

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	PLM-09 改 07
提出年月日	2023 年 9 月 19 日

島根原子力発電所 2 号炉高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

2023 年 9 月 19 日
中国電力株式会社

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
(1) 評価対象	4
①耐震安全性評価対象機器	4
②耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
(2) 評価手法	8
①主な適用規格	8
②耐震安全性評価の評価手法	8
③工事計画認可補正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	11
(4) 評価用地震動	11
(5) 代表の選定	15
4. 代表の耐震安全性評価	17
(1) 耐震安全性評価	17
①低サイクル疲労	17
②中性子照射脆化	17
③照射誘起型応力腐食割れ	17
④熱時効	17
⑤摩耗	18
⑥腐食（流れ加速型腐食）	18
⑦腐食（全面腐食）	20
⑧動的機能維持に係る耐震安全性評価	22
⑨浸水防護施設の耐震安全性評価	23
(2) 現状保全	23
(3) 総合評価	23
5. まとめ	23
(1) 審査ガイド適合性	23
(2) 施設管理に関する方針として策定する事項	28

別紙 1. 建設後の耐震補強について

別紙 2. 耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースについて

別紙 3. 新規制基準適合性に係る工事計画認可等における審査内容の反映について

別紙 4. 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 5. 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 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. 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 8. 後打ちアンカの耐震安全性評価について

別紙 9. 動的機能維持評価について

別紙 10. 機器・配管系の耐震安全性評価に用いた地震力について

別紙 11. これまでに発生した地震が与える影響について

別紙 12. 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について

別紙 13. 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価に係る耐震管理厚さについて

別紙 14. 疲労割れに対する評価の具体的内容について

別紙 15. 機器付基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容について

別紙 16. 初回申請および補正申請の発生応力および許容応力の比較について

3. 評価対象と評価手法

(1) 評価対象

①耐震安全性評価対象機器

評価対象機器は、技術評価における評価対象機器と同じとする。

上記の評価対象機器のうち、以下の機器を耐震安全性評価における評価対象機器とする。

- ・各高経年化技術評価書で行った機器のグループ化における「同一グループ内での代表機器」
- ・「同一グループ内での代表機器」より耐震重要度が上位の機器

耐震安全性評価の各経年劣化事象における対象機器は表 2 に示す機器とし、「4. 代表の耐震安全性評価」にて評価を実施する。

なお、評価対象機器に対して建設後に実施した耐震補強の内容については別紙 1 に示す。

②耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

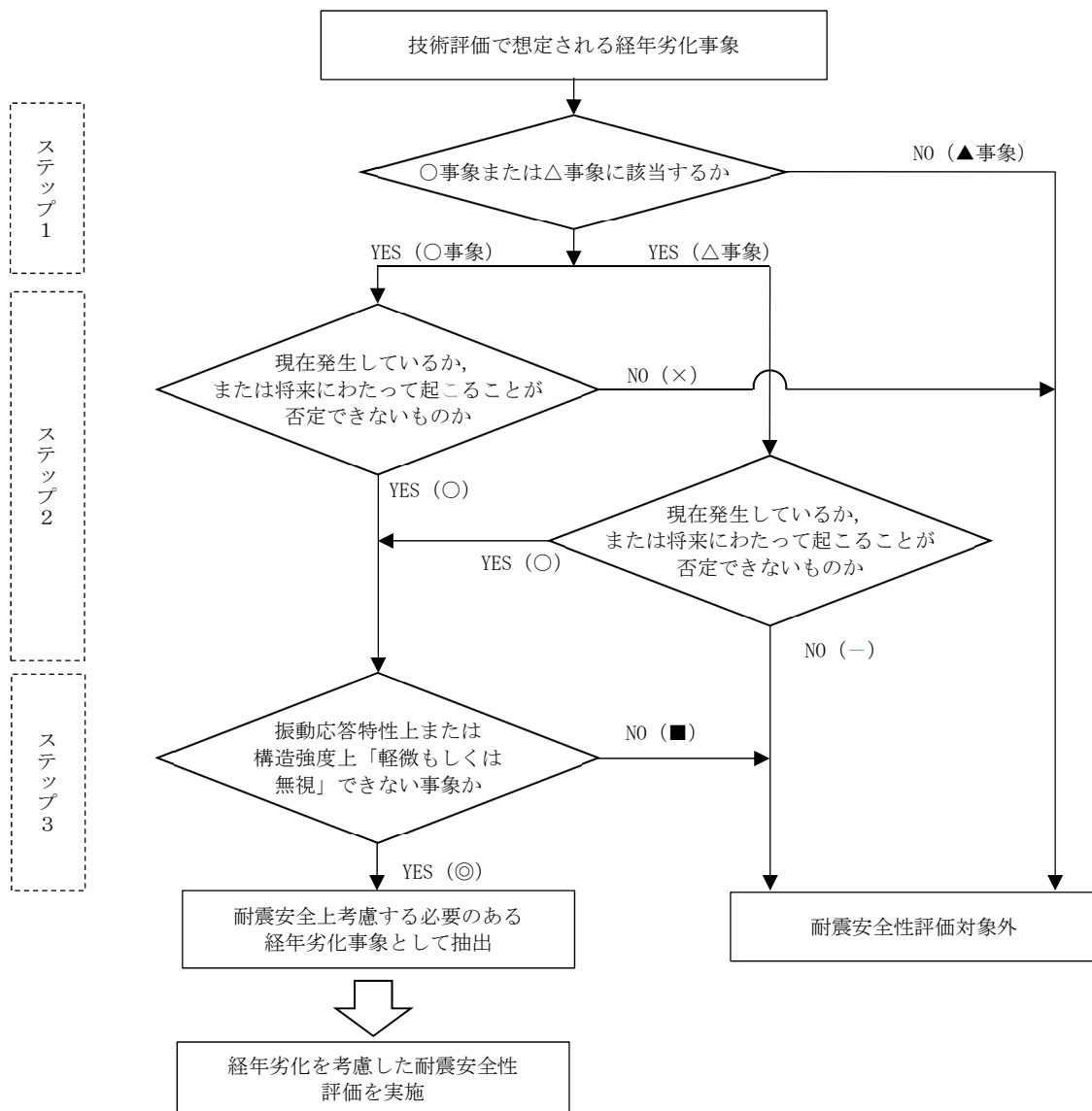
①にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、各高経年化技術評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

- a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）
- b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）（△事象）
- c. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象
（日常劣化管理事象以外）（▲事象）

このうち、耐震安全性評価対象機器として、a. および b. のうち「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」でかつ「振動応答特性上、または構造強度上「軽微もしくは無視」できない経年劣化事象」について、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施する。

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フローを図 1 に示す。

浸水防護施設についても、表 2 に示す機器・構造物のうち配管、弁、コンクリート構造物および鉄骨構造物ならびに計測制御設備に分類されており、それぞれの機器に対して耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出する。



YES/NO () 内の記号は以下凡例による。

【凡例】

- ：評価対象として抽出
- ー：評価対象から除外
- ×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外
- ◎：耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出
- 事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- △事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
- ▲事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

図1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

表2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							
	低サイクル 疲労	中性子 照射脆化	照射誘起型 応力腐食 割れ	熱時効	摩耗	腐食		コンクリートの 強度・遮へい 能力低下
						流れ加速 型腐食	全面腐食	
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎*1	—
熱交換器	—	—	—	—	◎*2	◎	◎*1	—
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎*1	—
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎*1	—
弁	◎	—	—	◎	—	—	—	—
炉内構造物	◎	—	×*3	—	—	—	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
コンクリートおよび 鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	×
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
機械設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—

*1：基礎ボルト

*2：排ガス予熱器の管支持板に流れ加速型腐食による減肉を考慮した場合に発生する，管支持板と伝熱管外面の摩耗による減肉を考慮

*3：初回申請時は耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象としていたが，照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性はないと評価を見直したことに伴い，耐震安全性評価についても「◎」から「×」に変更（技術評価の変更内容については，第15回審査会合（2018年12月19日）にて説明済）。

【凡例】

- ◎：「現在発生しているか，または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できない事象」
- ×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが，現在発生しておらず，今後も発生の可能性がないもの，または小さいもの
- ：日常劣化管理事象のうち，現在発生しておらず，今後も発生の可能性がないもの，または小さいもの

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）のうち、図 1 の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにて、耐震安全上考慮不要となる経年劣化事象は以下のとおり。

(a) 技術評価の結果、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がない事象、または小さい事象

a. 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ

炉心支持板、燃料支持金具および制御棒案内管は、しきい照射量を超えないことから、照射誘起型応力腐食割れの可能性はない。

上部格子板のグリッドプレートは、しきい照射量を超えるものの、溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れの可能性はない。

炉心シュラウド溶接継手（熱影響部含む）は、しきい照射量を超える範囲について内外面にウォータージェットピーニング施工による残留応力の改善を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はない。

炉心シュラウド中間胴の母材部は、しきい照射量を超える範囲についても、溶接による引張残留応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はない。

b. コンクリート構造物の熱、放射線照射、中性化、塩分浸透および機械振動による強度低下ならびに熱による遮へい能力低下

いずれの事象も高経年化技術評価における評価結果から「現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの」であり、耐震性への影響はない。

(b) 振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象

a. 制御棒の照射誘起型応力腐食割れ

鉛直荷重については、スクラム荷重は地震荷重に比べ非常に大きく、地震荷重が制御棒に与える影響は極めて小さい。水平荷重については、制御棒上下に取り付けたローラが燃料集合体チャンネルボックスにあたりながら、燃料集合体の動きに呼応して挿入されることから、地震の影響は小さく、制御棒自体の健全性に影響を与えるものではない。

b. 絶縁特性低下、特性変化および導通不良

発生する部位に依らず機器の振動応答特性または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる。

c. シール材等の劣化（気密性低下）

シール材等は構造強度部材ではないことから、耐震性への影響はない。

(2) 評価手法

①主な適用規格

耐震安全性評価に用いた規格を以下に示す。

- ・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年追補版を含む) JSME S NC1-2005(2007)」(以下、「設計・建設規格」という。)
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008年版 JSME S NA1-2008」(以下、「維持規格」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」(以下、「JEAG4613-1998」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験 JEAC4206-2007」(以下、「JEAC4206」という。)
- ・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、「配管減肉管理規格」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601-補-1984」(以下、「JEAG4601」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」(以下、「JEAG4601」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針追補版 JEAG4601-1991」(以下、「JEAG4601」という。)

なお、現行の JEAG4601 以外の値を適用した耐震安全性評価を実施したケースについては、別紙 2 に記載する。

②耐震安全性評価の評価手法

各劣化事象に対する耐震安全性評価手法の概要を以下に示す。なお、別紙 3 に示す新規制基準適合に係る工事計画認可等において適用された事項については、高経年化技術評価における耐震安全性評価にも適用する。

(a) 低サイクル疲労 (ポンプ, 容器, 配管, 弁, 炉内構造物)

運転開始後 60 年時点までの推定過渡回数を考慮した疲れ累積係数と基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲れ累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

(b) 中性子照射脆化 (容器)

運転開始後 60 年時点での K_{IC} 下限包絡曲線と基準地震動 S_s の荷重を考慮した K_I 曲線を算出し、 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線を比較した結果が $K_{IC} > K_I$ となり、許容限界を下回ることを確認する。

(c) 熱時効 (ポンプ, 弁)

き裂を想定し、評価対象部位の地震時のき裂進展力が運転開始後 60 年時点の熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗を下回ることを確認する。

なお、高経年化技術評価「2 相ステンレス鋼の熱時効」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(d) 摩耗（熱交換器）

流れ加速型腐食によって管支持板（伝熱管との支持部）に減肉が発生した場合に、流体振動による伝熱管の摩耗（管外面の減肉）が進行するため、伝熱管外面の減肉を考慮した地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

(e) 腐食（流れ加速型腐食）（配管，熱交換器）

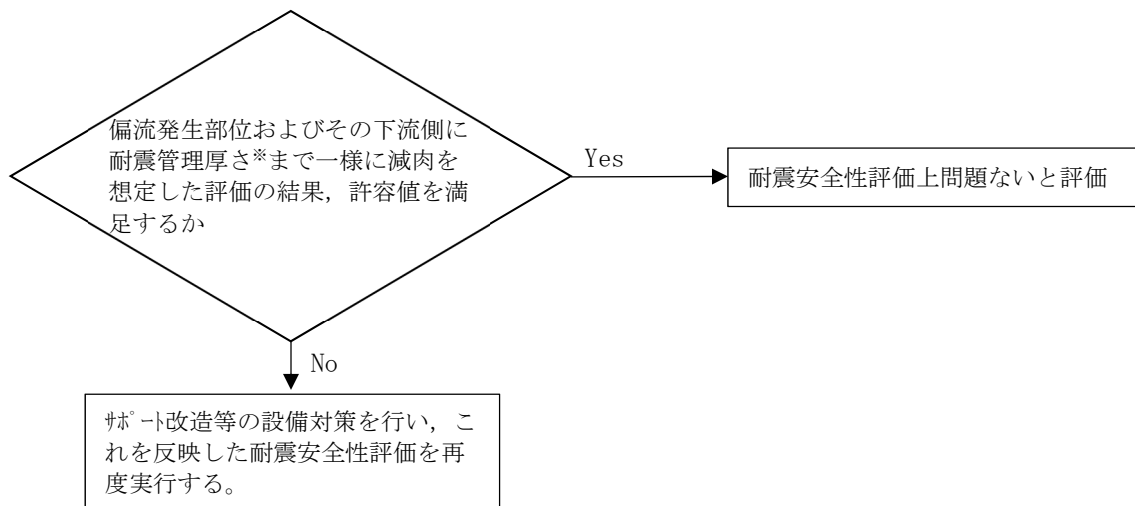
a. 熱交換器

流れ加速型腐食による胴内面の減肉，伝熱管内面の減肉および管支持板の減肉を考慮して地震時の発生応力を算出し，許容応力を下回ることを確認する。

b. 配管

保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を考慮して地震時の発生応力，または疲れ累積係数を算出し，許容値 1 を下回ることを確認する。

腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フローを図 2 に示す。



※ 減肉を考慮した 40 年目の想定厚さと公称肉厚の 80%を比較し，いずれか小さい値を耐震管理厚さとして設定

図 2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

(f) 腐食（全面腐食）（基礎ボルト）

運転開始後 60 年時点の腐食減肉を仮定して地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

(g) 動的機能維持（ポンプ、ポンプモータ、弁、タービン設備、空調設備、機械設備）

地震時に動的機能維持が要求される耐震安全性評価対象機器について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を整理し、振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象か確認し、「軽微もしくは無視」できない事象については、評価を実施し耐震安全性評価上問題のないことを確認する。

③工事計画認可補正申請で用いた耐震評価手法等の反映について

現状の設備状態に基づき耐震安全性評価を行うことを基本とするが、工事計画認可補正申請（2021 年 10 月 1 日、2021 年 12 月 22 日、2022 年 3 月 28 日、2022 年 5 月 25 日、2022 年 7 月 28 日、2022 年 10 月 31 日、2022 年 12 月 23 日および 2023 年 6 月 22 日の計 8 回）（以下、「工認補正」という。）に係る設備については、工認補正どおりに工事が実施されることを前提とした耐震安全性評価を行い、2023 年 7 月 20 日に工認補正申請書の第 8 回補正までの内容を反映した高経年化技術評価の補正を実施した。

工事計画認可については、現在も審査中であるため、審査の過程で高経年化技術評価に影響する新たな変更が生じた場合には、今後、工事計画認可補正申請後に高経年化技術評価側に反映する。

なお、本補足説明資料には、工認補正後に生じた変更点（モデルの変更等）を一部反映している。工事計画認可等における審査内容の反映事項については別紙 3 に示す。

また、工認補正にて適用されている地震動、評価手法等（評価方法、評価モデル等）を適切に反映した評価を実施する。

(3) 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各機器の耐震重要度に応じて表 3 のとおり選定する。

表 3 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度等	評価用地震力
S クラス	基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力 (以下, 「 S_s 地震力」という。)
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力と S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方
常設重大事故等 対処設備	S_s 地震力
B クラス	B クラスの機器に適用される静的地震力 ^{*3*4}
C クラス	C クラスの機器に適用される静的地震力 ^{*4}

- *1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則 (平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号)」に基づき策定した, 応答スペクトルに基づく地震動評価結果による基準地震動 (S_s -D), 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価結果による基準地震動 (S_s -F1, F2), 観測記録に基づく地震動評価 (S_s -N1, N2)
- *2 弾性設計用地震動 S_d は, 基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないよう基準地震動 S_s に係数 0.5 を乗じて設定している。さらに, 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S_d として設定している。
- *3 支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては, 弾性設計用地震動 S_d による地震力の 1/2 についても考慮する。
- *4 S クラス設備または常設重大事故等対処設備へ波及的影響を及ぼす可能性のある B クラス設備および C クラス設備並びに溢水源としない B, C クラス設備の設計用地震力は S_s 地震力を適用する。

(4) 評価用地震動

①基準地震動

高経年化技術評価における耐震安全性評価では, 原子炉設置変更許可 (2021 年 9 月 15 日) (以下, 「設置変更許可」という。)にて設定されている基準地震動 S_s を用いて評価を実施する。表 4 に考慮した地震と基準地震動の最大加速度, 図 3 に基準地震動の応答スペクトルを示す。

表 4 考慮した地震と地震動の最大加速度

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)	
		水平方向	鉛直方向
Ss-D	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [応答スペクトル手法による基準地震動]	820	547
Ss-F1	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [断層モデル手法による基準地震動（宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5 倍）破壊開始点 5）]	549 (NS) 560 (EW)	337
Ss-F2	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [断層モデル手法による基準地震動（宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5 倍）破壊開始点 6）]	522 (NS) 777 (EW)	426
Ss-N1	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 [2004 年北海道留萌支庁南部地震（K-NET 港町）の検討結果に保守性を考慮した地震動]	620	320
Ss-N2	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 [2000 年鳥取県西部地震の賀祥ダム（監査廊）の観測記録]	528 (NS) 531 (EW)	485

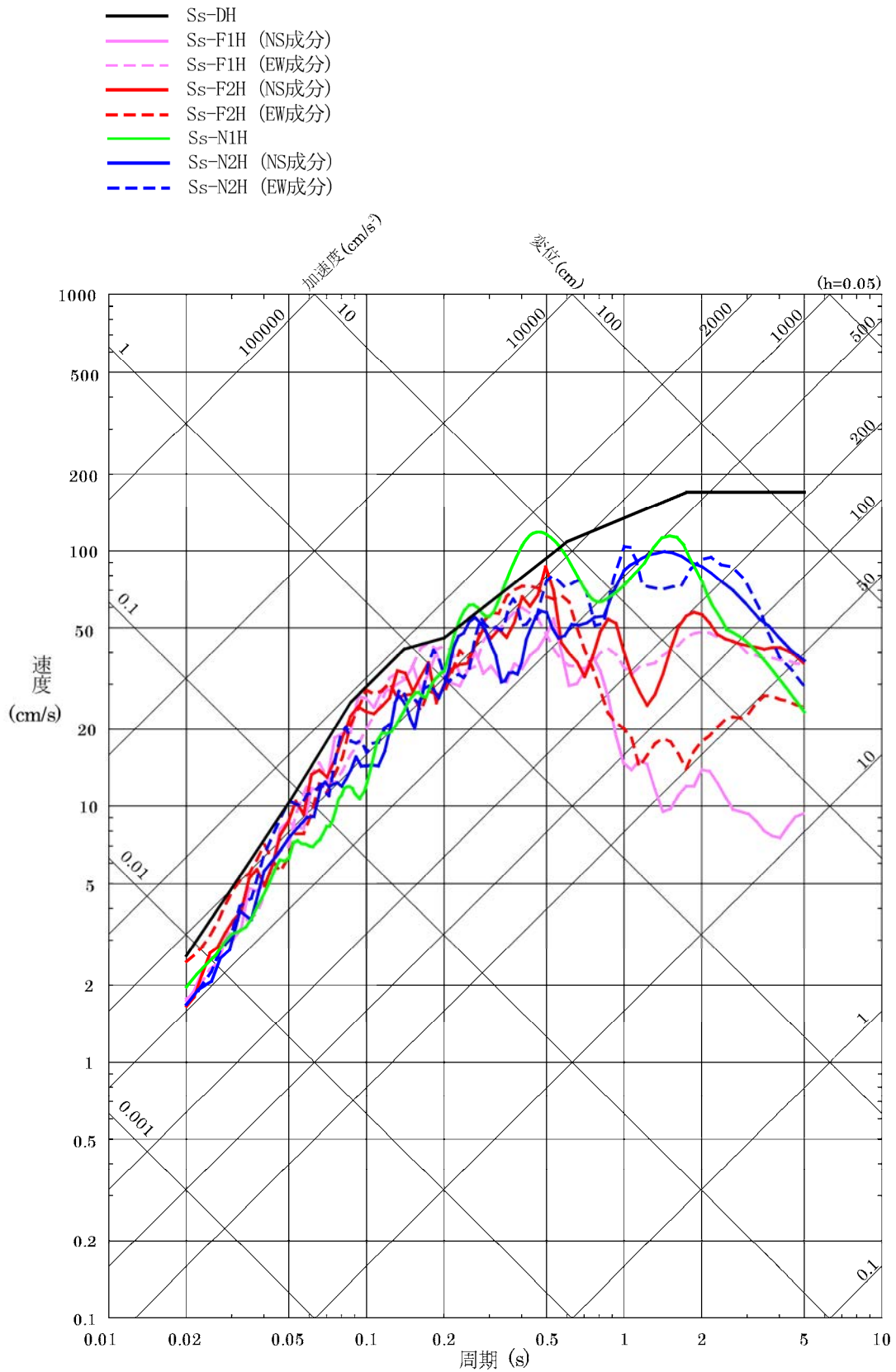


図 3(1/2) 基準地震動の応答スペクトル (水平方向)

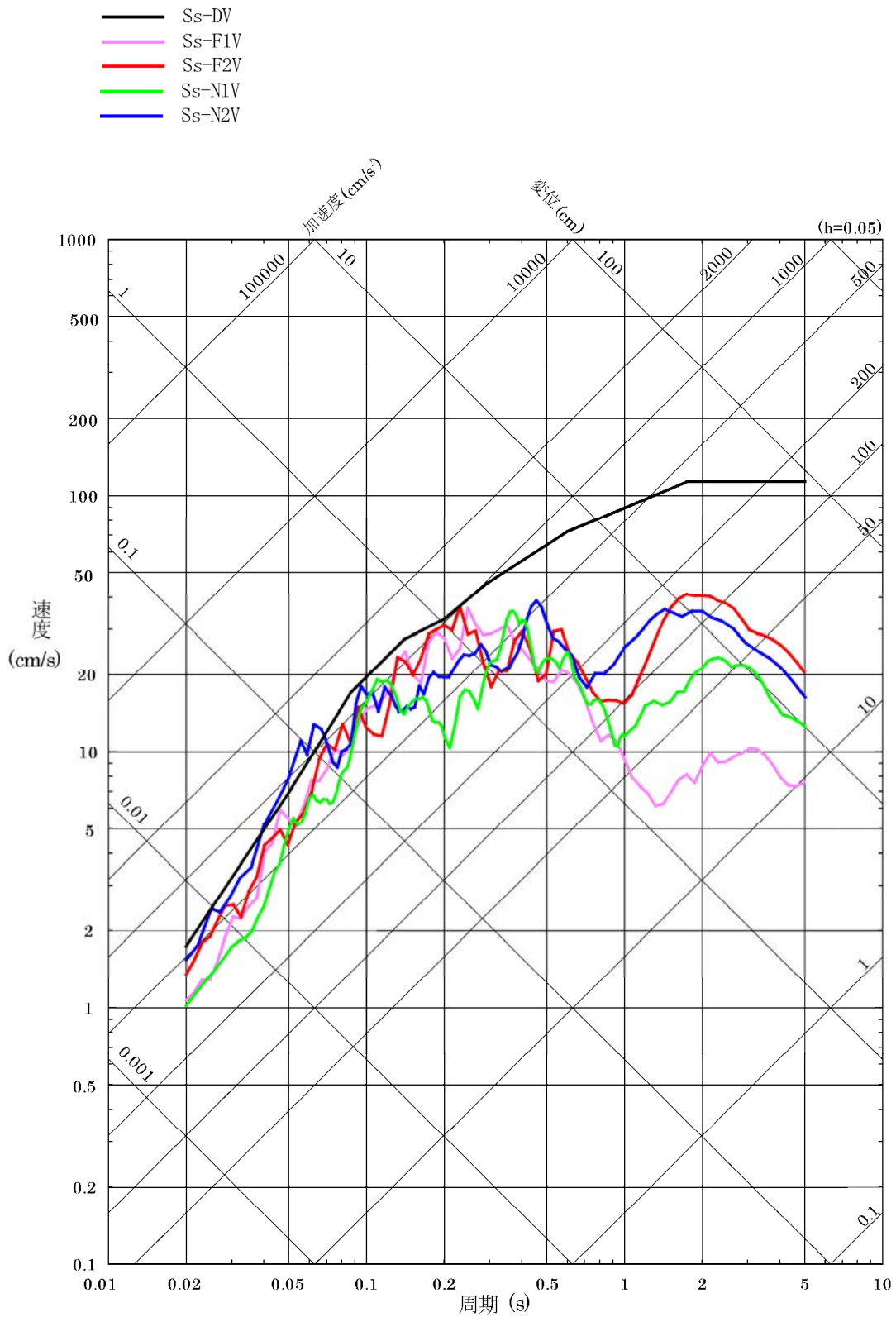


図 3(2/2) 基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

②耐震条件

耐震条件に関しては、設置変更許可を受けた基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d を基に設定した、工認と同様の耐震条件である設計用条件 I / II*又はそれを上回る設計用条件を適用する。

※：工認図書「VI-2-1-7 設計用床応答スペクトルの作成方針」で設定している条件であり、材料物性の不確かさを考慮して設定した設計用震度および設計用床応答スペクトルを設計用条件 I，設計用条件 I に対して余裕のある条件（概ね設計用条件 I に 1.5 を乗じた条件）を設計用条件 II という。設計用条件 I / II の設定方法を別紙 10 に示す。

耐震条件以外の評価条件（温度条件、圧力条件、機械荷重、重心位置等）に関しては、基礎ボルト等の減肉量を考慮した寸法を除き、すべて工認と同様の条件とする。

③耐震評価手法

固有値解析，地震応答解析，構造強度評価および動的機能維持評価の手法に関しては，工認と同様の手法を用いる。また，設計用地震力，荷重の組合せ，許容限界および設計用減衰定数に関しても，すべて工認と同様の条件とする。

(5) 代表の選定

耐震安全性評価においては，技術評価における評価対象機器全てを対象として耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出し，経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施することにより，耐震安全上問題ないことを確認している。

補足説明資料では，耐震安全性評価を実施する機器のうち，表 5 に示すとおり代表を選定し，詳細な評価内容について記載する。

表5 補足説明資料における代表の選定

評価項目	詳細評価内容を記載する機器・部位	選定理由
低サイクル疲労	原子炉圧力容器給水ノズル	プラントの安全上の重要性を考慮し、原子炉冷却材圧力バウダリの機能を有する機器のうち、疲れ累積係数が最大である部位
中性子照射脆化	原子炉圧力容器円筒胴	中性子照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
熱時効	原子炉再循環ポンプ（ケーシング）	熱時効を考慮する必要がある機器のうち、フェラシ量が最大の機器かつ機器に作用する応力が最大の機器
摩耗	排ガス予熱器	管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による管支持板と伝熱管外面の摩耗を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
腐食（流れ加速型腐食）	原子炉ベントリ系配管	配管の腐食（流れ加速型腐食）による配管減肉を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である箇所および疲れ累積係数が最大である箇所
	原子炉補機冷却系熱交換器	Sグラスかつ伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
	排ガス予熱器	<ul style="list-style-type: none"> 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による管支持板と伝熱管外面の摩耗を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による伝熱管の支持機能の喪失を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器
	原子炉浄化系再生熱交換器 排ガス予熱器	胴の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器
腐食（全面腐食）	1. 機器付基礎ボルト ・ 残留熱除去系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 過去において耐震補強実績がありかつ今回の評価において補強を前提とした評価を行った機器 発生応力と許容応力の比が最大である機器 発生応力が最大である機器
	2. 後打ちケカルアソカ、メニカルアソカボルト	発電所構内で使用されている後打ちケカルアソカ、メニカルアソカボルトを抽出
動的機能維持	蒸気内側隔離弁	機器の応答加速度に影響を与える経年劣化事象である、配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価対象範囲に設置される動的機能維持対象機器

4. 代表の耐震安全性評価

(1) 耐震安全性評価

①低サイクル疲労

原子炉压力容器給水ノズルにおける運転開始後 60 年までの推定過渡回数を考慮した疲れ累積係数と、基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d による疲れ累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 6 に、算出過程を別紙 4 にそれぞれ示す。

表 6 原子炉压力容器給水ノズルの低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

評価対象	運転実績回数* ¹ に基づく疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数* ²	合計 (許容値：1 を下回る)
原子炉压力容器 給水ノズル	0.411	0.001	0.412

*1：過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を保守的に想定（2015 年 7 月までの実績回数に基づく運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を算出し、プラント運転中に発生していない過渡事象を保守的に 1 回発生するものとして加算）した疲れ累積係数

*2：基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d のうちいずれか大きい評価結果を示す。また、地震等価繰返し回数は工認補正における条件と同様、 S_s については 150 回、 S_d については 300 回にて評価した

②中性子照射脆化

原子炉压力容器円筒胴について運転開始後 60 年時点において、地震時に発生する応力拡大係数 K_I を評価した結果、破壊力学上の許容限界である K_{IC} を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果および詳細な算出過程を別紙 5 に示す。

③照射誘起型応力腐食割れ

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性が無いもの、または小さいもの」と分類し、耐震安全性評価は不要と判断している。

④熱時効

熱時効の耐震安全性評価では、技術評価の評価手法と同様に、代表評価対象部位を原子炉再循環ポンプのケーシングとし、脆化予測モデル (H3T モデル: Hyperbolic Time Temperature Toughness) を用いて決定した運転開始後 60 年時点の熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗 (J_{mat}) と、き裂安定性評価用想定き裂と構造系に与えられた応力（運転状態の荷重条件に基準地震動 S_s による荷重を考慮）から算出されるき裂進展力 (J_{app}) を「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D (1989) の vol1 1 章 2 項 2. 1~2. 3 節の J 積分の解析解に基づき算出し比較した結果、き裂進展抵抗 (J_{mat}) がき裂進展力 (J_{app}) と交差し、き裂進展力 (J_{app}) がき

裂進展抵抗 (J_{mat}) を下回ることから、原子炉再循環ポンプのケーシングは不安定破壊することなく、耐震安全性評価上問題ない。

図 4 に原子炉再循環ポンプのケーシングのき裂安定性評価結果を示す。

なお、詳細な算出過程は、熱時効の高経年化技術評価の補足説明資料に記載のとおりである。

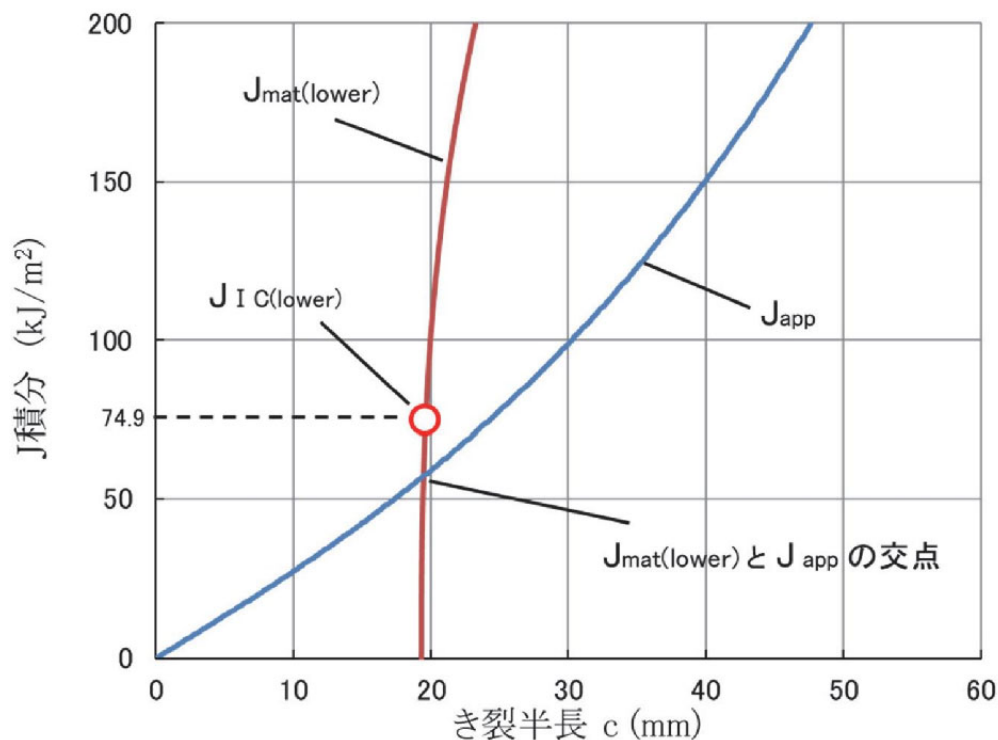


図 4 原子炉再循環ポンプのケーシングのき裂安定性評価結果

⑤ 摩耗

排ガス予熱器の伝熱管の摩耗を想定した耐震安全性評価結果については、腐食および摩耗を考慮した評価として、⑥ 腐食（流れ加速型腐食）項に示す。

⑥ 腐食（流れ加速型腐食）

(a) 配管の腐食（流れ加速型腐食）

炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管）の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 7 に示す。

減肉を考慮した 40 年目の想定厚さと公称肉厚の 80% を比較し、いずれか小さい値を耐震管理厚さとした評価において、地震時の発生応力または疲れ累積係数は許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙 6 に示す。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強の概要を別紙 1 に示す。

表7 原子炉ベントドレン系配管の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1, 2 (MPa)	許容応力*3 (MPa)
原子炉ベントドレン系配管	クラス1	S	Ss	IV _A S	一次応力	166	364
					一次+二次応力	868 (疲れ累積係数： 0.868*4, *5)	366 (疲れ累積係数許容値： 1を下回る)
			Sd	III _A S	一次応力	107	274
					一次+二次応力	487 (疲れ累積係数： 0.171*4, *5)	366 (疲れ累積係数許容値： 1を下回る)

*1：系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す

*2：耐震管理厚さ（減肉を考慮した40年目の想定厚さと公称肉厚の80%を比較し、いずれか小さい値）を用いた値

*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表1または表8, 表9より求まる値

*4：基準地震動 Ss および弾性設計用地震動 Sd による等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数（Ss：150回，Sd：300回）を用いた

*5：JEAG4601に基づき，地震動による疲れ累積係数に通常運転時の疲れ累積係数を加えて評価する

(b) 熱交換器（伝熱管）の腐食（流れ加速型腐食）

原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）について，伝熱管内面に施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果，地震時の発生応力が許容応力を下回ることから，耐震安全性評価上問題ない。

また，排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持板と伝熱管との摩耗について，伝熱管の施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果，地震時の発生応力が許容応力を下回ることから，耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表8に，算出過程を別紙6にそれぞれ示す。

表8 原子炉補機冷却系熱交換器（伝熱管）および排ガス予熱器（伝熱管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力(MPa)		許容応力*1
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管	クラス3	S, 重*3	Ss	IV _A S	一次応力	44	54	337
			Sd	III _A S		32	38	337
排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次応力	38	38	139

*1：設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表6, 表8および表9より求まる値

*2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが，耐震評価上クラス3として扱った

*3：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す

(c) 熱交換器（管支持板）の腐食（流れ加速型腐食）

排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持板 1 箇所の伝熱管支持機能喪失を想定した伝熱管の耐震安全性評価において、地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 9 に、詳細な算出過程を別紙 6 にそれぞれ示す。

表 9 排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を想定した伝熱管の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次応力	19	19	139

*1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

*2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス 3 として扱った

(d) 熱交換器の胴の腐食（流れ加速型腐食）

原子炉浄化系再生熱交換器および排ガス予熱器の胴の腐食（流れ加速型腐食）による胴の 60 年分の腐食量を想定した耐震安全性評価において、地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 10 に、詳細な算出過程を別紙 6 にそれぞれ示す。

表 10 原子炉浄化系再生熱交換器（胴）および排ガス予熱器（胴）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)
原子炉浄化系再生熱交換器胴	クラス 3	B	1.8Ci	B _A S	一次一般膜応力	126	198
					一次応力	183	198
排ガス予熱器胴	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次一般膜応力	34	198
					一次応力	63	198

*1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

*2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス 3 として扱った

⑦腐食（全面腐食）

(a) 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）

残留熱除去系熱交換器の機器付基礎ボルトについて、基礎ボルトの腐食量調査結果から運転開始後 60 年時点で全周に 0.3 mm の腐食による減肉を想定した耐震安全性評価を行い、

表 11 に示すとおり運転開始後 60 年時点の腐食を想定した場合においても、地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

基礎ボルト概要図を図 5 に、詳細な算出過程を別紙 7 に示す。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強の概要を別紙 1 に示す。

表 11 機器付基礎ボルトの腐食の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	周囲環境温度 (°C)	地震の種類	応力分類	算出応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)
残留熱除去系 熱交換器 機器付基礎ボルト	S, 重*2	DB 条件 : 66	Sd または 静的震度	引張	232	455
				せん断	発生せず	350
			Ss	引張	436	455
				せん断	発生せず	350
		SA 条件 : 140	Ss	引張	436	444
				せん断	発生せず	341

*1 : 許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

*2 : 耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す

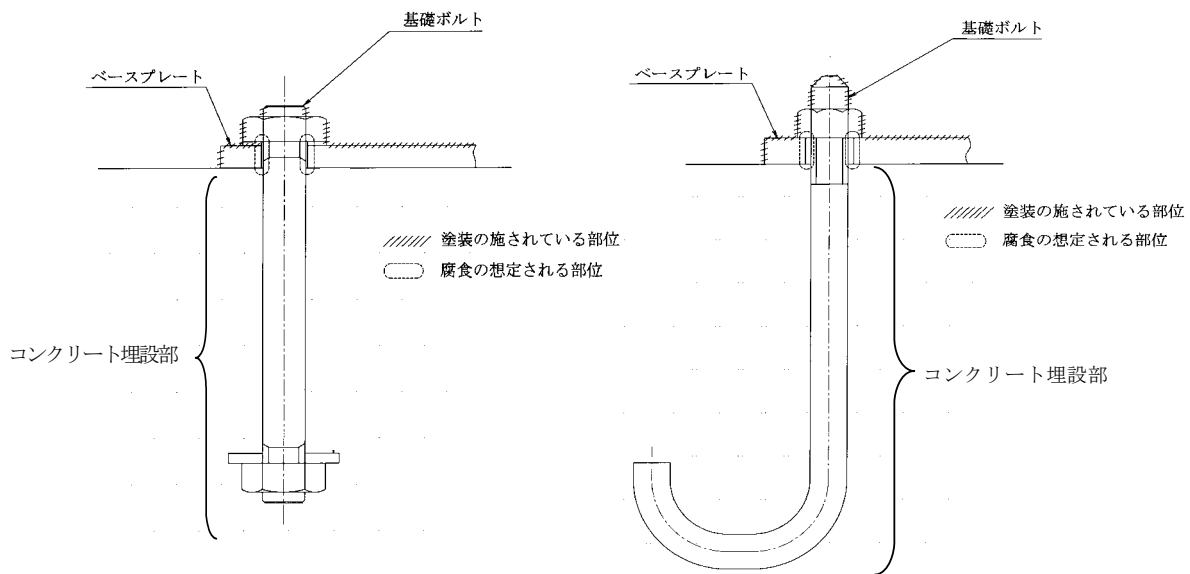


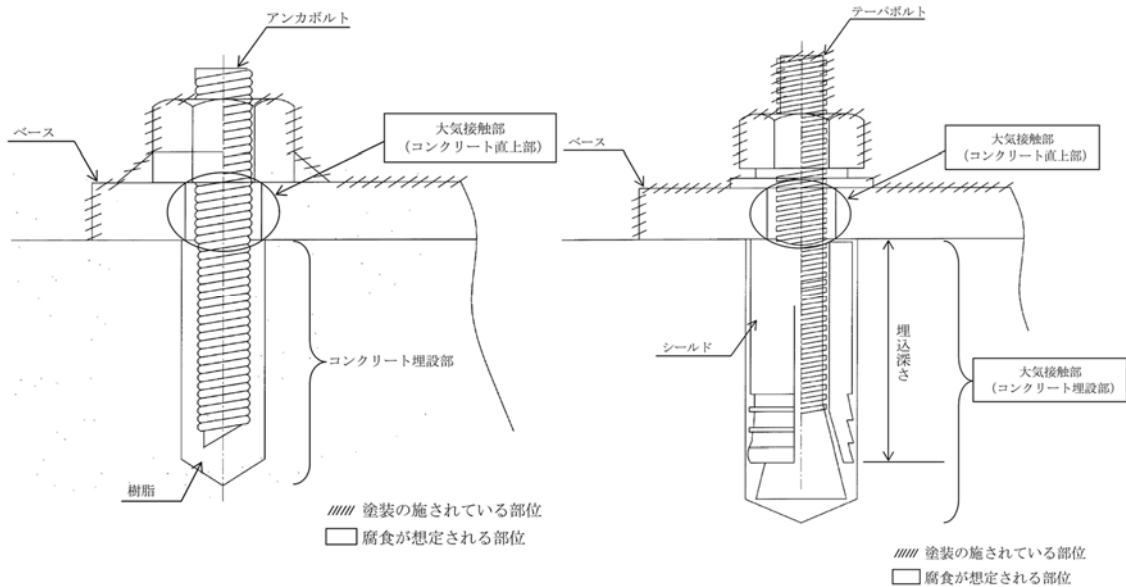
図 5 基礎ボルト概要図

(b) 後打ちアンカの腐食（全面腐食）

後打ちアンカについては、メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき設計許容荷重が定められており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価にあたっては、機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価と同様、コンクリート直上部の全周に運転開始後 60 年時点での腐食量 (0.3 mm) を仮定し、保守的に設計許容荷重が作用した場合の応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を下回ることから耐震安全性評価上問題ない。

後打ちアンカの概要図を図 6 に、詳細な算出過程を別紙 8 に示す。



<後打ちケミカルアンカ>

<メカニカルアンカボルト>

図6 後打ちアンカ概要図

⑧動的機能維持に係る耐震安全性評価

蒸気内側隔離弁について、接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮し、JEAG4601に基づきスペクトルモーダル解析から算出される弁駆動部の応答加速度、または設置床の最大応答加速度を1.2倍した値(1.2ZPA)のいずれか大きい方を動的機能維持評価に用いる加速度値として評価した結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることから、弁の動的機能が維持される。

また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、機器等における動的機能維持に必要な部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。

蒸気内側隔離弁への動的機能維持評価結果を表12に、接続する配管に流れ加速型腐食に伴う減肉により応答加速度に影響を及ぼす可能性のある動的機能維持が要求される弁の評価結果および弁以外の動的機能維持対象機器の詳細な検討結果を別紙9に示す。

表12 蒸気内側隔離弁の動的機能維持評価結果

地震力		蒸気内側隔離弁	
		機能維持評価用加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)
Ss	水平	3.2*	6.0
	鉛直	3.8*	6.0

*：減肉考慮前後で機能維持評価用加速度の値に差異なし

⑨浸水防護施設の耐震安全性評価

浸水防護施設については、耐震安全上考慮すべき経年劣化事象として機器付基礎ボルトおよび後打ちケミカルアンカの腐食（全面腐食）が抽出されているが、腐食による減肉を考慮した場合においても耐震安全性評価上問題ないことを確認した。

なお、技術評価における浸水防護施設の抽出において、他の機器と同様のプロセスで抽出し評価を実施している。

(2) 現状保全

耐震安全性評価対象機器の現状保全については、技術評価のとおりである。

(3) 総合評価

運転開始後 60 年間の供用を想定した各高経年化技術評価対象機器の耐震安全性評価については、経年劣化事象を考慮した場合においても、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」および「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の要求事項を満足し、耐震安全性に問題ないことを確認した。

また、耐震安全性評価対象機器の現状保全については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を行い、耐震安全性評価に問題がないことを確認しており、各設備の現状保全は適切であると評価しているが、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。また、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。

5. まとめ

(1) 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について耐震安全性評価を行った結果、全ての要求を満足しており、審査ガイドに適合していることを確認した。耐震安全性評価についての要求事項との対比および評価結果の分類を表 13 および表 14 に示す。

建設後の耐震補強について

島根原子力発電所 2 号炉における高経年化技術評価に係る耐震補強実績の例として、既工認からの構造変更として耐震補強を実施している高経年化技術評価対象設備について、該当設備および構造変更の概要を表 1 に示す。

なお、下表に示す既工認から構造変更実績のある設備・配管は、全て工認の審査結果（耐震条件の見直し等）を踏まえて耐震補強等が必要になった設備であり、高経年化技術評価において耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価により、既工認からの構造変更が必要となった設備はない。

表 1 既工認からの構造変更実績のある設備（PLM 関係）一覧表*

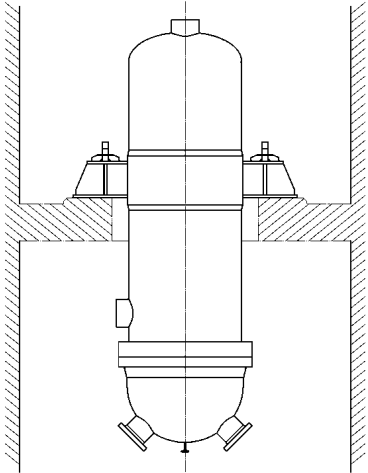
施設・設備名称	構造変更の概要	備考
残留熱除去系熱交換器	・ラック周辺に支持構造物を追設 ・下部サポートを追設	添付図 1
燃料プール冷却系熱交換器	・胴の脚付け根部の当板を拡張	添付図 2
原子炉補機冷却系熱交換器	・胴の脚付け根部の当板を拡張 ・脚底板の周囲に耐震補強サポートを追設	添付図 3
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	・胴の脚付け根部の当板を拡張	添付図 4
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料タンク	・胴の脚付け根部の当板を拡張	添付図 5
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料タンク	・胴の脚付け根部の当板を拡張	添付図 6
原子炉浄化系補助熱交換器	・胴の脚付け根部の当板を拡張 ・脚へのサポート追設	添付図 7
配管系	・サポートの補強，追設等	添付図 8 添付図 9

*：工事計画認可申請（補正）に係る審査資料「補足-027-10-25 機器・配管系の設備の既工認からの構造変更について」より抜粋

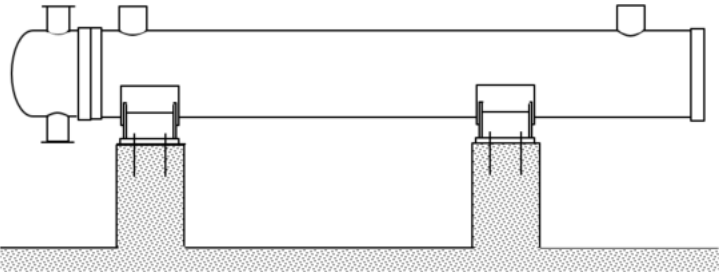
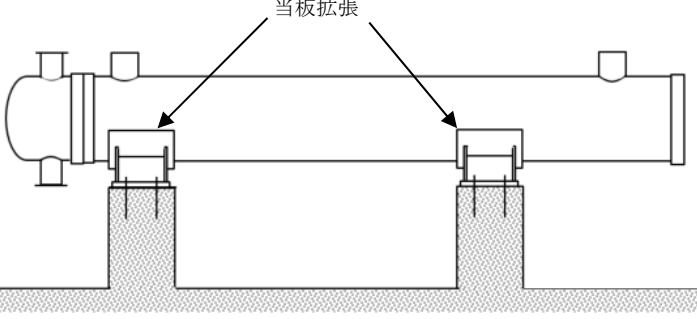
構造変更した設備の変更の概要について添付-1（添付図 1～添付図 9）に示す。

構造変更した設備の変更の概要

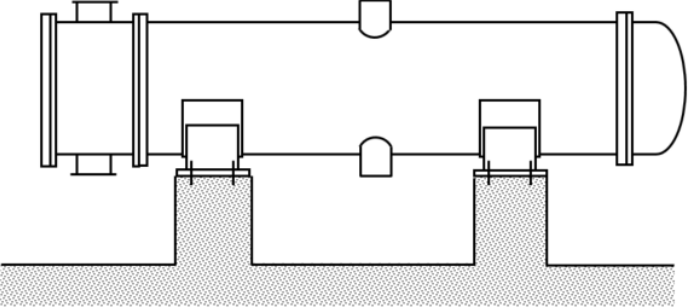
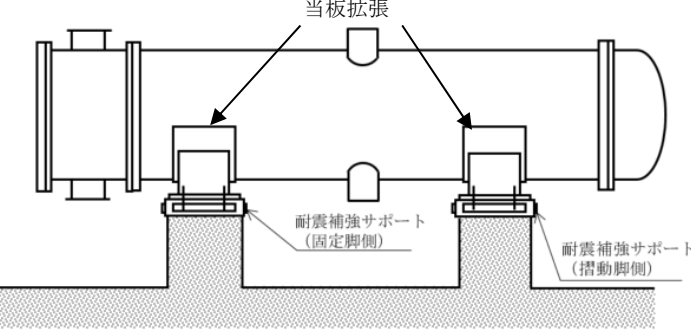
添付図 1. 残留熱除去系熱交換器

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強を目的とし, 以下の構造変更を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ラグ周辺に耐震補強サポートを追設 (剛性向上およびラグの回転拘束) ・下部サポートを追設 (水平方向の変位拘束)

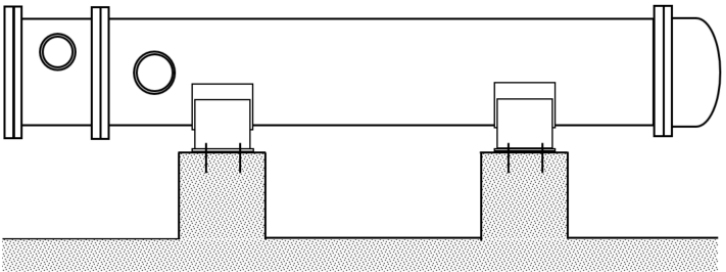
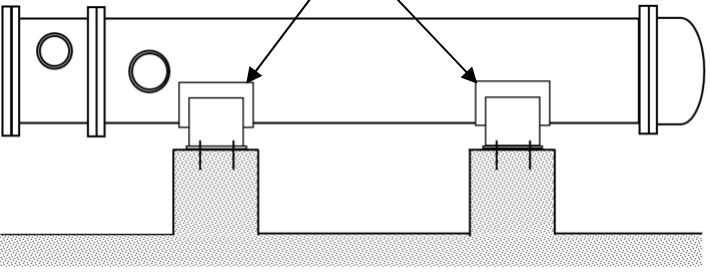
添付図 2. 燃料プール冷却系熱交換器

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

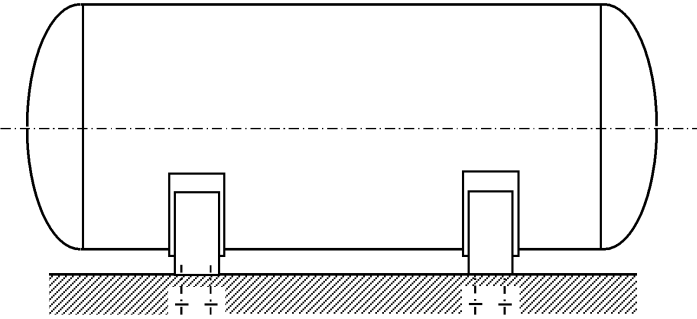
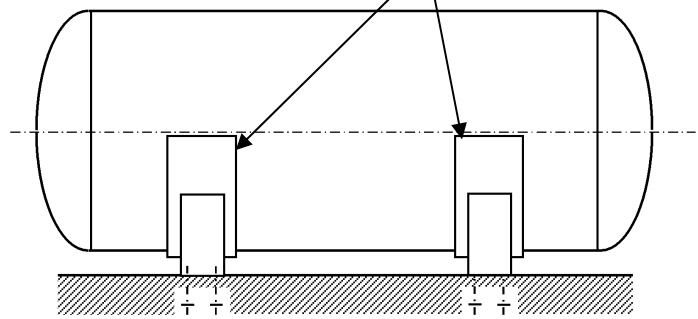
添付図 3. 原子炉補機冷却系熱交換器

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強を目的とし, 以下の構造変更を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 胴の脚付け根部の当板を拡張 (胴の脚付け根部の応力低減) ・ 脚底板の周囲に耐震補強サポートを追設 (脚底面のせん断荷重を基礎ボルトに作用させないための補強)

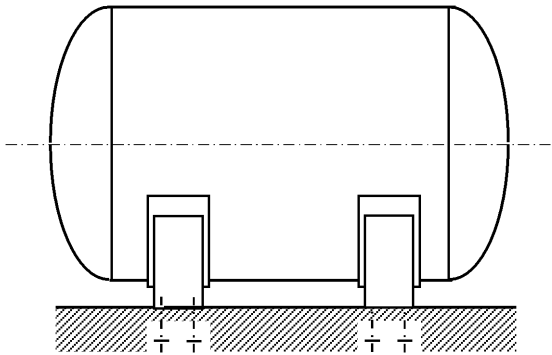
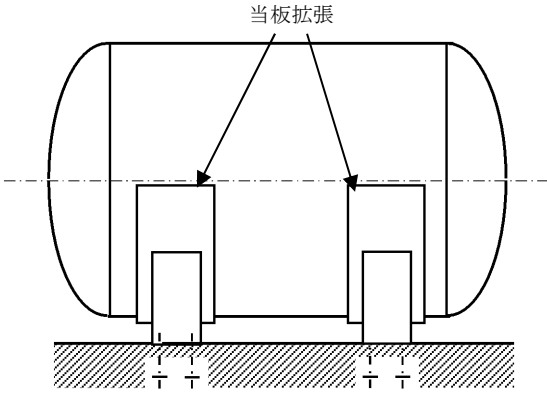
添付図 4. 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

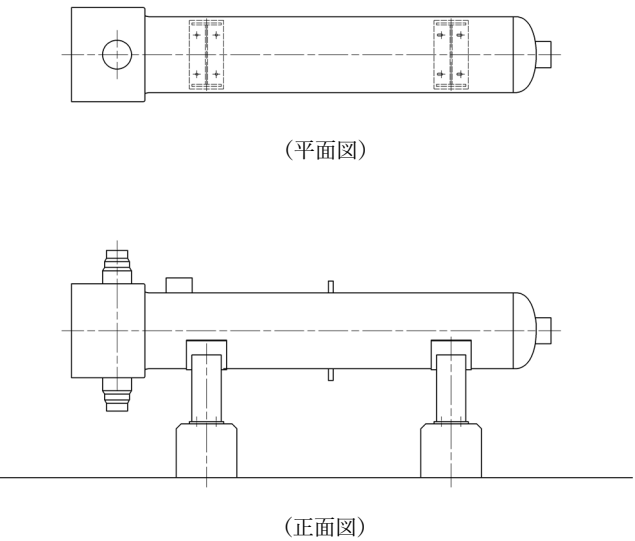
添付図5. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

添付図 6. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

添付図 7. 原子炉浄化系補助熱交換器（波及的影響を及ぼすおそれのある設備）

変更前	変更後	備考
 <p>(平面図)</p> <p>(正面図)</p>		<p>耐震補強を目的とし、以下の構造変更を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 胴の脚付け根部の当板を拡張（胴の脚付け根部の応力低減） ・ 脚への耐震補強サポート追設（基礎ボルトの荷重低減）

添付図 8. 配管系 (例 1 : 復水系配管)

変更前	変更後	備考
		耐震補強を目的とし、以下の構造変更を実施 ・サポートの追設、補強等

添付図9. 配管系 (例2 : 給水系配管)

変更前	変更後	備考
		耐震補強を目的とし、以下の構造変更を実施 ・サポートの追設、補強等

低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について

原子炉圧力容器給水ノズルの低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価を以下に示す。

1. 通常運転時における疲れ累積係数

(1) 過渡回数

原子炉圧力容器給水ノズルの通常運転時における疲労評価に用いた運転開始後 60 年時点（以下「60 年時点」という）の推定過渡回数を表 1 に示す。

表 1 原子炉圧力容器給水ノズルにおける推定過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2015 年 7 月末時点)	60 年時点 推定回数
耐圧試験	24	55
起動（昇温，タービン起動）	36	74
夜間出力運転（出力 75%）	40	81
週末出力運転（出力 50%）	34	84
制御棒パターン変更	58	143
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）	1	2
スクラム（その他のスクラム）	4	7
停止（タービン停止，高温待機，冷却， 容器満水，満水後冷却）	36	74
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0	1
スクラム（逃し安全弁誤作動）	0	1

(2) 解析モデル

原子炉圧力容器給水ノズルの疲れ累積係数の算出に用いた疲労解析モデルおよび評価点を図 1 に示す。なお，解析コードは TACF（温度分布解析）および ASHSD2-B（応力解析）を使用した。

【解析モデル】

【評価点】

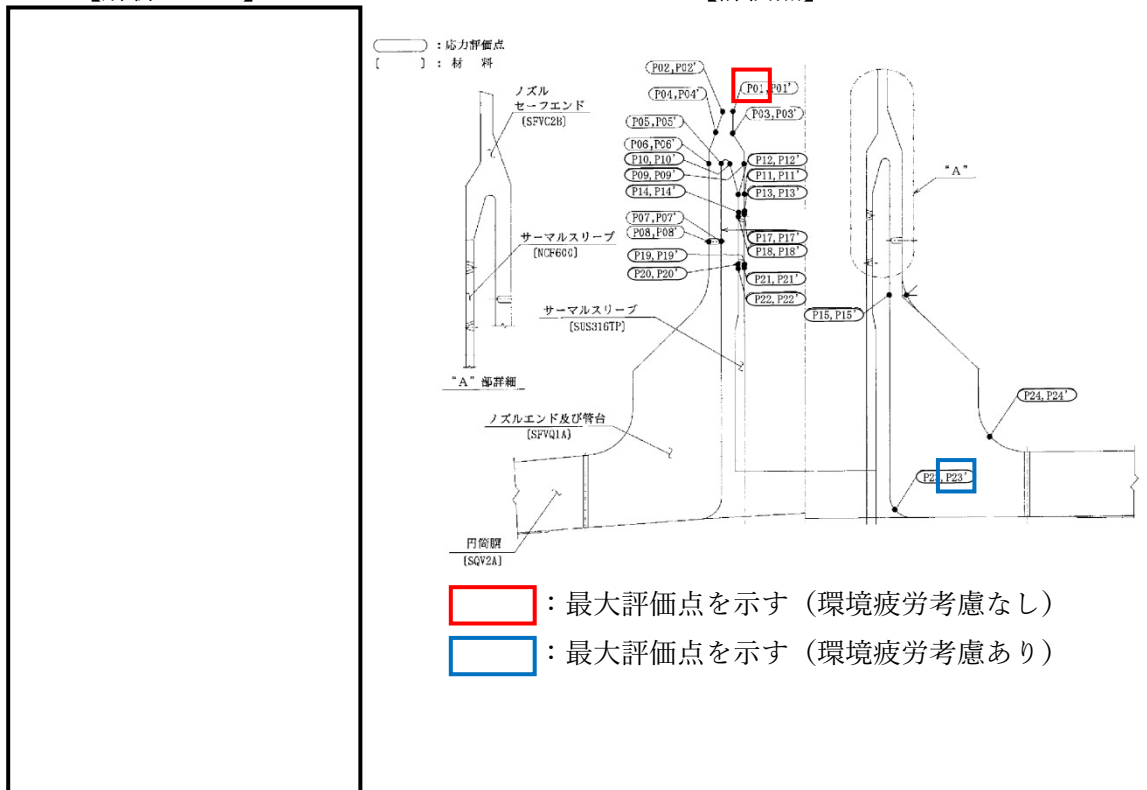


図1 原子炉圧力容器給水ノズルの疲労解析モデル図および評価点

(3) 材料物性値および外荷重条件

給水ノズルの評価に使用した材料物性値を表2に外荷重条件を表3に示す。

表2 給水ノズルの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/mm°C)	S_m (MPa)	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A0	B0
SFVQ1A						3.1	1.0	1.25

〈記号の説明〉

- E : 運転温度 () (C) に対する縦弾性係数
- α : 運転温度 () (C) に対する瞬時熱膨張係数
- S_m : 運転温度 () (C) に対する設計応力強さ
- S : 設計・建設規格 図 添付 4-2-1 の設計疲労線図より読み取った $S_u \leq 550\text{MPa}$ の 10^6 回に対する繰返しピーク応力強さ
- E_0 : 設計・建設規格 添付 4-2 に記載された縦弾性係数
- q, A0, B0 : 設計・建設規格 表 PVB-3315-1 に示された簡易弾塑性解析に使用する係数

表3 原子炉压力容器給水ノズルの外荷重条件

荷重名称	力*1,*2		モーメント*1,*2		荷重作用点位置*3 (mm)
	H (kN)	F _Z (kN)	M (kN・m)	M _Z (kN・m)	
設計機械的荷重					
死荷重					
熱変形力					

*1 : 表中の値は、小数点以下第2位を切り上げ
 *2 : H, F_Z, MおよびM_Zは、配管からの荷重を示す

なお、荷重方向は右図のとおり

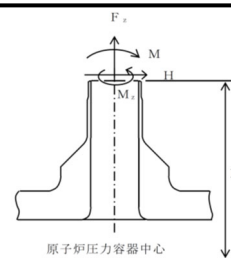
H : 水平力

F_Z : 軸力

M : モーメント

M_Z : ねじりモーメント

*3 : Rは原子炉压力容器中心からの距離を示す



(3) 運転実績に基づく疲労評価結果および環境疲労評価手法に基づく疲労評価結果

原子炉压力容器給水ノズルの通常運転時における疲れ累積係数最大値は、設計・建設規格の疲労線図に基づく評価（環境疲労考慮なし）および環境疲労評価手法に基づく評価（環境疲労考慮あり）を行い、最大評価点でそれぞれ0.094, 0.411となった。原子炉压力容器給水ノズルの環境疲労考慮有無におけるそれぞれの疲れ累積係数の算出結果を表4に、環境疲労考慮なしでの全評価点の疲れ累積係数の算出結果を表5にそれぞれ示す。

表 4(1/2) 原子炉圧力容器給水ノズルの通常運転時の疲れ累積係数（環境疲労考慮なし）

応力評価点 — P01

材 料 — SFVC2B

No.	事象毎の組合せ			Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
	名称	運転温度(°C)									
		始点	終点								
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											

疲れ累積係数 Uf = 0.0935

表 4(2/2) 原子炉圧力容器給水ノズルの通常運転時の疲れ累積係数（環境疲労考慮あり）

応力評価点 — P23'

材 料 — SFVQ1A



No.	事象毎の組合せ			Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sl (MPa)	Sl' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na	Fen, det	Uen
	名称	運転温度(°C)											
		始点	終点										
1													
2													
3													
4													
5													
6													
7													
8													
9													
10													
11													
12													
13													
14													
15													
												Uf = 0.0345	Uen = 0.4104

〈記号の説明〉

- Sn : 供用状態 A, B における一次+二次応力の応力最大範囲
- Ke : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数
- Sp : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲
- Sl : 繰返しピーク応力強さ
- Sl' : 補正繰返しピーク応力強さ
- Na : Sl' に対応する許容繰返し回数
- Nc : 実際の繰返し回数
- Uf : 疲れ累積係数
- Fen, det : 詳細評価手法による環境効果補正係数
- Uen : 環境を考慮した疲れ累積係数

表 5 原子炉圧力容器給水ノズルの通常運転時の疲れ累積係数（全評価点，環境疲労考慮なし）

評価点	Uf	環境条件	許容値	
P01 ※	0.0935	給水	1	
P01'	0.0302	給水		
P02	0.0114	—		
P02'	0.0206	—		
P03	0.0226	給水		
P03'	0.0136	給水		
P04	0.0003	—		
P04'	0.0002	—		
P05	0.0100	炉水		
P05'	0.0019	炉水		
P06	0.0009	—		
P06'	0.0002	—		
P07	0.0003	炉水		
P07'	0.0004	炉水		
P08	0.0002	—		
P08'	0.0003	—		
P09	0.0272	給水		
P09'	0.0284	給水		
P10	0.0030	炉水		
P10'	0.0016	炉水		
P11	0.0130	給水		
P11'	0.0125	給水		
P12	0.0158	炉水		
P12' ※	0.0161	炉水		
P13	0.0088	給水		
P13'	0.0088	給水		
P14	0.0069	炉水		
P14'	0.0070	炉水		
P15	0.0003	炉水		1
P15'	0.0004	炉水		
P16	0.0024	—		
P16'	0.0007	—		
P17	0.0002	給水		1
P17'	0.0002	給水		
P18	0.0003	炉水		
P18'	0.0003	炉水		
P19 ※	0.0051	給水		
P19'	0.0051	給水		
P20	0.0034	炉水		
P20' ※	0.0034	炉水		
P21 ※	0.0251	給水		
P21'	0.0249	給水		
P22	0.0115	炉水		
P22' ※	0.0115	炉水		
P23	0.0290	炉水	1	
P23' ※	0.0345	炉水		
P24	0.0250	—		
P24'	0.0157	—		

※：材料および環境条件（給水中または炉水中）ごとで疲れ累積係数が最大となる評価点

 ：最大評価点を示す（環境疲労考慮なし）

 ：最大評価点を示す（環境疲労考慮あり）

2. 地震動による疲れ累積係数

原子炉圧力容器給水ノズルの各評価点のうち、環境疲労評価手法に基づく評価を用いて得られた疲れ累積係数が最大となる評価点（P23'）について、基準地震動（Ss）および弾性設計用地震動（Sd）の評価を実施した。

(1) 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れ累積係数」の算出に用いたものと同じの解析モデル（2次元軸対称モデル）を用いた。

(2) 材料物性値および耐震条件

材料物性値は「1. 通常運転時における疲れ累積係数」の算出に用いたものと同じの値を用いた。耐震条件は、基準地震動 Ss、弾性設計用地震動 Sd を用いて設定した設計用条件 I を上回る地震荷重にて評価を行った。評価に用いた地震荷重条件を表 6 に示す。

また、基準地震動 Ss における等価繰返し回数は 150 回、弾性設計用地震動 Sd における等価繰返し回数は 300 回を用いた。

表 6 原子炉圧力容器給水ノズルの地震荷重条件

荷重名称	力*1,*2		モーメント*1,*2		荷重作用点位置*3 (mm)
	H(kN)	Fz(kN)	M(kN・m)	Mz(kN・m)	
地震荷重 Ss (一次)					
地震荷重 Ss (二次)					
地震荷重 Sd (一次)					
地震荷重 Sd (二次)					

*1：表中の値は、小数点以下第2位を切り上げ

*2：H, Fz, MおよびMzは、配管からの荷重を示す

*3：Rは原子炉圧力容器中心からの距離を示す

(3) 地震動による疲労評価結果

a. 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表 7 に示す。

表 7 地震時に生じる応力の解析結果
(単位：MPa)

評価 地震力	一次+二次応力		
	評価点	S n #	許容値
Ss	P23'	20	
Sd		16	

〈記号の説明〉

S n #：基準地震動 Ss または弾性設計用地震動 Sd による地震荷重のみによる一次+二次
応力の応力差最大範囲

b. 地震動による疲労評価結果

基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d による一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 S_p[#]の解析結果を表 8 に示す。

繰返しピーク応力強さ S_ℓ は、基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d による一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 S_p[#]を次式の S_p に代入することにより求める。

$$S_{\ell} = \frac{S_p}{2}$$

表 7 に示すとおり、基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d による一次+二次応力の応力差最大範囲 S_n[#]が許容値である 3・S_m未満であるため、設計・建設規格 PVB-3315(1)に該当する。このため設計・建設規格 PVB-3315 に記載の K_eによる割増しは考慮しない。

補正繰返しピーク応力強さ S_ℓ' は、上記の繰返しピーク応力強さ S_ℓ、表 2 に記載の縦弾性係数 E₀、運転温度に対する縦弾性係数 E を用いて次式により求める。算出結果を表 8 に示す。

$$S_{\ell}' = S_{\ell} \cdot \frac{E_0}{E}$$

以上より、基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d による疲れ累積係数を表 8 に示す。表に示すとおり、疲れ累積係数の大きい弾性設計用地震動 S_d を地震動による疲れ累積係数として評価に用いた。基準地震動 S_s の全評価点の疲れ累積係数を表 9 に、弾性設計用地震動 S_d の全評価点の疲れ累積係数を表 10 に示す。

表 8 基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d による疲れ累積係数

評価地震力	評価点	S _p [#] (MPa)	S _ℓ ' (MPa)	等価繰返し回数	許容繰返し回数	疲れ累積係数
S _s	P23'					0.0002
S _d						0.0003

〈記号の説明〉

S_p[#] : 基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d による一次+二次+ピーク応力の応力差範囲

S_ℓ' : 補正繰返しピーク応力強さ

表9 給水ノズルの地震動による評価結果（基準地震動（S_s））

評価点	U _{S_s}	環境条件	許容値
P01 ※	0.0002	給水	1
P01'	0.0002	給水	
P02	0.0002	—	
P02'	0.0002	—	
P03	0.0002	給水	
P03'	0.0002	給水	
P04	0.0002	—	
P04'	0.0002	—	
P05	0.0075	炉水	
P05'	0.0075	炉水	
P06	0.0002	—	
P06'	0.0002	—	
P07	0.0002	炉水	
P07'	0.0002	炉水	
P08	0.0002	—	
P08'	0.0002	—	
P09	0.0002	給水	
P09'	0.0002	給水	
P10	0.0007	炉水	
P10'	0.0007	炉水	
P11	0.0010	給水	
P11'	0.0010	給水	
P12	0.0469	炉水	
P12' ※	0.0469	炉水	
P13	0.0066	給水	
P13'	0.0066	給水	
P14	0.0027	炉水	
P14'	0.0027	炉水	
P15	0.0002	炉水	
P15'	0.0002	炉水	
P16	0.0009	—	
P16'	0.0009	—	
P17	0.0001	給水	
P17'	0.0001	給水	
P18	0.0000	炉水	
P18'	0.0000	炉水	
P19 ※	0.0000	給水	
P19'	0.0000	給水	
P20	0.0001	炉水	
P20' ※	0.0001	炉水	
P21 ※	0.0001	給水	
P21'	0.0001	給水	
P22	0.0000	炉水	
P22' ※	0.0000	炉水	
P23	0.0002	炉水	
P23' ※	0.0002	炉水	
P24	0.0002	—	
P24'	0.0002	—	

 ：運転実績回数に基づく疲労評価結果（環境疲労考慮あり）のうち最大評価点

※：材料および環境条件（給水中または炉水中）ごとで通常運転時を含めた疲れ累積係数が最大となる評価点

表 10 給水ノズルの地震動による評価結果（弾性設計用地震動（S d））

評価点	U s d	環境条件	許容値
P01 ※	0.0003	給水	1
P01'	0.0003	給水	
P02	0.0003	—	
P02'	0.0003	—	
P03	0.0003	給水	
P03'	0.0003	給水	
P04	0.0003	—	
P04'	0.0003	—	
P05	0.0061	炉水	
P05'	0.0061	炉水	
P06	0.0003	—	
P06'	0.0003	—	
P07	0.0003	炉水	
P07'	0.0003	炉水	
P08	0.0003	—	
P08'	0.0003	—	
P09	0.0003	給水	
P09'	0.0003	給水	
P10	0.0003	炉水	
P10'	0.0003	炉水	
P11	0.0003	給水	
P11'	0.0003	給水	
P12	0.0120	炉水	
P12' ※	0.0120	炉水	
P13	0.0032	給水	
P13'	0.0032	給水	
P14	0.0011	炉水	
P14'	0.0011	炉水	
P15	0.0003	炉水	
P15'	0.0003	炉水	
P16	0.0005	—	
P16'	0.0005	—	
P17	0.0001	給水	
P17'	0.0001	給水	
P18	0.0000	炉水	
P18'	0.0000	炉水	
P19 ※	0.0000	給水	
P19'	0.0000	給水	
P20	0.0000	炉水	
P20' ※	0.0000	炉水	
P21 ※	0.0000	給水	
P21'	0.0000	給水	
P22	0.0000	炉水	
P22' ※	0.0000	炉水	
P23	0.0003	炉水	
P23' ※	0.0003	炉水	
P24	0.0003	—	
P24'	0.0003	—	

 : 運転実績回数に基づく疲労評価結果（環境疲労考慮あり）のうち最大評価点

※ : 材料および環境条件（給水中または炉水中）ごとで通常運転時を含めた疲れ累積係数が最大となる評価点

4. 評価結果

運転実績に基づく疲れ累積係数を加えた結果を表 11 に示す。給水ノズルの運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動による疲れ累積係数の和は許容値 1 以下となり、耐震安全性に問題がないことを確認した。

表 11 給水ノズルの疲労評価結果

評価 地震力	運転実績回数に基づく疲れ累 積係数（環境疲労を考慮）	地震動による 疲れ累積係数	合計
Ss	0.411 (0.4104)	0.001 (0.0002)	0.412
Sd	0.411 (0.4104)	0.001 (0.0003)	0.412

各疲れ累積係数の（）内の数値は桁処理前の数値を示す。

流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について

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. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）および摩耗
3. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）
4. 胴の腐食（流れ加速型腐食）

1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象配管の抽出について

配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価は、「発電用原子炉設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格（2006年度版）（JSME S NH1-2006）」（以下、「減肉規格（2006年度版）」という。）において、流れ加速型腐食の可能性が否定できないとされている FAC-2 および FAC-S の箇所を含むラインのうち、炭素鋼配管を評価対象ラインとして選定した。

減肉規格（2006年度版）において溶存酸素濃度を高く保つことで流れ加速型腐食による減肉を抑制している範囲と定義している FAC-1 の範囲については評価対象外とした。また、FAC-2 および FAC-S の範囲のうち、流れ加速型腐食に対して耐性を有する材料（ステンレス鋼、低合金鋼等）を使用している範囲についても評価対象外とした。

(2) 評価対象モデル数

評価対象として抽出され評価を実施した配管は合計 62 モデルであり、系統および耐震重要度毎のモデル数を表 1 に示す。

表1 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）の評価対象モデル数

評価対象配管 (系統名)	耐震重要度	モデル数 ^{*1}
給水系	S	1
	B (Ss) ^{*2, *3}	1
	B	12
原子炉ベントリ系	S	2
原子炉隔離時冷却系	S	3
復水系	B (Ss) ^{*2}	2
	B	40
タービンラント蒸気系	B	3
残留熱除去系	S	3
補助蒸気系	B	1

*1：同一モデル内に複数の系統，耐震重要度が含まれる管があるため，モデル数は一部重複あり

*2：Sクラス設備または常設重大事故等対処設備への波及的影響を考慮して，基準地震動 Ss による評価を実施した

*3：溢水源としない B, C クラス設備に該当するため，基準地震動 Ss による評価を実施した

(3) 評価対象ラインおよび解析モデル

解析モデルは，三次元多質点系はりモデルとし，減肉量を考慮した寸法以外のモデル化の条件は，工事計画認可と同等とする。解析は，計算機コード「HISAP」を使用する。

また，計算機コードを用いた配管の耐震評価では，応力評価に加え，一次＋二次応力の許容応力超過部位に対する疲れ累積係数による評価もあわせて実施する。

(4) 耐震評価条件

耐震評価を行うにあたり使用する地震動は，設置変更許可を受けた基準地震動 Ss (Ss-D, Ss-F1, Ss-F2, Ss-N1, Ss-N2) および弾性設計用地震動 Sd (Sd-D, Sd-F1, Sd-F2, Sd-N1, Sd-N2, Sd-1) に基づく入力地震動を用いた時刻歴応答解析に基づき作成された設計用床応答スペクトル I を適用する。

なお，評価にあたっては対象モデルの重心位置の上階の設計用床応答スペクトルを適用する。

(5) 評価内容

配管の腐食（流れ加速型腐食）に対しては，超音波厚さ計による肉厚測定等を実施した上でその結果に基づき耐震管理厚さ^{*1}を管理基準として余寿命を管理し，配管の取替等を検討することとしている。

耐震安全性評価では，減肉規格（2006年度版）において流れ加速型腐食の発生の可能性が低いとされている FAC-1 管理範囲以外で，常時流れがあり減肉の想定される範囲については，減肉が想定される部位に耐震管理厚さまで減肉が生じたと想定して地震時の発生応力を評価した。

- *1：先行プラントは「耐圧上の必要最小厚さ」または「60年目の想定厚さ」を管理基準としているが、一部系統で流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価が成立しないことから、「耐震管理厚さ」(=min(40年目の想定厚さ, 公称板厚の80%の厚さ))を定め、耐震管理厚さを考慮した配管板厚管理を実施している。
(耐圧上の必要厚さを耐震管理厚さが下回る場合、配管板厚は耐圧上の必要厚さ以上で管理する)

配管の流れ加速型腐食に対する耐震安全性評価は、原則として以下の手順で実施した。

a. 耐震管理厚さの決定

- ①実機点検結果に基づいて系統全体における肉厚管理測定箇所から、評価対象ラインの中の減肉想定範囲において流体条件が類似する箇所の実機測定データを整理して各評価箇所に保守的になるよう減肉率を設定する。
- ②①で設定した減肉率を用いて運転開始後40年時点までの一様な減肉を想定し、40年目の想定厚さを算出する。
- ③公称板厚の80%となる厚さと②で算出した40年目の想定厚さを比較し、小さい方を耐震管理厚さとする。

b. 耐震管理厚さを用いた耐震評価

- ①エルボ部、分岐部、レジューサ部等の偏流発生部およびその下流部の以下に示す減肉想定範囲(減肉規格(2006年度版)に規程されている測定長さ)に耐震管理厚さまで一様な減肉が生じたと想定して三次元多質点系はりモデルに反映
 - ・管の呼び径 125A 以下 : 300 mm
 - ・管の呼び径 125A を超えるもの : 500 mmただし、弁およびオリフィス下流部については以下とする(Dは配管口径を示す)。
 - ・弁下流部 : 1D の位置が上記を超える場合は 1D
 - ・オリフィス下流部 : 3D の位置が上記を超える場合は 3D
- ②評価対象ラインの全ての減肉想定範囲に対し①で選定した耐震管理厚さまで、全周一様な減肉を想定し、三次元多質点系はりモデルに反映
- ③評価対象ラインの耐震クラスに応じた地震力を用いて地震時の発生応力(一次応力)の評価を実施(振動試験結果を踏まえ設計評価用として安全側に設定した減衰定数を適用する。)
- ④耐震重要度 S クラスおよび B クラスのうち S_s 機能維持要求範囲の配管については、一次+二次応力の評価を実施し、許容応力を満足しなかった場合には疲れ累積係数による評価を実施

(6) 評価結果

耐震管理厚さまでの減肉を想定し、地震時に発生する応力または疲れ累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性に問題ないことを確認した。

評価対象ラインの概略図を図 1 に，全ラインの評価結果一覧および疲れ累積係数による評価結果を表 2，表 3 にそれぞれ示す。

また，評価対象ラインのうち，発生応力が許容応力を上回り疲れ累積係数が最大となった原子炉ベントドレン系配管を代表モデルとし，解析モデル図を図 2 に，疲れ累積係数の算出過程を補紙（1）に示す。

記号凡例





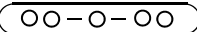
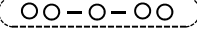

記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

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 (1/14)

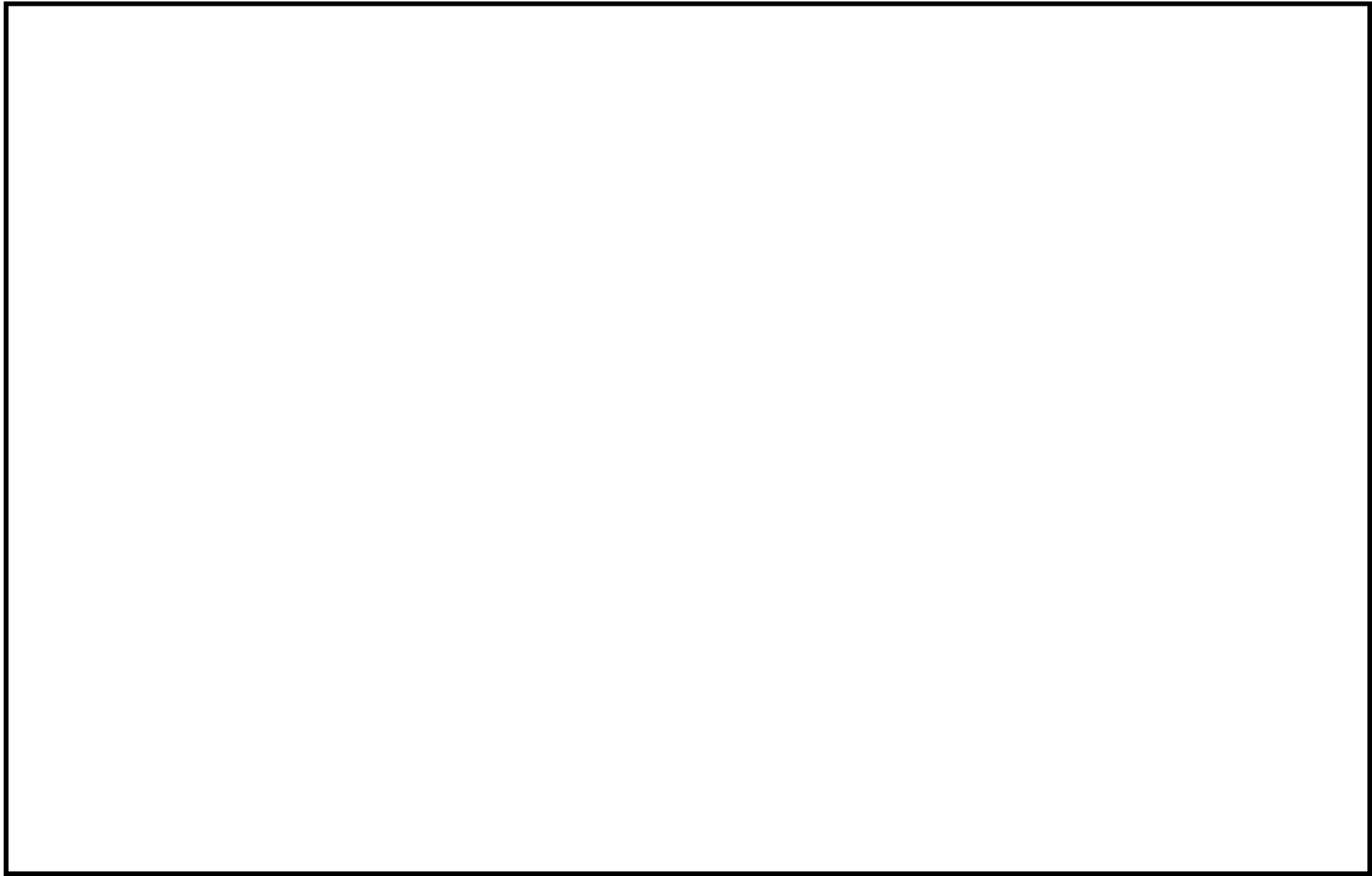


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(2/14)

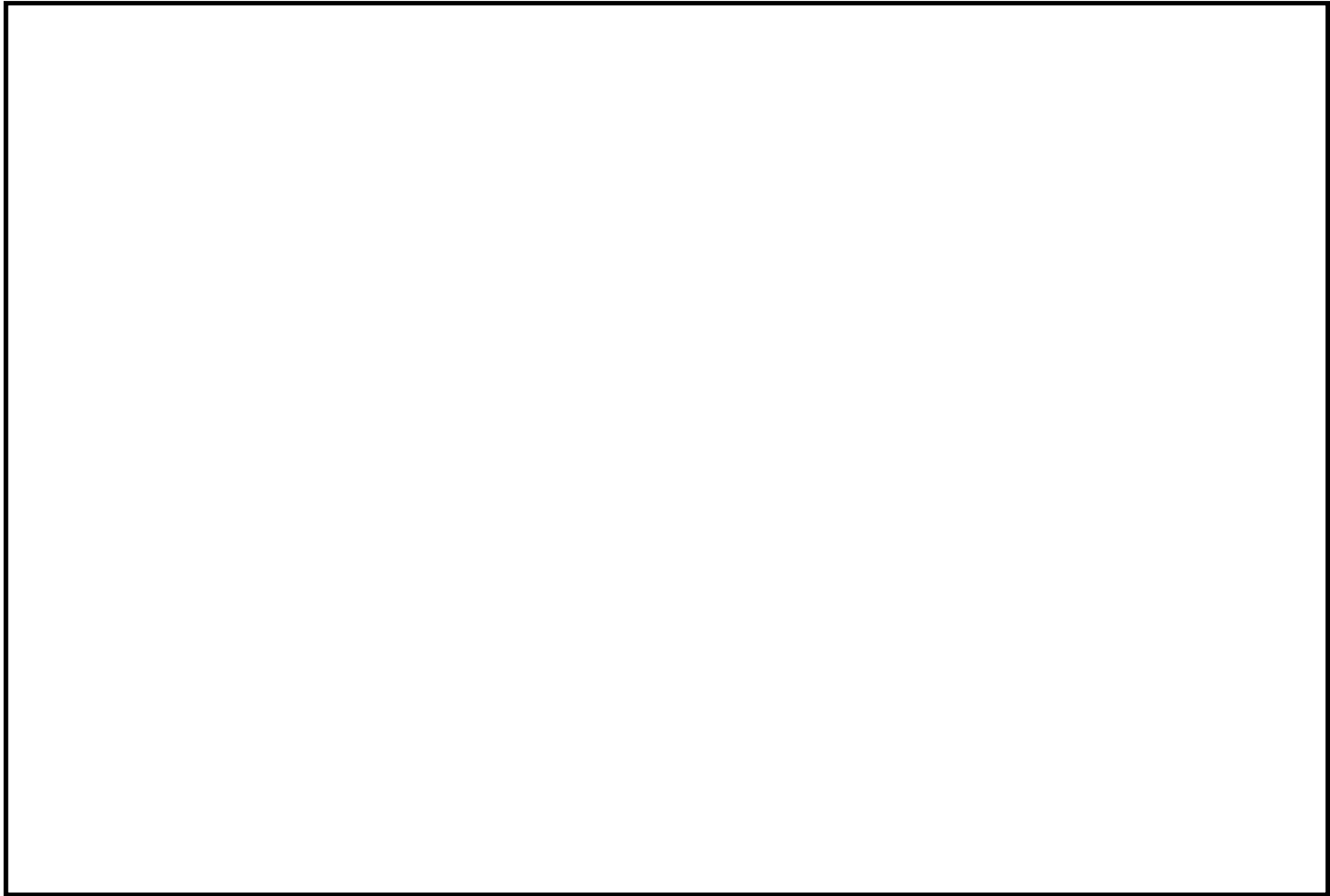


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲 (3/14)

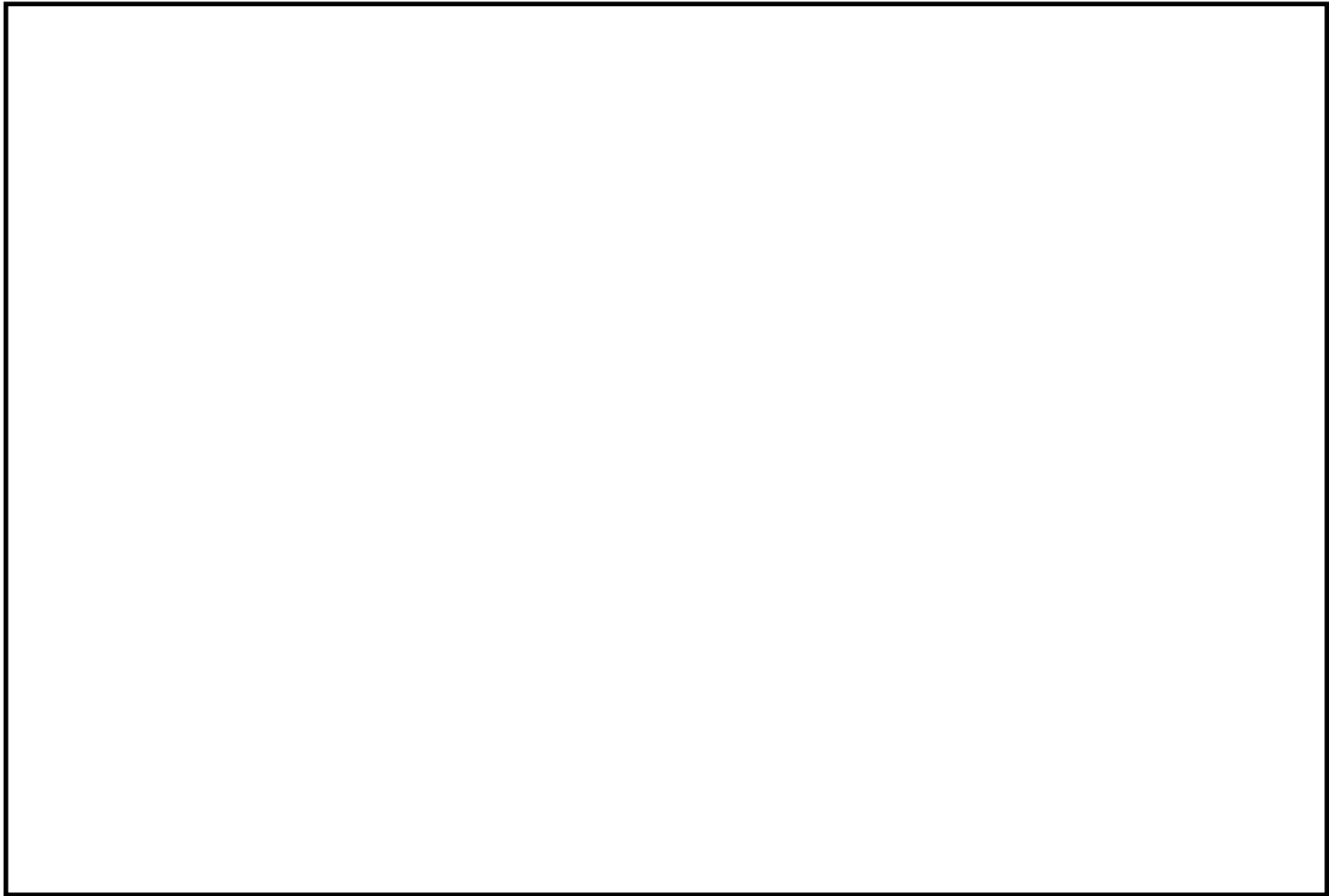


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(4/14)

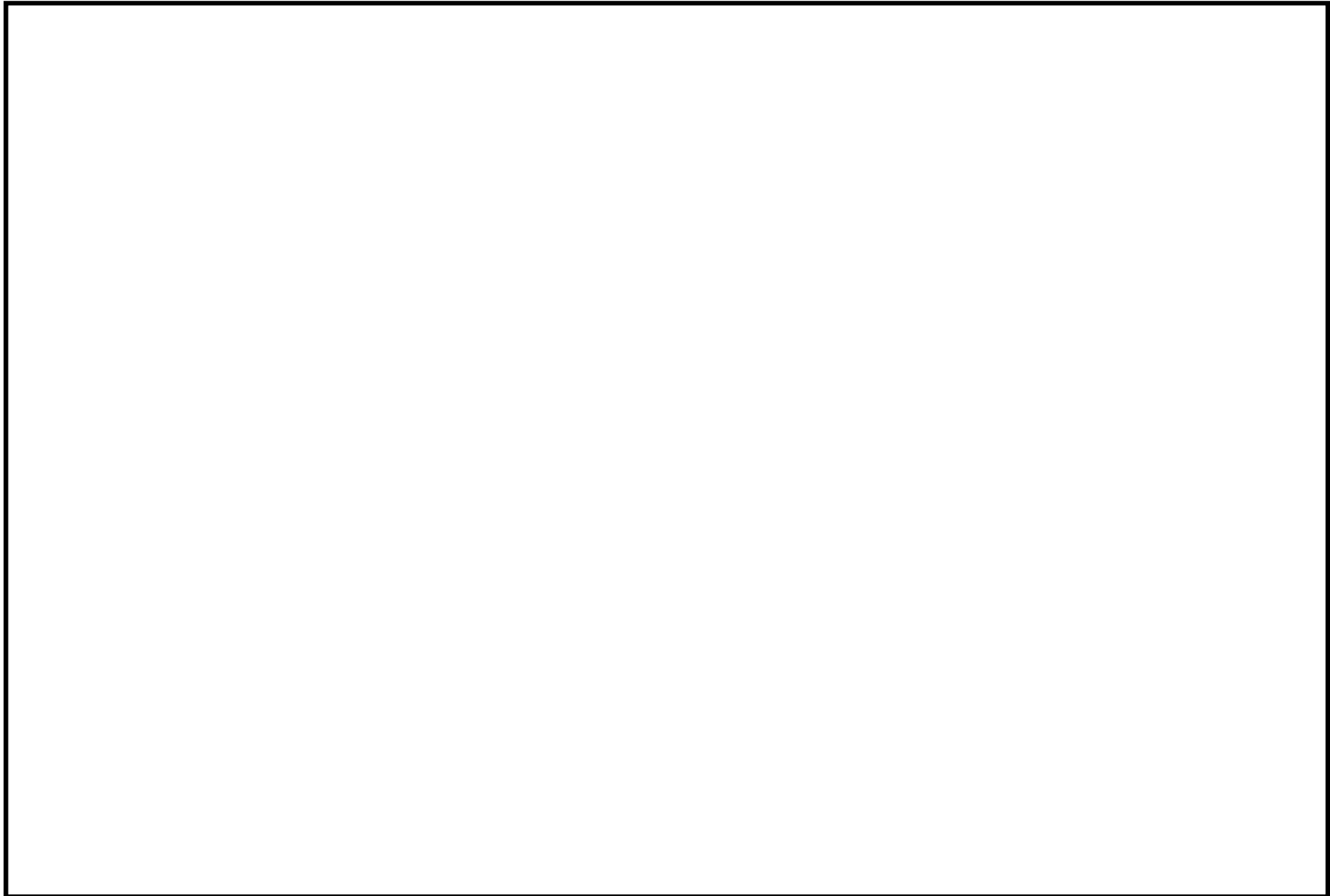


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(5/14)

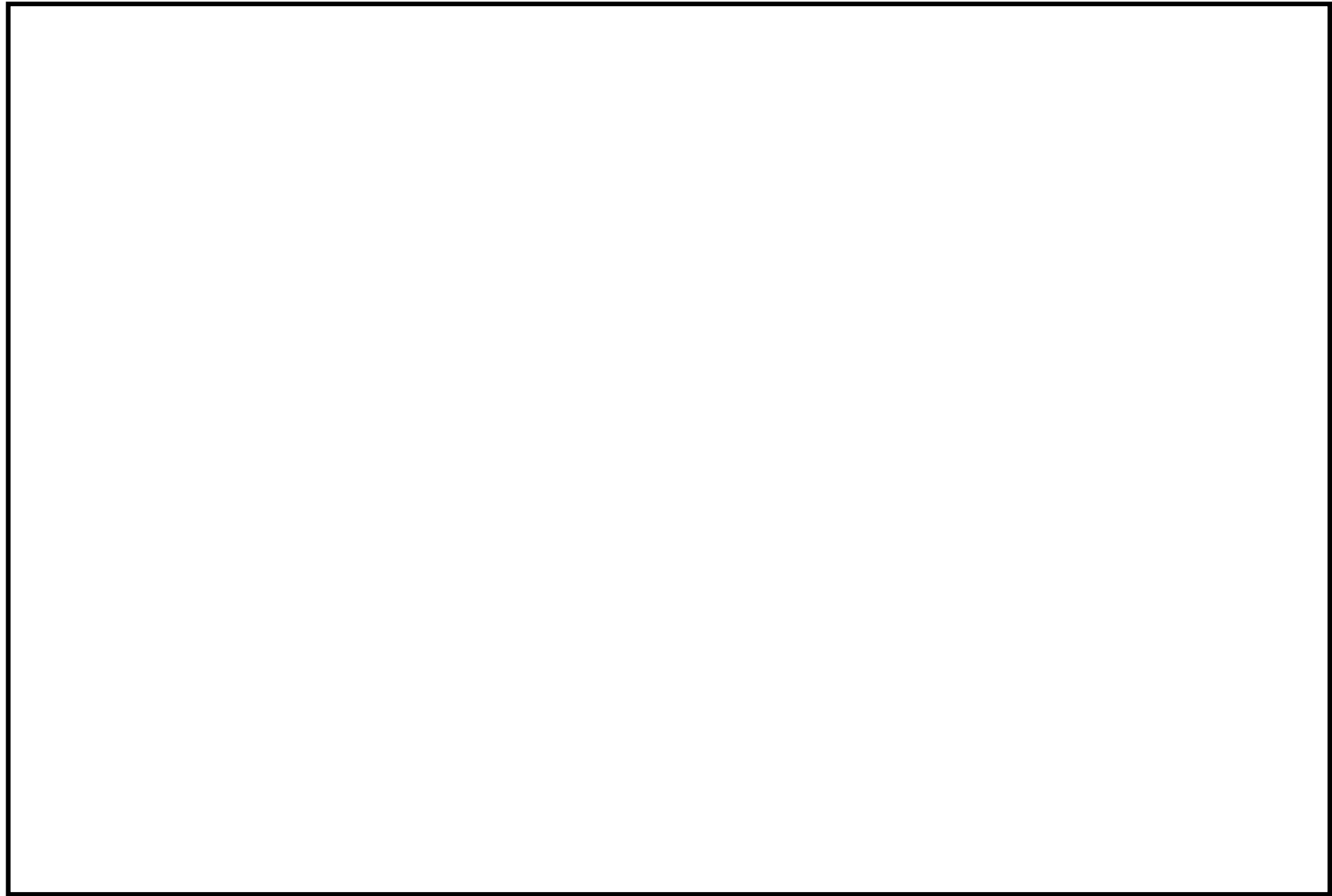


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(6/14)

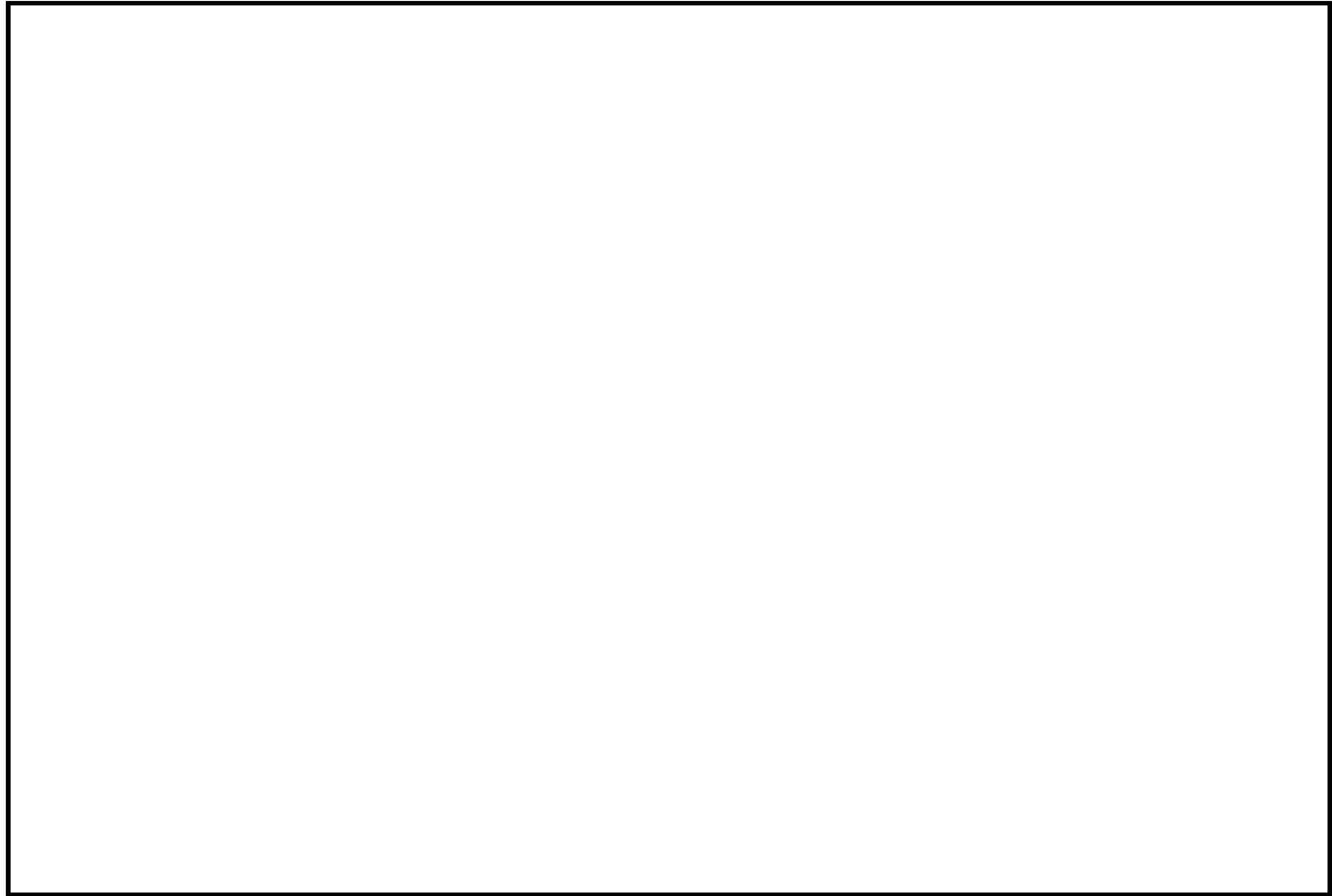


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(7/14)

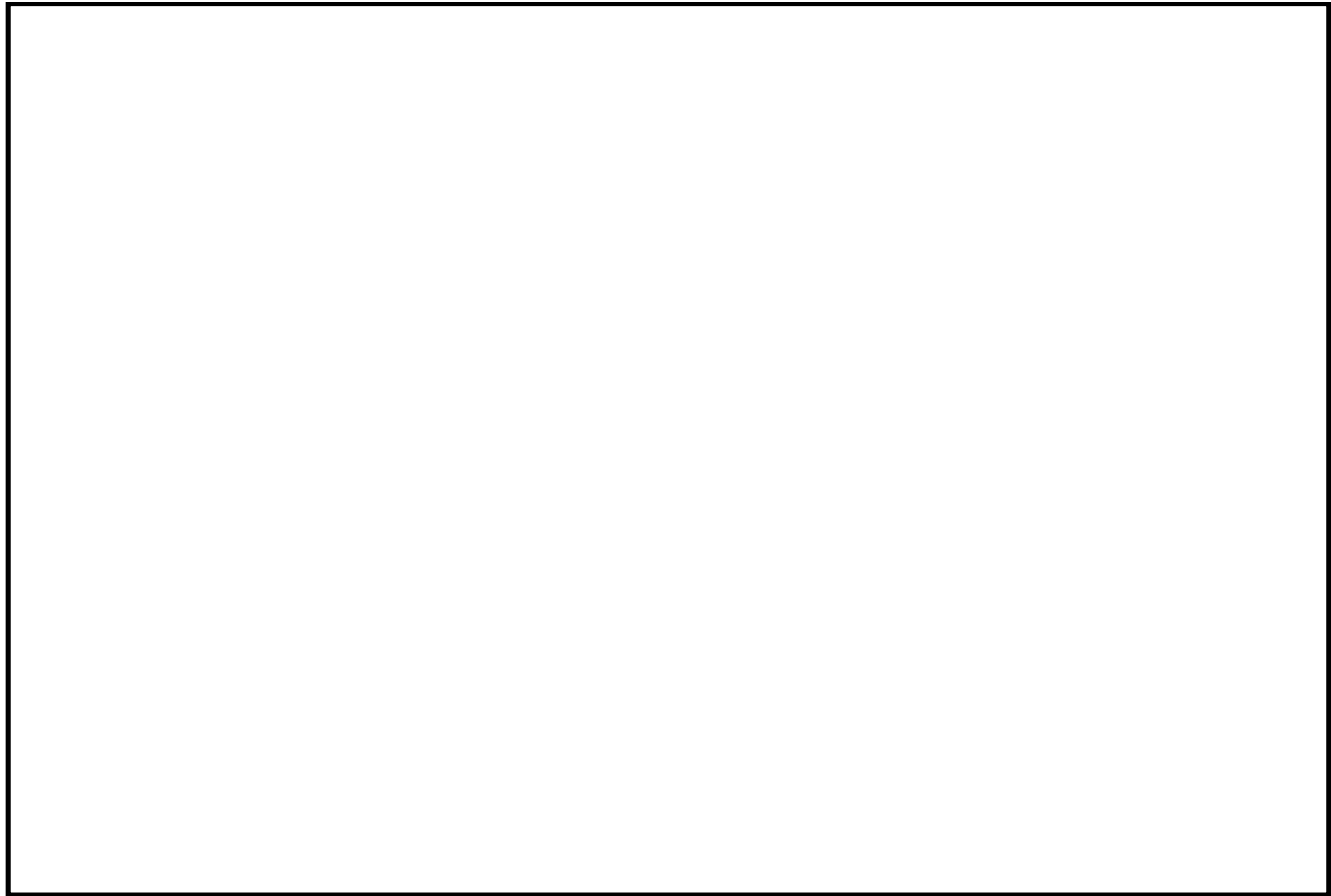


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(8/14)

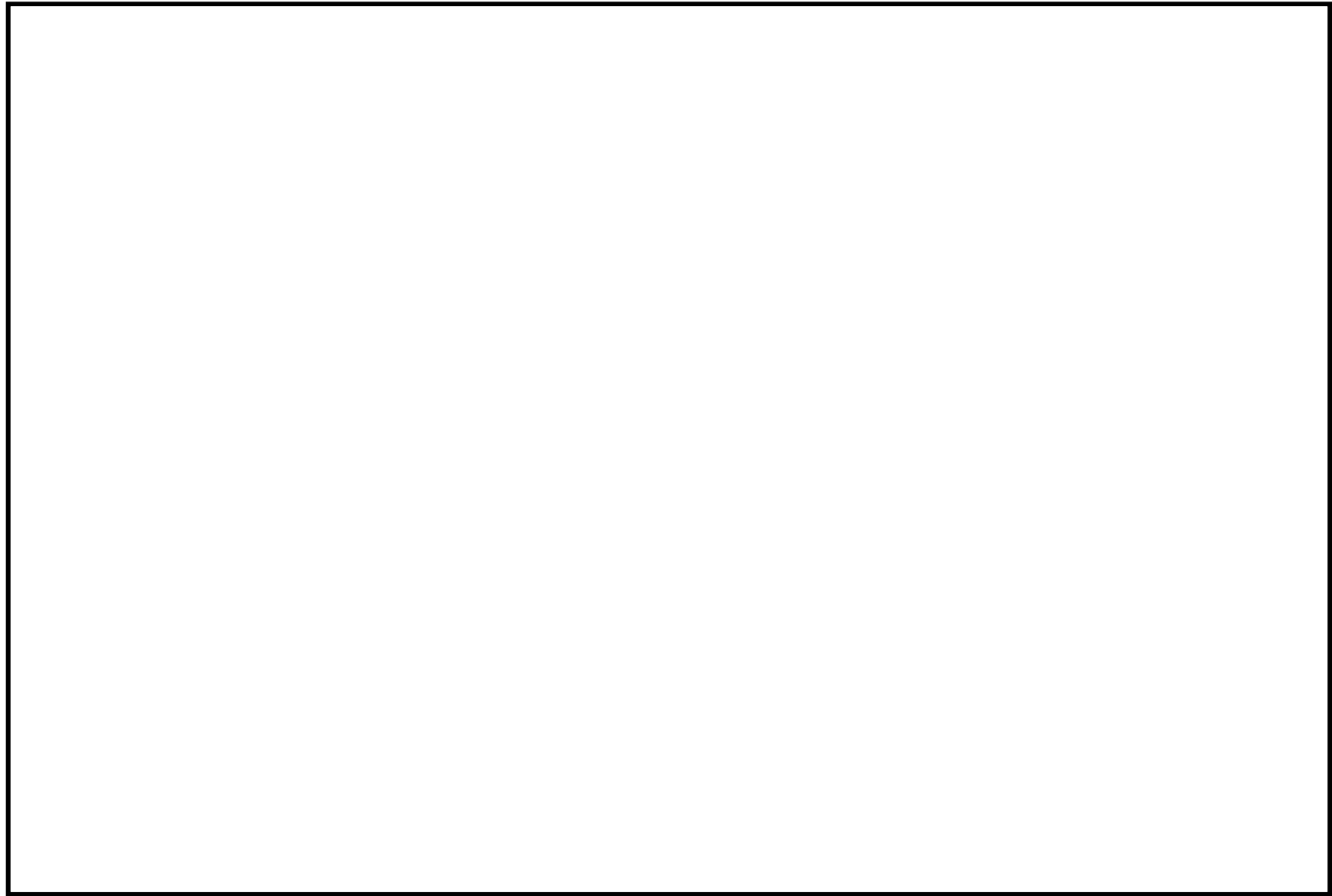


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(9/14)

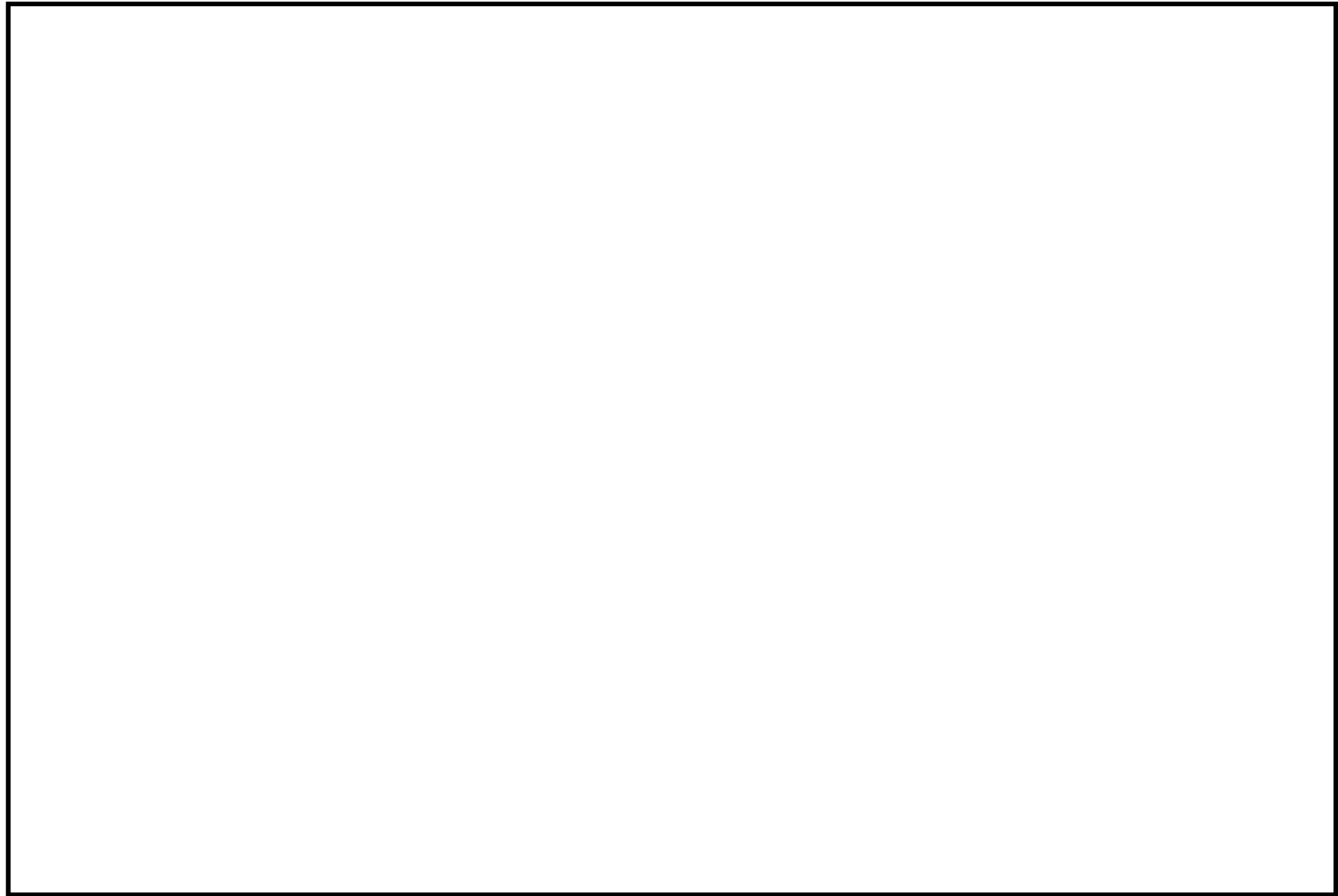


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(10/14)

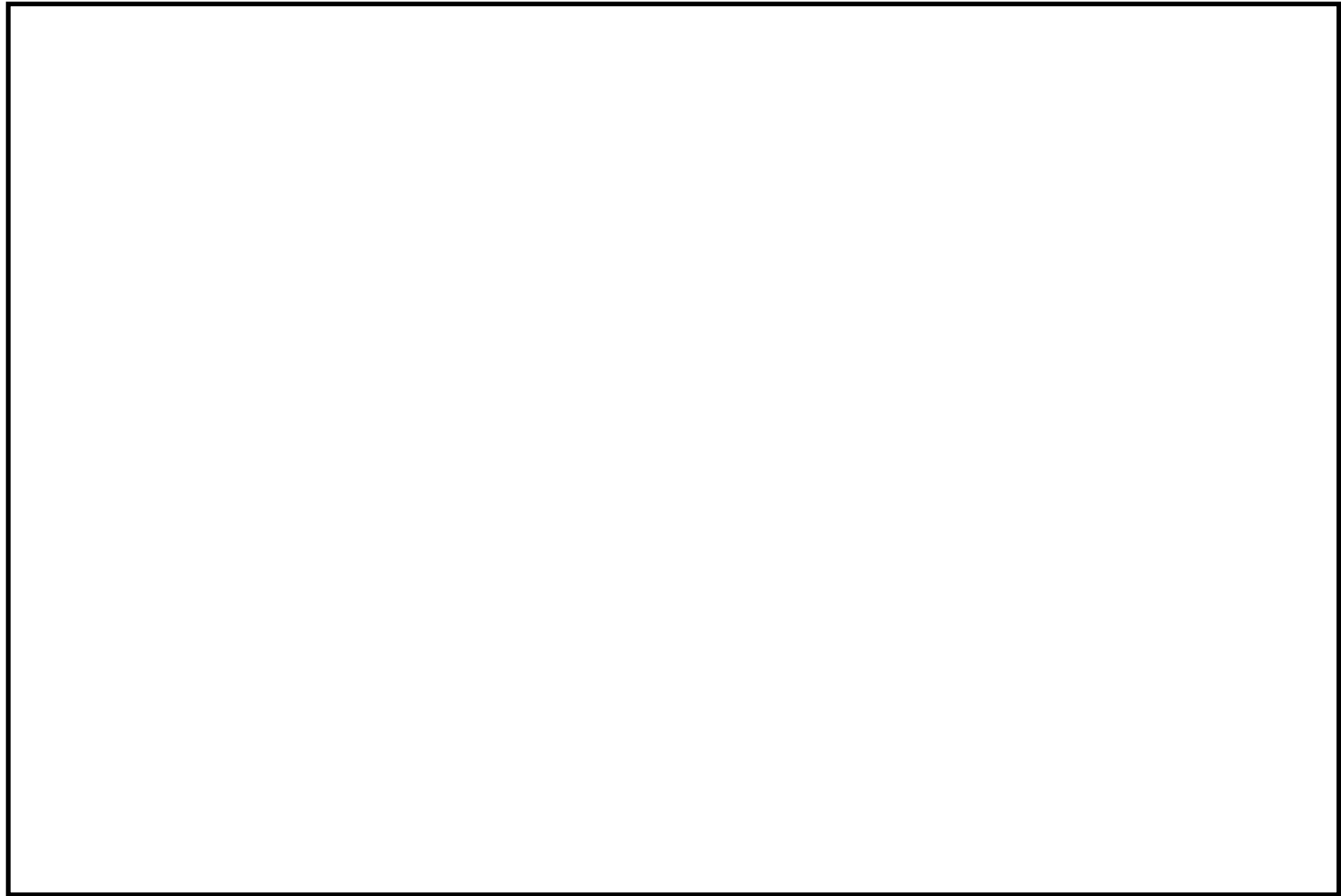


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(11/14)

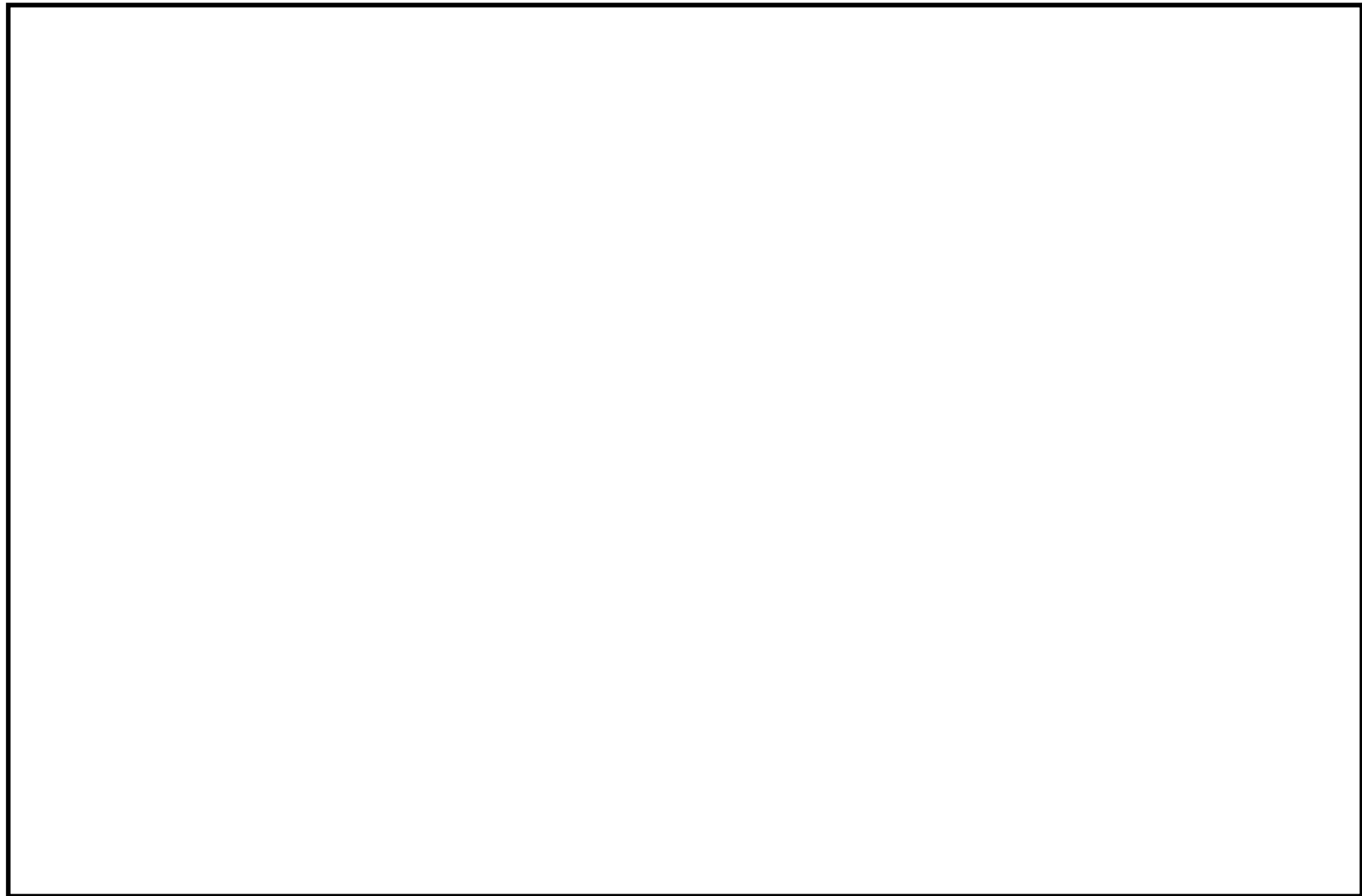


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(12/14)

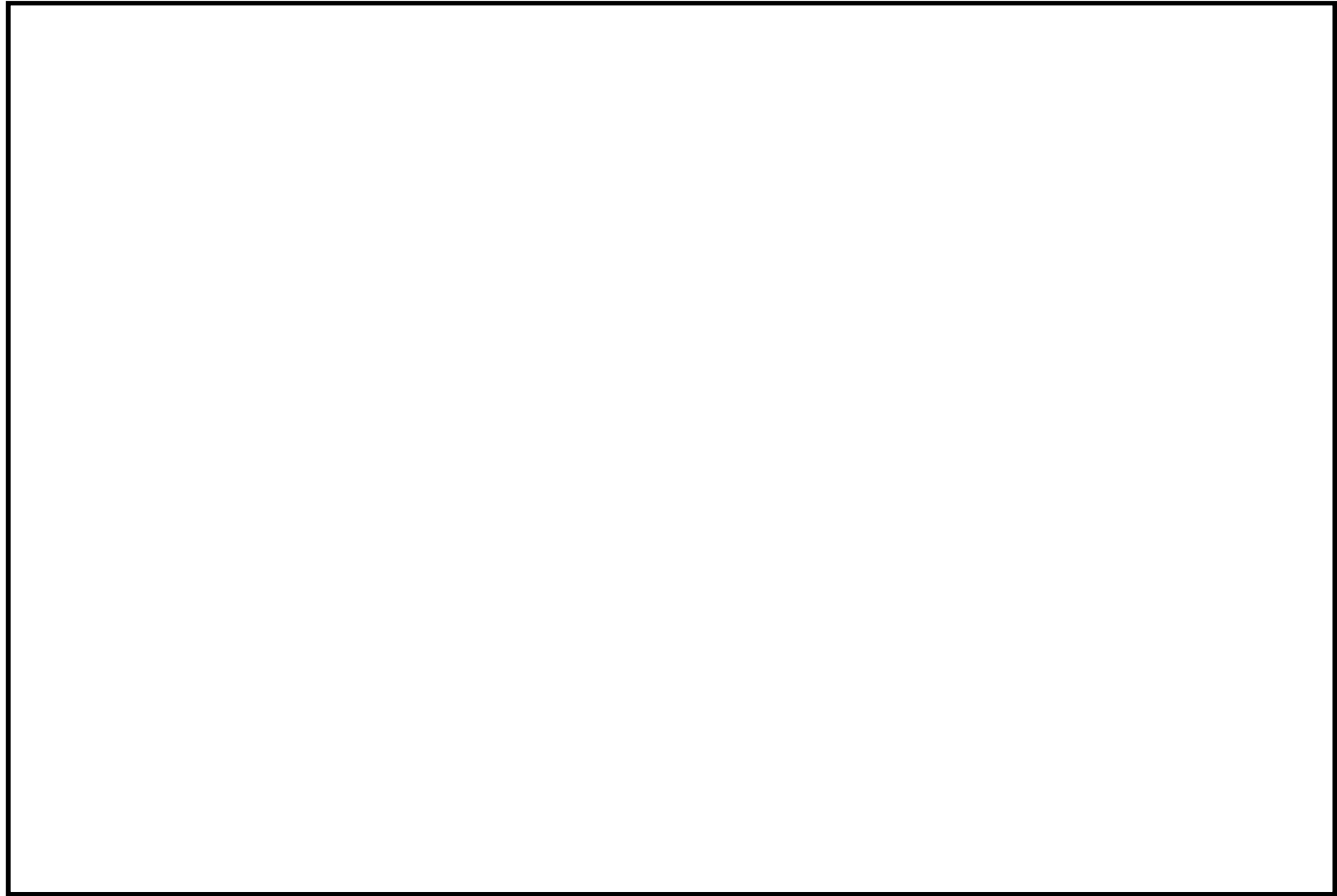


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(13/14)

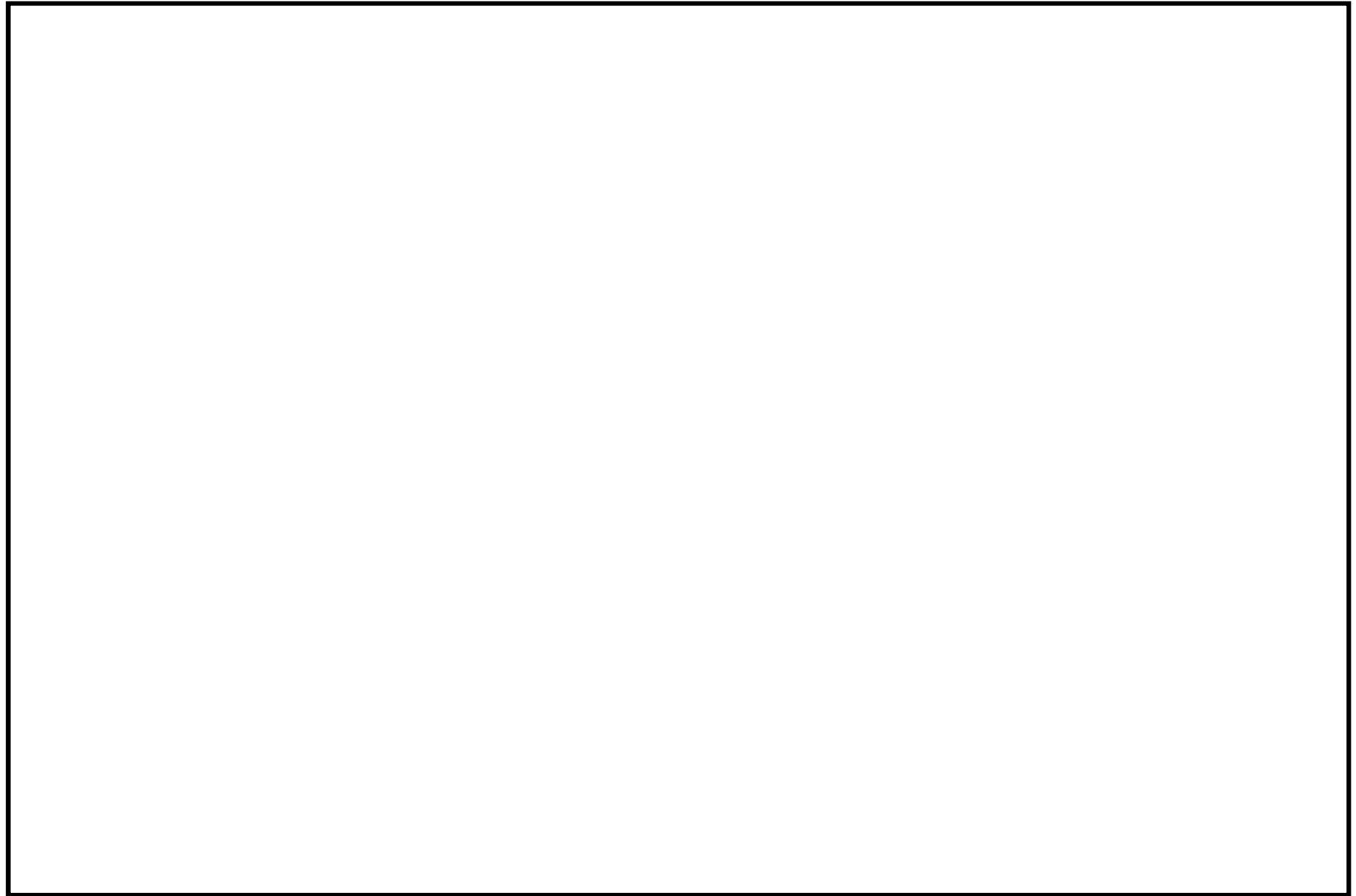


図1 配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲(14/14)

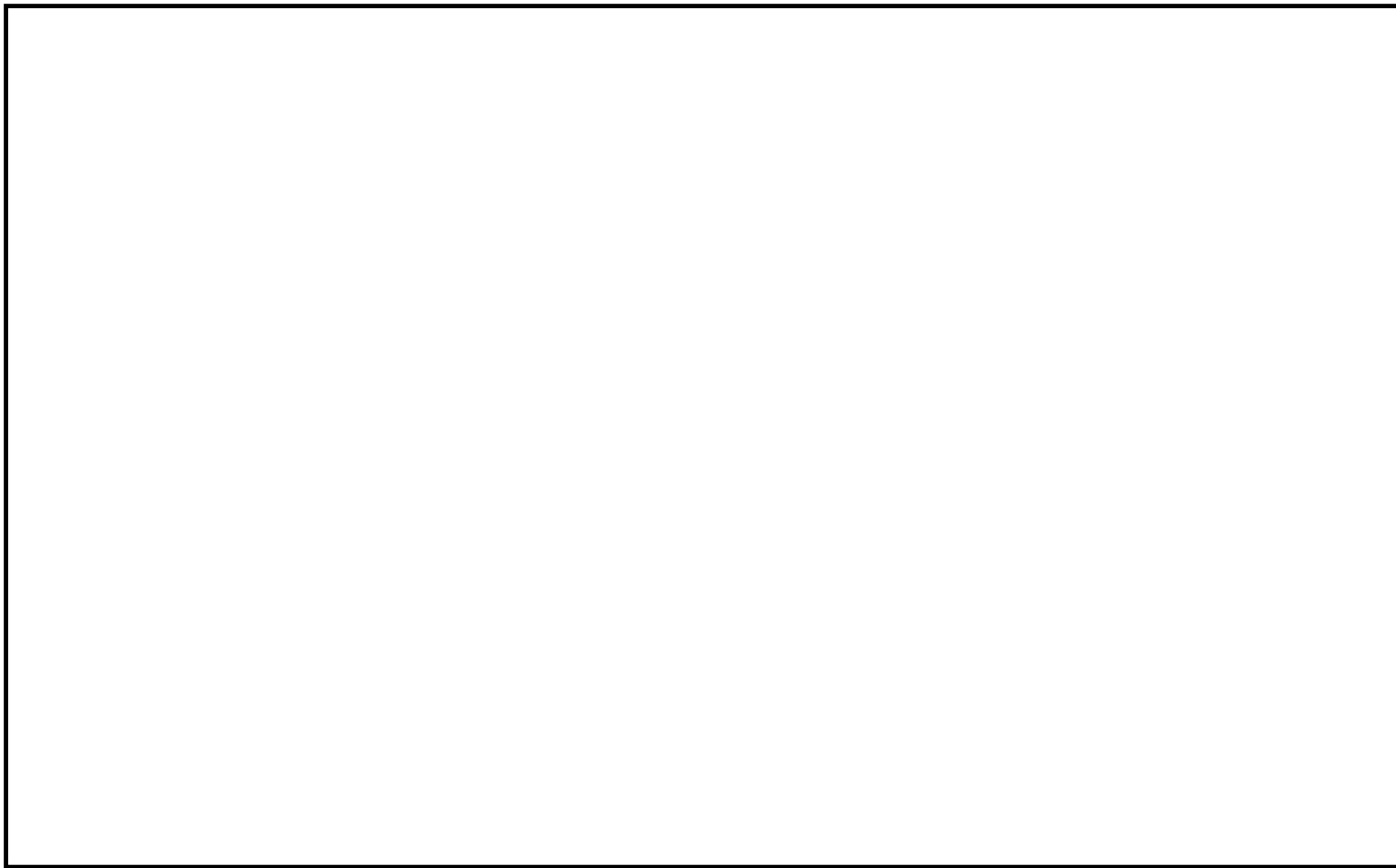


図2 代表モデル（原子炉ベントドレン系配管）の解析モデル図

表2 配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する評価結果

系統	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
給水系	クラス2	S	Ss	IV _A S	一次応力	135	380
					一次+二次応力	156	418
			Sd	III _A S	一次応力	100	209
					一次+二次応力	87	418
	クラス3	B	Ss*4,5	IV _A S	一次応力	125	382
					一次+二次応力	139	458
			S _B	B _A S	一次応力	174	218
復水系	クラス3*3	B	Ss*4	IV _A S	一次応力	218	386
					一次+二次応力	311	464
			S _B	B _A S	一次応力	220	234
原子炉ベント ドレン系	クラス1	S	Ss	IV _A S	一次応力	166	364
					一次+二次応力	868	366
			Sd	III _A S	一次応力	107	274
					一次+二次応力	487	366
	クラス3	S	Ss	IV _A S	一次応力	108	363
					一次+二次応力	193	364
			Sd	III _A S	一次応力	64	182
					一次+二次応力	96	364
原子炉隔離時 冷却系	クラス1	S	Ss	IV _A S	一次応力	138	364
					一次+二次応力	505	366
			Sd	III _A S	一次応力	89	274
					一次+二次応力	263	366
	クラス2 クラス3	S	Ss	IV _A S	一次応力	136	363
					一次+二次応力	256	364
			Sd	III _A S	一次応力	102	182
					一次+二次応力	181	364
残留熱除去系	クラス1	S	Ss	IV _A S	一次応力	96	364
					一次+二次応力	609	366
			Sd	III _A S	一次応力	78	274
					一次+二次応力	364	366
	クラス3	S	Ss	IV _A S	一次応力	160	394
					一次+二次応力	865	374
			Sd	III _A S	一次応力	114	187
					一次+二次応力	520	374
タービンゲランド 蒸気系	クラス3*3	B	S _B	B _A S	一次応力	151	210
補助蒸気系	クラス3*3	B	S _B	B _A S	一次応力	119	182

*1：評価モデル内の最大発生応力を示す

*2：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年追補版を含む））＜第I篇 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」付録材料図表Part5 表8, 表9より求まる値

*3：設計・建設規格区分としては基準外であるが，耐震評価上クラス3として扱った

*4：Sクラス設備または常設重大事故等対処設備への波及的影響を考慮して，基準地震動Ssによる評価を実施した

*5：溢水源としないB, Cクラス設備に該当するため，基準地震動Ssによる評価を実施した

表3 配管の腐食に対する評価結果（疲れ累積係数による評価結果）

系統	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容応力 状態	疲れ累積係数*1 (許容値：1を下回る)
原子炉ベントドレン系	クラス1	S	Ss	IV _A S	0.868
			Sd	III _A S	0.171
原子炉隔離時冷却系	クラス1	S	Ss	IV _A S	0.087
			Sd	III _A S	0.010
残留熱除去系	クラス1	S	Ss	IV _A S	0.260
			Sd	III _A S	0.025
	クラス3	S	Ss	IV _A S	0.474
			Sd	III _A S	0.073

*1：評価モデル内の1次+2次応力最大の疲れ累積係数

2. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象部位の抽出について

伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価は、PLM 技術評価書対象機器のうち熱交換器の伝熱管内部流体による腐食（流れ加速型腐食）が想定される部位であって、現状保全によって管理される減肉を想定した場合に固有振動数および構造強度評価への影響が有意であると判断したものを評価対象とした結果、原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管を評価対象部位として選定した。

また、熱交換器の伝熱管については、管支持板との摩耗による減肉を想定した場合に固有振動数および構造強度評価への影響が有意であると判断したものを評価対象とした結果、気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管を評価対象部位として選定した。

(2) 算出過程

① 原子炉補機冷却系熱交換器

原子炉補機冷却系熱交換器は S クラスであり、原子炉建物 EL. 15. 300 に設置されている。熱交換器の構造を踏まえ支持条件ごとに評価モデルを作成し、伝熱管厚さに対し管内面側から 50%減肉したものとして、JEAG4601 および機械工学便覧に定める式に基づき、固有振動数を求めた結果、いずれのモデルにおいても剛構造であることを確認した。

評価モデルと各モデルの固有振動数を表 4 に示す。

表 4 原子炉補機冷却系熱交換器の評価モデルと伝熱管腐食時の伝熱管の固有振動数

評価モデル		固有振動数 [Hz]
管板－管支持板	片側固定・他端支持 はりモデル	
管支持板－管支持板	両端支持 はりモデル	

a. 発生応力

原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管について、伝熱管厚さに対し管内面側から 50%減肉したものとして、JEAG4601 および機械工学便覧に定める式に基づき、地震時に発生する応力を求めた。発生応力の算出過程を補紙（2）に示す。

b. 許容応力

伝熱管の一次応力に対する許容応力は、使用材料により設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表 8, 9 より得られる S_y , S_u に基づき、JEAG4601 に規定されている横置円筒形容器の胴（容器）の許容応力を適用した。なお、許容応力は基準地震動 S_s については許容応力状態 $IV_A S$ 、弾性設計用地震動 S_d については許容応力状態 $III_A S$ に基づいた値とした。

② 気体廃棄物処理系排ガス予熱器

気体廃棄物処理系排ガス予熱器はBクラスであり、タービン建物EL. 12.500に設置されている。原子炉補機冷却系熱交換器と同様の考え方でモデルを作成し固有振動数を求めた結果、いずれのモデルにおいても剛構造であることを確認した。

評価モデルと各モデルの固有振動数を表5に示す。

表5 気体廃棄物処理系排ガス予熱器の評価モデルと伝熱管腐食時の伝熱管の固有振動数

評価モデル		固有振動数[Hz]
管板－管支持板	片側固定・他端支持 はりモデル	
管支持板－管支持板	両端支持 はりモデル	

a. 発生応力

発生応力は原子炉補機冷却系熱交換器と同様の手法で算出した。ただし、Bクラス機器であるため地震荷重は水平方向のみ考慮することから、補紙(2)に示す各応力成分の算出過程のうち、①a. (e)および(f)は対象外とした。

b. 許容応力

伝熱管の一次応力に対する許容応力は、使用材料により設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表8より求まる S_y に基づき、JEAG4601に規定されている横置円筒形容器の胴(容器)の許容応力を適用した。

(3) 評価結果

熱交換器伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)を考慮した耐震安全性評価結果を表6に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。

表6 熱交換器の伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力(MPa)		許容応力*1
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管	クラス3	S, 重*3	Ss	IV _A S	一次応力	44	54	337
			Sd	III _A S		32	38	337
気体廃棄物処理系排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次応力	38	38	139

*1: 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表6, 表8および表9より求まる値

*2: 設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

*3: 耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す

3. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象部位の抽出について

気体廃棄物処理系排ガス予熱器については、経年劣化事象として管支持板の腐食（流れ加速型腐食）が想定され、伝熱管支持間隔の拡大により、伝熱管の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した。

なお、管支持板の評価モデルは2.における排ガス予熱器と同様とし、「管板（固定端）から管支持板」、「管支持板から管支持板」までのそれぞれの伝熱管の管支持板について、腐食により管支持機能が1箇所喪失する場合を想定して評価を実施した。

(2) 算出過程

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の耐震重要度分類等の条件は2.のとおりであり、各モデルで管支持機能の喪失による固有振動数を求めた結果、いずれのモデルにおいても剛構造であることを確認した。

評価モデルと各モデルの固有振動数を表7に示す。

表7 気体廃棄物処理系排ガス予熱器の評価モデルと管支持機能の喪失時の伝熱管の固有振動数

評価モデル		固有振動数[Hz]
管板－管支持板	片側固定・他端支持 はりモデル	
管支持板－管支持板	両端支持 はりモデル	

a. 発生応力

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管について、管支持板の腐食により1箇所の管支持機能を喪失したものとして、JEAG4601および機械工学便覧に定める式に基づき、地震時に発生する応力を求めた。発生応力の算出過程を補紙（3）に示す。

b. 許容応力

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管の一次応力に対する許容応力は、2.における同機器の許容応力と同様、JEAG4601に規定されている横置円筒形容器の胴（容器）の許容応力を適用した。

(3) 評価結果

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持機能の喪失を考慮した伝熱管の耐震安全性評価結果を表8に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。

表 8 排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を想定した
伝熱管の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容 応力 状態	応力 種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～ 管支持板	管支持板～ 管支持板	
気体廃棄物処理系 排ガス予熱器 伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _{AS}	一次 応力	19	19	139

*1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

*2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス 3 として扱った

4. 胴の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象機器の抽出について

胴の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価は、PLM 技術評価書対象機器のうち熱交換器、容器等の胴部分に腐食（流れ加速型腐食）が想定される部位であって、現状保全によって管理される減肉を考慮した場合に固有振動数および構造強度評価への影響が有意であると判断したものを評価対象とした結果、原子炉浄化系再生熱交換器および気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴を評価対象部位として選定した。

(2) 算出過程

① 原子炉浄化系再生熱交換器

原子炉浄化系再生熱交換器は B クラスであり、原子炉建物 EL. 23. 800 に設置されている。熱交換器本体を 2 次元多質点系はりモデルとし、公称板厚から 1. 47mm の腐食量を想定して有限要素法で固有振動数および胴板と脚の付け根部に作用する荷重とモーメントを算出した。固有値解析結果を表 9 に示す。なお、評価に用いた推定腐食量の算出根拠を補紙（4）に示す。

表 9 原子炉浄化系再生熱交換器の胴の腐食時の固有値解析結果

支配モード		固有振動数 [Hz]
一次	水平	

a. 応力評価

原子炉浄化系再生熱交換器の胴の応力評価は、工認の耐震設計の基本方針「VI-2-1-14 機器・配管系の計算書作成の方法」のうち、「添付資料-4 横置一胴円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」と同様の手法にて許容応力および発生応力を算出した。

② 気体廃棄物処理系排ガス予熱器

気体廃棄物処理系排ガス予熱器は耐震重要度分類 B クラスであり、タービン建物 EL. 12. 500 に設置されている。熱交換器の形状が JEAG4601 に示されている横置円筒形容器であるため、公称板厚から 0. 58mm の腐食量を想定して JEAG の手法に基づき評価を実施し

た。固有振動数の算出結果を表 10 に示す。なお、評価に用いた推定腐食量の算出根拠を補紙（5）に示す。

表 10 気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴の腐食時の固有振動数

	固有振動数[Hz]
水平方向（長手方向）	
水平方向（横方向）	
鉛直方向	

a. 応力評価

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴の応力評価は、工認の耐震設計の基本方針「VI-2-1-14 機器・配管系の計算書作成の方法」のうち、「添付資料-4 横置一胴円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」と同様の手法にて許容応力および発生応力を算出した。

(3) 評価結果

原子炉浄化系再生熱交換器および気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価結果を表 11 に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。

表 11 熱交換器の胴の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容応 力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)
原子炉浄化系 再生熱交換器	クラス3	B	1.8Ci	B _A S	一次一般膜応力	126	198
					一次応力	183	198
排ガス予熱器	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次一般膜応力	34	198
					一次応力	63	198

*1：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年追補版を含む））＜第 I 篇 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」付録材料図表Part5 表8, 表9より求まる値

*2：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年追補版を含む））＜第 I 篇 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

原子炉ベントドレン系配管の耐震管理厚さにおける疲れ累積係数の算出過程

1. 評価仕様

原子炉ベントドレン配管はクラス1管に該当することから、耐震安全性評価における疲れ累積係数については、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れ累積係数に通常運転時における疲れ累積係数を加えたものを用いる。

なお、疲れ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40年時点の厚さと、公称板厚の80%の厚さのいずれか小さい方の厚さ（以下「耐震管理厚さ」という。）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。

疲れ累積係数の算出に用いる配管仕様を表1に示す。

表1 代表モデル（原子炉ベントドレン系配管）の配管仕様

項目	単位	評価対象配管	
		原子炉ベントドレン系配管	
		評価点 20	
		主管	分岐管
配管口径 D_0	Mm	60.5	34.0
配管板厚 t	Mm	<input type="text" value="8.7"/> (8.7)*1	<input type="text" value="6.4"/> (6.4)*1
材質	—	STS410	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
設計応力強さ (S_m)	MPa	122*2	

*1：（ ）内の数値は減肉前の公称板厚を示す。

*2：設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表1 より求まる値

2. 算出過程

代表モデルである原子炉ベントドレン系配管の耐震管理厚さにおける疲れ累積係数の算出過程を以下に示す。

なお、ここでは疲れ累積係数の算出ケースのうち、疲れ累積係数が最も大きい基準地震動 S_s による算出過程を示す。

(1) 諸元

算出に用いた諸元を表 2 に示す。

表 2 代表モデル（原子炉ベントドレン系配管）の諸元

記号	諸元*1	単位	説明
JEAG4601-1984 許容応力編 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}		—	主管の応力係数
K _{2r}		—	主管の応力係数
C _{2b}		—	分岐管の応力係数
K _{2b}		—	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	繰返しピーク応力強さ
M _r s		N・mm	主管の地震のみによる慣性力と相対変位により生じるモーメントの全振幅
M _b s		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じるモーメントの全振幅
K	—	—	S _p /S _n
K _e	—	—	割増し係数
設計・建設規格 第 4 章 添付 4-2 より			
S _l '	—	MPa	繰返しピーク応力強さ（縦弾性係数補正後）
E	184760	MPa	材料の使用温度における縦弾性係数
S _a	—	MPa	任意の点の繰返しピーク応力強さ
N _a	—	—	S _a に対応する許容繰返し回数
S ₁	—	MPa	（設計・建設規格 表 添付 4-2-1）中の S _a より低く、かつ、最も近い繰返しピーク応力強さ
S ₂	—	MPa	（設計・建設規格 表 添付 4-2-1）中の S _a より高く、かつ、最も近い繰返しピーク応力強さ
N ₁	—	—	S ₁ に対応する許容繰返し回数
N ₂	—	—	S ₂ に対応する許容繰返し回数
U _{Sd}	—	—	弾性設計用地震動 S _d による疲れ累積係数
U _{Ss}	—	—	基準地震動 S _s による疲れ累積係数

*1：諸元欄の“—”は計算結果を参照

(2) 基準地震動 S_s による疲れ累積係数の算出過程

① 一次+二次応力を算出する。

「JEAG4601-1984 許容応力編 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

$$S_n = \frac{C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r}$$

$$= \boxed{}$$

$$= 867.21 \approx 868 \text{ MPa}$$

② ピーク応力強さを算出する。

「JEAG4601-1984 許容応力編 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

$$S_p = \frac{K_{2b} \cdot C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{K_{2r} \cdot C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r}$$

$$= \boxed{}$$

$$= 867.21 \approx 868 \text{ MPa}$$

③ 繰返しピーク応力強さを算出する。

「JEAG4601-1984 許容応力編 2.2.1 項 第1種管の許容応力の解説(7)」より

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

A 式の K_e を、設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2)より算出する。
(PVB-87)式より、

$$K = \frac{S_p}{S_n} = \frac{868}{868} = 1.0$$

ここで、表 PVB-3315-1 より、炭素鋼の q , A_0 , B_0 は以下のとおり。

材料の種類	炭素鋼
q	3.1
A_0	0.66
B_0	2.59

よって、 $K < B_0$ となる。

$K < B_0$ のとき、PVB-3315(2) a. より K_e を求める式を決定する。

$$\frac{S_n}{3S_m} = \frac{868}{3 \times 122} = 2.371 \dots \dots \dots B$$

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

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

$$= 1.0 \dots \dots \dots C$$

B式 ≧ C式より、(PVB-84)式により Ke を求める。

$$Ke = Ke' = 1 + (q - 1) \left(1 - \frac{3Sm}{Sn}\right)$$

$$= 1 + (3.1 - 1) \left(1 - \frac{366}{868}\right)$$

$$= 2.214 \approx 2.3$$

よって、A式より、

$$Sl = \frac{Ke \cdot Sp}{2}$$

$$= \frac{2.3 \times 868}{2}$$

$$= 998.2 \approx 999 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正前})$$

④ 設計疲労線図より許容繰返し回数を算出する。

設計・建設規格 第4章 添付4-2 3.1より、使用材料(STS410)は Su<550MPa であるため、同(2)に基づき縦弾性係数により補正した繰返しピーク応力強さ S1' の値を用いて、設計・建設規格 表 添付4-2-1の設計疲労線図(デジタル値)および(設計・建設規格 添付4-2-1)式から、S1' =Sa として許容繰返し回数を求める。

E = 184760 MPa (使用温度における値)より、

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

$$= \frac{2.07 \times 10^5}{184760} \times 999$$

$$= 1119.252003 \approx 1119.252 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正後})$$

よって、設計・建設規格 表 添付4-2-1より、S1' =Sa における S1, S2, N1, N2は以下のとおり。

S ₁ (MPa)	1069
S ₂ (MPa)	1413
N ₁	200
N ₂	100

$$\begin{aligned}
N_a &= N_2 \times \left(\frac{N_1}{N_2} \right)^{\frac{\log(S_2/S_a)}{\log(S_2/S_1)}} \\
&= 100 \times \left(\frac{200}{100} \right)^{\frac{\log(1413/1119.252)}{\log(1413/1069)}} \\
&= 178.428 \approx 178
\end{aligned}$$

⑤ 疲れ累積係数を算出する。

工事計画認可において、基準地震動 S_s に対して一律に設定する等価繰返し回数として設定した 150 回に対して疲れ累積係数 (U_{ss}) を求める。

$$\begin{aligned}
U_{ss} &= \frac{\text{等価繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} = \frac{150}{178} \\
&= 0.84269 \approx 0.8427
\end{aligned}$$

(3) 評価結果

原子炉ベントドレン系配管の耐震管理厚さにおける疲れ累積係数を表 3 に示す。

評価の結果、疲れ累積係数は許容値 1 を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表 3 原子炉ベントドレン系配管の耐震管理厚さにおける疲れ累積係数

種別	通常運転時の 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数	合計	許容値
U_{sd}	0.0253	0.1457 ^{*1}	0.1710	1 を下回る
U_{ss}	0.0253	0.8427 ^{*2}	0.8680	

*1：弾性設計用地震動 S_d による疲れ累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 300 回を適用

*2：基準地震動 S_s による疲れ累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 150 回を適用

熱交換器伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）に対する発生応力の算出根拠

1. 評価仕様

熱交換器伝熱管に対して内面から 50%の減肉を想定し，地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認する。

2. 算出過程

(1) 諸元

熱交換器の伝熱管について，算出に用いた各記号の説明および熱交換器の仕様を表 1, 表 2 にそれぞれ示す。

なお，本文 2. (2)②に記載のとおり，気体廃棄物処理系排ガス予熱器の算出過程は原子炉補機冷却系熱交換器と同様であるため，表 2 に機器の仕様のみ記載し，算出過程は原子炉補機冷却系熱交換器のみ記載する。

表 1 計算に使用する記号の説明（1/3）

記号	記号の説明	単位
A_{stbc}	減肉を考慮した場合の伝熱管のせん断断面積	mm ²
A_{tbco}	減肉を考慮した場合の伝熱管断面積	mm ²
C_H	水平方向設計震度	—
C_m	外部流体付加質量係数	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
D_i	伝熱管内径	mm
D_{ico}	減肉を考慮した場合の伝熱管内径	mm
D_o	伝熱管外径	mm
E_s	伝熱管の縦弾性係数	MPa
f_{anc}	管板—管支持板間における伝熱管の固有振動数	Hz
f_{hoc}	管支持板—管支持板間における伝熱管の固有振動数	Hz
g	重力加速度（=9.80665）	m/s ²
I_{tbc}	減肉を考慮した場合の伝熱管の断面二次モーメント	mm ⁴
L_{an}	管板—管支持板間の長さ	mm
L_{ho}	管支持板—管支持板間の長さ	mm
m_{ec}	減肉を考慮した場合の伝熱管相当質量	kg/m
m_{pco}	減肉を考慮した場合の伝熱管単位長さあたりの質量	kg/m
m_{wico}	減肉を考慮した場合の伝熱管内部流体の単位長さあたりの質量	kg/m

表1 計算に使用する記号の説明 (2/3)

記号	記号の説明	単位
m_{wo}	伝熱管外部流体の単位長さあたりの質量	kg/m
M_{anc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm
M_{Haanc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
M_{Hahoc}	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
M_{hoc}	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm
M_{Vaanc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
M_{Vahoc}	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
P_{ig}	最高使用圧力	MPa
t_{co}	伝熱管減肉厚さ	mm
t_{tb}	伝熱管厚さ	mm
T_{os}	伝熱管外側平均温度	℃
T_{osi}	運転時胴側入口温度	℃
T_{oso}	運転時胴側出口温度	℃
T_{ot}	伝熱管内側平均温度	℃
T_{oti}	運転時管側入口温度	℃
T_{oto}	運転時管側出口温度	℃
v_i	内部流体の比容積	m ³ /kg
v_o	外部流体の比容積	m ³ /kg
Z_{tbc}	減肉を考慮した場合の伝熱管の断面係数	mm ³
λ_{an1}	管板－管支持板間における伝熱管の振動係数	—
λ_{ho1}	管支持板－管支持板間における伝熱管の振動係数	—
π	円周率	—
ρ_i	内部流体の密度	kg/m ³
ρ_o	外部流体の密度	kg/m ³
ρ_{tb}	伝熱管材料の密度	kg/m ³
σ_{anc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
σ_{hoc}	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{Hx3hanc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{Hx3hhoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa

表1 計算に使用する記号の説明 (3/3)

記号	記号の説明	単位
$\sigma_{Vx3hanc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{Vx3hhoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げ応力	MPa
σ_{xanc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における軸方向組合せ一次応力	MPa
σ_{xhoc}	減肉を考慮した場合の管支持板間－管支持板間における軸方向組合せ一次応力	MPa
σ_{x1c}	減肉を考慮した場合の伝熱管における内圧により生じる軸方向応力	MPa
σ_{x2ganc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa
σ_{x2ghoc}	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{\phi 1c}$	減肉を考慮した場合の伝熱管における内圧により生じる周方向応力	MPa
$\sigma_{\phi anc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における周方向組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{\phi hoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板間－管支持板間における周方向組合せ一次応力	MPa
τ_{anc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間におけるせん断応力	MPa
τ_{hoc}	減肉を考慮した場合の管支持板間－管支持板間におけるせん断応力	MPa
τ_{H1anhc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における水平方向荷重によるせん断応力	MPa
τ_{H1hohc}	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における水平方向荷重によるせん断応力	MPa
τ_{V1anhc}	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における鉛直方向荷重によるせん断応力	MPa
τ_{V1hohc}	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における鉛直方向荷重によるせん断応力	MPa

表 2 熱交換器の機器要目 (1/2)

記号	数値*1		単位	引用元*2
—	①	C6870T	—	(熱交換器伝熱管の使用材料)
	②	SUS304	—	
λ_{an1}	① ②	3.927	—	機械工学便覧 A3 編 力学・機械力学 (固定-支持)
L_{an}	①		mm	
	②			
T_{oti}	①		°C	
	②			
T_{oto}	①		°C	
	②			
T_{osi}	①		°C	
	②			
T_{oso}	①		°C	
	②			
D_o	①		mm	
	②			
D_i	①		mm	
	②			
t_{co}	①		mm	
	②			
ρ_{tb}	①	8400	kg/m ³	①JIS 非鉄 (参考「銅及び銅合金展伸材の平均的密度表」) ②JIS G 3463
	②	7930		
v_i	①		m ³ /kg	日本機械学会蒸気表
	②			
C_m	①		—	STANDARDS OR THE TUBULAR EXCHANGER MANUFACTURERS ASSOCIATION (TEMA) NINTH EDITION SECTION 6 V-7. 11
	②			
v_o	①		m ³ /kg	日本機械学会蒸気表
	②			
λ_{ho1}	① ②	π	—	機械工学便覧 A3 編 力学・機械力学 (支持-支持)
L_{ho}	①		mm	
	②			
P_{ig}	①		MPa	
	②			
t_{tb}	①		mm	
	②			

*1: ①は原子炉補機冷却系熱交換器, ②は気体廃棄物処理系排ガス予熱器の値をそれぞれ示す。

*2: 引用元に記載がない場合, 数値は機器の設計条件 (使用環境, 寸法等) から得た値を示す。

表 2 熱交換器の機器要目 (2/2)

記号	数値*1		単位	引用元
C _H	①	1.59 (Ss)	—	①設計用条件Ⅱ
		0.89 (Sd)		
	②	0.42		②1.8Ci を上回る水平震度
C _V	①	1.58 (Ss)	—	設計用条件Ⅱ
		0.81 (Sd)		

*1：①は原子炉補機冷却系熱交換器，②は気体廃棄物処理系排ガス予熱器の値をそれぞれ示す。

(2) 算出過程

a. 固有振動数

固有振動数は，機械工学便覧に定める式に基づき以下のとおり算出した。

・管板－管支持板

$$f_{anc} = \frac{\lambda_{an1}^2}{2\pi \cdot L_{an}^2} \sqrt{\frac{E_s \cdot I_{tbc}}{m_{ec}}}$$

伝熱管の縦弾性係数 E_s は，ASME SECTION II PART D の値*1から，線形補間により以下のとおり算出する。

$$E_s = 110000 \text{ MPa} + \frac{108000 \text{ MPa} - 110000 \text{ MPa}}{(100 \text{ }^\circ\text{C} - 25 \text{ }^\circ\text{C})} \cdot \left(\frac{T_{ot} + T_{os}}{2} - 25 \text{ }^\circ\text{C} \right)$$

ここで， $T_{ot} = \frac{T_{oti} + T_{oto}}{2}$ ， $T_{os} = \frac{T_{osi} + T_{oso}}{2}$ より，

$$E_s = 110000 + \frac{108000 - 110000}{(100 - 25)} \cdot \left(\frac{1}{2} \cdot \left(\frac{\quad}{2} + \frac{\quad}{2} \right) - 25 \right)$$

$$= 109705.3 \approx 110000 \text{ MPa}$$

*1：気体廃棄物処理系排ガス予熱器については，設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part6 表 1 の値

減肉を考慮した場合の伝熱管の断面二次モーメント I_{tbc} は，伝熱管外径と減肉を考慮した場合の伝熱管内径を用いて以下のとおり算出できる。

$$I_{tbc} = \frac{\pi}{64} \cdot (D_o^4 - D_{ico}^4)$$

ここで，減肉を考慮した場合の伝熱管内径は $D_{ico} = D_o - 2 \cdot t_{tb} + 2 \cdot t_{co}$ より算出できることから，

$$I_{tbc} = \frac{\pi}{64} \cdot \left(\quad \right)$$

$$= 2455.673 \text{ mm}^4$$

減肉を考慮した場合の伝熱管相当質量 m_{ec} は，伝熱管自体の単位長さあたりの質量および伝熱管内外の流体の質量を用いて以下のとおり算出できる。

$$m_{ec} = m_{pco} + m_{wico} + m_{wo}$$

ここで，伝熱管自体の単位長さあたりの質量および伝熱管内外の流体の質量はそれぞれ $m_{pco} = \rho_{tb} \cdot A_{tbc}$ ， $m_{wico} = \rho_i \cdot \frac{\pi}{4} \cdot D_{ico}^2$ および $m_{wo} = C_m \cdot \rho_o \cdot \frac{\pi}{4} \cdot D_o^2$ より算出できることから，

$$\begin{aligned}
 \text{軸方向：}\sigma_{x1c} &= \frac{P_{ig} \cdot [D_{ico} + 1.2(t_{tb} - t_{co})]}{4 \cdot (t_{tb} - t_{co})} \\
 &= \frac{\boxed{} \cdot [\boxed{} + 1.2 \cdot \boxed{}]}{4 \cdot \boxed{}} \\
 &= 8.593244 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

(b) 自重により生じる曲げ応力成分

自重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \sigma_{x2ganc} = \frac{M_{anc}}{Z_{tbc}} = \frac{1868.084}{221.0327} = 8.451621 \text{ MPa}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{x2ghoc} = \frac{M_{hoc}}{Z_{tbc}} = \frac{2383.661}{221.0327} = 10.78421 \text{ MPa}$$

なお、 M_{anc} 、 M_{hoc} および Z_{tbc} は以下の式により算出した。

$$\begin{aligned}
 M_{anc} &= \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16} \\
 &= \frac{3 \cdot (\boxed{} \times 9.80665) \cdot \boxed{}}{16} \\
 &= 1868.084 \text{ N} \cdot \text{mm}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 M_{hoc} &= \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4} \\
 &= \frac{(\boxed{} \times 9.80665) \cdot \boxed{}}{4} \\
 &= 2383.661 \text{ N} \cdot \text{mm}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 Z_{tbc} &= \frac{\pi}{32} \cdot \frac{(D_o^4 - D_{ico}^4)}{D_o} \\
 &= \frac{\pi}{32} \cdot \frac{(\boxed{}^4 - \boxed{}^4)}{\boxed{}} \\
 &= 221.0327 \text{ mm}^3
 \end{aligned}$$

(c) 水平地震荷重により生じる曲げ応力成分

水平地震荷重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

・基準地震動 Ss

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \sigma_{Hx3hanc} = \frac{M_{Haanc}}{Z_{tbc}} = \frac{2970.254}{221.0327} = 13.43808 \text{ MPa}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{Hx3hhoc} = \frac{M_{Hahoc}}{Z_{tbc}} = \frac{3790.022}{221.0327} = 17.14689 \text{ MPa}$$

・弾性設計用地震動 Sd

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \sigma_{Hx3hanc} = \frac{M_{Haanc}}{Z_{tbc}} = \frac{1662.595}{221.0327} = 7.521943 \text{ MPa}$$

$$\text{管支持板} - \text{管支持板} : \sigma_{Hx3hhoc} = \frac{M_{Hahoc}}{Z_{tbc}} = \frac{2121.459}{221.0327} = 9.597942 \text{ MPa}$$

なお、 M_{Haanc} および M_{Hahoc} は以下の式により算出した。

- ・ 基準地震動 S_s

$$\begin{aligned} M_{Haanc} &= C_H \cdot \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16} \\ &= 1.59 \cdot \frac{3 \cdot (\text{ } \times 9.80665) \cdot \text{ } }{16} \\ &= 2970.254 \text{ N} \cdot \text{mm} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} M_{Hahoc} &= C_H \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4} \\ &= 1.59 \cdot \frac{\text{ } \times 9.80665 \cdot \text{ } }{4} \\ &= 3790.022 \text{ N} \cdot \text{mm} \end{aligned}$$

- ・ 弾性設計用地震動 S_d

$$\begin{aligned} M_{Haanc} &= C_H \cdot \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16} \\ &= 0.89 \cdot \frac{3 \cdot (\text{ } \times 9.80665) \cdot \text{ } }{16} \\ &= 1662.595 \text{ N} \cdot \text{mm} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} M_{Hahoc} &= C_H \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4} \\ &= 0.89 \cdot \frac{\text{ } \times 9.80665 \cdot \text{ } }{4} \\ &= 2121.459 \text{ N} \cdot \text{mm} \end{aligned}$$

- (d) 水平地震荷重により生じるせん断応力成分

水平地震荷重により生じるせん断応力は、以下の式により算出した。

- ・ 基準地震動 S_s

$$\begin{aligned} \text{管板} - \text{管支持板} : \tau_{H1anhc} &= C_H \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g}{A_{stbc}} \\ &= 1.59 \cdot \frac{\text{ } \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}} \times 10^{-6} \\ &= 0.8611467 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{管支持板} - \text{管支持板} : \tau_{H1hohc} &= C_H \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}} \\ &= 1.59 \cdot \frac{\text{ } \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}} \times 10^{-6} \end{aligned}$$

$$= 0.8424261 \text{ MPa}$$

・弾性設計用地震動 Sd

$$\begin{aligned} \text{管板 - 管支持板} \quad : \tau_{H1anhc} &= C_H \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g}{A_{stbc}} \\ &= 0.89 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}} \\ &= 0.4820255 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{管支持板 - 管支持板} : \tau_{H1hohc} &= C_H \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}} \\ &= 0.89 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}} \\ &= 0.4715467 \text{ MPa} \end{aligned}$$

なお、 A_{stbc} は以下の式により算出した。

$$\begin{aligned} A_{stbc} &= \frac{3 \cdot \left[\left(\frac{D_o}{2} \right)^2 + \left(\frac{D_{ico}}{2} \right)^2 \right]}{4 \left[\left(\frac{D_o}{2} \right)^2 + \left(\frac{D_o}{2} \right) \cdot \left(\frac{D_{ico}}{2} \right) + \left(\frac{D_{ico}}{2} \right)^2 \right]} \cdot A_{tbco} \\ &= \frac{3 \cdot \left[\left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 + \left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 \right]}{4 \left[\left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 + \left(\frac{\boxed{}}{2} \right) \cdot \left(\frac{\boxed{}}{2} \right) + \left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 \right]} \cdot 42.07221 \\ &= 21.04766 \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

(e) 鉛直地震荷重により生じる曲げ応力成分

鉛直地震荷重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

・基準地震動 Ss

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \sigma_{Vx3hanc} = \frac{M_{Vaanc}}{Z_{tbc}} = \frac{2951.573}{221.0327} = 13.35356 \text{ Mpa}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{Vx3hhoc} = \frac{M_{Vahoc}}{Z_{tbc}} = \frac{3766.185}{221.0327} = 17.03904 \text{ MPa}$$

・弾性設計用地震動 Sd

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \sigma_{Vx3hanc} = \frac{M_{Vaanc}}{Z_{tbc}} = \frac{1513.148}{221.0327} = 6.845813 \text{ Mpa}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{Vx3hhoc} = \frac{M_{Vahoc}}{Z_{tbc}} = \frac{1930.766}{221.0327} = 8.735206 \text{ MPa}$$

なお、 M_{Vaanc} および M_{Vahoc} は以下の式により算出した。

・基準地震動 Ss

$$\begin{aligned} M_{Vaanc} &= C_V \cdot \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16} \\ &= 1.58 \cdot \frac{3 \cdot (\boxed{} \times 9.80665) \cdot \boxed{}}{16} \\ &= 2951.573 \text{ N} \cdot \text{mm} \end{aligned}$$

$$M_{Vahoc} = C_V \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

$$= 1.58 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{4} \cdot \boxed{}$$

$$= 3766.185 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

・弾性設計用地震動 Sd

$$M_{Vaanc} = C_V \cdot \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16}$$

$$= 0.81 \cdot \frac{3 \cdot \boxed{} \times 9.80665}{16} \cdot \boxed{}$$

$$= 1513.148 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

$$M_{Vahoc} = C_V \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

$$= 0.81 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{4} \cdot \boxed{}$$

$$= 1930.766 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

(f) 鉛直地震荷重により生じるせん断応力成分

鉛直地震荷重により生じるせん断応力は、以下の式により算出した。

・基準地震動 Ss

管板 - 管支持板 : $\tau_{V1anhc} = C_V \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g}{A_{stbc}}$

$$= 1.58 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}}$$

$$= 0.8557307 \text{ MPa}$$

管支持板 - 管支持板 : $\tau_{V1hohc} = C_V \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}}$

$$= 1.58 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}}$$

$$= 0.8371278 \text{ MPa}$$

・弾性設計用地震動 Sd

管板 - 管支持板 : $\tau_{V1anhc} = C_V \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g}{A_{stbc}}$

$$= 0.81 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}}$$

$$= 0.4386974 \text{ MPa}$$

管支持板 - 管支持板 : $\tau_{V1hohc} = C_V \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}}$

$$= 0.81 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{21.04766 \times 10^{-6}}$$

$$= 0.4291605 \text{ MPa}$$

c. 組合せ応力

一次応力は、以下の式により組み合わせた。

・基準地震動 Ss

管板 - 管支持板 :

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{anc}} &= \frac{1}{2} \left[\sigma_{\varphi\text{anc}} + \sigma_{\text{xanc}} + \sqrt{(\sigma_{\varphi\text{anc}} - \sigma_{\text{xanc}})^2 + 4 \cdot \tau_{\text{anc}}^2} \right] \\ &= \frac{1}{2} \left[17.18649 + 43.83651 + \sqrt{(17.18649 - 43.83651)^2 + 4 \times 1.716877^2} \right] \\ &= 43.94666 \cong 44 \text{ MPa}\end{aligned}$$

管支持板 - 管支持板 :

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{hoc}} &= \frac{1}{2} \left[\sigma_{\varphi\text{hoc}} + \sigma_{\text{xhoc}} + \sqrt{(\sigma_{\varphi\text{hoc}} - \sigma_{\text{xhoc}})^2 + 4 \cdot \tau_{\text{hoc}}^2} \right] \\ &= \frac{1}{2} \left[17.18649 + 53.56338 + \sqrt{(17.18649 - 53.56338)^2 + 4 \times 1.679554^2} \right] \\ &= 53.64076 \cong 54 \text{ MPa}\end{aligned}$$

・弾性設計用地震動 Sd

管板 - 管支持板 :

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{anc}} &= \frac{1}{2} \left[\sigma_{\varphi\text{anc}} + \sigma_{\text{xanc}} + \sqrt{(\sigma_{\varphi\text{anc}} - \sigma_{\text{xanc}})^2 + 4 \cdot \tau_{\text{anc}}^2} \right] \\ &= \frac{1}{2} \left[17.18649 + 31.41262 + \sqrt{(17.18649 - 31.41262)^2 + 4 \times 0.9207229^2} \right] \\ &= 31.47196 \cong 32 \text{ MPa}\end{aligned}$$

管支持板 - 管支持板 :

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{hoc}} &= \frac{1}{2} \left[\sigma_{\varphi\text{hoc}} + \sigma_{\text{xhoc}} + \sqrt{(\sigma_{\varphi\text{hoc}} - \sigma_{\text{xhoc}})^2 + 4 \cdot \tau_{\text{hoc}}^2} \right] \\ &= \frac{1}{2} \left[17.18649 + 37.71060 + \sqrt{(17.18649 - 37.71060)^2 + 4 \times 0.9007072^2} \right] \\ &= 37.75005 \cong 38 \text{ MPa}\end{aligned}$$

なお、各方向の応力は上記 b. (a) ~ b. (f) で算出した各成分を用いて以下のとおり算出した。

・基準地震動 Ss

$$\text{周方向応力} : \sigma_{\varphi\text{anc}} = \sigma_{\varphi\text{1c}} = 17.18649 \text{ MPa}, \quad \sigma_{\varphi\text{hoc}} = \sigma_{\varphi\text{1c}} = 17.18649 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned}\text{軸方向応力} : \sigma_{\text{xanc}} &= \sigma_{\text{x1c}} + \sigma_{\text{x2ganc}} + \sigma_{\text{Hx3hanc}} + \sigma_{\text{Vx3hanc}} \\ &= 8.593244 + 8.451621 + 13.43808 + 13.35356 \\ &= 43.83651 \text{ MPa}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{xhoc}} &= \sigma_{\text{x1c}} + \sigma_{\text{x2ghoc}} + \sigma_{\text{Hx3hhoc}} + \sigma_{\text{Vx3hhoc}} \\ &= 8.593244 + 10.78421 + 17.14689 + 17.03904\end{aligned}$$

$$= 53.56338 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} \text{せん断応力: } \tau_{\text{anc}} &= \tau_{\text{H1anhc}} + \tau_{\text{V1anhc}} \\ &= 0.8611467 + 0.8557307 \\ &= 1.716877 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \tau_{\text{hoc}} &= \tau_{\text{H1hohc}} + \tau_{\text{V1hohc}} \\ &= 0.8424261 + 0.8371278 \\ &= 1.679554 \text{ MPa} \end{aligned}$$

・弾性設計用地震動 Sd

$$\text{周方向応力: } \sigma_{\phi\text{anc}} = \sigma_{\phi\text{1c}} = 17.18649 \text{ MPa}, \quad \sigma_{\phi\text{hoc}} = \sigma_{\phi\text{1c}} = 17.18649 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} \text{軸方向応力: } \sigma_{\text{xanc}} &= \sigma_{\text{x1c}} + \sigma_{\text{x2ganc}} + \sigma_{\text{Hx3hanc}} + \sigma_{\text{Vx3hanc}} \\ &= 8.593244 + 8.451621 + 7.521943 + 6.845813 \\ &= 31.41262 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \sigma_{\text{xhoc}} &= \sigma_{\text{x1c}} + \sigma_{\text{x2ghoc}} + \sigma_{\text{Hx3hhoc}} + \sigma_{\text{Vx3hhoc}} \\ &= 8.593244 + 10.78421 + 9.597942 + 8.735206 \\ &= 37.71060 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{せん断応力: } \tau_{\text{anc}} &= \tau_{\text{H1anhc}} + \tau_{\text{V1anhc}} \\ &= 0.4820255 + 0.4386974 \\ &= 0.9207229 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \tau_{\text{hoc}} &= \tau_{\text{H1hohc}} + \tau_{\text{V1hohc}} \\ &= 0.4715467 + 0.4291605 \\ &= 0.9007072 \text{ MPa} \end{aligned}$$

3. 評価結果

熱交換器伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価結果を表3に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。

表3 熱交換器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管	クラス3	S	Ss	IV _A S	一次応力	44	54	337
			Sd	III _A S		32	38	337
気体廃棄物処理系排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次応力	38	38	139

*1：設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表8および表9より求まる値

*2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

熱交換器管支持板の腐食（流れ加速型腐食）に対する発生応力の算出根拠

1. 評価仕様

熱交換器管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持板 1 箇所支持機能喪失を想定し、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認する。なお、補紙（2）と同様、JEAG4601 に示されている横置円筒形容器の許容応力を適用した。

2. 算出過程

(1) 諸元

熱交換器管支持板 1 箇所支持機能喪失を想定した伝熱管の耐震安全性評価について、算出に用いた各記号の説明および熱交換器の仕様を表 1、表 2 にそれぞれ示す。

表 1 計算に使用する記号の説明（1/2）

記号	記号の説明	単位
A_{stb}	伝熱管のせん断断面積	mm ²
A_{tb}	伝熱管断面積	mm ²
C_H	水平方向設計震度	—
C_m	外部流体付加質量係数	—
D_i	伝熱管内径	mm
D_o	伝熱管外径	mm
E_s	伝熱管の縦弾性係数	MPa
f_{an}	管板－管支持板間における伝熱管の固有振動数	Hz
f_{ho}	管支持板－管支持板間における伝熱管の固有振動数	Hz
g	重力加速度（=9.80665）	m/s ²
I_{tb}	伝熱管の断面二次モーメント	mm ⁴
L_{an}	管支持機能の 1 箇所喪失を考慮した場合の管板－管支持板間の最長長さ	mm
L_{ho}	管支持機能の 1 箇所喪失を考慮した場合の管支持板－管支持板間の最長長さ	mm
m_e	伝熱管相当質量	kg/m
m_p	伝熱管単位長さあたりの質量	kg/m
m_{wi}	伝熱管内部流体の単位長さあたりの質量	kg/m
m_{wo}	伝熱管外部流体の単位長さあたりの質量	kg/m
M_{an}	管板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm
M_{aan}	管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
M_{aho}	管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
M_{ho}	管支持板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm

表1 計算に使用する記号の説明 (2/2)

記号	記号の説明	単位
P_{ig}	最高使用圧力	MPa
t_{tb}	伝熱管厚さ	mm
T_{os}	伝熱管外側平均温度	°C
T_{osi}	運転時胴側入口温度	°C
T_{oso}	運転時胴側出口温度	°C
T_{ot}	伝熱管内側平均温度	°C
T_{oti}	運転時管側入口温度	°C
T_{oto}	運転時管側出口温度	°C
v_i	内部流体の比容積	m ³ /kg
v_o	外部流体の比容積	m ³ /kg
Z_{tb}	伝熱管の断面係数	mm ³
λ_{an1}	管板－管支持板間における伝熱管の振動係数	—
λ_{ho1}	管支持板－管支持板間における伝熱管の振動係数	—
π	円周率	—
ρ_i	内部流体の密度	kg/m ³
ρ_o	外部流体の密度	kg/m ³
ρ_{tb}	伝熱管材料の密度	kg/m ³
σ_{an}	管板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
σ_{ho}	管支持板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
σ_{xan}	管板－管支持板間における軸方向組合せ一次応力	MPa
σ_{xho}	管支持板－管支持板間における軸方向組合せ一次応力	MPa
σ_{x1}	伝熱管における内圧により生じる軸方向応力	MPa
σ_{x2gan}	管板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa
σ_{x2gho}	管支持板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa
σ_{x3han}	管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa
σ_{x3hho}	管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{\phi an}$	管板－管支持板間における周方向組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{\phi ho}$	管支持板間－管支持板間における周方向組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{\phi 1}$	伝熱管における内圧により生じる周方向応力	MPa
τ_{an}	管板－管支持板間におけるせん断応力	MPa
τ_{ho}	管支持板間－管支持板間におけるせん断応力	MPa
τ_{1anh}	管板－管支持板間における水平方向荷重によるせん断応力	MPa
τ_{1hoh}	管支持板－管支持板間における水平方向荷重によるせん断応力	MPa

表 2 熱交換器の機器要目

記号	数値	単位	引用元*1
—	SUS304	—	(熱交換器伝熱管の使用材料)
λ_{an1}	3.927		機械工学便覧 A3 編 力学・機械力学 (固定-支持)
L_{an}		mm	表 3 参照
T_{oti}		°C	
T_{oto}		°C	
T_{osi}		°C	
T_{oso}		°C	
D_o		mm	
D_i		mm	
ρ_{tb}	7930	kg/m ³	JIS G 3463
v_i		m ³ /kg	日本機械学会蒸気表
C_m		—	STANDARDS OF THE TUBULAR EXCHANGER MANUFACTURERS ASSOCIATION (TEMA) NINTH EDITION SECTION 6 V-7. 11
v_o		m ³ /kg	日本機械学会蒸気表
λ_{ho1}	π	—	機械工学便覧 A3 編 力学・機械力学 (支持-支持)
L_{ho}		mm	表 3 参照
P_{ig}		MPa	
t_{tb}		mm	
C_H	0.42	—	1.8Ci を上回る水平震度

*1：引用元に記載がない場合、数値は機器の設計条件（使用環境、寸法等）から得た値を示す。

【管支持板の管支持機能喪失による支持間長さについて】

管支持板の腐食（流れ加速型腐食）により、管支持機能を 1 箇所喪失したものとして地震時に発生する伝熱管への応力を求めることから、現状構造の支持間長さとして機能喪失を考慮した場合の支持間長さを表 3 に示す。

表 3 管支持機能喪失を考慮した支持間長さ

評価モデル	現状構造の支持間最長長さ (mm)	機能喪失を考慮した場合の 支持間最長長さ (mm)
管板-管支持板 (固定-支持)		
管支持板-管支持板 (支持-支持)		

(2) 算出過程

a. 固有振動数

固有振動数は、機械工学便覧に定める式に基づき以下のとおり算出した。

・管板－管支持板

$$f_{an} = \frac{\lambda_{an1}^2}{2\pi \cdot L_{an}^2} \sqrt{\frac{E_s \cdot I_{tb}}{m_e}}$$

伝熱管の縦弾性係数 E_s は、設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part6 表 1 の値から、線形補間により以下のとおり算出できる。

$$E_s = 188000 \text{ MPa} + \frac{186000 \text{ MPa} - 188000 \text{ MPa}}{(150 \text{ }^\circ\text{C} - 125 \text{ }^\circ\text{C})} \cdot \left(\frac{T_{ot} + T_{os}}{2} - 125 \text{ }^\circ\text{C} \right)$$

ここで、 $T_{ot} = \frac{T_{oti} + T_{oto}}{2}$ 、 $T_{os} = \frac{T_{osi} + T_{oso}}{2}$ より、

$$\begin{aligned} E_s &= 188000 + \frac{186000 - 188000}{(150 - 125)} \cdot \left(\frac{1}{2} \cdot \left(\frac{\quad}{2} + \frac{\quad}{2} \right) - 125 \right) \\ &= 186320 \approx 186000 \text{ MPa} \end{aligned}$$

伝熱管の断面二次モーメント I_{tbc} は、伝熱管外径と伝熱管内径を用いて以下のとおり算出できる。

$$I_{tb} = \frac{\pi}{64} \cdot (D_o^4 - D_i^4)$$

ここで、伝熱管内径は $D_i = D_o - 2 \cdot t_{tb}$ より算出できることから、

$$\begin{aligned} I_{tb} &= \frac{\pi}{64} \cdot \left(\frac{\quad}{2} \right)^4 \\ &= 20878.08 \text{ mm}^4 \end{aligned}$$

伝熱管相当質量 m_e は、伝熱管自体の単位長さあたりの質量および伝熱管内外の流体の質量を用いて以下のとおり算出できる。

$$m_e = m_p + m_{wi} + m_{wo}$$

ここで、伝熱管自体の単位長さあたりの質量および伝熱管内外の流体の質量はそれぞれ $m_p = \rho_{tb} \cdot A_{tb}$ 、 $m_{wi} = \rho_i \cdot \frac{\pi}{4} \cdot D_i^2$ および $m_{wo} = C_m \cdot \rho_o \cdot \frac{\pi}{4} \cdot D_o^2$ より算出できることから、

$$\begin{aligned} m_e &= 1.485 + 0.001 + 0.005435 \\ &= 1.491435 \approx 1.50 \text{ kg/m} \\ m_p &= 7930 \times 187.2389 \times 10^{-6} \\ &= 1.484805 \approx 1.485 \text{ kg/m} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} m_{wi} &= \frac{\quad}{4} \times \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{\quad}{2} \right)^2 \times 10^{-6} \\ &= 0.00037 \approx 0.001 \text{ kg/m} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} m_{wo} &= \frac{\quad}{4} \times \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{\quad}{2} \right)^2 \\ &= 0.0054343 \approx 0.005435 \text{ kg/m} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{なお、} A_{tb} &= \left(\frac{D_o}{2} \right)^2 \pi - \left(\frac{D_i}{2} \right)^2 \pi = \left(\frac{\quad}{2} \right)^2 \pi - \left(\frac{\quad}{2} \right)^2 \pi \\ &= 187.2389 \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

$$\rho_i = \frac{1}{v_i} = \frac{1}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ kg/m}^3$$

$$\rho_o = \frac{1}{v_o} = \frac{1}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ kg/m}^3$$

以上より、管板－管支持板の一次固有振動数は以下のとおり算出できる。

$$f_{an} = \frac{\lambda_{an1}^2}{2\pi \cdot L_{an}^2} \sqrt{\frac{E_s \cdot I_{tb}}{m_e}} = \frac{3.927^2}{2\pi \cdot \boxed{}} \sqrt{\frac{186000 \times 10^6 \times 20878.08}{\boxed{}}}$$

$$= \boxed{} \text{ Hz}$$

・管支持板－管支持板

機械工学便覧に定める式について、 $\lambda_{an1} \rightarrow \lambda_{ho1}$ 、 $L_{an} \rightarrow L_{ho}$ として上記の管板－管支持板と同様の計算を実施すると、一次固有振動数は以下のとおり算出できる。

$$f_{ho} = \frac{\lambda_{ho1}^2}{2\pi \cdot L_{ho}^2} \sqrt{\frac{E_s \cdot I_{tb}}{m_e}} = \frac{\pi^2}{2\pi \cdot \boxed{}} \sqrt{\frac{186000 \times 10^6 \times 20878.08}{\boxed{}}}$$

$$= \boxed{} \text{ Hz}$$

b. 応力成分

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管について、管支持板の腐食により1箇所の管支持機能を喪失したものとして、JEAG4601 および機械工学便覧に定める式に基づき、以下(a)～(d)の各成分を算出し地震時に発生する応力を求めた。

(a) 内圧により生じる膜応力成分

内圧により生じる膜応力は、以下の式により算出した。

$$\text{周方向：} \sigma_{\varphi 1} = \frac{P_{ig} \cdot [D_i + 1.2t_{tb}]}{2 \cdot t_{tb}}$$

$$= \frac{\boxed{} \cdot \boxed{}}{2 \cdot \boxed{}}$$

$$= 18.49750 \text{ MPa}$$

$$\text{軸方向：} \sigma_{x1} = \frac{P_{ig} \cdot [D_i + 1.2t_{tb}]}{4 \cdot t_{tb}}$$

$$= \frac{\boxed{} \cdot \boxed{}}{4 \cdot \boxed{}}$$

$$= 9.248750 \text{ MPa}$$

(b) 自重により生じる曲げ応力成分

自重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板－管支持板} \quad : \sigma_{x2gan} = \frac{M_{an}}{Z_{tb}} = \frac{4935.233}{1313.087} = 3.758498 \text{ MPa}$$

$$\text{管支持板－管支持板} : \sigma_{x2gho} = \frac{M_{ho}}{Z_{tb}} = \frac{1885.011}{1313.087} = 1.435557 \text{ MPa}$$

なお、 M_{an} 、 M_{ho} および Z_{tb} は以下の式により算出した。

$$M_{an} = \frac{3 \cdot (m_e \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16}$$

$$= \frac{3 \cdot (\text{ } \times 9.80665) \cdot \text{ }}{16}$$

$$= 4935.233 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

$$M_{ho} = \frac{(m_e \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

$$= \frac{(\text{ } \times 9.80665) \cdot \text{ }}{4}$$

$$= 1885.011 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

$$Z_{tb} = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{(D_o^4 - D_i^4)}{D_o}$$

$$= \frac{\pi}{32} \cdot \frac{\text{ }}{\text{ }}$$

$$= 1313.087 \text{ mm}^3$$

(c) 水平地震荷重により生じる曲げ応力成分

水平地震荷重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板} - \text{管支持板} : \sigma_{x3han} = \frac{M_{aan}}{Z_{tb}} = \frac{2072.798}{1313.087} = 1.578569 \text{ MPa}$$

$$\text{管支持板} - \text{管支持板} : \sigma_{x3hho} = \frac{M_{aho}}{Z_{tb}} = \frac{791.7046}{1313.087} = 0.602934 \text{ MPa}$$

なお、 M_{aan} および M_{aho} は以下の式により算出した。

$$M_{aan} = C_H \cdot \frac{3 \cdot (m_e \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16}$$

$$= 0.42 \cdot \frac{3 \cdot (\text{ } \times 9.80665) \cdot \text{ }}{16}$$

$$= 2072.798 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

$$M_{aho} = C_H \cdot \frac{(m_e \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

$$= 0.42 \cdot \frac{(\text{ } \times 9.80665) \cdot \text{ }}{4}$$

$$= 791.7046 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

(d) 水平地震荷重により生じるせん断応力成分

水平地震荷重により生じるせん断応力は、以下の式により算出した。

$$\begin{aligned}
\text{管板 - 管支持板} \quad : \tau_{1anh} &= C_H \cdot \frac{m_e \cdot L_{an} \cdot g}{A_{stb}} \\
&= 0.42 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{93.90017 \times 10^{-6}} \\
&= 0.08776 \text{ MPa}
\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
\text{管支持板 - 管支持板} : \tau_{1hoh} &= C_H \cdot \frac{m_e \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stb}} \\
&= 0.42 \cdot \frac{\boxed{} \times 9.80665}{93.90017 \times 10^{-6}} \\
&= 0.046971 \text{ MPa}
\end{aligned}$$

なお、 A_{stb} は以下の式により算出した。

$$\begin{aligned}
A_{stb} &= \frac{3 \cdot \left[\left(\frac{D_o}{2} \right)^2 + \left(\frac{D_i}{2} \right)^2 \right]}{4 \left[\left(\frac{D_o}{2} \right)^2 + \left(\frac{D_o}{2} \right) \cdot \left(\frac{D_i}{2} \right) + \left(\frac{D_i}{2} \right)^2 \right]} \cdot A_{tb} \\
&= \frac{3 \cdot \left[\left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 + \left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 \right]}{4 \left[\left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 + \left(\frac{\boxed{}}{2} \right) \cdot \left(\frac{\boxed{}}{2} \right) + \left(\frac{\boxed{}}{2} \right)^2 \right]} \cdot 187.2389 \\
&= 93.90017 \text{ mm}^2
\end{aligned}$$

c. 組合せ応力

一次応力は、以下の式により組み合わせた。

管板 - 管支持板：

$$\begin{aligned}
\sigma_{an} &= \frac{1}{2} \left[\sigma_{\phi an} + \sigma_{xan} + \sqrt{(\sigma_{\phi an} - \sigma_{xan})^2 + 4 \cdot \tau_{an}^2} \right] \\
&= \frac{1}{2} \left[18.49750 + 14.58582 + \sqrt{(18.49750 - 14.58582)^2 + 4 \times 0.087760^2} \right] \\
&= 18.49947 \cong 19 \text{ MPa}
\end{aligned}$$

管支持板 - 管支持板：

$$\begin{aligned}
\sigma_{ho} &= \frac{1}{2} \left[\sigma_{\phi ho} + \sigma_{xho} + \sqrt{(\sigma_{\phi ho} - \sigma_{xho})^2 + 4 \cdot \tau_{ho}^2} \right] \\
&= \frac{1}{2} \left[18.49750 + 11.28725 + \sqrt{(18.49750 - 11.28725)^2 + 4 \times 0.046971^2} \right] \\
&= 18.49781 \cong 19 \text{ MPa}
\end{aligned}$$

なお、各方向の応力は上記 b. (a)～b. (d) で算出した各成分を用いて以下のとおり算出した。

$$\text{周方向応力} : \sigma_{\phi an} = \sigma_{\phi 1} = 18.49750 \text{ MPa}, \quad \sigma_{\phi ho} = \sigma_{\phi 1} = 18.49750 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned}
\text{軸方向応力} : \sigma_{xan} &= \sigma_{x1} + \sigma_{x2gan} + \sigma_{x3han} \\
&= 9.248750 + 3.758498 + 1.578569 \\
&= 14.58582 \text{ MPa}
\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\sigma_{xho} &= \sigma_{x1} + \sigma_{x2gho} + \sigma_{x3hho} \\ &= 9.248750 + 1.435557 + 0.602934 \\ &= 11.287241 \text{ MPa}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{せん断応力: } \tau_{an} &= \tau_{1anh} \\ &= 0.087760 \text{ MPa}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\tau_{ho} &= \tau_{1hoh} \\ &= 0.046971 \text{ MPa}\end{aligned}$$

3. 評価結果

熱交換器伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価結果を表3に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。

表3 熱交換器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した伝熱管の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
気体廃棄物処理系 排ガス予熱器 伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次応力	19	19	139

*1：設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表8および表9より求まる値

*2：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

原子炉浄化系再生熱交換器の想定腐食量の設定根拠について

1. 概要

原子炉浄化系再生熱交換器の胴については2016年12月に実機の肉厚測定を実施しており、測定結果が公称板厚を上回る結果となった。しかしながら、運転開始後60年時点までの運転を想定した減肉については、水質、流速等による影響を考慮した腐食速度を用いて想定減肉量を算出した。

2. 原子炉浄化系再生熱交換器の想定減肉量の算出に用いる評価条件

原子炉浄化系再生熱交換器の評価条件は下記とした。

評価条件	
温度	224.4℃ ～ 50℃
溶存酸素濃度	約10ppb（水素注入時）
流速	最大1.8m/s（胴内の流速（1.07m/s）に対して保守性を考慮した設定値）

3. 算出方法

原子炉浄化系再生熱交換器の胴（炭素鋼）における、肉厚測定日（2016年12月12日）から運転開始後60年時点（2049年2月10日）までの期間における想定減肉量を算出した。

具体的には、上記評価条件における腐食速度を図1^[1]から読み取り、流路形状による減肉量への影響係数^[2]を乗じて減肉量を算出した。

評価期間	暦年
肉厚測定日（2016年12月12日）～運転開始後60年目（2049年2月10日）	32.19年

4. 減肉量の算出過程

3. に記載した評価条件における腐食速度は図1の読取値より以下となる。

- ・腐食速度：約60[mg/dm²/month]

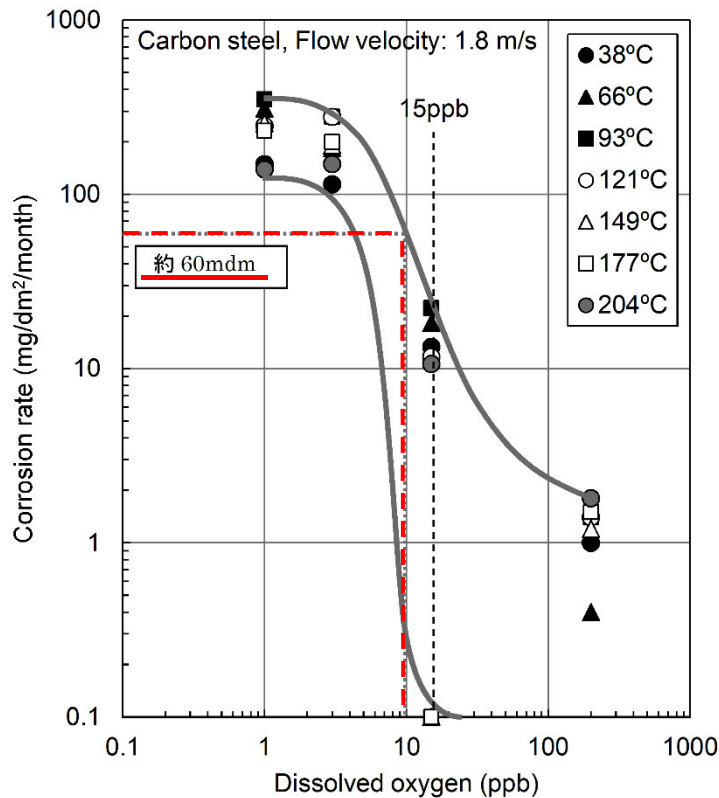


図1 腐食速度と溶存酸素の関係^[1]

原子炉浄化系再生熱交換器の胴側流体の流れは、直管のように完全な水平方向の流れではなく、管支持板があるため直交方向の流れの影響を受ける。流路形状による減肉量への影響係数^[2]として、当該機器の流路形状を考慮し、直管部に対する渦形成によるよどみ点での形状係数比を乗じる。

以上より、肉厚測定日から運開後60年目までの期間における推定減肉量を以下のとおり算出した。

$$\begin{aligned} \text{減肉量} &= \frac{60[\text{mg}/\text{dm}^2/\text{month}] \times 12[\text{month}/\text{year}] \times 32.19[\text{year}] \times 10[\text{mm}/\text{cm}]}{7.9[\text{g}/\text{cm}^3] \times 100[\text{cm}^2/\text{dm}^2] \times 1000[\text{mg}/\text{g}]} \times \frac{0.2^{*1}}{0.04^{*2}} \\ &= \underline{1.47[\text{mm}]} \end{aligned}$$

*1：渦形成によるよどみ点での形状係数

*2：直管部での形状係数

5. 参考文献

[1] E. G. Brush, W. L. Pearl, “Corrosion and Corrosion Product Release in Neutral Feedwater”, Corrosion, 28, 129-135 (1972)

[2] JSME S CA1-2005, 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年版) (増訂版)

排ガス予熱器の想定腐食量の設定根拠について

1. 概要

排ガス予熱器の胴については2016年2月12日に肉厚測定を実施した結果、公称板厚からの減肉を確認した（公称板厚12mmに対して測定最小値が11.8mm）。

排ガス予熱器の肉厚測定回数は1回のみであることから、公称板厚から測定最小板厚の差を実際の減肉量として、減肉率を算出した。減肉傾向と運転開始後60年時点までの時間を用いて想定減肉量を算出した。

評価期間		評価時間[kh]
実績	運転開始（1989年2月10日）から初回測定までの運転時間（2012年1月27日）	162.51
想定	最後に測定した日（2016年2月12日）から運転開始後60年目（2049年2月10日）	289.2

2. 排ガス予熱器の減肉量の算出方法

(1) 想定減肉率の算出

以下の算出式により減肉率を算出する。

$$\begin{aligned} \text{減肉率}[\text{mm/kh}] &= \frac{\text{公称板厚}[\text{mm}] - \text{測定最小板厚}[\text{mm}]}{\text{運転開始から初回測定までの運転時間}[\text{kh}]} \\ &= \frac{12[\text{mm}] - 11.8[\text{mm}]}{162.51[\text{kh}]} \\ &= 0.0012 \rightarrow \underline{0.002}[\text{mm/kh}] \quad (\text{小数第4位を切上}) \end{aligned}$$

(2) 想定減肉量の算出

(1) で算出した減肉率に最後に測定した測定日から運転開始後60年時点までの時間*を乗じて想定減肉量を算出する。

※：排ガス予熱器はプラント運転中のみ稼働する設備であるが、想定減肉量の算出にあたっては保守的にプラント停止期間を考慮せず、運転開始後60年時点までの総時間を用いて評価を行った。

$$\begin{aligned} \text{想定減肉量}[\text{mm}] &= \text{減肉率}[\text{mm/kh}] \times \text{最後に測定した日から運転開始後60年目までの時間}[\text{kh}] \\ &= 0.002[\text{mm/h}] \times 289.2[\text{kh}] \\ &= 0.5784 \rightarrow \underline{0.58}[\text{mm}] \quad (\text{小数第3位を切上}) \end{aligned}$$

タイトル	これまでに発生した地震が与える影響について
説明	<p>島根原子力発電所2号機がこれまでに経験した地震について、地震発生時の対応と経験した地震が施設に与える影響の検討結果は以下のとおりである。</p> <p>1. 島根原子力発電所2号機が経験した地震について 島根原子力発電所2号機が運転開始以降に経験した最も大きな地震は、2000年鳥取県西部地震である。</p> <p>2. 地震が施設に与える影響について 当該地震の際に地震計で観測された加速度は、原子炉建物の基礎マット上で34ガル（最大加速度値）^{*1}であり、弾性設計用地震動Sdの加速度レベルに余裕を持たせた値として設定しているスクラム設定値（水平140ガル、鉛直70ガル）と比較しても十分に小さく、施設に与える影響はないと考えている。 なお、当該地震発生後には、安全上重要な設備に損傷が無いことを計器や現場パトロール等で確認している。</p> <p>※1：工事計画認可申請（補正）の補足説明資料 補足-024-01 原子炉建物の地震応答計算書に関する補足説明資料 （p.別紙1-3-19 表3-3）</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について
説明	<p>炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価の具体的内容について、添付－1に示す。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価の具体的内容について

1. 概要

本資料は、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）（以下、「FAC」という。）を想定した耐震安全性評価の結果について補足説明するものである。

2. 基本方針

FACが想定される範囲のうち偏流発生部位およびその下流側（以下、「減肉設定範囲」という。）に対して耐震管理厚さまで一様に減肉を想定した管厚さを設定した地震応答解析を実施することで、地震時の発生応力、または、疲れ累積係数を算出し、許容値を下回ることを確認する。

なお、FAC管理ランクについては、社内QMS「配管肉厚管理手引書」に基づき、配管材質、内部流体等を考慮して設定している。また、減肉設定範囲は適用規格である「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、「減肉規格（2006年度版）」という。）におけるCA-2100の規定に基づき、FAC管理ランクがFAC-2およびFAC-Sに分類される範囲から抽出する。なお、FAC-1に分類される範囲のうち偏流発生部が連続して設置される箇所については、著しい偏流効果が生じ、減肉発生の可能性を否定できないため、減肉規格（2006年度版）の規定におけるCA-2100に基づき、FAC-Sとして扱う。

3. 管の耐震安全性評価結果

3. 1 給水系

本系統における FAC 管理範囲および FAC 管理ランクを示した図（以下、「FAC 管理区分図」という。）を図 3-1-1 に示す（記号凡例については、表 3-1-1 に示す）。本系統において FAC 管理範囲を含む解析モデルは、全 12 モデルあり、各応力区分における最大応力評価点の許容値／発生値が最小となる解析モデルを代表として、解析モデル図を図 3-1-2～図 3-1-4 に示す（記号凡例については、表 3-1-2 に示す）。また、解析モデル図に、減肉設定範囲を示すとともに、当該部において適用した耐震管理厚さを含む評価仕様を表 3-1-3 に示す。各応力区分における代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果を表 3-1-4 に示す。

表 3-1-1 FAC 管理区分図記号凡例





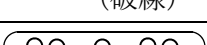
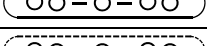



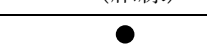
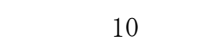

記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

表 3-1-2 解析モデル図記号凡例

記号	内容
 (太線)	減肉設定範囲の管
 (細線)	減肉設定範囲以外の管
 10	最大応力評価点および対応する評価点番号 (評価点番号が 10 である場合の例)
	管番号の境界点
	対応する管番号 (管番号が 1 である場合の例)

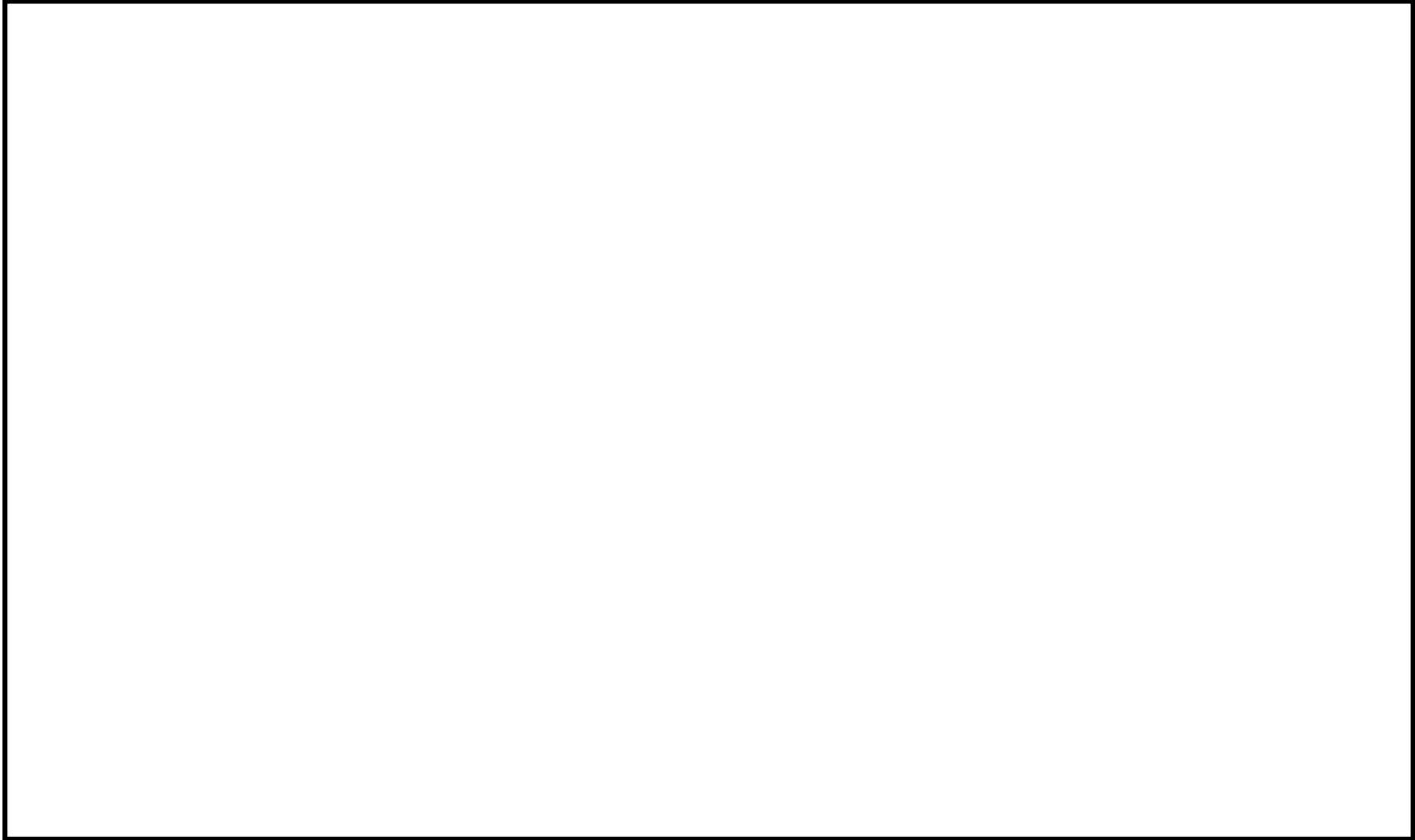


図 3-1-1 給水系 FAC 管理区分図

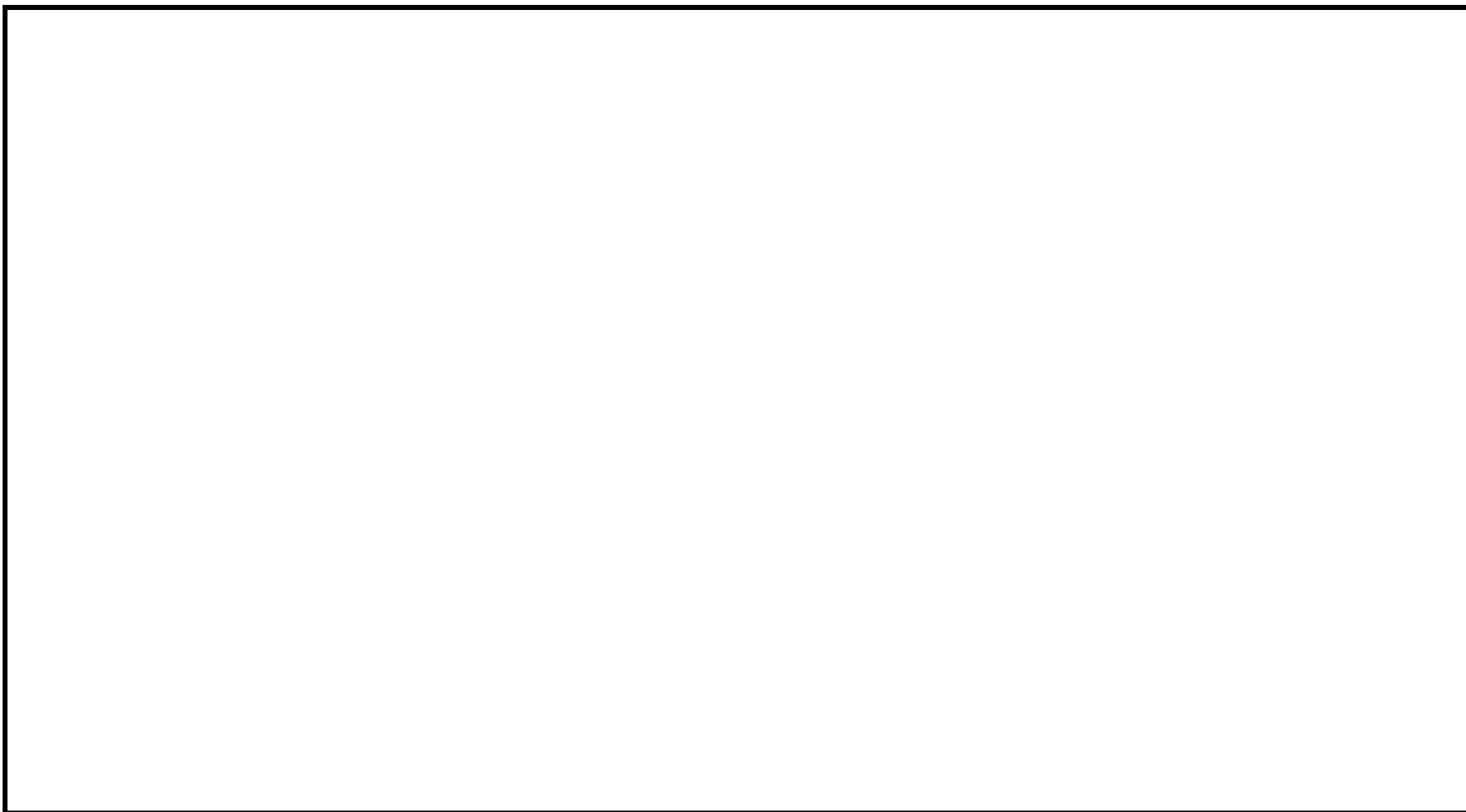


図 3-1-2 FW-T-8 解析モデル図

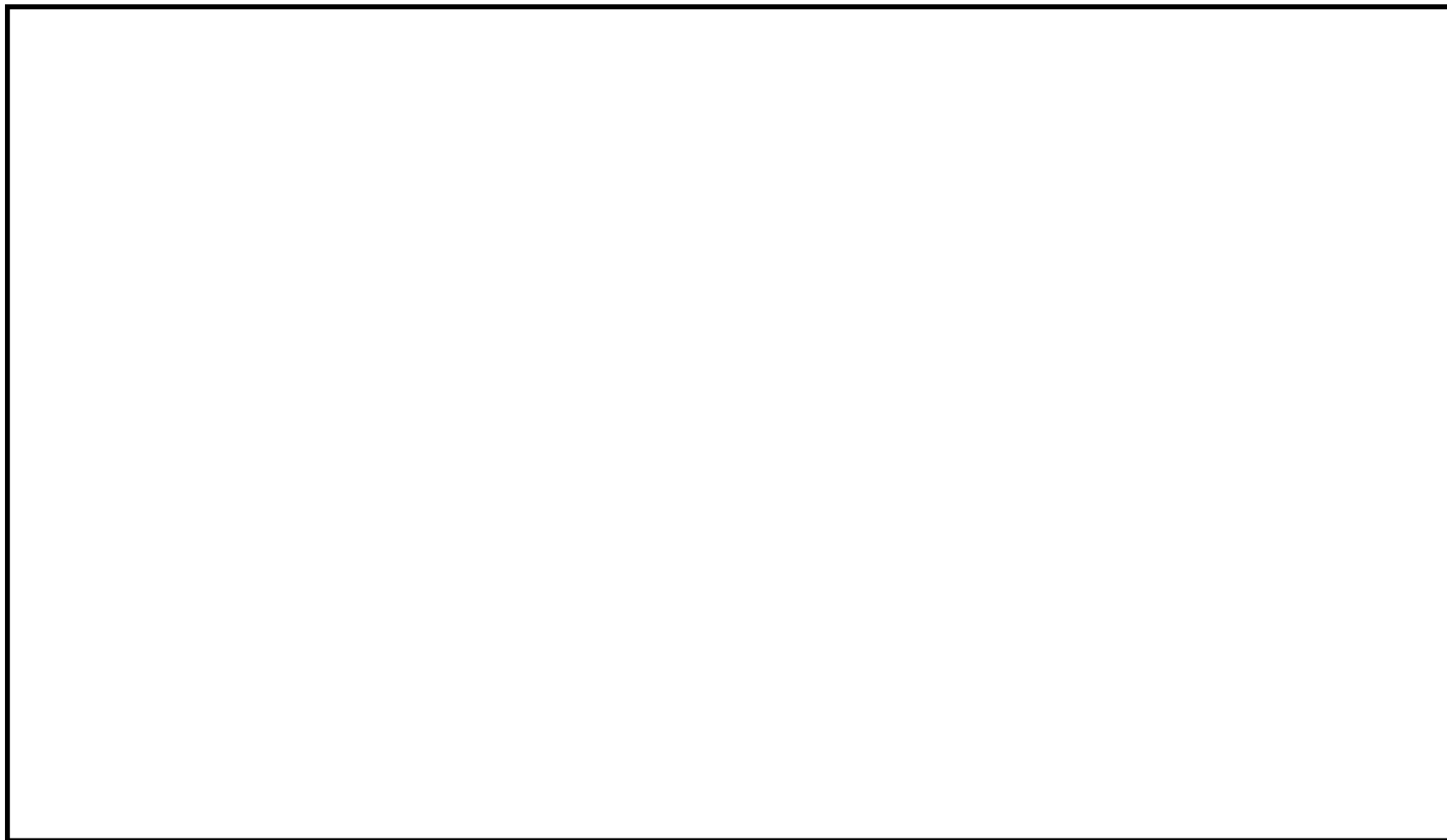


図 3-1-3 FW-T-4 解析モデル図

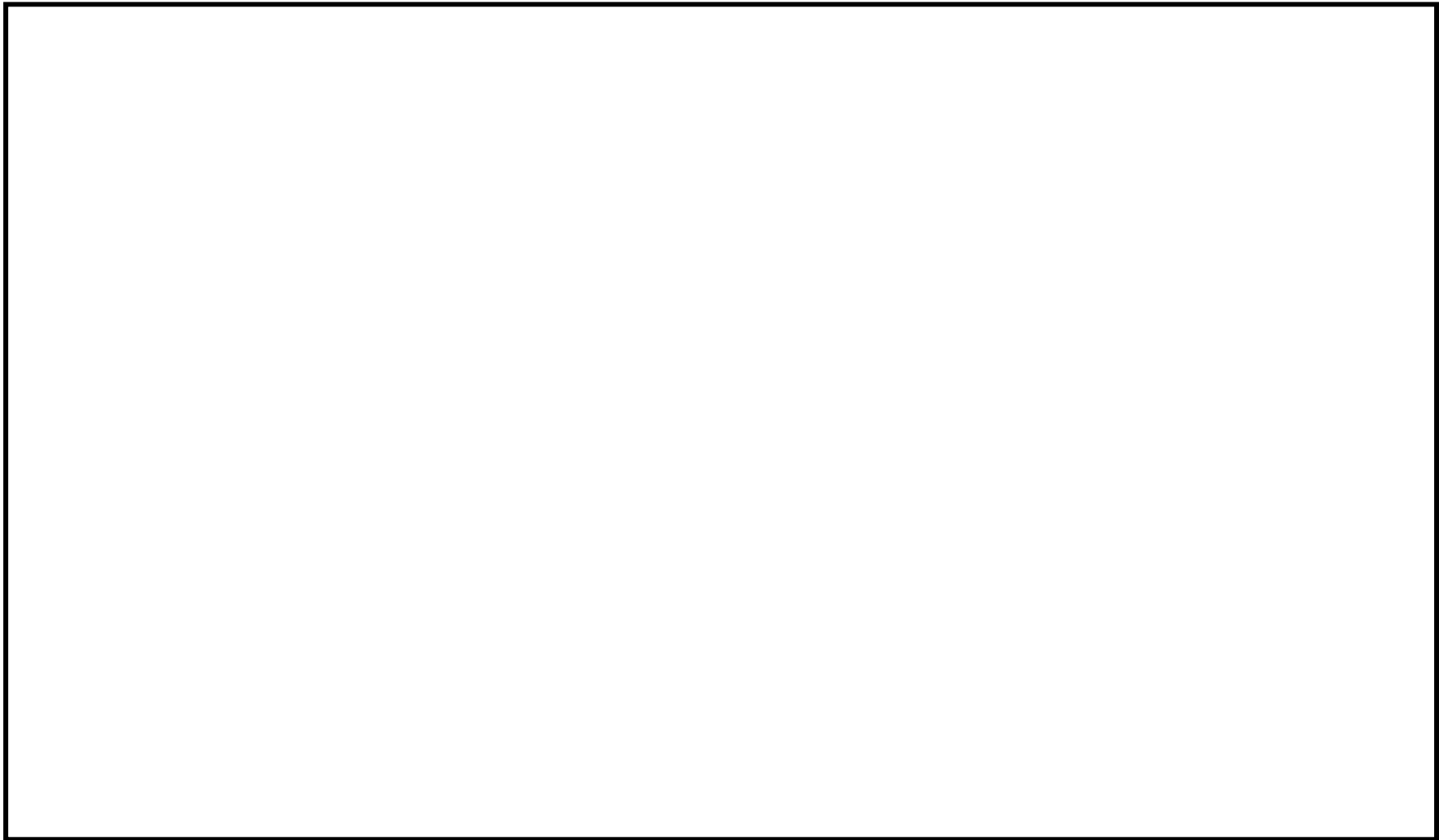


図 3-1-4 FW-T-7 解析モデル図

表 3-1-3 減肉設定範囲における評価仕様 (1/3)

解析モデル：FW-T-8

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	457.2	23.8				S	クラス 2 以下の管
2	711.2	35.7				B	クラス 3 以下の管
3	769.8	65.0				B	クラス 3 以下の管
4	540.6	48.8				B	クラス 3 以下の管
5	508.0	32.5				B	クラス 3 以下の管
6	508.0	44.4				B	クラス 3 以下の管
7	508.0	44.4				B	クラス 3 以下の管
8	508.0	42.95				B	クラス 3 以下の管
9R	508.0	32.5				B	クラス 3 以下の管
	457.2	29.4				B	クラス 3 以下の管
10	457.2	29.4				B	クラス 3 以下の管

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。また、管番号の末尾に「R」が付く管はレジャーサ部であり、上段が大口径側、下段が小口径側の情報を示す。

*2：FAC-1 に分類される範囲のうち偏流発生部が連続する箇所であり、FAC-S として扱う箇所。

表 3-1-3 減肉設定範囲における評価仕様 (2/3)

解析モデル：FW-T-4

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	508.0	32.5				B S s	クラス 3 以下の管
2	508.0	32.5				B	クラス 3 以下の管
3	711.2	35.7				B	クラス 3 以下の管
4	769.8	5.0				B	クラス 3 以下の管
5	540.6	48.8				B	クラス 3 以下の管
6R	711.2	35.7				B	クラス 3 以下の管
	508.0	32.5				B	クラス 3 以下の管

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。また、管番号の末尾に「R」が付く管はレジャーサ部であり、上段が大口径側、下段が小口径側の情報を示す。

*2：FAC-1 に分類される範囲のうち偏流発生部が連続する箇所であり、FAC-S として扱う箇所。

表 3-1-3 減肉設定範囲における評価仕様 (3/3)

解析モデル：FW-T-7

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	508.0	32.5				B	クラス 3 以下の管
2	711.2	35.7				B	クラス 3 以下の管
3	769.8	65.0				B	クラス 3 以下の管
4	540.6	48.8				B	クラス 3 以下の管
5R	711.2	35.7				B	クラス 3 以下の管
	508.0	32.5				B	クラス 3 以下の管

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。また、管番号の末尾に「R」が付く管はレギュレーサ部であり、上段が大口径側、下段が小口径側の情報を示す。

*2：FAC-1 に分類される範囲のうち偏流発生部が連続する箇所であり、FAC-S として扱う箇所。

表 3-1-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (1/4)

クラス 2 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅲ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	FW-T-8	S	253	100	209	2.09	○	253	87	418	4.80	○	—	—	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-1-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (2/4)

クラス 2 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態IV _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	FW-T-8	S	253	135	380	2.81	○	253	156	418	2.67	○	—	—	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-1-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (3/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態IVAS												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	FW-T-4	B S s	38	125	382	3.05	○	38	139	458	3.29	○	—	—	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-1-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (4/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態 B A S				
			一次応力評価				
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表
1	FW-T-1	B	214	165	240	1.45	—
2	FW-T-2	B	27	98	229	2.33	—
3	FW-T-3	B	55	109	229	2.10	—
4	FW-T-4	B	510	95	229	2.41	—
5	FW-T-5	B	18N	117	223	1.90	—
6	FW-T-6	B	20N	133	223	1.67	—
7	FW-T-7	B	18	174	218	1.25	○
8	FW-T-8	B	34	134	230	1.71	—
9	FW-T-1SPB	B	47	155	224	1.44	—
10	FW-T-2SPB	B	30W	116	210	1.81	—
11	FW-T-3SPB	B	73W	140	210	1.50	—
12	FW-T-4SPB	B	49W	122	210	1.72	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

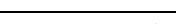
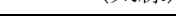



3. 2 復水系

本系統における FAC 管理区分図を図 3-2-1 に示す（記号凡例については、表 3-2-1 に示す）。本系統において FAC 管理範囲を含む解析モデルは、全 40 モデルあり、各応力区分における最大応力評価点の許容値／発生値が最小となる解析モデルを代表として、解析モデル図を図 3-2-2 および図 3-2-3 に示す（記号凡例については、表 3-2-2 に示す）。また、解析モデル図に、減肉設定範囲を示すとともに、当該部において適用した耐震管理厚さを含む評価仕様を表 3-2-3 に示す。各応力区分における代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果を表 3-2-4 に示す。

表 3-2-1 FAC 管理区分図記号凡例

記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

表 3-2-2 解析モデル図記号凡例

記号	内容
 (太線)	減肉設定範囲の管
 (細線)	減肉設定範囲以外の管
 10	最大応力評価点および対応する評価点番号 (評価点番号が 10 である場合の例)
	管番号の境界点
	対応する管番号 (管番号が 1 である場合の例)

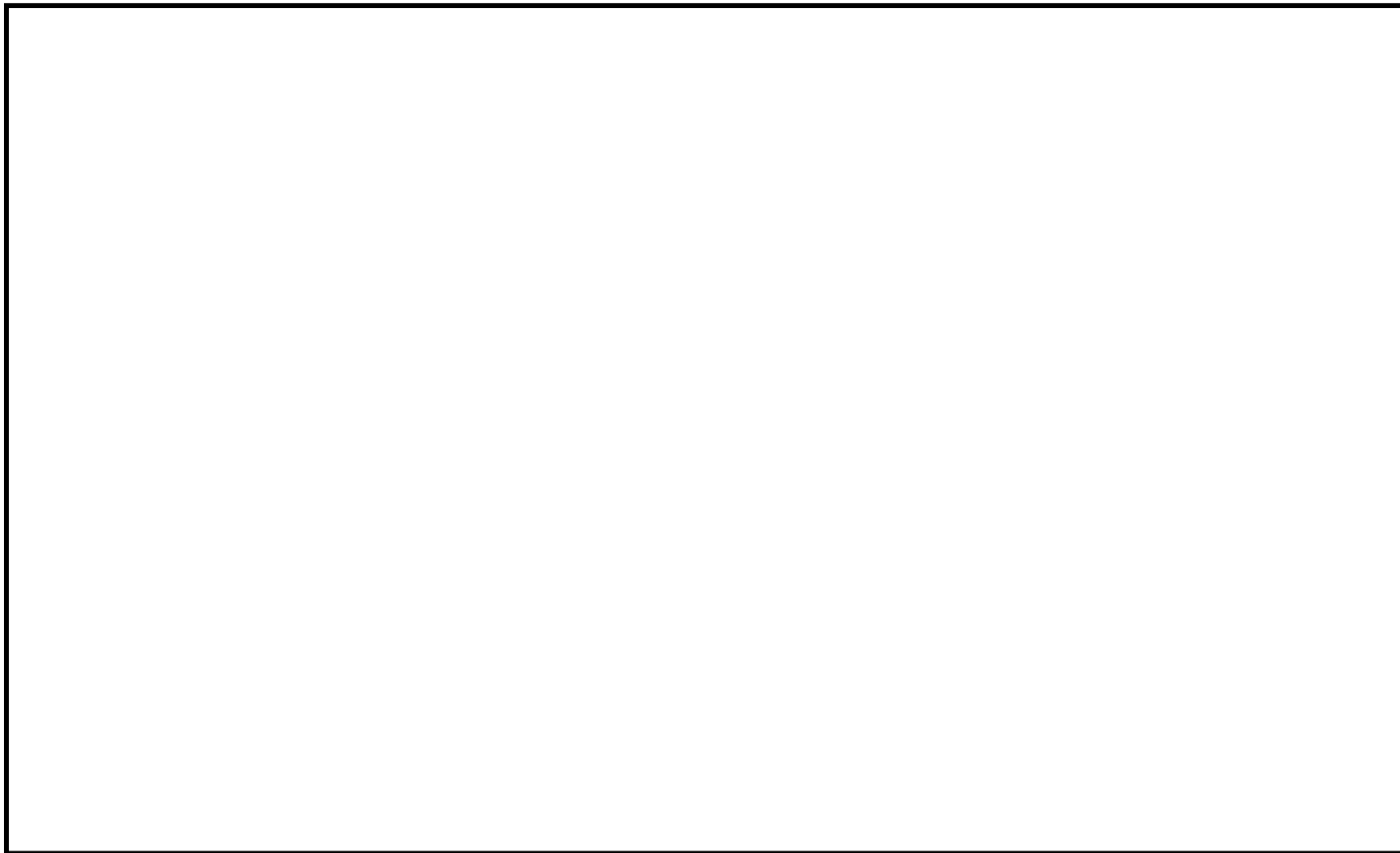


図 3-2-1 復水系 FAC 管理区分図 (1/7)

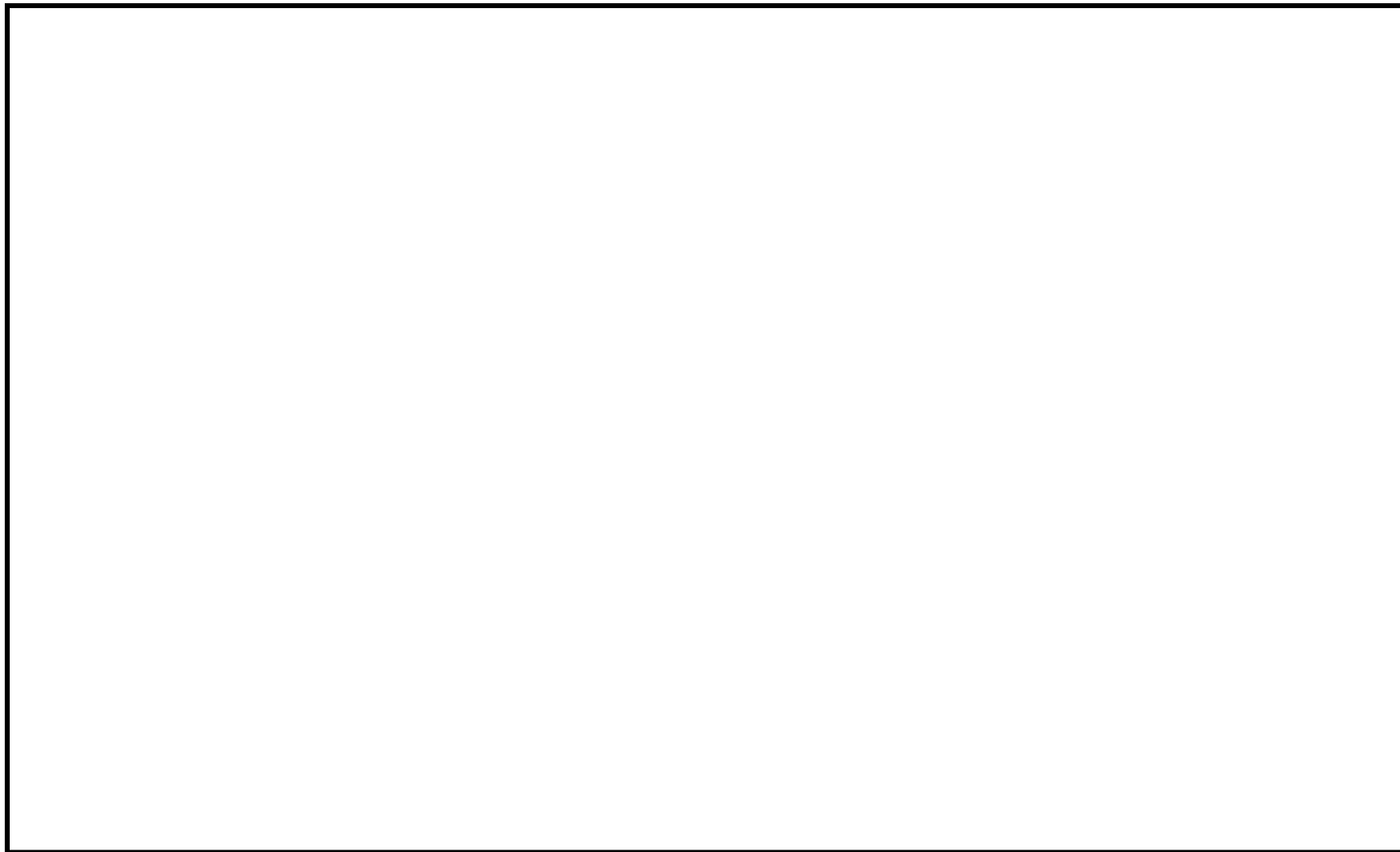


図 3-2-1 復水系 FAC 管理区分図 (2/7)

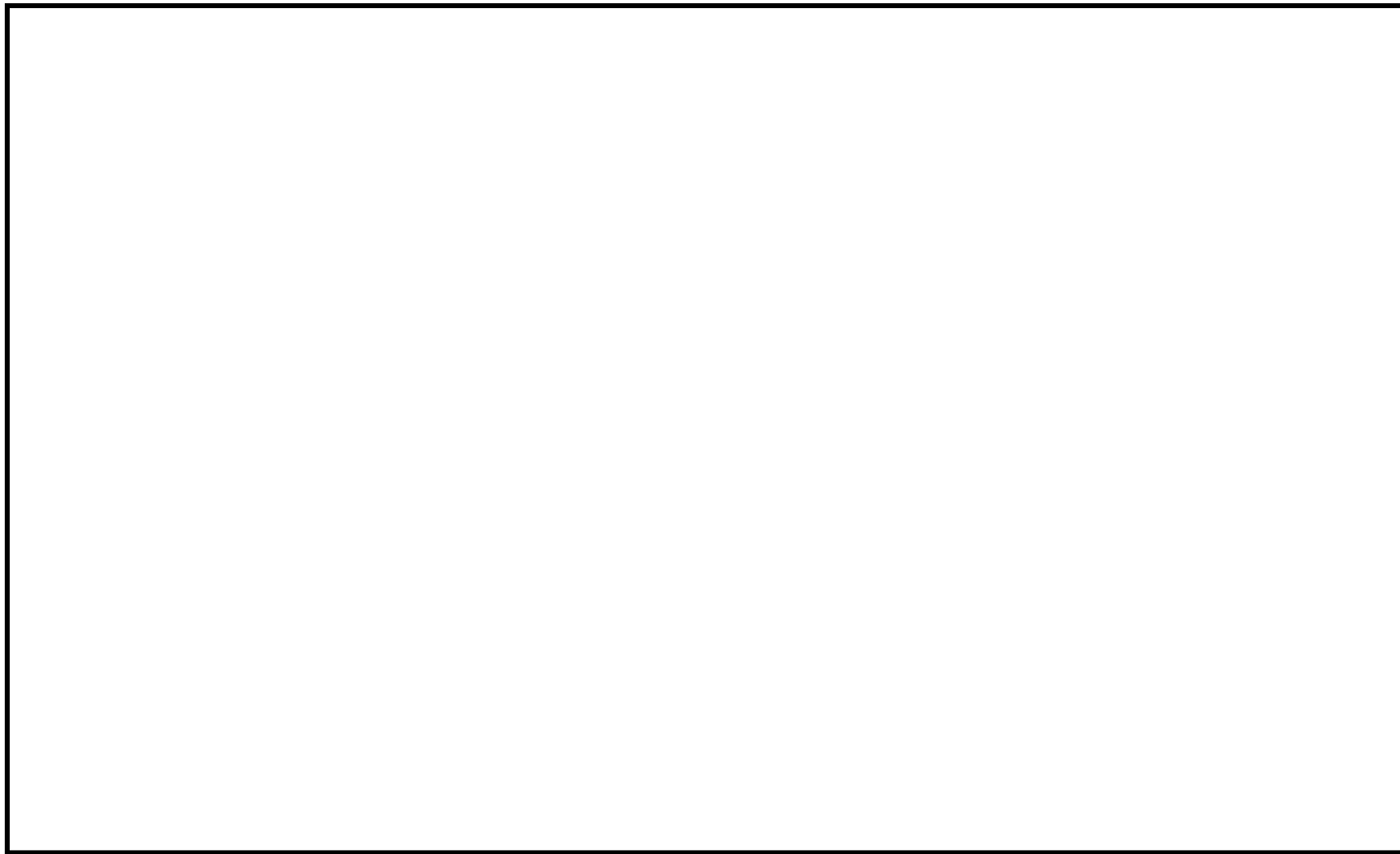


図 3-2-1 復水系 FAC 管理区分図 (3/7)

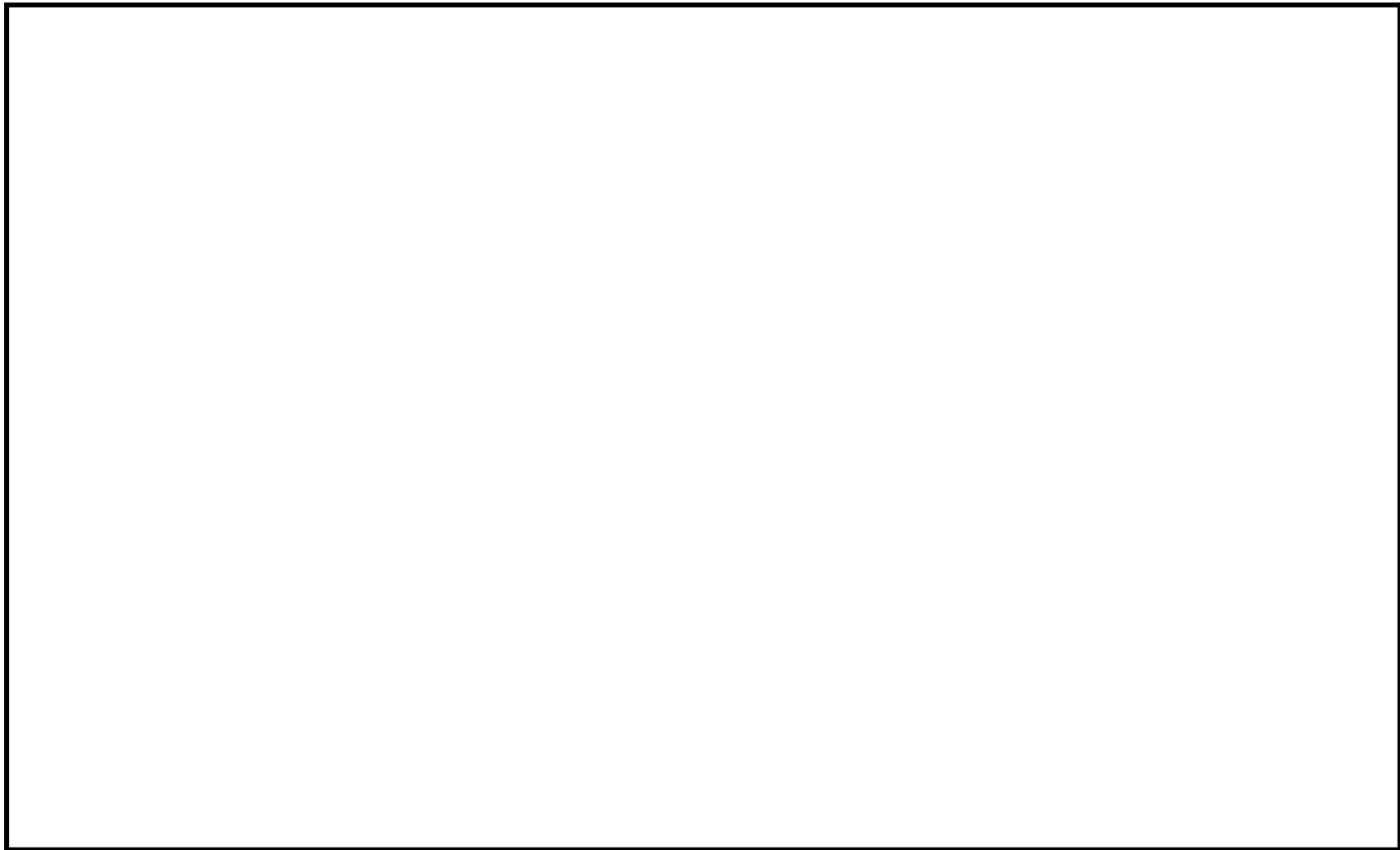


図 3-2-1 復水系 FAC 管理区分図 (4/7)

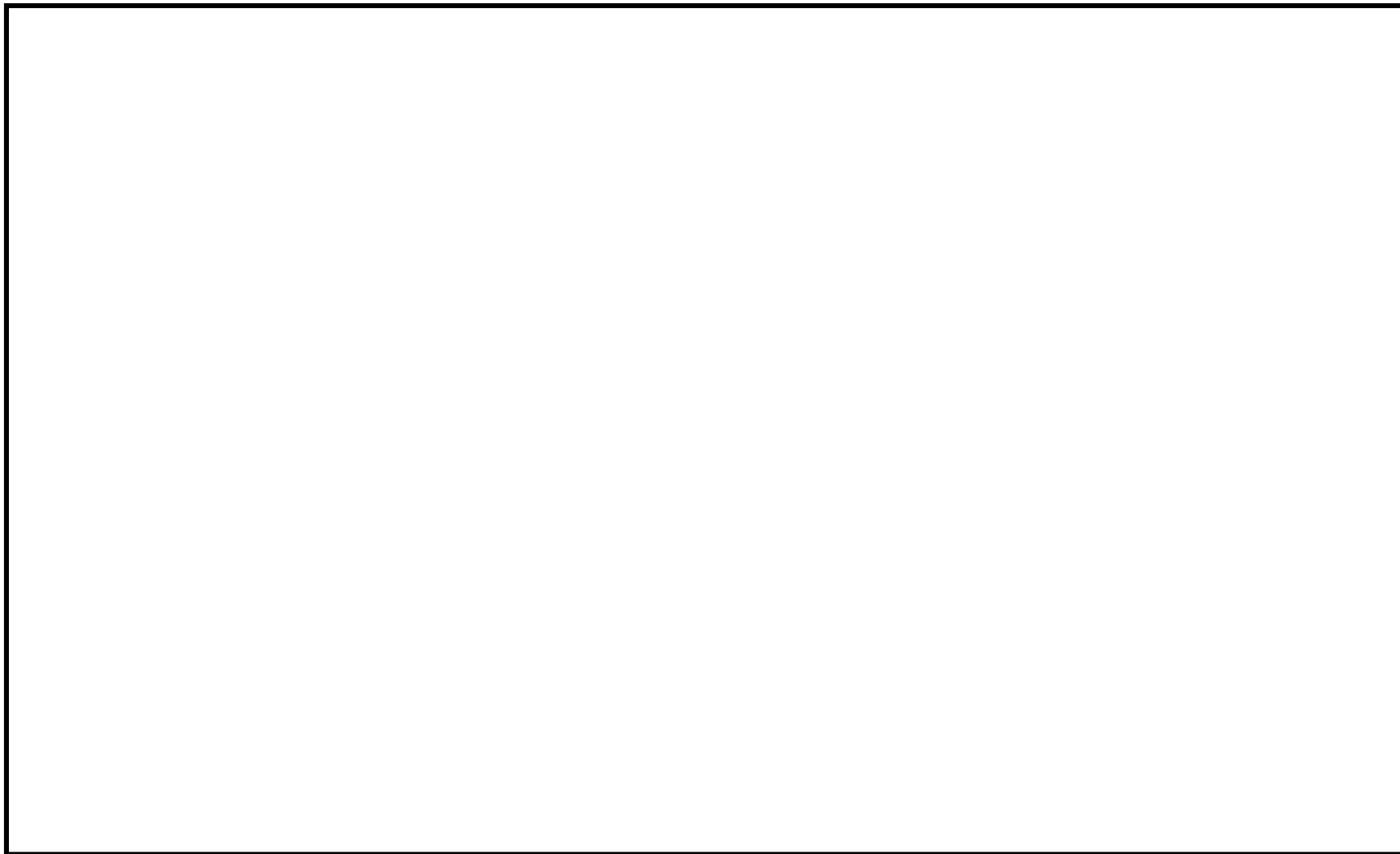


図 3-2-1 復水系 FAC 管理区分図 (5/7)

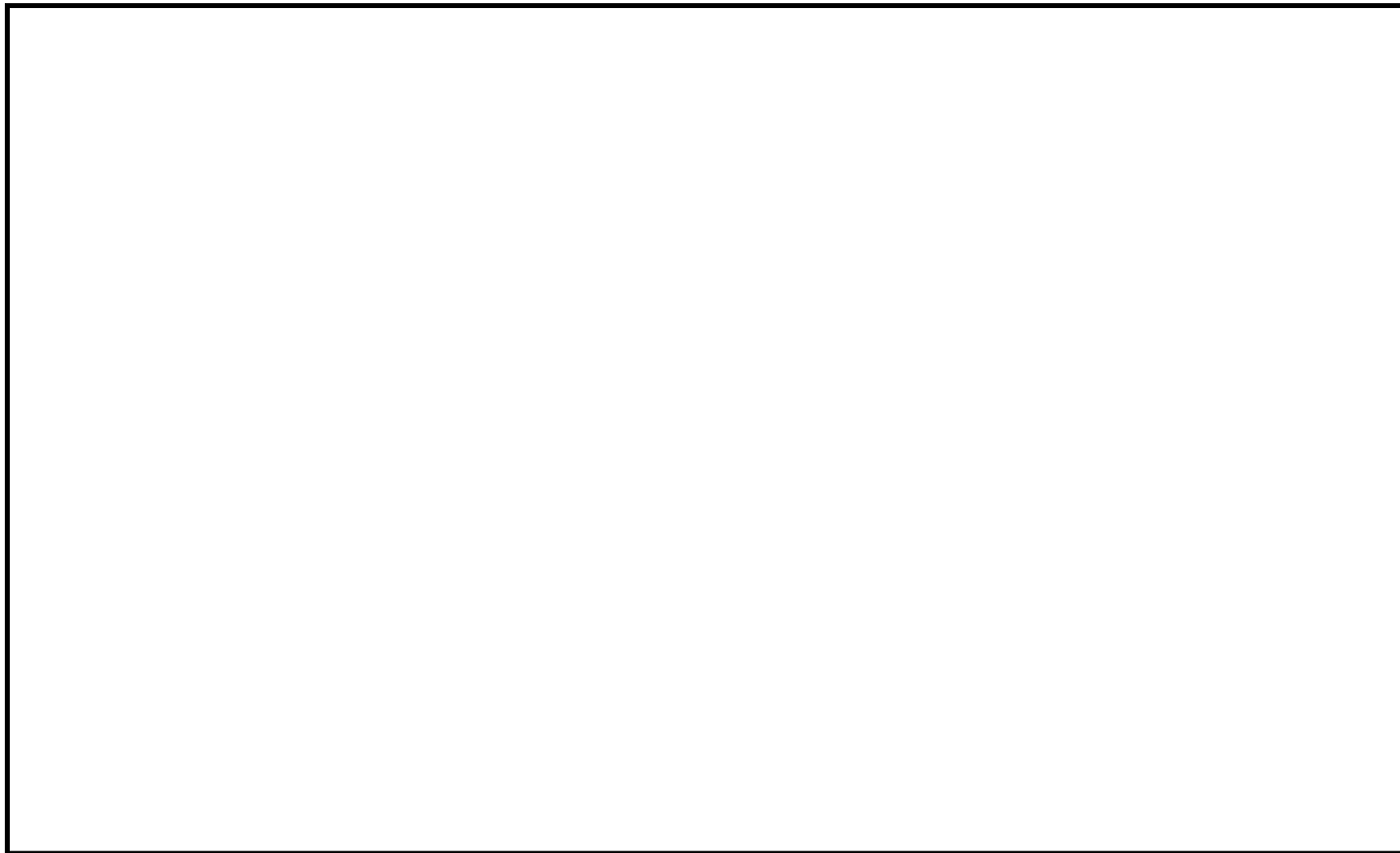


図 3-2-1 復水系 FAC 管理区分図 (6/7)

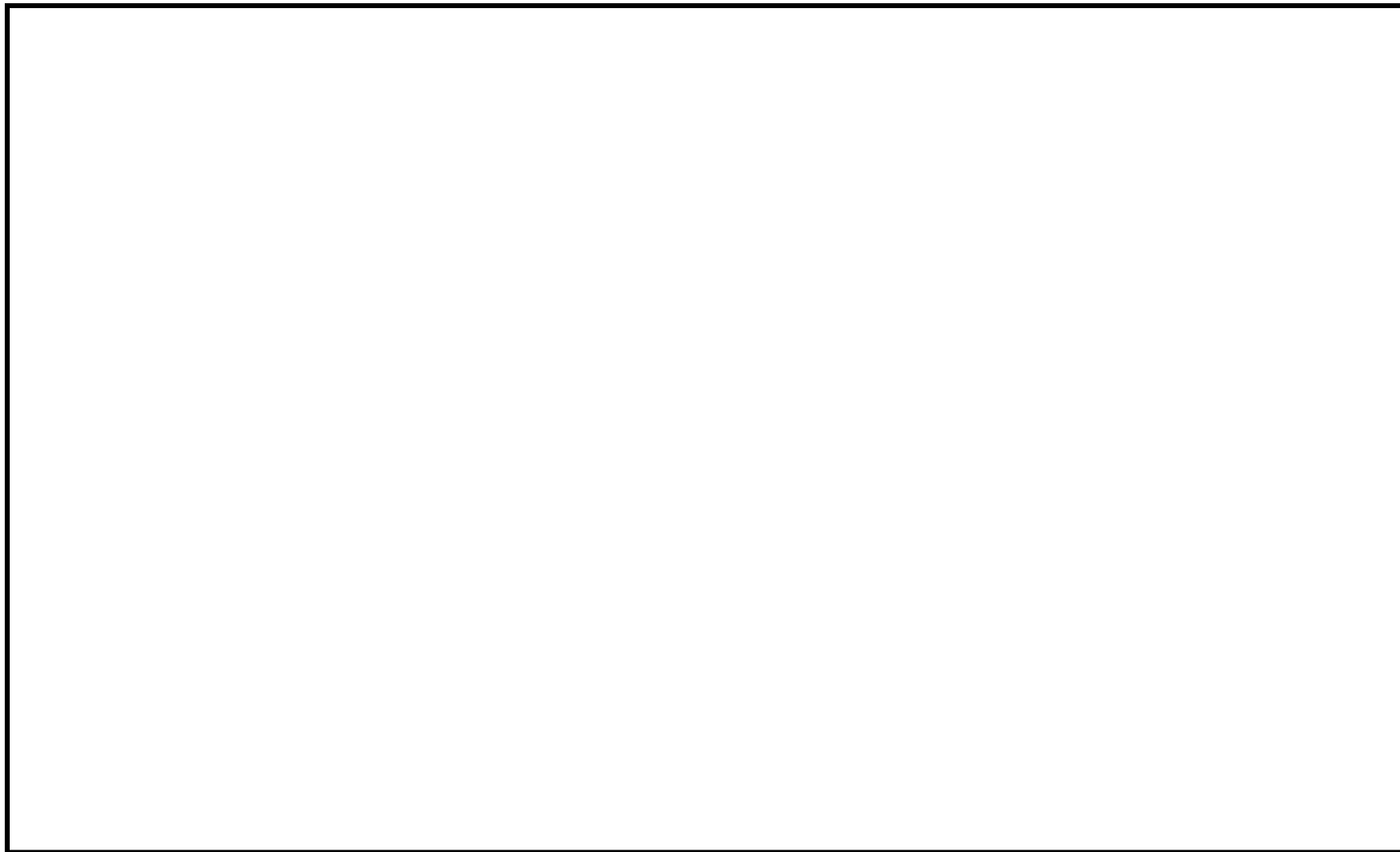


図 3-2-1 復水系 FAC 管理区分図 (7/7)

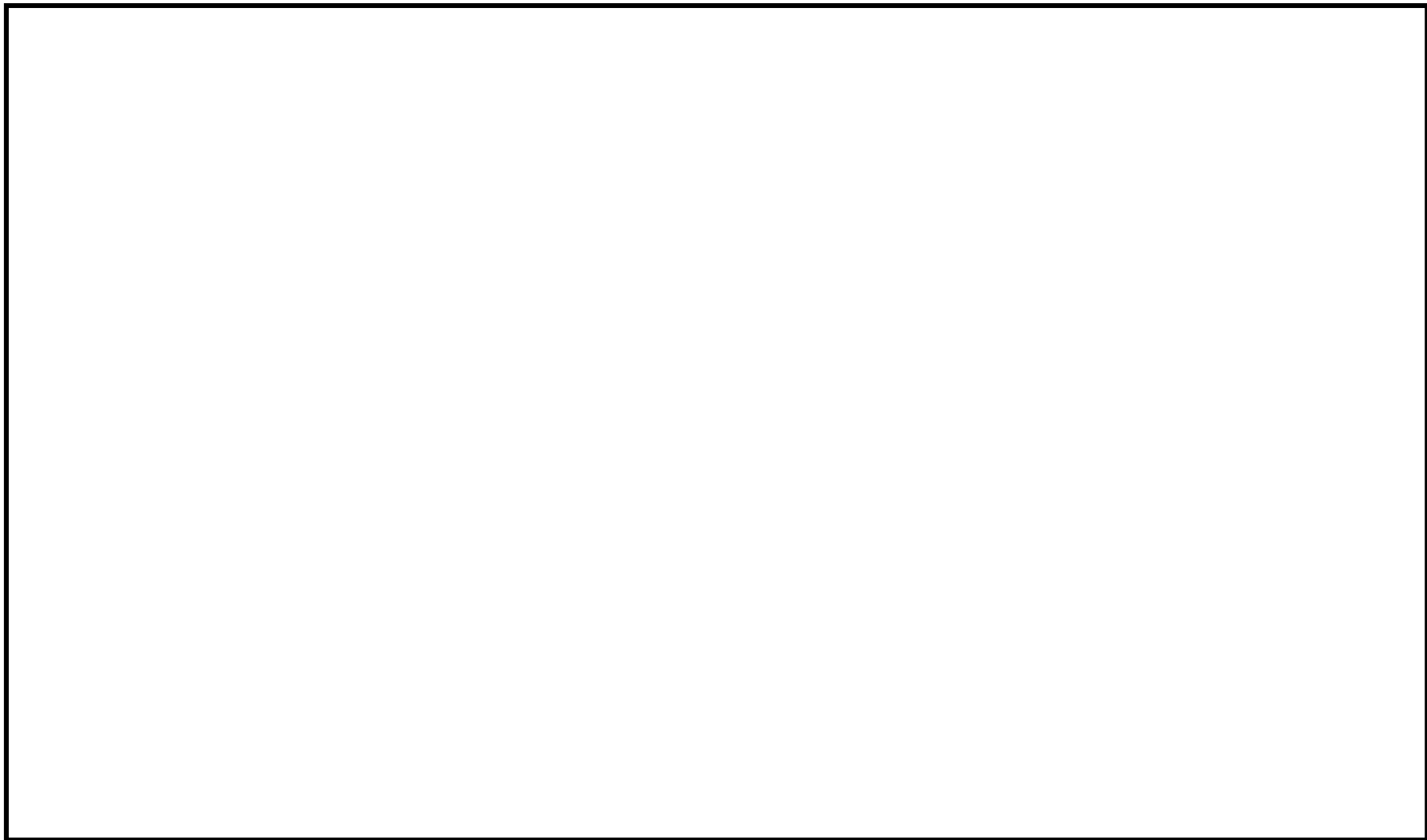


図 3-2-2 CW-T-10 解析モデル図

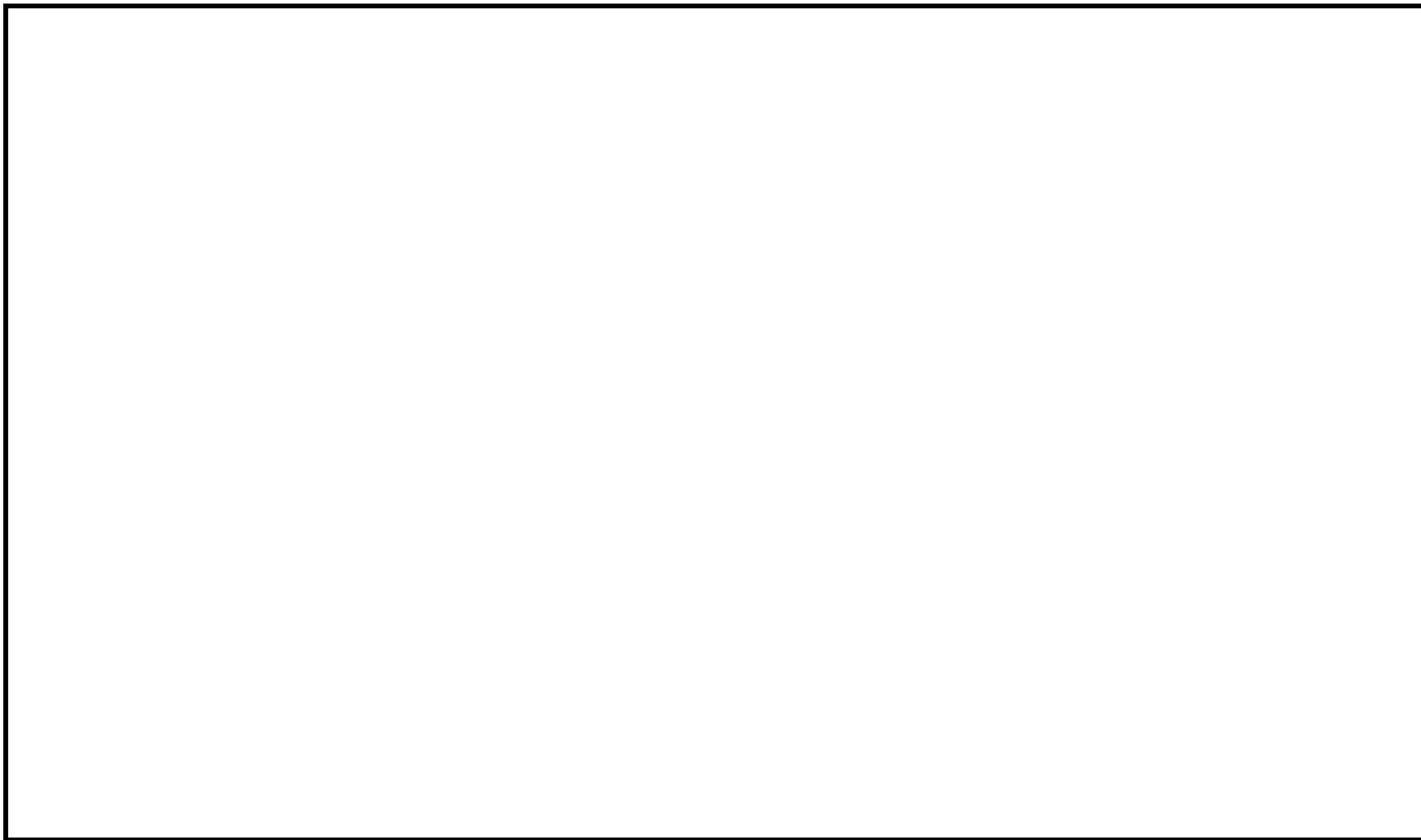


図 3-2-3 CW-T-27 解析モデル図

表 3-2-3 減肉設定範囲における評価仕様 (1/2)

解析モデル：CW-T-10

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	508.0	20.6				B S s	クラス 3 以下の管

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。

*2：FAC-1 に分類される範囲のうち偏流発生部が連続する箇所であり，FAC-S として扱う箇所。

表 3-2-3 減肉設定範囲における評価仕様 (2/2)

解析モデル：CW-T-27

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	89.7	11.4				B	クラス 3 以下の管
2	89.7	11.4				B	クラス 3 以下の管
3	89.7	11.4				B	クラス 3 以下の管
4	89.7	11.4				B	クラス 3 以下の管
5	110.0	21.6				B	クラス 3 以下の管
6	89.1	7.6				B	クラス 3 以下の管
7R	89.7	7.1				B	クラス 3 以下の管
	60.5	5.5				B	クラス 3 以下の管

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。また、管番号の末尾に「R」が付く管はレギュレーサ部であり、上段が大口径側、下段が小口径側の情報を示す。

*2：FAC-1 に分類される範囲のうち偏流発生部が連続する箇所であり、FAC-S として扱う箇所。

表 3-2-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (1/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅳ A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	CW-T-10	B S s	1N	218	386	1.77	○	1N	311	464	1.49	○	—	—	—
2	FW-T-3	B S s	351	208	382	1.83	—	351	282	458	1.62	—	—	—	—

注：設計用床応答スペクトルⅠおよび設計用震度Ⅰによる評価結果を示す。

表 3-2-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (2/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態 B A S				
			一次応力評価				
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表
1	CRD-R-8	B	26	84	188	2.23	—
2	CW-T-1	B	37	104	227	2.18	—
3	CW-T-2	B	7	65	215	3.30	—
4	CW-T-5	B	7321	139	219	1.57	—
5	CW-T-6	B	5	178	238	1.33	—
6	CW-T-7	B	1N	89	244	2.74	—
7	CW-T-8	B	1N	89	244	2.74	—
8	CW-T-9	B	1N	98	244	2.48	—
9	CW-T-10	B	1N	117	232	1.98	—
10	CW-T-11	B	38N	118	232	1.96	—
11	CW-T-12	B	60	123	232	1.88	—
12	CW-T-13	B	162	118	229	1.94	—
13	CW-T-15	B	40	96	234	2.43	—
14	CW-T-16	B	48	119	225	1.89	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-2-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (3/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態 B A S				
			一次応力評価				
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表
15	CW-T-18	B	146	153	225	1.47	—
16	CW-T-21	B	85	118	234	1.98	—
17	CW-T-27	B	1A	220	234	1.06	○
18	CW-T-30A	B	95	93	234	2.51	—
19	CW-T-30B	B	85	68	234	3.44	—
20	CW-T-31	B	773	141	234	1.65	—
21	CW-T-32	B	20	82	215	2.62	—
22	CW-T-33	B	313	72	234	3.25	—
23	CW-T-34	B	920	111	234	2.10	—
24	CW-T-35	B	603	181	234	1.29	—
25	CW-T-36	B	112	62	234	3.77	—
26	CW-T-83	B	202	114	234	2.05	—
27	CW-T-1SPB	B	60N	147	234	1.59	—
28	CW-T-2SPB	B	65	81	234	2.88	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-2-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (4/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態 B A S				
			一次応力評価				
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表
29	CW-T-3SPB	B	61N	113	234	2.07	—
30	CW-T-22SPB	B	30	109	210	1.92	—
31	CW-T-23SPB	B	25	123	210	1.70	—
32	CW-T-154SPB	B	49N	76	234	3.07	—
33	CW-T-155SPB	B	49N	36	234	6.50	—
34	CW-T-156SPB	B	28W	31	234	7.54	—
35	CW-T-157SPB	B	48N	37	234	6.32	—
36	CW-T-158SPB	B	28W	32	234	7.31	—
37	CW-T-159SPB	B	48N	38	234	6.15	—
38	CW-T-160SPB	B	31W	32	234	7.31	—
39	CW-T-161SPB	B	48N	40	234	5.85	—
40	FW-T-3	B	351	103	229	2.22	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

3. 3 原子炉ベントドレン系

本システムにおける FAC 管理区分図を図 3-3-1 に示す（記号凡例については、表 3-3-1 に示す）。本システムにおいて FAC 管理範囲を含む解析モデルは、全 2 モデルあり、各応力区分における最大応力評価点の許容値／発生値が最小となる解析モデルを代表として、解析モデル図を図 3-3-2 および図 3-3-3 に示す（記号凡例については、表 3-3-2 に示す）。また、解析モデル図に、減肉設定範囲を示すとともに、当該部において適用した耐震管理厚さを含む評価仕様を表 3-3-3 に示す。各応力区分における代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果を表 3-3-4 に示す。

表 3-3-1 FAC 管理区分図記号凡例




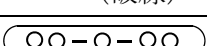





記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

表 3-3-2 解析モデル図記号凡例

記号	内容
 (太線)	減肉設定範囲の管
 (細線)	減肉設定範囲以外の管
● 10	最大応力評価点および対応する評価点番号 (評価点番号が 10 である場合の例)
▼	管番号の境界点
	対応する管番号 (管番号が 1 である場合の例)

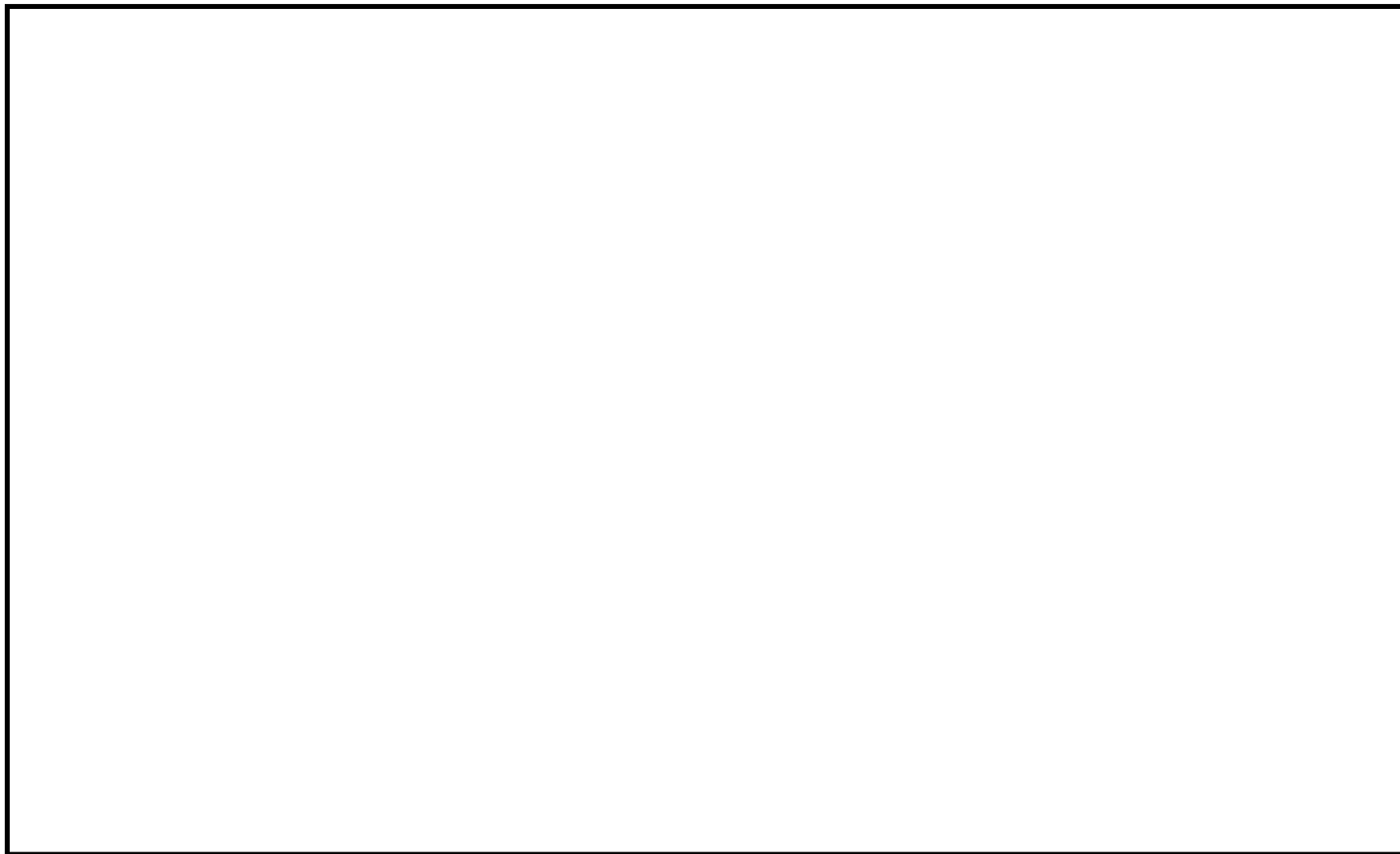


図 3-3-1 原子炉ベントドレン系 FAC 管理区分図

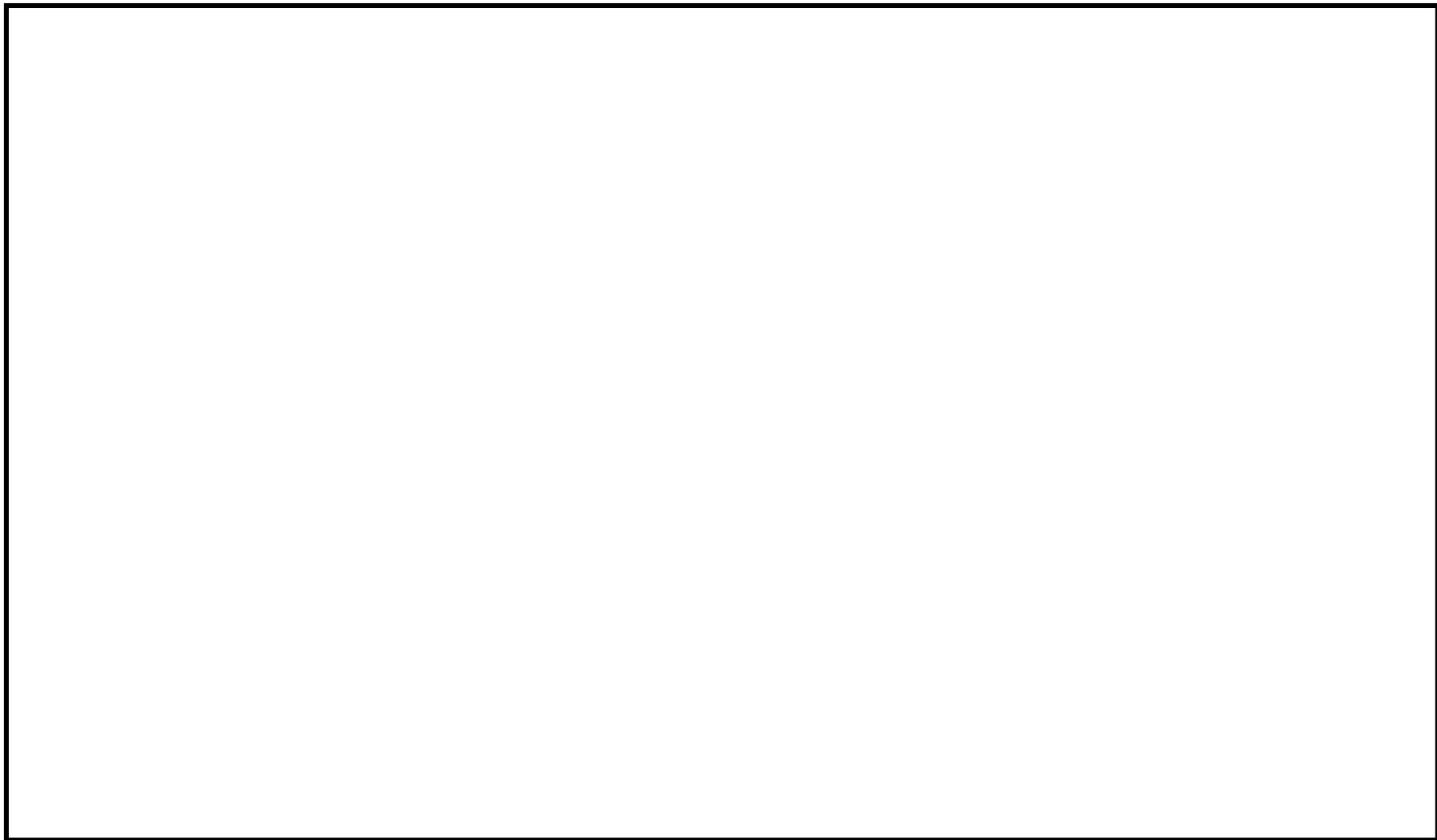


図 3-3-2 RVD-PD-1SP 解析モデル図

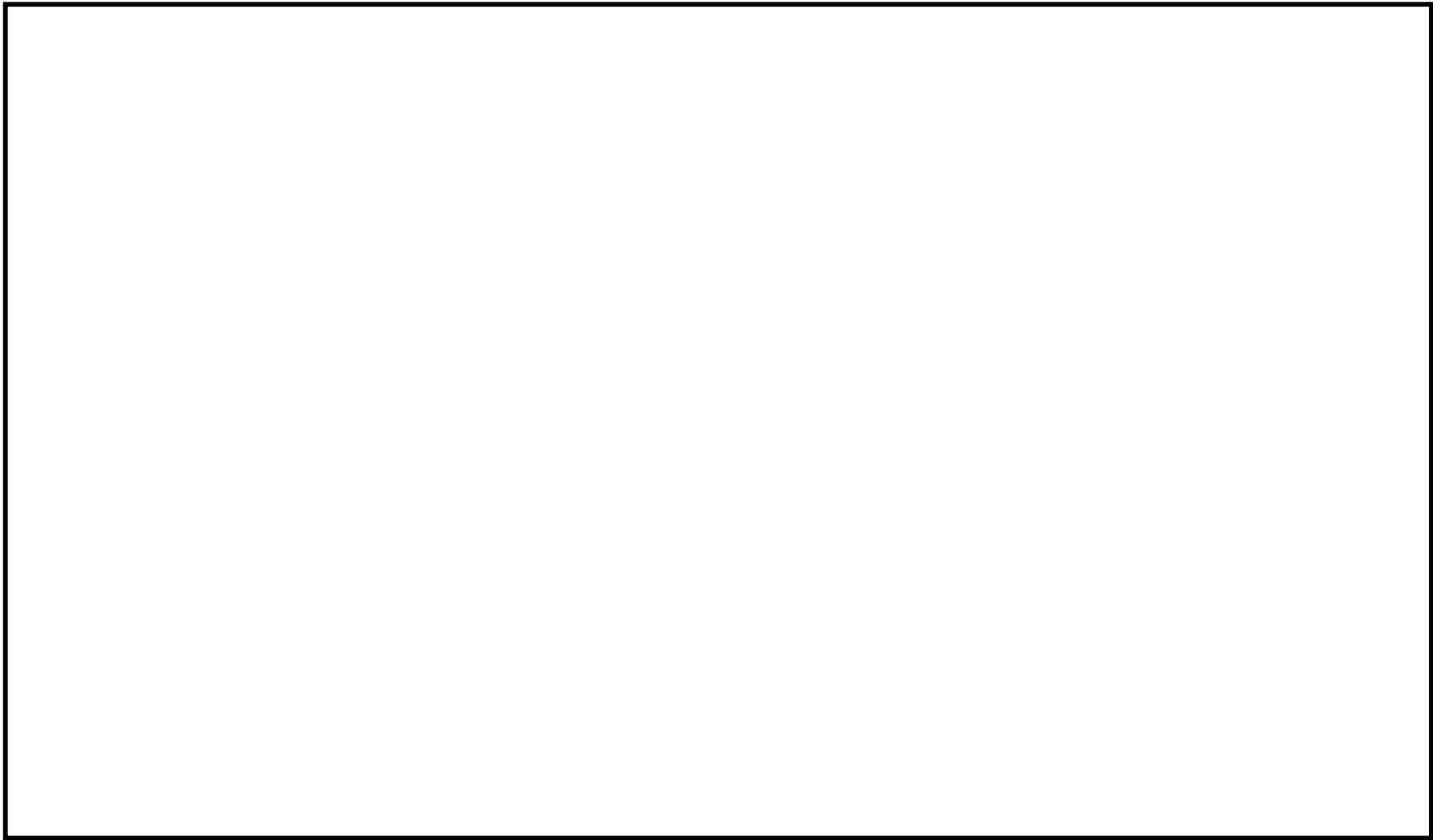


図 3-3-3 RVD-PD-2SP 解析モデル図

表 3-3-3 減肉設定範囲における評価仕様 (1/2)

解析モデル：RVD-PD-1SP

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1R	114.3	11.1				S	クラス1管
	60.5	8.7				S	クラス1管
2	60.5	8.7				S	クラス1管
3	60.5	8.7				S	クラス1管
4	34.0	6.4				S	クラス1管*2

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。また、管番号の末尾に「R」が付く管はレジャーサ部であり、上段が大口径側、下段が小口径側の情報を示す。

*2：当該箇所はクラス2以下の管であるが、クラス1管として評価する。

表 3-3-3 減肉設定範囲における評価仕様 (2/2)

解析モデル：RVD-PD-2SP

管番号*	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	60.5	8.7				S	クラス1管
2	60.5	8.7				S	クラス3以下の管
3	27.2	5.5				S	クラス3以下の管
4	27.2	5.5				S	クラス3以下の管

注記*：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。また、管番号の末尾に「R」が付く管はレギュレーサ部であり、上段が大口径側、下段が小口径側の情報を示す。

表 3-3-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (1/4)

クラス 1 管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅲ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RVD-PD-1SP	S	20	107	274	2.56	○	20	487	366	0.75	○	20	0.1710	○
2	RVD-PD-2SP	S	19	102	274	2.68	—	31	283	366	1.29	—	1N	0.1392	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-3-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (2/4)

クラス 1 管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態IV _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RVD-PD-1SP	S	20	158	364	2.30	—	20	868	366	0.42	○	20	0.8680	○
2	RVD-PD-2SP	S	19	166	364	2.19	○	31	532	366	0.68	—	1N	0.1700	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-3-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (3/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態ⅢA S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RVD-PD-2SP	S	40W	64	182	2.84	○	40W	96	364	3.79	○	—	—	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-3-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (4/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅳ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RVD-PD-2SP	S	40W	108	363	3.36	○	40W	193	364	1.88	○	—	—	—

注：設計用床応答スペクトルⅠおよび設計用震度Ⅰによる評価結果を示す。






3. 4 原子炉隔離時冷却系

本システムにおける FAC 管理区分図を図 3-4-1 に示す（記号凡例については、表 3-4-1 に示す）。本システムにおいて FAC 管理範囲を含む解析モデルは、全 3 モデルあり、各応力区分における最大応力評価点の許容値／発生値が最小となる解析モデルを代表として、解析モデル図を図 3-4-2 および図 3-4-3 に示す（記号凡例については、表 3-4-2 に示す）。また、解析モデル図に、減肉設定範囲を示すとともに、当該部において適用した耐震管理厚さを含む評価仕様を表 3-4-3 に示す。各応力区分における代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果を表 3-4-4 に示す。蒸気内側隔離弁の動的機能維持評価結果を表 3-4-5 に示す。

表 3-4-1 FAC 管理区分図記号凡例

記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

表 3-4-2 解析モデル図記号凡例

記号	内容
 (太線)	減肉設定範囲の管
 (細線)	減肉設定範囲以外の管
 10	最大応力評価点および対応する評価点番号 (評価点番号が 10 である場合の例)
	管番号の境界点
	対応する管番号 (管番号が 1 である場合の例)

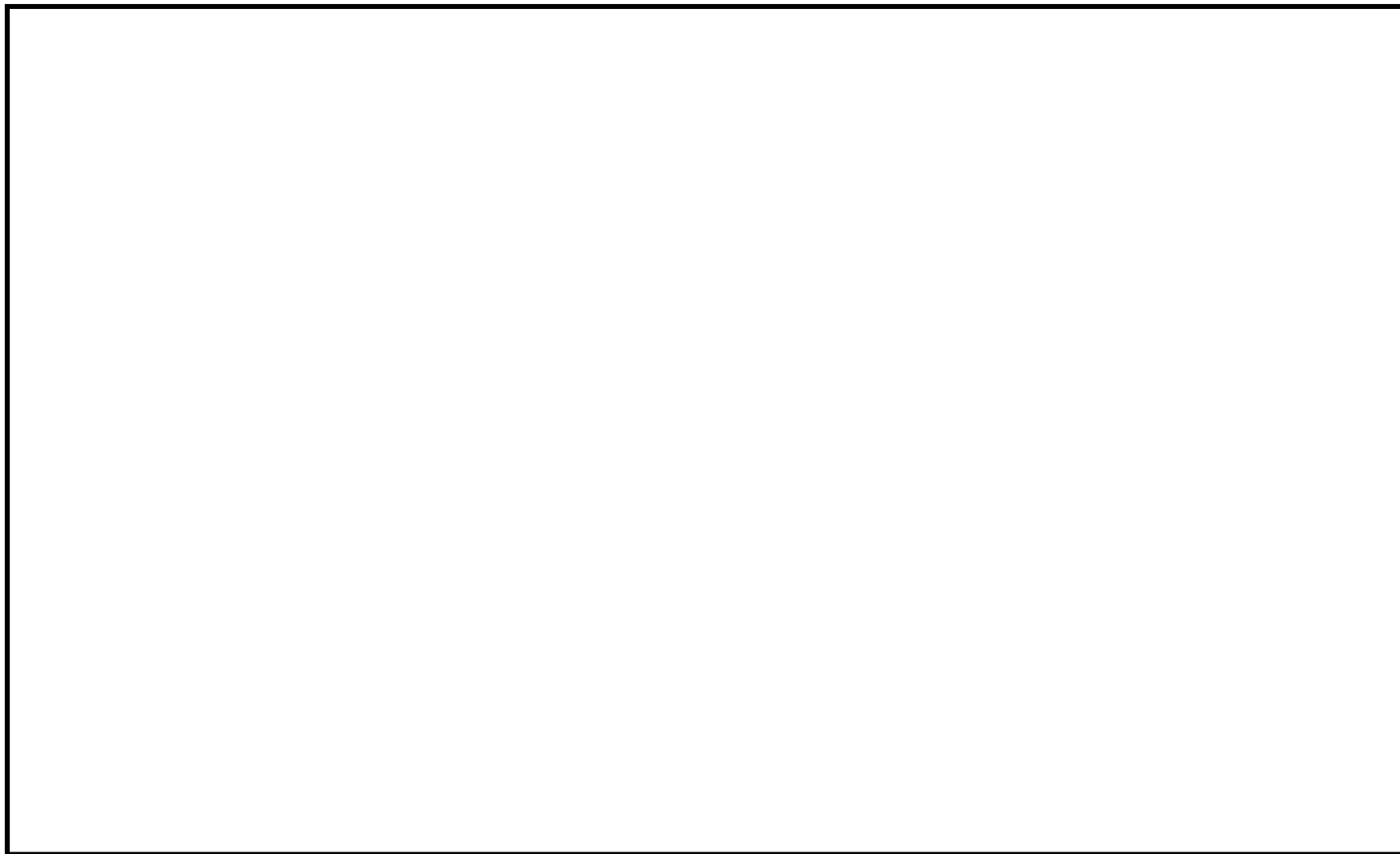


図 3-4-1 原子炉隔離時冷却系 FAC 管理区分図

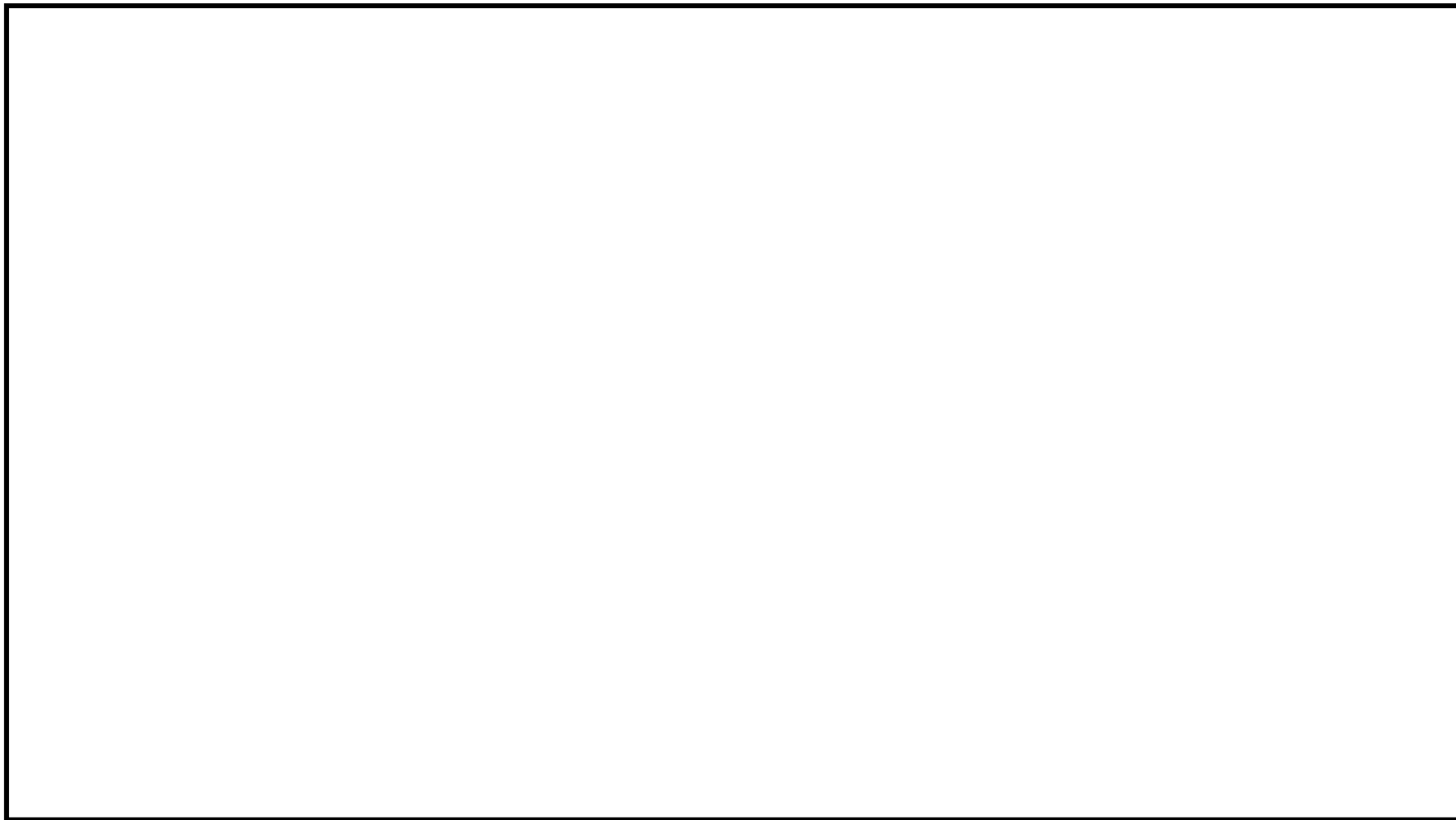


図 3-4-2 RCIC-PD-1 解析モデル図

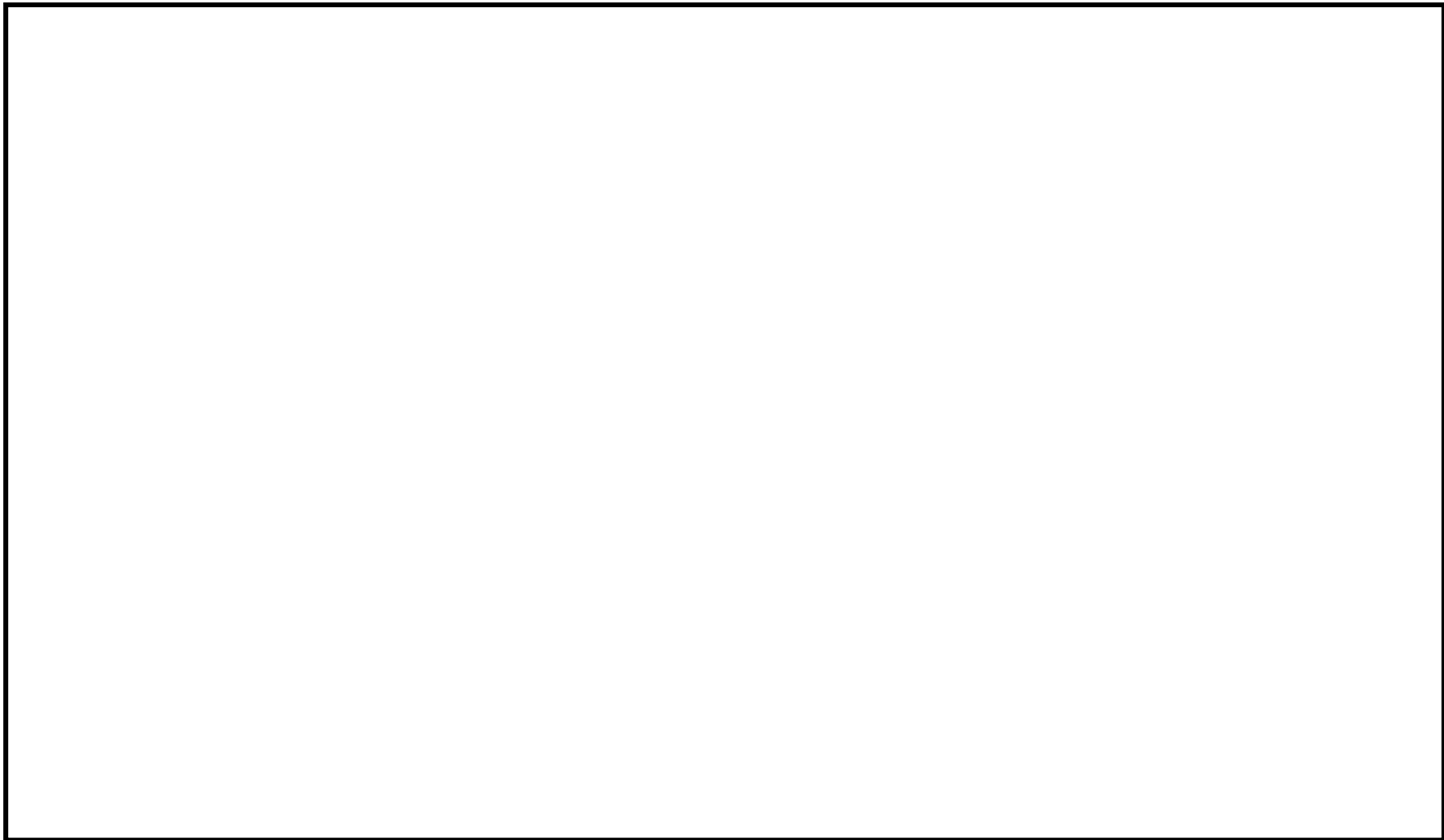


図 3-4-3 RCIC-R-7SP 解析モデル図

表 3-4-3 減肉設定範囲における評価仕様 (1/2)

解析モデル：RCIC-PD-1

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	114.3	11.1				S	クラス1管

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。

*2：FAC-1 に分類される範囲のうち偏流発生部が連続する箇所であり，FAC-S として扱う箇所。

表 3-4-3 減肉設定範囲における評価仕様 (2/2)

解析モデル：RCIC-R-7SP

管番号*	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	39.2	9.0				S	クラス 2 以下の管
2	59.0	12.25				S	クラス 2 以下の管

注記*：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。

表 3-4-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (1/4)

クラス 1 管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅲ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RCIC-PD-1	S	30	89	274	3.07	○	31	263	366	1.39	○	31	0.0100	○

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-4-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (2/4)

クラス 1 管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態IV _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RCIC-PD-1	S	12	138	364	2.63	○	31	505	366	0.72	○	31	0.0863	○

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-4-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (3/4)

クラス 2 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅲ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	MS-PD-5	S	96	71	163	2.29	—	96	106	326	3.07	—	—	—	—
2	RCIC-R-7SP	S	214N	102	182	1.78	○	214N	181	364	2.01	○	—	—	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-4-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (4/4)

クラス 2 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅳ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	MS-PD-5	S	96	102	360	3.52	—	96	186	326	1.75	—	—	—	—
2	RCIC-R-7SP	S	214N	136	363	2.66	○	214N	256	364	1.42	○	—	—	—

注：設計用床応答スペクトルⅠおよび設計用震度Ⅰによる評価結果を示す。

表 3-4-5 蒸気内側隔離弁の動的機能維持評価結果

弁番号	機能維持評価用加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)		機能維持確認済加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
	水平	鉛直	水平	鉛直
MV221-20	3.2	3.8	6.0	6.0

3. 5 残留熱除去系

本システムにおける FAC 管理区分図を図 3-5-1 に示す（記号凡例については、表 3-5-1 に示す）。本システムにおいて FAC 管理範囲を含む解析モデルは、全 3 モデルあり、各応力区分における最大応力評価点の許容値／発生値が最小となる解析モデルを代表として、解析モデル図を図 3-5-2 および図 3-5-3 に示す（記号凡例については、表 3-5-2 に示す）。また、解析モデル図に、減肉設定範囲を示すとともに、当該部において適用した耐震管理厚さを含む評価仕様を表 3-5-3 に示す。各応力区分における代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果を表 3-5-4 に示す。

表 3-5-1 FAC 管理区分図記号凡例




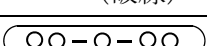







記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

表 3-5-2 解析モデル図記号凡例

記号	内容
 (太線)	減肉設定範囲の管
 (細線)	減肉設定範囲以外の管
 10	最大応力評価点および対応する評価点番号 (評価点番号が 10 である場合の例)
	管番号の境界点
	対応する管番号 (管番号が 1 である場合の例)

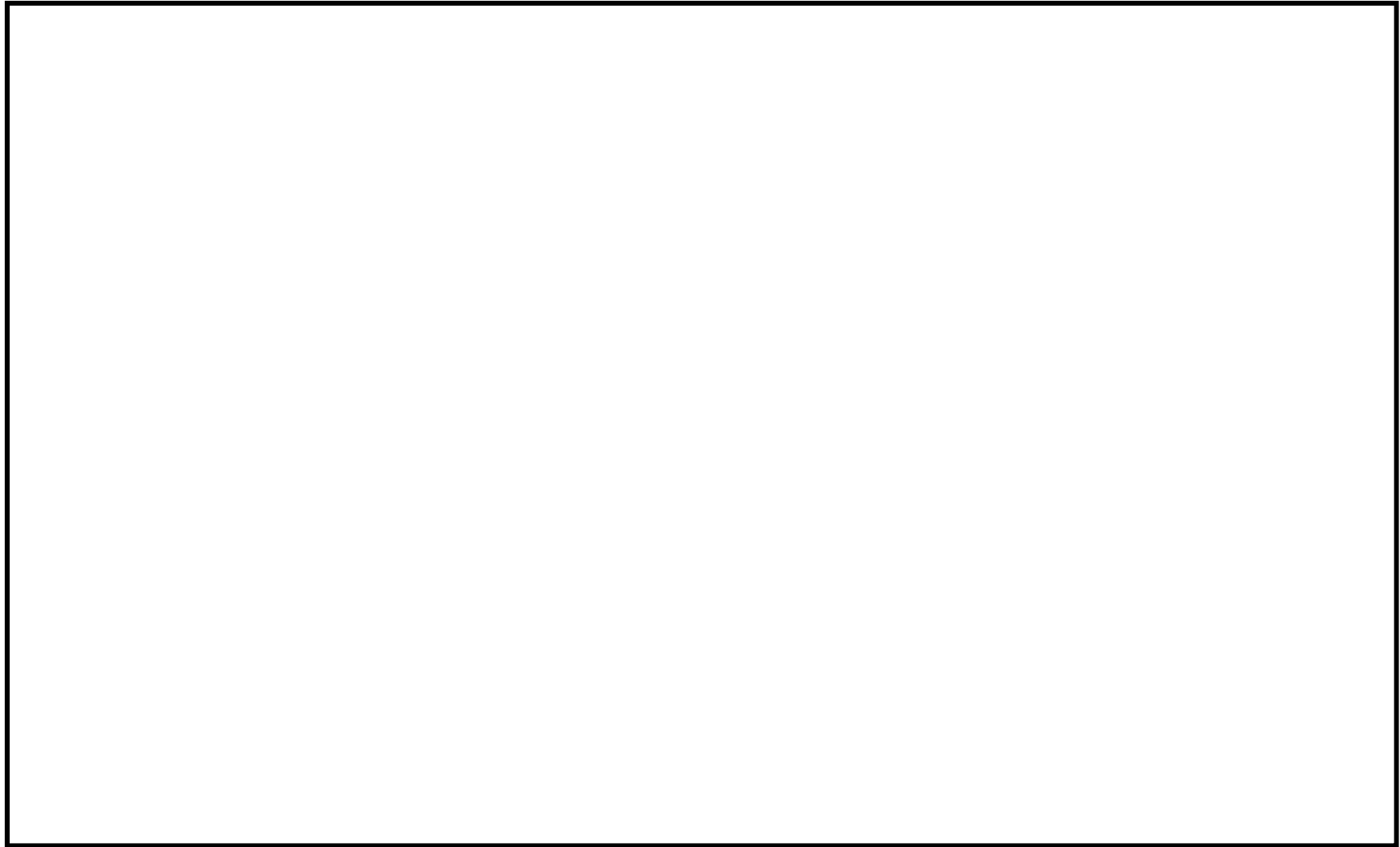


図 3-5-1 残留熱除去系 FAC 管理区分図

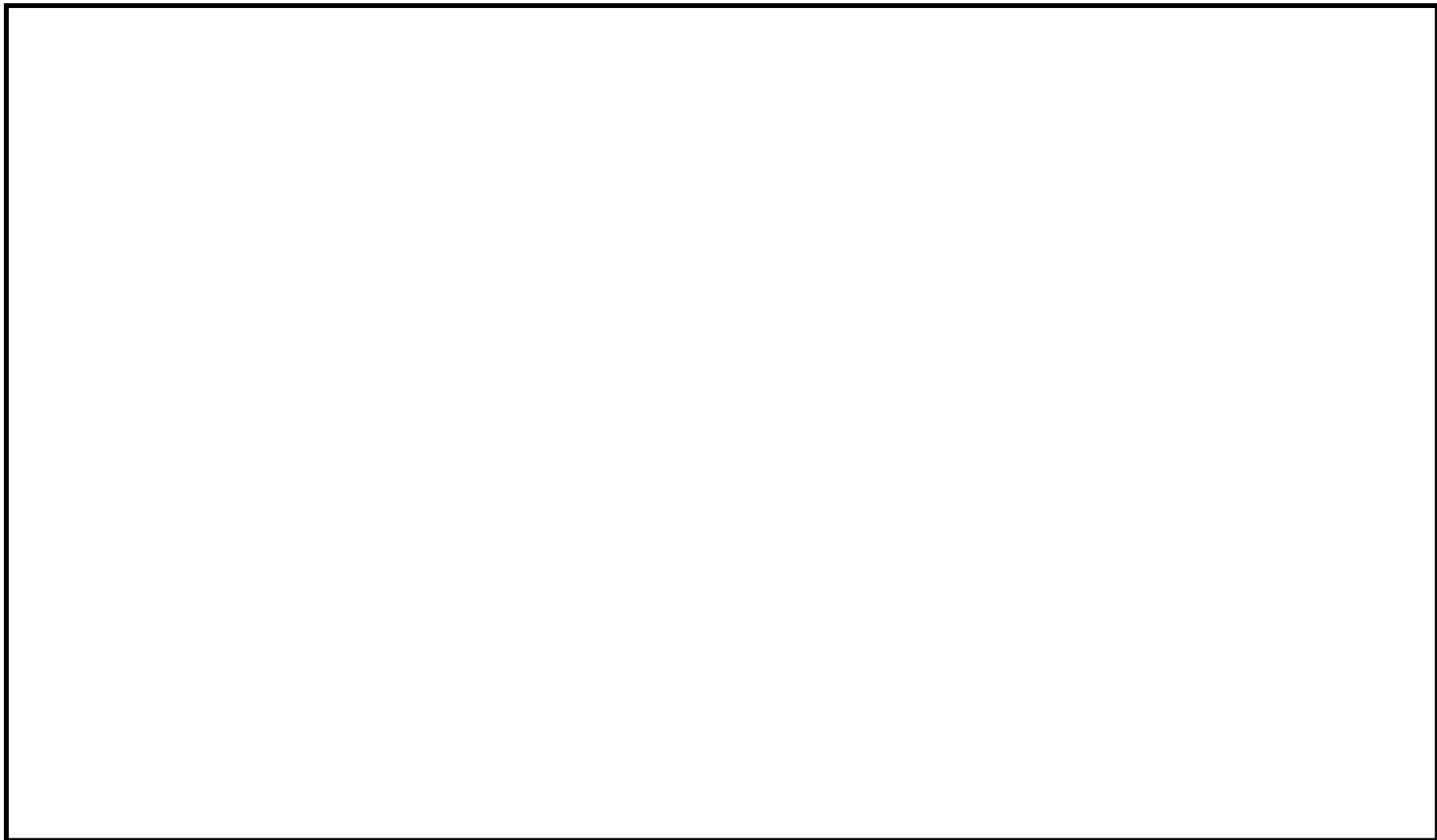


図 3-5-2 RHR-PD-7 解析モデル図

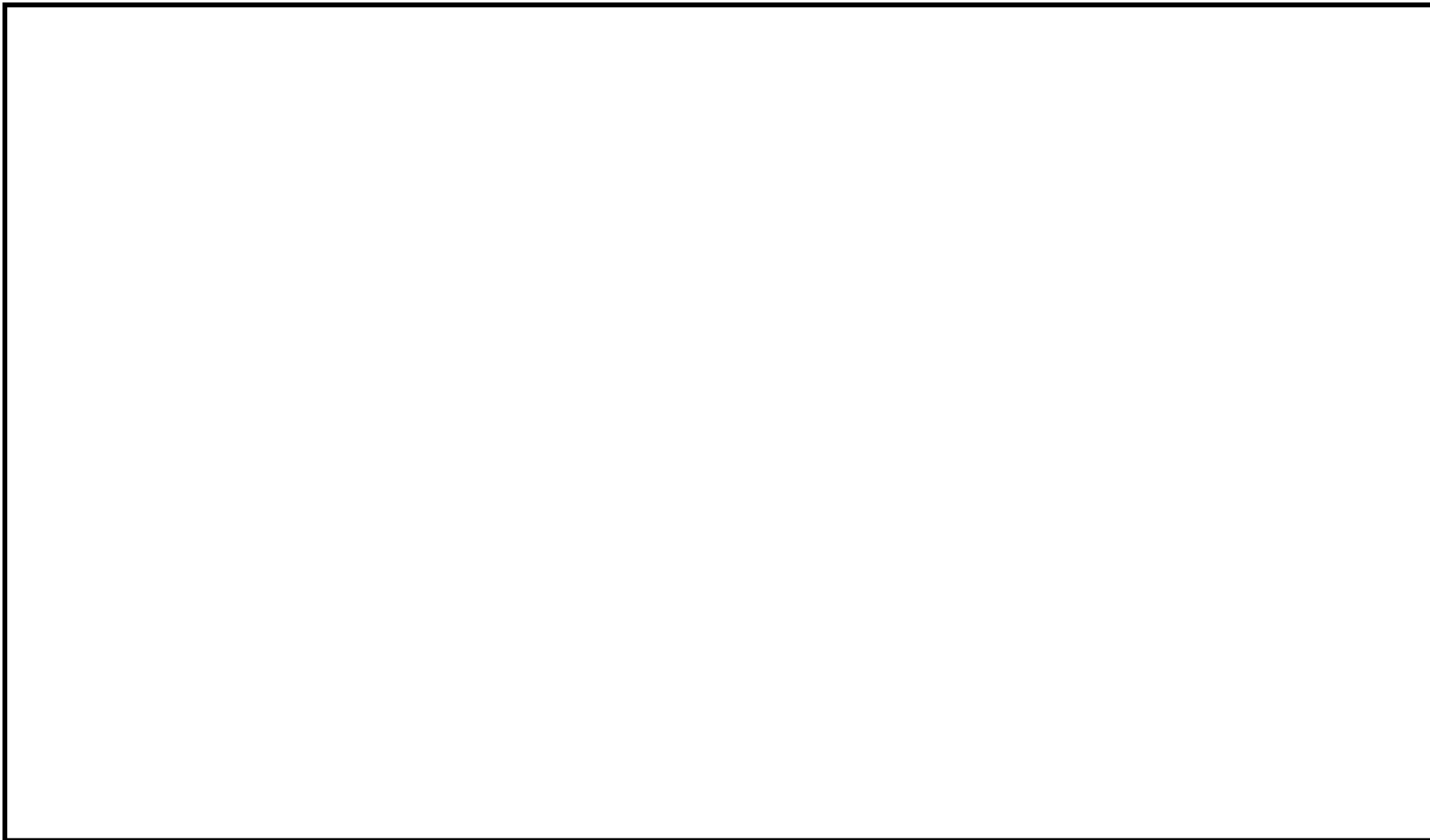


図 3-5-3 RHR-PD-21 解析モデル図

表 3-5-3 減肉設定範囲における評価仕様 (1/2)

解析モデル：RHR-PD-7

管番号*	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	114.3	11.1				S	クラス 1 管
2R	165.2	14.3				S	クラス 1 管
	114.3	11.1				S	クラス 1 管

注記*：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。また、管番号の末尾に「R」が付く管はレギュレーサ部であり、上段が大口径側、下段が小口径側の情報を示す。

表 3-5-3 減肉設定範囲における評価仕様 (2/2)

解析モデル：RHR-PD-21

管番号*	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	27.2	5.5				S	クラス 3 以下の管
2	27.2	5.1				S	クラス 3 以下の管
3	38.2	11.0				S	クラス 3 以下の管

注記*：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。

表 3-5-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (1/4)

クラス 1 管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅲ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RHR-PD-7	S	26	78	274	3.51	○	27	364	366	1.00	○	27	0.0245	○

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-5-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (2/4)

クラス 1 管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態IV _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RHR-PD-7	S	26	96	364	3.79	○	27	609	366	0.60	○	27	0.2591	○

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-5-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (3/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅲ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RHR-PD-21	S	48	114	187	1.64	○	48	520	374	0.71	○	48	0.0722	○
2	RVD-PD-2SP	S	110	91	182	2.00	—	126	152	364	2.39	—	—	—	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

表 3-5-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果 (4/4)

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態Ⅳ _A S												
			一次応力評価					一次+二次応力評価					疲労評価		
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表	評価点	疲れ 累積 係数	代表
1	RHR-PD-21	S	48	160	394	2.46	○	48	865	374	0.43	○	48	0.4732	○
2	RVD-PD-2SP	S	110	137	363	2.64	—	126	273	364	1.33	—	—	—	—

注：設計用床応答スペクトルⅠおよび設計用震度Ⅰによる評価結果を示す。

3. 6 タービングラウンド蒸気系

本システムにおける FAC 管理区分図を図 3-6-1 に示す（記号凡例については、表 3-6-1 に示す）。本システムにおいて FAC 管理範囲を含む解析モデルは、全 3 モデルあり、各応力区分における最大応力評価点の許容値／発生値が最小となる解析モデルを代表として、解析モデル図を図 3-6-2 に示す（記号凡例については、表 3-6-2 に示す）。また、解析モデル図に、減肉設定範囲を示すとともに、当該部において適用した耐震管理厚さを含む評価仕様を表 3-6-3 に示す。各応力区分における代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果を表 3-6-4 に示す。

表 3-6-1 FAC 管理区分図記号凡例




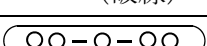

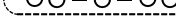





記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

表 3-6-2 解析モデル図記号凡例

記号	内容
 (太線)	減肉設定範囲の管
 (細線)	減肉設定範囲以外の管
 10	最大応力評価点および対応する評価点番号 (評価点番号が 10 である場合の例)
	管番号の境界点
	対応する管番号 (管番号が 1 である場合の例)

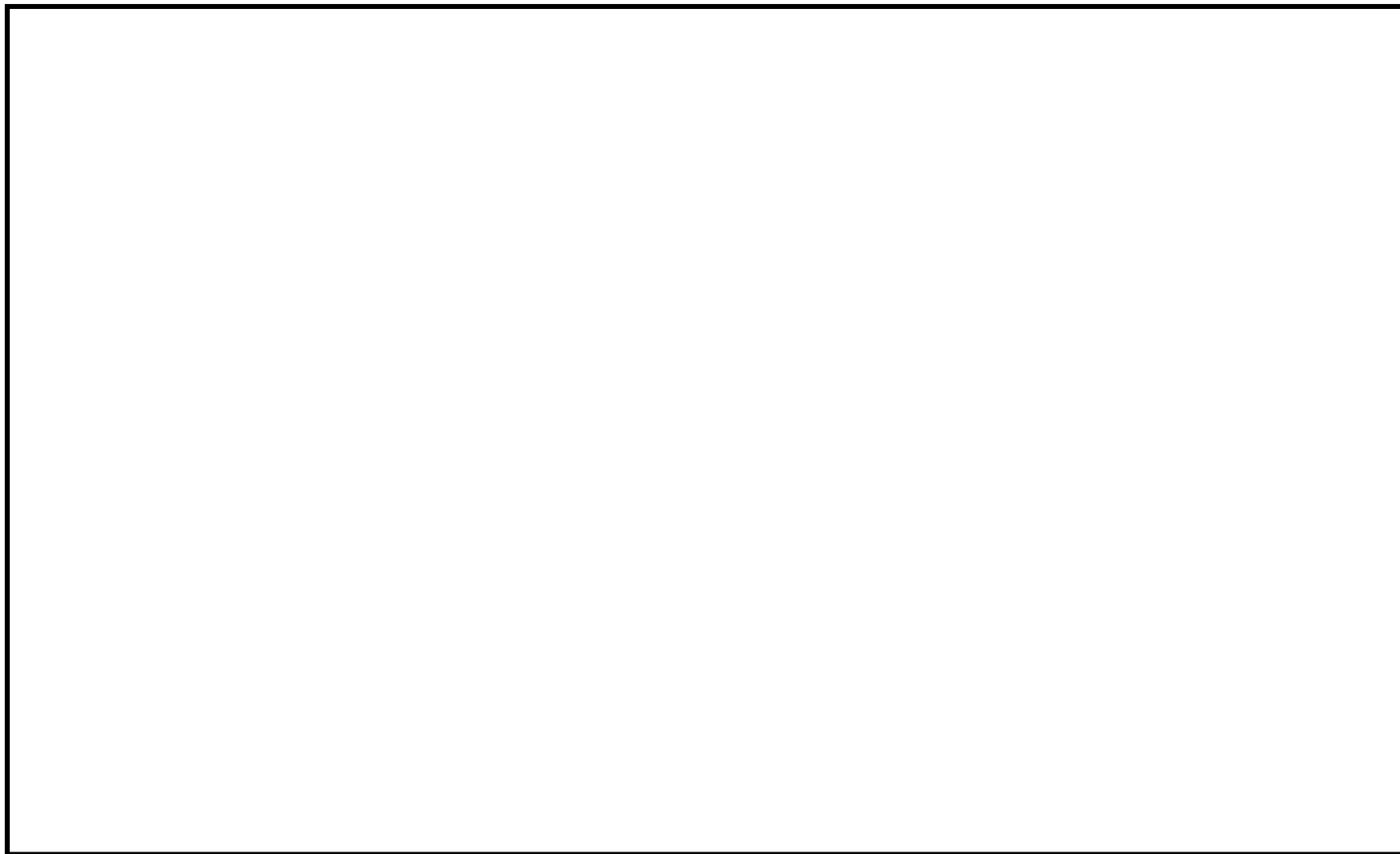


図 3-6-1 タービンランド蒸気系 FAC 管理区分図

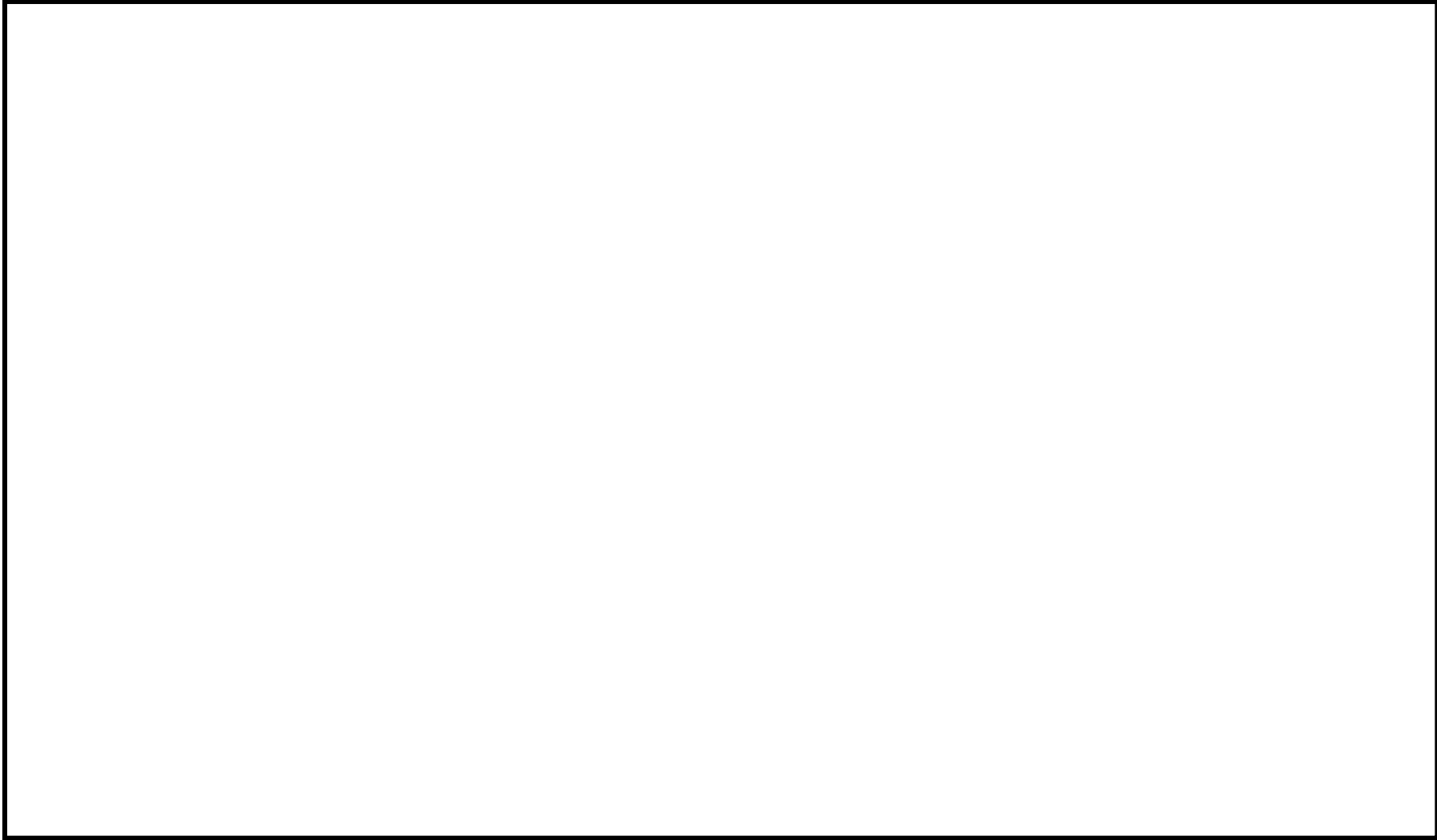


図 3-6-2 TGS-T-3 解析モデル図

表 3-6-3 減肉設定範囲における評価仕様

解析モデル：TGS-T-3

管番号*	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	267.4	9.3				B	クラス 3 以下の管
2	406.4	12.7				B	クラス 3 以下の管

注記*：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。

表 3-6-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態 B A S				
			一次応力評価				
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表
1	TGS-T-3	B	78	151	210	1.39	○
2	TGS-T-2SPB	B	132W	122	180	1.47	—
3	TGS-T-4SPB	B	16	73	210	2.87	—

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

3. 7 補助蒸気系

本システムにおける FAC 管理区分図を図 3-7-1 に示す（記号凡例については、表 3-7-1 に示す）。本システムにおいて FAC 管理範囲を含む解析モデルは、全 1 モデルあり、各応力区分における最大応力評価点の許容値／発生値が最小となる解析モデルを代表として、解析モデル図を図 3-7-2 に示す（記号凡例については、表 3-7-2 に示す）。また、解析モデル図に、減肉設定範囲を示すとともに、当該部において適用した耐震管理厚さを含む評価仕様を表 3-7-3 に示す。各応力区分における代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果を表 3-7-4 に示す。

表 3-7-1 FAC 管理区分図記号凡例



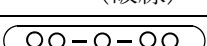





記号	内容
 (太線)	FAC-2 の管
 (太破線)	FAC-S の管
 (細線)	FAC-1 の管
 (破線)	減肉管理対象外の管
	解析モデル名 (代表モデル)
	解析モデル名 (代表モデル以外)
	アンカ
C1	管クラス (管クラスがクラス 1 管である場合の例)
[S]	耐震重要度分類 (耐震重要度分類が S クラスである場合の例)

表 3-7-2 解析モデル図記号凡例

記号	内容
 (太線)	減肉設定範囲の管
 (細線)	減肉設定範囲以外の管
 10	最大応力評価点および対応する評価点番号 (評価点番号が 10 である場合の例)
	管番号の境界点
	対応する管番号 (管番号が 1 である場合の例)

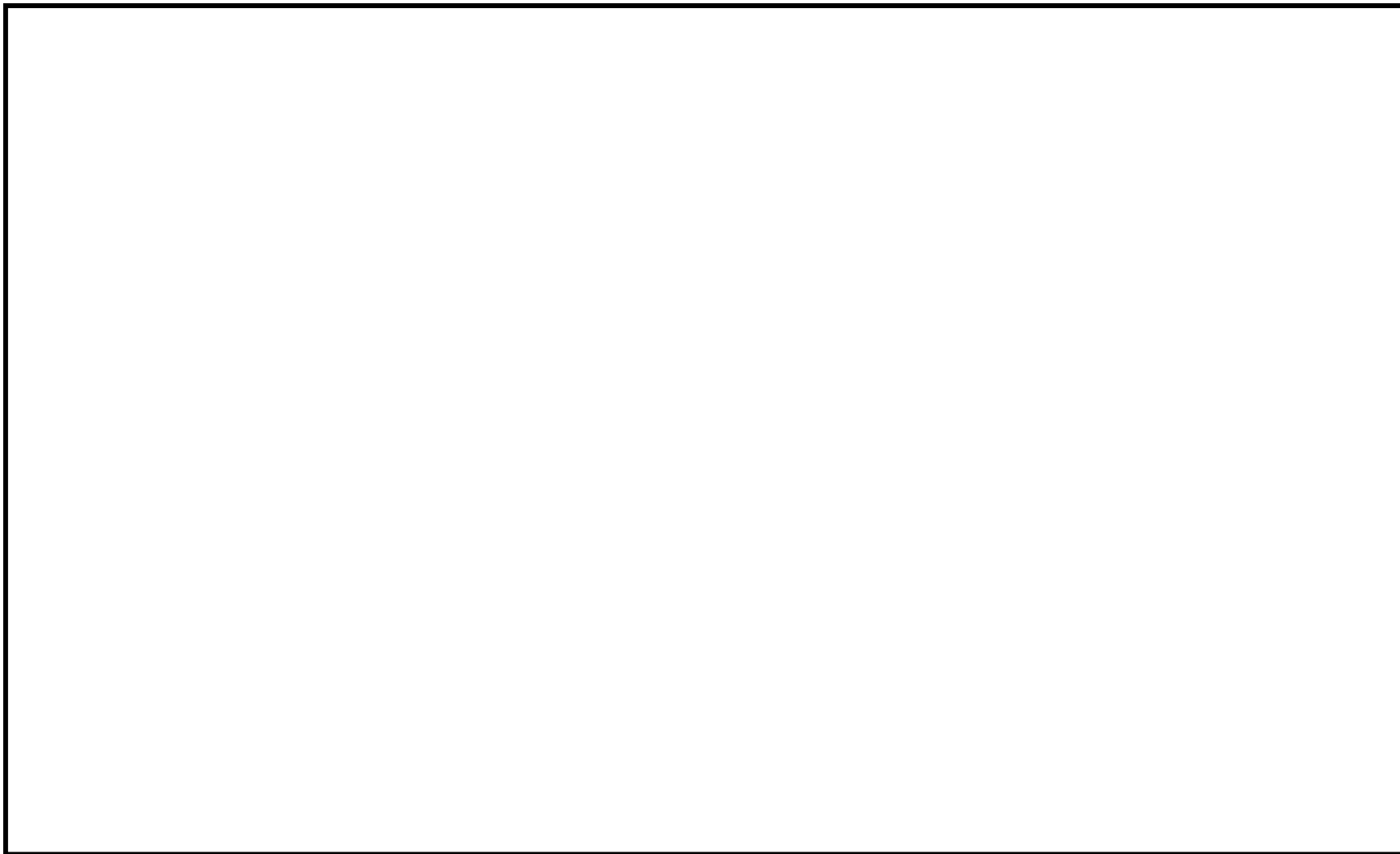


図 3-7-1 補助蒸気系 FAC 管理区分図

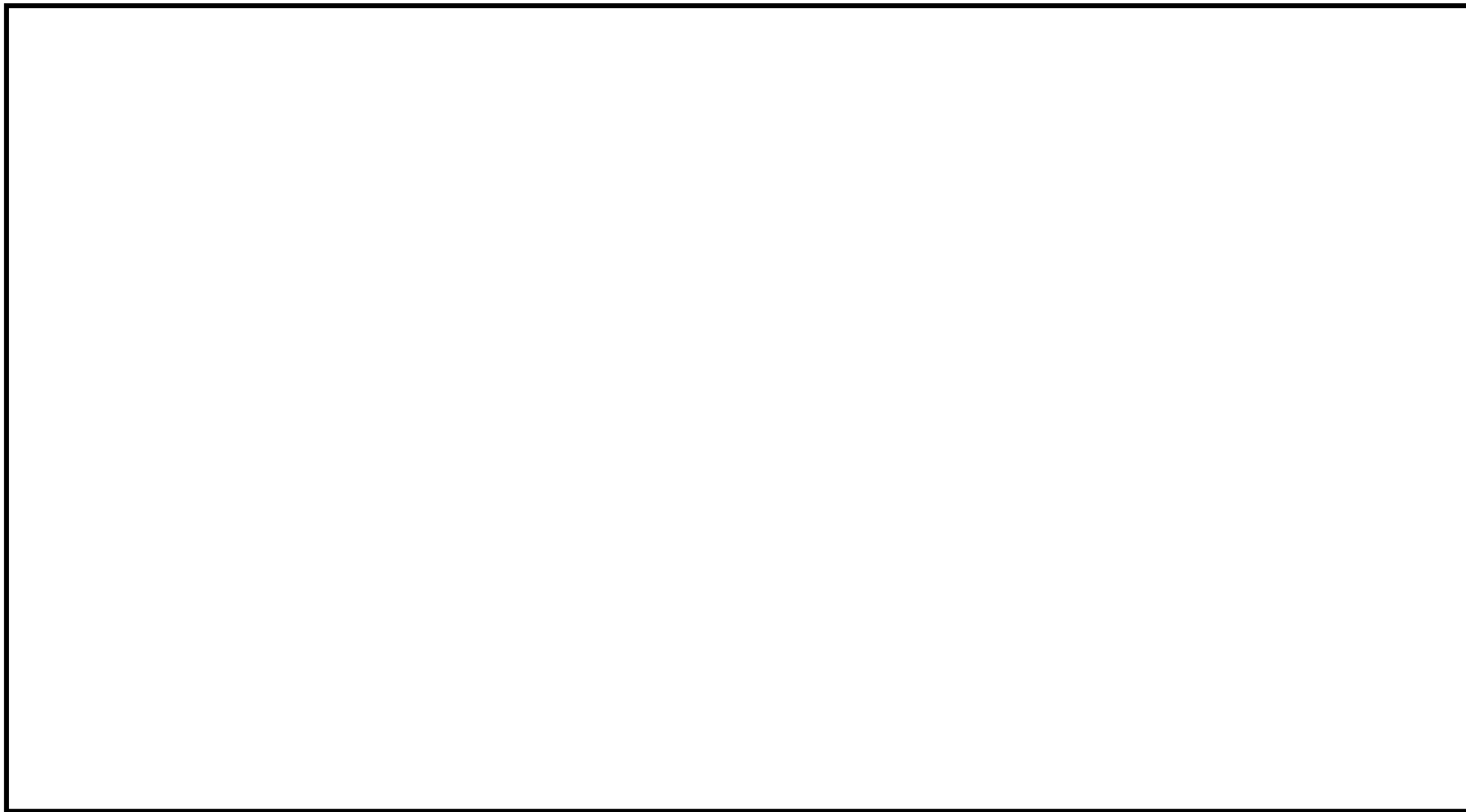


図 3-7-2 TGS-T-2 解析モデル図

表 3-7-3 減肉設定範囲における評価仕様

解析モデル：TGS-T-2

管番号*1	外径 (mm)	公称 板厚 (mm)	耐震 管理 厚さ (mm)	耐震管理 厚さ区分	FAC 管理 ランク	耐震 重要度 分類	管クラス
1	165.2	14.3				B	クラス 3 以下の管
2	165.2	14.3				B	クラス 3 以下の管

注記*1：管番号は、解析モデル図に示す○数字と紐付く。

*2：FAC-1 に分類される範囲のうち偏流発生部が連続する箇所であり、FAC-S として扱う箇所。

表 3-7-4 代表モデルの選定結果および全モデルの評価結果

クラス 3 以下の管

No	解析モデル	耐震 重要度 分類	許容応力状態 B A S				
			一次応力評価				
			評価点	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	代表
1	TGS-T-2	B	1A	119	182	1.52	○

注：設計用床応答スペクトル I および設計用震度 I による評価結果を示す。

コメント (確認内容)	疲労割れに対する評価の具体的内容について
回 答	<p>ベント管ベローズの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容を添付資料（１）に，主蒸気系配管の低サイクル疲労に対する評価の具体的内容を添付資料（２），炉心シュラウドの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容を添付資料（３）に示す。</p> <p>添付資料</p> <ul style="list-style-type: none">（１）ベント管ベローズの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容（２）主蒸気系配管の低サイクル疲労に対する評価の具体的内容（３）炉心シュラウドの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容

ベント管ベローズの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容

1. 評価概要

ベント管ベローズの疲労評価は、設計・建設規格 クラス MC 容器に基づき実施しており、評価対象部位の疲れ累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

(1) 過渡回数

ベント管ベローズの疲労評価に用いた過渡回数を表 1 および表 2 に示す。

表 1 ベント管ベローズの疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2015年7月末時点)	60年目の推定 過渡回数
ボルト締付	20	45
耐圧試験	24	55
起動（昇温，タービン起動）	36	74
夜間出力運転（75%出力）	40	81
週末出力運転（50%出力）	34	84
制御棒パターン変更	58	143
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ypass）	0	1
スクラム（タービントリップ）	1	2
スクラム（その他スクラム）	4	7
停止（タービン停止，高温待機，冷却，容器満水，満水後冷却）	36	74
ボルト取り外し	21	46
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0	1
スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0	1

表 2 ベント管ベローズの過渡回数

項目 運転 状態	記号	運転実績に基づ く過渡回数(2015 年7月末時点)	60年目の推定 過渡回数	備考
通常状態	N ₁	240	530	表 1 に示すボルト締付およびボルト取り外し以外の過渡回数の合計値（一の位切り上げ）
設計状態	N ₂	30	50	設計状態相当の変位となる回数を PCV 全体漏えい率試験の回数と考え、表 1 に示すボルト取り外しの過渡回数を用いる。（一の位切り上げ）
地震時	N ₃	300	300	設工認の設計繰り返し回数と同じ

(2) 基本寸法および仕様

疲れ累積係数の算出に用いたベント管ベローズの形状を図1に、基本寸法を表3に仕様を表4に示す。

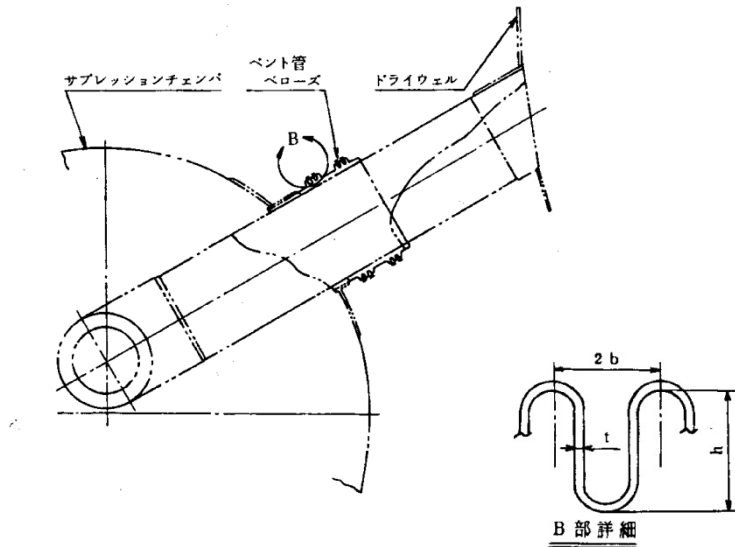


図1 ベント管ベローズの形状

表3 ベント管ベローズの基本寸法

部位	形状				
	b (mm)	h (mm)	t (mm)	n	c
ベント管ベローズ					

〈記号の説明〉

b : ベローズの波のピッチの2分の1

h : ベローズの波の高さ

t : ベローズの板厚

n : ベローズの波数の2倍の値

c : ベローズの層数

表4 ベント管ベローズの仕様

部位	材料	区分	最高使用温度 (°C)	最高使用圧力 (MPa)	縦弾性係数 (MPa)
ベント管ベローズ	SUS304	通常状態	57	0	192000
		設計状態	171	0.427	184000

表5 ベント管ベローズの全伸縮量 (mm)

部位	通常状態 δ_1^{*1}	設計状態 δ_2^{*1}	地震時 δ_3^{*2}
ベント管ベローズ			

*1：建設時工認の値

*2：設工認における基準地震動 S_s の地震時の伸縮量

(4) 運転実績に基づく疲労評価結果

ベント管ベローズの運転実績に基づく疲労評価結果を表6に示す。

表6 ベント管ベローズの運転実績に基づく疲労評価結果

評価条件	通常状態		設計状態		$\frac{N_1}{N_{SA}} + \frac{N_2}{N_{SB}}$
	N_{SA}	$\frac{N_1}{N_{SA}}$	N_{SB}	$\frac{N_2}{N_{SB}}$	
評価時点					0.02924
運転後60年 時点					0.04874

(5) 地震動による疲労評価結果

ベント管ベローズの地震動による疲労評価結果を表7に示す。

表7 ベント管ベローズの地震動による疲労評価結果

評価条件	地震時	
	N_{SC}	$\frac{N_3}{N_{SC}}$
評価時点	9.297×10^2	0.32268
運転後60年 時点	9.297×10^2	0.32268

(6) 評価結果

ベント管ベローズの評価結果を表 8 に示す。表に示すとおり運転実績に基づく疲れ累積係数と地震動による疲れ累積係数の和は許容値 1 以下となり、耐震安全性に問題がないことを確認した。(各疲れ累積係数の () 内の数値は桁処理前の数値を示す。)

表 8 ベント管ベローズの疲労評価結果

評価部位	評価地震力	運転実績回数に基づく疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数*	合計 (許容値：1 以下)
ベント管ベローズ	Ss/Sd	0.049 (0.04874)	0.323 (0.32268)	0.372

*: 基準地震動 Ss および弾性設計用地震動 Sd の設計繰り返し回数は Ss : 150 回, Sd : 300 回であり、保守的に 300 回を適用した値

主蒸気系配管の低サイクル疲労に対する評価の具体的内容

1. 評価概要

主蒸気系配管の疲労評価は、設計・建設規格 クラス 1 配管に基づき実施しており、疲れ累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

(1) 過渡回数

主蒸気系配管の疲労評価に用いた 60 年目の推定過渡回数を表 1 に示す。

表 1 主蒸気系配管の疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2015 年 7 月末時点)	60 年目の推定 過渡回数
ボルト締付	20	45
耐圧試験	24	55
起動（昇温、タービン起動）	36	74
夜間低出力運転（75%出力）	40	81
週末低出力運転（50%出力）	34	84
制御棒パターン変更	58	143
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（給水加熱器部分パイプ）	0	1
スクラム（タービントリップ）	1	2
スクラム（その他スクラム）	4	7
停止（タービン停止、高温待機、冷却、容器満水、満水後冷却）	36	74
ボルト取り外し	21	46
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0	1
スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0	1

(2) 解析モデル

疲労評価に用いた解析モデルおよび評価点を図 1 に示す。なお、解析コードは HISAP を使用した。

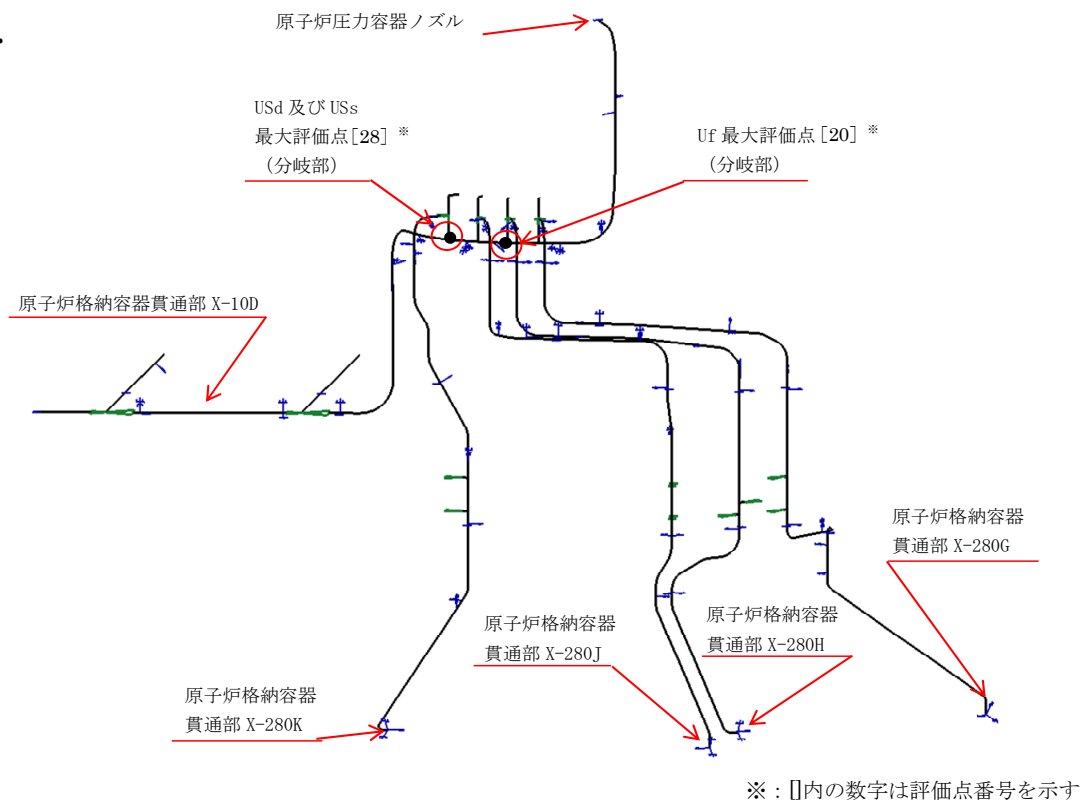


図1 主蒸気系配管 解析モデルおよび評価点

(3) 線膨張係数

主蒸気系配管の評価に使用した線膨張係数（最大評価点の数値）を以下に示す。

評価区分	最大評価点	材質	線膨張係数 [$\times 10^{-6}$ mm/mm $^{\circ}$ C]
運転実績回数に基づく疲労評価	20	STS49	12.92
地震動による疲労評価	28		

(4) 運転実績回数に基づく疲労評価結果

主蒸気系配管の運転実績回数に基づく疲労評価結果（全評価点）を表2に最大評価点における疲労評価結果の内訳を表3に示す。

表2 主蒸気系配管の運転実績回数に基づく疲労評価結果（全評価点）

評価点	疲労評価結果	
1N	Uf	0.0007
2	Uf	0.0009
3	Uf	0.0003
3001	Uf	0.0000
4	Uf	0.0000
5	Uf	0.0000
6	Uf	0.0000
7	Uf	0.0000
8	Uf	0.0000
9	Uf	0.0000
10	Uf	0.0000
11	Uf	0.0005
12	Uf	0.0009
13	Uf	0.0010
1301	Uf	0.0000
14	Uf	0.0000
1501	Uf	0.0000
15	Uf	0.0000
16	Uf	0.0000
17	Uf	0.0120
18	Uf	0.0000
19	Uf	0.0000
20	Uf	0.0133
21	Uf	0.0000
22	Uf	0.0000
23	Uf	0.0000
24	Uf	0.0094
25	Uf	0.0000
26	Uf	0.0000
27	Uf	0.0000
28	Uf	0.0090
29	Uf	0.0000
30	Uf	0.0000
31	Uf	0.0000
32	Uf	0.0000
33	Uf	0.0000
34	Uf	0.0021
35	Uf	0.0012
3501	Uf	0.0000
36	Uf	0.0000
37	Uf	0.0000
38	Uf	0.0000
3801	Uf	0.0000
3802	Uf	0.0000
39	Uf	0.0000
3901	Uf	0.0000
40	Uf	0.0018
41	Uf	0.0019
4101	Uf	0.0000
42	Uf	0.0000
4200	Uf	0.0000
43	Uf	0.0002
100	Uf	0.0000

評価点	疲労評価結果	
101	Uf	0.0000
200	Uf	0.0000
201	Uf	0.0000
300	Uf	0.0000
301	Uf	0.0000
400	Uf	0.0000
401	Uf	0.0000

: 最大値となる箇所を示す。

表3 主蒸気系配管（評価点：20）の運転実績回数に基づく疲労評価結果の内訳

No.	事象毎の組合せ		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)	最高使用温度 における ヤング率	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後)	繰返し回数		疲れ累積係数	
	名称	運転温度(°C)		Sp	Sn	Ke	S0	E	S0'	ni	Ni	U f
		始点	終点	MPa	MPa	—	MPa	MPa	MPa	回数	許容回数	大気中
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												
										疲れ累積係数総合計	0.0133	

(5) 地震動による疲労評価結果

表4に基準地震動 (Ss) による疲労評価結果, 表5に弾性設計用地震動 (Sd) による疲労評価結果を示す。これらの地震動の評価結果のうち, 疲れ累積係数の大きい基準地震動 (Ss) の最大評価点における地震動による疲労評価結果の内訳を表6に示す。

表4 主蒸気系配管の地震動による疲労評価結果 (基準地震動 (S s))

評価点	疲労評価結果		評価点	疲労評価結果	
1N	USs	0.0000	200	USs	0.0173
2	USs	0.0000	201	USs	0.0055
3	USs	0.0000	300	USs	0.0057
3001	USs	0.0000	301	USs	0.0032
4	USs	0.0000	400	USs	0.0550
5	USs	0.0000	401	USs	0.0028
6	USs	0.0000			
7	USs	0.0000			
8	USs	0.0000			
9	USs	0.0000			
10	USs	0.0000			
11	USs	0.0000			
12	USs	0.0000			
13	USs	0.0000			
1301	USs	0.0000			
14	USs	0.0000			
1501	USs	0.0000			
15	USs	0.0000			
16	USs	0.0000			
17	USs	0.3283			
18	USs	0.0000			
19	USs	0.0000			
20	USs	0.4033			
21	USs	0.0000			
22	USs	0.0000			
23	USs	0.0000			
24	USs	0.2033			
25	USs	0.0000			
26	USs	0.0000			
27	USs	0.0000			
28	USs	0.5929			
29	USs	0.0000			
30	USs	0.0000			
31	USs	0.0000			
32	USs	0.0000			
33	USs	0.0000			
34	USs	0.0000			
35	USs	0.0000			
3501	USs	0.0000			
36	USs	0.0000			
37	USs	0.0000			
38	USs	0.0000			
3801	USs	0.0000			
3802	USs	0.0000			
39	USs	0.0000			
3901	USs	0.0000			
40	USs	0.0004			
41	USs	0.0004			
4101	USs	0.0000			
42	USs	0.0000			
4200	USs	0.0000			
43	USs	0.0016			
100	USs	0.0119			
101	USs	0.0043			

: 最大評価点を示す。

表 5 主蒸気系配管の地震動による疲労評価結果（弾性設計用地震動（S d））

評価点	疲労評価結果		評価点	疲労評価結果	
1N	USd	0.0000	200	USd	0.0018
2	USd	0.0000	201	USd	0.0009
3	USd	0.0000	300	USd	0.0010
3001	USd	0.0000	301	USd	0.0003
4	USd	0.0000	400	USd	0.0035
5	USd	0.0000	401	USd	0.0000
6	USd	0.0000			
7	USd	0.0000			
8	USd	0.0000			
9	USd	0.0000			
10	USd	0.0000			
11	USd	0.0000			
12	USd	0.0000			
13	USd	0.0000			
1301	USd	0.0000			
14	USd	0.0000			
1501	USd	0.0000			
15	USd	0.0000			
16	USd	0.0000			
17	USd	0.0130			
18	USd	0.0000			
19	USd	0.0000			
20	USd	0.0150			
21	USd	0.0000			
22	USd	0.0000			
23	USd	0.0000			
24	USd	0.0098			
25	USd	0.0000			
26	USd	0.0000			
27	USd	0.0000			
28	USd	0.0430			
29	USd	0.0000			
30	USd	0.0000			
31	USd	0.0000			
32	USd	0.0000			
33	USd	0.0000			
34	USd	0.0000			
35	USd	0.0000			
3501	USd	0.0000			
36	USd	0.0000			
37	USd	0.0000			
38	USd	0.0000			
3801	USd	0.0000			
3802	USd	0.0000			
39	USd	0.0000			
3901	USd	0.0000			
40	USd	0.0000			
41	USd	0.0000			
4101	USd	0.0000			
42	USd	0.0000			
4200	USd	0.0000			
43	USd	0.0000			
100	USd	0.0014			
101	USd	0.0005			

 : 最大評価点を示す。

表6 主蒸気系配管の地震動による疲労評価結果（基準地震動（S s））の内訳

No.	事象毎の組合せ			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)	最高使用温度 における ヤング率	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後)	繰返し回数		疲れ累積係数
	名称	運転温度(°C)		Sp	Sn	Ke	S0	E	S0'	ni	Ni	US s
		始点	終点	MPa	MPa	—	MPa	MPa	MPa	回数	許容回数	大気中
1												
										疲れ累積係数総計	0.5929	

(6) 評価結果

主蒸気系配管の評価結果を表7に示す。運転実績回数に基づく最大評価点の疲れ累積係数と地震動による最大評価点の疲れ累積係数の和は許容値1以下となり、耐震安全性に問題がないことを確認した。なお、運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動による疲れ累積係数の最大評価点はそれぞれ異なるが、保守的にそれぞれの最大値を足し合わせた。

表7 主蒸気系配管の疲労評価結果

系統	評価 地震力	運転実績回数に 基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数	合計 (許容値：1以下)
主蒸気系	Ss	0.014 (0.0133)	0.593 (0.5929)	0.607
	Sd	0.014 (0.0133)	0.043 (0.0430)	0.057

各疲れ累積係数の () 内の数値は桁処理前の数値を示す。

炉心シュラウドの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容

1. 評価概要

炉心シュラウドの疲労評価は、設計・建設規格 炉心支持構造物に基づき実施しており、疲れ累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

2. 通常運転時における疲れ累積係数

(1) 過渡回数

炉心シュラウドの疲労評価に用いた過渡回数を表 1 に示す。

表 1 炉心シュラウドの疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2015年7月末時点)	60年時点 推定回数
耐圧試験	24	55
起動（昇温，タービン起動）	36	74
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
スクラム（タービントリップ）	1	2
スクラム（その他のスクラム）	4	7
停止（タービン停止，高温待機，冷却， 容器満水，満水後冷却）	36	74
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0	1
スクラム（逃し安全弁誤作動）	0	1

(2) 解析モデル

炉心シュラウドの疲労評価に用いた解析モデルおよび評価点を図 1 に示す。なお，解析コードは TACF（温度分布解析）および ASHSD2-B（応力解析）を使用した。

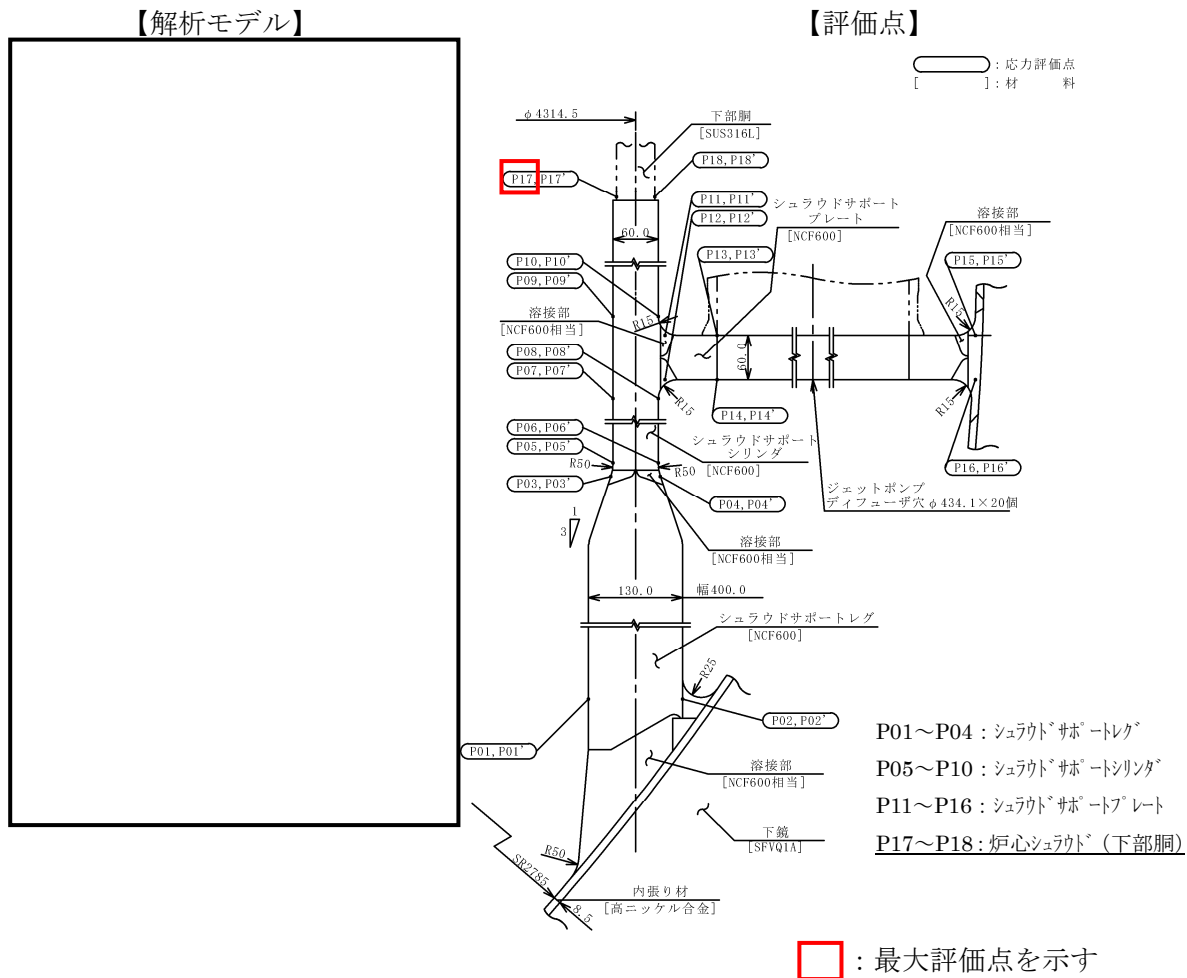


図1 炉心シールド 解析モデルおよび評価点

(3) 材料物性値および外荷重条件

炉心シールドの評価に使用した材料物性値を表2に外荷重条件を表3に示す。

表2 炉心シールドの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/mm°C)	Sm (MPa)	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A ₀	B ₀
SUS316L						3.1	0.7	2.15

〈記号の説明〉

- E : 運転温度 () °C) に対する縦弾性係数
- α : 運転温度 () °C) に対する瞬時熱膨張係数
- Sm : 運転温度 () °C) に対する設計応力強さ
- S : 設計・建設規格 表 添付 4-2-2 の曲線Cの 10¹¹ 回に対する繰返しピーク応力強さ
- E₀ : 設計・建設規格 添付 4-2 に記載された縦弾性係数
- q, A₀, B₀ : 設計・建設規格 表 PVB-3315-1 に示された簡易弾塑性解析に使用する係数

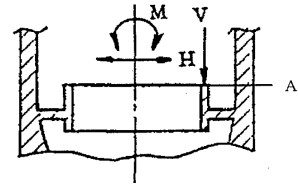
表3 炉心シュラウドの外荷重条件

荷重名称	鉛直力 (kN)	水平力 (kN)	モーメント (kN・m)
	V	H	M
設計機械的荷重			
死荷重			
ジェット反力			

注1：H，Mはシュラウドサポートシリンダの上端部における値を示す

注2：表中の値は1桁目を切り上げ

注3：荷重方向は右図の通り



(4) 運転実績に基づく疲労評価結果および環境疲労評価手法に基づく疲労評価結果

炉心シュラウドの疲れ累積係数は、運転実績に基づく疲労評価および環境疲労評価手法に基づく疲労評価の最大評価点でそれぞれ 0.013, 0.317 となった。炉心シュラウドの運転実績回数に基づく疲労評価結果（全評価点）を表4に、最大評価点における疲労評価結果の内訳を表5に、環境疲労評価手法に基づく疲労評価結果を表6にそれぞれ示す。

表4 炉心シュラウドの運転実績回数に基づく疲労評価結果（全評価点）

評価点	Uf	許容値
P17	0.0123	1
P17'	0.0123	
P18	0.0072	
P18'	0.0072	

P17：最大評価点を示す

表 5 炉心シュラウドの運転実績回数に基づく疲労評価結果（最大評価点）の内訳

応力評価点 — P17

材料 — SUS316L

No.	事象毎の組合せ			Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S θ (MPa)	S θ ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
	名称	運転温度(°C)									
		始点	終点								
1											
2											
3											
4											
5											
6											

Uf = 0.0123

<記号の説明>

- Sn : 供用状態 A, B における一次+二次応力の応力最大範囲
- Ke : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数
- Sp : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲
- S θ : 繰返しピーク応力強さ
- S θ ' : 補正繰返しピーク応力強さ
- Na : S θ ' に対応する許容繰返し回数
- Nc : 実際の繰返し回数
- Uf : 疲れ累積係数

表 6 炉心シュラウドの環境疲労評価手法に基づく疲労評価結果（環境疲労考慮あり）

評価点	U _f	F _{en,sc} *1	U _{en} *2	許容値
P17	0.0123	25.8896	0.3171	1
P17'	0.0123	25.8896	0.3171	
P18	0.0072	25.8896	0.1856	
P18'	0.0072	25.8896	0.1856	

P17 : 最大評価点を示す

*1 : 係数倍法による環境効果補正係数（算出過程は以下のとおり）

解析温度 : T = 302°C

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times T^*)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times 302)$$

$$= 25.8896$$

*2 : U_{en} = U_f × F_{en,sc}

3. 地震動による疲れ累積係数

炉心シュラウドの各評価点のうち、環境疲労評価手法に基づく評価を用いて得られた疲れ累積係数が最大となる評価点（P17）について、基準地震動（S_s）および弾性設計用地震動（S_d）の評価を実施した。

（1）解析モデル

発生応力の算出には、「2. 通常運転時における疲れ累積係数」の算出に用いたものと同一の解析モデル（2次元軸対称モデル）を用いた。

（2）材料物性値および耐震条件

材料物性値は「2. 通常運転時における疲れ累積係数」の算出に用いたものと同一の値を用いた。耐震条件は、基準地震動 S_s、弾性設計用地震動 S_d を用いて設定した設計用条件 I を上回る地震荷重にて評価を行った。評価に用いた地震荷重条件を表 7 に示す。

また、基準地震動 S_s における等価繰返し回数は 150 回、弾性設計用地震動 S_d における等価繰返し回数は 300 回を用いた。

表 7 炉心シュラウドの地震荷重条件

荷重名称	鉛直力 (kN)	水平力 (kN)	モーメント (kN・m)
	V	H	M
地震荷重 S _s			
地震荷重 S _d			

(3) 地震動による疲労評価結果

a. 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表 8 に示す。

表 8 地震時に生じる応力の解析結果

(単位：MPa)

評価 地震力	一次+二次応力		
	評価点	S n #	許容値
Ss	P17	249	
Sd		145	
Ss	P18	323	
Sd		188	

〈記号の説明〉

S n # : 基準地震動 Ss または弾性設計用地震動 Sd による地震荷重のみによる一次+二次応力の応力差最大範囲

b. 地震動による疲労評価結果

基準地震動 Ss および弾性設計用地震動 Sd による一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 S p # の解析結果を表 8 に示す。

表 7 に示すとおり、基準地震動 Ss による一次+二次応力の応力差最大範囲 S n # が許容値である 3・S m を超えるため、設計・建設規格 PVB-3315(2) に該当する。このため設計・建設規格 PVB-3315 に記載の K e による割増しを考慮する。一方、弾性設計用地震動 Sd による一次+二次応力の応力差最大範囲 S n # は許容値である 3・S m 未満であるため、設計・建設規格 PVB-3315(1) に該当する。このため設計・建設規格 PVB-3315 に記載の K e による割増しは考慮しない。

上記より、繰返しピーク応力強さ S ℓ は、基準地震動 Ss による一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 S p #、応力割増係数 K e と次式により求める。また、弾性設計用地震動 Sd による一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 S p # と次式により求める。

$$\text{基準地震動 Ss} : S_{\ell} = \frac{K_e S_p}{2}$$

$$\text{弾性設計用地震動 Sd} : S_{\ell} = \frac{S_p}{2}$$

補正繰返しピーク応力強さ $S\ell'$ は、上記の繰返しピーク応力強さ $S\ell$ 、表 5 に記載の縦弾性係数 E_0 、運転温度に対する縦弾性係数 E を用いて次式により求める。算出結果を表 8 に示す。

$$S\ell' = S\ell \cdot \frac{E_0}{E}$$

以上より、基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d による疲れ累積係数を表 8 に示す。表に示すとおり、疲れ累積係数の大きい基準地震動 S_s を地震動による疲れ累積係数として評価に用いた。基準地震動 S_s の全評価点の疲れ累積係数を表 9 に、弾性設計用地震動 S_d の全評価点の疲れ累積係数を表 10 に示す。

表 8 基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d による疲れ累積係数の算出結果

評価地震力	評価点	$S_{p\#}$ (MPa)	K_e	$S\ell'$ (MPa)	等価繰返し回数	許容繰返し回数	疲れ累積係数
S_s	P17						0.0010
S_d							0.0002
S_s	P18						0.0264
S_d							0.0004

〈記号の説明〉

$S_{p\#}$: 基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d による一次+二次+ピーク応力の応力差範囲

K_e : 応力割増し係数

$S\ell'$: 補正繰返しピーク応力強さ

表 9 炉心シュラウドの地震動による評価結果（基準地震動（ S_s ））

評価点	U_{s_s}	環境条件	許容値
P17 ※	0.0010	炉水	1
P17'	0.0010	炉水	
P18	0.0264	炉水	
P18'	0.0264	炉水	

※ : 運転実績回数に基づく疲労評価結果のうち最大評価点

表 10 炉心シュラウドの地震動による評価結果（弾性設計用地震動（ S_d ））

評価点	U_{s_d}	環境条件	許容値
P17 ※	0.0002	炉水	1
P17'	0.0002	炉水	
P18	0.0004	炉水	
P18'	0.0004	炉水	

※ : 運転実績回数に基づく疲労評価結果のうち最大評価点

4. 評価結果

炉心シュラウドの疲労評価結果を表 11 に示す。表に示すとおり運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動による最大評価点の疲れ累積係数の和は許容値 1 以下となり、耐震安全性に問題がないことを確認した。

表 11 炉心シュラウドの疲労評価結果

評価 地震力	運転実績回数に基づく疲 れ累積係数 (環境疲労を考慮)	地震動による 疲れ累積係数	合計
Ss	0.318 (0.3171)	0.001 (0.0010)	0.319
Sd	0.318 (0.3171)	0.001 (0.0002)	0.319

各疲れ累積係数の () 内の数値は桁処理前の数値を示す。