

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密あるいは防護上の観点
から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-340-2 改 16
提出年月日	平成 30 年 9 月 6 日

工事計画に係る補足説明資料

耐震性に関する説明書のうち

補足-340-2 【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】

平成 30 年 9 月

日本原子力発電株式会社

改定履歴

改定	改定日 (提出年月日)	改定内容
改0	2018年2月26日	資料番号「補足-342」として提出
改1	2018年3月2日	添付-8(耐震評価における等価繰り返し回数の妥当性確認)の追加
改2	2018年3月6日	添付7(既工認との手法の相違(機電分))の追加
改0	2018年3月22日	<ul style="list-style-type: none"> 資料番号を「補足-342」から「補足-340-2」に変更 添付4-2(建物・構築物, 土木構築物及び浸水防護施設の耐震評価フロー並びに評価対象一覧)の追加 添付7(既工認との手法の相違(建物・構築物分))の追加
改1	2018年3月26日	<ul style="list-style-type: none"> 1章, 2章のうち建物・構築物及び屋外重要土木構築物に係る箇所の追加 添付-1, 添付4-1, 添付4-2, 添付-7(建物・構築物, 土木構築物)の追加
改2	2018年4月17日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2(2)の記載見直し, 補足1(弾性設計用地震動S_dの等価繰り返し回数の設定について), 添付-8(耐震評価における等価繰り返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改3	2018年5月11日	<ul style="list-style-type: none"> 添付8の記載の適正化
改4	2018年5月22日	<ul style="list-style-type: none"> 本文の記載の適正化 添付-1, 2, 3, 4-1, 7, 7-3の記載の適正化 添付-2-1, 2-2, 2-6, 2-8, 7-7の追加及び添付2-4, 5の削除
改5	2018年7月11日	<ul style="list-style-type: none"> 本文の記載の適正化 添付-6の追加 添付-2-6, 2-8, 7, 7-7の記載の適正化
改6	2018年7月13日	<ul style="list-style-type: none"> S_dの等価繰り返し回数を見直したことによる1.1.2(2)の記載見直し, 補足1(弾性設計用地震動S_dの等価繰り返し回数の設定について)を削除, 添付-8(耐震評価における等価繰り返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改7	2018年7月18日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2(2)の記載見直し 添付-8(耐震評価における等価繰り返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改8	2018年7月20日	<ul style="list-style-type: none"> 添付-8(耐震評価における等価繰り返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改9	2018年8月1日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2及び1.1.3の記載の修正 添付2-8記載の修正及び別紙2の追加 添付7-8の追加
改10	2018年8月3日	<ul style="list-style-type: none"> 添付2-8別紙1, 2及び添付7-8の修正
改11	2018年8月10日	<ul style="list-style-type: none"> 添付2-8別紙2から添付10に変更及び記載の修正 添付7-8から添付11に変更及び記載の修正
改12	2018年8月16日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2(2)の記載見直し 添付8の資料見直し
改13	2018年8月17日	<ul style="list-style-type: none"> 本文1.の記載見直し 添付6の資料の修正
改14	2018年8月24日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2(1)bの記載見直し 添付8の資料見直し
改15	2018年8月31日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2, 1.1.3の記載見直し その他記載の見直し

改定	改定日 (提出年月日)	改定内容
改 16	2018 年 9 月 6 日	<ul style="list-style-type: none">▪ 1.1.2(1)の記載見直し▪ 補足 1, 添付 8 の資料見直し

目 次

1. 東海第二発電所における耐震評価について	1
1.1 耐震Sクラス施設の評価（耐震Sクラス設備への波及的影響評価及び非常用取水設備含む）	4
1.1.1 基準地震動 S_s による評価	4
(1) 別表第二を踏まえた対象設備の網羅性について	4
(2) 対象設備の評価部位の網羅性について	4
(3) 対象設備の評価項目（応力分類）の網羅性について	10
(4) 対象設備の耐震重要度分類の区分（主要設備等）を踏まえた整理について	10
(5) 別表第二の対象外である耐震Sクラス施設の耐震安全性評価結果	11
(6) 地震応答解析が記載されていない設備の扱いについて	11
1.1.2 弾性設計用地震動 S_d による評価	12
(1) 機器・配管系	15
(2) 建物・構築物	16
1.1.3 静的地震力による評価	18
1.2 耐震Bクラス施設の評価	24
1.3 耐震Cクラス施設の評価	24
1.4 耐震Sクラス設備の間接支持構造物の評価	24
1.5 耐震Bクラス設備の間接支持構造物の評価	25
1.6 耐震Cクラス設備の間接支持構造物の評価	25
2. 東海第二発電所の既工認との手法の相違点の整理について	24
2.1 既工認との手法の整理一覧	24
2.2 相違点及び適用性の説明	24
2.2.1 機器・配管系	24
2.2.1.1 手法の相違点	24
2.2.1.2 手法の変更項目に対する東海第二発電所への適用性	26
2.2.2 建物・構築物，屋外重要土木構造物	28
2.2.2.1 建物・構築物	28
2.2.2.2 屋外重要土木構造物	30
2.2.2.3 浸水防護施設	30

【補足説明資料】

補足1 弾性設計用地震動 S_d の等価繰返し回数の設定について

【添付資料】

添付-1 別表第二を踏まえた対象設備の網羅性

添付-2 対象設備の評価部位の網羅性

添付2-1 中性子計測ハウジング貫通部及び中性子計測ハウジングの評価省略理由

添付2-2 原子炉圧力容器スタビライザディスクスプリングの評価省略理由

添付2-3 炉心支持板スタッドの評価省略理由

添付2-4 (欠番)

添付2-5 (欠番)

添付2-6 ドライウェルビームシートの評価省略理由

添付2-7 脚材(非常用ガス再循環フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレイン)の評価省略理由

添付2-8 鉛直方向動的地震力の導入による影響検討について

添付-3 対象設備の評価項目(応力分類)の網羅性

添付4-1 対象設備の耐震重要度分類の区分(主要設備等)を踏まえた整理

添付4-2 建物・構築物及び屋外重要土木構造物の耐震評価フロー並びに評価対象一覧

添付-5 別表第二に記載のない耐震Sクラス施設の耐震安全性評価結果

添付-6 既設設備(機器・配管系)の静的地震力による評価結果

添付-7 既工認との手法の整理一覧

添付7-1-1 原子炉建屋クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用について

添付7-1-2 使用済燃料乾式貯蔵建屋クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用について

添付7-2 ポンプ等の解析モデルの精緻化について

添付7-3 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用について

添付7-4 最新知見として得られた減衰定数の採用について

添付7-5 水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根法による組合せについて

添付7-6 鉛直方向応答解析モデルの追加について

添付7-7 炉心シュラウド等の公式等による評価について

添付-8 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

添付-9 工認耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備の扱いについて

添付-10 再循環系ポンプの軸固着に対する評価について

添付-11 補機類のアンカー定着部の評価について

下線：本日まで提出資料

1.1.2 弾性設計用地震動 S_d による評価

(1) 機器・配管系

機器・配管系の評価対象設備が弾性設計用地震動 S_d に対して概ね弾性状態にあることを確認するために、以下の手順にて評価を実施する。評価手順を図 2 に示す。

また、評価は、基準地震動 S_s による評価の対象設備（波及的影響設備は除く。）の評価部位すべてについて、基準地震動 S_s による発生値と評価基準値（許容応力状態Ⅲ_AS）の比較（許容値置き換え）による一次応力評価を基本とする。

原子炉格納容器の弾性設計用地震動 S_d 評価においては、J E A G 4601・補-1984 及び J E A G 4601-1987 では運転状態Ⅳ(L)との組合せ及び L O C A 後の最大内圧との組合せを実施する必要がある。運転状態Ⅳ(L)の条件 (P_L, M_L) 及び L O C A 後の最大内圧の条件 (P_L^*, M_L) は、基準地震動 S_s と組み合わせる運転状態の条件 (P, L) より厳しくなることから、許容値置き換え評価ではなく、運転状態Ⅳ(L)又は、L O C A 後の最大内圧と弾性設計用地震動 S_d を組み合わせた評価を実施する。なお、原子炉格納容器については、運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、許容応力状態Ⅰ*_Aとし、弾性設計用地震動 S_d との組合せにおいて許容応力状態Ⅲ_ASを適用する。

また、非常用炉心冷却系ストレーナの弾性設計用地震動 S_d 評価においては、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20 年 2 月 27 日付け平成 20・02・12 原院第 5 号）に規定に基づき、許容値置き換え評価ではなく、異物荷重を組み合わせた評価を実施する。

E C C S 及びそれに関連する系統（以下「E C C S 等」という。）の弾性設計用地震動 S_d 評価においては、J E A G 4601・補-1984 及び J E A G 4601-1987 では、運転状態Ⅳ(L)と組み合わせる必要がある。しかしながら、E C C S 等の運転状態Ⅳ(L)の条件 (P_L, M_L) は、基準地震動 S_s と組み合わせるべき、プラントの運転状態の条件 (P, M)（クラス 1 設備）若しくは、設計上定められた条件 (P_D, M_D) に包絡されることから、許容値置き換え評価を実施する。なお、E C C S 等については、運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、許容応力状態Ⅰ*_Aとし、弾性設計用地震動 S_d との組合せにおいて許容応力状態Ⅲ_ASを適用する。

（荷重の組合せの詳細は、補足説明資料「地震時荷重と事故時荷重との組合せについて」参照）

【評価手順の説明】

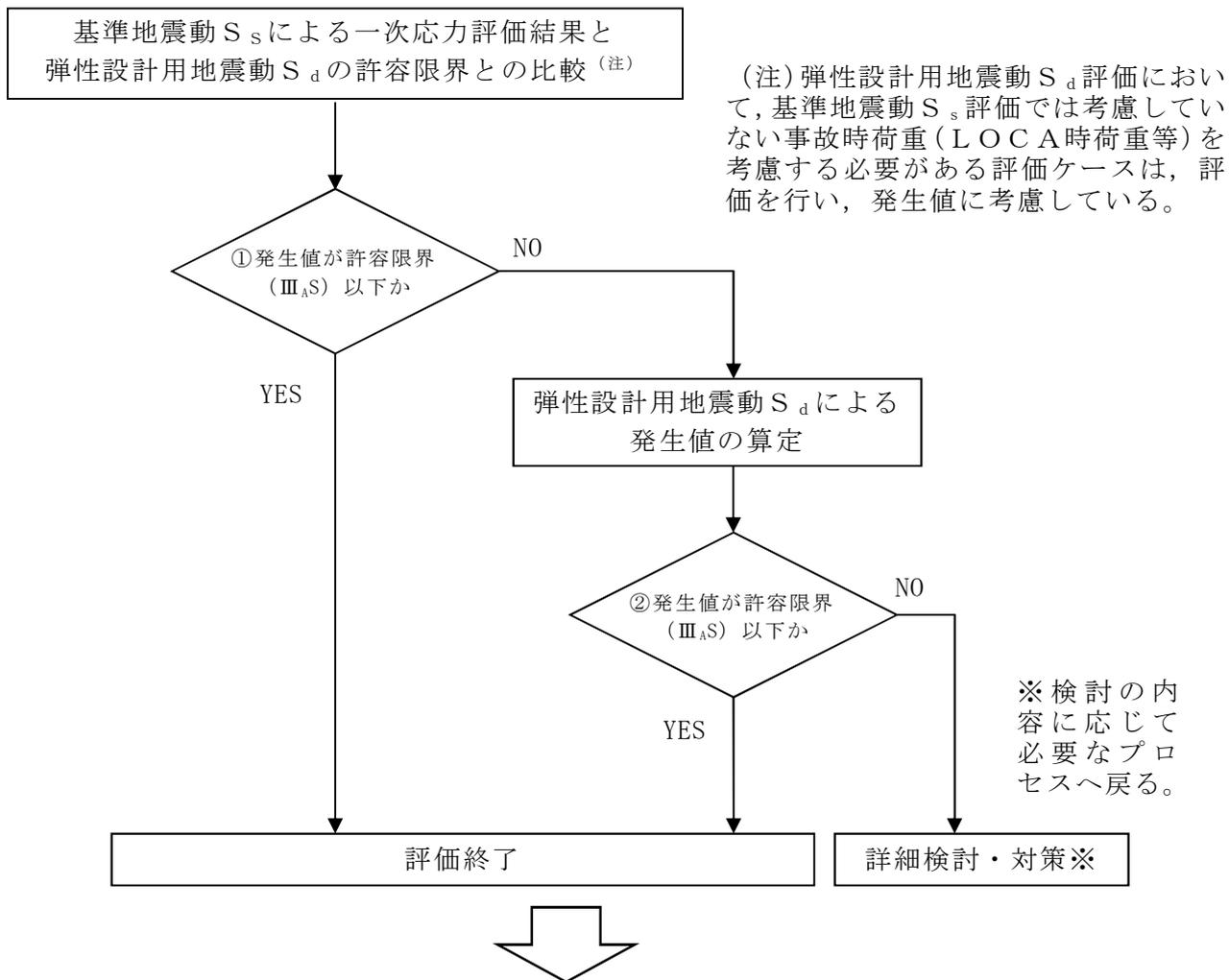
① 基準地震動 S_s による発生値と評価基準値 ($\text{III}_A S$) の比較

評価対象設備の基準地震動 S_s による発生値が弾性設計用の評価基準値 (許容応力状態 $\text{III}_A S$) 以下であることを確認する。

弾性設計用地震動 S_d は基準地震動 S_s の係数倍にて定義していることから、設備の基準地震動 S_s による発生値が、評価基準値 (許容応力状態 $\text{III}_A S$) 以下であれば、弾性設計用地震動 S_d による発生値についても、評価基準値 (許容応力状態 $\text{III}_A S$) 以下となる。

② 弾性設計用地震動 S_d による発生値と評価基準値 ($\text{III}_A S$) の比較

①項にて、評価対象設備の基準地震動 S_s による発生値が、評価基準値 (許容応力状態 $\text{III}_A S$) を上回った部位については、弾性設計用地震動 S_d を用いて応力分類を全て評価し、算定した発生値が評価基準値 (許容応力状態 $\text{III}_A S$) 以下であることを確認する。



基準地震動 S_s による評価結果に対する許容値置き換え評価結果又は弾性設計用地震動 S_d を用いた評価結果を工認添付書類へ記載
また評価に際してフローの順に関わらずに、②による評価を実施する場合もある。

図2 機器・配管系の弾性設計用地震動 S_d に対する評価手順

- a. 弾性設計用地震動 S_d による評価のうち、一次＋二次応力評価の省略について

弾性設計用地震動 S_d による評価において、一次＋二次応力評価が省略可能である理由について以下に示す。

一次＋二次応力評価については、JEAG4601 に規定されている許容応力状態 IV_{AS} と III_{AS} の許容値は同一となる。許容値が同じであれば、弾性設計用地震動 S_d より大きな地震動である基準地震動 S_s で評価した結果の方が厳しいことは明らかであることから、基準地震動 S_s の評価を実施することで、弾性設計用地震動 S_d による評価は省略可能である。

ただし、支持構造物（ボルト以外）のうち、「支圧」に対しては、許容応力状態 IV_{AS} と III_{AS} で許容値が異なるケース*が存在する。

一次＋二次応力評価のうち、「支圧」の評価が必要な設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物があるため、「支圧」評価を実施している評価部位について整理したものを表 1 に示す。表 1 に示すとおり、許容応力状態 IV_{AS} と III_{AS} で許容値が異なるが、基準地震動 S_s の発生値は III_{AS} の許容値を満足している。

* 許容応力状態 III_{AS} と IV_{AS} ではそれぞれの許容値算出において用いるパラメータである F 値の設定に差がある。材料次第ではあるが、 III_{AS} において F 値は $\min(S_y, 0.7S_u)$ だが、 IV_{AS} では S_y を 2 割増しした値を用いる規定となっているため、 S_y と S_u の関係により、最大 2 割の差が生じることとなる。

表 1 支持構造物（ボルト以外）の一次＋二次の支圧応力

評価対象設備	評価部位	発生値 (MPa)	許容値 IV_{AS} (許容値 III_{AS}) (MPa)	耐震裕度 (III_{AS} 裕度)
使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物	支持台座	36	361 (301)	10.0 (8.3)
使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物 (タイプ II)	支持台座	41	362 (302)	8.8 (7.3)

b. 弾性設計用地震動 S_d による評価のうち、一次＋二次＋ピーク応力評価（疲労評価）の省略について

(a) 基準地震動 S_s と弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数と許容繰返し回数の関係について

一次＋二次＋ピーク応力評価については、地震動により算定した評価用等価繰返し回数を用いた疲労評価を行っている。評価用等価繰返し回数は、J E A G 4601-1987 の記載に示すピーク応力法により一律に設定する保守的な値（ S_s : 160回， S_d : 320回），若しくは設備毎に個別に設定する値を用いている。

以下に基準地震動 S_s と弾性設計用地震動 S_d による許容繰返し回数及び等価繰返し回数の関係を示す。

【許容繰返し回数（許容限界）】

弾性設計用地震動 S_d の地震加速度は基準地震動 S_s の地震加速度に対して $1/2$ 程度であることから、一次＋二次＋ピーク応力（以下「ピーク応力」という。）が $1/2$ 程度になると考えれば、設計疲労線図から求める弾性設計用地震動 S_d の許容繰返し回数としては、基準地震動 S_s の許容繰返し回数の $5\sim 10$ 倍程度（図3）となる。

【等価繰返し回数（発生値）】

東海第二発電所の弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s より地震の発生頻度が多いことを踏まえ2回分を考慮しており、弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数について算定した結果を保守的に丸めて、320回とする（補足1参照）。これは、基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数の2倍の回数となるが、上記の基準地震動 S_s と弾性設計用地震動 S_d の許容繰返し回数の増分（ $5\sim 10$ 倍程度）より等価繰返し回数の増分（2倍）の方が小さい。

疲労評価では、疲れ累積係数が1.0以下である事を確認する必要がある。

$$\text{疲れ累積係数} = \frac{\text{等価繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} \leq 1.0$$

前述のとおり、一般的には、基準地震動 S_s と弾性設計用地震動 S_d の許容繰返し回数の増分（ $5\sim 10$ 倍程度）より等価繰返し回数の増分（2倍）の方が小さくなり、基準地震動 S_s を用いた評価の方が疲れ累積係数が大きくなるため、基準地震動 S_s の評価で代表できる。

(b) 今回工認における弾性設計用地震動 S_d による、一次＋二次＋ピーク応力評価（疲労評価）の対応方針について

前項(a)に示したとおり、弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数を320回と設定したが、今回工認においては、弾性設計用地震動 S_d の個別に設定する等価繰返し回数が、基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数160回を下回ること

が確認できれば、弾性設計用地震動 S_d のピーク応力が基準地震動 S_s のピーク応力の 1/2 程度であることから、弾性設計用地震動 S_d による疲労評価は、基準地震動 S_s による疲労評価で代表できるものと判断する。

確認の結果、弾性設計用地震動 S_d の個別に設定する等価繰返し回数が、基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数 160 回を上回る設備がある場合には、弾性設計用地震動 S_d の個別に設定する等価繰返し回数又は一律に設定する等価繰返し回数 320 回での評価を行う。

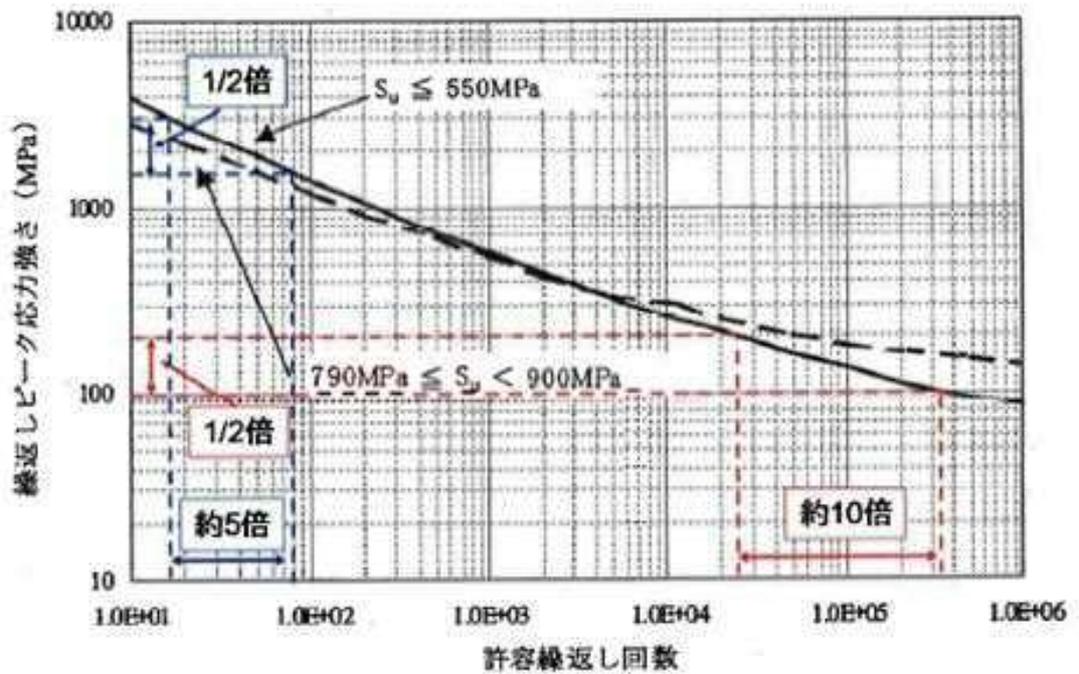


図 3 設計疲労線図（炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼）におけるピーク応力と許容繰返し回数との関係

弾性設計用地震動 S_d の等価繰返し回数の設定について

1. はじめに

本資料は、弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数の算定について纏めたものである。

2. 算定条件

弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数は、下記条件にて求める。

2. 1 地震波

弾性設計用地震動 S_d は基準地震動 S_s に 1/2 以上の係数を乗じて設定しており、周波数特性、継続時間等同じ特性を持つ。そのため、基準地震動 S_s において、 S_s-D1 の等価繰返し回数が最大となったため、 S_d-D1 に対する等価繰返し回数を算定する。

2. 2 ピーク応力

弾性設計用地震動 S_d のピーク応力は基準地震動 S_s の応答加速度と弾性設計用地震動 S_d の応答加速度との応答比で発生すると仮定し、基準地震動 S_s での一律に設定する等価繰返し回数の算定に適用するピーク応力 (150kg/mm² (1471MPa)) に、各方向の応答比を乗じることにより求める (添付 8 補足 3 3. 3 項参照)。

2. 3 考慮する弾性設計用地震動 S_d の回数

弾性設計用地震動 S_d については基準地震動 S_s より地震の発生頻度が多いことを踏まえ、2 回分を考慮する。なお、等価繰返し回数の算定は、弾性設計用地震動 S_d 1 回分を算定し、その値を 2 倍した値とする。

2. 4 その他

上記以外の条件については、基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数の算定と同じ条件とする (添付 8 本文 表 1 参照)。

3. 算定結果

弾性設計用地震動 S_d 1 回分の等価繰返し回数を算定し、その値を 2 倍した値を表 1 に示す。表 1 より、弾性設計用地震動 S_d 1 回分の等価繰返し回数の最大値は 133 回であるため、保守的に丸めた回数は 160 回とし、2 回分を考慮した値 320 回を弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数とする。

<参考> 東海第二発電所における弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数
検討の経緯

弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数については、当初検討においては弾性設計用地震動 S_d の回数を 1 回とし、基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数と同じ 160 回としていたが、弾性設計用地震動 S_d の発生頻度は基準地震動 S_s よりも高いため 2 回を考慮することとした。また、弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰返し回数の算出に当たっては、基準地震動 S_s と弾性設計用地震動 S_d の時刻歴応答波形を繋げて算出する方法から、弾性設計用地震動 S_d のみの時刻歴加速度波形を用いて弾性設計用地震動 S_d の最大ピーク応力に対する等価繰返し回数を算出する方法に変更した。

表 1 (1) 弾性設計用地震動 S_d における原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等の等価繰返し回数算定結果

評価点	減衰	S_d ピーク応力*1 (MPa)			1 質点系 の固有周期	設計用疲 労線図	等価繰返し回数*2 $S_d - D 1$		
		NS	EW	UD			NS	EW	UD

*1 : 基準地震動 S_s での一律に設定する等価繰返し回数の算定に適用するピーク応力 (150kg/mm² (1471MPa)) に, 各方向の基準地震動 S_s の応答加速度と弾性設計用地震動 S_d の応答加速度との応答比を乗じることにより求めた値。

*2 : 算定した弾性設計用地震動 S_d 1 回分の値を 2 倍した値。()内は算定した弾性設計用地震動 S_d 1 回分の値。

表1 (2) 弾性設計用地震動 S_d における原子炉建屋の等価繰返し回数算定結果

評価点	減衰	S_d ピーク応力*1 (MPa)			1 質点 系の固有 周期	設計用疲 労線図	等価繰返し回数*2		
		NS	EW	UD			$S_d - D 1$		
							NS	EW	UD
原子炉建屋 EL 46.500m 質点 No. 3									
原子炉建屋 EL 38.800m 質点 No. 4									
原子炉建屋 EL 34.700m 質点 No. 5									
原子炉建屋 EL 29.000m 質点 No. 6									
原子炉建屋 EL 20.300m 質点 No. 7									
原子炉建屋 EL 14.000m 質点 No. 8									
原子炉建屋 EL 8.200m 質点 No. 9									
原子炉建屋 EL 2.000m 質点 No. 10									
原子炉建屋 EL -4.000m 質点 No. 11									

*1: 基準地震動 S_s での一律に設定する等価繰返し回数の算定に適用するピーク応力 (150kg/mm² (1471MPa)) に、各方向の基準地震動 S_s の応答加速度と弾性設計用地震動 S_d の応答加速度との応答比を乗じることにより求めた値。

*2: 算定した弾性設計用地震動 S_d 1 回分の値を 2 倍した値。()内は算定した弾性設計用地震動 S_d 1 回分の値。

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
2. JEAG4601における記載内容
3. 東海第二発電所の等価繰返し回数の設定
4. 一律に設定する等価繰返し回数の設定
5. 一律に設定する等価繰返し回数設定における保守性
6. 一律に設定する等価繰返し回数設定における保守性を踏まえた追加検討
7. まとめ

補足 1 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 2 一律に設定する等価繰返し回数の妥当性について

補足 3 個別に設定する等価繰返し回数について

参考 1 疲労評価の対象設備

参考 2 各設備の部位毎のピーク応力

参考 3 ピーク応力の算定方法について

参考 4 時刻歴応答波形から直接等価繰返し回数を算定した場合との比較検討

参考 5 地震時等価繰返し回数算定エビデンス

参考 6 等価繰返し回数の算定における材料物性のばらつき等の影響検討

参考 7 多方向入力を対象とした等価繰返し回数算定方法について

1. はじめに

東海第二発電所の今回工認における耐震評価の疲労評価は、J E A G 4601-1987（以下「J E A G 4601」という。）の記載手順に従い、等価繰返し回数を用いた評価を行っている。疲労評価は、応力振幅と繰返し回数の情報が必要となるため、本来は設備の応力時刻歴が必要となるが、最大応力値のみを用いて保守側に疲労累積係数を評価できるように設定した等価繰返し数を設定することで、評価の簡便化を図っている。東海第二発電所の疲労評価に用いる等価繰返し回数は、設備ごとに個別に設定した値又は一律に設定した値を用いている。

なお、既工認の等価繰返し回数は、O B E 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設計の考え方を踏襲し設定している。

2. J E A G 4601 における記載内容

J E A G 4601 の疲労評価の手順に関する記載は、以下のとおりである。（J E A G 4601-1987 p574 より）

- ・ 疲れ解析は、1 次+2 次+ピーク圧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。
- ・ 地震動の等価繰返し回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。

3. 東海第二発電所の等価繰返し回数の設定

東海第二発電所の耐震評価における疲労評価は、J E A G 4601 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り、東海第二発電所で一律に設定した値を用いている。この値はピーク応力法により算定した等価繰返し回数を安全側に丸めることによる保守性を有した値としている。なお、一律に設定した等価繰返し回数を用いるのは原子炉建屋内の設備とする。原子炉建屋以外に設置される疲労評価が必要な設備は、設備毎に個別に算出した等価繰返し回数を用いる。

一律に設定した値と、設備毎に個別に算出された値の使い分けフローを図 1 に示す。ここで、フロー中の疲労評価対象設備は、工認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。

工認計算書で対象とする設備・部位は、東海第二発電所の既工認や大間 1 号機の建設工認を踏まえ、選定しているものであり、耐震設計として評価すべき設備・部位を網羅して設定している（詳細は添付-3 参照）。

また、疲労評価を実施するものとしては、J E A G 4601・補 1984 に基づき疲労評価が

必要となる設備・部位であり，具体的には以下が対象となる。

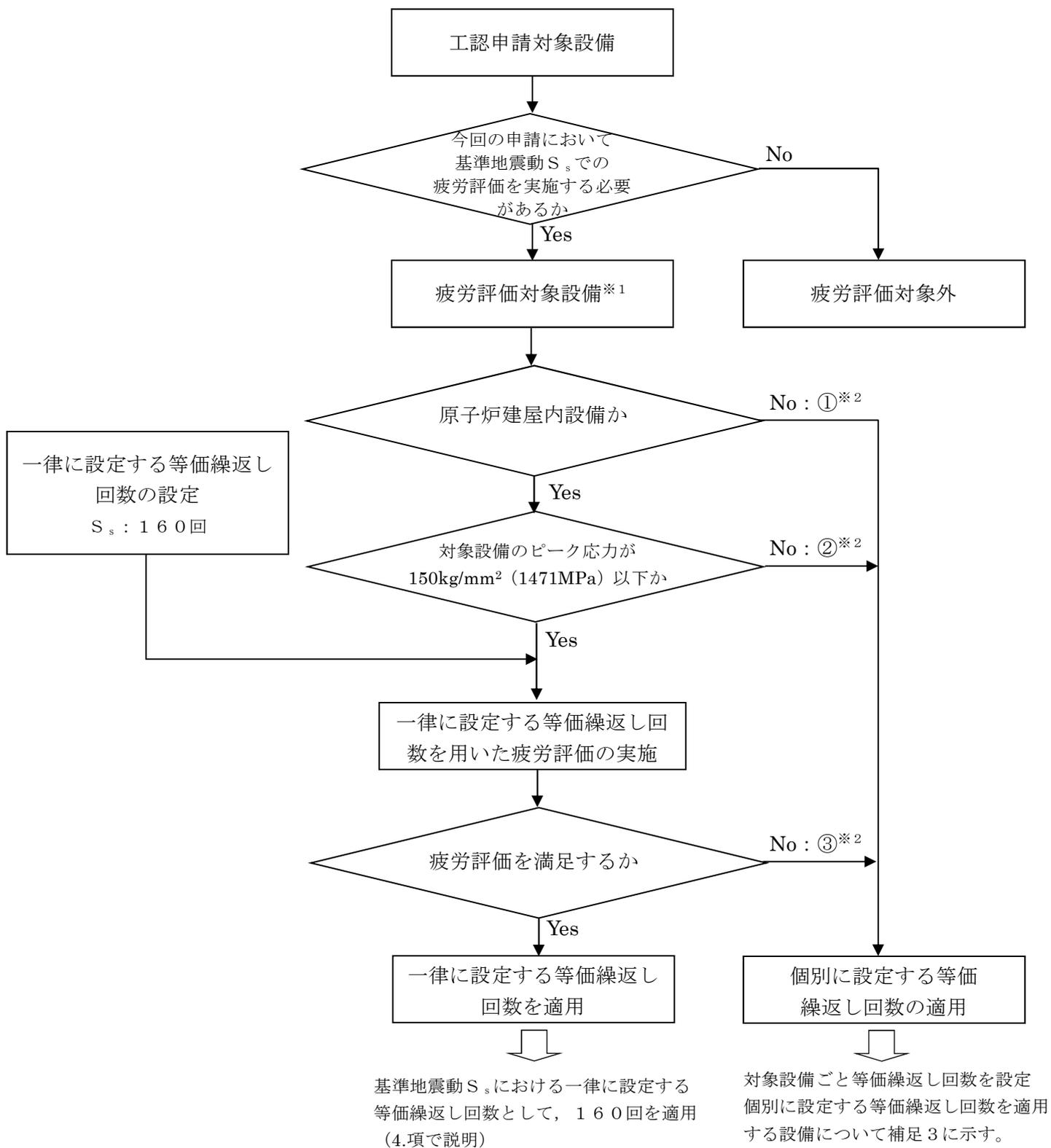
○ 設計基準対象設備

- ・クラス 1 容器，管，ポンプ（J E A G 4601 補 1984 における疲労評価不要の条件（クラス 1 容器については，第 1 種容器の許容応力表の注 5）に従うものを除く。）
- ・クラス MC 容器（J E A G 4601 補 1984 における疲労評価不要の条件（第 2 種容器の許容応力表の注 4）に従うものを除く。）
- ・クラス 2，3 容器，クラス 2，3 管，クラス 2，その他ポンプ（1 次+2 次応力評価が許容値を満足するものを除く。）

○ 重大事故等対処施設

- ・重大事故等クラス 2 容器，管，ポンプ（設計基準対象設備のクラスに準ずる。）

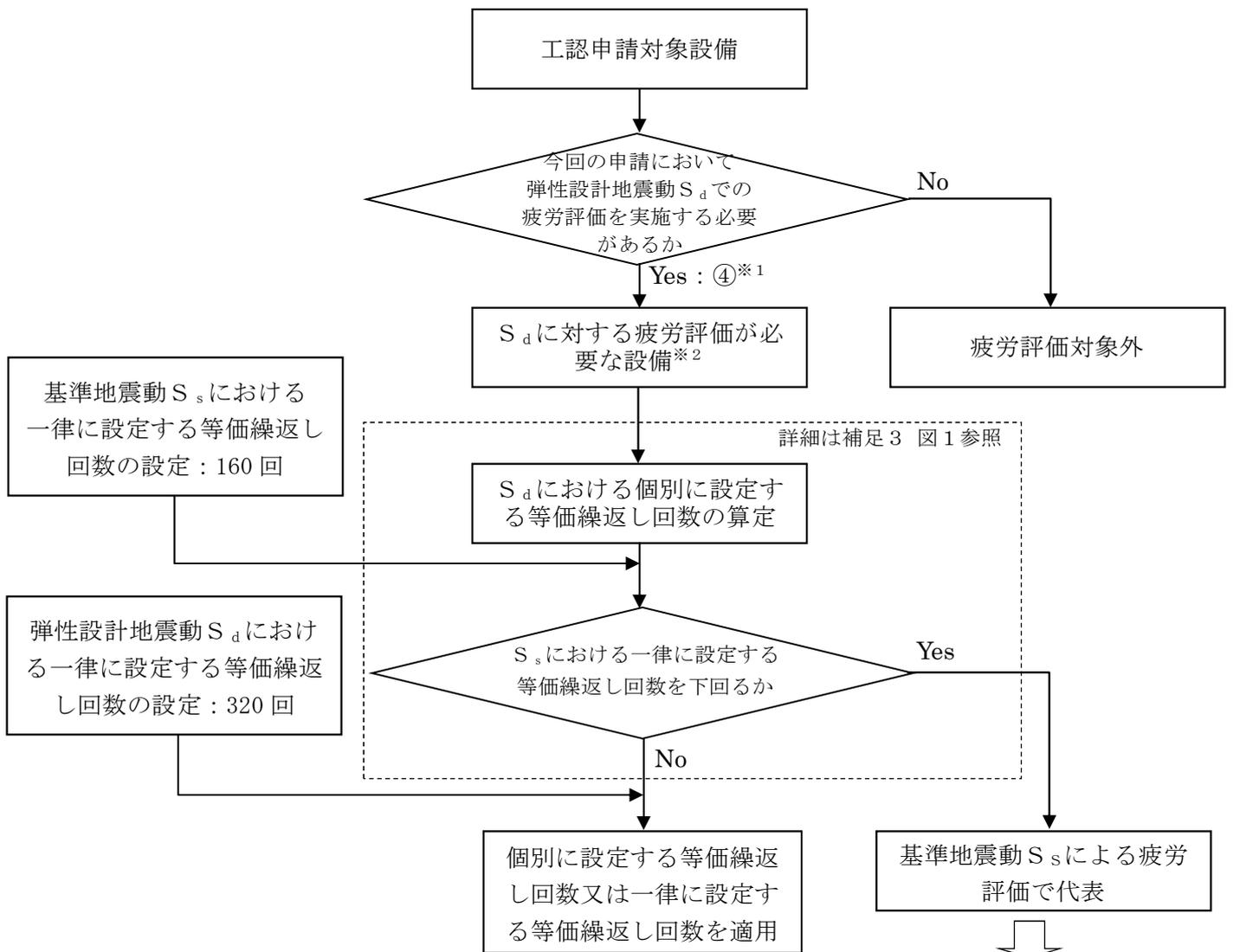
東海第二発電所の等価繰返し回数の設定が保守的な設定であることを確認する際は，等価繰返し回数設定のパラメータ（ピーク応力，固有周期，対象床面，地震波，減衰定数，設計疲労線図）に加え，ばらつきによる影響（水平 2 方向，時刻歴解析による評価設備，材料物性の影響）に対しても検討する。



※1 疲労評価対象設備については、添付8 参考1参照。このフローによらず個別に設定する等価繰返し回数を適用する場合がある。

※2 該当する設備は補足3参照。

図1(1) 基準地震動 S_s における等価繰返し回数設定フロー



S_dにおける個別に設定する等価繰返し回数が、S_sにおける一律に設定する等価繰返し回数を下回ってれば、許容繰返し回数はS_sよりS_dの方が大きくなることを考慮すると、S_dの疲労評価はS_sの疲労評価で代表できる。

※1 該当する設備は補足3参照。

※2 疲労評価対象設備については、添付8 参考1参照。このフローによらず個別に設定する等価繰返し回数を適用する場合がある。

図1(2) 弾性設計用地震動S_dにおける等価繰返し回数設定フロー

4. 一律に設定する等価繰返し回数の設定について

(1) 算定方法

東海第二発電所のピーク応力法による等価繰返し回数算定方法の手順を、J E A G 4601 に記載されたピーク応力法による算定フロー（図 2，以下「フロー」という）との対比で説明する。

このフローには分岐があり，建屋時刻歴応答を直接機器の評価に用いる場合と，建屋応答を床応答曲線として用いる場合が示されている。

左側のフローは，時刻歴応答を用いて設備の応答を求めている場合のフローであり，この場合，等価繰返し回数算出に必要な設備の荷重時刻歴が算出されることから，この時刻歴波形を用いて直接等価繰返し回数を算定するものである。

一方，右側のフローは，床応答曲線を用いて機器の応力を算定している場合のフローであり，改めて機器の固有周期に応じた応答時刻歴を求めているものであり，設備の時刻歴応答解析を改めて行わず，一質点系モデルにより，応答時刻歴を算定するものである。

東海第二発電所の今回工認においては，個別機器ごとの等価繰返し回数設定を合理化するため，主要施設が設置される原子炉建屋及び，原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の大型機器に対して，図 2 に示す右側のフローにより，対象設備一律に適用可能な等価繰返し回数を設定する*1。基準地震動 S₀における等価繰返し回数算定のフローを図 3 に示す。

等価繰返し回数の検討は，「昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書」に記載されており，当該報告書における算定方法と，今回の算定方法の比較を表 1 に示す。なお，設備の繰返し回数を個別に算定する場合においては，個別のピーク応力，固有周期，減衰定数，設置される床面における等価繰返し回数を算定することになり，算定される等価繰返し回数としては，一律に設定した等価繰返し回数の方がより保守的な算定となる。（各パラメータに対する検討は 5. 項参照。）

以下に具体的な手順を示す。①～④の手順はフロー中の番号に対応している。

* 1 ただし，一律に設定した等価繰返し回数で許容値を超える（疲労累積係数が 1 を超える）場合及び原子炉建屋以外に設置される設備において，疲労評価が必要になった場合は，個別に等価繰返し回数設定を行う。

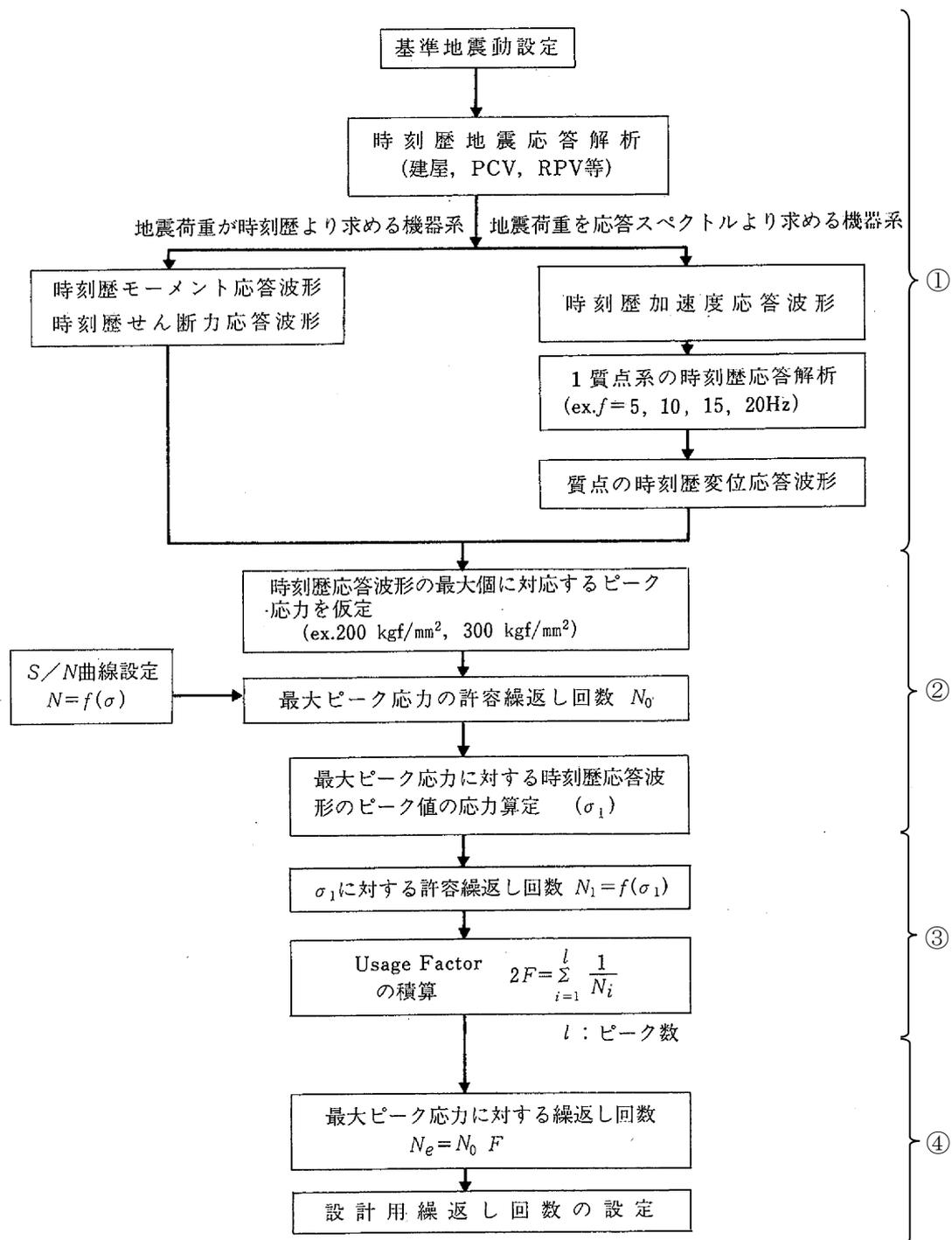


図2 ピーク応力法による算定フロー (J E A G 4601-1987 に追記)

表1 昭和55年度耐震設計の標準化に関する調査報告書における算定条件と東海第二における一律に設定する等価繰返し回数算定条件との比較

		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)		東海第二発電所 一律に設定する等価繰返し回数の設定	
		【手法1】	【手法2】		
対象設備		原子炉压力容器スカート	第一種配管	原子炉格納容器, 原子炉 压力容器等大型機器	原子炉建屋に設置され た機器・配管系
算出方法 (JEAGのフローの左右どちらか)		時刻歴解析より算定され る時刻歴モーメントを用 いた算出方法 (JEAGにお ける左側のフロー)	建屋床応答を入力とし た1質点系モデルによ る応答時刻歴を用いた 算出方法 (JEAGにお ける右側のフロー)	標準化報告書【手法2】 と同じ (JEAGにおける右 側のフロー)	同左
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	標準化報告書【手法2】 と同じ	同左
	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し た300kg/mm ²	150kg/mm ² (1471MPa) 「昭和55年度耐震設 計の標準化に関する調 査報告書」の検討にて十 分とされている値*	同左
対象建屋・床		代表設備の設置床面	同左	標準化報告書【手法1】 及び【手法2】と同じ	全ての床面
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	標準化報告書【手法2】 と同じ	同左
減衰定数		報告書に言及なし	同左	1.0%, 0.5%	同左
設計用疲労線図		代表設備材料の線図を使 用	同左	標準化報告書【手法1】 及び【手法2】と同じ	同左
地盤条件		V _s =500, 1000, 1500m/s	V _s =1500m/s	東海第二の地盤条件 V _s =約700m/s	同左

* : 設備のピーク応力が150 kg/mm² (1471MPa) を超える場合は個別に評価を行う。

① 全設備の固有周期に対する応答加速度時刻歴波形の算定

ピーク応力法による等価繰返し回数を求めるためには、設備の応力時刻歴波が必要となる。図2のフローでは地震荷重を時刻歴より求める場合（左側のフロー）は時刻歴モーメント応答波形又は時刻歴せん断力波形を用いること、及び、応答スペクトルより求める場合（右側のフロー）は時刻歴変位応答波形を用いることとなっているが、今回工認の算定では、右側のフローとして時刻歴変位応答波の波形を用いることとしている。

建屋地震応答解析又は建屋－機器連成解析（フローでは「時刻歴地震応答解析」と記載）の結果から算出される変位加速度応答波を用いて、振動数 f の1質点系に入力した場合の時刻歴変位応答波形を求める。この時刻歴波形は、固有振動数全てに対して算出する。

② 時刻歴ピーク応力値の設定

設備に発生するピーク応力の最大値を①で求めた時刻歴波形の最大値とすることで、応力の時刻歴波を作成する。なお、フローの「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、この設備に発生するピーク応力の最大値を①で求めた時刻歴波形の最大値とすることに対応している。なおピーク応力は、当該床面・固有周期に対応する設備のピーク応力ではなく、対象設備全てのピーク応力最大値を、時刻歴波の最大値と仮定しており、また、多質点系モデルの場合、ピーク応力は各モードの重ね合わせの結果として算定されるものであり、必ずしも波形の最大値がピーク応力の最大値になるとは限らないが、多質点系モデルの場合においても、最大値がピーク応力であると仮定していることを指している。

ここで、東海第二発電所における地震時等価繰返し回数の設定に用いるピーク応力は、 150 kg/mm^2 (1471 MPa) を用いている。設備のピーク応力が 150 kg/mm^2 (1471 MPa) を超える場合は個別に評価を行う。

③ 各ピーク点の応力に対する許容繰返し回数 (N_i) を設計疲労線図より求め、疲れ累積係数 UF (Usage Factor) を求める。

図4に示す設計疲労線図を用い、応力時刻歴波に対して各時刻歴振幅に対する許容繰返し回数を算定する。

各応力時刻歴波の振幅 σ_i に対する許容繰返し回数 N_i と、ピークのサイクル数 n_i から、UF を算定する。

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

④ UF と、最大ピーク応力に対する許容繰返し回数 N_0 の積をとることにより最大ピーク応力に対する等価繰返し回数 N_e を求める。

③で算定した UF と、②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。

$$N_e = UF \times N_0$$

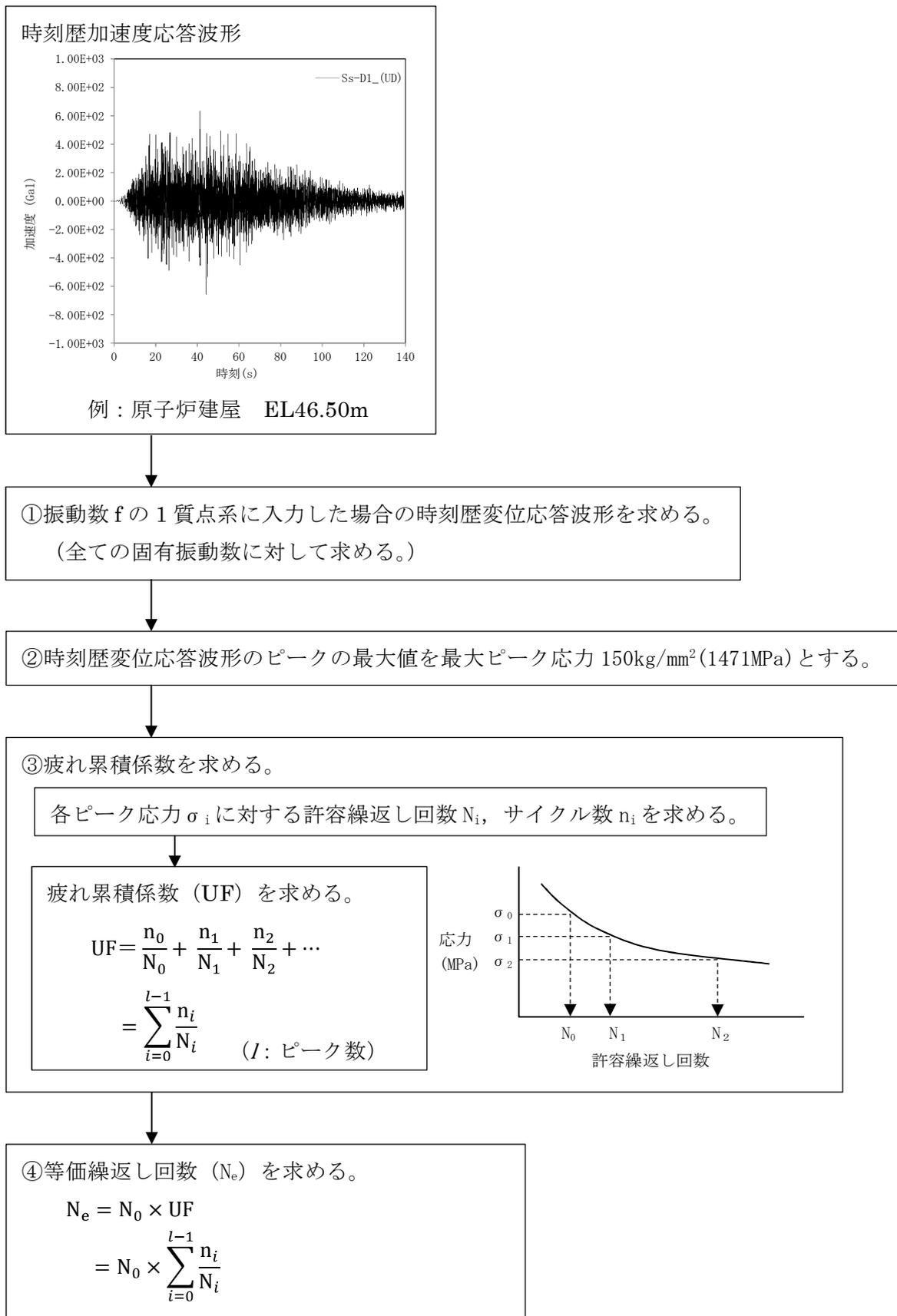


図3 基準地震動 S_s における等価繰返し回数算定フロー

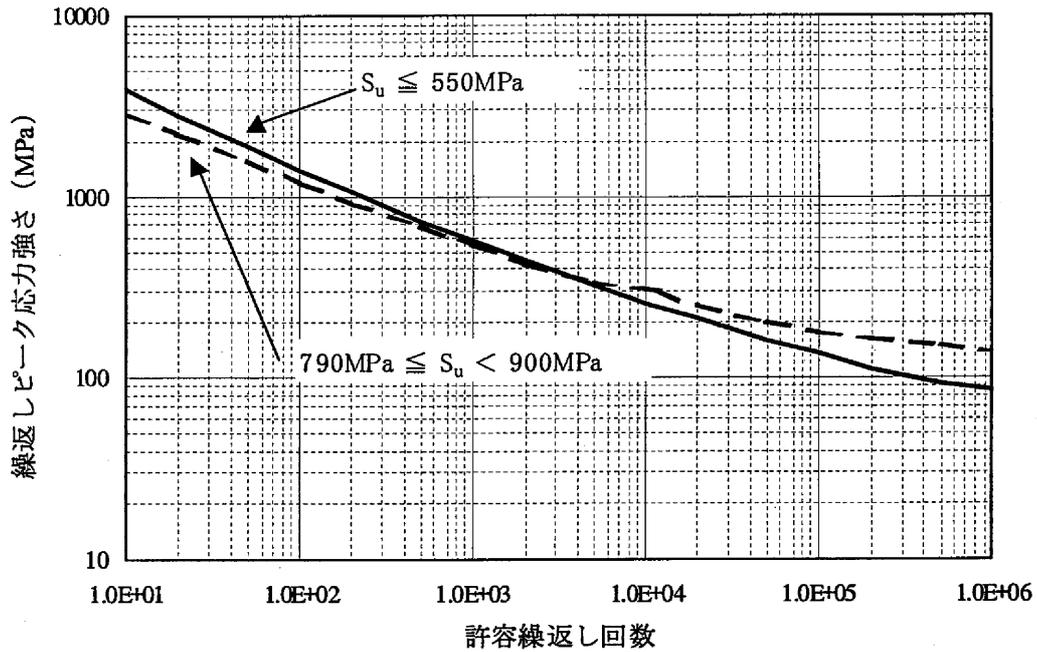


図4 炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼の設計疲労線図
(J S M E 設計・建設規格より抜粋)

(2) 算定結果

(1) に基づき一律に設定する等価繰返し回数を算定した結果を示す。

a. 原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の大型機器

原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の大型機器の各質点の水平（NS，EW）及び鉛直（UD）方向の加速度時刻歴より求めた1質点系の変位応答に対する等価繰返し回数を表2に示す。一律に設定する等価繰返し回数については，表2の数値を保守的に丸めた160回を設定する。

b. 原子炉建屋に設置された機器・配管系

原子炉建屋の各質点の水平（NS，EW）及び鉛直（UD）方向の加速度時刻歴より求めた1質点系の変位応答に対する等価繰返し回数を表3に示す。一律に設定する等価繰返し回数については，表3の数値を保守的に丸めた160回を設定する。

ここで，多方向入力の等価繰返し回数の算定方法として，各方向の最大値，SRSS，代数和等の等価繰返し回数を組み合わせる方法が考えられる。これらの中でSRSSや代数和は過度に保守的な評価となるため（添付8 参考7参照），各方向の最大値を保守的に丸めた回数を等価繰返し回数とした。

表 2 (1) 原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等の等価繰返し回数の算定結果

減衰定数	S _s -D 1			S _s -1 1			S _s -1 2			S _s -1 3		
	NS	EW	UD									

注) 質点No. は水平方向のモデル (図5参照) の番号を示す。

表 2 (2) 原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等の等価繰返し回数の算定結果

減衰定数	S _s - 1 4			S _s - 2 1			S _s - 2 2			S _s - 3 1		
	NS	EW	UD									

注) 質点No. は水平方向のモデル (図 5 参照) の番号を示す。

表 3 (1) 原子炉建屋の等価繰返し回数の算定結果

	減衰定数	S _s -D 1			S _s -1 1			S _s -1 2			S _s -1 3		
		NS	EW	UD									
原子炉建屋 EL. 46.500 m 質点 No. 3	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 38.800 m 質点 No. 4	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 34.700 m 質点 No. 5	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 29.000 m 質点 No. 6	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 20.300 m 質点 No. 7	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 14.000 m 質点 No. 8	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 8.200 m 質点 No. 9	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 2.000 m 質点 No. 10	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. -4.000 m 質点 No. 11	h=0.5%												
	h=1.0%												

注) 質点 No. は図 7 及び図 8 の番号を示す。

表 3 (2) 原子炉建屋の等価繰返し回数の算定結果

	減衰定数	S _s -14			S _s -21			S _s -22			S _s -31		
		NS	EW	UD									
原子炉建屋 EL. 46.500 m 質点 No. 3	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 38.800 m 質点 No. 4	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 34.700 m 質点 No. 5	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 29.000 m 質点 No. 6	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 20.300 m 質点 No. 7	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 14.000 m 質点 No. 8	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 8.200 m 質点 No. 9	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. 2.000 m 質点 No. 10	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL. -4.000 m 質点 No. 11	h=0.5%												
	h=1.0%												

注) 質点 No. は図 7 及び図 8 の番号を示す。

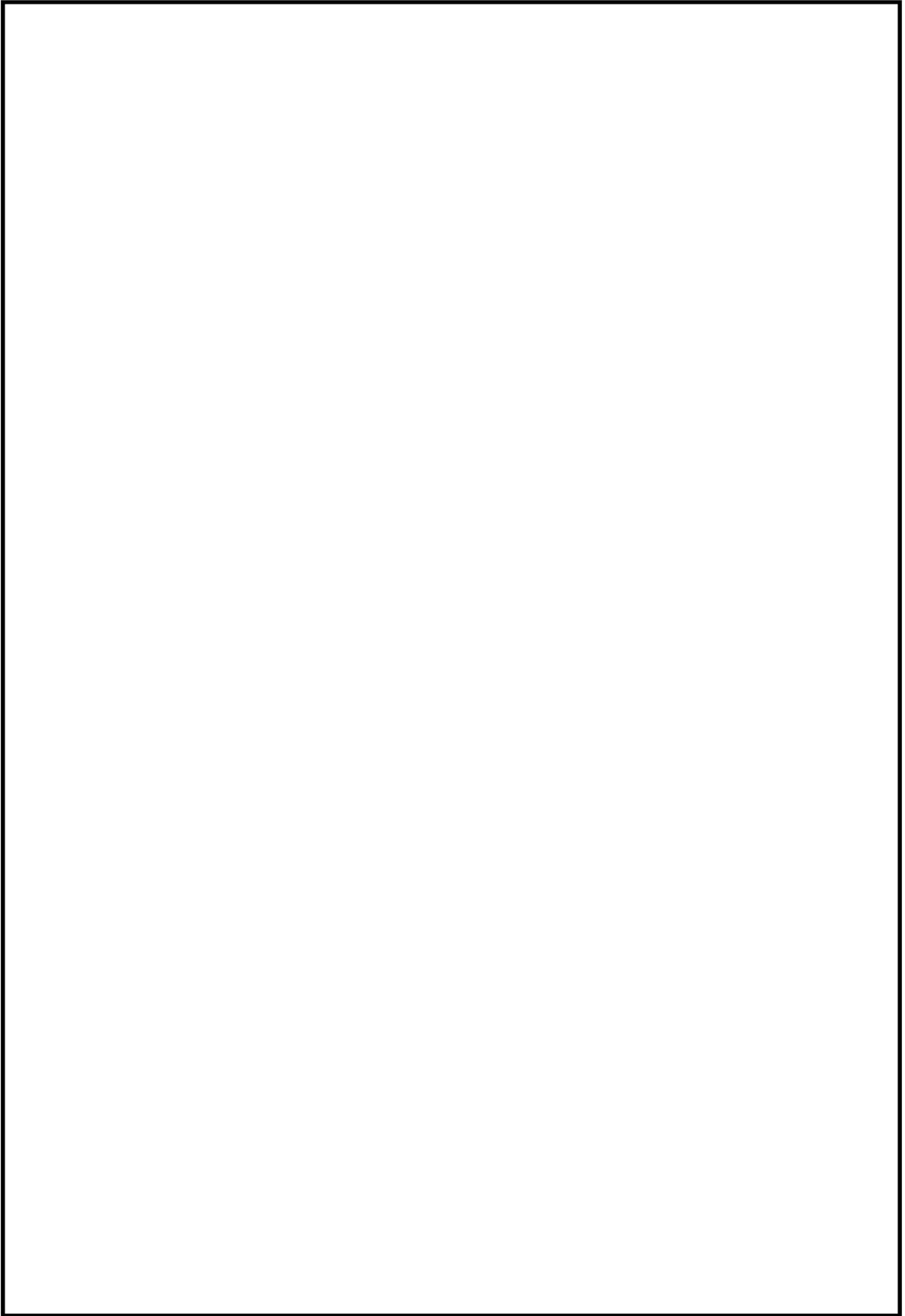


図5 原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等の等価繰返し回数の算定位置(水平方向)

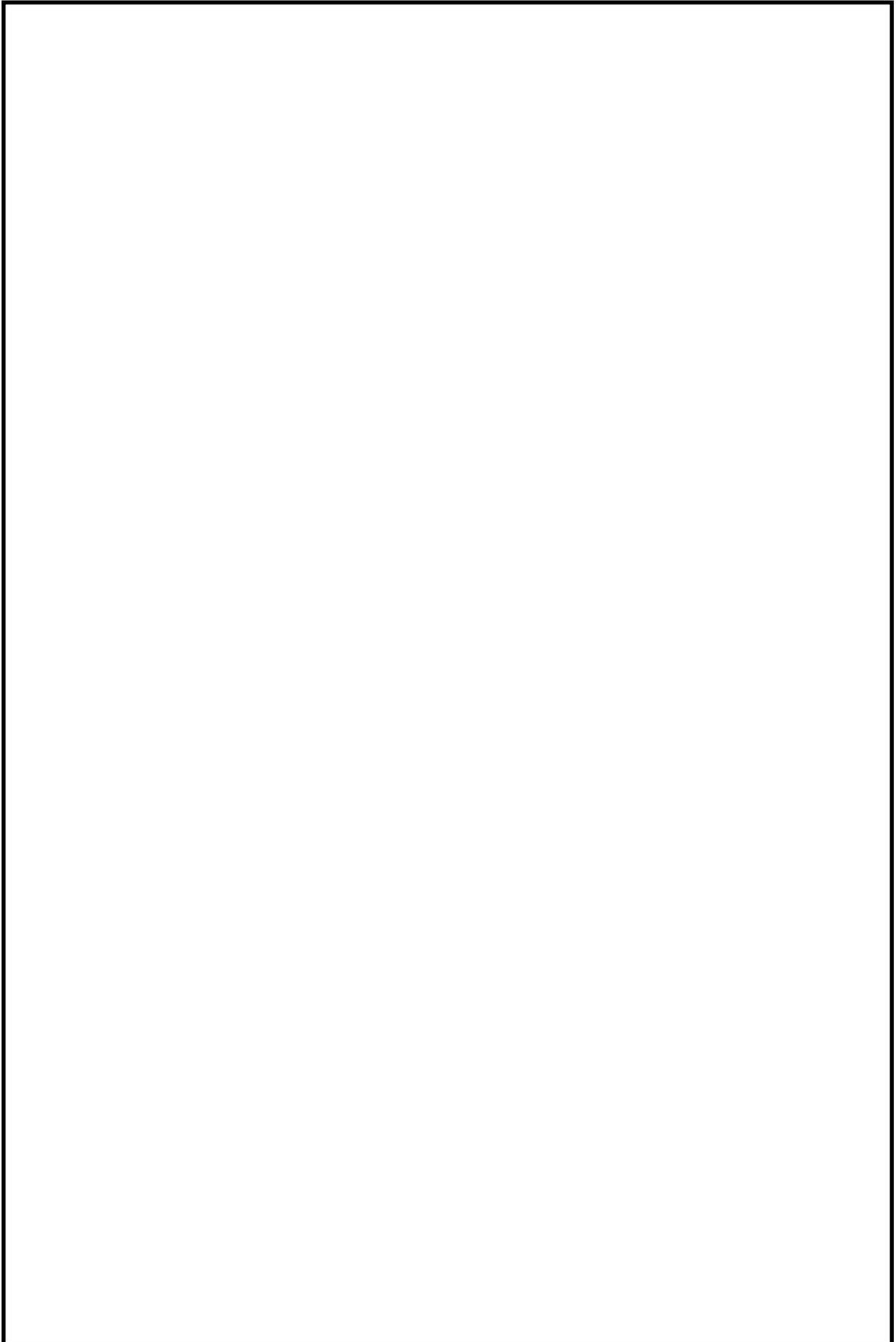


図6 原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等の等価繰返し回数の算定位置 (鉛直方向)

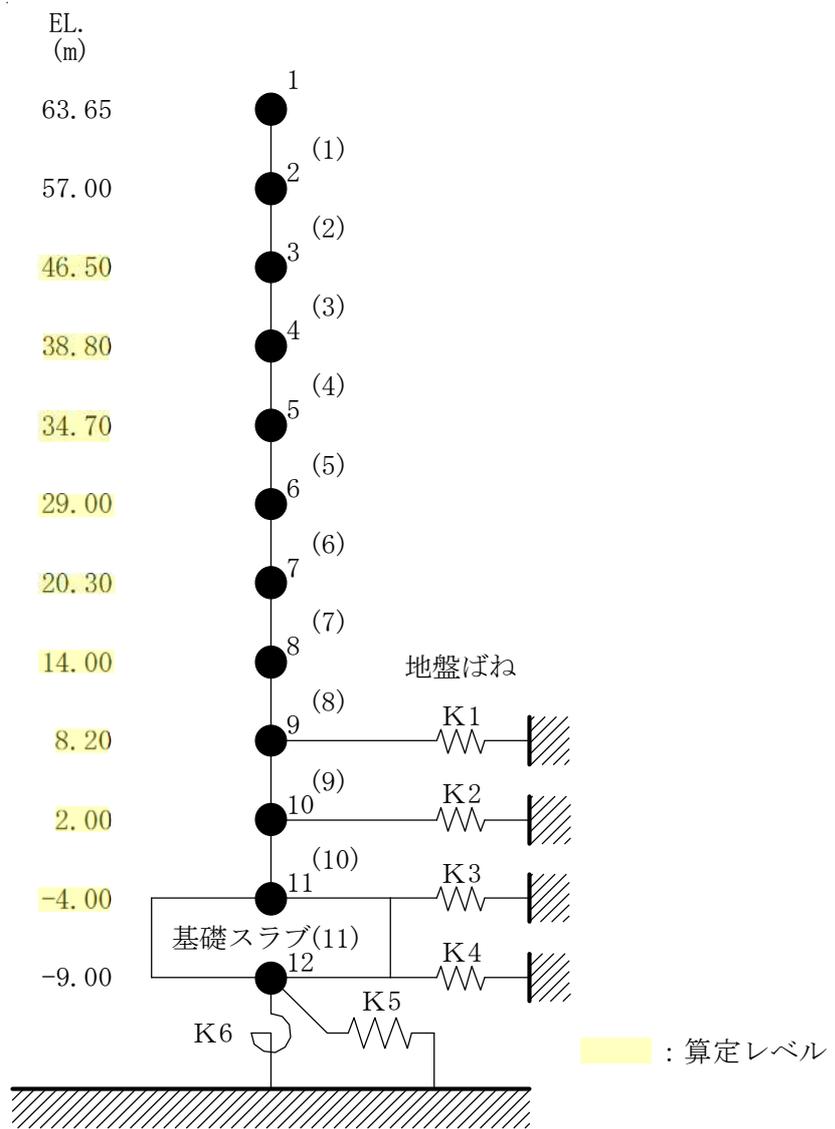


図7 原子炉建屋の等価繰返し回数の算定位置（水平方向）

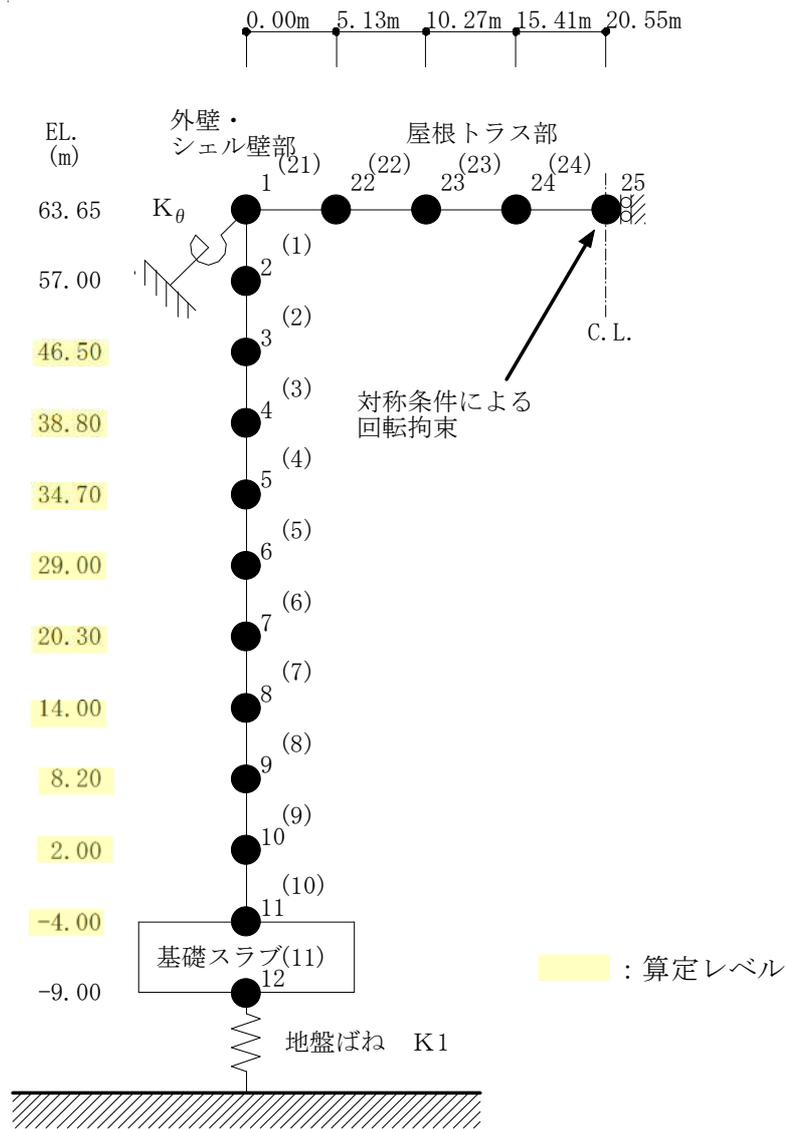


図8 原子炉建屋の等価繰返し回数の算定位置（鉛直方向）

5. 一律に設定する等価繰返し回数設定における保守性

等価繰返し回数の設定におけるパラメータとしては、以下の 6 種類がある。ここでは、それぞれのパラメータに対する包絡性を検討し、一律に設定する等価繰返し回数が保守的な回数であることを確認する。

- ① ピーク応力
- ② 固有周期
- ③ 対象床面
- ④ 地震波
- ⑤ 減衰定数
- ⑥ 設計疲労線図

① ピーク応力

同じ波形で応力値の大きな波と小さな波があった場合、ピーク応力法で等価繰返し回数を算出すると、応力値の大きな波の方が回数を大きく算出することになる。

東海第二発電所における一律に設定する等価繰返し回数の設定に用いるピーク応力は、 150 kg/mm^2 (1471MPa) を用いる。当設定は、「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」での検討にて、当値まで考慮すれば十分とされた値*1である。なお、設備のピーク応力が 150 kg/mm^2 (1471MPa) を超える場合は個別に評価を行う。

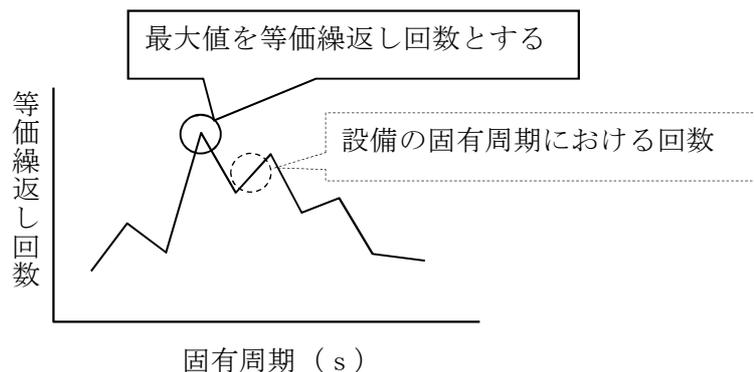
* 1 「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」での整理。

現在用いられている材料において RPV 本体材料である SQV 2 A 及び SFVV 3 の一次+二次応力に対する許容値が最も高く、その値は $3S_m = 56.4 \text{ kg/mm}^2$ となる。

応力係数の極大値 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、 150 kg/mm^2 まで考慮すれば十分としている。

② 固有周期

今回工認の基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数の設定においては、設備の固有周期の有無に係わらず全周期帯での最大の等価繰返し回数としている。実際の設備としては、特定の固有周期を有していることから、当該建屋（又は質点）の等価繰返し回数は、確実にそれ以下の回数となり、保守側の算出となっている。



③ 代表床面（質点）における等価繰返し回数の設定

原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の大型機器については，「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」と同様に代表質点にて等価繰返し回数を設定しており，代表質点は，クラス 1 の機器・配管系の設置位置を選定している。また，(2) 項の表 5 で示した等価繰返し回数は，原子炉建屋に設置された機器・配管系は全ての床面の回数を算定した上で，最大の回数を記載しており，設備の等価繰返し回数は，確実にそれ以下の回数となり保守側の算出となっている。

④ 地震波

東海第二発電所における地震波としては， $S_s-D, 11, 12, 13, 14, 21, 22, 31$ がある。今回の等価繰返し回数の設定においては，全ての S_s を用いており，設備の等価繰返し回数は，確実にそれ以下の回数となり保守側の算出となっている。

また， S_d における一律に設定する等価繰返し回数は， S_s の 2 倍の回数を用いている。 S_d の等価繰返し回数を S_s の等価繰返し回数の 2 倍の回数とすることが保守的な設定であることは，1.1.2(2)にて示している。

⑤ 減衰定数

一律に設定する等価繰返し回数の算定においては，減衰定数は 0.5% 及び 1.0% を用いている。表 4 及び表 5 に示すとおり減衰定数が小さいほど，等価繰返し回数が多く算定される傾向にあり，機器・配管系に適用される最小の減衰定数は，0.5% であることから，設備の等価繰返し回数は，確実にそれ以下の回数となり保守側の算出となっている。

⑥ 設計疲労線図

疲労評価に用いている設計用疲労線図としては，JSME に記載されている「オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金」と「炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼」の 2 種類が該当する。

一律に設定する等価繰返し回数の算定は、設計疲労線図は代表設備の設計疲労線図（炭素鋼、低合金鋼及び高張力鋼）を用いる。「炭素鋼、低合金鋼及び高張力鋼」の設計用疲労線図を用いるほうが、同じピーク応力とした場合に「オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金」よりも許容繰返し回数が小さくなり、地震繰返し回数が多く算定されるため、設備の等価繰返し回数は、確実にそれ以下の回数となり保守側の算出となっている。

6. 一律に設定する等価繰返し回数設定における保守性を踏まえた追加検討

a. 6つのパラメータによる等価繰返し回数への影響

5. 項では、6つのパラメータに対して検討を行った。その結果、一律に設定する等価繰返し回数は最も厳しい条件を仮定した回数、また「昭和55年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」で検討された手法を用いており、等価繰返し回数の設定としては保守性を有している。

b. 6つのパラメータ以外による等価繰返し回数への影響

a. 項では、6つのパラメータに対する検討を行ったが、6つのパラメータ以外に等価繰返し回数に影響する要因としては、以下の項目が挙げられる。一律に設定した等価繰返し回数は、保守性は有しており、その設定に問題はないと考えるが、以下の要因に対しても、問題がないことを確認する。

(a) 時刻歴解析を用いている設備（J E A G 4601-1987 (P. 576) の左側のフロー）についても、1質点系の応答波形を用いて回数を設定（J E A G 4601-1987 (P. 576) の右側のフロー）している

(b) 水平2方向による影響

(c) 材料物性の影響

(a) 時刻歴解析を用いている設備への影響

時刻歴解析を行う設備は、J E A G 4601 の左側のフローを用いることとされているが、今回の等価繰返し回数の算定においては J E A G 4601 の右側のフローを用いている。時刻歴解析を用いている設備に対して、その時刻歴応答荷重（J E A G の左側のフロー）を用いて等価繰返し回数を算定した結果と、1質点系の応答波形（J E A G の右側のフロー）を用いて算出した結果の比較を添付8 参考4に示す。

設備の時刻歴応答荷重より直接算定した回数は、160回より十分小さく、一律に設定する等価繰返し回数の設定に問題ないことを確認した。

(b) 水平2方向による影響

疲労評価対象設備における水平1方向及び鉛直方向の地震動に対するピーク応力と、水平2方向及び鉛直方向の地震動に対するピーク応力を添付8 参考2に纏めた。なお、水平2方向の考慮は「補足-340-7【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】における検討結果を踏まえ纏めた。

上部シアラグと格納容器との接合部は水平 1 方向を考慮した場合と、水平 2 方向を考慮した場合が共に 150 kg/mm^2 (1471MPa) を上回っていることから、個別に等価繰返し回数を設定する（補足 3 参照）。

その他の設備については、水平 2 方向による影響を考慮しても、 150 kg/mm^2 (1471MPa) を下回っていることから、一律に設定する等価繰返し回数の設定に影響ないことを確認した。

(c) 材料物性の影響

原子炉建屋における建屋剛性及び地盤物性のばらつき等を考慮した場合の等価繰返し回数を算定した結果を添付 8 参考 6 に示す。材料物性のばらつき等を考慮した場合でも、等価繰返し回数の算定結果への影響は軽微であり、一律に設定する繰返し回数の 160 回以下であることを確認した。

7. まとめ

東海第二発電所における等価繰返し回数は一律に設定した値と個別に設定した値を用いている。本資料において一律に設定した等価繰返し回数が、J E A G 4601 に基づき妥当な設定であり、保守的な設定となっていることを確認した。

なお、一律に設定する等価繰返し回数については、等価繰返し回数算定に影響する 6 つのパラメータ（ピーク応力、固有周期、対象床面、地震波、減衰定数、設計疲労線図）を踏まえても、パラメータ全体として保守的であること、また、それ以外の要因（時刻歴波形を用いた場合の影響、水平 2 方向の影響及び材料物性の影響）に対しても検討を行い、保守的な設定となっていることを確認した。

以上より、今回の東海第二発電所における一律に設定した保守的な値は J E A G 4601 に基づき妥当な設定となっている。

一律に設定する等価繰返し回数の妥当性について

1. 一律に設定する等価繰返し回数の既工認の設定方法からの変更について

今回の東海第二発電所の等価繰返し回数の設定については、J E A G 4601 に記載されているエネルギー換算法、ピーク応力法の 2 つの手法のうちピーク応力法を用いて等価繰返し回数を算定し、算定した等価繰返し回数を保守的に丸めた値を一律に設定する等価繰返し回数（原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の大型機器及び原子炉建屋に設置された機器・配管系：基準地震動 S_s 160 回、弾性設計用地震動 S_d 320 回）としているため、妥当な設定と言える。以下では既工認の設定方法からの変更について説明する。

(1) 既工認における等価繰返し回数の設定方針

BWR プラントにおける等価繰返し回数は、O B E 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設計の考え方を踏襲し設定している。そのため、東海第二発電所の既工認において、一律に設定する等価繰返し回数は 60 回と設定していた。

(2) 今回工認における等価繰返し回数の算定方針

等価繰返し回数を算定する手法としては、J E A G 4601 に基づくこととする。J E A G 4601 ではエネルギー換算法及びピーク応力法による繰返し回数の説明があるが、エネルギー換算法は、機器系の固有振動に対する応力の全体応力に対する寄与が小さくなる剛な領域では、過大に安全側の評価となっているため*、ピーク応力法を用いる。

東海第二発電所の今回工認における基本方針としては、J E A G 4601 には特に要求が無いが、基準地震動 S_s より弾性設計用地震動 S_d の方が発生頻度が多いことを踏まえ、設計上の配慮として、基準地震動 S_s については 1 回分、また、弾性設計用地震動 S_d については 2 回分を考慮する。

なお、上記の算定方法は、新規制基準対応工認における先行プラント（大飯 3・4 号機等）と同じ方法である。

*：昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書

2. 米国における等価繰返し回数設定の考え方との相違について

(1) 米国における等価繰返し回数の考え方

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1に示す。

別紙1に示すとおり、NUREG-0800に定められたSRP3.7.3 Rev.4では、プラントライフ中に、SSE地震1回+OBE地震5回を想定した疲労評価を行うよう要求がある。その際の等価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回繰り返すものとする)。

(2) OBE地震と弾性設計用地震動 S_d の関係性

OBE地震は、プラント運転継続に必要な機能が維持できる地震として設定されるものであり、米国ではOBE地震レベル以下の地震が発生しても、原子炉を停止する必要がない。

一方で、弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s に対する施設の安全機能の保持をより高い精度で確認するために設定された地震動である。東海第二発電所における原子炉スクラムの地震レベルと比較すると、東海第二発電所では加速度検出器設置位置において地震加速度大(水平方向300gal(EL. 14.0m)、水平方向250gal(EL. -4.0m)、水平方向120gal(EL. -4.0m))でスクラムするよう設定しており、弾性設計用地震動 S_d 地震が発生した場合には必ずプラント自動停止となる。

従って、運転継続を前提としたOBE地震と、プラント自動停止レベルを上回る弾性設計用地震動 S_d はその位置付けが異なるものであることから、等価繰返し回数算定の際に想定する事象の回数の設定においてOBE地震と弾性設計用地震動 S_d が対応するものではないと考えている。

上記を踏まえ、OBE地震の回数とは独立して弾性設計用地震動 S_d の回数を設定することとした。

(3) 米国の考え方を準用した東海第二発電所の等価繰返し回数の検証

OBE地震はプラント運転継続に必要な機能が維持できる地震とされており、これに相当する地震としては、JEAG4601・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(参考1参照)。JEAG4601においては、この地震動 S_0 は1/3 S_1 程度の大きさとされている。米国の考え方(SSE地震:1回分+OBE地震:5回分を考慮して疲労評価)に対応させるものとして、仮に基準地震動 S_s を1回分+1/3弾性設計用地震動 S_d を5回分考慮した場合の疲労

評価に基づく等価繰返し回数を算定した。算定した等価繰返し回数は、表1のとおりとなり、今回用いている等価繰返し回数160回よりも小さいことを確認した。

以上の検討は、基準地震動 S_s による等価繰返し回数が大きく算定されている $S_s - D1$ に対して、原子炉建屋 EL. 46.50m (減衰 0.5%) の等価繰返し回数を代表して算定した。

ここで、スクラム設定値を下回る小さな地震が発生したとしても、その影響は今回検討した $1/3 S_d$ 以下の影響であり、スクラム設定値を下回る小さな地震が疲労評価に与える影響は有意ではない。

表1 S_s を1回分+ $1/3 S_d$ を5回分考慮した際の等価繰返し回数

標高 (EL.)	減衰	等価繰返し回数		
		S_s : 1回分	$1/3 S_d$: 5回分	合計
46.50m	0.5%			

*: プラントライフ中に基準地震動 S_s 1回分と $1/3$ 弾性設計用地震動 S_d 5回分が発生した場合の検討を行うため、 S_s と $1/3 S_d$ を繋げた地震動を用いて等価繰返し回数の算定を行う。 S_s と $1/3 S_d$ を繋げた地震動を用いることで、 S_s 及び $1/3 S_d$ を通じて発生する最大ピーク応力 (1471MPa と仮定) に対する等価繰返し回数を算定する。

$1/3 S_d$ 5回分の等価繰返し回数は以下に示す手順で算定した。

- (1) S_s 1回分の等価繰返し回数を算定
- (2) 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定
- (3) (2) - (1) より $1/3 S_d$ 1回分の等価繰返し回数を算定
- (4) (3) $\times 5$ で $1/3 S_d$ 5回分の繰返し回数を算定

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>① S S E 地震 (safe shutdown earthquake) 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。安全停止に係る S S C (建屋, システム, 機器) は S S E により機能喪失が生じないように設計すること。</p> <p>② O B E 地震 (operating basis earthquake) は、プラント運転中に起こりうる地震レベル。O B E 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"> • S S E 地震, O B E 地震が定義されているが、その発生回数の規定はない。 • O B E 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+O B E 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 S S E 地震 1 イベントと, O B E 地震 5 イベントを考慮した疲労評価の実施要求がある。(①)
ASME	<p>① ASME 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、U_f が 1 以下となることを求めている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • O B E 地震は Service Level B に区分される (SRP 3.9.3) 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。

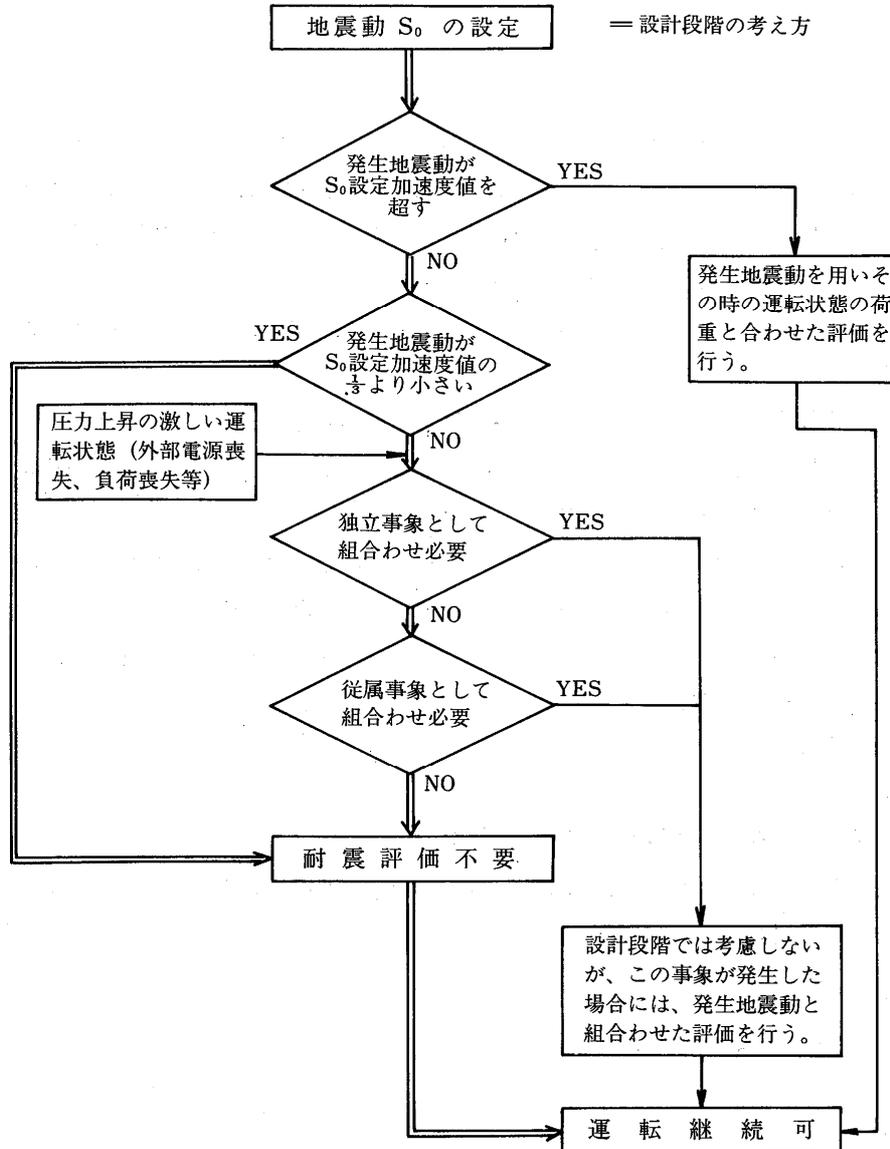
本資料は、この地震動 S_0 についての考え方をまとめたものであり、その大きさを適切な大きさに決めることにより、地震動 S_0 と他の厳しい運転状態の荷重の組合わさった事象が、実際に発生した場合のみに限り評価を行うことをあらかじめ決めておけば、設計段階における地震動 S_0 に対する評価は原則として不要であることを述べている。

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180gal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。

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

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

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

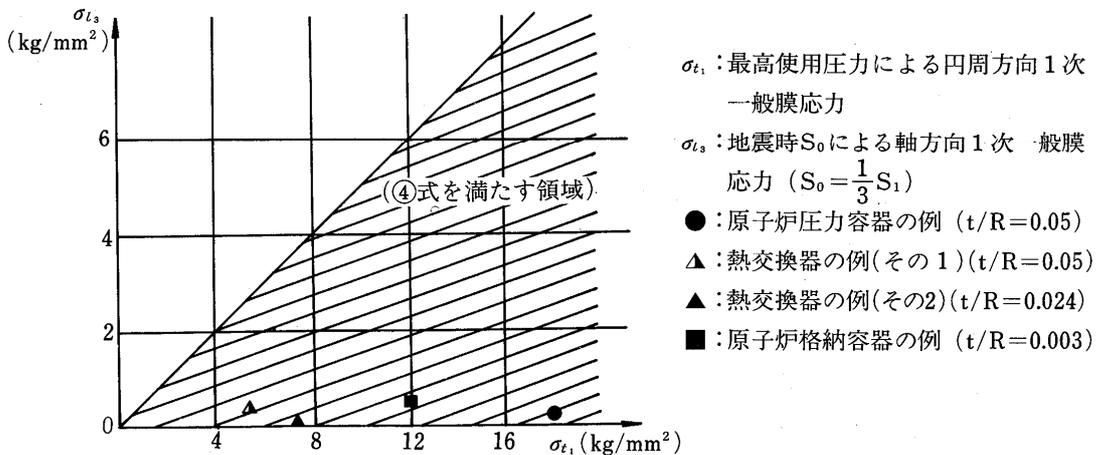
当該容器の1次一般膜応力について③式が満たされていれば地震動 S_0 の考慮は不要となる。

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_s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A_s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、

$$\sigma_{t1} \geq \sigma_{l2} + \sigma_{l3} \quad \dots\dots\dots ⑤$$

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_ASの1次応力の許容値の比率を考えてみる必要がある。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 : S _m = 18.8	Pm : Min (S _y , $\frac{2}{3}$ S _u) = 35.0	1.86
第2種容器	S G V 49	Pm : S = 13.4	Pm : Min (S _y , 0.6 S _u) = 27.0	2.01
第3種容器	S T P L 39	Pm : S = 9.8	Pm : 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。

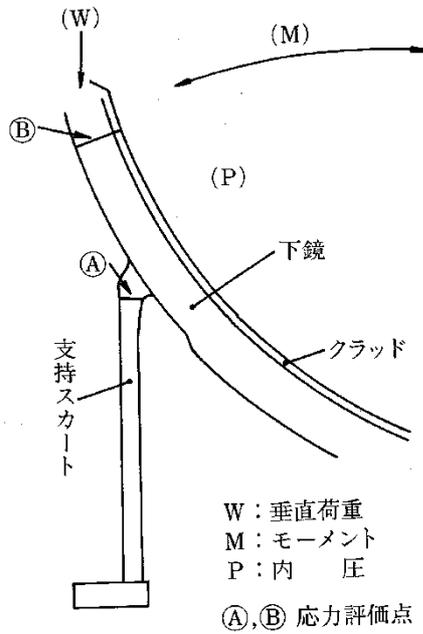
b. 地震動 S₀ による荷重と過渡状態の応力との重ね合わせの影響

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。

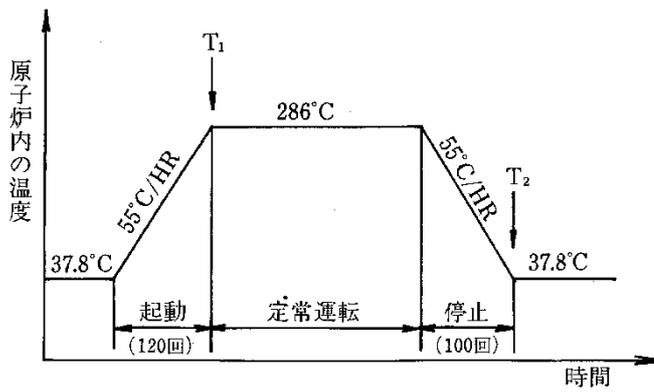
代表例として、原子炉圧力容器スカート部を考える。

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 ~ 30 kg/mm² …… 120 回

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

疲労評価の対象設備

一次+二次+ピーク応力評価(疲労評価)について工認計算書で対象とする設備・部位は、東海第二発電所の既工認や大間 1 号機の建設工認を踏まえ、選定しているものであり、耐震設計として評価すべき設備・部位を網羅して設定している(詳細は添付-3 参照)。

また、疲労評価を実施するものとしては、J E A G 4601・補 1984 に基づき疲労評価が必要となる設備・部位であり、具体的には以下が対象となる。

○ 設計基準対象設備

- ・クラス 1 容器, 管, ポンプ (J E A G 4601 補 1984 における疲労評価不要の条件 (クラス 1 容器については, 第 1 種容器の許容応力表の注 5) に従うものを除く。)
- ・クラス MC 容器 (J E A G 4601 補 1984 における疲労評価不要の条件 (第 2 種容器の許容応力表の注 4) に従うものを除く。)
- ・クラス 2, 3 容器, クラス 2, 3 管, クラス 2, その他ポンプ (1 次+2 次応力評価が許容値を満足するものを除く。)

○ 重大事故等対処施設

- ・重大事故等クラス 2 容器, 管, ポンプ (設計基準対象設備のクラスに準ずる。)

東海第二発電所における疲労評価対象設備について, 表 1 に示す。

表1 疲労評価の対象設備

設備名称	疲労評価の実施の有無 ○：有 ×：無	省略理由
原子炉圧力容器（ノズル含む） （クラス1容器）	○	
原子炉圧力容器スカート （クラス1容器）	○	
原子炉圧力容器スタビライザブラケット （クラス1容器）	×	既工認実績から地震荷重による一次＋二次応力の裕度は一次応力よりも高い裕度を有するため、一次応力にて代表する。
スチームドライヤサポートブラケット （クラス1容器）	×	既工認実績から地震荷重による一次＋二次応力の裕度は一次応力よりも高い裕度を有するため、一次応力にて代表する。
給水スパーチャブラケット （クラス1容器）	×	既工認実績から地震荷重による一次＋二次応力の裕度は一次応力よりも高い裕度を有するため、一次応力にて代表する。
炉心スプレイブラケット （クラス1容器）	×	既工認実績から地震荷重による一次＋二次応力の裕度は一次応力よりも高い裕度を有するため、一次応力にて代表する。
差圧検出・ほう酸水注入管 （ティーより N10 ノズルまでの外管） （クラス1配管）	×	設計・建設規格 PVB-3140(6)を適用し、荷重変動回数を許容繰返し回数とした場合に、設計疲労線図における許容繰返し回数に対応する繰返しピーク応力強さの値が、機械的荷重により生じる応力の全振幅以上の値であることを確認しているため、評価を省略する。
使用済燃料乾式貯蔵容器 （キャスク容器） （クラス1容器相当）	×	設計・建設規格 PVB-3140(6)を適用し、荷重変動回数を許容繰返し回数とした場合に、設計疲労線図における許容繰返し回数に対応する繰返しピーク応力強さの値が、機械的荷重により生じる応力の全振幅以上の値であることを確認しているため、評価を省略する。

設備名称	疲労評価の実施の有無 ○：有 ×：無	省略理由
使用済燃料乾式貯蔵容器 (タイプⅡ) (キャスク容器) (クラス1 容器相当)	×	設計・建設規格 PVB-3140(6)を適用し、荷重変動回数を許容繰返し回数とした場合に、設計疲労線図における許容繰返し回数に対応する繰返しピーク応力強さの値が、機械的荷重により生じる応力の全振幅以上の値であることを確認しているため、評価を省略する。
使用済燃料乾式貯蔵容器 (一次蓋締付けボルト) (クラス1 容器相当)	○	
使用済燃料乾式貯蔵容器 (タイプⅡ) (一次蓋締付けボルト) (クラス1 容器相当)	○	
使用済燃料乾式貯蔵容器 (二次蓋) (クラス3 容器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを確認しているため疲労評価は不要。
使用済燃料乾式貯蔵容器 (タイプⅡ) (二次蓋) (クラス3 容器相当)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを確認しているため疲労評価は不要。
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (クラス3 容器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを確認しているため疲労評価は不要。
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (クラス3 容器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを確認しているため疲労評価は不要。
低圧マニホールド (クラス2, 3 容器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを確認しているため疲労評価は不要。
残留熱除去系熱交換器 (クラス2, 3 容器ラグ支持たて置円筒形容器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを確認しているため疲労評価は不要。

設備名称	疲労評価の実施の有無 ○：有 ×：無	省略理由
残留熱除去系ストレーナ (クラス2配管)	×	二次応力が発生しないため。
高圧炉心スプレイ系ストレーナ (クラス2配管準用)	×	二次応力が発生しないため。
低圧炉心スプレイ系ストレーナ (クラス2配管準用)	×	二次応力が発生しないため。
制御棒駆動機構 (クラス1配管)	○	
ほう酸水貯蔵タンク (クラス2, 3容器 平底たて置 円筒形容器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い, 一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
原子炉格納容器本体 (クラスMC容器)	○	
原子炉格納容器 機器搬入用ハッチ 所員用エアロック サプレッションチェンバ・アク セスハッチ 電気配線貫通部 (クラスMC容器)	○	
原子炉格納容器本体 上部シアラグと格納容器胴との 接合部 (クラスMC容器)	○	
原子炉格納容器 配管貫通部 下部シアラグと格納容器胴との 接合部 (クラスMC容器)	×	設計・建設規格 PVB-3140(6)を適用し, 荷重変動 回数を許容繰返し回数とした場合に, 設計疲労線 図における許容繰返し回数に対応する繰返しピー ク応力強さの値が, 機械的荷重により生じる応力 の全振幅以上の値であることを確認しているた め, 評価を省略する。

設備名称	疲労評価の実施の有無 ○：有 ×：無	省略理由
原子炉格納容器 格納容器スプレイヘッド (ドライウエル側) (サブプレッ ション・チェンバ側) (クラス2配管)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
原子炉格納容器 ベント管 (クラス2配管)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
非常用ディーゼル発電機 空気だめ (クラス2, 3 容器 横置容 器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
非常用ディーゼル発電機 空気だめ (クラス2, 3 支持構造物 (ク ラス2, 3 容器))	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
軽油貯蔵タンク (クラス2, 3 容器 横置き円 筒容器) (クラス3容器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い、一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
非常用ディーゼル発電機 燃料油デイタンク (クラス2, 3 容器 横置容 器)	○	
非常用ディーゼル発電機 燃料油デイタンク (クラス2, 3 支持構造物 (ク ラス2, 3 容器))	○	

設備名称	疲労評価の実施の有無 ○：有 ×：無	省略理由
高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機 空気だめ (クラス2, 3容器 横置容 器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い, 一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機 空気だめ (クラス2, 3支持構造物 (ク ラス2, 3容器))	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い, 一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機 燃料油デイタンク (クラス2, 3容器 横置容 器)	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い, 一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機 燃料油デイタンク (クラス2, 3支持構造物 (ク ラス2, 3容器))	×	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い, 一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認しているため疲労評価は不要。
クラス1 配管	○	
クラス2, 3 配管	○	規格基準 (JEAG4601・補 1984) に従い, 一次+二 次応力で求めた応力範囲が 2Sy 以下であることを 確認している場合は疲労評価は不要。

各設備の部品毎のピーク応力

設備名称	評価部位	①ピーク応力 (MPa)	②ピーク応力 (MPa) (水平 2 方向考慮) *	ピーク応力 (MPa) (①と②の最大値)	備考
原子炉圧力容器 (クラス 1 容器)	胴板	2	2	2	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
	下部鏡板	48	48	48	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
	制御棒駆動機構ハウジング貫通部	295	295	295	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
	ノズル	936	936	936	設計用地震力として $\sqrt{2}$ 倍以上を考慮
原子炉圧力容器スカート (クラス 1 容器)	原子炉圧力容器スカート	193	193	193	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
使用済燃料乾式貯蔵容器 (一次蓋締付けボルト) (クラス 1 容器相当)	一次蓋締付けボルト	6	6	6	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
使用済燃料乾式貯蔵容器 (タイプ II) (一次蓋締付けボルト) (クラス 1 容器相当)	一次蓋締付けボルト	3	3	3	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
制御棒駆動機構 (クラス 1 配管)	管	8	8	8	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
原子炉格納容器本体 (クラス MC 容器)	下段 B ビームシートとの接合部	1079	1079	1079	水平 2 方向の地震力の影響は軽微
機器搬入用ハッチ (クラス MC 容器)	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部	788	788	788	設計用地震力として設計用床応答曲線の $\sqrt{2}$ 倍以上を考慮
	ドライウェル円錐胴と補強板との接合部	925	925	925	設計用地震力として設計用床応答曲線の $\sqrt{2}$ 倍以上を考慮

設備名称	評価部位	①ピーク応力 (MPa)	②ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮) *	ピーク応力 (MPa) (①と②の最大値)	備考
所員用エアロック (クラスMC容器)	ドライウエル円錐胴と補強板との接合部	393	393	393	設計用地震力として設計用床応答曲線の $\sqrt{2}$ 倍以上を考慮
サプレッションチェンバ・アクセスハッチ (クラスMC容器)	サプレッションチェンバ・アクセスハッチ本体と補強板との結合部	773	1094	1094	②は①を $\sqrt{2}$ 倍して算出
	サプレッションチェンバ円筒胴と補強板との結合部	694	982	982	②は①を $\sqrt{2}$ 倍して算出
電気配線貫通部 (クラスMC容器)	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部 (胴側)	776	776	776	水平2方向の地震力の影響は軽微
	補強板取付部 (胴側)	421	421	421	水平2方向の地震力の影響は軽微
上部シアラグと格納容器胴との接合部 (クラスMC容器)	上部シアラグと格納容器胴との接合部	1918	1918	1918	水平2方向の地震力の影響は軽微
非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク (クラス2, 3容器 横置容器)	胴	958	958	958	水平2方向の地震力の影響は軽微
非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク (クラス2, 3支持構造物 (クラス2, 3容器))	脚	639	639	639	水平2方向の地震力の影響は軽微
クラス1, 2, 3配管 (最大ピーク応力発生箇所: 原子炉冷却材浄化系 (CU-PD-9))	配管	578	578	578	設計用地震力として設計用床応答曲線の $\sqrt{2}$ 倍以上を考慮

* : 水平2方向のピーク応力の考え方は「補足-340-7【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

時刻歴応答波形（荷重）から直接等価繰返し回数を算定した場合との比較検討

1. はじめに

JEAG4601 におけるフローには分岐があり，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）（左側のフロー）と，地震荷重を応答スペクトルより求める機器系（建屋応答に基づく 1 質点系応答解析により算定した時刻歴変位波形を用いる場合）（右側のフロー）が示されている。今回の東海第二発電所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，1 質点系応答解析により算定した時刻歴変位波形を用いる場合（右側のフロー）にて検討することとしている。

なお，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（左側のフロー）で等価繰返し回数を算定することは可能であるが，これらの荷重は特定の設備のみ使用されるものであることから，今回の等価繰返し回数設定においては，右側のフローを用いている。

本資料では，JEAG4601 の左側のフローである時刻歴応答解析から算出される時刻歴応答波形（荷重）を等価繰返し回数の算定に用いる場合においても，今回の等価繰返し回数 160 回の設定に問題がないことを確認する。

2. 時刻歴応答解析から算出される時刻歴応答波形（荷重）を用いた等価繰返し回数

2. 1 対象設備

「昭和 55 年 耐震設計の標準化に関する調査報告書」において原子炉压力容器スカート（RPV スカート）について左側のフローでの評価を実施している。そのため，代表として RPV スカートに対して，時刻歴応答波形（荷重）から直接等価繰返し回数を算定する。なお RPV スカートは東海第二発電所では疲労評価を実施している設備である。

検討対象設備として選定した RPV スカートのピーク応力は，表 1 に示すとおりである。

表 1 検討対象設備の選定結果

検討対象設備	ピーク応力 (MPa)	耐震評価のインプットに用いる 解析結果
原子炉压力容器 スカート	171 ^{※1}	モーメント 軸力

※ 1：繰返し回数の算出の際は 150kg/mm²（1471MPa）を用いる。

以下では，RPV スカートにおいても，今回の等価繰返し回数 160 回の設定に問題がないことを確認する。

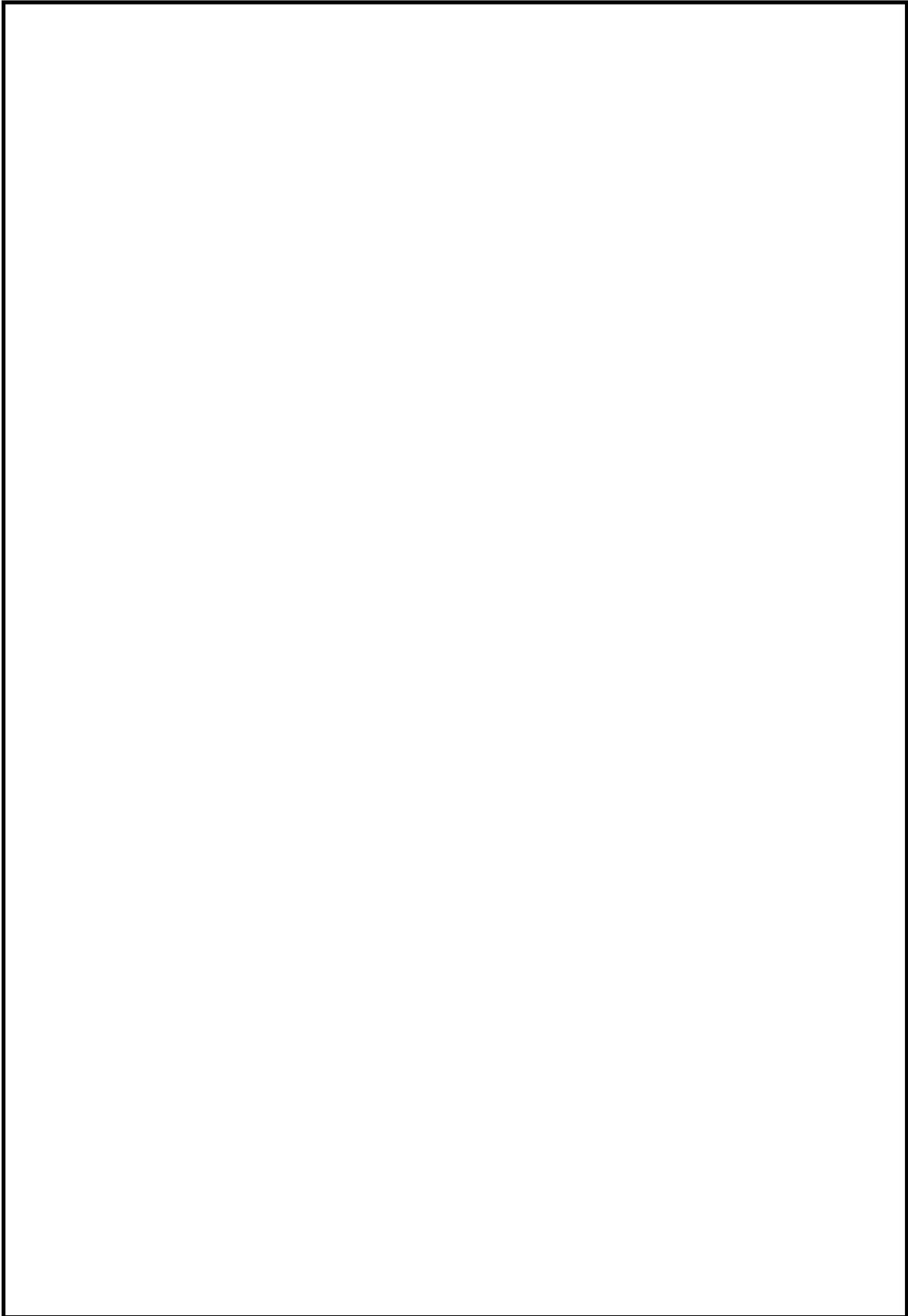


図1 RPV スカート等価繰返し回数評価点
(時刻歴を用いた節点・座標系)

2. 2 検討内容

RPV スカートの荷重（モーメント，軸力）の時刻歴波を用いて等価繰返し回数を算定する。

当該部位の評価においては，建屋—大型機器系連成解析により得られた荷重（モーメント，軸力）時刻歴に基づき算出する。図 2-1～図 2-3 に解析の荷重の時刻歴波としてモーメント・軸力の時刻歴波を示す。

次に，解析にて算出した時刻歴波を用いて RPV スカートの等価繰返し回数を算定する。RPV スカートは荷重（モーメント，軸力）を用いて評価しているため，それぞれの時刻歴波を用いて等価繰返し回数を算定した。

なお，等価繰返し回数の算出の際は 150kg/mm^2 (1471MPa) を用いる。*

※：各荷重・モーメントの時刻歴波において，波の振幅に関係なく，荷重・モーメントの最大値をピーク応力の最大値である 1471MPa に置き換えることで応力の時刻歴波とし，等価繰返し回数を算定する。

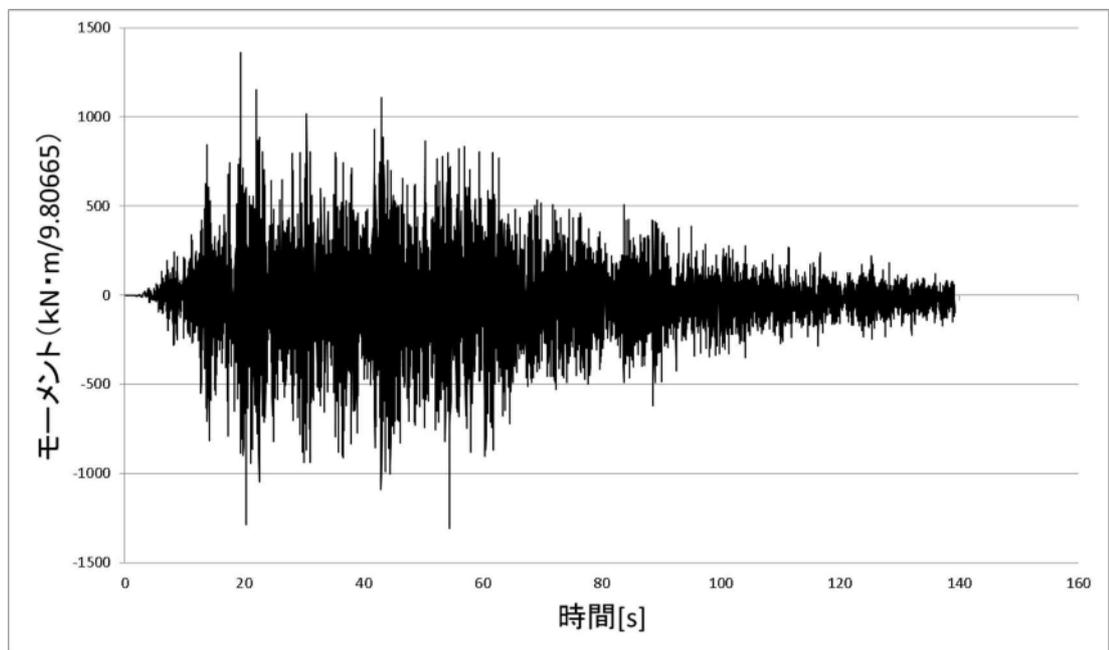


図 2-1 建屋—大型機器系連成解析モデル時刻歴（モーメント）（NS 方向）

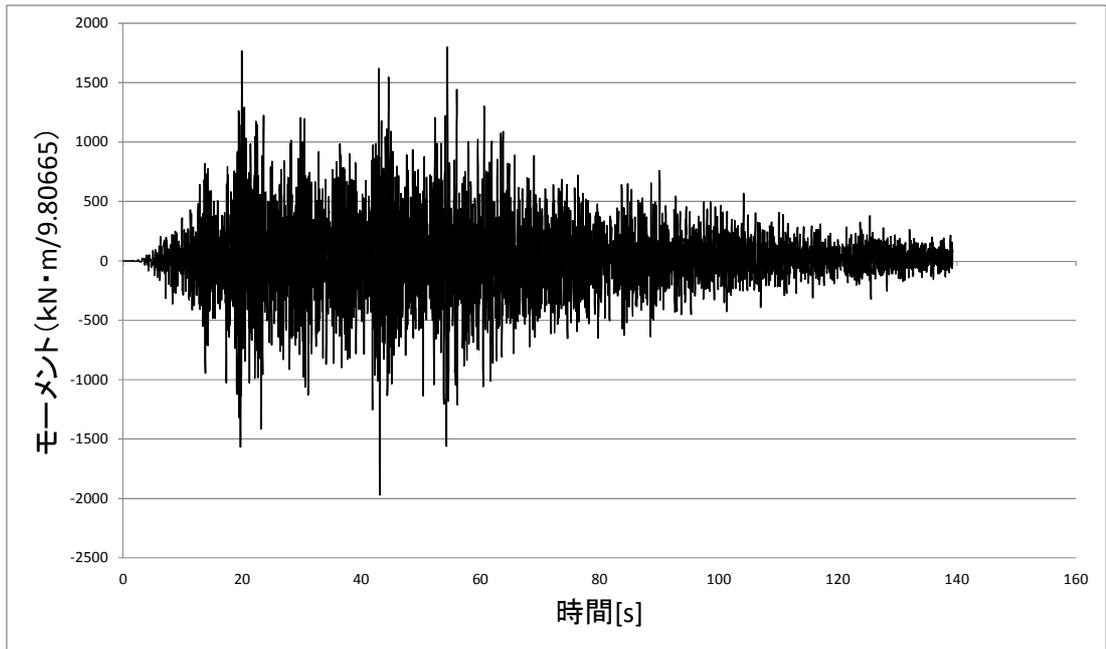


図 2 - 2 建屋-大型機器系連成解析モデル時刻歴 (モーメント) (EW 方向)

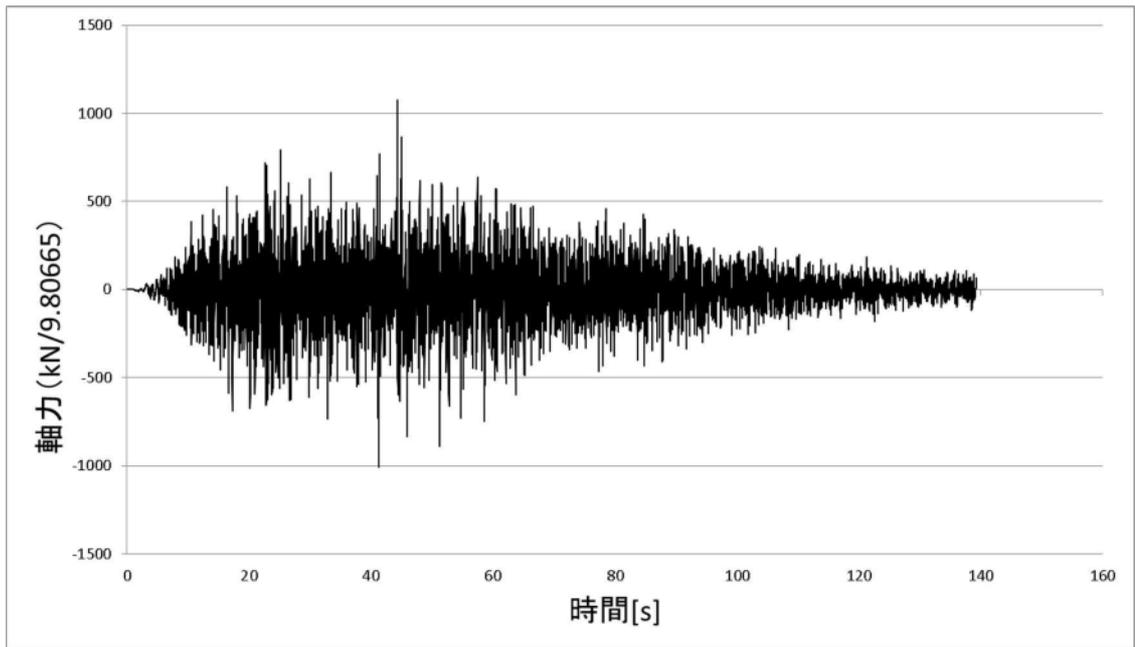


図 2 - 3 建屋-大型機器系連成解析モデル時刻歴 (軸力) (UD 方向)

2. 3 検討結果

RPV スカートにおける等価繰返し回数の算定結果を表 2 に示す。

S_s-D 1 の時刻歴波について等価繰返し回数を算定した結果、RPV スカートのモーメント時刻歴波（図 2-1, 2-2 参照）において最大等価繰返し回数 となった。

以上より、設備の時刻歴応答波形より直接算定した回数は、160 回より十分小さく、一律に設定した等価繰返し回数の設定に問題はないと考えられる。

表 2 荷重時刻歴波形（解析結果）を用いた等価繰返し回数算定結果

評価点	ピーク応力	位置	NS 方向 モデル (モーメント)	EW 方向 モデル (モーメント)	UD 方向 モデル (軸力)
原子炉压力容器 スカート	1471MPa (150kg/mm ²)				

等価繰返し回数の算定における材料物性のばらつき等の影響検討

「昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書」の疲労評価用地震等価繰返し回数の検討において、ピーク応力法を用いた等価繰返し回数の評価時の解析条件として、地盤条件を変更した検討をしている。本資料においては、材料物性のばらつき等を考慮した建屋応答時刻歴波を用いた場合の影響検討を実施した。

1. 材料物性のばらつき等を考慮した場合の等価繰返し回数の算定

原子炉建屋における建屋剛性及び地盤物性のばらつきを考慮した場合の等価繰返し回数を算定する。表 1 に等価繰返し回数の算定条件を示す。

表 1 等価繰返し回数の算定条件

対象建屋	ピーク応力	地震動	固有周期	減衰定数	設計疲労線図	検討ケース
原子炉建屋	1471MPa※	S _s -D 1	全周期帯	0.5% 1%	炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼	(ケース 1) 地盤物性+σ 考慮モデル
						(ケース 2) 地盤物性-σ 考慮モデル
						(ケース 3) 建屋剛性 考慮モデル

※ピーク応力については、150kg/mm² (1471MPa) を用いる。

表 2，3 に等価繰返し回数の算定結果を示す。材料物性のばらつき等を考慮した場合でも、等価繰返し回数の算定結果への影響は軽微であり、一律に設定した繰返し回数の 160 回以下であることが確認できる。

2. 材料物性のばらつき等を重畳させた場合の影響検討

添付 8 本文 6 項において、「a. 6 つのパラメータによる等価繰返し回数への影響」、「b. 6 つのパラメータ以外による等価繰返し回数への影響」の検討を行っている。

「a. 6 つのパラメータによる等価繰返し回数への影響」では、等価繰返し回数が大きくなるよう最も厳しい条件を仮定して一律に設定した等価繰返し回数を設定していることを確認している。

「b. 6 つのパラメータ以外による等価繰返し回数への影響」では、時刻歴解析を用いている設備への影響、水平 2 方向による影響、材料物性のばらつき等の影響の評価を行っている。

時刻歴解析を用いている設備への影響については、原子炉压力容器スカートを代表として検討した結果、S_s-D 1 における時刻歴応答解析から算出される時刻歴応答波形（荷重）で

等価繰返し回数を算定した結果（J E A G 4601 左側フロー）、（原子炉压力容器スカートにおける最大値）となり、原子炉压力容器スカート下端（原子炉本体の基礎 の、 S_s-D1 における建屋応答に基づく 1 質点系応答解析により算定した時刻歴変位波形で等価繰返し回数の算定した結果（J E A G 4601 右側フロー）の最小値 を下回っていることを確認している（添付 8 参考 4 参照）。

水平 2 方向による影響については、一律に設定する等価繰返し回数を用いて疲労評価を行う設備について、水平 2 方向を考慮したピーク応力が、一律に設定する等価繰返し回数算定に用いたピーク応力 150kg/mm^2 (1471MPa) を下回っているため（添付 8 参考 2 参照）、算定した等価繰返し回数が変わらないことを確認している。

材料物性のばらつき等の影響については、前項に示すとおり等価繰返し回数の算定結果への影響は軽微であることを確認している。

そのため、「a. 6 つのパラメータによる等価繰返し回数への影響」及び材料物性のばらつき等の影響を含む「b. 6 つのパラメータ以外による等価繰返し回数への影響」を重畳させた場合、材料物性のばらつき等以外の影響については、算定した等価繰返し回数を増加させる要因とはならないため、前項における材料物性のばらつき等の影響による評価結果と同じであり、等価繰返し回数の算定結果への影響は軽微であることが確認できる。

表 2 材料物性のばらつき等を考慮した原子炉建屋の等価繰返し回数の算定結果

評価点*	減衰	基本ケース			ばらつきケース								
		S _s -D 1			ケース 1			ケース 2			ケース 3		
		NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD
原子炉建屋 EL 46.500m 質点 No. 3	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL 38.800m 質点 No. 4	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL 34.700m 質点 No. 5	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL 29.000m 質点 No. 6	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL 20.300m 質点 No. 7	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL 14.000m 質点 No. 8	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL 8.200m 質点 No. 9	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL 2.000m 質点 No. 10	h=0.5%												
	h=1.0%												
原子炉建屋 EL -4.000m 質点 No. 11	h=0.5%												
	h=1.0%												

* : 質点 No. は添付 8 本文 図 7 参照

表3 材料物性のばらつき等を考慮した原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の等価繰返し回数
の算定結果

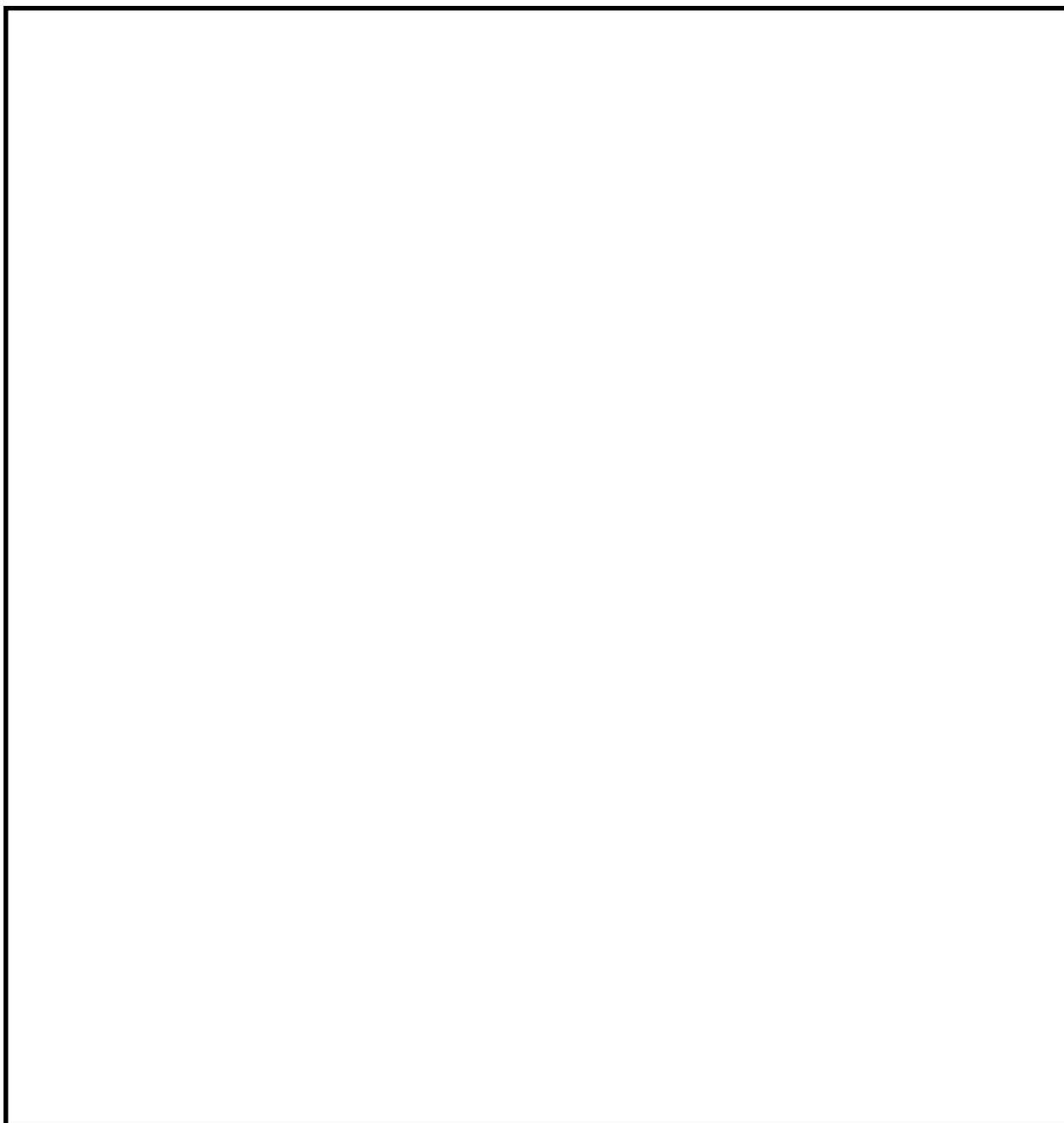
評価点*	減衰	基本ケース			ばらつきケース								
		S _s -D 1			ケース 1			ケース 2			ケース 3		
		NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD

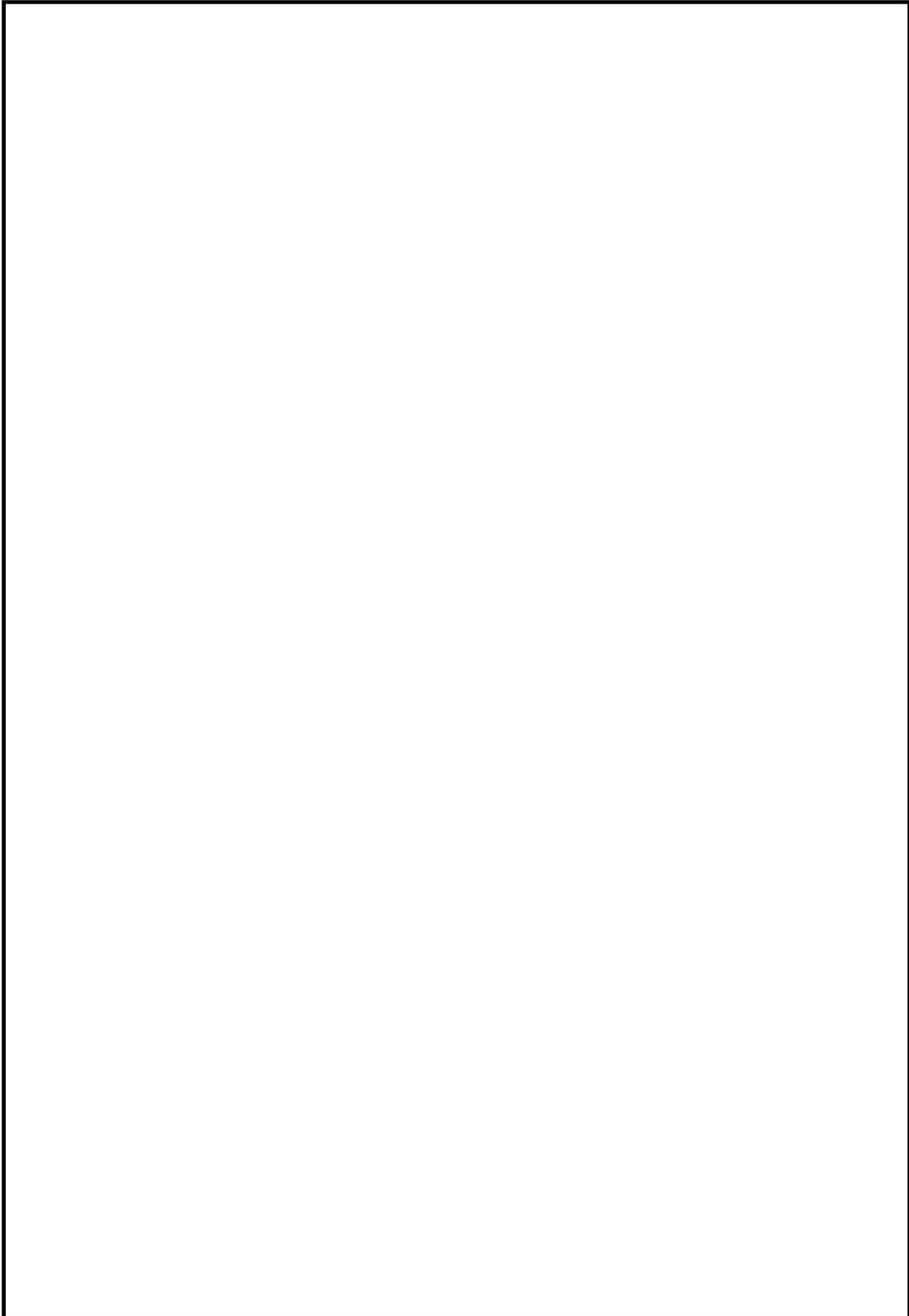
* : 質点 No. は添付 8 本文 図 5 参照

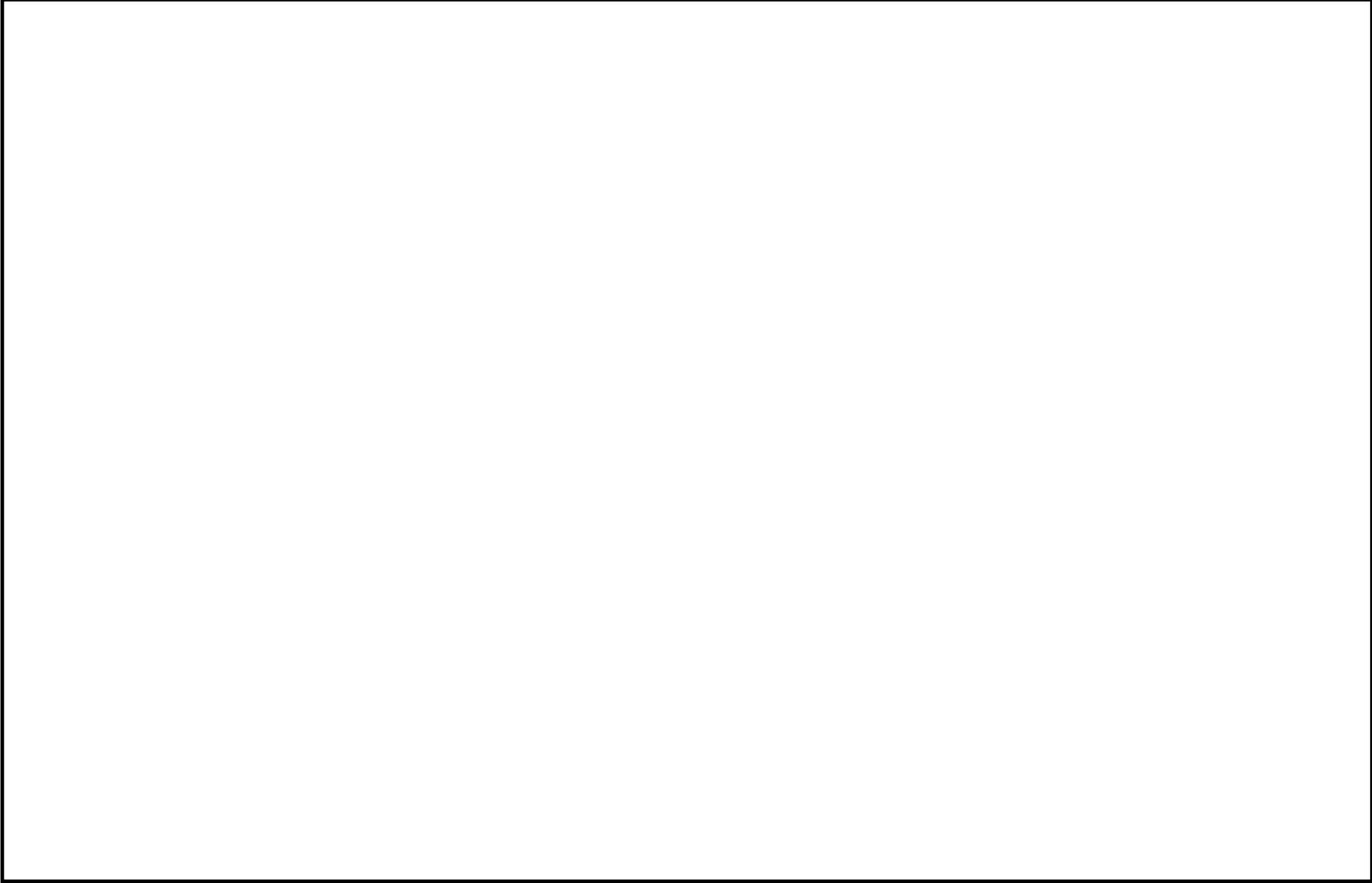
多方向入力を対象とした等価繰返し回数算定方法について

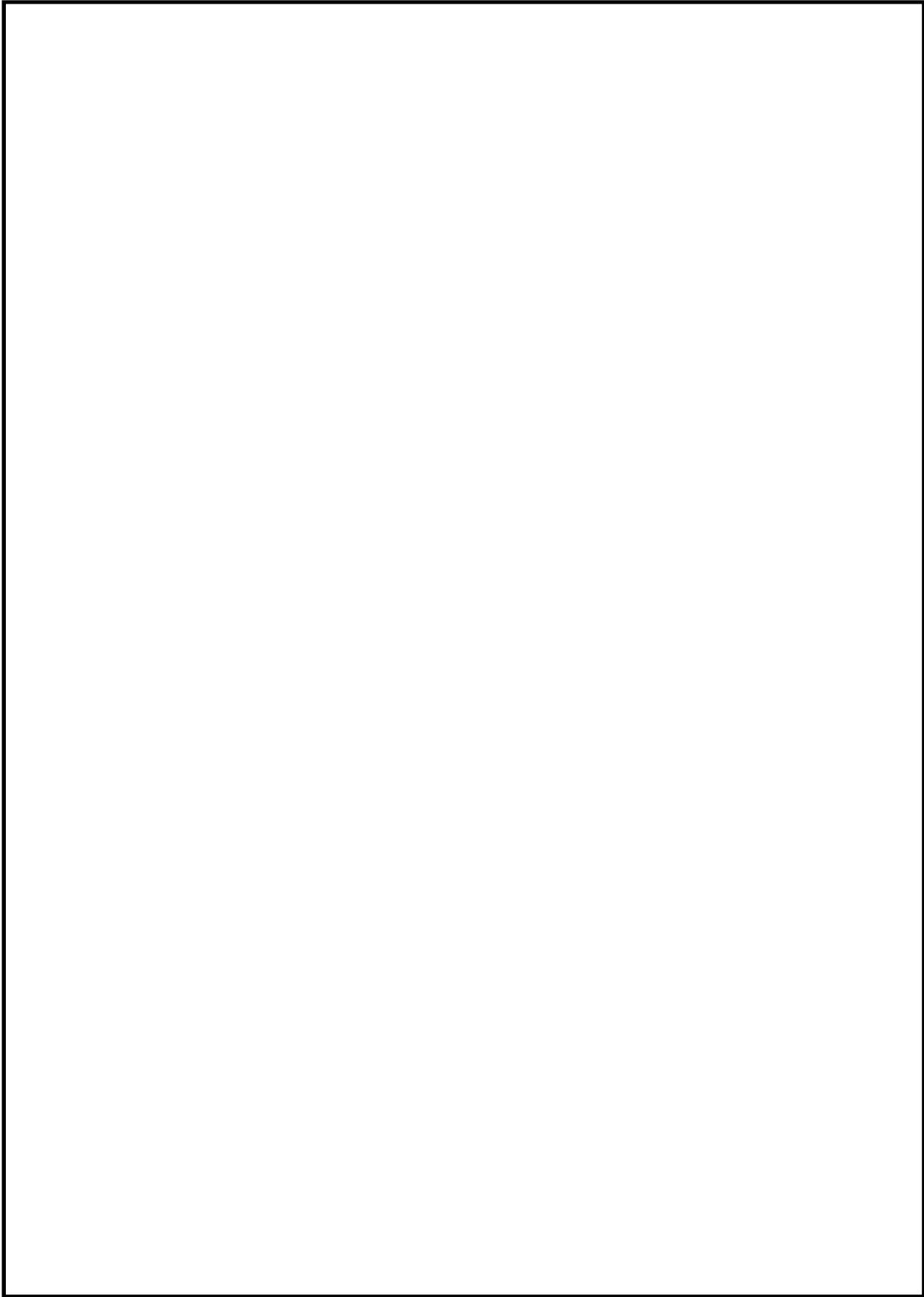
1. はじめに

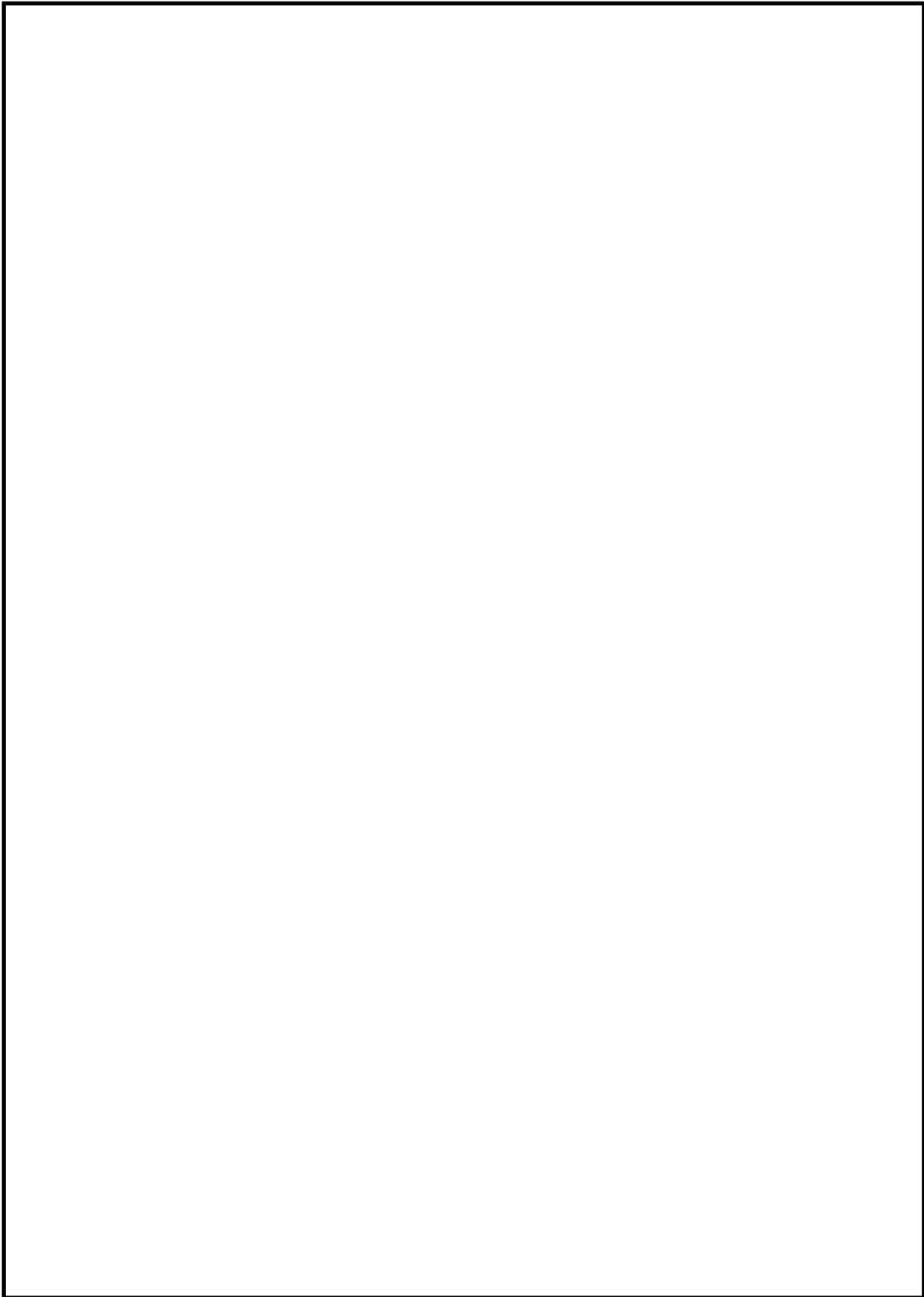
本資料は多方向入力を対象とした等価繰返し回数算定方法についてまとめたものである。本内容は電共研「新規規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価方法に関する研究」（平成 29 年 3 月）にて検討されており，2 項にて電共研における成果を示し，3 項にて東海第二発電所において多方向入力時に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることは妥当であることを示すものである。

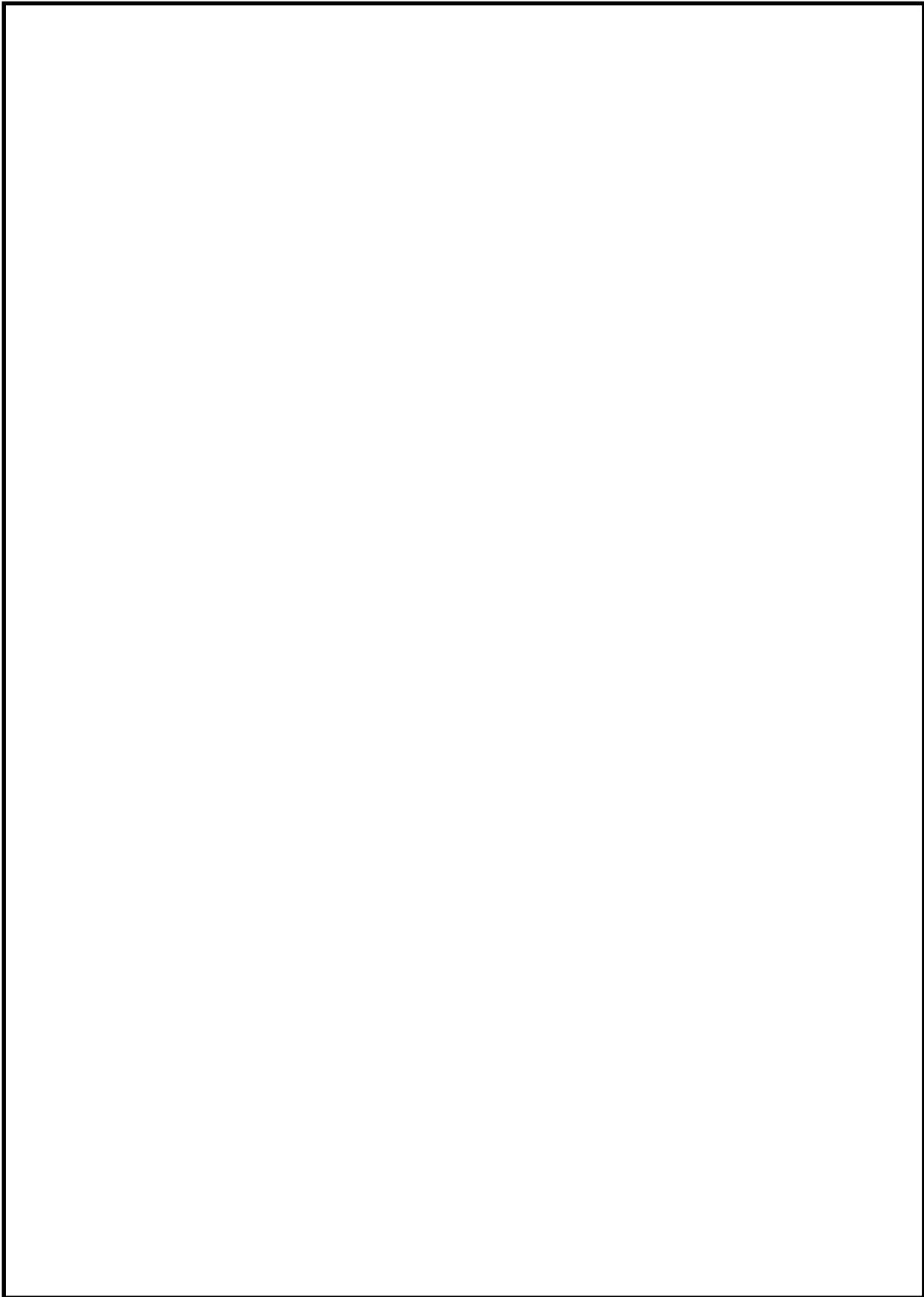


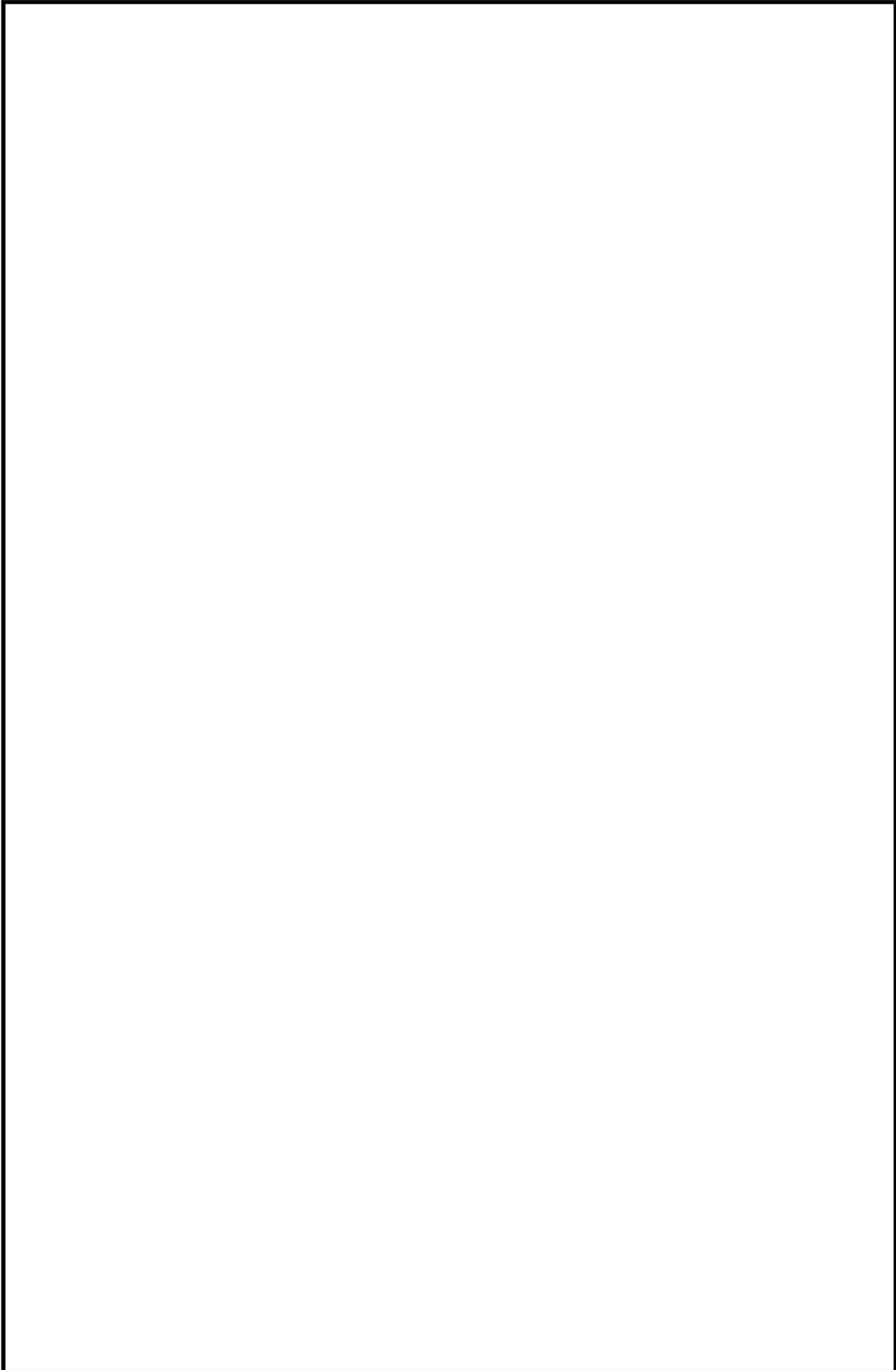


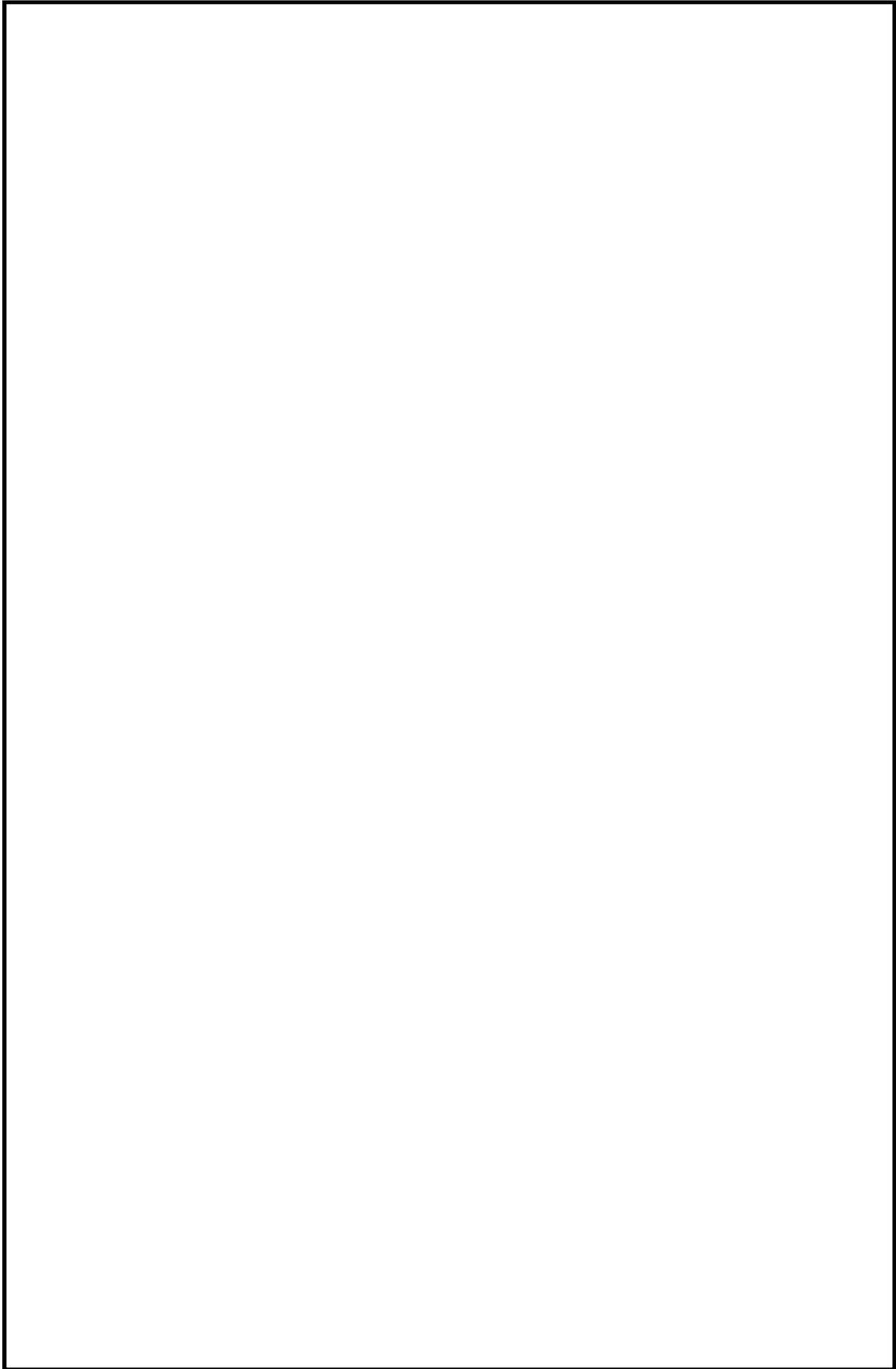


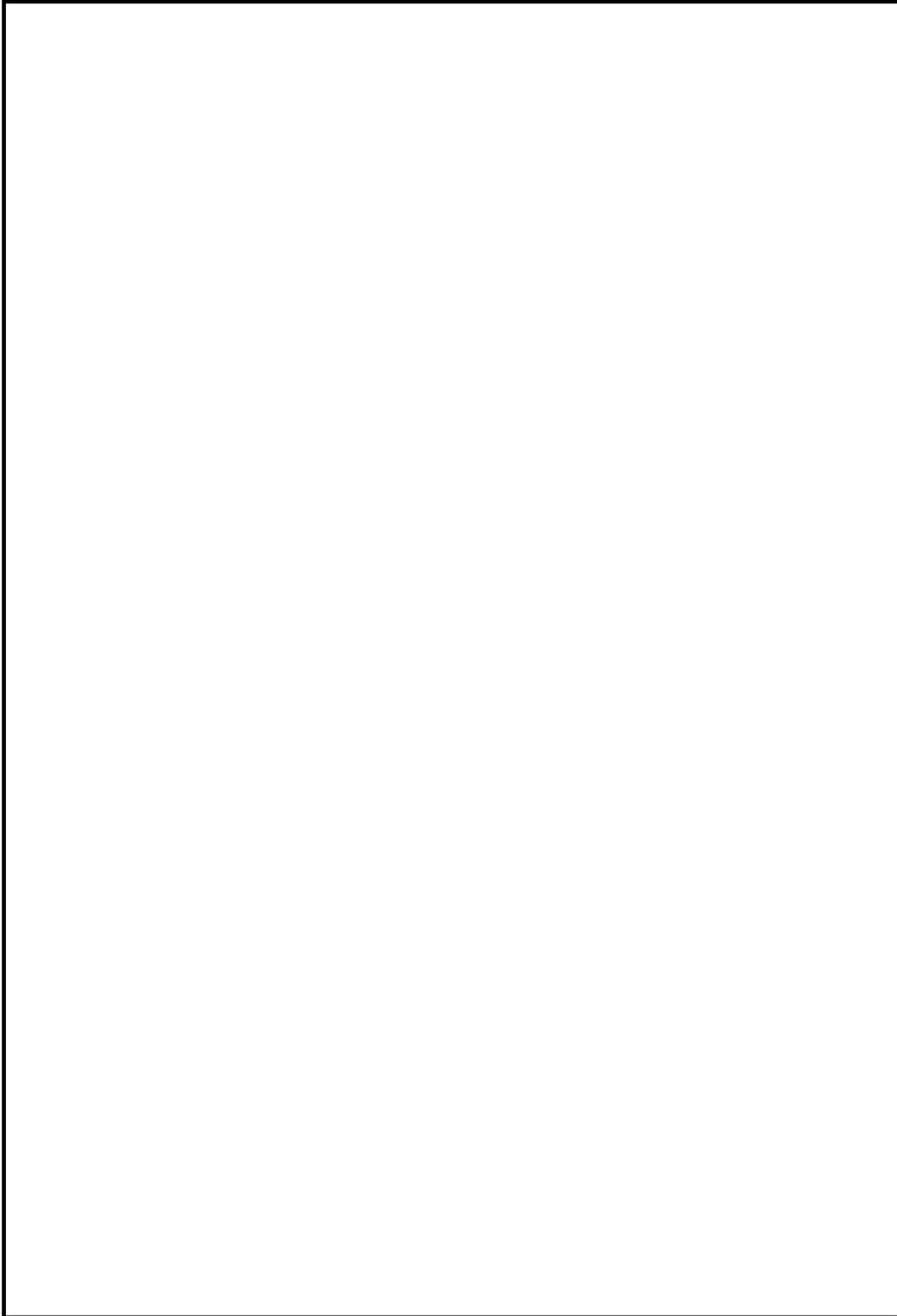


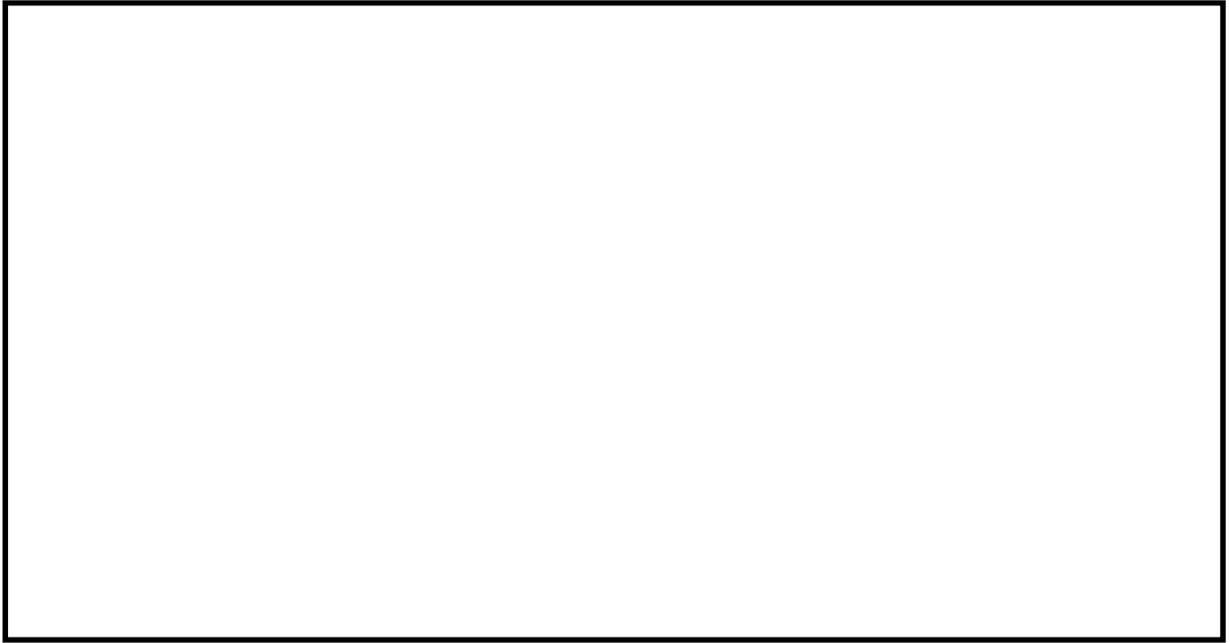


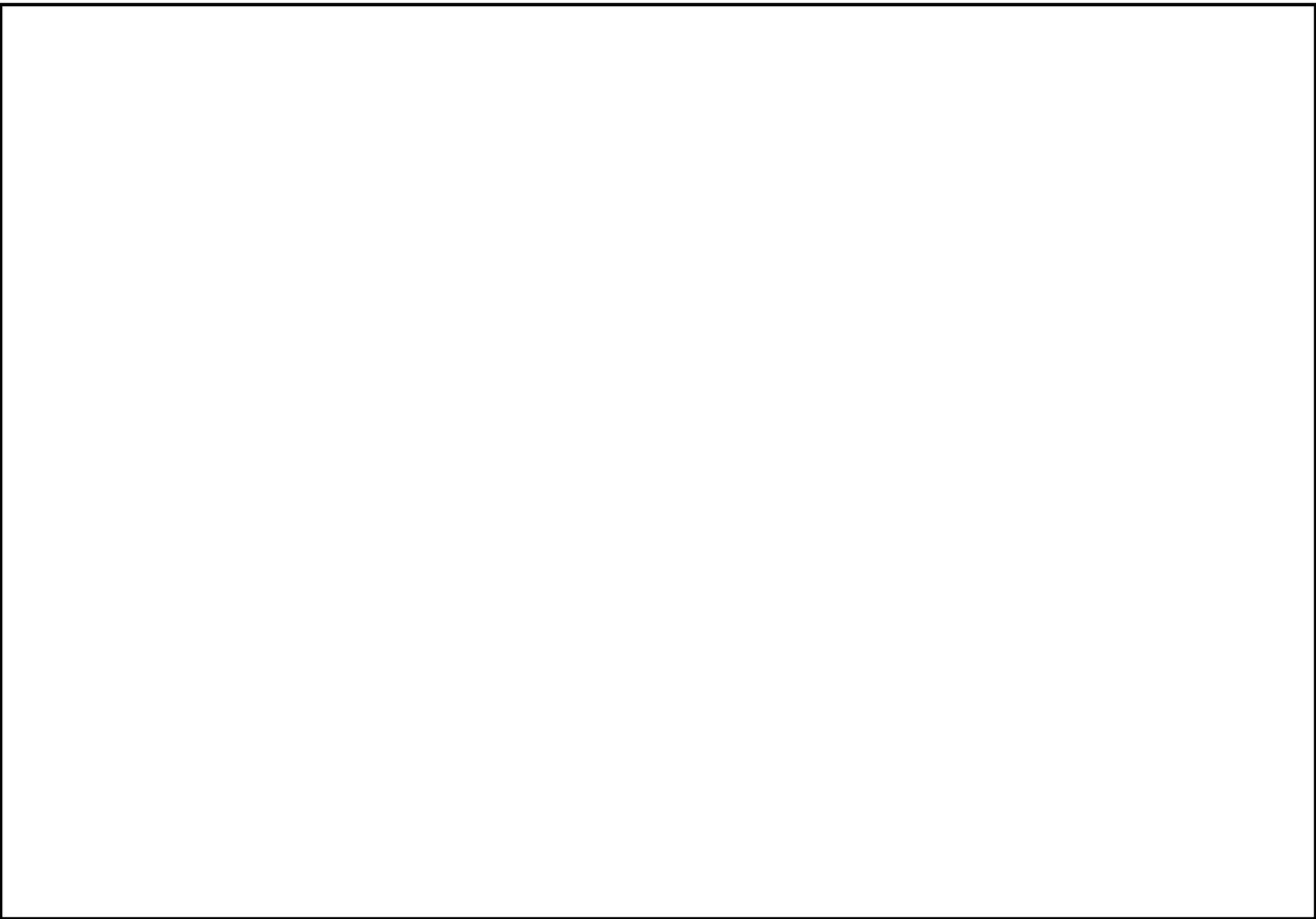


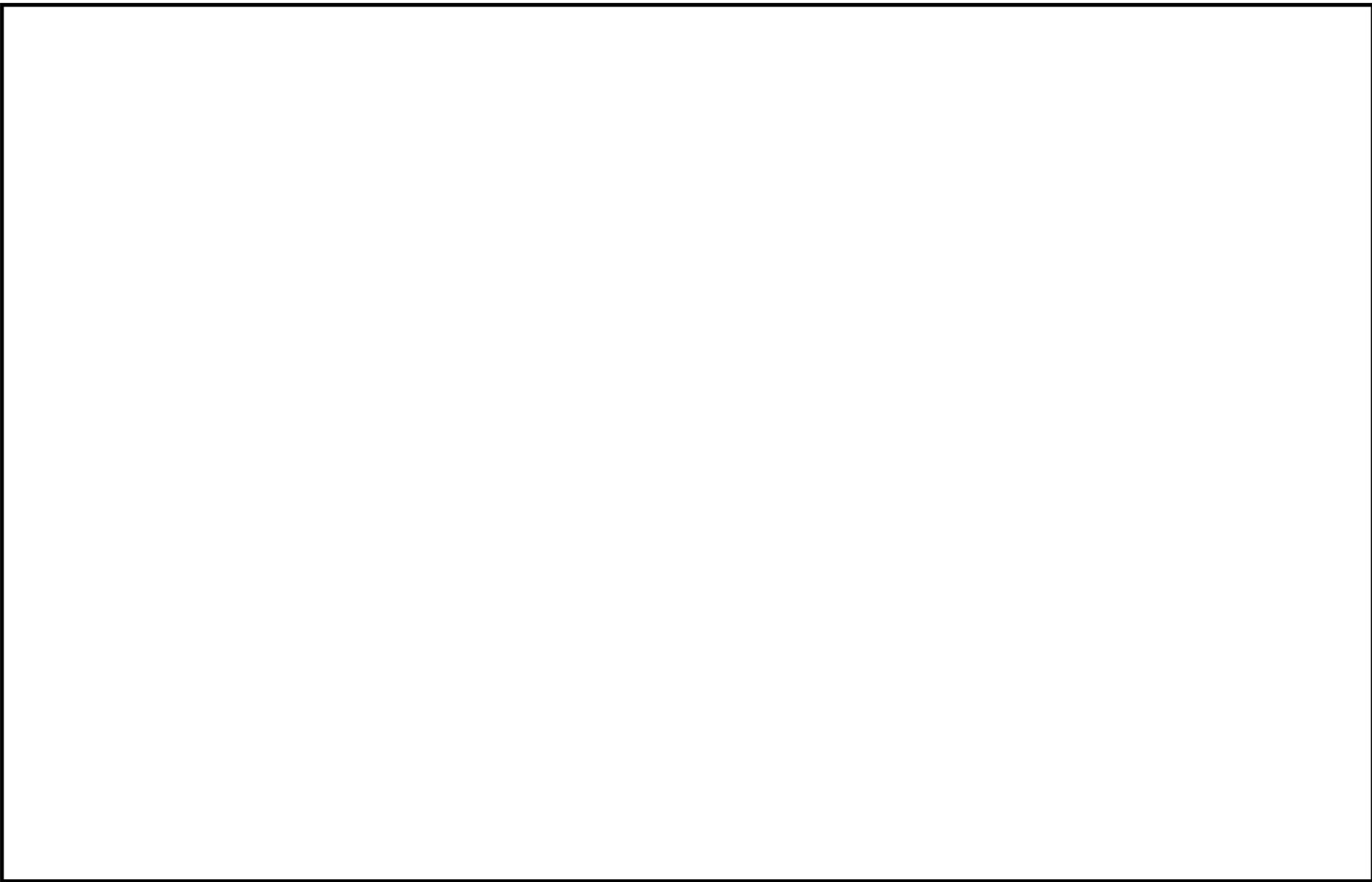






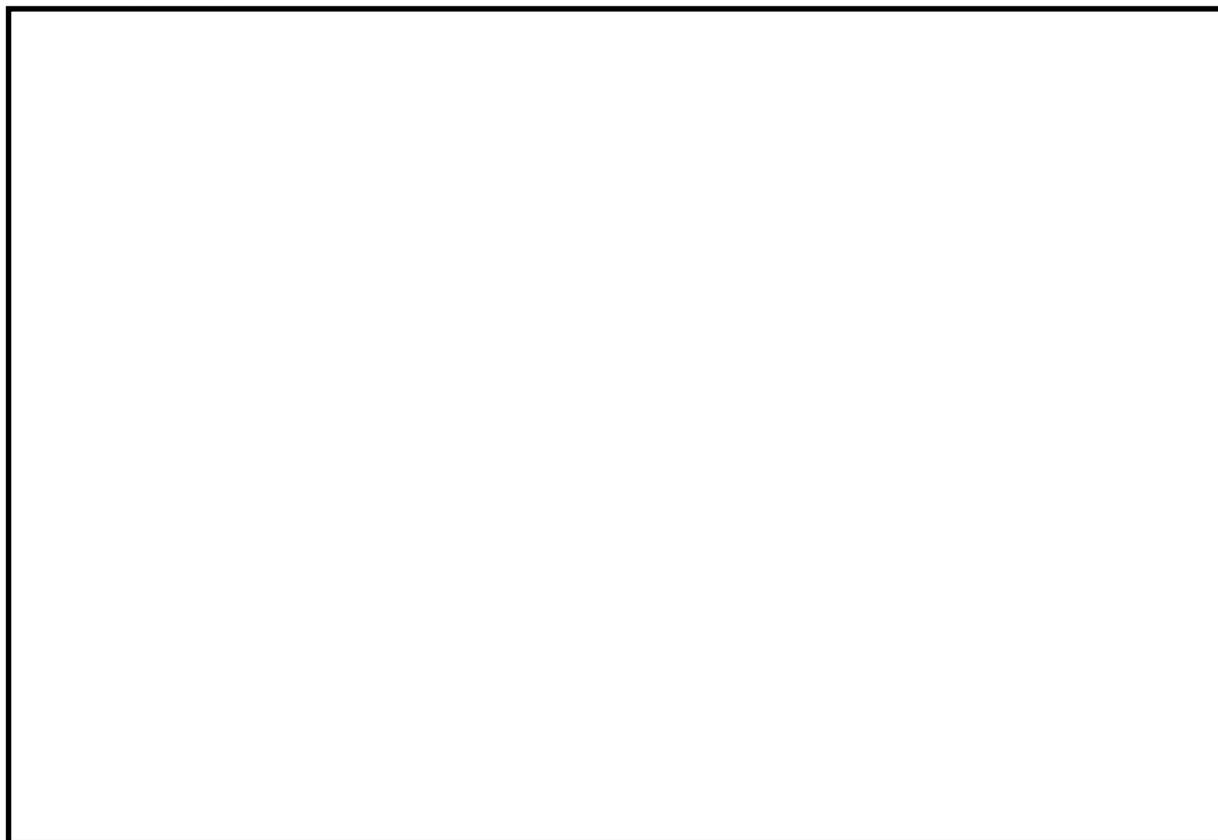






3 東海第二発電所における多方向入力を対象とした等価繰返し回数算定方法について

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、東海第二発電所においても、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。

