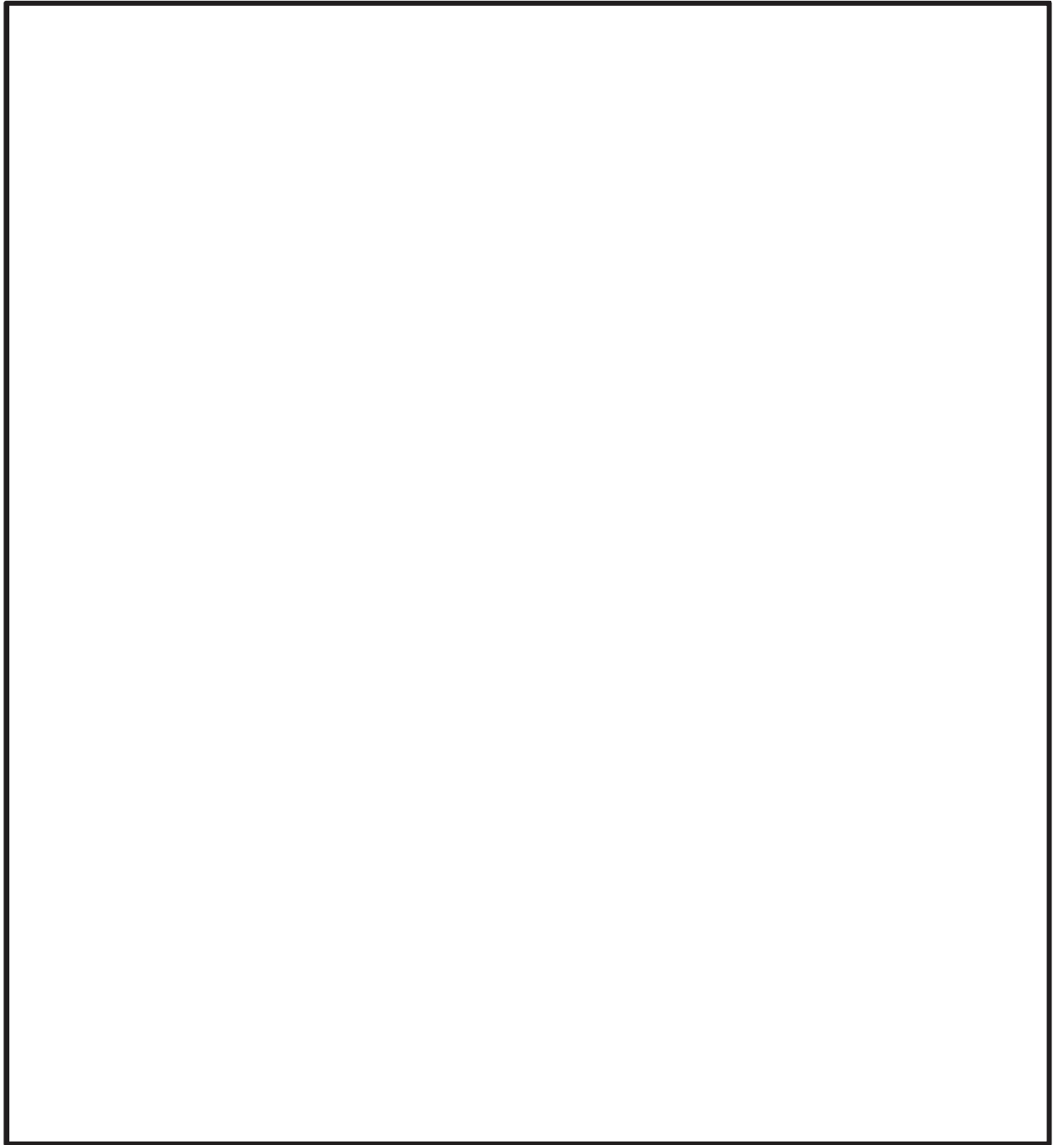
合計値 : 1.4322E-02

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

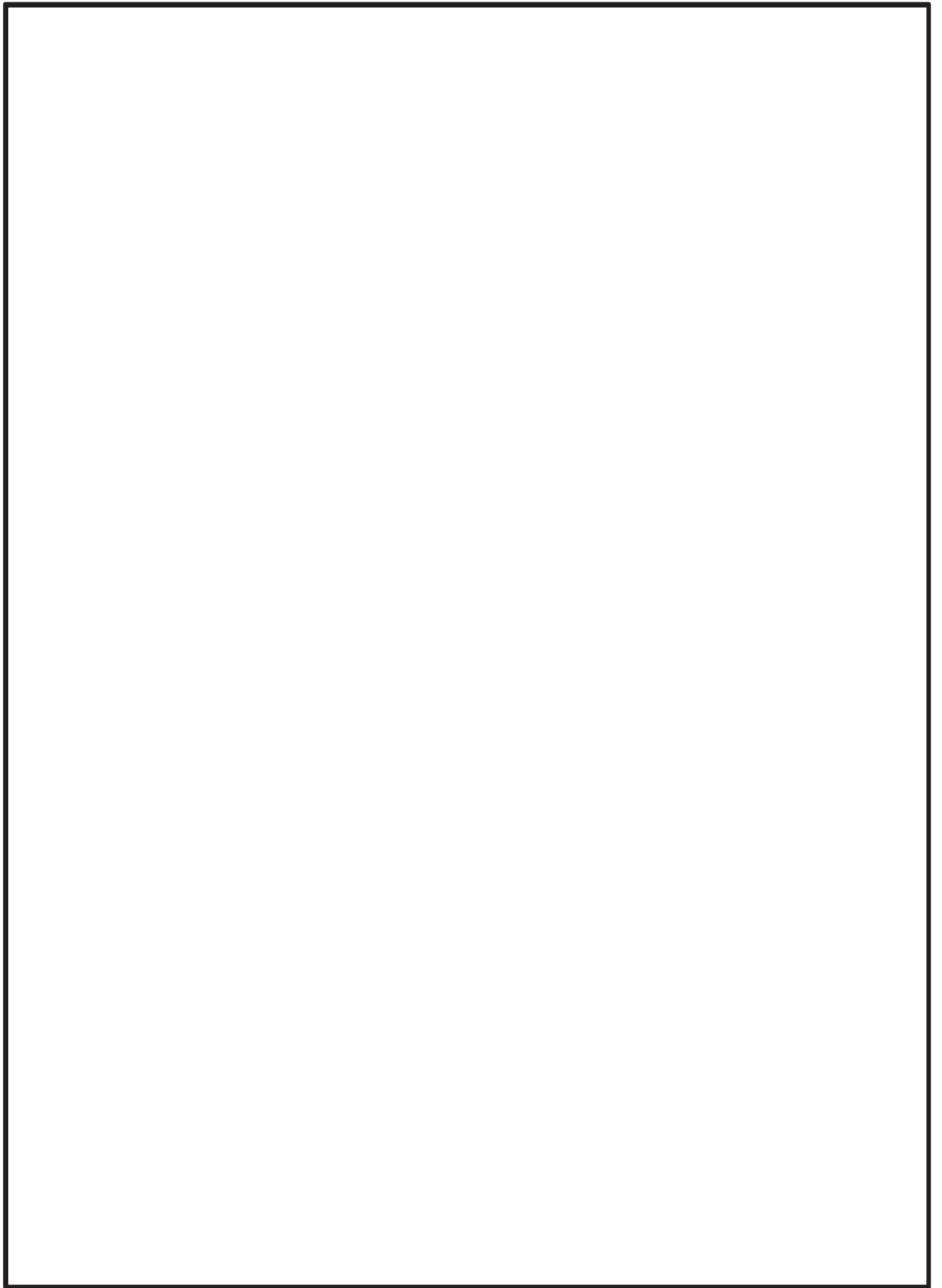
1. はじめに

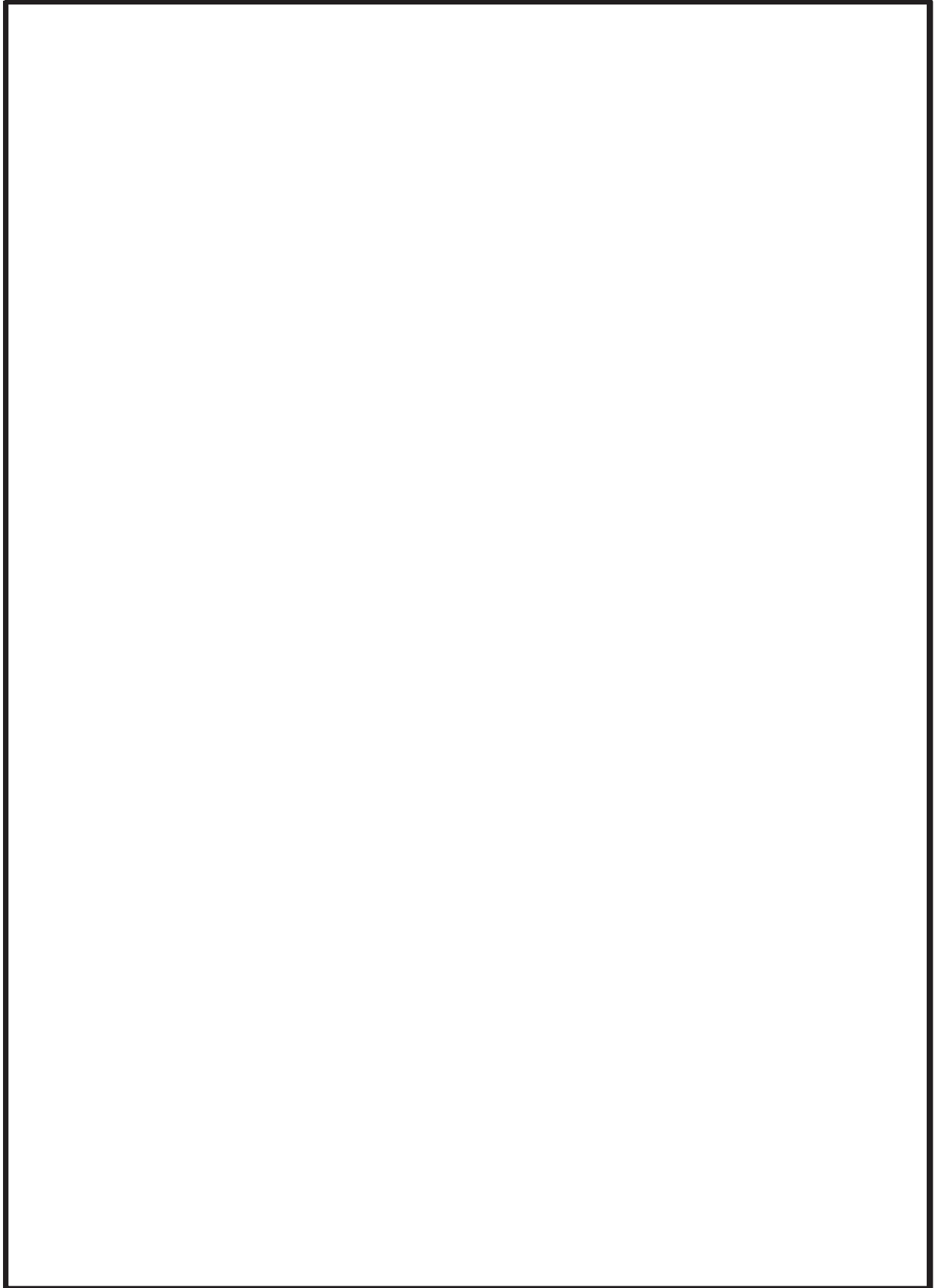
本資料は、多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法についてまとめたものである。本内容は、2項にて電共研「新規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価方法に関する研究」（平成29年3月）における検討内容を示し、3項にて女川原子力発電所第2号機において多方向入力時に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることが妥当であることを示すものである。

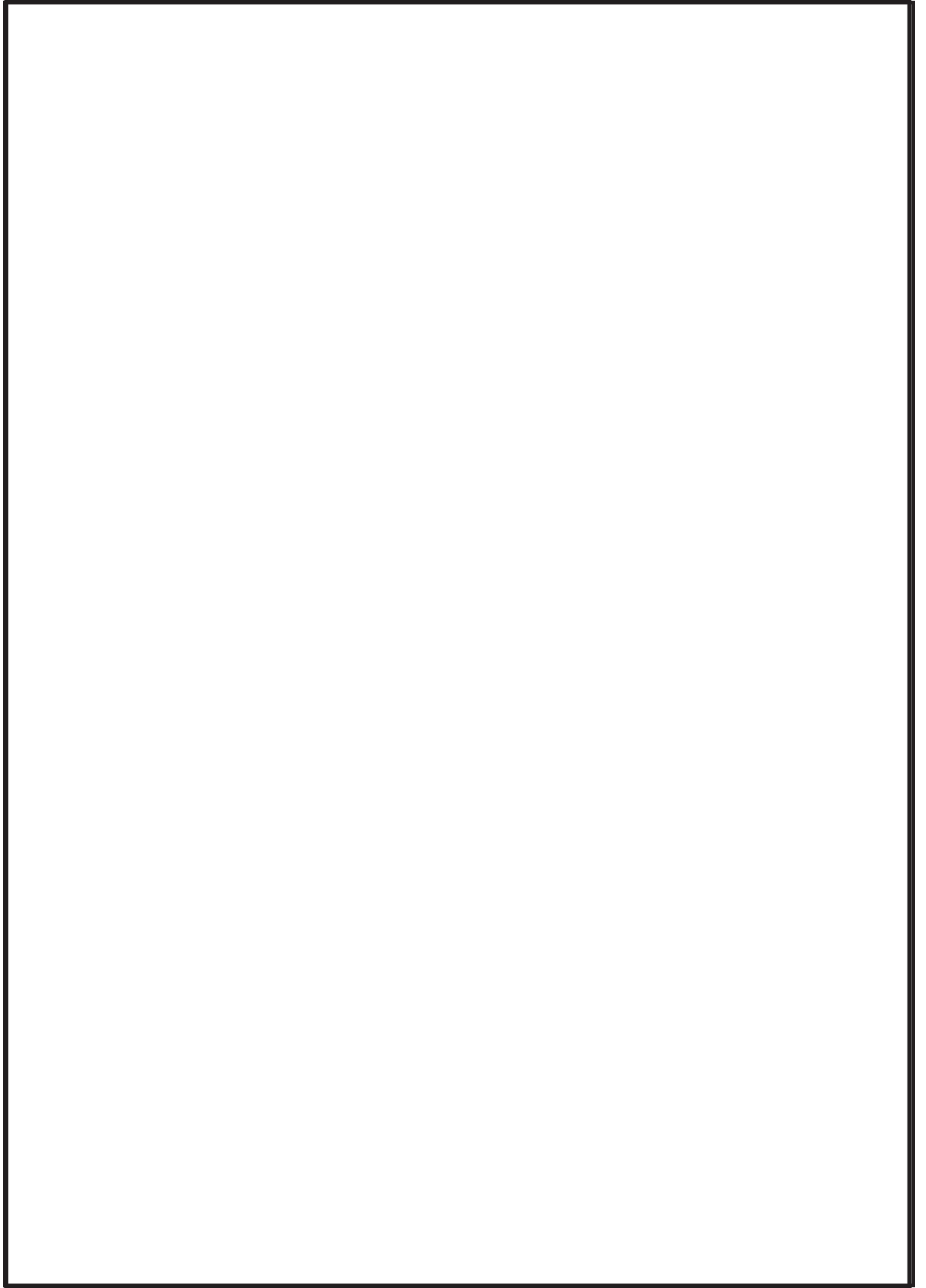


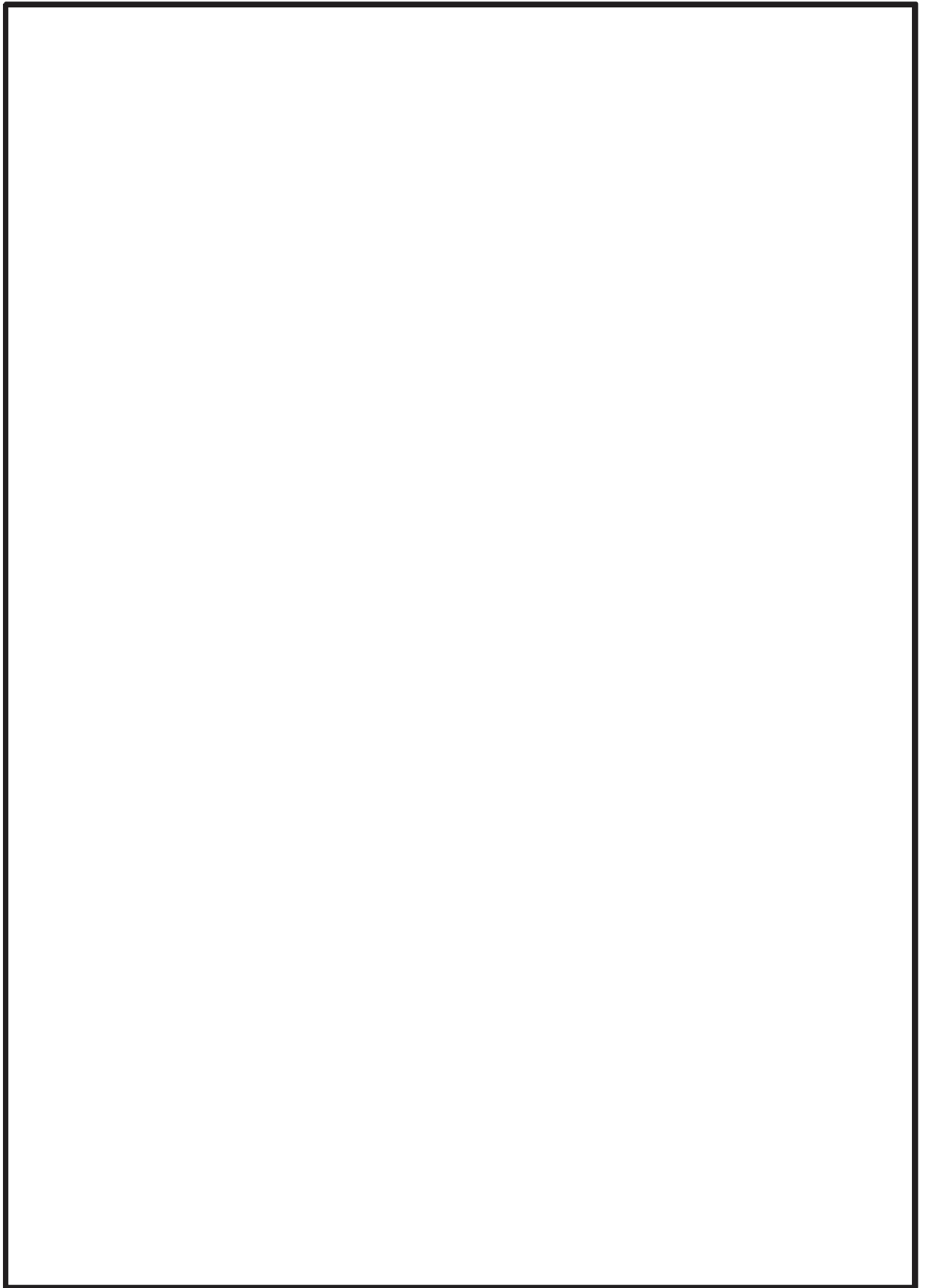


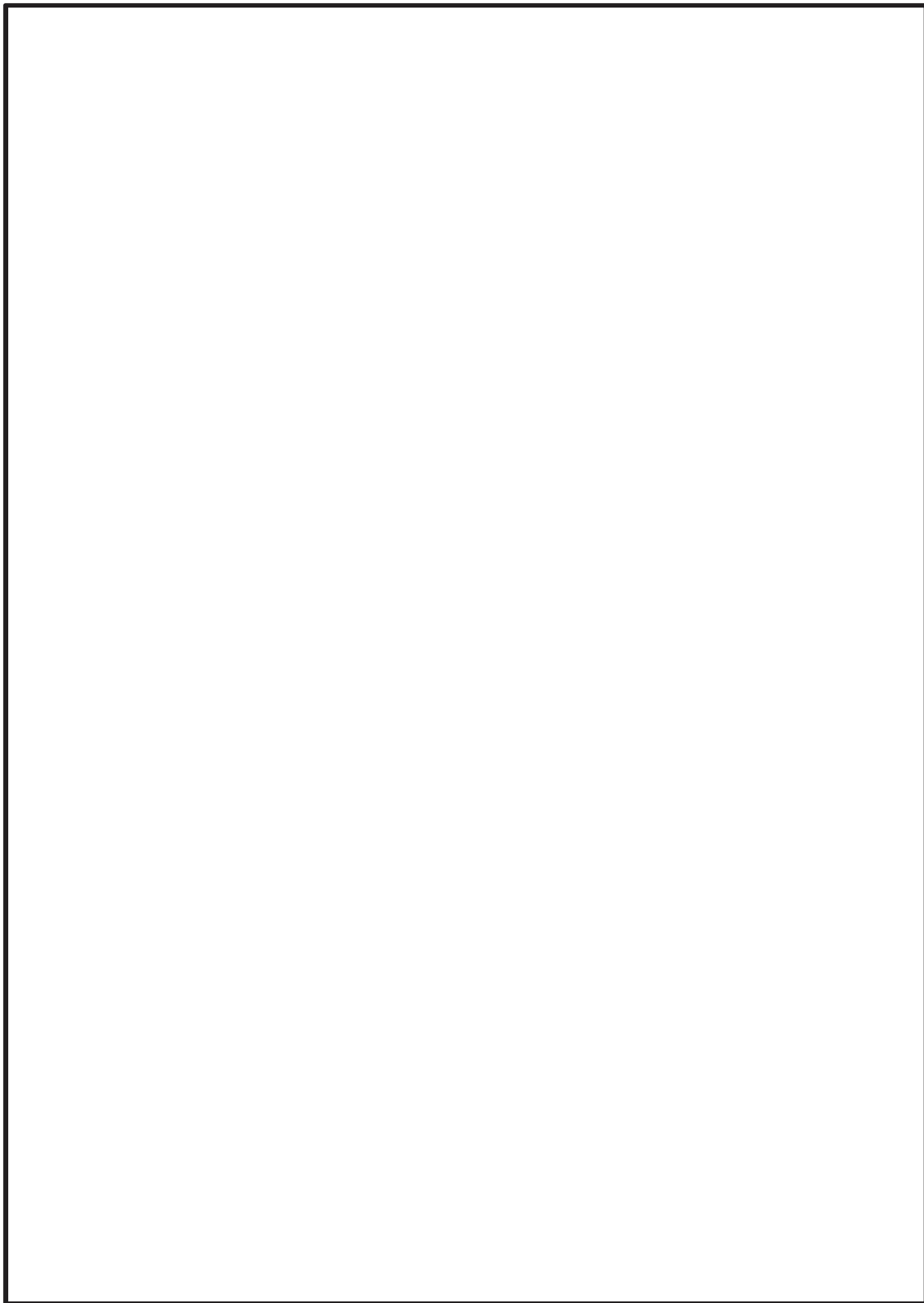


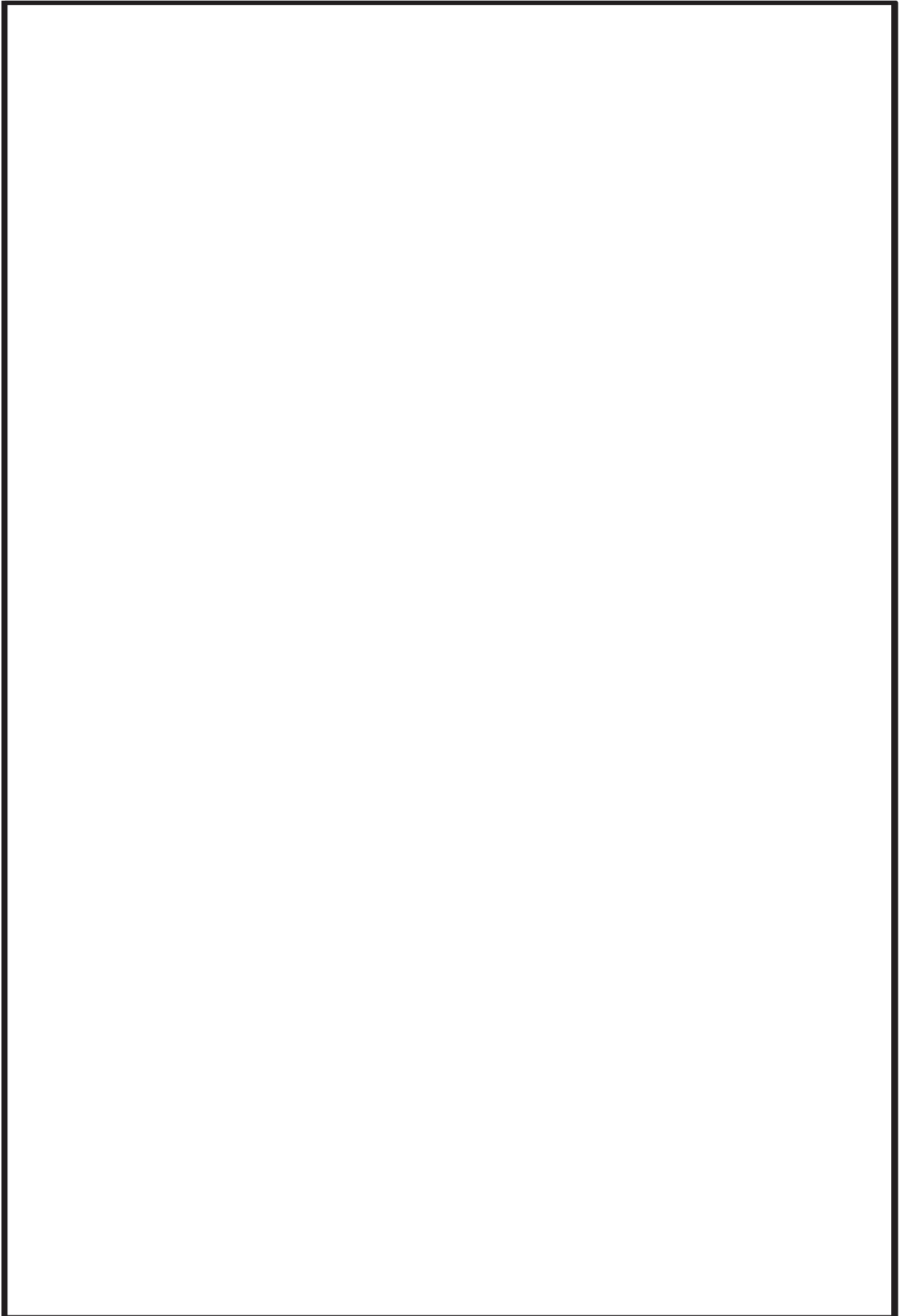


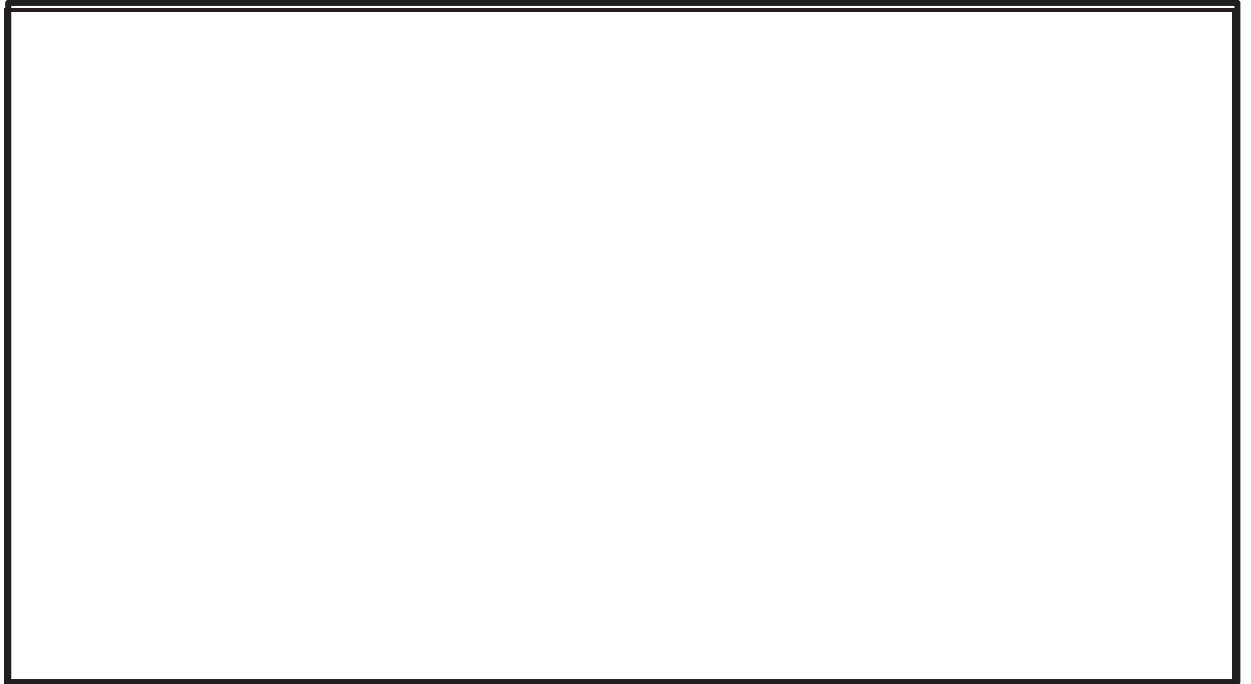


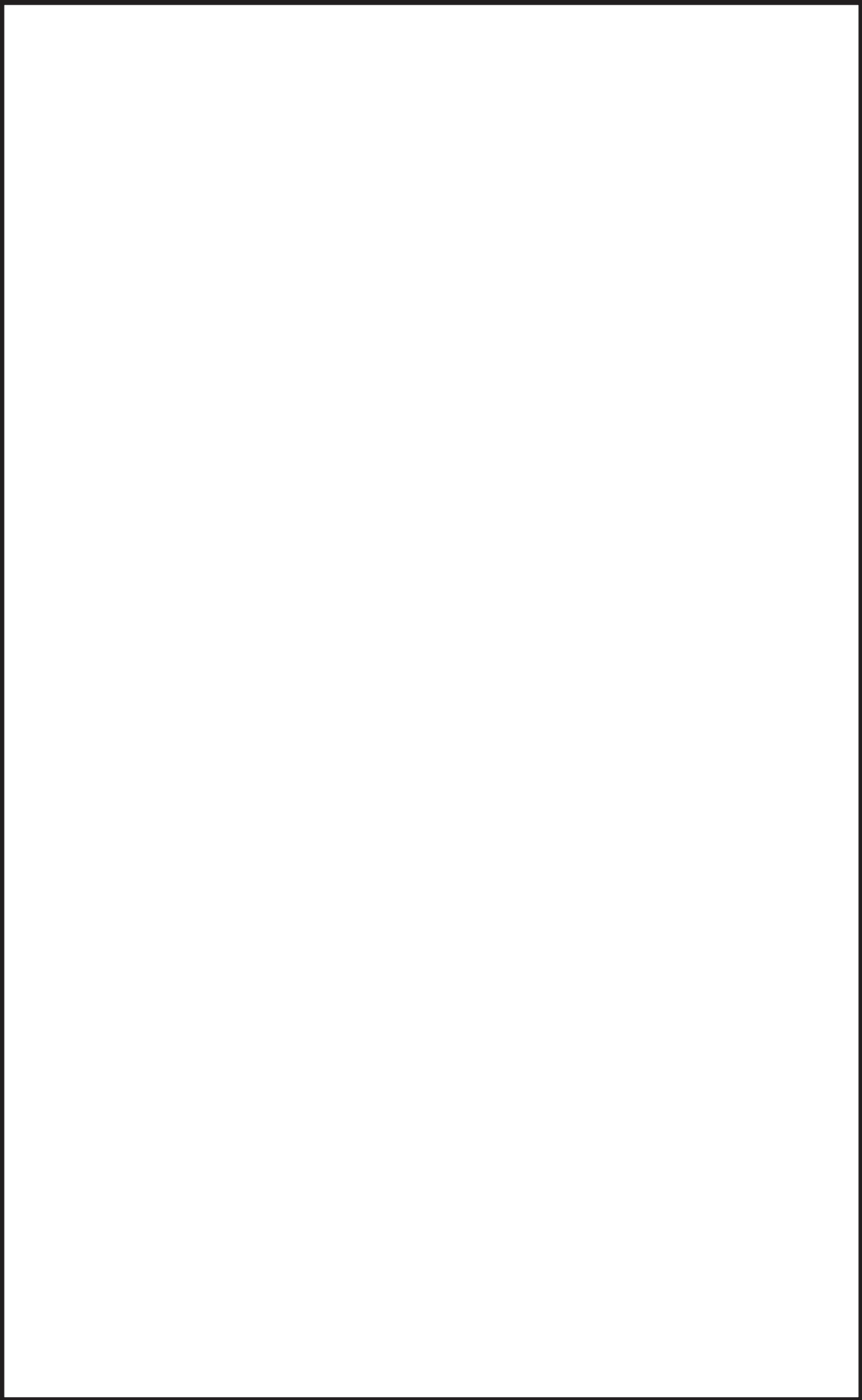














3 女川原子力発電所第2号機における多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法について

2.2.2項において2方向同時入力の結果について纏めているが、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。

