

| | |
|--------------|-----------------|
| 東海第二発電所 審査資料 | |
| 資料番号 | TKK 補-III-7 改11 |
| 提出年月日 | 平成30年6月14日 |

東海第二発電所 劣化状況評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成30年6月14日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目次

| | |
|------------------------------|----|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 基本方針 | 1 |
| 3. 評価対象と評価手法 | 5 |
| (1) 評価対象 | 5 |
| ① 耐震安全性評価対象 | 5 |
| ② 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出 | 5 |
| (2) 評価手法 | 8 |
| ① 適用規格 | 8 |
| ② 耐震安全性評価の評価手法 | 8 |
| ③ 工事計画認可申請で用いた耐震評価手法等の反映について | 10 |
| (3) 評価用地震力 | 13 |
| (4) 評価用地震動 | 14 |
| (5) 代表の選定 | 18 |
| 4. 代表の耐震安全性評価 | 20 |
| (1) 耐震安全性評価 | 20 |
| ① 低サイクル疲労 | 20 |
| ② 中性子照射脆化 | 20 |
| ③ 照射誘起型応力腐食割れ | 20 |
| ④ 熱時効 | 21 |
| ⑤ 応力腐食割れ | 22 |
| ⑥ 腐食（流れ加速型腐食） | 23 |
| ⑦ 腐食（全面腐食） | 24 |
| ⑧ 動的機能維持 | 26 |
| ⑨ 制御棒挿入性 | 28 |
| ⑩ 水平2方向評価 | 30 |
| (2) 現状保全 | 30 |
| (3) 総合評価 | 30 |
| (4) 高経年化への対応 | 30 |
| 5. まとめ | 31 |
| (1) 審査基準適合性 | 31 |
| (2) 保守管理に関する方針として策定する事項 | 34 |

| | |
|---|-----|
| 別紙 1. 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について | 36 |
| 別紙 2. 震災が評価に与える影響とその考え方について | 48 |
| 別紙 3. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について | 60 |
| 別紙 4. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について | 83 |
| 別紙 5. 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について | 95 |
| 別紙 6. 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について | 100 |
| 別紙 7. 建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について | 128 |
| 別紙 8. 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について | 200 |
| 別紙 9. 後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価について | 225 |
| 別紙 10. 動的機能維持評価について | 227 |
| 別紙 11. 水平 2 方向を考慮した影響評価について | 236 |
| 別紙 12. 浸水防護施設の耐震安全性評価について | 237 |
| 別紙 13. 工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し前後の相違点について | 247 |

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

別紙

- 別紙 1. 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 2. 震災が評価に与える影響とその考え方について
- 別紙 3. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 4. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 5. 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 6. 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 7. 建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について
- 別紙 8. 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 9. 後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 10. 動的機能維持評価について
- 別紙 11. 水平 2 方向を考慮した影響評価について
- 別紙 12. 浸水防護施設の耐震安全性評価について
- 別紙 13. 工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し前後の相違点について

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について

1. 通常運転時における疲労累積係数

(1) 過渡回数

原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労評価に用いた 60 年時点の推定過渡回数を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）における推定過渡回数

| 運転条件 | 過渡回数 | |
|-----------------------|------------|---------|
| | 2016年11月時点 | 60年時点*1 |
| ボルト締付け | 26 | 48 |
| 耐圧試験 | 72 | 132 |
| 起動（昇温） | 65 | 110 |
| 起動（タービン起動） | 65 | 110 |
| 夜間低出力運転（出力75 %） | 67 | 120 |
| 週末低出力運転（出力50 %） | 115 | 165 |
| 制御棒パターン変更 | 96 | 176 |
| 給水加熱機能喪失（発電機トリップ） | 0 | 1 |
| 給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス） | 0 | 1 |
| スクラム（タービントリップ） | 16 | 22 |
| スクラム（その他のスクラム） | 20 | 24 |
| 停止 | 65 | 111 |
| スクラム（原子炉給水ポンプ停止） | 3 | 6 |
| ボルト取外し | 26 | 49 |

*1：60年時点過渡回数

＝実績過渡回数＋推定過渡回数

≥（試運転時過渡回数＋運転開始後過渡回数）＋（運転開始後実績過渡回数／運転開始後現時点までの運転期間年数）× 1.5 × 残年数

（評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態，2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定）

(2) 解析モデル

原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数の算出に用いた解析モデル（3次元梁モデル）を図1に示す。解析コードはHISAPを使用した。

(3) 解析結果

原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労累積係数の最大評価値は 0.0853 となる。

なお、解析コードを使用した原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数の最大評価点の算出結果を表 2 に、また、その解析モデルにおける全評価点の疲労累積係数を表 3 にそれぞれ示す。

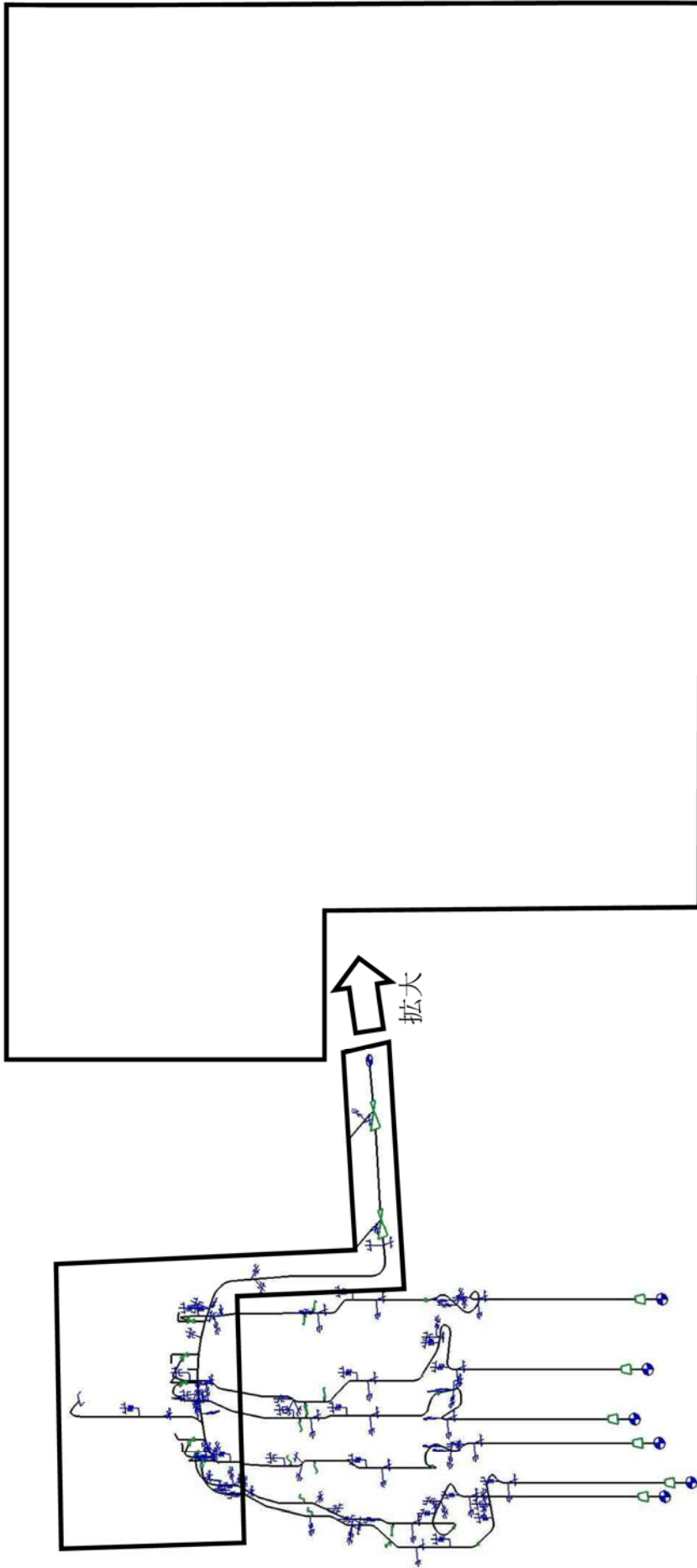


図1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

評価モデル全体図

表 2 原子炉系（蒸気部）配管（解析モデル MS-C）の通常運転時の疲労累積係数（最大評価点）

| 系統 | 主蒸気系 | | 配管モデル名 | | MS-C | | 評価点No. | | 12 | | 評価点属性 | | 通常運転時の疲労累積係数最大点 | | | | | |
|----|------|---------|--------|-----|------|----------|--------|-----|-------|---------------------|-------|-------------------------------|-----------------|---|------------------|-----------|--------|--------|
| | No. | 事象毎の組合せ | 番号 | 開始点 | 終了点 | 運転温度(°C) | 始点 | 終点 | ピーク応力 | 一次 + 二次 応力 | Ke係数 | 繰返し ピーク応力 (ヤング率 補正前) | 材質 | SPTT49 繰返し ピーク応力 (ヤング率 補正後) | 60°F日想定 繰返し回数 | 評価ケース | 疲労累積係数 | |
| | 名称 | | 始点 | 終点 | | 始点 | 終点 | MPa | MPa | - | SL | E | SL | 共同回数 | Ni | | U | |
| 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 26 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 27 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 28 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 29 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 30 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 31 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | 疲労累積係数総合計 | | 0.0853 |

表 3 原子炉系（蒸気部）配管（解析モデル MS-C）の通常運転時の疲労累積係数（全評価点）

| 評価点 | 疲労評価結果 | 評価点 | 疲労評価結果 | 評価点 | 疲労評価結果 | 評価点 | 疲労評価結果 |
|-----|--------|-----|--------|-----|--------|-----|--------|
| 12 | U | | 0.0853 | | | | |

: 最大評価点を示す

2. 基準地震動 S_s による疲労累積係数

(1) 評価仕様

原子炉系（蒸気部）の配管仕様を表 4 に示す。

表 4 原子炉系（蒸気部）配管の配管仕様

| 項目 | 単位 | 評価対象配管 | |
|------------------|-----|---------------------------|----------------------|
| | | MS-C ライン (PCV 内) | |
| | | 節点 50 (主管の逃がし安全弁との分岐点) | |
| | | 主管側 | 分岐管側 |
| 配管口径 D_o | mm | <input type="text"/> | <input type="text"/> |
| 配管肉厚 t | mm | <input type="text"/> | <input type="text"/> |
| 材質 | — | STPT49 | <input type="text"/> |
| 縦弾性係数 | MPa | 182840*1 | |
| 最高使用圧力 | MPa | 8.62 | |
| 最高使用温度 | °C | 302 | |
| 設計応力強さ (S_m) | MPa | 138*2 | 115*2 |

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

*2：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

(2) 解析モデル

発生応力の算出には、「1. 通常運転時における疲労累積係数」の算出に用いたものと同じの解析モデル（3次元梁モデル）を用いた。

(3) 入力条件

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を用いた地震応答解析より得られた地震波（基準地震動 S_s 波を包絡させた床応答スペクトル）を用いている。

また、等価繰返し回数は、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d とともに 110 回を用いた。なお、等価繰返し回数の 110 回は、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）において、一律に定める等価繰返し回数として当初設定したものであるが、別紙 13 に示すとおり、工事計画認可申請の内容を踏まえた見直しの検討の結果、個別に設定する等価繰返し回数を包絡するものであることから、見直しは行わず保守的に当初設定の 110 回を用いて疲労累積係数を算出するものとした。

地震応答解析により算出した原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件を表 5 に示す。

表5 原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件

| 荷重 | 要素 | モーメント [N・mm] | | |
|-------------------------|------|--------------|----|----|
| | | Mx | My | Mz |
| 自重及び地震 S _s | 主管側 | | | |
| | 分岐管側 | | | |
| 自重及び地震 S _d | 主管側 | | | |
| | 分岐管側 | | | |
| 地震及び相対変位 S _s | 主管側 | | | |
| | 分岐管側 | | | |
| 地震及び相対変位 S _d | 主管側 | | | |
| | 分岐管側 | | | |

3. 評価結果

(1) 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表6に示す。

表6 地震時に生じる応力の解析結果

(単位：MPa)

| | 一次応力 (S) | | | | | | 一次+二次応力 (S _n) | |
|----------------|----------|--------|----|-----|-----|-----|---------------------------|-----|
| | 圧力*1 | 自重及び地震 | 合計 | 許容値 | ねじり | 許容値 | 地震及び相対変位 | 許容値 |
| S _s | | | | 345 | | 83 | | 345 |
| S _d | | | | 258 | | 63 | | 345 |

*1：圧力の算出は、以下のとおり。

<基準地震動 S_s時>

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$

$$= \frac{0.5 \times 8.62 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \rightarrow \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

- B1 = 0.5 (主管側の応力係数)
- P = 8.62 (負荷喪失時の圧力)
- Do = (主管側の配管口径)
- t = (主管側の配管肉厚)

<弾性設計用地震動 S_d 時>

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$
$$= \frac{0.5 \times 9.482 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \rightarrow \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

$B1 = 0.5$ (主管側の応力係数)

$P = 8.62 \cdot 1.1 = 9.482$ (負荷喪失時の圧力)

$Do = \boxed{}$ (主管側の配管口径)

$t = \boxed{}$ (主管側の配管肉厚)

(2) 地震による疲労評価結果

① 基準地震動 S_s による疲労評価

S_s 地震による一次+二次+ピーク応力と繰返しピーク応力強さは、次式により算出される。

➤ 地震による一次+二次+ピーク応力

<分岐管側>

$$Spb = \frac{K_{2b} \times C_{2b} \times M_b \times 2}{Z_b}$$
$$= \frac{1.00 \times 3.96 \times \boxed{} \times 2}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

<主管側>

$$Spr = \frac{K_{2r} \times C_{2r} \times M_r \times 2}{Z_r}$$
$$= \frac{1.75 \times 1.50 \times \boxed{} \times 2}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

<合計>

$$Sp = Spb + Spr$$
$$= \boxed{} + \boxed{} = \boxed{} \rightarrow 788 \text{ [MPa]}$$

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正前)

$$Sl = \frac{K_e \times Sp}{2}$$

$$= \frac{2.20 \times 788}{2} = 866.8 \rightarrow 867 \text{ [MPa]}$$

<Ke の算出>

設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2) より

$$K = \frac{Sp}{Sn} = \frac{788}{757} = 1.04$$

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$ となる。

表 PVB-3315-1 より

| 材料の種類 | 炭素鋼 |
|----------------|------|
| q | 3.1 |
| A ₀ | 0.66 |
| B ₀ | 2.59 |

$$\frac{Sn}{3Sm} = \frac{757}{3 \times 115} = 2.194 \dots \textcircled{1}$$

a. $K < B_0$ のとき

$$\frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q - 1)}}{2A_0}$$

$$= \frac{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.04} - 1\right) - \sqrt{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.04} - 1\right)^2 - 4 \times 0.66(3.1 - 1)}}{2 \times 0.66}$$

$$= 1.01 \dots \textcircled{2}$$

①式 \geq ②式より (b) の Ke 式を使用する。

$$(b) Ke = Ke' = 1 + (q - 1) \left(1 - \frac{3Sm}{Sn}\right) \quad (\text{PVB} - 84)\text{式}$$

$$= 1 + (3.1 - 1) \left(1 - \frac{3 \times 115}{757}\right)$$

$$= 2.14293 \dots \rightarrow 2.20$$

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正後)

$$S1' = \frac{S1 \times (2.07 \times 10^5)}{E}$$

$$= \frac{867 \times (2.07 \times 10^5)}{182840} = 981.563 \dots \rightarrow 981.563 \text{ [MPa]}$$

ここで、

- Ke= 2.20 (割増し係数)
 C_{2b}= 3.96 (分岐管側の応力係数)
 C_{2r}= 1.50 (主管側の応力係数)
 K_{2b}= 1.00 (分岐管側の応力係数)
 K_{2r}= 1.75 (主管側の応力係数)
 M_b= (N・mm) (分岐管側のモーメント, 解析により算出)
 M_r= (N・mm) (主管側のモーメント, 解析により算出)
 Z_b= (mm³) (分岐管側の断面係数)
 Z_r= (mm³) (主管側の配管の断面係数)
 E= 182840 (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、基準地震動 S_s による疲労累積係数を表 7 に、また、その解析モデルにおける全評価点の疲労累積係数を表 8 にそれぞれ示す。

表 7 基準地震動 S_s による疲労累積係数

| 節点 番号 | 地震による 一次+二次+ピーク 応力(MPa) | 繰返し ピーク応力強さ(MPa) | 疲労累積係数 (基準地震動 S _s) |
|----------|-------------------------------|---------------------|-----------------------------------|
| 50 | 788 | 981.563 | 0.4509 |

※基準地震動 S_s による評価では、簡易弾塑性評価による Ke ファクターを考慮しており、「一次+二次応力」が大きく Ke ファクターとヤング率(2.07×10⁵/E)の積が 2 を超えるため、「繰返しピーク応力強さ」が「一次+二次+ピーク応力」を上回る。

表 8 原子炉系 (蒸気部) 配管 (解析モデル MS-C) の基準地震動 S_s による疲労累積係数 (全評価点)

| 評価点 | 疲労評価結果 | | 評価点 | 疲労評価結果 | | 評価点 | 疲労評価結果 | |
|-----|--------|--|-----|--------|--------|-----|--------|--|
| | | | | | | | | |
| | | | | | | | | |
| | | | | | | | | |
| | | | 50 | S_s | 0.4509 | | | |
| | | | | | | | | |
| | | | | | | | | |
| | | | | | | | | |

4. 通常運転時の疲労累積係数との組合せによる評価結果

通常運転時の疲労累積係数を加えた結果を表 9 に示す。疲労累積係数が許容値の 1 を下回り、原子炉系（蒸気部）配管の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

表 9 通常運転時の疲労累積係数と基準地震動 S_s による疲労累積係数との組み合わせによる評価結果

| 通常運転時の 疲労累積係数 | 基準地震動 S_s による 疲労累積係数 | 合計 |
|------------------|---------------------------|--------|
| 0.0853 | 0.4509 | 0.5362 |

シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について

1. 評価方針

1.1 はじめに

東海第二発電所の炉内構造物であるシュラウドサポート溶接部については、第 21 回定期検査（平成 17 年度）において、粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが認められており、その後、第 24 回定期検査（平成 22 年度）の継続検査においても、その進展が確認されていることから、構造健全性評価を行い所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での技術基準への適合性を確認している。

構造健全性評価の結果は、電気事業法第 55 条第 3 項（現 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 16 第 3 項）の設備に発見された技術基準に適合しなくなるおそれのある部分の措置に該当するため、平成 22 年 3 月に経済産業大臣に報告^{*1}しており、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は、運転開始後 60 年時点までを包絡するのに十分に安全側の時期^{*2}であることを報告した。

しかしながら、劣化状況評価における耐震安全性評価（以下、「耐震安全性評価」という）にあたっては、新規制基準対応に伴う基準地震動の見直しがなされていることから、基準地震動 S_s を用いた耐震安全性評価を実施し、所定の期間（運転開始後 60 年時点まで）での技術基準への適合性を確認する。

なお、評価にあたっては、第 25 回定期検査で実施した最新のシュラウドサポートの検査結果を考慮する。

図 1 に評価対象であるシュラウドサポートの概略図を示す。

* 1：東海第二発電所におけるシュラウドサポート溶接部のひび割れに関する報告について（発室発第 556 号 平成 22 年 3 月 1 日：第 24 回定期検査）

* 2：技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は、評価時点から 45 年後（運転年数）と評価され、第 24 回定期検査は運転開始後 約 31 年であるため、運転開始後 60 年時点までを包絡できる時期となる。

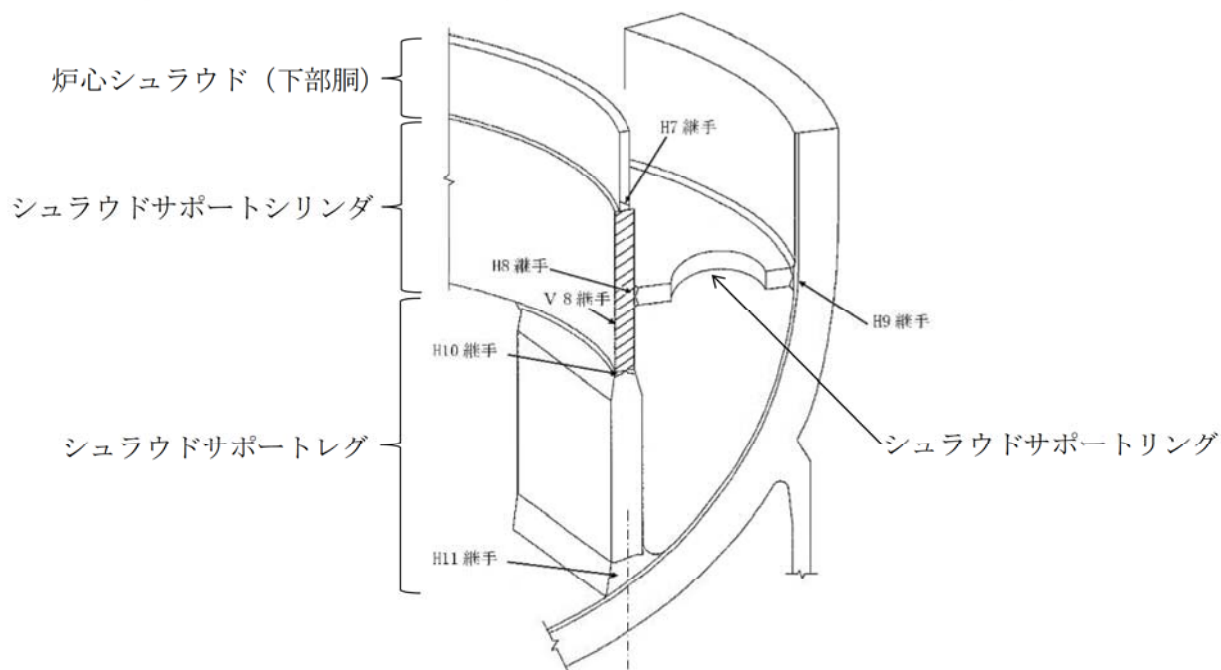


図 1 シュラウドサポート概略図

1.2 評価手順

第 24 回定期検査における構造健全性評価は、以下の評価①～④の順で実施している。

具体的には、経済産業省原子力安全・保安院「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」（平成 21・02・18 原院第 2 号 平成 21 年 2 月 27 日）（現 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（平成 26 年 8 月 6 日 原規技発第 1408063 号）の別紙 3 に基づき適用する日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008 年版）」（以下、「維持規格」という）の評価手法（以下、「極限解析」という）により、ひび割れを模擬したシュラウドサポートの解析モデルを用いて、シュラウドサポートの荷重と変位特性を有限要素法により解析し、得られた荷重変位曲線と弾性勾配の 2 倍の傾きの直線との交点を崩壊荷重とみなす 2 倍勾配法により評価している。

また、構造健全性の判断は、維持規格の添付 E J G - B - 2 - 2（シュラウドの最小必要断面積の算出手法）で求められる安全率 1.5 より、2 倍勾配法によって得られた崩壊荷重が、地震荷重の 1.5 倍以上であれば健全性は確保されると判断している。

耐震安全性評価としては、評価①～③を実施することで運転開始後 60 年時点までの技術基準への適合性を確認できることから、構造健全性評価で実施した評価①～③を基に、解析モデルで模擬されているひび割れの包絡性を確認するとともに、変更となる地震荷重を評価条件に反映し耐震安全性評価を実施した。

<第 24 回定期検査 構造健全性評価のプロセス>

評価①：ひび割れの形状、大きさを特定

評価②：ひび割れの進展予測

評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での技術基準への適合確認

評価④：技術基準に適合しなくなる時期の評価

2. 評価内容

2.1 第 24 回定期検査の構造健全性評価について

耐震安全性評価における極限解析の前提としている第 24 回定期検査の構造健全性評価の内容を記載する。

2.1.1 評価①：ひび割れの形状、大きさを特定

評価①では、目視検査（MVT-1）によりひび割れを検出し、体積検査（UT）によりひび割れの長さ及び深さを測定することで、ひび割れを特定している。

第 24 回定期検査で検出されたひび割れの状況を表 1 に示す。

表 1 第 24 回定期検査で検出されたひび割れの状況

| 溶接部位 | 数量 | 検出部位 | 方向 |
|------|-------------------------------------|--------|----------------------------|
| H7 | 33 個 [検査範囲 47 %] ↓ 126 個*1 | 内面 | 軸方向 |
| V8 | 8 個 | 内面及び外面 | 軸方向 周方向（ほう酸注入配管サポート溶接部） |

* 1：日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート]（第 3 版）」の「未点検範囲の欠陥想定」に基づき算出したもの

2.1.2 評価②：ひび割れの進展予測

評価①で検出された H7 及び V8 の軸方向及び周方向（ほう酸注入配管サポート）のひび割れは、溶接部において全て貫通するものとしている。

また、H7 については、検査範囲と溶接残留応力の観点から、周方向ひび割れの発生が否定できないため、保守的に周方向亀裂が発生したものと仮定し、維持規格の添付 E JG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価 3. (4) a. (a) i. (i) に基づき、深さ 1 mm、長さ 10 mm の周方向半楕円の初期欠陥を設定し、残留応力を考慮した上で維持規格の低炭素ステンレス鋼の亀裂進展速度を用いて、進展評価を実施している。（維持規格 添付 E-5 [応力拡大係数の算出] 5.3(6) a. , 添付 E-2 [亀裂進展速度] 図 添付 E-2-SA-2)

進展評価の結果から、所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での亀裂深さは mm に設定している。

図 2 にひび割れ深さと運転年数の関係を示す。

なお、第 24 回定期検査は運転開始後約 31 年であり、そこから 30 年（運転年数）を想定すると運転開始後 60 年時点を保絡する期間となる。

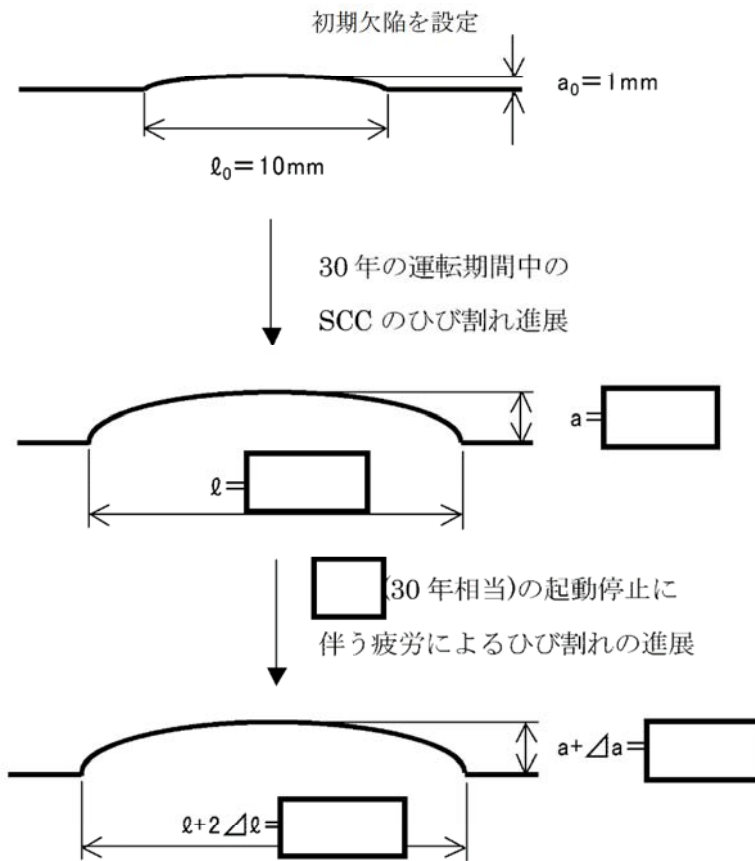


図2 ひび割れの深さと運転年数の関係 (1/2)

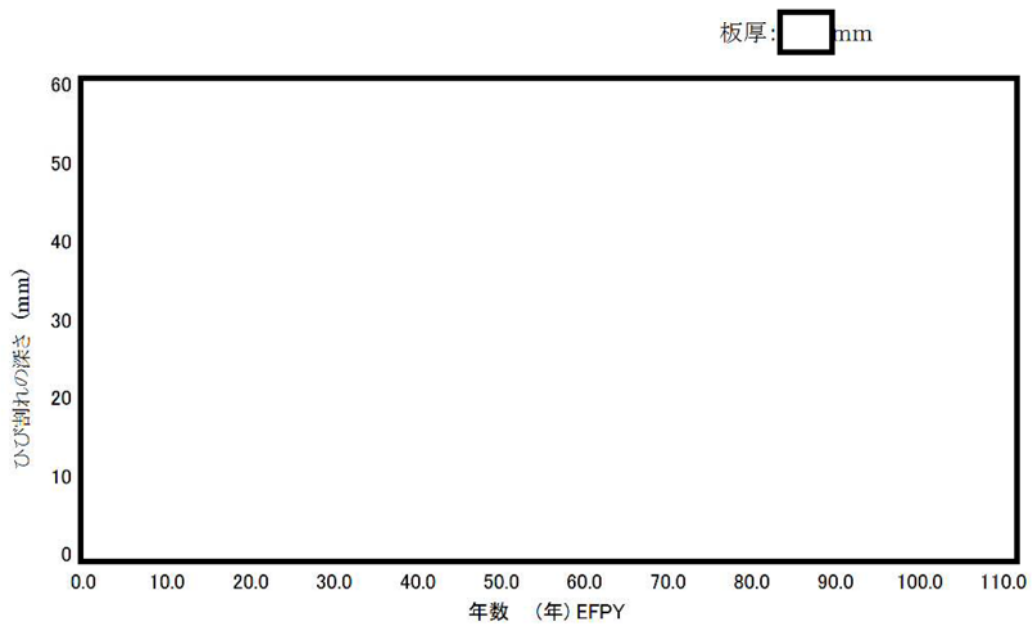


図2 ひび割れの深さと運転年数の関係 (2/2)

2.1.3 評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での技術基準への適合確認

(1) 解析モデル

解析モデルは評価対象が H7 及び V8 近傍であることからシュラウドサポートから炉心シュラウド下部胴までを模擬し、3 次元シェル要素による全周モデルとしている。

解析モデルを図 3 に示す。

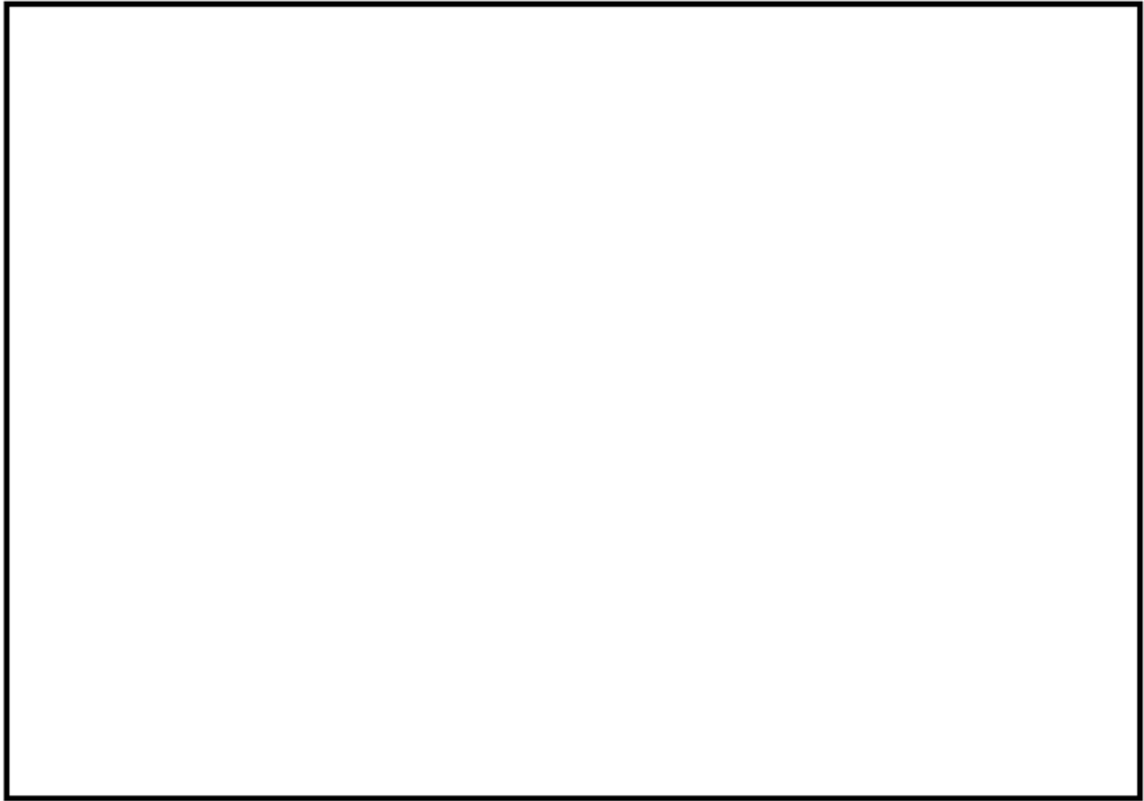


図 3 解析モデル

(2) ひび割れの付与位置

解析モデル上のひび割れは、シュラウドサポートシリンダの V8 長手方向溶接部については、全 4 箇所（ 0° 、 90° 、 180° 、 270° ）にシュラウドサポートシリンダの頂部からシュラウドサポートレグ接続部まで全長貫通亀裂（幅 mm の短形開口）を設定している。また、ほう酸注入配管サポート溶接部の上部に水平長さ mm の周方向貫通亀裂（スリット）を設定している。

H7 周方向溶接部については、軸方向貫通亀裂（スリット）を 1° 間隔で設定するとともに、溶接熱影響部の全周に周方向亀裂（内表面に深さ mm、幅 mm）を設定している。

解析モデルにおけるひび割れの付与位置を図 4 に示す。

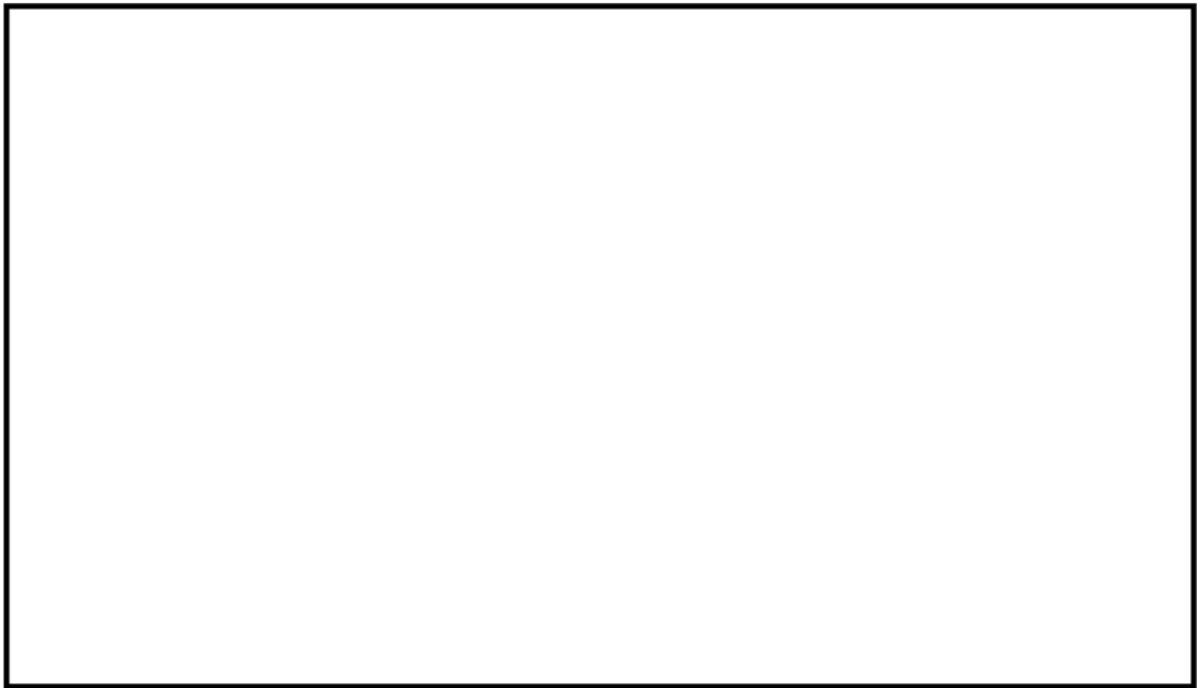


図4 ひび割れの付与位置

(3) 解析コード

3次元汎用有限要素法解析コード「MARC」を用いている。

(4) 荷重条件

解析に用いた供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）及び地震荷重を表 2 に示す。

供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）を負荷後，地震荷重を比例負荷し，設計上の地震に対する負荷荷重の比率（荷重倍率）と変位の関係を求め，2 倍勾配法により崩壊時の荷重倍率を求めている。

また，水平荷重の負荷方向は， 90° ピッチで同じひびがある場合， 180° 付近のほう酸注入配管サポート溶接部の上部に mm の周方向貫通亀裂（ が中心）を加えているため，荷重負荷方向を から の方向とした場合が，周方向のひび割れをもっとも開口し易い地震荷重負荷方向となることから，構造健全性評価における地震荷重負荷は から の方向に設定している。

表 2 荷重条件

| 荷重 | 種類 | 鉛直力 V (kN) | 水平力 H (kN) | モーメント M (kN・m) | 差圧 P (MPa) |
|------------------|-----------------------|---------------|---------------|-------------------|---------------|
| 供用状態 A, B の荷重 | 死荷重 | | — | — | — |
| | 差圧 | — | — | — | |
| 地震時の荷重 | 地震荷重 S ₁ * | | | | — |
| | 地震荷重 S ₂ | | | | |

S₁* : 水平地震力は動的解析結果から得られた地震力と静的震度から得られた地震力のうちいずれか大きい方の値を、鉛直地震力は鉛直地震動により定まる値を示す。

(5) 物性値

解析に用いた物性値を表 3 に示す。

表 3 解析に用いた物性値

| 材質 | 温度 (°C) | S _m (MPa) | 弾完全塑性体の 降伏点 (MPa) | 縦弾性係数 (MPa) | 加工硬化係数 (MPa) |
|-------------------------|------------|-------------------------|---|----------------|-----------------|
| SUS304L (シュラウド下部胴) | 302 | 96.8 | S ₁ * : 1.5S _m =145 | | |
| | | | S ₂ : 2.3S _m =222 (注 1) 0.7S _u =253 | | |
| NCF600-P (シュラウドサポート) | 302 | 164 | S ₁ * : 1.5S _m =246 | | |
| | | | S ₂ : 2.3S _m =377 (注 1) 0.7S _u =350 | | |

(注 1) : 2.3m と 0.7S_u のいずれか小さい方を用いる。

(注 2) : 加工硬化係数は、応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。

弾完全塑性体を用いる極限解析において、解析応力が降伏応力を超えると、荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため、極めて小さな加工硬化係数 (=E/1000) を与えることにより、降伏後の解析の収束性を上げている。

(6) 評価結果

保守的にひび割れを付与した解析モデルを用いて極限解析を実施した結果、崩壊荷重は設計上の地震荷重に対して余裕を有していることが確認されたことから、所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）において、技術基準に適合しないものではないと評価している。（維持規格 添付 EJJ-B-2-2）

図 5 に評価結果がより厳しい地震荷重 S₂ の極限解析結果を示す。

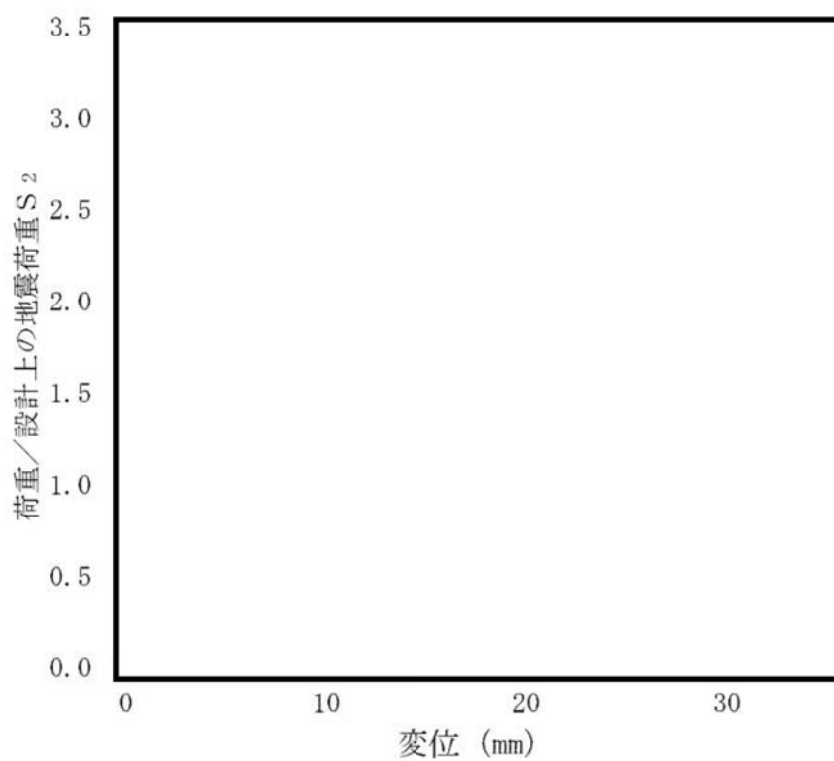


図5 極限解析結果 (地震荷重 S_2)

2.2. 耐震安全性評価について

2.2.1 評価①：ひび割れの形状、大きさを特定

最新のシュラウドサポートの検査結果である、第25回定期検査での検査結果を確認した。確認の結果、検出されたひび割れは、以下に示す通り、第24回定期検査の構造健全性評価で想定している範囲にとどまっていることが確認されている。

第25回定期検査で検出されたひび割れの状況を表4に示す。

①H7及びV8のひび割れの発生・進展は、予測した範囲にとどまっていた。

(H7及びV8に確認されたひび割れは、いずれも母材への発生・進展はなく、解析モデルに付与した想定ひび割れの範囲に包含されている)

②H7溶接金属に周方向のひび割れは発生・進展していなかった。

③H7軸方向のひび割れは、360個を超えないと評価された。

表4 第25回定期検査で検出されたひび割れの状況

| 溶接部位 | 数量 | 検出部位 | 方向 |
|------|--------------------------------------|--------|-----------------------------|
| H7 | 59 個 [検査範囲 65.2 %] ↓ 91 個*1 | 内面 | 軸方向 |
| V8 | 8 個 | 内面及び外面 | 軸方向 周方向 (ほう酸注入配管サポート溶接部) |

*1：日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] (第3版)」の「未点検範囲の欠陥想定」に基づき算出したもの。

2.2.2 評価②：ひび割れの進展予測

第25回定期検査においては、ひび割れの進展は認められるものの、検出されたひび割れは、第24回定期検査の構造健全性評価で想定している範囲に包絡されることから、耐震安全性評価においては、第24回定期検査の評価と同条件で評価するものとした。

2.2.3 評価③：所定の期間（運転開始後60年時点まで）での技術基準への適合確認

(1) 解析モデル

耐震安全性評価では、第24回定期検査での評価と同一の解析モデルを用いた。

(2) ひび割れの付与位置

耐震安全性評価では、第24回定期検査での評価の付与位置と同一とした。

評価モデル及びひび割れの付与位置を図6に示す。

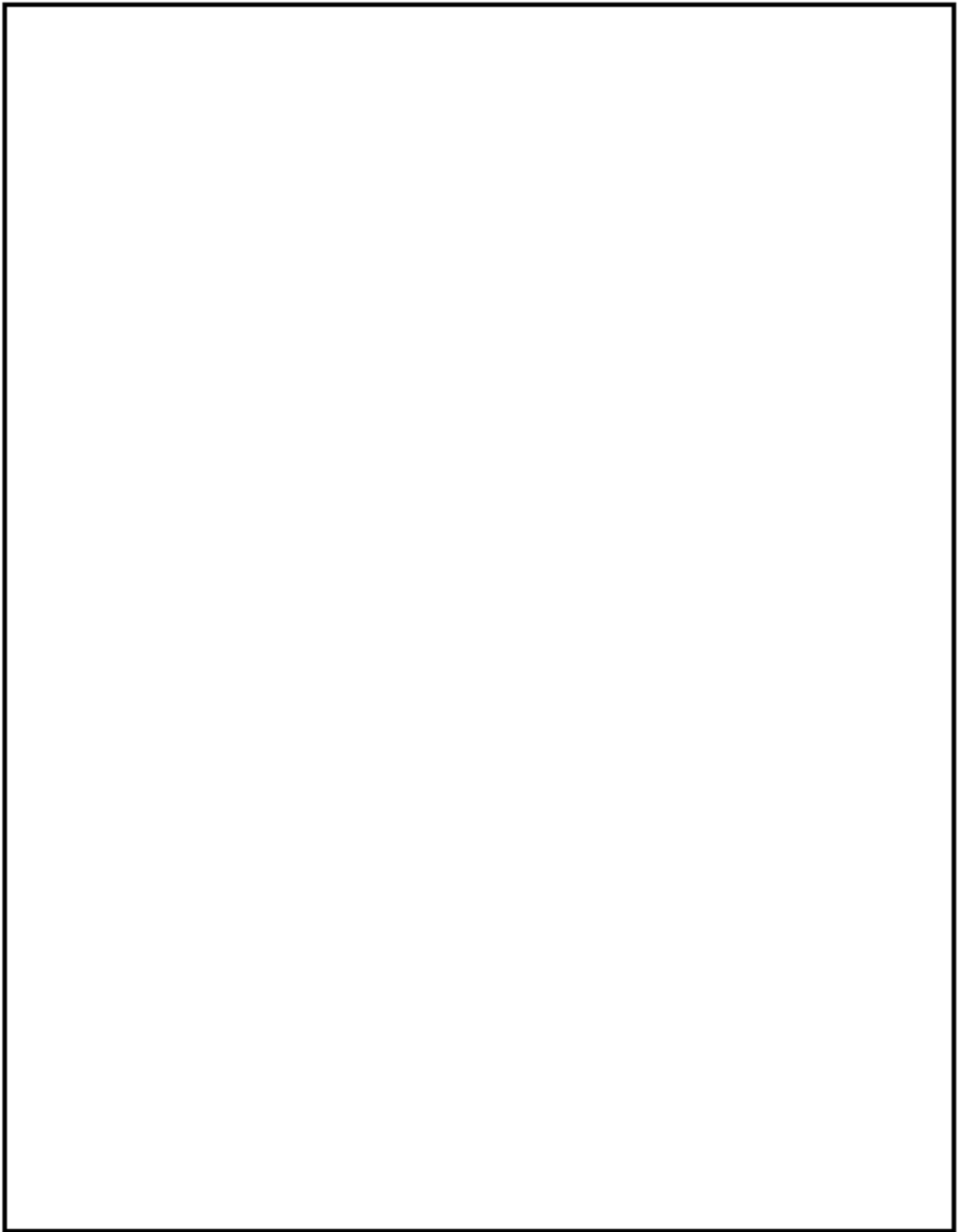


図6 解析モデル及びひび割れの付与位置

(3) 解析コード

耐震安全性評価では、3次元汎用有限要素法解析コード「ABAQUS 6.13-1」を用いた。

(4) 荷重条件

耐震安全性評価で解析に用いた供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）及び地震荷重を表 5 に示す。

このうち、供用荷重 A, B の荷重は、第 24 回定期検査の評価と同一である。

一方、地震荷重については、基準地震動 S_s による地震荷重（ S_s8 波包絡荷重条件）を用いた。

表 5 耐震安全性評価で用いた荷重条件

| 荷重 | 種類 | 鉛直力 V (kN) | 水平力 H (kN) | モーメント M (kN・m) | 差圧 P (MPa) |
|------------------|-------------|---------------|---------------|-------------------|---------------|
| 供用状態 A, B の荷重 | 死荷重 | | — | — | — |
| | 差圧 | — | — | — | |
| 地震時の荷重 | 基準地震動 S_s | *1 | *2 | *2 | — |

* 1 : S_s -21 による算出結果

* 2 : S_s -22 による算出結果

(5) 物性値

耐震安全性評価で解析に用いた物性値を表 6 に示す。

表 6 解析に用いた物性値

| 材質 | 温度 (°C) | S_m (MPa) | 弾完全塑性体の 降伏点 (MPa) | 縦弾性係数 (MPa) | 加工硬化係数 (MPa) |
|-------------------------|--------------|----------------|--|----------------|-----------------|
| SUS304L (シュラウド下部胴) | 301 (注 1) | 96.9 | $S_s : 2.3S_m = 222$ (注 2) $0.7S_u = 253$ | | (注 3) |
| NCF600-P (シュラウドサポート) | 301 (注 1) | 164 | $S_s : 2.3S_m = 377$ (注 2) $0.7S_u = 350$ | | (注 3) |

(注 1) : 供用状態 A, B の最高温度を用いた。

(注 2) : $2.3m$ と $0.7S_u$ のいずれか小さい方を用いる。

(注 3) : 加工硬化係数は、応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。

弾完全塑性体を用いる極限解析において、解析応力が降伏応力を超えると、荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため、極めて小さな加工硬化係数 (=E/1000) を与えることにより、降伏後の解析の収束性を上げている。

(6) 評価結果

保守的にひび割れを付与した解析モデルを用いて極限解析を実施した結果、崩壊荷重は設計上の地震荷重に対して約 2.3 倍であることから、所定の期間（運転開始後 60 年時点まで）において、技術基準に適合しないものではないと評価した。（維持規格 添付 EJJ-B-2-2）
基準地震動 Ss（Ss8 波包絡荷重条件）における極限解析結果を図 7 示す。

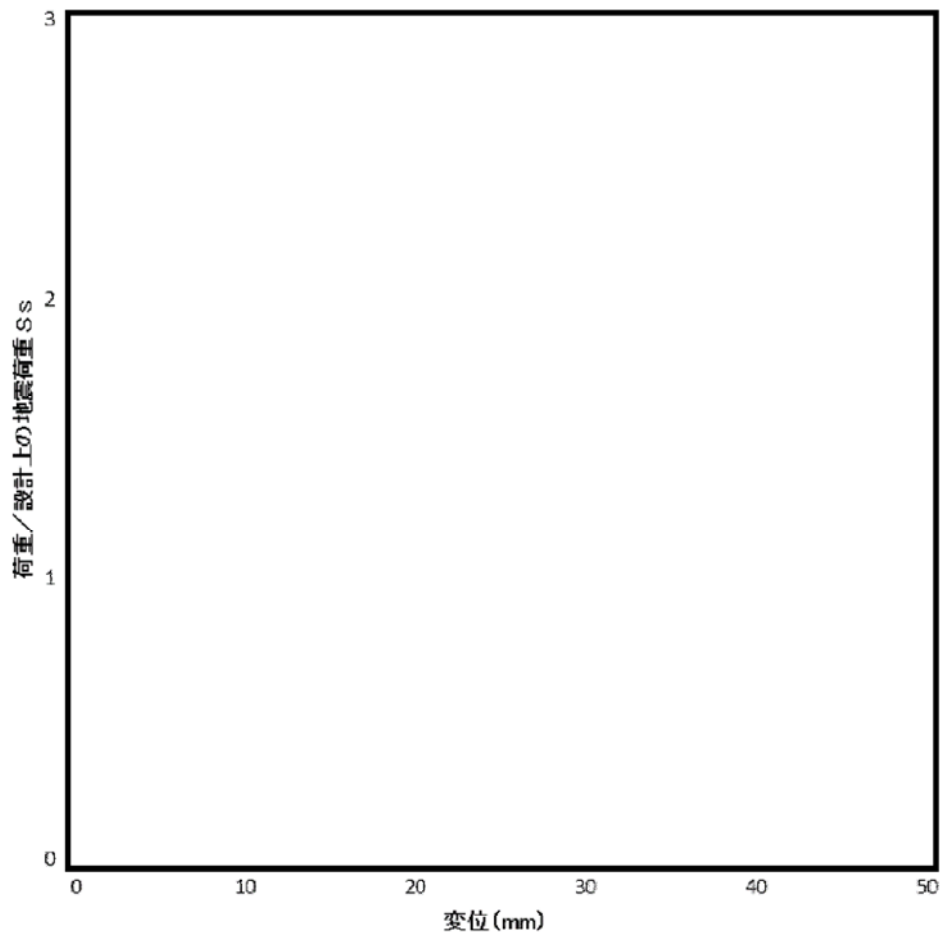


図 7 極限解析結果（基準地震動 Ss）

3. 耐震安全性評価結果

耐震安全性評価における極限解析の結果、運転開始後 60 年時点において、シュラウドサポートの崩壊荷重は地震荷重に対して約 2.3 倍であることから、シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れは、耐震安全性評価上問題ない。

流れ加速型腐食を考慮した耐震安全評価について

腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価については、以下の劣化事象について実施する。

1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）
2. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）（第3給水加熱器）
3. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）（非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレィ系ディーゼル機関及び付属設備）

1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象ラインの抽出について

東海第二の劣化状況評価における、「配管の腐食（流れ加速型腐食）」に対する耐震安全性評価は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）」（以下、JSME 減肉管理規格という）において、流れ加速型腐食の可能性が小さいとされている FAC-1 管理範囲以外の箇所を含むラインを評価対象ラインとして選定した。

(2) 評価対象ライン数

評価対象として抽出され評価を実施したライン数は合計 31 ラインであり、系統分類毎に以下のとおりである。

| | |
|------------|--------|
| ・原子炉系（蒸気部） | 3 ライン |
| ・原子炉系（純水系） | 2 ライン |
| ・給水系 | 5 ライン |
| ・復水系 | 18 ライン |
| ・給水加熱器ドレン系 | 3 ライン |

(3) 評価対象ライン

評価対象ラインの概略図を図 1 に、評価対象ラインのうち、劣化状況評価書に評価結果を記載した代表ラインの解析モデル図を図 2～図 10 に示す。

解析モデルは、3 次元多質点系モデルとし、その他のモデル化の条件は、工事計画認可申請の評価と同等とする。解析は、計算機コード「H I S A P」を使用する。

また、地震動による配管応力解析の結果、発生応力が許容応力を上回った際に実施する疲労累積係数の評価を計算機コードにより実施する。

(4) 使用する地震動

耐震評価を行うにあたり使用する地震動は、東海第二発電所設置変更許可申請書（平成 29 年 11 月 8 日補正）及び工事計画認可申請書（平成 29 年 11 月 24 日補正）で記載される基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11~14, S_s -21~22, S_s -31) の 8 波, 弾性設計用地震動 S_d 等を用いて原子炉建屋, タービン建屋各床レベルの地震応答解析結果に基づき作成された床応答スペクトルを包絡したスペクトル波にて評価を行った。

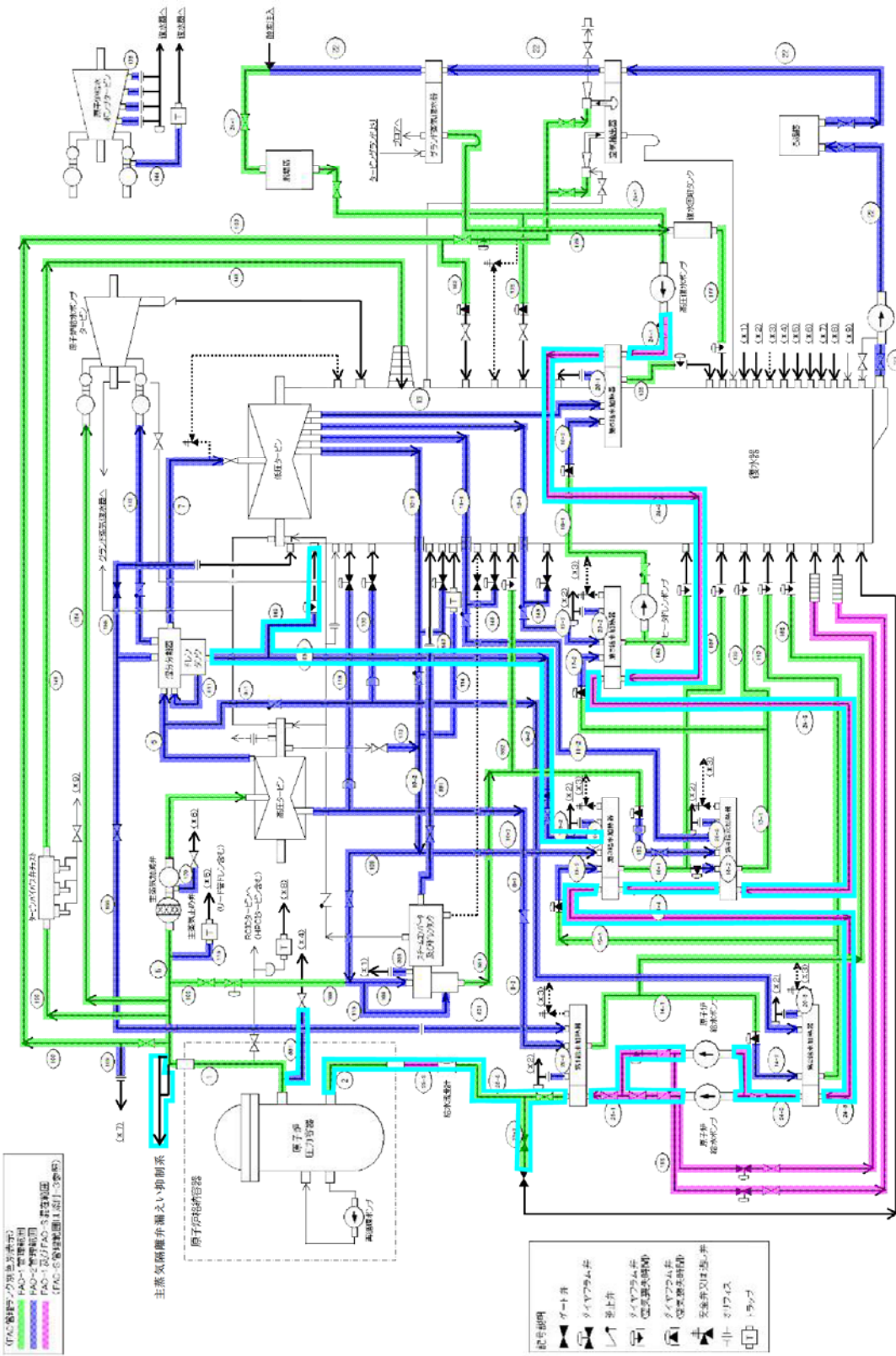
(5) 評価内容

エルボ部, 分岐部, レジューサ等の偏流発生部位及びその下流側に周方向及び軸方向一様に必要最小板厚まで減肉を想定した評価を実施する。評価結果が許容値を超える系統については実測データに基づく運転開始後 60 年時点の減肉を想定した応力評価及び疲労解析による評価を実施する。

(6) 評価結果

必要最小板厚又は運転開始後 60 年時点までの減肉を想定し, 地震時に発生する応力又は疲労累積係数を評価した結果, 許容値を下回ることを確認した。

評価対象ラインのうち, 補足説明資料の代表機器である原子炉系 (蒸気部) 配管の 60 年時点板厚における疲労累積係数の算出結果を表 1 に, また, 詳細な算出過程を添付番号 1 に示す。



(配管方向)
 (赤線)………流し加速型腐食(耐震評価対象範囲)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲
 (青線)………流し加速型腐食(耐震評価対象範囲)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲
 (黄線)………流し加速型腐食(耐震評価対象範囲)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲
 (緑線)………流し加速型腐食(耐震評価対象範囲)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲

図 GA-1000-1 FAC管理範囲図(概略系統図)

図 1 配管の腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲

(JSM S NHI-2006 図 CA-1000-1 (追加))

配管の腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲

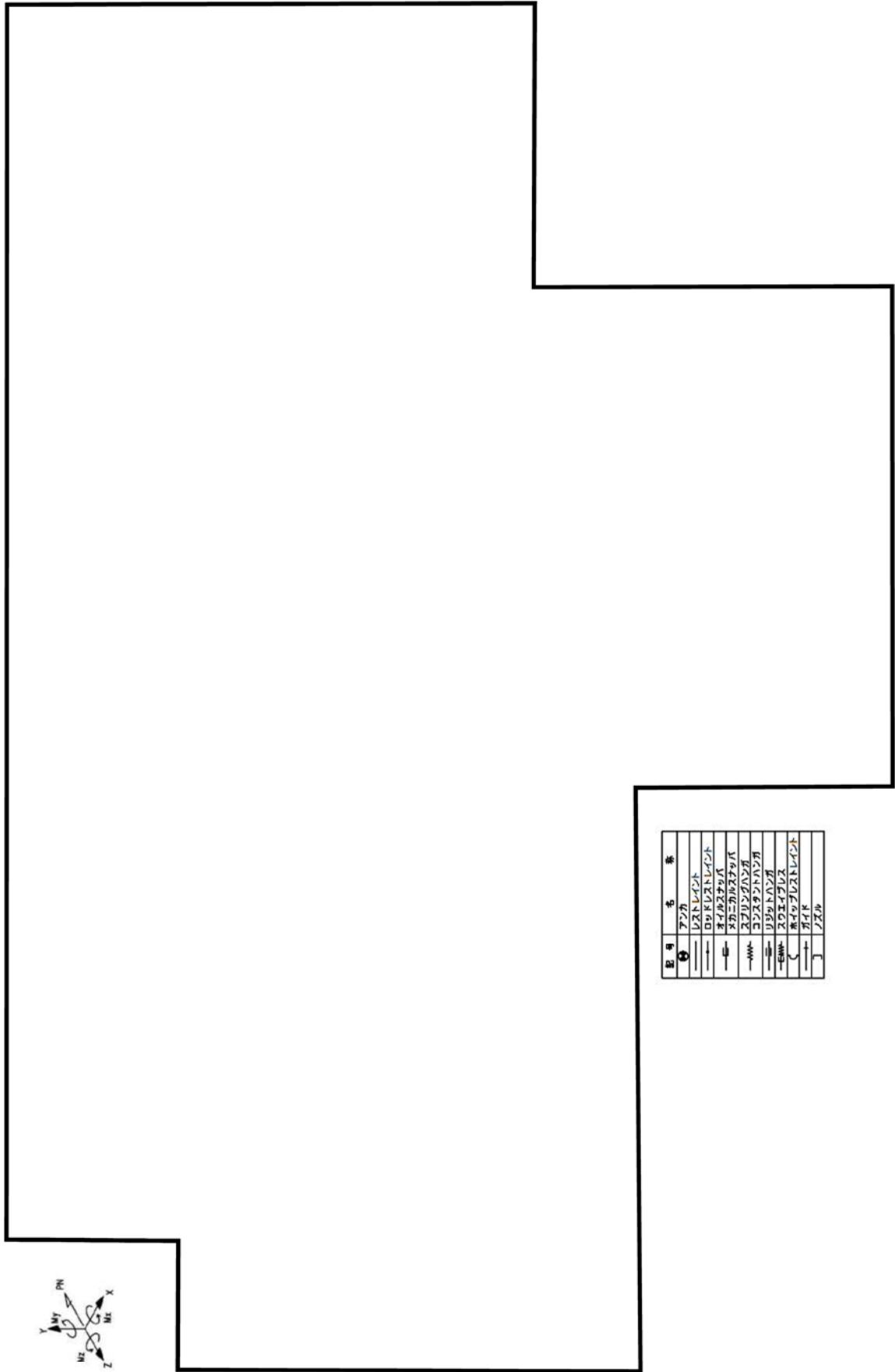
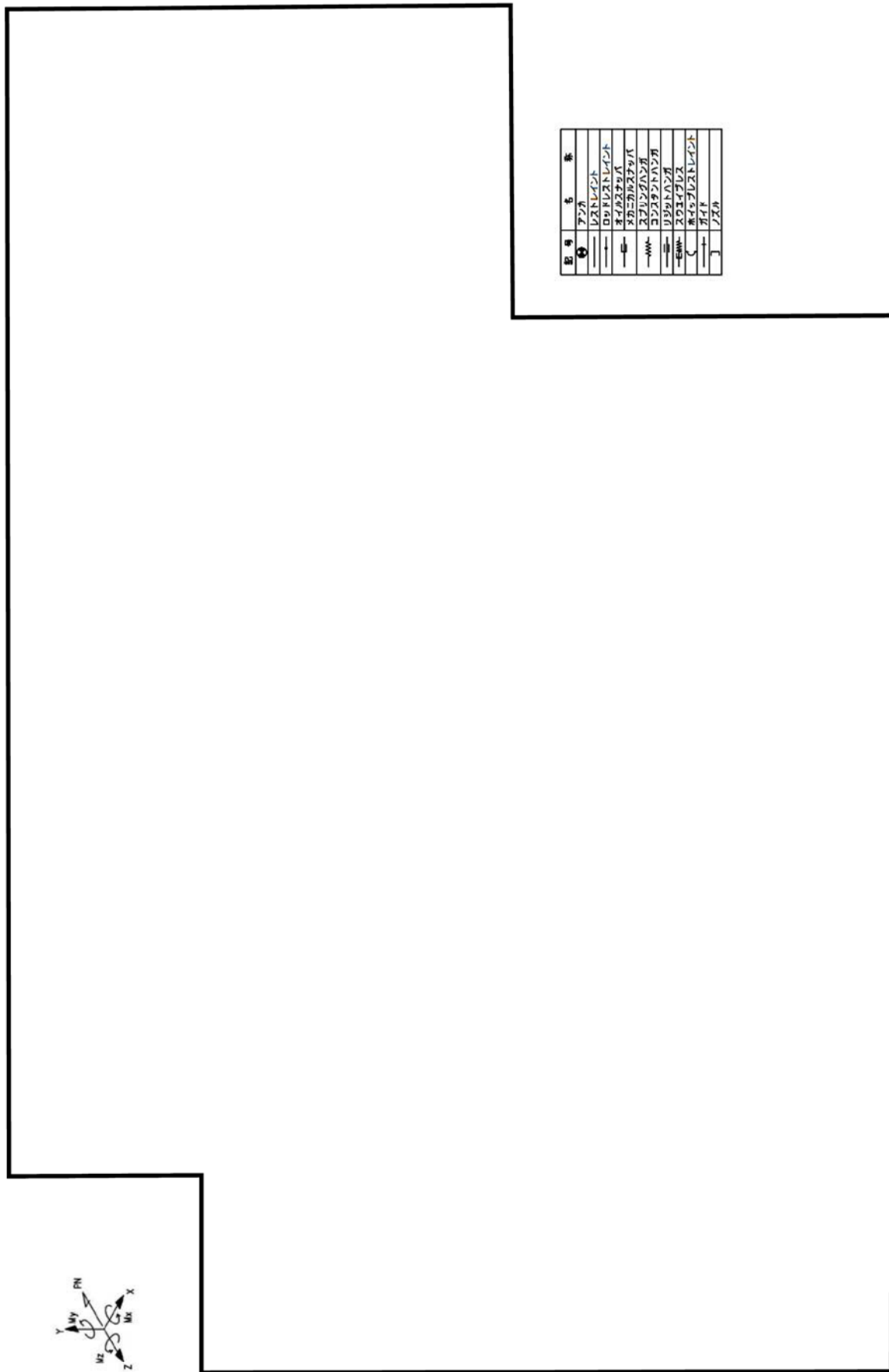
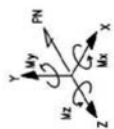
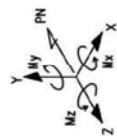


図2 原子炉系（純水部）[クラス1耐震Sクラス] アイソメ図



| 記号 | 名称 |
|----|------------|
| | 原子炉 |
| — | コンクリート |
| — | 鉄骨コンクリート |
| — | 鉄骨 |
| — | 鋼板 |
| — | 鋼管 |
| — | 鋼線鉄筋 |
| — | 鋼板鉄筋 |
| — | 鋼管鉄筋 |
| — | 鋼線鉄筋コンクリート |
| — | 鋼管コンクリート |

図3 原子炉系（純水部）[クラス2—耐震Sクラス] アイソメ図



| 記号 | 名称 |
|----|---------|
| ① | 炉心 |
| ② | 炉心冷却材 |
| ③ | 炉心冷却材配管 |
| ④ | 炉心冷却材配管 |
| ⑤ | 炉心冷却材配管 |
| ⑥ | 炉心冷却材配管 |
| ⑦ | 炉心冷却材配管 |
| ⑧ | 炉心冷却材配管 |
| ⑨ | 炉心冷却材配管 |
| ⑩ | 炉心冷却材配管 |
| ⑪ | 炉心冷却材配管 |
| ⑫ | 炉心冷却材配管 |
| ⑬ | 炉心冷却材配管 |
| ⑭ | 炉心冷却材配管 |
| ⑮ | 炉心冷却材配管 |
| ⑯ | 炉心冷却材配管 |
| ⑰ | 炉心冷却材配管 |
| ⑱ | 炉心冷却材配管 |
| ⑲ | 炉心冷却材配管 |
| ⑳ | 炉心冷却材配管 |
| ㉑ | 炉心冷却材配管 |
| ㉒ | 炉心冷却材配管 |
| ㉓ | 炉心冷却材配管 |
| ㉔ | 炉心冷却材配管 |
| ㉕ | 炉心冷却材配管 |
| ㉖ | 炉心冷却材配管 |
| ㉗ | 炉心冷却材配管 |
| ㉘ | 炉心冷却材配管 |
| ㉙ | 炉心冷却材配管 |
| ㉚ | 炉心冷却材配管 |
| ㉛ | 炉心冷却材配管 |
| ㉜ | 炉心冷却材配管 |
| ㉝ | 炉心冷却材配管 |
| ㉞ | 炉心冷却材配管 |
| ㉟ | 炉心冷却材配管 |
| ㊱ | 炉心冷却材配管 |
| ㊲ | 炉心冷却材配管 |
| ㊳ | 炉心冷却材配管 |
| ㊴ | 炉心冷却材配管 |
| ㊵ | 炉心冷却材配管 |
| ㊶ | 炉心冷却材配管 |
| ㊷ | 炉心冷却材配管 |
| ㊸ | 炉心冷却材配管 |
| ㊹ | 炉心冷却材配管 |
| ㊺ | 炉心冷却材配管 |
| ㊻ | 炉心冷却材配管 |
| ㊼ | 炉心冷却材配管 |
| ㊽ | 炉心冷却材配管 |
| ㊾ | 炉心冷却材配管 |
| ㊿ | 炉心冷却材配管 |

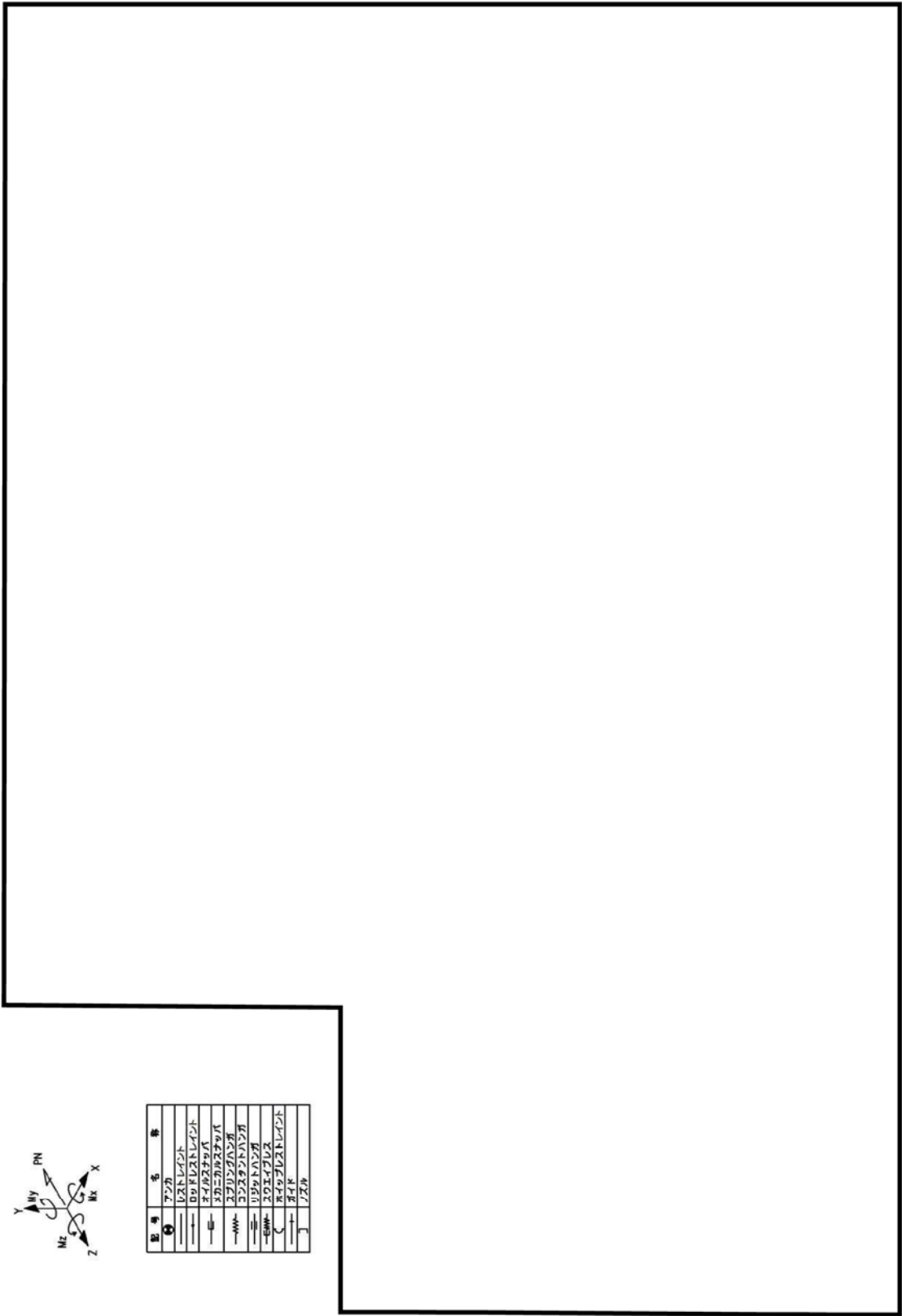
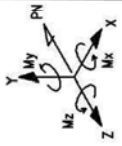
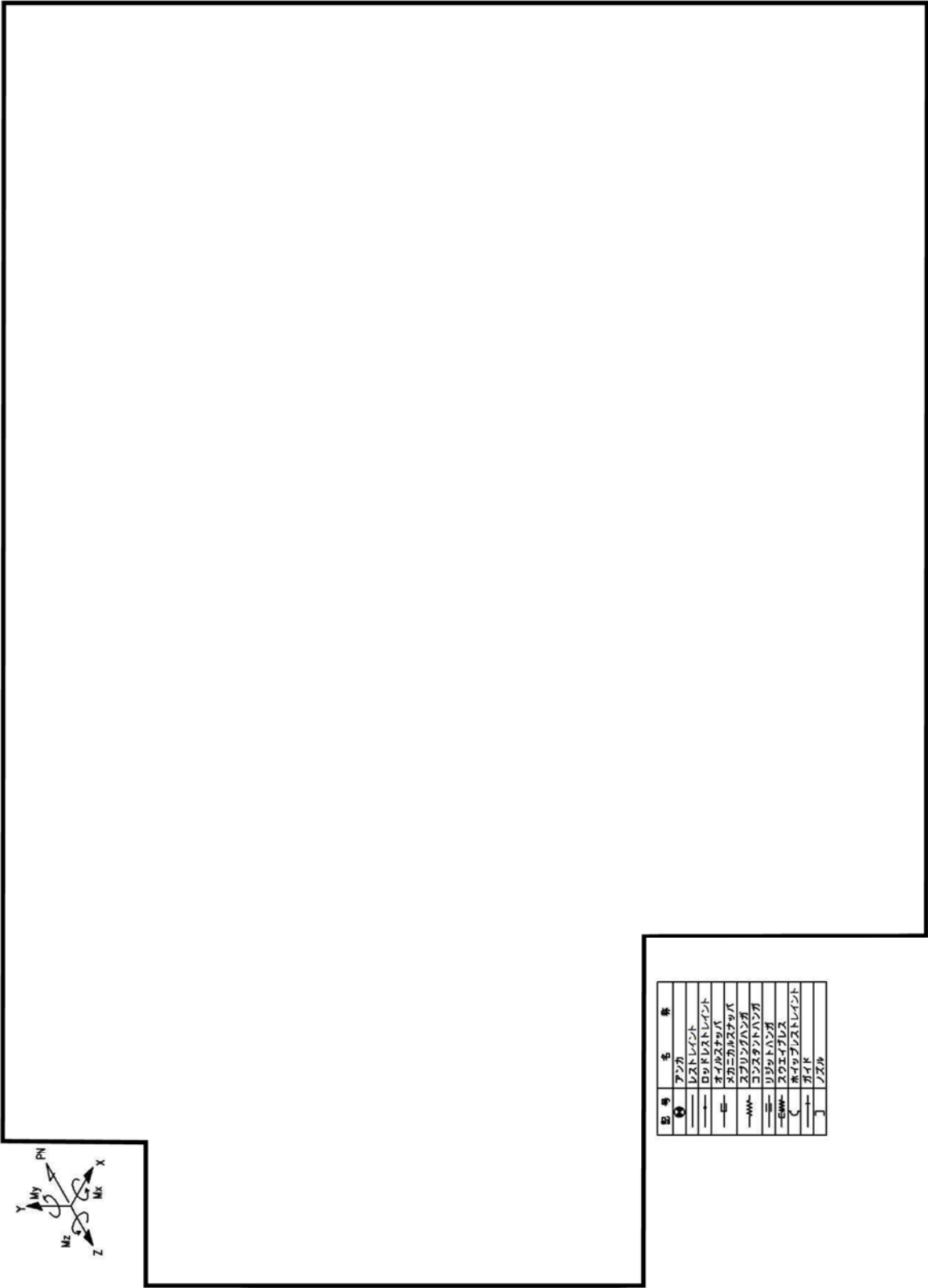
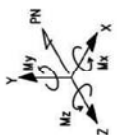


図 4 (1/2) 原子炉系 (蒸気部) [クラス1-耐震Sクラス] アイソメ図



| 記号 | 名 | 番 |
|----|--------------|---|
| ① | アンカ | |
| — | レストレイント | |
| — | ロッドレストレイント | |
| — | オイルスタップ | |
| — | マカニカルスタップ | |
| — | スプリングハンダ | |
| — | コンスタントハンダ | |
| — | リフトハンダ | |
| — | スウェーブル | |
| — | ワイヤブルレストレイント | |
| — | ワイヤ | |
| — | ノズル | |

図 4 (2/2) 原子炉系 (蒸気部) [クラス 1-耐震 S クラス] アイソメ図



| 記号 | 名称 |
|----|----------------------|
| | トップヘッド |
| | ヘッドトネックトランジション |
| | ネックトシェルトランジション |
| | シェルトスカートトランジション |
| | スカートトローアヘッドトランジション |
| | ローアヘッドトノズルトランジション |
| | ノズルトノズルアウトレットトランジション |
| | ノズルアウトレットトノズル出口 |

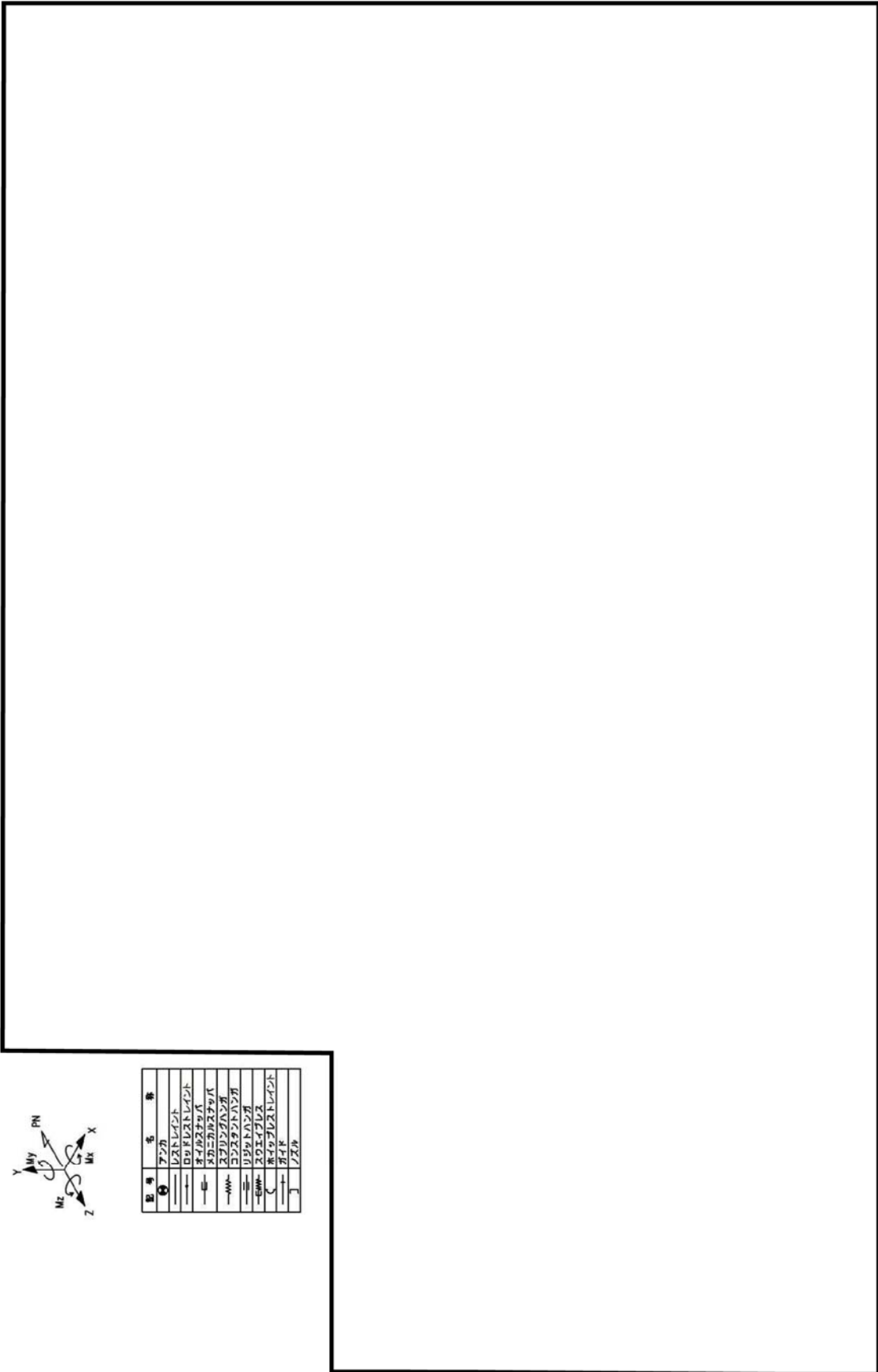
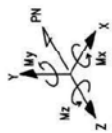
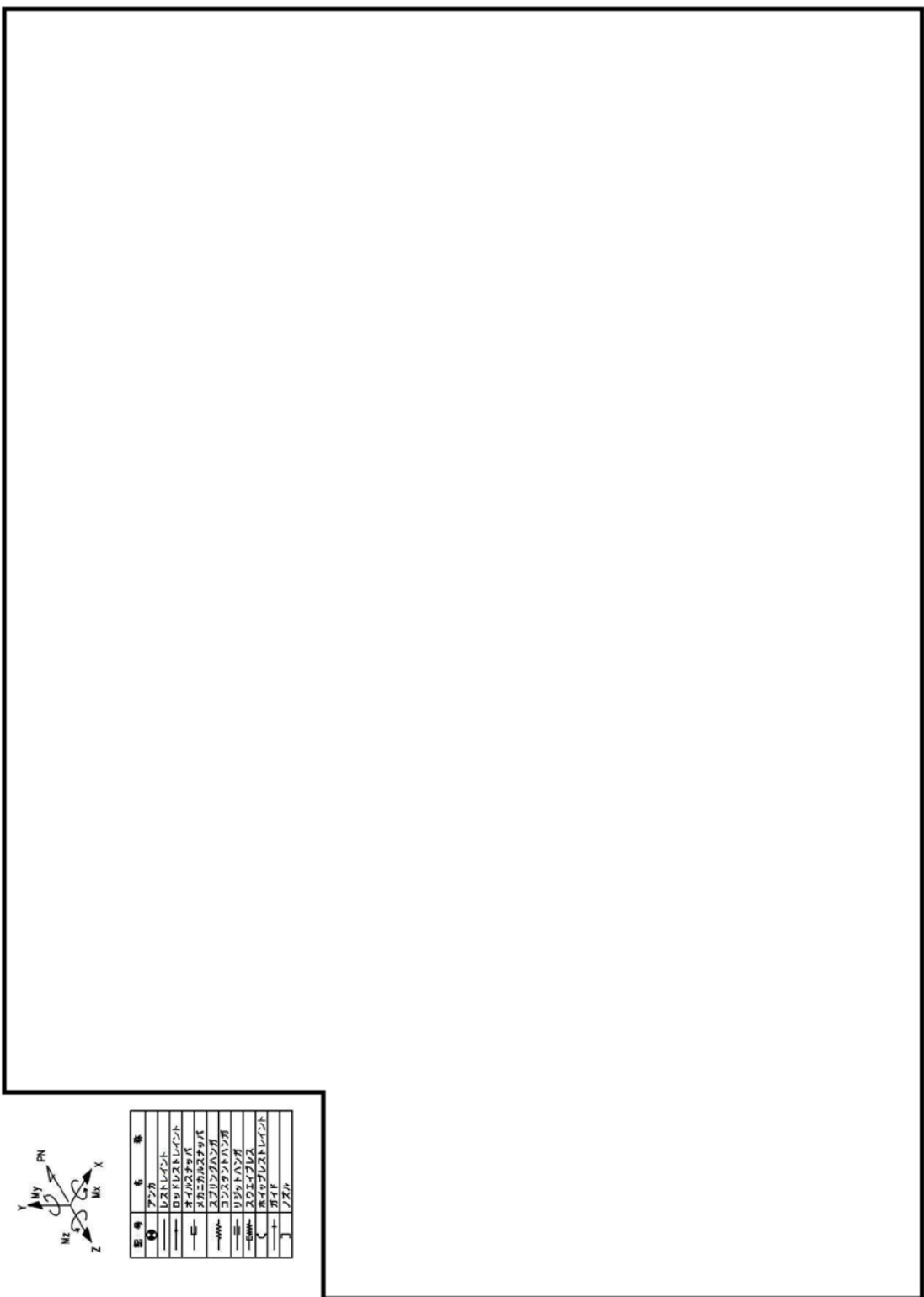
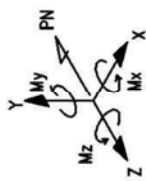


図5 原子炉系（蒸気部）[クラス2-耐震Sクラス] アイソメ図



| 記号 | 記号 | 名称 |
|---------|----|----|
| \odot | ア | ア |
| — | レ | レ |
| — | ロ | ロ |
| — | ハ | ハ |
| — | ニ | ニ |
| — | ホ | ホ |
| — | ヘ | ヘ |
| — | ト | ト |
| — | チ | チ |
| — | リ | リ |

図6 復水系 [クラス3-耐震Bクラス] アイソメ図



| 記号 | 名称 |
|----|-------------|
| ● | アンカ |
| — | レストレイント |
| — | ロックレストレイント |
| — | オイルスタンプ |
| — | メカニカルスタンプ |
| — | スプリングハンガ |
| — | コンスタントハンガ |
| — | リフトハンガ |
| — | スウェイブレス |
| — | ホイップレストレイント |
| — | ガイド |
| — | ワズル |

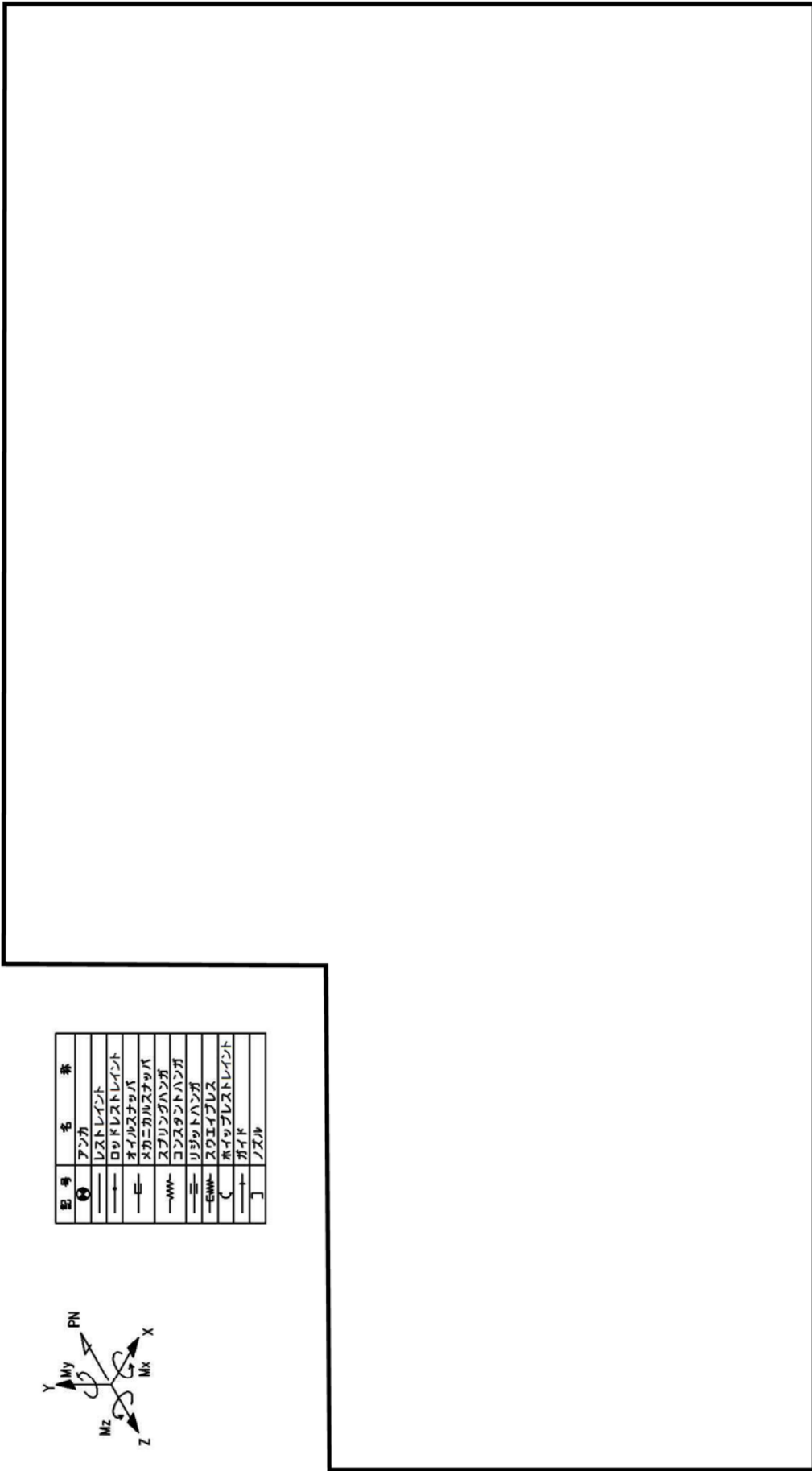


図7 給水系 [クラス2-耐震Sクラス] アイソメ図



| 記号 | 名称 |
|----|------------|
| ⊕ | アング |
| — | レストレイト |
| — | ロッドレストレイト |
| — | オイルスタンプ |
| — | メカニカルスタンプ |
| — | スプリングハンダ |
| — | コンタクトハンダ |
| — | リソットハンダ |
| — | スウェイプレス |
| ⌋ | ホイップレストレイト |
| — | ガイド |
| ⌋ | ノズル |

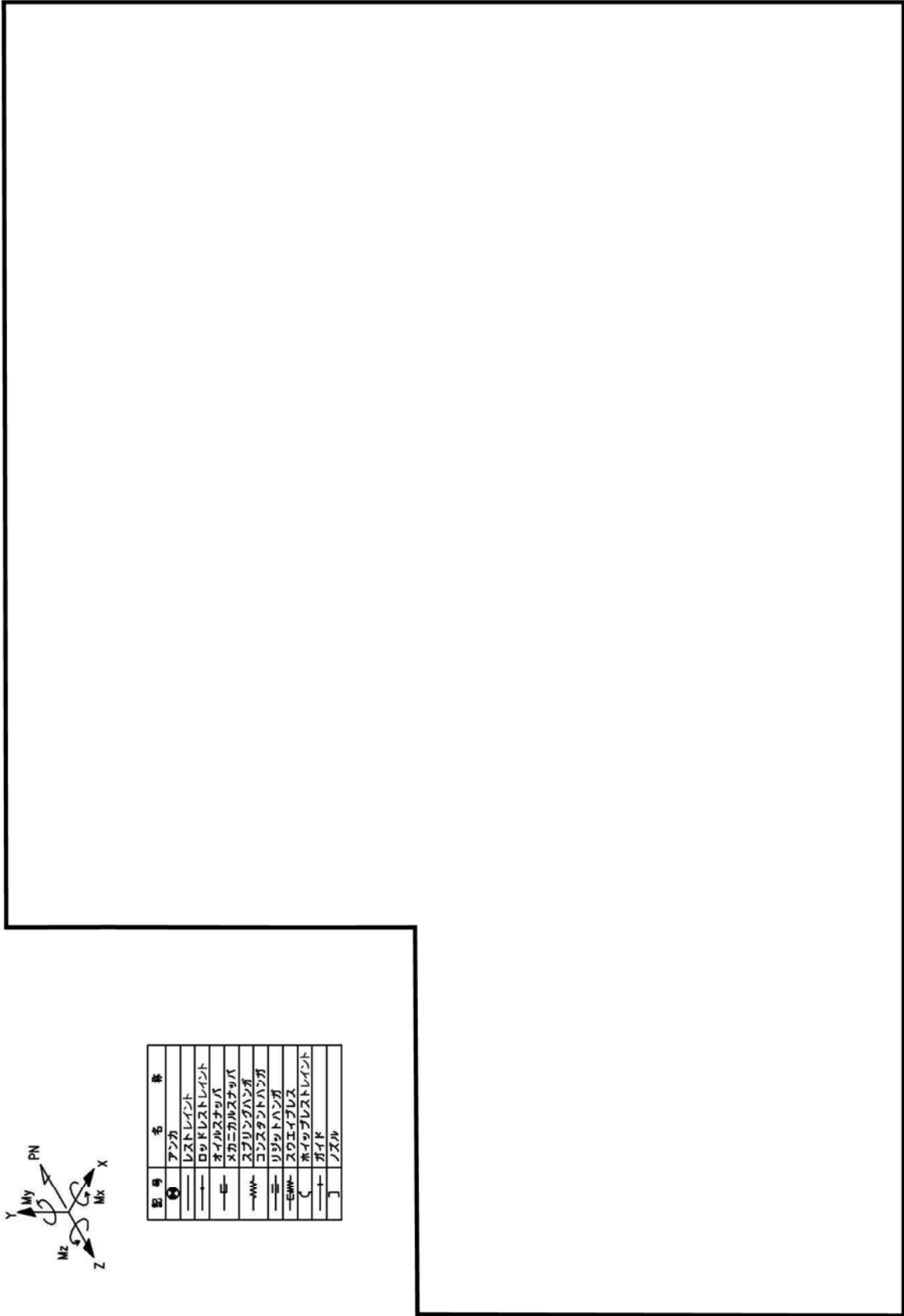
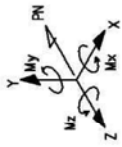


図8 給水系 [クラス 2-耐震 B クラス] アイソメ図



| 記号 | 名称 |
|---------------|----------|
| \odot | アング |
| \ominus | レストレスト |
| \rightarrow | ロトルストレスト |
| \leftarrow | キカスツバ |
| \rightarrow | キカスツバ |
| \leftarrow | コネクタハン |
| \rightarrow | コネクタハン |
| \leftarrow | リフトハン |
| \rightarrow | リフトハン |
| \leftarrow | スライダ |
| \rightarrow | スライダ |
| \leftarrow | ワイヤレスレスト |
| \rightarrow | ワイヤレスレスト |
| \leftarrow | ワイヤレスレスト |
| \rightarrow | ワイヤレスレスト |

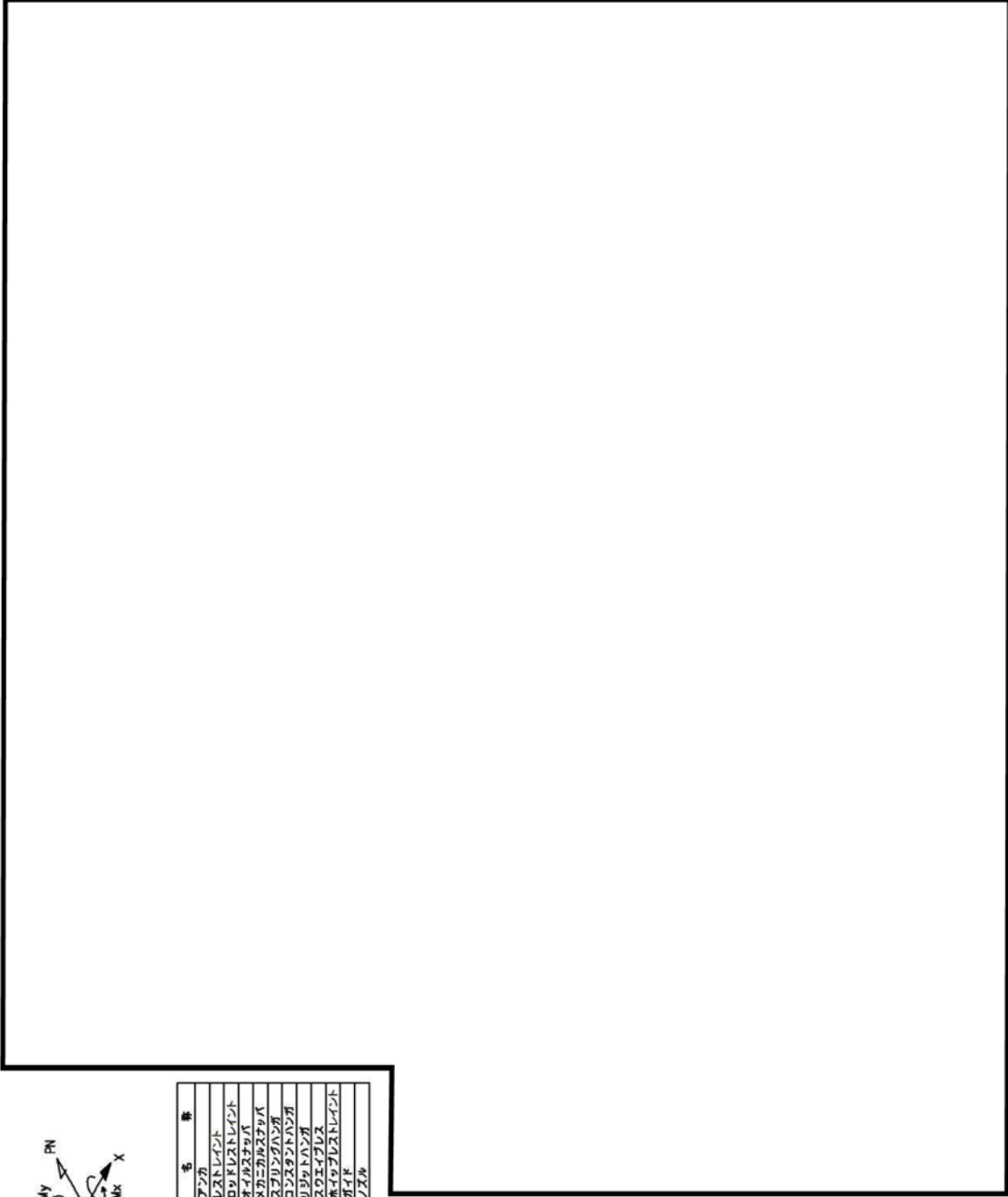
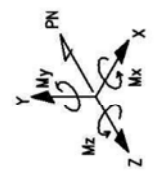


図9 給水系 [クラス3-耐震Bクラス] アイソメ図



| 記号 | 名称 |
|----|-----------|
| ④ | アンカ |
| — | レストレイト |
| — | ロッドレストレイト |
| — | ネイルスナック |
| — | ボルトナック |
| — | スクリューナック |
| — | コンクリートナック |
| — | リフトナック |
| — | スロイブレ |
| — | ワイプレストレイト |
| — | ジョイント |
| — | ノズル |

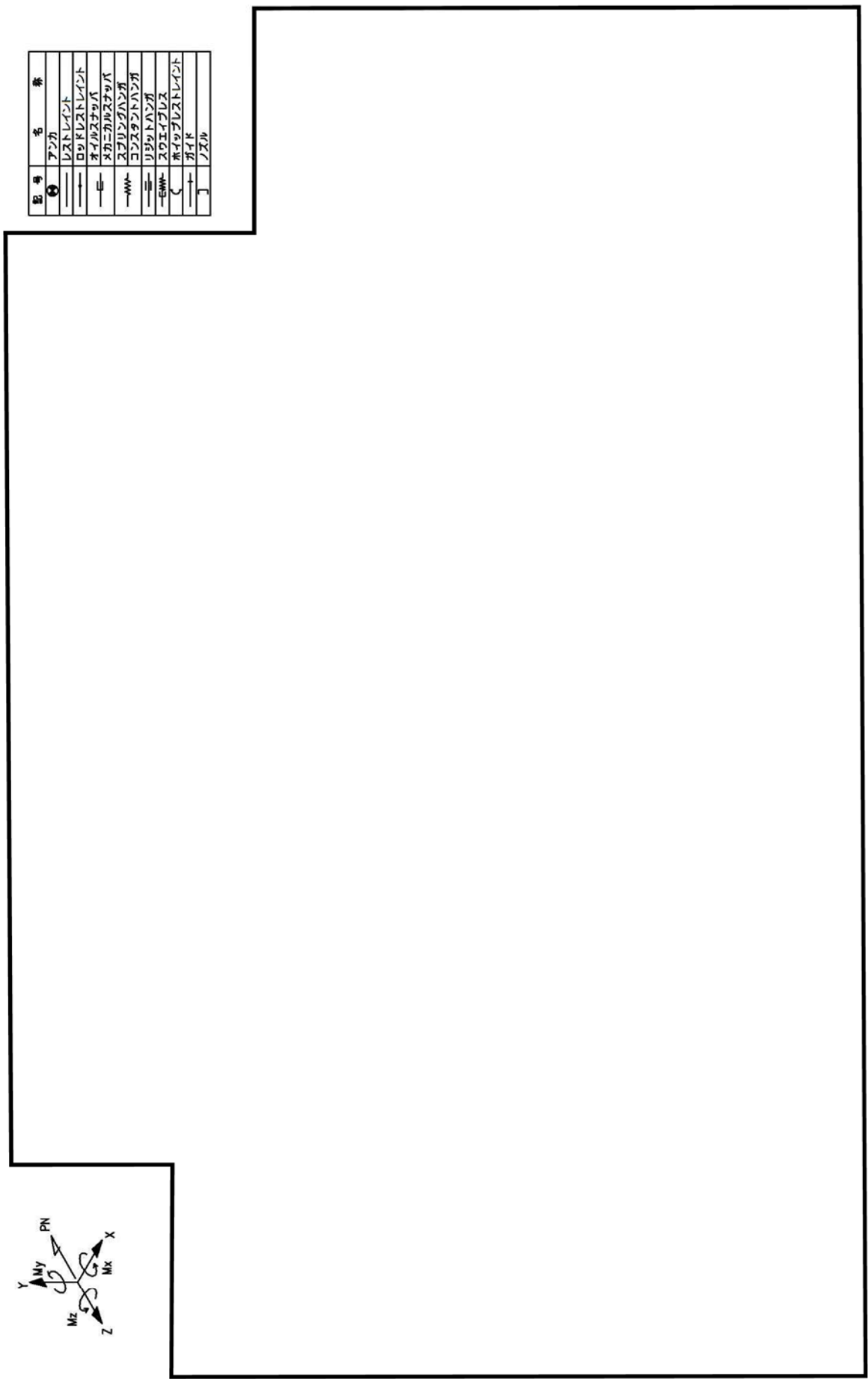


図 10 給水加熱器ドレン系 [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図

表 1 原子炉系 (蒸気部) 配管の 60 年時点板厚における疲労累積係数の算出結果

| 系統 | 主蒸気系 | | 配管モデル名 | | MS-17 | | 評価点No. | | 118 | | | | |
|------------------------------|---------|-------------|-------------------|--------------|--------------------|--------------------------|------------|--|--|---|--------|------|-------------|
| (1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果 | | | | | | | | | | | | | |
| No. | 事象毎の組合せ | | | | ピーク応力 Sp MPa | 一次+二次 応力 Sn MPa | Ke係数 Ke | 繰返し ピーク応力 (ヤング率補正前) SL MPa | 材料 最高使用温度 における ヤング率 E MPa | STPT42 繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後) SL' MPa | 繰返し回数 | | 疲労累積係数 U |
| | 名称 | 番号 始点 終点 | 運転温度(°C) 始点 終点 | ピーク応力 MPa | | | | | | | 実回数 | 許容回数 | |
| 1 | | | | | | | | | | | | | 大気中 |
| 2 | | | | | | | | | | | | | |
| 3 | | | | | | | | | | | | | |
| 4 | | | | | | | | | | | | | |
| 5 | | | | | | | | | | | | | |
| 6 | | | | | | | | | | | | | |
| 7 | | | | | | | | | | | | | |
| 8 | | | | | | | | | | | | | |
| 9 | | | | | | | | | | | | | |
| 10 | | | | | | | | | | | | | |
| 11 | | | | | | | | | | | | | |
| 12 | | | | | | | | | | | | | |
| 13 | | | | | | | | | | | | | |
| 14 | | | | | | | | | | | | | |
| 15 | | | | | | | | | | | | | |
| 16 | | | | | | | | | | | | | |
| 17 | | | | | | | | | | | | | |
| 18 | | | | | | | | | | | | | |
| 19 | | | | | | | | | | | | | |
| 20 | | | | | | | | | | | | | |
| 21 | | | | | | | | | | | | | |
| 22 | | | | | | | | | | | | | |
| 23 | | | | | | | | | | | | | |
| 24 | | | | | | | | | | | | | |
| 25 | | | | | | | | | | | | | |
| 26 | | | | | | | | | | | | | |
| 27 | | | | | | | | | | | | | |
| 疲労累積係数総合計 | | | | | | | | | | | 0.4580 | | |

| (2) 地震による疲労評価の計算パラメータ及び結果 | | | | | | | | | | | | | |
|---------------------------|---------|-------------|-------------------|--------------|--------------------|--------------------------|------------|--|------------------------------------|---|-------|-------|--------------|
| No. | 事象毎の組合せ | | | | ピーク応力 Sp MPa | 一次+二次 応力 Sn MPa | Ke係数 Ke | 繰返し ピーク応力 (ヤング率補正前) SL MPa | 最高使用温度 における ヤング率 E MPa | 繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後) SL' MPa | 繰返し回数 | | 疲労累積係数 Us |
| | 名称 | 番号 始点 終点 | 運転温度(°C) 始点 終点 | ピーク応力 MPa | | | | | | | 実回数 | 許容回数 | |
| - | Sd地震 | - | - | - | 556 | 556 | 1.80 | 501 | 182840 | 567.201 | 110 | 1,022 | 0.1077 |
| - | Se地震 | - | - | - | 831 | 831 | 2.20 | 915 | 182840 | 1035.906 | 110 | 215 | 0.5117 |

原子炉系（蒸気部）配管の 60 年時点板厚における疲労累積係数の算出過程

1. 評価仕様

(1) 原子炉系（蒸気部）配管のクラス区分はクラス 1 管に該当することから、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）6.3.3 項 管の許容応力に基づき、地震動のみによる疲労累積係数に通常運転時における疲労累積係数を加えて評価する。

なお、疲労累積係数の算出には、これまでの測定データに基づき想定した 60 年時点の板厚による一様減肉を仮定した評価モデルを用いて算出する。

疲労累積係数の算出に用いる配管仕様を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）配管の配管仕様

| 項目 | 単位 | 評価対象配管 | |
|-------------|-----|-----------|---------|
| | | 原子炉系（蒸気部） | |
| | | 評価点 118 | |
| | | 主管 | 分岐管 |
| 配管口径 Do | mm | | |
| 配管板厚 t | mm | () * 1 | () * 1 |
| 材質 | — | STPT42 | |
| 縦弾性係数 | MPa | 182840* 2 | |
| 最高使用圧力 | MPa | 8.62 | |
| 最高使用温度 | ℃ | 302 | |
| 設計応力強さ (Sm) | MPa | 122* 3 | |

* 1 : () 内の数値は減肉前の公称板厚を示す

* 2 : 設計・建設規格（2005/2007）付録材料図表 Part6 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

* 3 : 設計・建設規格（2005/2007）付録材料図表 Part5 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

2. 算出過程

(1) 原子炉系（蒸気部）配管の60年時点板厚における疲労累積係数の算出過程を以降に示す。

なお、ここでは疲労累積係数の算出ケースのうち、疲労累積係数が最も大きいSs地震動による算出過程を示す。

算出に用いた諸元を表2に示す。

表2 原子炉系（蒸気部）配管の諸元

| 記号 | 諸元 | 単位 | 説明 |
|--|-------------|-----------------|---|
| 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1984）2.2.1項 第1種管の許容応力の解説より | | | |
| Z_r | | mm ³ | 主管の断面係数 |
| Z_b | | mm ³ | 分岐管の断面係数 |
| C_{2r} | 3.48 | — | 主管の応力係数 |
| K_{2r} | 1.00 | — | 主管の応力係数 |
| C_{2b} | 3.48 | — | 分岐管の応力係数 |
| K_{2b} | 1.00 | — | 分岐管の応力係数 |
| S_n | — | MPa | 一次+二次応力変動値 |
| S_p | — | MPa | ピーク応力強さ |
| S_l | — | MPa | 繰り返しピーク応力強さ |
| M_{rs} | | N・mm | 主管の地震のみによる慣性力と相対変位により生ずるモーメントの全振幅 |
| M_{bs} | | N・mm | 分岐管の地震のみによる慣性力と相対変位により生ずるモーメントの全振幅 |
| K | — | — | S_p / S_n |
| K_e | — | — | K_e 係数 |
| 設計・建設規格（2005/2007）第4章 添付4-2より | | | |
| S_l' | — | MPa | 繰り返しピーク応力強さ（縦弾性係数補正後） |
| E | 1.82840E+05 | MPa | 材料の使用温度における縦弾性係数 |
| S_a | — | MPa | 任意の点の繰り返しピーク応力強さ |
| N_a | — | — | S_a に対応する許容繰り返し回数 |
| S_1 | — | MPa | （表 添付4-2-1）中の S_a より低く、かつ、最も近い繰り返しピーク応力強さ |
| S_2 | — | MPa | （表 添付4-2-1）中の S_a より高く、かつ、最も近い繰り返しピーク応力強さ |
| N_1 | — | — | S_1 に対応する許容繰り返し回数 |
| N_2 | — | — | S_2 に対応する許容繰り返し回数 |

注：諸元欄の“—”は計算結果を参照

(2) Ss 地震動による疲労累積係数の算出過程

➤ 一次+二次応力を算出する。

JEAG4601 2.2.1 項 第1種管の許容応力の解説(6)

“a. 管台及び突合せ溶接式ティー” より

$$\begin{aligned}
 S_n &= \frac{C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} + \frac{3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} \\
 &= \boxed{} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ ピーク応力強さを算出する。

JEAG4601 2.2.1 項 第1種管の許容応力の解説(8)

“a. 管台及び突合せ溶接式ティー” より

$$\begin{aligned}
 S_p &= \frac{K_{2b} \cdot C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{K_{2r} \cdot C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} + \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} \\
 &= \boxed{} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ 繰り返しピーク応力強さを算出する。

JEAG4601 2.2.1 項 第1種管の許容応力の解説(7)より

$$S_l = \frac{K_e \cdot S_p}{2} \dots A$$

A式のK e係数を算出する。

JSME 設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2) より

$$K = \frac{S_p}{S_n} = \frac{831}{831} = 1.0$$

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$ となる。

$$\frac{S_n}{3S_m} = \frac{831}{366} = 2.270 \dots \textcircled{1}$$

表 PVB-3315-1 より

| 材料の種類 | 炭素鋼 |
|----------------|------|
| q | 3.1 |
| A ₀ | 0.66 |
| B ₀ | 2.59 |

a. $K < B_0$ のとき

$$\frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q - 1)}}{2A_0}$$

$$= \frac{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.0} - 1\right) - \sqrt{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.0} - 1\right)^2 - 4 \times 0.66(3.1 - 1)}}{2 \times 0.66}$$

$$= 1.0 \quad \dots \quad (2)$$

①式 \geq ②式より (b) の K_e 式を使用する。

$$(b) \quad K_e = K_e' = 1 + (q - 1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n}\right) \quad (\text{PVB} - 84)\text{式}$$

$$= 1 + (3.1 - 1) \left(1 - \frac{366}{831}\right)$$

$$= 2.17509 \dots \rightarrow 2.20$$

$$S_l = \frac{K_e \cdot S_p}{2}$$

$$= \frac{2.20 \times 831}{2}$$

$$= 914.1 \rightarrow 915 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正前})$$

➤ 設計疲労線図より許容繰り返し回数を算出する。

JSME 設計・建設規格 第4章 添付 4-2 より

繰り返しピーク応力強さの縦弾性係数による補正

(E は使用温度である 302°C の値)

$$E = 1.82840E + 05$$

$$S_l' = \frac{2.07E + 05}{E} \cdot S_l$$

$$= \frac{2.07E + 05}{1.82840E + 05} \times 915$$

$$= 1035.90571 \dots \rightarrow 1035.906 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正後})$$

$$\begin{aligned}
 N_a &= N_2 \times \left(\frac{N_1}{N_2} \right)^{\frac{\log S_2/S_a}{\log S_2/S_1}} \\
 &= 2.00E + 02 \times \left(\frac{5.00E + 02}{2.00E + 02} \right)^{(\log(1069/1035.906) / \log(1069/724))} \\
 &= 215.3493 \rightarrow 215
 \end{aligned}$$

➤ 疲労累積係数（UF）を算出する。

$$\begin{aligned}
 UF &= \frac{\text{地震繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} = \frac{110}{215} \\
 &= 0.5116279 \rightarrow 0.5117
 \end{aligned}$$

地震繰返し回数の110回は、工事計画認可申請（平成30年2月補正申請）において、一律に定める等価繰返し回数として当初設定したものであるが、別紙13に示すとおり、工事計画認可申請の内容を踏まえた見直しの検討の結果、個別に設定する等価繰返し回数を包絡するものであることから、見直しは行わず保守的に当初設定の110回を用いて疲労累積係数を算出するものとした。

3. 評価結果

原子炉系（蒸気部）配管の60年時点板厚における疲労累積係数を表3に示す。
評価の結果、疲労累積係数は許容値1を下回ることから、耐震安全性評価上、問題ない。

表3 原子炉系（蒸気部）配管の60年時点板厚における疲労累積係数

| | 地震動による 疲労累積係数 | 通常運転時の 疲労累積係数 | 合計 | 許容値 |
|--------|------------------|------------------|--------|------|
| Sd 地震時 | 0.1077 | 0.4580 | 0.5657 | 1 以下 |
| Ss 地震時 | 0.5117 | 0.4580 | 0.9697 | |

機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について

耐震安全性評価書における基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価に伴う計算過程については、表 1 に示す理由により代表機器を選定して説明する。

表 1 補足説明代表機器の選定

| 補足説明資料として 代表する機器 | 選定理由 | 添付番号 |
|---------------------|--|------|
| 主排気筒 | <ul style="list-style-type: none"> 耐震補強工事を前提とした耐震安全性評価を実施しており、評価結果（発生応力と許容応力の比）が最も厳しい機器であるため。 | 1 |
| 残留熱除去系熱交換器 | <ul style="list-style-type: none"> 耐震補強工事を前提とした耐震安全性評価を実施しており、基礎ボルトの発生応力が最も大きい機器であるため。 | 2 |

主排気筒の基礎ボルトの耐震安全性評価

1. 主排気筒の基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について

1.1 主排気筒

主排気筒は、鉄塔支持型の鋼製排気筒であり、設計基準対象施設においては「Sクラスの施設の間接支持構造物」に分類されている。

構造は、中央の内径 4.5m、高さ 140m の筒身にかかる水平力を周囲の根開き 28m、高さ 104.205m (EL. 112.205m) の鋼管トラスの 4 脚鉄塔を補強して支える構造であり、補強部分は高さ 117.543m (EL. 125.543m) まで支柱を伸ばすとともに、高さ 104.205m (EL. 112.205m) 以下において 8 脚増やす予定である。また、筒身と鉄塔は図 1 に示す 6ヶ所で接続され、制振サポート（オイルダンパ）と弾塑性ダンパで接合した制震構造であり、筒身の下端は固定される。

経年劣化事象としては、筒身脚部、鉄塔脚部及び補助鉄塔脚部の基礎ボルトに腐食が想定され、基礎ボルトの減肉により、耐震安全性に影響を及ぼす可能性があるため、耐震安全性評価を実施する。

評価方法は、工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における主排気筒のアンカーボルト（基礎ボルト）の評価方法を基に、東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果から得られた、運転開始後 60 年時点での腐食量（0.3 mm）を全周に仮定し、評価を実施する。

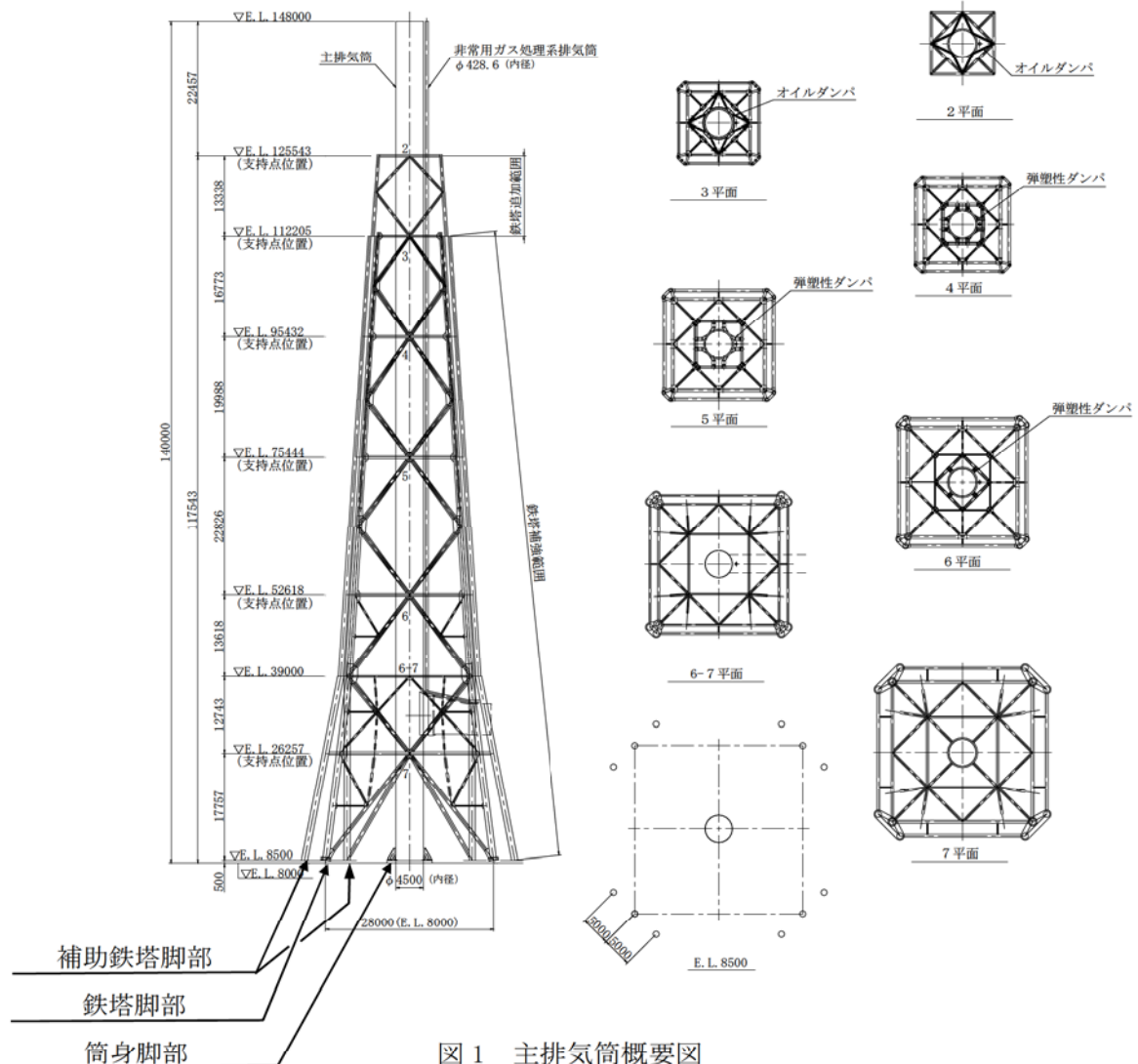


図 1 主排気筒概要図

1.2 筒身脚部基礎ボルトの評価

1.2.1 荷重条件

工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を用いて検討を行う。

設計荷重は、以下に示す荷重により、筒身脚部の検討を行う。

なお、筒身脚部は補強を実施するため、筒身補強脚部のみで評価を実施する。

ここで、自重は既設部で負担するものとする。

筒身補強脚部の概略図を図 2 に示す。

| | |
|---------|------------------------------------|
| 引抜き力 | $N_t = 17000 \text{ kN}$ |
| | 荷重ケース：Ss 波設計用荷重 |
| 曲げモーメント | $M = 5812 \text{ kN}\cdot\text{m}$ |
| | 荷重ケース：Ss 波設計用荷重 |
| 水平力 | $H = 1089 \text{ kN}$ |
| | 荷重ケース：Ss 波設計用荷重 |

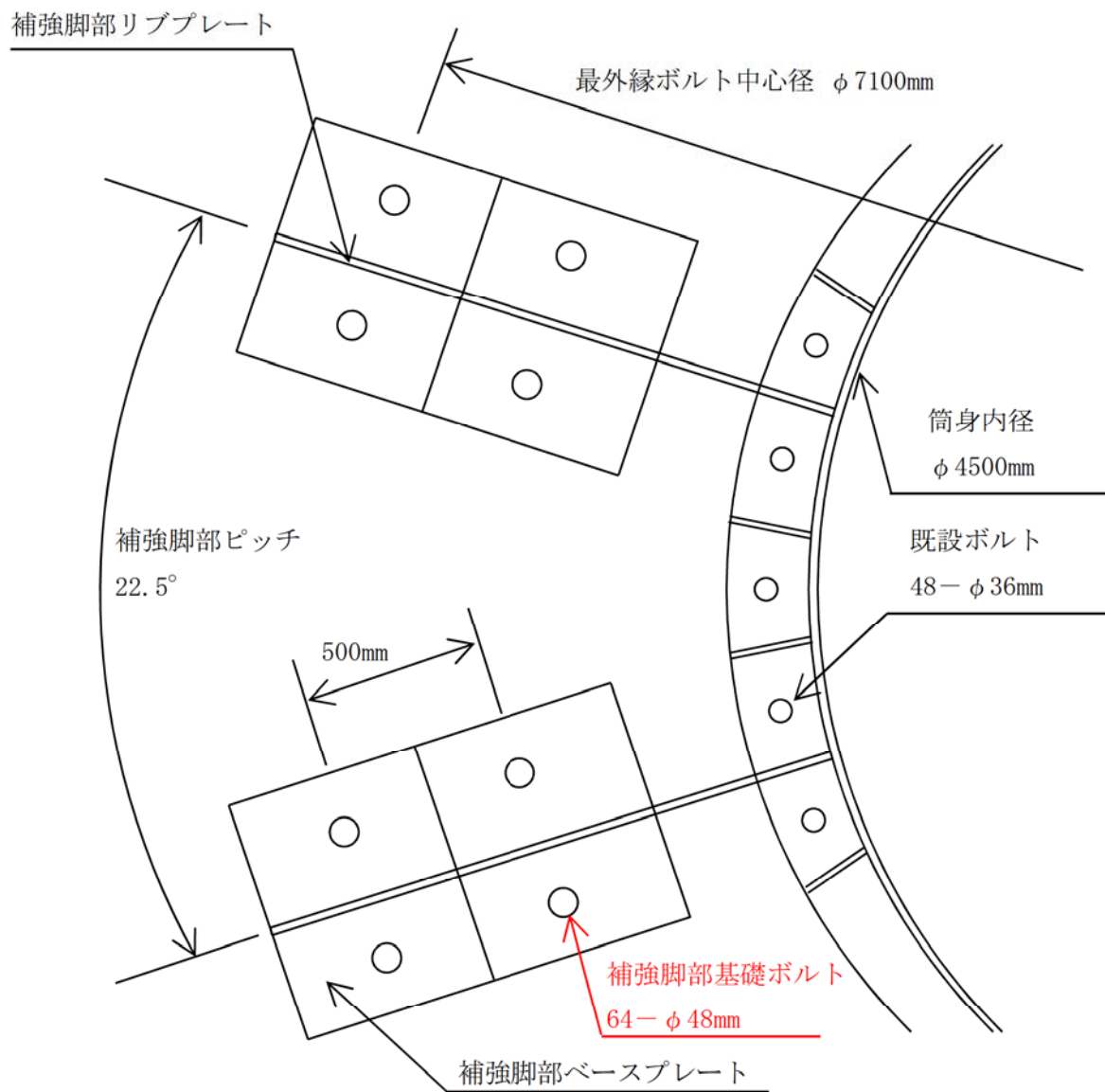


図2 筒身補強脚部概略図 (1/2)

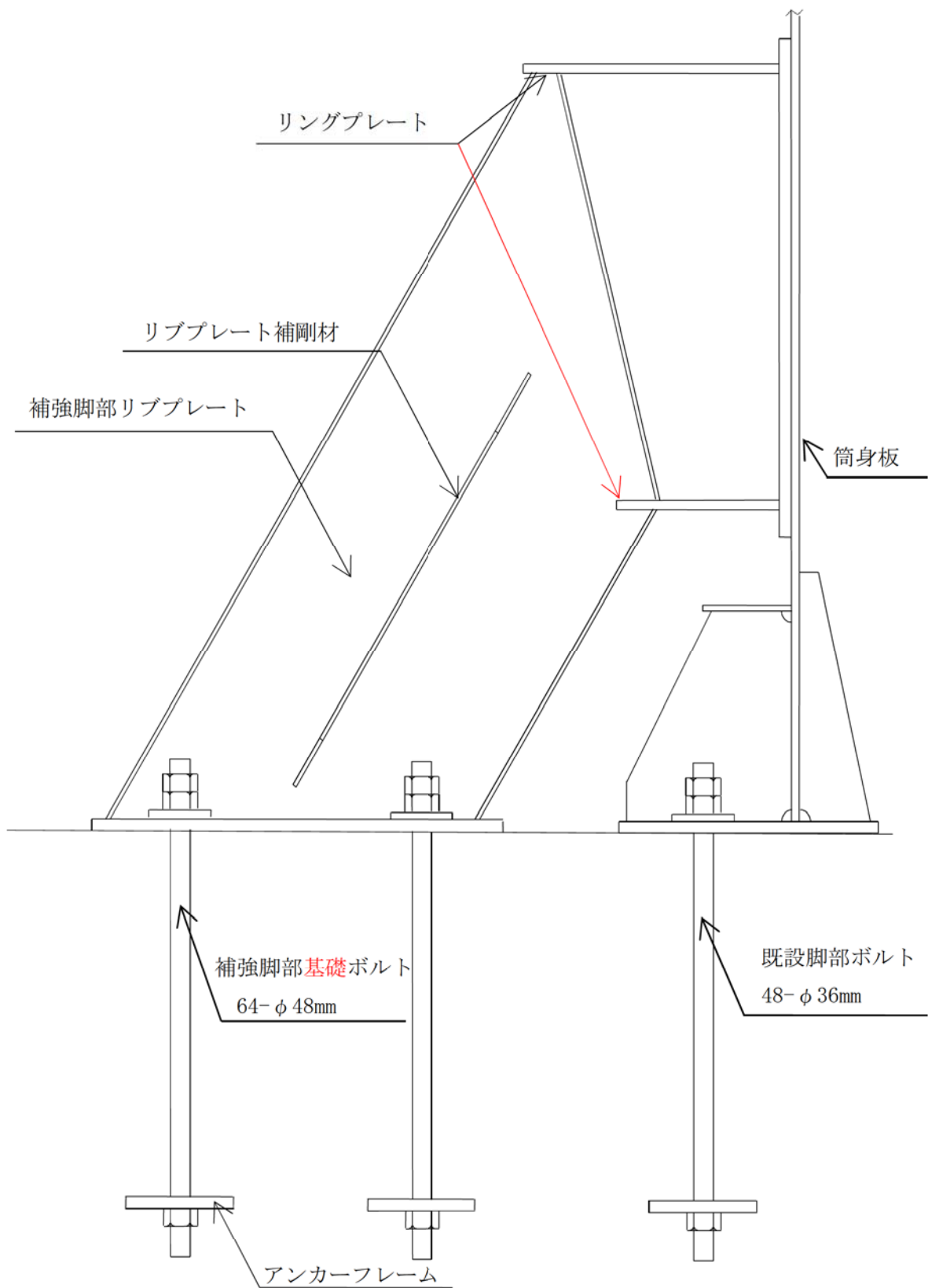


図2 筒身補強脚部概略図(2/2)

1.2.2 算出過程

a. 筒身補強脚部基礎ボルトの水平力に対する検討

- ボルト1本に作用するせん断力

ボルト本数 $n = 64$ 本

ボルトせん断力

$$Q = \frac{H}{n} = \frac{1089}{64} = 17.01562 \dots \rightarrow 17.0 \text{ kN}$$

- 基礎ボルトの諸元

サイズ M48

材質 490 材相当

有効断面積 $A_s = 1433 \text{ mm}^2$

(JIS B 1082 : 2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4 : 2001 一般用メートルねじ第4部: 基準寸法より)

$$\begin{aligned} A_s &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\ &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(44.752 - 0.6) + 41.26531}{2} \right)^2 \\ &= 1432.59262 \dots \rightarrow 1433 \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} d_3 &= d_1 - \frac{H}{6} = (42.587 - 0.6) - \frac{0.866025 \times 5}{6} \\ &= 41.26531 \dots \text{ mm} \end{aligned}$$

設計基準強度 $F = 324.5 \text{ N/mm}^2$

(基準強度×1.1倍 (建設省告示第2464号第3より))

許容せん断応力 (機能維持)

$$\begin{aligned} f_s &= \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{324.5}{\sqrt{3}} \\ &= 187.35016 \dots \rightarrow 187 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

- ボルトに作用するせん断応力度

$$\begin{aligned} \tau &= \frac{Q}{A_s} = \frac{17.0 \times 10^3}{1433} \\ &= 11.86322 \dots \rightarrow 12 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

b. 筒身補強脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

- ・ボルト 1 本に作用する引抜力

補強脚部は十分剛とし、ボルトは鉛直力を等負担させるものとする。

ボルト本数 $n = 64$ 本

$$T_v = \frac{N_t}{n} = \frac{17000}{64} = 265.625 \rightarrow 265.6 \text{ kN}$$

曲げモーメントによる引抜は、外側ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数 $Z = 8.141 \times 10^7 \text{ mm}^3$

$$T_b = \frac{(M \cdot A_s)}{Z} = \frac{5812 \times 1433}{8.141 \times 10^7} \times 10^3 = 102.30433 \dots \rightarrow 102.3 \text{ kN}$$

ボルト引抜力

$$T = T_v + T_b = 265.6 + 102.3 = 367.9 \text{ kN}$$

- ・基礎ボルトの諸元

サイズ M48

ボルト本数 $n = 64$ 本

材質 490 材相当

有効断面積 $A_1 = 1433 \text{ mm}^2$

設計基準強度 $f_t = F = 324.5 \text{ N/mm}^2$

(基準強度 $\times 1.1$ 倍 (建設省告示第 2464 号第 3 より))

許容引張応力度 (機能維持)

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \min[f_t, 1.4f_t - 1.6\tau] \\ &= \min[324.5, 1.4 \times 324.5 - 1.6 \times 12] \\ &= 324.5 \rightarrow 324 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

- ・ボルトに作用する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_s} = \frac{367.9 \times 10^3}{1433} \\ &= 256.73412 \dots \rightarrow 257 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

1.3 鉄塔脚部基礎ボルトの評価

1.3.1 荷重条件

工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）の「主排気筒の耐震性についての計算書」より、電算アウトプットの支点反力を座標変換して、鉄塔脚部垂直反力の向きと主柱脚部の軸方向とを一致させ、座標変換後の垂直反力と水平反力の最大値により脚部の検討を行う。

下記の手順に従い算出した反力の最大引張力を以下に示す。

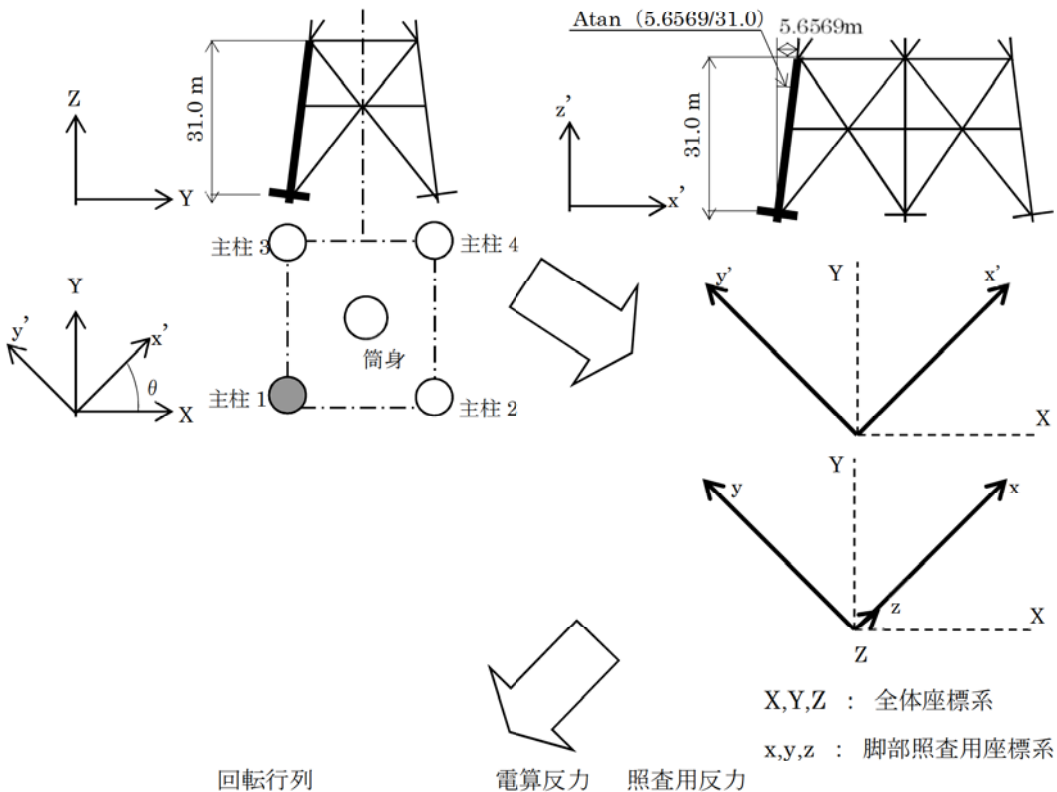
なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

鉄塔脚部の概略図を図 3 に示す。

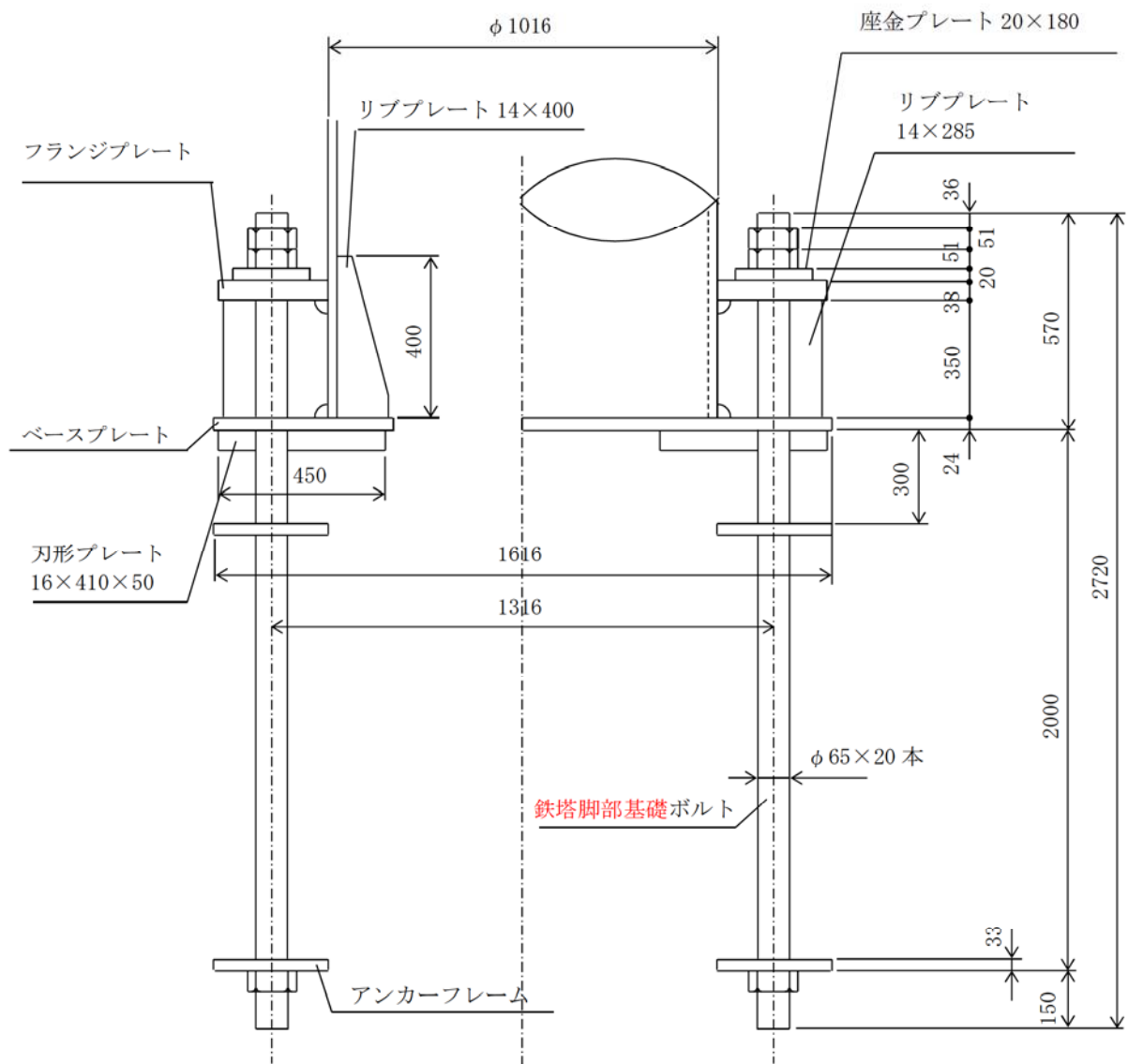
$$\text{最大引張力 } T N_T = 4807 \text{ kN} \quad Ss \text{ 波設計用荷重 斜め方向}$$

例) 主柱 1 の座標変換

下図のように主柱脚部の軸方向と全体座標系の Z 方向は一致していないため、主柱 1 の電算反力を Z 軸周りに $\theta=45^\circ$ 、新しい Y 軸 (y') 周りに $\phi=10.3416^\circ$ 回転する。



$$\begin{bmatrix} \cos \phi \cos \theta & \cos \phi \sin \theta & -\sin \phi \\ -\sin \theta & \cos \theta & 0 \\ \sin \phi \cos \theta & \sin \phi \sin \theta & \cos \phi \end{bmatrix} \cdot \begin{Bmatrix} RX \\ RY \\ RZ \end{Bmatrix} = \begin{Bmatrix} Rx \\ Ry \\ Rz \end{Bmatrix}$$



注：特記なき寸法は (mm) を示す。

図 3 鉄塔脚部概略図

1.3.2 算出過程

a. 鉄塔脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

・基礎ボルト諸元

| | |
|-------|---------------------------|
| サイズ | M64 |
| ボルト本数 | $n = 20$ 本 |
| 材質 | SS400 |
| 有効断面積 | $A_1 = 2621 \text{ mm}^2$ |

(JIS B 1082 : 2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4 : 2001 一般用メートルねじ第 4 部 : 基準寸法より)

$$\begin{aligned} A_s &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\ &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(60.103 - 0.6) + 56.03897}{2} \right)^2 \\ &= 2621.26228 \dots \rightarrow 2621 \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} d_3 &= d_1 - \frac{H}{6} = (57.505 - 0.6) - \frac{0.866025 \times 6}{6} \\ &= 56.03897 \dots \text{ mm} \end{aligned}$$

設計基準強度 $F = 236.5 \text{ N/mm}^2$

(基準強度×1.1倍 (建設省告示第 2464 号第 3 より))

許容引張応力度 (機能維持) $f_t = F = 236.5 \rightarrow 236 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)}$

・ボルトの引張に対する検討

ボルト 1 本に作用する引抜力

支柱引抜力 $T N_T = 4807 \text{ kN}$

ボルト引抜力 $T = \frac{T N_T}{n} = \frac{4807}{20} = 240.35 \rightarrow 240.4 \text{ kN}$

ボルトに作用する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_1} = \frac{240.4}{2621} \times 10^3 \\ &= 91.72071 \dots \rightarrow 92 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

1.4 補助鉄塔脚部基礎ボルトの評価

1.4.1 荷重条件

工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を用いて検討を行う。

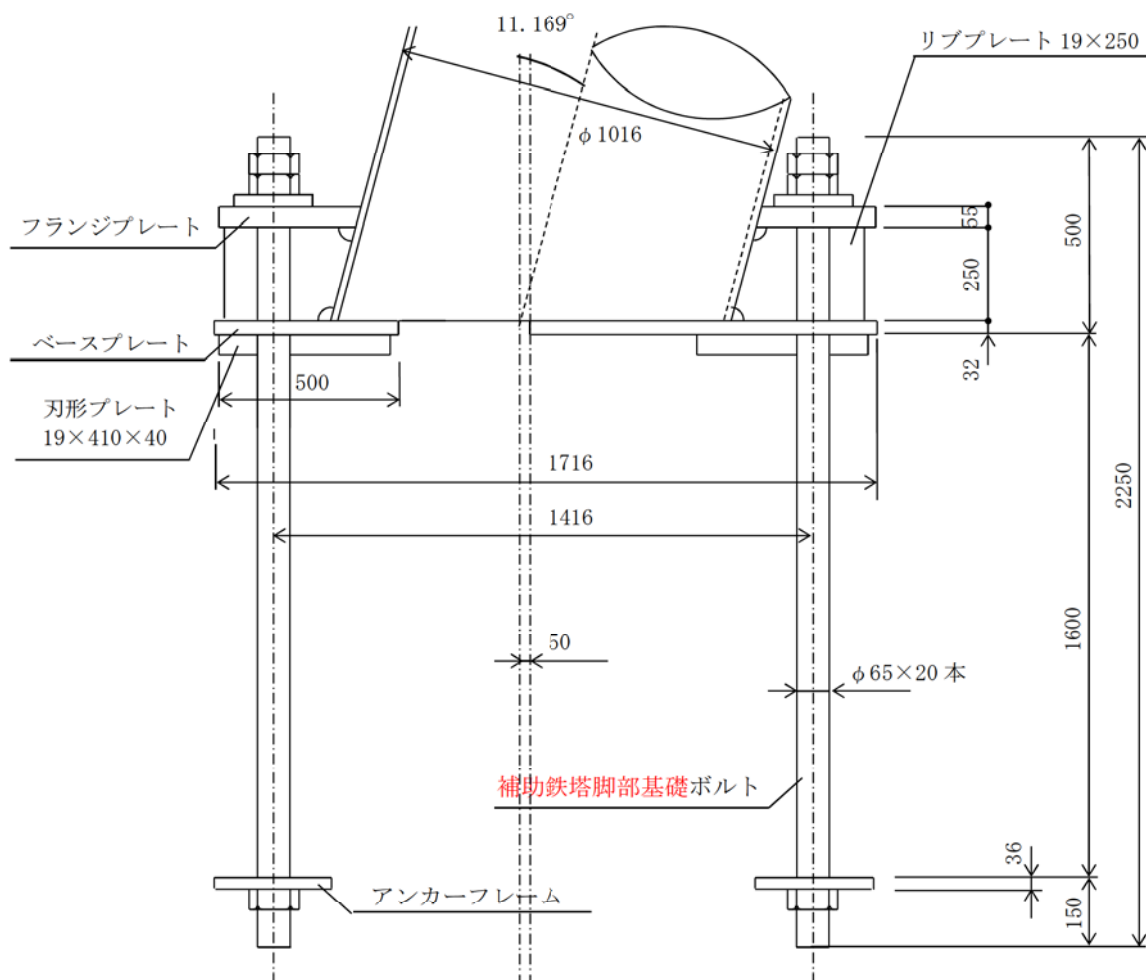
設計荷重は、以下に示す荷重により、補助鉄塔脚部の検討を行う。

なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

補助鉄塔脚部の概略図を注：特記なき寸法は（mm）を示す。

図 4 に示す。

最大引張力 $T N_T = 7525 \text{ kN}$ Ss 波設計用荷重 斜め方向



注：特記なき寸法は（mm）を示す。

図 4 補助鉄塔脚部概略図

1.4.2 算出過程

a. 補助鉄塔脚部基礎ボルトの引抜きに対する検討

・基礎ボルトの諸元

| | |
|----------------|--------------------------------------|
| サイズ | M64 |
| ボルト本数 | $n = 20$ 本 |
| 材質 | 700 材相当 |
| 有効断面積 | $A_1 = 2621\text{mm}^2$ |
| 設計基準強度 | $F = 490.0\text{N/mm}^2$ |
| 許容引張応力度 (機能維持) | $f_t = F = 490.0\text{N/mm}^2$ (MPa) |
| ボルト偏心距離 | $\ell = 50\text{mm}$ |

・ボルトの引張に対する検討

ボルト 1 本に作用する引抜力

$${}_T N_T = 7525 \text{ kN}$$

鉛直力

$$T_V = \frac{{}_T N_T}{n} = \frac{7525}{20} = 376.25 \rightarrow 376.3 \text{ kN}$$

ボルト孔ピッチ円中心と部材軸の偏心から生じる曲げによる引抜は、ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数

$$Z = 1.857 \times 10^7 \text{mm}^3$$

$$\begin{aligned} T_b &= \frac{({}_T N_T \cdot \ell \cdot A_1)}{Z} \\ &= \frac{7525 \times 0.05 \times 2621}{1.857 \times 10^7} \times 10^3 \\ &= 53.10453 \dots \rightarrow 53.1 \text{ kN} \end{aligned}$$

ボルト引抜力

$$T = T_V + T_b = 376.3 + 53.1 = 429.4 \text{ kN}$$

ボルトに作用する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_1} = \frac{429.4}{2621} \times 10^3 \\ &= 163.83059 \dots \rightarrow 164 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

2. 評価結果

算出結果より、引張、せん断ともに発生応力は、許容応力以下である。

| 評価部位 | 荷重種別 | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) |
|-------------|------|------------|------------|
| 筒身脚部基礎ボルト | 引張 | 257 | 324 |
| | せん断 | 12 | 187 |
| 鉄塔脚部基礎ボルト | 引張 | 92 | 236 |
| 補助鉄骨脚部基礎ボルト | 引張 | 164 | 490 |

残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの耐震安全性評価

1. 残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について

1.1 残留熱除去系熱交換器

残留熱除去系熱交換器は、ラグ支持たて置円筒形容器であり、架台上に設置されている。架台は壁および床に固定されており、架台脚は基礎ボルトにて床に固定されている。

残留熱除去系熱交換器の外形図を図1に示す。

経年劣化事象として基礎ボルト腐食が想定され、基礎ボルトの減肉により、耐震安全性に影響を及ぼす可能性があるため、耐震安全性評価を実施する。

評価にあたっては、東海発電所の基礎ボルトの腐食量調査結果から得られた、運転開始後60年時点での腐食量(0.3mm)を全周に仮定し、評価を実施する。

本機器はA号機とB号機があり架台の形状が異なるが、本書では、基礎ボルトの耐震安全性評価結果の厳しいB号機の評価結果を示す。

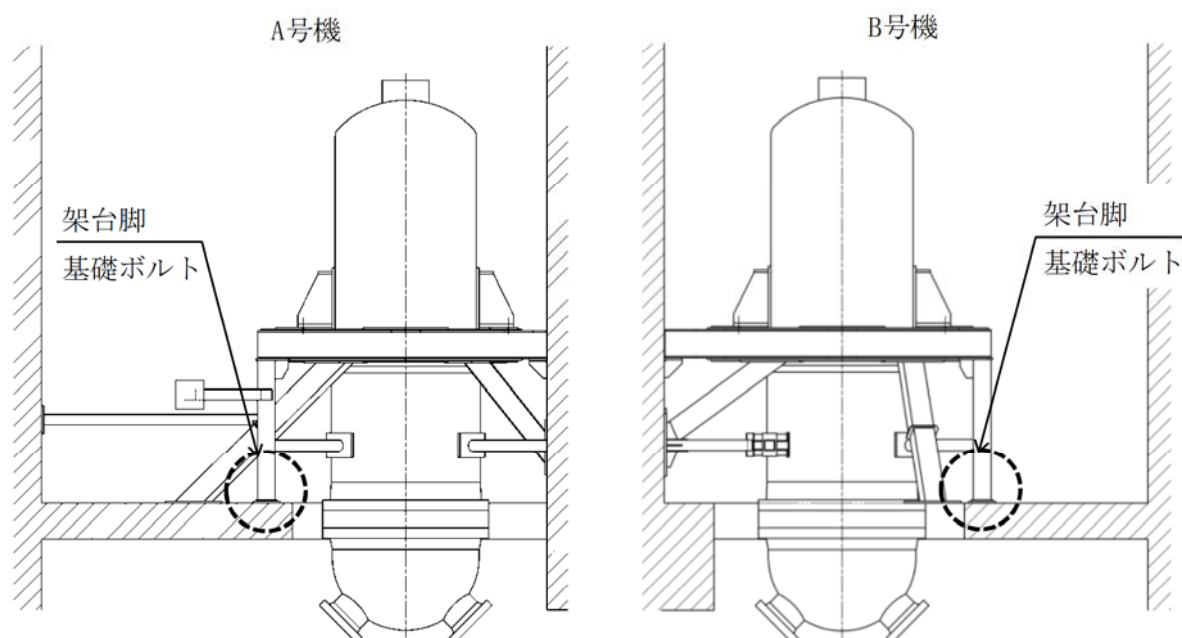


図1 残留熱除去系熱交換器外形図

1.2 評価仕様

残留熱除去系熱交換器の主な諸元を表1に示す。

表 1 残留熱除去系熱交換器の主な諸元

| 項目 | 記号 | 単位 | 諸元 |
|-----------------------|-------|-----|-----------------|
| 基礎ボルトの材料 | — | — | SCM435 |
| 基礎ボルトの呼び径 | d_b | mm | |
| 基礎ボルトの腐食量 | c | mm | 0.3 (直径 0.6) |
| 架台脚底板のボルト並び直交方向幅 | a | mm | |
| 架台脚底板のボルト並び方向幅 | b | mm | |
| 架台脚底板端面から基礎ボルト中心までの距離 | d | mm | |
| 基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比 | S | — | |
| 架台脚 1 個当たりの基礎ボルトの本数 | n | — | |
| 引張りを受ける基礎ボルトの本数 | n_1 | — | |
| 評価温度 | — | °C | |
| 基礎ボルトの設計引張強さ | S_u | MPa | 930 |
| 基礎ボルトの設計降伏点 | S_y | MPa | 785 |

1.3 解析モデル

残留熱除去系熱交換器の解析モデルの概要について以下に示す。

また、解析モデルを図2に示す。

- (1) 熱交換器本体及び架台をはり要素でモデル化している。
- (2) 熱交換器本体を 質点系振動モデルとして考える。
- (3) 解析コードは、「SAP-IV」を使用し、固有値及び荷重を求める。

評価に用いた床応答曲線を図3及び図4に示す。

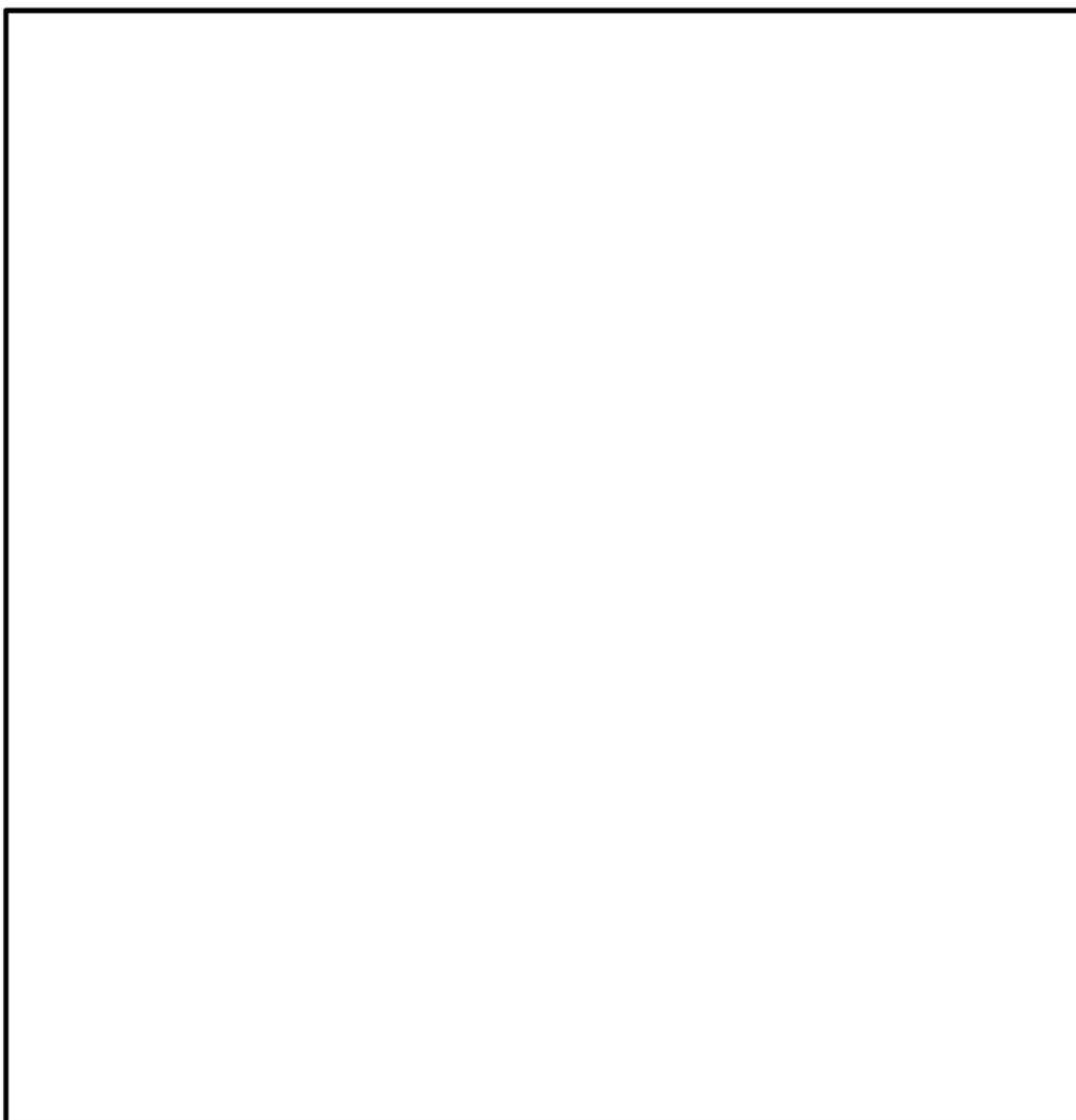
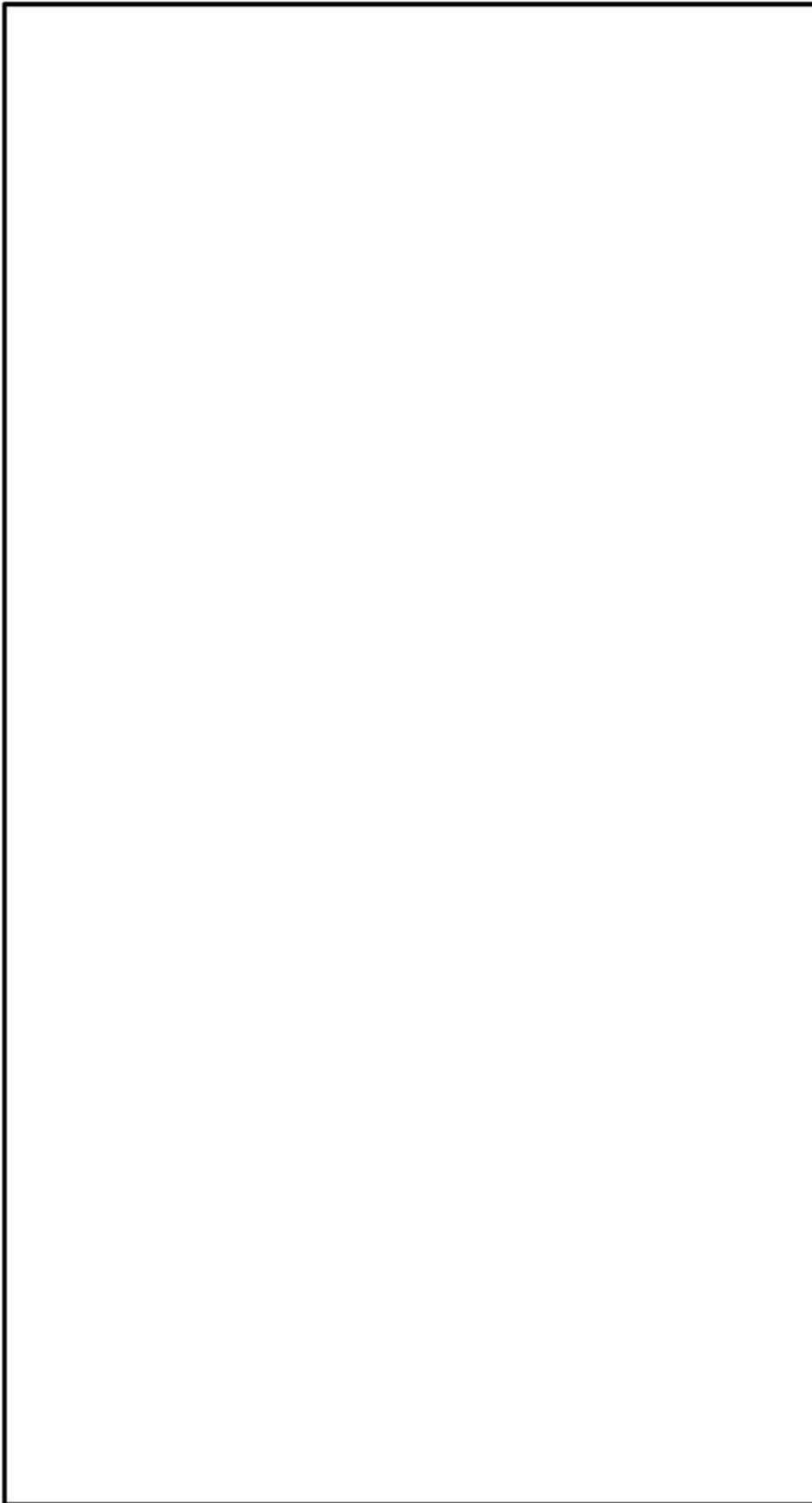
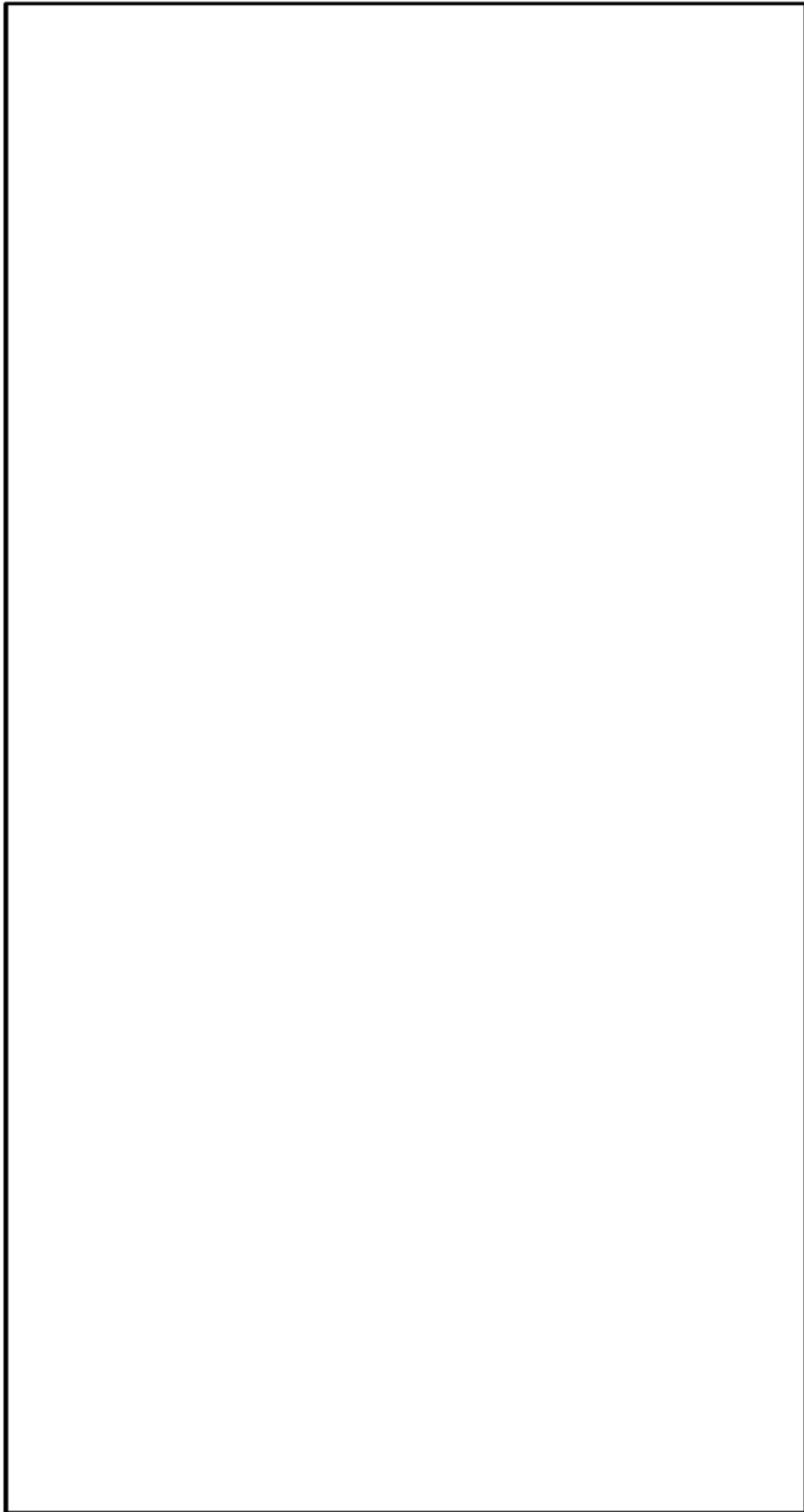


図2 残留熱除去系熱交換器（B号機）の解析モデル



※ 基準地震動 S_s EL. と EL. の包絡条件で評価

図3 残留熱除去系熱交換器設置場所の床応答曲線（水平方向 減衰1%）



※ 基準地震動 Ss EL. と EL. の包絡条件で評価

図 4 残留熱除去系熱交換器設置場所の床応答曲線（鉛直方向 減衰 1 %）

1.4 評価方法

残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの耐震評価は、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)に準拠し評価を行う。

計算に使用する記号の説明を表2に示す。

表2 計算に使用する記号の説明

| 記号 | 記号の説明 | 単位 |
|------------|--|-----------------|
| d_b | ボルトの呼び径 | mm |
| c | 基礎ボルト半径あたりの腐食量 | mm |
| a | 架台脚底板のボルト並び直交方向幅 | mm |
| b | 架台脚底板のボルト並び方向幅 | mm |
| d | 架台脚底板端面から基礎ボルト中心までの距離 | mm |
| S | 基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比 | — |
| n | 架台脚1個当たりの基礎ボルトの本数 | — |
| n_1 | 引張りを受ける基礎ボルトの本数 | — |
| P | 水平方向地震力および鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働く鉛直方向荷重 | N |
| M | 水平方向地震力および鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚に働く曲げモーメント | N・mm |
| F_s | 水平方向地震力および鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働くせん断力 | N |
| e | 曲げモーメントと鉛直方向荷重の比 | — |
| A_b | ボルトの軸断面積 | mm ² |
| F_b | ボルトに作用する引張力(1本当たり) | N |
| σ_b | ボルトに生じる引張応力 | MPa |
| τ_b | ボルトに生じるせん断応力 | MPa |
| S_u | 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に定める値 | MPa |
| S_y | 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表8に定める値 | MPa |
| $F (F^*)$ | 設計・建設規格のSSB-3132, 3133に定める値 | MPa |
| f_{to} | ボルトの許容引張応力 | MPa |
| f_{ts} | 引張力とせん断力を同時に受けるボルトの許容引張応力 | MPa |
| f_{sb} | ボルトの許容せん断応力 | MPa |

注記1:「設計・建設規格」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版(2007年追補版含む)」(JSME S NC1-2005/2007)をいう。

1.5 入力（荷重）条件

残留熱除去系熱交換器の入力地震動条件として、原子炉建屋（EL. EL. ）の床応答曲線（基準地震動Ss8波包絡，設計用床応答曲線に材料物性のばらつき等を考慮）を用い、スペクトルモデル解析により残留熱除去系熱交換器の架台脚部に生じる荷重及びモーメントを求めた。

解析により算出された荷重及びモーメントを表3に示す。

表3 架台脚部に生じる荷重およびモーメント

| 荷重・モーメントの種類 | 記号 | 解析結果 | 単位 |
|---|-------|------|------|
| 水平方向地震力及び鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働く鉛直方向荷重 | P | | N |
| 水平方向地震力及び鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚に働く曲げモーメント | M | | N・mm |
| 水平方向地震力及び鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働くせん断力 | F_s | | N |

2. 算出過程

2.1 基礎ボルトの応力算出（JEAG4601-1987 等準拠）

(1) 引張応力

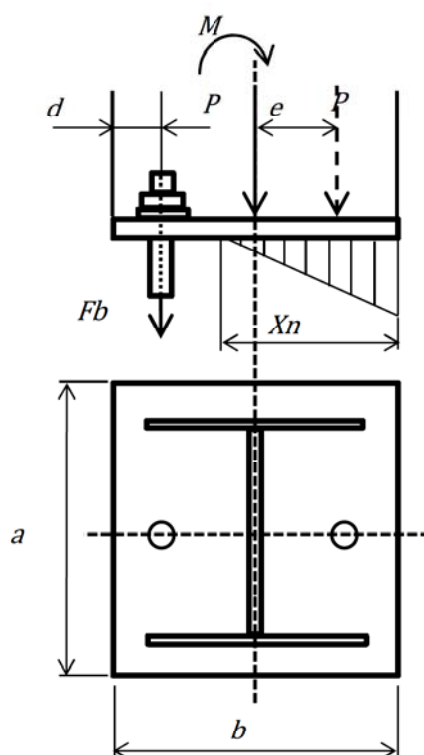


図5 架台脚部の基礎部に作用する外荷重より生じる荷重の関係

曲げモーメントと鉛直方向荷重の比

$$e = \frac{M}{P} = \boxed{\phantom{\hspace{2cm}}} = \boxed{\phantom{\hspace{2cm}}}$$

e が負であることから、基礎ボルトに引張力が生じ、引張力 F_b は次のように求める。

中立軸の位置 Xn

$$Xn^3 + 3 \cdot \left(e - \frac{b}{2}\right) \cdot Xn^2 - \frac{6 \cdot s \cdot A_b \cdot n_1}{a} \cdot \left(e + \frac{b}{2} - d\right) \cdot (b - d - Xn) = 0$$

ここで、腐食を考慮した基礎ボルト断面積 A_b は以下となる。

$$\begin{aligned} A_b &= \frac{\pi}{4} (d_b - 2 \times c)^2 = \frac{\pi}{4} (\boxed{} - 2 \times 0.3)^2 \\ &= \boxed{} \rightarrow \boxed{} \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

3次方程式の解

$$Xn = \boxed{}$$

$$F_b = \frac{P \cdot \left(e - \frac{b}{2} + \frac{Xn}{3}\right)}{b - d_1 - \frac{Xn}{3}}$$

$$= \boxed{}$$

$$= \boxed{} \text{ N}$$

基礎ボルトに生じる引張応力は次式より求める。

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_1 \cdot A_b} = \boxed{} = \boxed{} \rightarrow 344 \text{ MPa}$$

(2) せん断応力

基礎ボルトに生じるせん断応力は次式より求める。

$$\tau_b = \frac{F_s}{n \cdot A_b} = \boxed{} = \boxed{} \rightarrow 85 \text{ MPa}$$

2.2 許容応力の算出

基礎ボルトは、材料が SCM435、評価温度が 40℃、呼び径 $\boxed{}$ (直径 60mm 以下)であるため、設計・建設規格の付録材料図表より、

$$S_y = 785 \text{ MPa}$$

$$S_u = 930 \text{ MPa}$$

Ss 地震力が Sd 地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力が III_AS の許容応力を下回るため、III_AS の許容応力で評価する。

<許容応力状態 III_AS>

$$F = \min[S_y, 0.7S_u] \\ = \min[785, 0.7 \times 930] = \min[785, 651] = 651 \text{ MPa}$$

<許容応力状態 IV_AS>

$$F^* = \min[1.2S_y, 0.7S_u] \\ = \min[1.2 \times 785, 0.7 \times 930] = \min[942, 651] = 651 \text{ MPa}$$

ここで、 F 及び F^* は材料の許容応力を決定する場合の基準値を示す。

(1) 許容引張応力(f_{to})の算出

$$f_{to} = \frac{F}{2} \cdot 1.5 = \frac{651}{2} \times 1.5 = 488.25 \rightarrow 488.2 \text{ MPa}$$

(2) 許容せん断応力 (f_{sb}) の算出

$$f_{sb} = \frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5 = \frac{651}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 375.8550 \dots \rightarrow 375 \text{ MPa}$$

(3) 組合せを考慮した許容引張応力 (f_{ts}) の算出

$$1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b = 1.4 \times 488.2 - 1.6 \times \boxed{} = 548.0340 \dots$$

よって、許容引張応力 (f_{ts}) は、

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \min[f_{to}, 1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b] \\ &= \min[488.2, 548.0340 \dots] = 488.2 \rightarrow 488 \text{ MPa} \end{aligned}$$

3. 評価結果

算出結果より、引張、せん断ともに発生応力は、許容応力以下である。

| 荷重種別 | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) |
|------|------------|------------|
| 引張 | 344 | 488 |
| せん断 | 85 | 375 |

水平 2 方向を考慮した影響評価について

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）における水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位（以下、水平 2 方向評価対象機器）に対し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。

水平 2 方向を考慮した影響評価については、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）にて水平 2 方向を考慮した耐震評価を行う設備を対象とする。

1. 水平 2 方向評価対象機器

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）において水平 2 方向評価対象機器として抽出された機器は以下のとおりであるが、耐震安全性評価では評価対象機器に該当しないものである。

- (1) 気水分離器及びスタンドパイプ：炉内構造物のうち重要度クラス 3 の機器であり劣化状況評価書における評価対象ではない
- (2) 原子炉格納容器本体：耐震安全上考慮すべき経年劣化事象が抽出されていない

このため、耐震安全性評価対象機器の中で影響評価を確認するものとして、対象機器を工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）に記載される設計用床応答曲線に材料物性のばらつき等を考慮した床応答曲線を使用して耐震評価を実施した機器で、発生応力／許容応力の比が大きい残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトを表 1 のとおり選定し、影響評価を実施した。

表 1 水平 2 方向評価対象機器の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象

| 機器名 | 部位 | 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象 |
|------------|-------|----------------------|
| 残留熱除去系熱交換器 | 基礎ボルト | 腐食（全面腐食） |

2. 水平 2 方向評価対象機器における影響評価結果

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）における水平 2 方向評価と同等の評価手法を用いて、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を加味した水平 2 方向影響評価結果を表 2 に示す。

算出結果より、水平 2 方向を及び鉛直方向地震力の組み合わせによる影響を考慮しても引張、せん断ともに発生応力は、許容応力以下であることを確認した。

表 2 残留熱除去系熱交換器基礎ボルトの水平 2 方向影響評価結果

| 応力 | 水平 2 方向影響考慮前 | | 水平 2 方向影響考慮後 | |
|-----|--------------|------|--------------|------|
| | 発生応力*1 | 許容応力 | 発生応力*1 | 許容応力 |
| 引張 | 344 | 488 | 417 | 488 |
| せん断 | 85 | 375 | 104 | 375 |

*1：A, B 号機の最大値を示す

工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し前後の相違点について

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）の審査の内容を踏まえて、劣化状況評価における耐震安全性評価の見直しを行うものは以下のとおり。

1. 原子炉格納容器内大型機器，機器・配管系の等価繰返し回数を見直しを反映した評価

東海第二発電所の新規制基準への適合に係る工事計画認可申請の審査において、原子炉格納容器内大型機器及び機器・配管系の地震時の疲労累積係数の算出の際に一律に定める等価繰返し回数が 110 回から 160 回に見直されるため、地震時の疲労累積係数を再評価し、耐震安全性評価の見直しを行う必要がある。

(1) 影響範囲の抽出

原子炉格納容器内大型機器及び機器・配管系の地震時の疲労累積係数の算出の際に一律に定める等価繰返し回数を使用して耐震評価を行っている機器及びその経年劣化事象を抽出する。

(2) 評価手法

(1) で抽出された機器について、個別に設定する等価繰返し回数を算出し、現状の 110 回を超える若しくは 110 回以下で分類する。

① 個別に設定する等価繰返し回数が 110 回を超える場合

個別に設定する等価繰返し回数が 110 回を超える機器については、新規に設定される 160 回にて地震時の疲労累積係数を再評価し、運転開始後 60 年時点での疲労累積係数との合計値が許容値を下回ることを確認する。

② 個別に設定する等価繰返し回数が 110 回以下の場合

個別に設定する等価繰返し回数が 110 回以下の機器については、現状の疲労累積係数の評価結果の方が保守的となるため、再評価は行わず、現状の評価結果を評価値とする。

(3) 評価結果

疲労累積係数の算出の際に一律に定める等価繰返し回数を使用して耐震評価を行っている機器を抽出し、各機器について個別に設定する等価繰返し回数を算出した結果、全ての機器において、個別に設定する等価繰返し回数が 110 回以下であったことから、再評価は不要と評価した。評価結果を表 1 に示す。

2. 東北地方太平洋沖地震の地震観測記録を踏まえた耐震評価

東北地方太平洋沖地震に対する原子炉建屋のシミュレーション解析結果と観測記録を比較した結果、床応答スペクトルの一部の周期帯で観測記録がシミュレーション結果を上回ることが確認されたことから、原子炉建屋内機器への耐震評価への影響について確認する。

(1) 評価方法

原子炉建屋内機器の固有周期を確認し、観測記録とシミュレーション解析の応答比率を踏まえた割り増しを考慮しても、設備の有する耐震裕度に収まることを確認する。（地震計が設置されていない箇所については、3次元 FEM モデルの応答を踏まえた影響検討を行う。）

表 1 (1/2) 原子炉格納容器内大型機器、機器・配管系の等価繰返し回数を見直しを反映した評価結果

| 機種 | 機器名称 | 部位 | 経年劣化事象 | 見直し前の一律に定める等価繰返し回数 | 個別に設定する等価繰返し回数 | 再評価の要否 |
|-----|-----------|-------------------|--------------|--------------------|----------------|--------|
| ポンプ | 原子炉再循環ポンプ | ポンプケーシングと入口配管の溶接部 | 疲労割れ | 110 | 59 | 否 |
| | 原子炉圧力容器 | 下鏡, 支持スカート | 疲労割れ | 110 | 追々とさせていただきます | 否 |
| 容器 | | 給水ノズル | 疲労割れ | 110 | 62 | 否 |
| | | 主蒸気系配管貫通部 (ペローズ) | 疲労割れ | 110 | 29 | 否 |
| | | 給水系配管貫通部 (ペローズ) | 疲労割れ | 110 | 29 | 否 |
| | | 原子炉再循環系 | 疲労割れ | 110 | 59 | 否 |
| 配管 | ステンレス鋼配管系 | 原子炉系 (純水部) | 疲労割れ | 110 | 62 | 否 |
| | 炭素鋼配管系 | 原子炉系 (蒸気部) | 疲労割れ | 110 | 61 | 否 |
| | | 原子炉系 (蒸気部) | 腐食 (流れ加速型腐食) | 110 | 61 | 否 |

表 1 (2/2) 原子炉格納容器内大型機器, 機器・配管系の等価繰返し回数の見直しを反映した評価結果 (2/2)

| 機種 | 機器名称 | 部位 | 経年劣化事象 | 見直し前の一律に定める 等価繰返し回数 | 個別に設定する 等価繰返し回数 | 再評価の要否 |
|----------------|------------------|--------------------|--------|------------------------|--------------------|--------|
| 仕切弁 | 原子炉炉給水止め弁 | 弁箱 | 疲労割れ | 110 | 62 | 否 |
| | 原子炉再循環ポンプ 出口弁 | 弁箱 | 疲労割れ | 110 | 59 | 否 |
| 逆止弁 | 原子炉炉給水逆止弁 | 弁箱 | 疲労割れ | 110 | 62 | 否 |
| 原子炉再循環ポンプ流量制御弁 | | 弁箱 | 疲労割れ | 110 | 59 | 否 |
| 主蒸気隔離弁 | | 弁箱 | 疲労割れ | 110 | 61 | 否 |
| 炉内構造物 | 炉心シユラウド | 下部胴 | 疲労割れ | 110 | 追而とさせていただきます | 否 |
| | シユラウドサポート | シリンダ, プレート, レ グ | 疲労割れ | 110 | 追而とさせていただきます | 否 |