

玄海原子力発電所3号炉審査資料	
資料番号	QGN3-PLM30-耐震
提出年月日	2023年3月13日

玄海原子力発電所3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3月13日

九州電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る
事項ですので公開することはできません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 評価対象	4
3.1.1 耐震安全性評価対象機器	4
3.1.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
3.2 評価手法	7
3.2.1 主な適用規格	7
3.2.2 耐震安全性評価の評価手法	8
3.3 評価用地震力	12
3.4 評価用地震動	13
3.5 代表の選定	16
4. 代表の耐震安全性評価	18
4.1 耐震安全性評価	18
4.1.1 低サイクル疲労	18
4.1.2 高サイクル熱疲労	19
4.1.3 中性子照射脆化	19
4.1.4 熱時効	19
4.1.5 中性子照射による靱性低下	20
4.1.6 中性子および γ 線照射脆化	21
4.1.7 応力腐食割れ	21
4.1.8 摩耗	22
4.1.9 流れ加速型腐食	22
4.1.10 全面腐食	23
4.1.11 動的機能維持に係る耐震安全性評価	24
4.1.12 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価	25
4.1.13 照射誘起型応力腐食割れ	25
4.1.14 浸水防護施設の耐震安全性評価	25
4.2 現状保全	26
4.3 総合評価	26
5. まとめ	27
5.1 審査ガイド適合性	27
5.2 長期施設管理方針として策定する事項	32

別紙 1.	建設後の耐震補強の実績について	1-1
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	2-1
別紙 3.	機器・配管に係る、比率で示された耐震安全性評価結果 (疲労累積係数を除く)について	3-1
別紙 4.	主蒸気ライン貫通部の端板他の疲労割れに対する 耐震安全性評価について	4-1
別紙 5.	アンカーサポート取付部 (余熱除去系統配管) の疲労割れに対する 耐震安全性評価について	5-1
別紙 6.	余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価に ついて	6-1
別紙 7.	原子炉容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について	7-1
別紙 8.	炉心槽の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価について	8-1
別紙 9.	原子炉容器サポート (サポートブラケット (サポートリブ)) の 中性子およびγ線照射脆化に対する耐震安全性評価について	9-1
別紙 10.	廃液蒸発装置 (蒸発器胴板) の応力腐食割れに対する耐震安全性評価に ついて	10-1
別紙 11.	蒸気発生器支持脚 (ヒンジ摺動部) の摩耗に対する 耐震安全性評価について	11-1
別紙 12.	主蒸気系統配管他の内面からの腐食 (流れ加速型腐食) に対する 耐震安全性評価について	12-1
別紙 13.	原子炉補機冷却水冷却器伝熱管他の内面腐食 (流れ加速型腐食) に 対する耐震安全性評価について	13-1
別紙 14.	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	14-1
別紙 15.	主蒸気逃がし弁他に接続する配管の流れ加速型腐食に対する 動的機能維持評価について	15-1
別紙 16.	制御棒クラスタ被覆管および案内管の摩耗に対する制御棒挿入性評価に ついて	16-1
別紙 17.	浸水防護施設の耐震安全性評価について	17-1
別紙 18.	新規基準適合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	18-1
別紙 19.	各設備の耐震安全性評価に用いた地震力について	19-1

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した高経年化技術評価のうち、耐震安全性評価の評価結果について、補足説明するものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価（以下、「技術評価」という。）については高経年化技術評価書に取りまとめている。

高経年化技術評価における耐震安全性評価とは、耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器の経年劣化を加味して耐震重要度分類に応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

2. 基本方針

各機器・構造物の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して「技術評価」を行った結果、保全対策を講じることによっても管理ができないという経年劣化事象は抽出されていない。

したがって、耐震性を考慮した場合にも、耐震性に影響を与える経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、耐震安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐震性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておく必要があると考えられることから、高経年化技術評価において耐震安全性の評価を実施するものである。

耐震安全性評価の基本方針は、評価対象機器について発生し得る経年劣化事象に対して実施した「技術評価」に耐震性を考慮した技術的評価を実施して、運転開始後60年時点までの期間において「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」に定める要求事項に適合することを確認することである。耐震安全性評価についての要求事項を表1に整理する。

表 1 (1 / 2) 耐震安全性評価についての要求事項

ガイド	要求事項
<p>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</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑥ 動的機器（部位）の抽出</p> <p>動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。</p> <p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出</p> <p>経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出</p> <p>耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑳-1 耐震安全性の評価</p> <p>実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価</p> <p>耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定</p> <p>想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>① 長期施設管理方針の策定</p> <p>すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>

表 1 (2/2) 耐震安全性評価についての要求事項

ガイド	要求事項
<p>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</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑥耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <p>実用炉規則第82条第1項から第3項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、PLM 基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。</p> <p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

3.1 評価対象

3.1.1 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評価対象機器は表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実績については別紙1に示す。

3.1.2 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

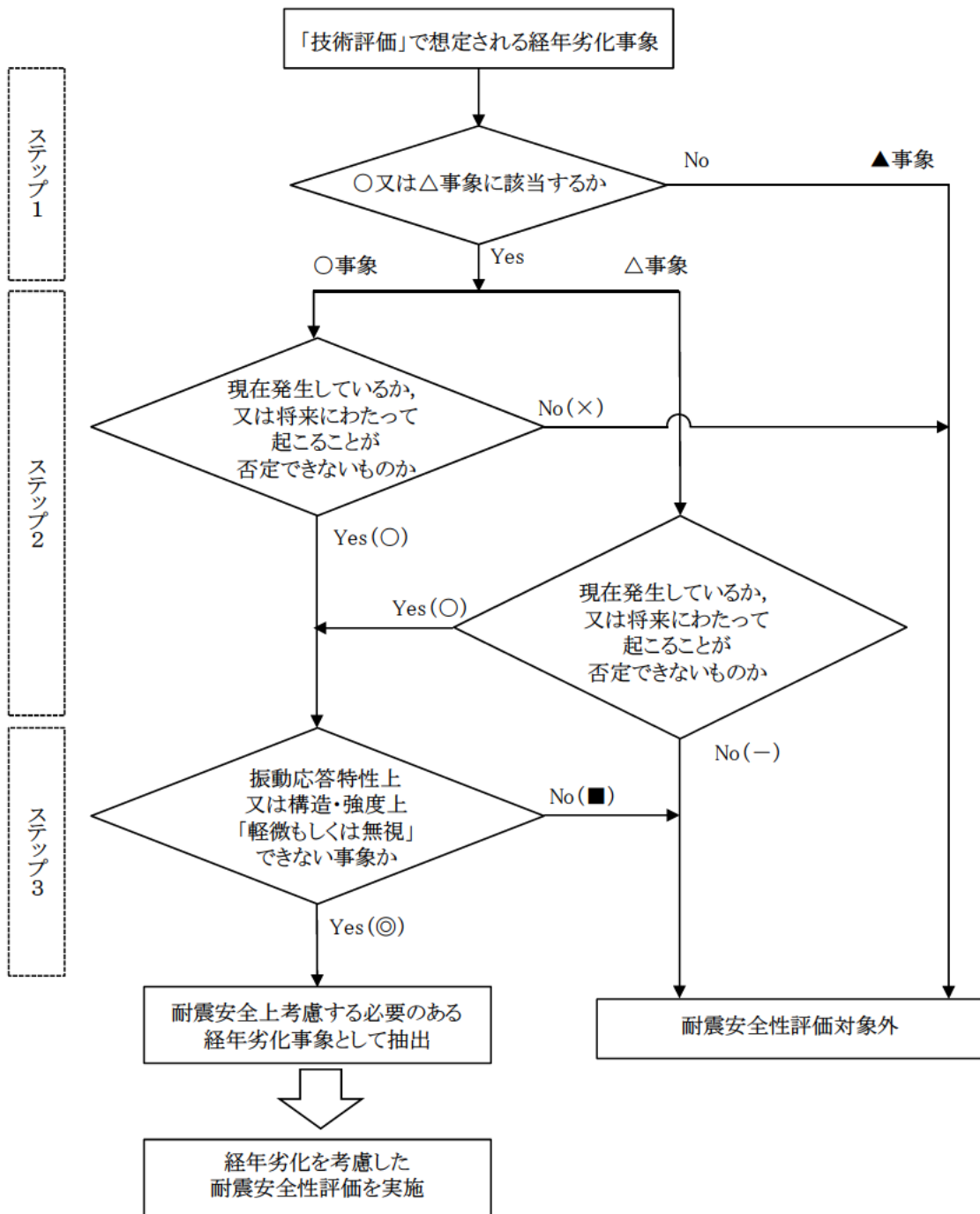
3.1.1項にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、各高経年化技術評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化については、以下のとおり分類される。

- (1) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）
- (2) 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）
- (3) 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、(1)および(2)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」できる事象ではない経年劣化事象」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・構造物のうちコンクリート構造物および鉄骨構造物、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。



【凡例】

- ：評価対象として抽出
- －：評価対象から除外
- ×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微若しくは無視」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
- △：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）
- ▲：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）

Yes/No() 内の記号は耐震評価の分類を示す。

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											
	疲労割れ		中性子照射脆化	照射誘起型応力腐食割れ	熱時効	中性子照射による靱性低下	中性子およびγ線照射脆化	応力腐食割れ	摩耗	腐食		コンクリートの強度・遮蔽能力 低下、テンドンの緊張力低下
	低サイクル疲労	高サイクル熱疲労								流れ加速型腐食	全面腐食	
ポンプ	◎	—	—	—	◎	—	—	—	—	—	—	—
熱交換器	◎	—	—	—	—	—	—	—	—	◎	—	—
ポンプ用 モータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	—	◎、×*1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
配管	◎	◎	—	—	◎	—	—	—	—	◎	—	—
弁	◎	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
炉内構造物	◎	—	—	×	—	◎	—	—	◎	—	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電気設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
タービン 設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	◎	—	—
コンクリート 構造物および 鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	×*2
計測制御 設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	◎	—	—
機械設備	◎	—	—	—	—	—	◎	◎	◎	—	◎	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	◎	—	—

*1：関連温度上昇が◎、上部棚吸収エネルギーの低下が×

*2：運転開始後60年時点のコンクリートの予測中性子照射量が、強度低下がみられはじめるとされる（ $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ）を超える範囲のコンクリート強度を全く期待せず「原子炉容器支持構造物コンクリートの圧縮強度」「原子炉容器サポート支持構造物基礎ボルトの引張耐力」「内部コンクリート（1次遮蔽壁含む）の最大せん断ひずみ」を評価し、いずれも影響がないとの結果が得られている（補足説明資料（コンクリート構造物および鉄骨構造物）別紙7参照）。以上より「×」とした。

【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

—：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に該当するものがない

3.2 評価手法

3.2.1 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「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「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」
- ・ 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方法 JEAC4206-2007」（以下、「JEAC4206」という。）
- ・ 日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NG1-2006」
- ・ 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 JEAG4601-1991 追補版」（以下、「JEAG4601」という。）
- ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」（以下、「JEAC4601」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。

3.2.2 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18に示す原子炉設置変更許可および新規制工事計画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。

(1) 低サイクル疲労（ポンプ、熱交換器、容器、配管、弁等）

運転開始後60年時点までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数と基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲労累積係数の合計値が許容値 1 以下となることを確認する。

(2) 高サイクル熱疲労（配管）

想定亀裂に対し、地震時の当該部位における発生応力を算出し、亀裂安定限界応力を超えないことを確認する。

(3) 中性子照射脆化（容器）

想定欠陥に対し、当該部位における地震時の応力拡大係数を算出し、運転開始後60年時点の中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。

(4) 熱時効（ポンプ、配管）

想定亀裂に対し、当該部位における地震時の亀裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料の亀裂進展抵抗と交差し、その交点において、亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回っていることを確認する。

なお、技術評価「熱時効」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(5) 中性子照射による靱性低下（炉内構造物）

想定欠陥に対し、地震時の当該部位における応力拡大係数を算出し、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。

なお、技術評価「中性子照射による靱性低下」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(6) 中性子および γ 線照射脆化（機械設備）

想定欠陥に対し、地震時の当該部位における応力拡大係数を算出し、運転開始後60年時点の中性子および γ 線照射を受けた材料の破壊靱性値を超えないことを確認する。

なお、技術評価「中性子および γ 線照射脆化」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(7) 応力腐食割れ（機械設備）

想定亀裂に対し、地震時の当該部位における発生応力を算出し、亀裂安定限界応力を超えないことを確認する。

(8) 摩耗（炉内構造物、機械設備）

a. 炉内構造物

シングルチューブの取替基準に相当する摩耗を考慮して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

b. 機械設備

運転開始後60年時点での摩耗量の一様減肉を仮定、または制御棒被覆管肉厚までの摩耗を想定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

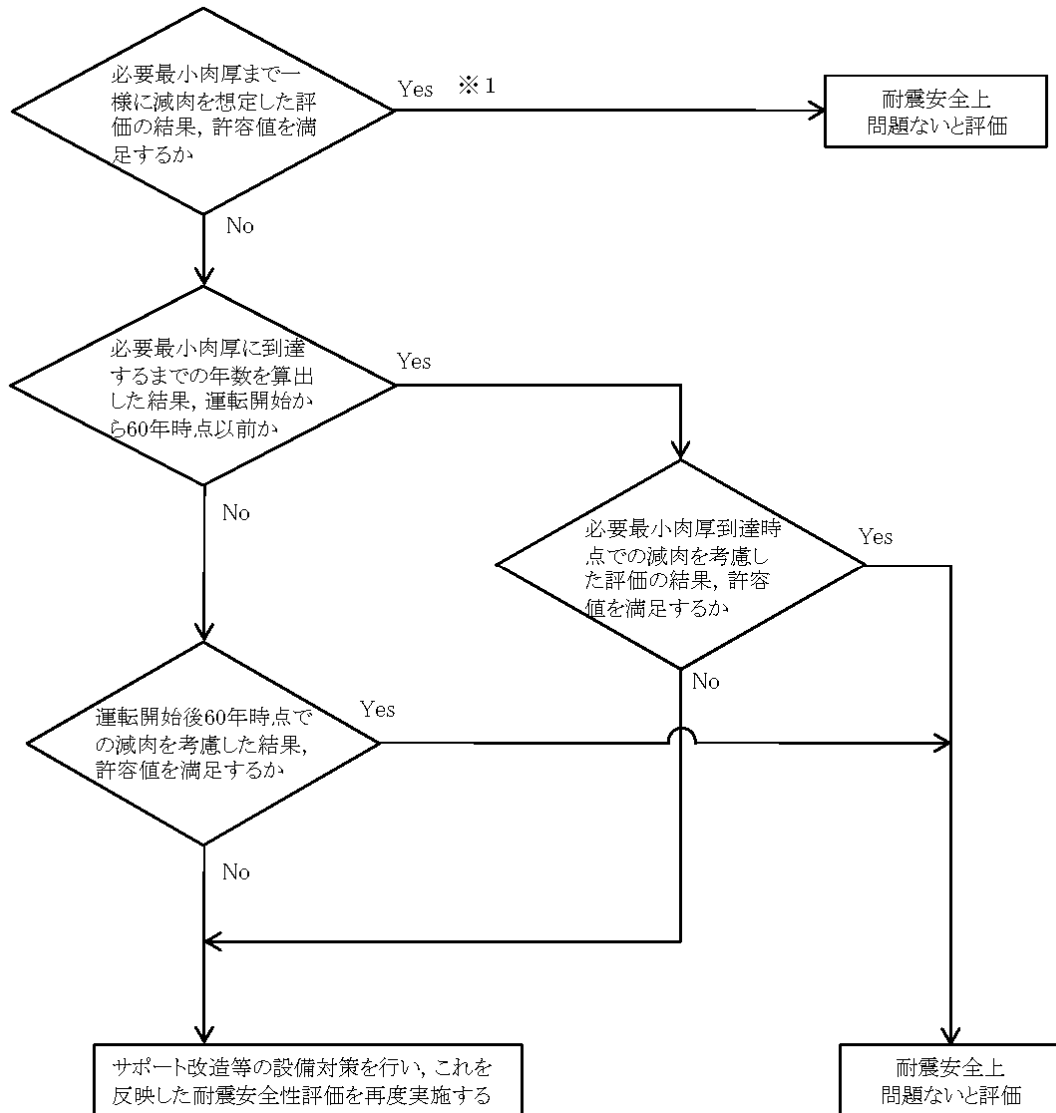
(9) 流れ加速型腐食（熱交換器、配管、タービン設備、空調設備、電源設備）

a. 熱交換器、空調設備、電源設備

伝熱管の施栓基準肉厚まで一様減肉することを考慮して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

b. 配管、タービン設備

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を算出し、許容値を超えないことを確認する。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。



※1 必要最小肉厚まで一様に減肉を想定した評価にて耐震安全上問題ないことが確認できない箇所について、以下の5ラインはサポート追設を実施して許容値を満足させた。

- 第5 低圧給水加熱器～脱気器
- 湿分分離加熱器第1段ドレンタンクドレン管 (A)
- 湿分分離加熱器第1段ドレンタンクドレン管 (C)
- グランド蒸気管
- スチームパワードレン管 3

図2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

(10) 全面腐食（機械設備）

運転開始後60年時点での腐食量の一様減肉を仮定し、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

(11) 動的機能維持

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（弁、ポンプ、ファン等）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」できない事象とできる事象に分類のうえ、「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。

(12) 制御棒挿入性

制御棒クラスタ案内管および被覆管に、保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗による抗力の影響を考慮して、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認する。

3.3 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	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
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力と Sクラスの機器に適用される静的地震力の大きい方 ^{*3}
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 ^{*4}
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

- *1 : 「実用発電用原子炉およびその付属施設の位置、構造およ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手法による基準地震動（ S_s-1 ）、断層モデルを用いた手法による基準地震動（ S_s-2 及び S_s-3 ）及び震源を特定せず策定する地震動による基準地震動（ S_s-4 及び S_s-5 ）。
- *2 : 弾性設計用地震動 $S_d-1 \sim 5$ の応答スペクトルは、基準地震動 $S_s-1 \sim 5$ の応答スペクトルに対して係数0.6を乗じて設定している。なお、 S_d-1 については、旧耐震設計指針における玄海3号炉の基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないように配慮している。
- *3 : S_s 地震力及び弾性設計用地震力による評価のうち、許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。また、許容値が異なり S_s 地震力が弾性設計用地震力より大きく、 S_s 地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は、弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。
- *4 : 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 により定まる地震力の1/2についても考慮する。

3.4 評価用地震動

玄海原子力発電所3号炉の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（平成29年5月）（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を用いて評価を実施する。

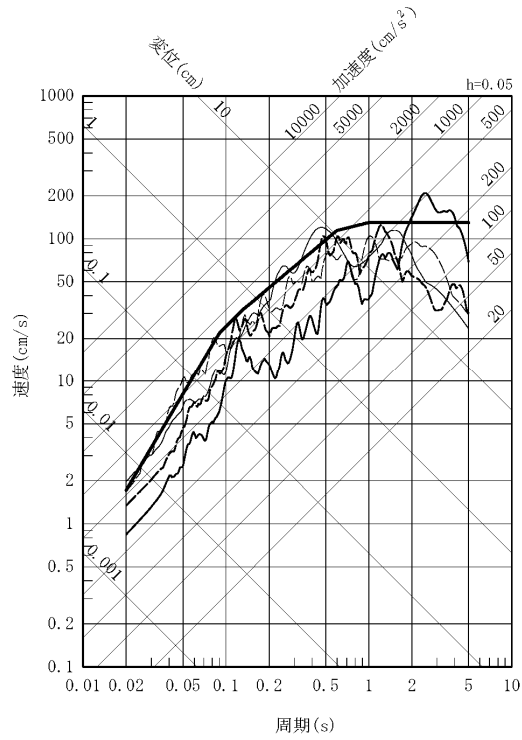
表4に考慮した地震と地震動の最大加速度、図3に基準地震動の応答スペクトルを示す。なお、各設備の耐震安全性評価に用いた地震力について別紙19に示す。

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)
応答スペクトルに基づく手法による基準地震動Ss-1	設計用模擬地震波	水平方向	Ss-1 _H	540
		鉛直方向	Ss-1 _V	360
断層モデルを用いた手法による基準地震動Ss-2及びSs-3	城山南断層による地震	水平方向 NS成分	Ss-2 _{NS}	268
		水平方向 EW成分	Ss-2 _{EW}	265
		鉛直方向 UD成分	Ss-2 _{UD}	172
	竹木場断層による地震	水平方向 NS成分	Ss-3 _{NS}	524
		水平方向 EW成分	Ss-3 _{EW}	422
		鉛直方向 UD成分	Ss-3 _{UD}	372
震源を特定せず策定する地震動による基準地震動Ss-4及びSs-5	2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震波	水平方向	Ss-4 _H	620
		鉛直方向	Ss-4 _V	320
	2000年鳥取県西部地震を考慮した地震波	水平方向 NS成分	Ss-5 _{NS}	528
		水平方向 EW成分	Ss-5 _{EW}	531
		鉛直方向 UD成分	Ss-5 _{UD}	485

<水平 (EW) 方向>

- Ss-1H
- Ss-2EW
- - - Ss-3EW
- Ss-4H
- - - Ss-5EW



<水平 (NS) 方向>

- Ss-1H
- Ss-2NS
- - - Ss-3NS
- Ss-4H
- - - Ss-5NS

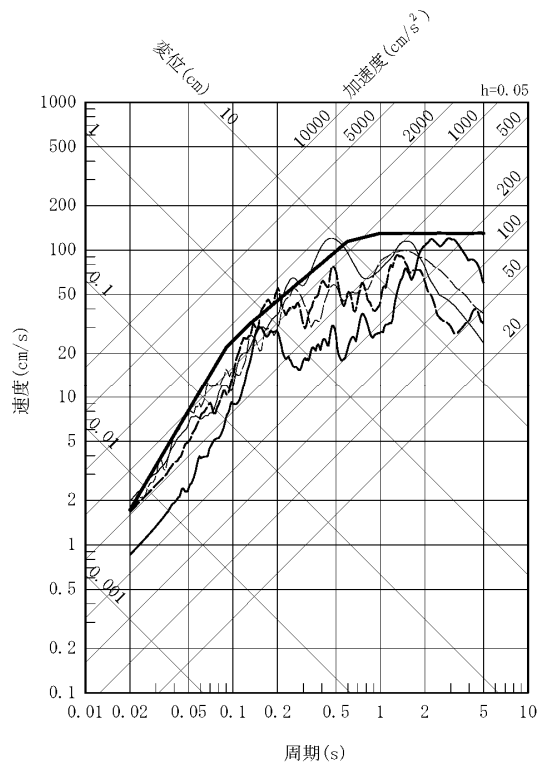


図 3 (1/2) 基準地震動 S s の応答スペクトル図 (水平方向)

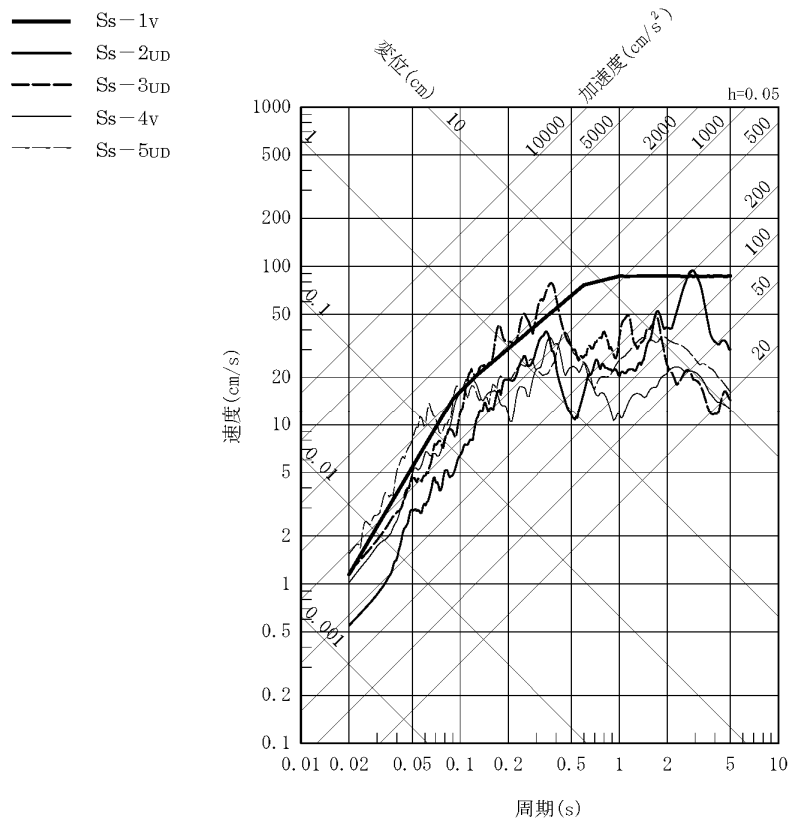


図 3 (2/2) 基準地震動 S s の応答スペクトル図 (鉛直方向)

3.5 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、耐震安全性に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。

なお、耐震安全性評価書において比率で示された評価結果（疲労累積係数を除く）について、各々の分子と分母の値を単位とともに記載した表を別紙3に示す。

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	端板（主蒸気系統配管貫通部）	基準地震動 S_s または S_d による疲労累積係数が最も大きい機器
	アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）	発生応力と許容応力の比にて評価を実施した機器
高サイクル熱疲労	ステンレス鋼配管（余熱除去系統配管）	高サイクル熱疲労を考慮した評価が必要となる機器
中性子照射脆化	原子炉容器胴部（炉心領域部）	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	1次冷却材管	熱時効を考慮する必要がある機器のうち、機器に作用する応力が最大の機器
中性子照射による靱性低下	炉心槽	中性子照射による靱性低下を考慮した評価が必要となる機器
中性子および γ 線照射脆化	原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））	中性子および γ 線照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
応力腐食割れ	廃液蒸発装置蒸発器胴板	応力腐食割れを考慮した評価の結果、発生応力と亀裂安定限界応力の比が最も大きい部位
摩耗	蒸気発生器サポート（支持脚（ヒンジ摺動部））	摩耗を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい機器
流れ加速型腐食	炭素鋼配管（主蒸気系統配管）	耐震重要度が高く、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評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である箇所
	原子炉補機冷却水冷却器伝熱管	耐震重要度が高く、内部流体が海水であり、伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）の耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい機器
全面腐食	基礎ボルト	腐食（全面腐食）を考慮した評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
動的機能維持	主蒸気逃がし弁	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に設置される動的機能維持対象機器
制御棒挿入性	制御棒クラスタ案内管（案内板）、制御棒被覆管	制御棒挿入性を考慮した評価が必要となる機器

4. 代表の耐震安全性評価

4.1 耐震安全性評価

4.1.1 低サイクル疲労

(1) 端板（主蒸気系統配管貫通部）

端板（主蒸気系統配管貫通部）について、運転開始後60年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数と、基準地震動 S_s または S_d を考慮した地震時の疲労累積係数の合計が許容値 1 以下となることから、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 端板（主蒸気系統配管貫通部）の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

対象機器	運転開始後60年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数	地震動による疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値 1 以下)
端板 (主蒸気系統配管貫通部)	0.000	0.083	0.083

(2) アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）

アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）について、地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 7 に、算出過程を別紙 5 にそれぞれ示す。

表 7 アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
配管とパッドの溶接部	S	S_s^{*1}	$IV_A S$	一次応力	0.22	25	116
				一次+二次応力	0.21	24	116
パッドとラグの溶接部	S	S_s^{*1}	$IV_A S$	一次応力	0.85	171	201
				一次+二次応力	0.87	305	349
ラグとプレートの溶接部	S	S_s^{*1}	$IV_A S$	一次応力	0.67	140	209
				一次+二次応力	0.73	256	349

*1: S_s 地震力が S_d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、 S_s 地震力による発生応力が S_d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、 S_d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2: 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

4.1.2 高サイクル熱疲労

余熱除去系統配管のうち、余熱除去出口配管とバイパスラインの合流部（高低温水合流部）について、貫通亀裂を想定し地震時に発生する応力を算出した結果、亀裂安定限界応力を超えることはないことから、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に示す。

表8 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れの耐震安全性評価結果

対象機器	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力比	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
余熱除去系統配管	S	S _s *1	IV _A S	0.43	120	278

*1：S_s地震力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による発生応力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S_d地震力および静的地震力による評価を省略した。

4.1.3 中性子照射脆化

原子炉容器胴部について、想定欠陥にPTS事象時の荷重とS_s地震時の荷重を考慮した応力拡大係数K_Iと、原子炉容器の劣化が進展すると仮定した場合の運転開始後60年時点における破壊靱性値K_{IC}下限包絡曲線を評価した結果、K_{IC}>K_Iを満足することから、耐震安全性評価上問題ない。

算出過程を別紙7に示す。

4.1.4 熱時効

1次冷却材管について、運転開始後60年時点での疲労進展を仮定した場合の亀裂長さを貫通亀裂と仮定し、評価用荷重条件としては通常運転状態で働く荷重に加え、S_s地震発生時の荷重を考慮し配管の健全性を確認した。

具体的には、評価対象部位の熱時効後の亀裂進展抵抗（J_{mat}）と構造系に作用する応力から算出される亀裂進展力（J_{app}）を求めて比較を行った。

図4に1次冷却材管の亀裂安定性評価の例として、応力が最も大きいホットレグ直管の結果を示す。

結果は、運転期間60年での疲労亀裂を想定しても、亀裂進展力（J_{app}）と亀裂進展抵抗（J_{mat}）の交点において、J_{mat}の傾きがJ_{app}の傾きを上回っていることから、配管は不安定破壊することなく、耐震安全性評価上問題ない。

なお、算出過程は、「技術評価」2相ステンレス鋼の熱時効の補足説明資料に記載のとおりである。

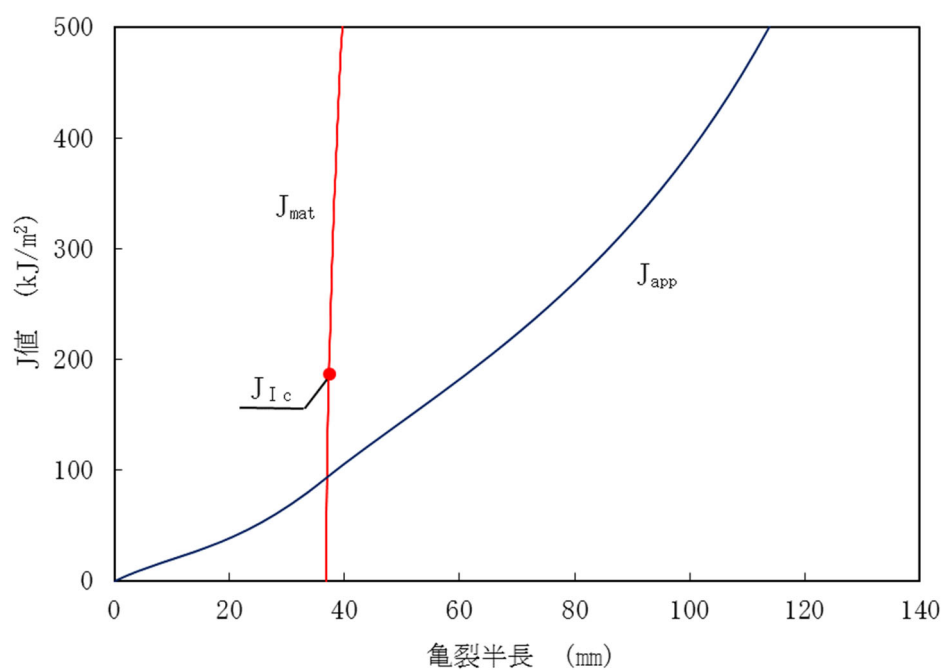


図4 1次冷却材管の亀裂安定性評価結果

4.1.5 中性子照射による靱性低下

炉心槽について、運転開始後60年時点におけるS_s地震発生時の想定欠陥における応力拡大係数K、破壊靱性値K_{Ic}を評価した結果、想定欠陥における応力拡大係数6.5MPa√mは、破壊靱性値51MPa√mを下回っており、不安定破壊は生じないことから、耐震安全性評価上問題ない。

算出過程を別紙8に示す。

4.1.6 中性子および γ 線照射脆化

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））について、運転開始後60年時点における S_s 地震発生時の想定欠陥における応力拡大係数 K_I 、破壊靱性値 K_{IR} を評価した結果、想定欠陥の応力拡大係数は、破壊靱性値を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表9に、算出過程を別紙9に示す。

表9 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の
中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

対象機器	耐震重要度	評価地震力	応力拡大係数 ／ 破壊靱性値	応力拡大係数 ($MPa\sqrt{m}$)	破壊靱性値 ($MPa\sqrt{m}$)
原子炉容器サポート (サポートブラケット (サポートリブ))	S	S_s^{*1}	0.13	5.2	40.9

*1： S_s 地震力による発生応力が S_d 地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、 S_s 地震力による評価応力が許容応力（破壊靱性値）を下回るため、 S_d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

4.1.7 応力腐食割れ

廃液蒸発装置の蒸発器胴板について、貫通亀裂を想定し地震時に発生する応力と亀裂安定限界応力を評価した結果、地震時に発生する応力が亀裂安定限界応力をを超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表10に、算出過程を別紙10に示す。

表10 廃液蒸発装置 蒸発器胴板の応力腐食割れに対する
耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力比	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
廃液蒸発装置 (蒸発器胴板)	B	1/2 S_d	Ⅲ _A S	0.18	13	71

4.1.8 摩耗

蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）について、運転開始後60年時点での摩耗量の一樣減肉を仮定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表11に、算出過程を別紙11に示す。

表11 蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
蒸気発生器 (支持脚 (ヒンジ摺動部))	S	S _s *1	IV _A S	一次応力	0.19	34	180
				一次+ 二次応力	0.60	254	426

*1：S_s地震力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による発生応力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S_d地震力および静的地震力による評価を省略した。

4.1.9 流れ加速型腐食

(1) 炭素鋼配管（主蒸気系統配管）

炭素鋼配管（主蒸気系統配管）について、配管内面に必要最小肉厚の減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表12に、算出過程を別紙12に示す。

表12 炭素鋼配管（主蒸気系統配管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
炭素鋼配管 (主蒸気系統配管)	S	S _s	IV _A S	一次応力	0.68	219	323
				一次+ 二次応力	0.78	261	333
		S _d	III _A S	一次応力	0.96	160	166
				一次+ 二次応力	0.43	143	333

*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：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) 原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）

原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）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、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表13に、算出過程を別紙13にそれぞれ示す。

表13 原子炉補機冷却水冷却器（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	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
					邪魔板 ～ 邪魔板	邪魔板 ～ 邪魔板	
原子炉補機冷却水冷却器伝熱管	S	S _s *1	IV _A S	一次応力	0.41		

*1：S_s地震力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による発生応力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S_d地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2

--

4.1.10 全面腐食

機器基礎ボルト（燃料油貯油そう）について、運転開始後60年時点での減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表14に、算出過程を別紙14にそれぞれ示す。

表14 機器基礎ボルト（燃料油貯油そう）の腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
燃料油貯油そう	S	S _s *1	IV _A S	引張	0.48	93	193
				せん断	0.18	27	148

*1：S_s地震力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による発生応力がS_d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S_d地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2：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

4.1.11 動的機能維持に係る耐震安全性評価

主蒸気逃がし弁について、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となる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。

主蒸気逃がし弁の動的機能維持評価結果のうち機能確認済加速度との比較結果を表15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15に示す。

表 15 主蒸気逃がし弁の動的機能維持評価結果

耐震 重要度	地震力		振動数 (Hz)	主蒸気逃がし弁	
				応答加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)
S	S s	水平	50	4.2 ^{*1, 2}	6.0
		鉛直		1.1 ^{*1, 2}	6.0

*1：A～D 主蒸気逃がし弁の最大値を示す

*2：スペクトルモーダル解析における振動数確認範囲を 50Hz まで拡大した地震応答解析により得られた値

4.1.12 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象として、制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗と制御棒被覆管の摩耗を想定し地震時の制御棒挿入評価を行った結果、挿入時間は規定値を下回っており耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表16に、算出過程を別紙16にそれぞれ示す。

表 16 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

耐震重要度	評価地震力	経年劣化を想定した地震時の挿入時間	規定値
S	S s	1.64 秒	2.2 秒

4.1.13 照射誘起型応力腐食割れ

バッフルフォーマボルト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ないもの、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。

4.1.14 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は抽出されなかった。

浸水防護施設の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出過程を別紙17に示す。

4.2 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。

4.3 総合評価

「技術評価」の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、耐震安全性に問題の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状況を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性に問題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。

なお、肉厚計測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。なお、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

5.1 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、すべての要求事項を満足しており、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17および表18に示す。

表17 (1 / 3) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
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	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1)高経年化技術評価の審査 ⑥動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。	3.1.1, 3.1.2に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器（部位）を含めて評価対象としている。
	⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。	3.1.1, 3.1.2に示すとおり、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より、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出している。
	⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑳-1 耐震安全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。	4.1.1～4.1.12に示すとおり、運転開始後60年時点までの経年劣化を考慮した状態における耐震安全性評価を実施している。
	㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。	4.2, 4.3に示すとおり、耐震安全性評価を実施してガイドを満足していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。

表17 (2 / 3) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
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	㉔-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4.3に示すとおり、耐震安全性評価を実施してガイドを満足しているものの、肉厚計測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こと、および、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ことを、長期施設管理方針として策定する。
	(2)長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	4.3に示すとおり、肉厚計測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こと、および、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ことを、長期施設管理方針として策定する。
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	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑥耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。	4.1～4.3に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、ガイドを満足して耐震安全上問題のないことを確認しているとともに、肉厚計測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こと、および、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ことを、長期施設管理方針として策定する。

表17 (3 / 3) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
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	<p>実用炉規則第82条第1項から第3項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、PLM基準2008版の6.3.4耐震安全性評価を用いることができる。</p>	<p>3.4に示すとおり、設置変更許可にて規制基準の要求を満足する基準地震動および弾性設計用地震動を用いて評価を実施している。</p>
	<p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p>	<p>4.3に示すとおり、肉厚計測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こと、および、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ことを、長期施設管理方針として策定する。</p>

表18 耐震安全性評価についての要求事項と評価結果の分類

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象											動的機能維持評価	制御棒挿入性評価
	疲労割れ		中性子照射脆化	照射誘起型応力腐食割れ	熱時効	中性子照射による靱性低下	中性子およびγ線照射脆化	応力腐食割れ	摩耗	腐食			
	低サイクル疲労	高サイクル熱疲労								流れ加速型腐食	全面腐食		
ポンプ	A2	—	—	—	B2-②	—	—	—	—	—	—	C1	—
熱交換器	A2	—	—	—	—	—	—	—	—	A1	—	—	—
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	C1	—
容器	A2	—	B3-①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
配管	A1*1、A2	B1-③	—	—	B2-②	—	—	—	—	A1、A2	—	—	—
弁	A2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	C1、C2	—
炉内構造物	A2	—	—	—	—	B3-①	—	—	A1	—	—	C2	D
ケーブル	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電気設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	C1	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	A1	—	C1	—
コンクリート 構造物および 鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	C1	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	A1	—	C1	—
機械設備	A2	—	—	—	—	—	B3-①	B1-③	A1	—	A1	C1、C2	D
電源設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	A1	—	C1	—

*1：配管サポート

凡例

○経年劣化事象を考慮した評価対象機器について地震時に発生する応力および疲労累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した事象。

[分類]

A1：応力評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

A2：疲労累積係数評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

○経年劣化事象を考慮した評価対象機器について地震時に発生する応力、亀裂進展力および応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを確認した事象。

B1：応力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B2：亀裂進展力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B3：応力拡大係数評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

[破壊力学評価手法の分類]

①：線形破壊力学評価法

②：弾塑性破壊力学に基づく評価

③：極限荷重評価法

○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される評価対象機器の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器。

[分類]

C1：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、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、経年劣化事象を考慮しても、機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断した機器

C2：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性に影響を及ぼす可能性があるが、耐震安全性評価の実施により、振動応答特性に影響を与える経年劣化事象ではないことを確認している機器

○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるかまたは、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。

[分類]

D：制御棒挿入性を評価し、安全評価上の規定時間以下であることを確認した機器

5.2 長期施設管理方針として策定する事項

肉厚計測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*¹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こと、および、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必要があることから、長期施設管理方針を表19のとおり定め、玄海原子力発電所原子炉施設保安規定に記載し、確実に実施していく。

なお、P10 ※1に示す配管（5ライン）のサポート追設工事については、既に施工済みであることから追加すべき新たな保全策には該当しない。

表 19 玄海原子力発電所 3号炉 長期施設管理方針（抜粋）

機器名	長期施設管理方針	実施時期
主蒸気系統配管 第4抽気系統配管 第5抽気系統配管 補助蒸気系統配管 2次系ドレン系統配管	<p>肉厚計測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*¹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。</p> <p>なお、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。</p> <p>*1：主蒸気系統配管 第4抽気系統配管 第5抽気系統配管 補助蒸気系統配管 2次系ドレン系統配管</p>	中長期

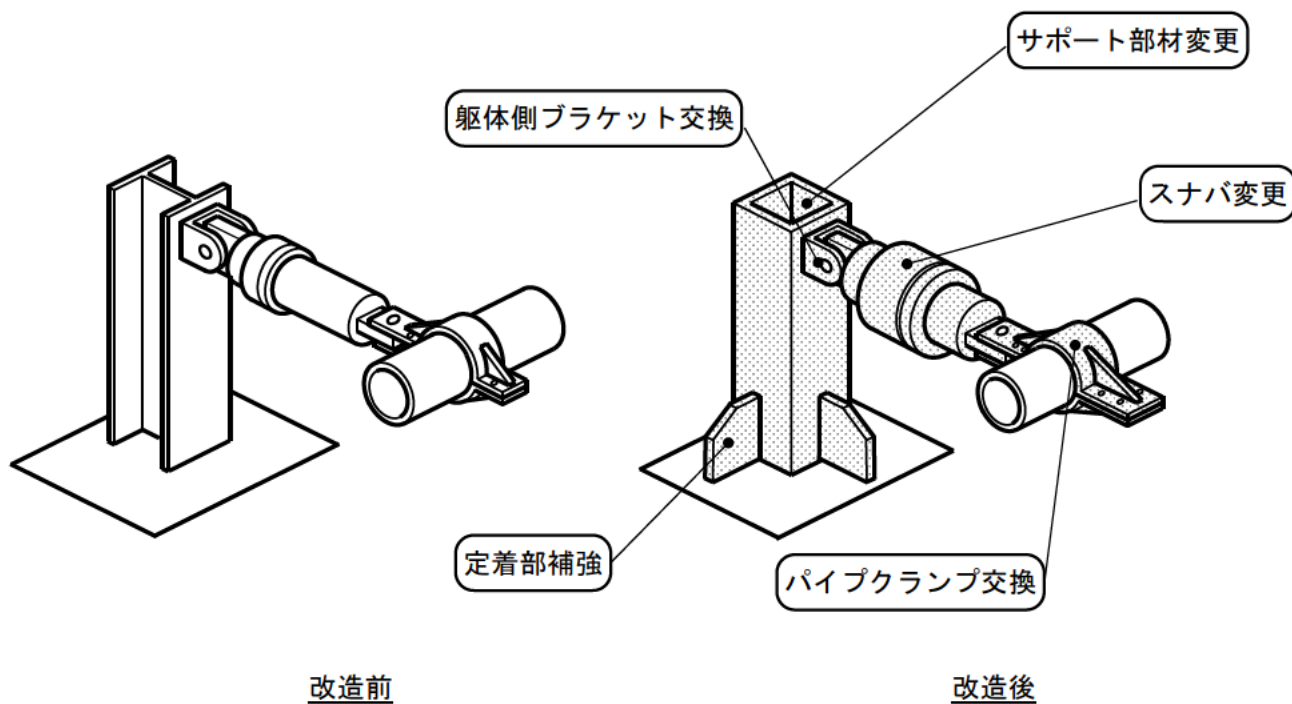
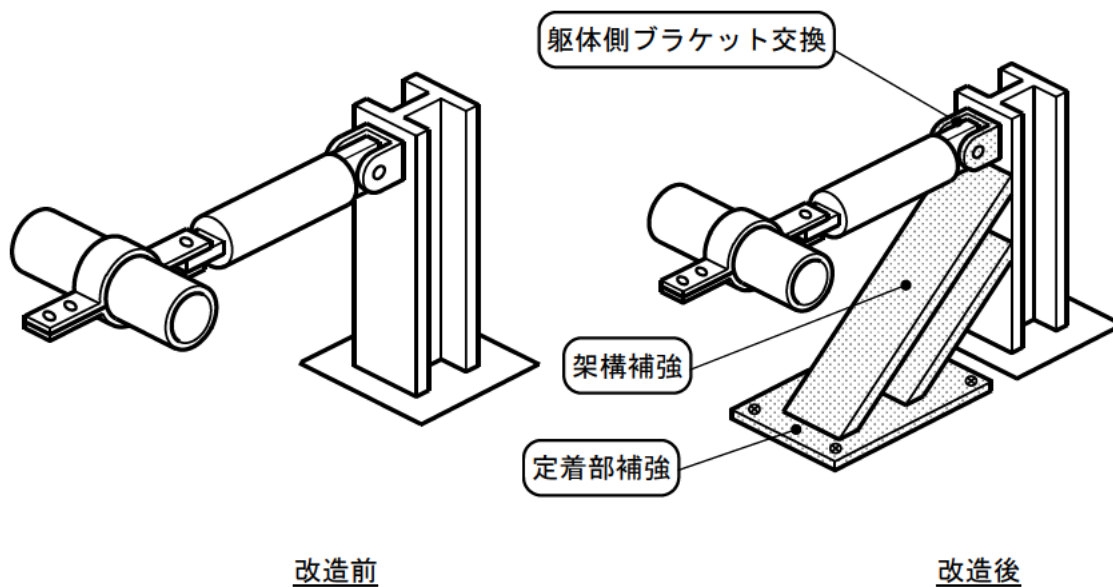
短期：2024年3月18日からの5年間、中長期：2024年3月18日からの10年間。

タイトル	建設後の耐震補強の実績について						
説明	<p>高経年技術評価にかかる建設後の耐震補強の実績について以下に示す。</p> <p>1. 耐震設計審査指針改訂後の耐震バックチェックに関連して実施した耐震補強（以下、「耐震 BC による耐震補強」という。）について概要を添付-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1-1 耐震 BC による耐震補強の概要</p> <table border="1" data-bbox="432 674 1361 983"> <thead> <tr> <th data-bbox="432 674 659 719">種別</th> <th data-bbox="659 674 1096 719">内容</th> <th data-bbox="1096 674 1361 719">実施時期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="432 719 659 983">配管類</td> <td data-bbox="659 719 1096 983">配管支持構造物の強化工事 （原子炉冷却系統、安全注入系統、余熱除去系統、主蒸気系統、主給水系統、格納容器スプレイ系統）</td> <td data-bbox="1096 719 1361 983">第 11 回定検 (2008 年度)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 新規制基準適合申請に関連した耐震補強について、添付-2 に示す。</p> <p>3. 経年劣化事象の評価に関連した耐震補強について、添付-3 に示す。</p> <p>4. 新規制基準適合申請以降の耐震補強について、添付-4 に示す。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	種別	内容	実施時期	配管類	配管支持構造物の強化工事 （原子炉冷却系統、安全注入系統、余熱除去系統、主蒸気系統、主給水系統、格納容器スプレイ系統）	第 11 回定検 (2008 年度)
種別	内容	実施時期					
配管類	配管支持構造物の強化工事 （原子炉冷却系統、安全注入系統、余熱除去系統、主蒸気系統、主給水系統、格納容器スプレイ系統）	第 11 回定検 (2008 年度)					

耐震補強工事概要

機器名	補強箇所	補強時期
1次冷却材系統配管	[加圧器スプレイ配管] ・リジット×6 支持装置改造 ・リジット×4 架構改造 [加圧器逃がし配管] ・リジット×2 支持装置改造 ・スナバ×1 支持装置改造 ・スナバ×1 架構改造 ・スナバ×3 支持装置改造、架構改造	第11回定期検査 (2008年)
安全注入系統配管	[A-蓄圧タンク出口配管] ・リジット×1 架構改造 [安全注入設備配管] ・スナバ×1 架構改造 [D-蓄圧タンク出口配管] ・リジット×2 架構改造	
余熱除去系統配管	[A-余熱除去取水配管] ・リジット×1 架構改造 [B-余熱除去取水配管] ・リジット×1 架構改造	
主蒸気系統配管	[A-主蒸気配管] ・リジット×1 支持装置改造 ・リジット×1 支持装置改造、架構改造 ・スナバ×1 支持装置改造 [B-主蒸気配管] ・リジット×1 支持装置改造 ・リジット×1 支持装置改造、架構改造 ・スナバ×1 支持装置改造 [C-主蒸気配管] ・リジット×1 架構改造 ・リジット×1 支持装置改造 ・リジット×1 支持装置改造、架構改造 ・リジット×1 支持装置改造、架構改造、 定着部改造 ・スナバ×1 支持装置改造	

機器名	補強箇所	補強時期
主蒸気系統配管	[D-主蒸気配管] ・リジット×1 架構改造 ・リジット×1 支持装置改造 ・リジット×1 支持装置改造、架構改造 ・リジット×1 支持装置改造、架構改造、 定着部改造 ・スナバ×1 支持装置改造 [タービン動補助給水ポンプ蒸気入口配管] ・リジット×1 支持装置改造	第 11 回定期検査 (2008 年)
主給水系統配管	[B-主給水配管] ・スナバ×1 架構改造 [C-主給水配管] ・スナバ×1 架構改造 [D-主給水配管] ・スナバ×2 架構改造	
格納容器スプレイ 系統配管	[スプレイリング入口配管] ・リジット×2 架構改造	
使用済燃料ピット クレーン	<転倒防止金具他の換装> ・トロリ転倒防止金具、ブリッジ転倒防止金具の 材質を SS41 から SM490A に変更 ・転倒防止金具取付ボルト (六角ボルト) の材質 を SS41 から SCM435H に変更	プラント運転中 (2009 年)



<耐震補強例：配管サポート補強等の一般例>

新規制基準適合申請に関連した耐震補強工事概要 (配管以外)

機器	工事概要
原子炉補機冷却水冷却器	支持脚取付部の胴当板拡張 支持脚に補強板追設
余熱除去冷却器	支持脚取付部の胴当板拡張 固定脚基礎ボルト追設 ・補強前 <input type="checkbox"/> × <input type="checkbox"/> 本 (SS400) ・補強後 <input type="checkbox"/> × <input type="checkbox"/> 本 (SS400) + <input type="checkbox"/> × <input type="checkbox"/> 本 (SNB7) + <input type="checkbox"/> × <input type="checkbox"/> 本 (SNB7)
蒸気発生器	アイプレート t = <input type="checkbox"/> (SM490B) × <input type="checkbox"/> 枚追設 倒れ防止リブ t = <input type="checkbox"/> (SM490B) × <input type="checkbox"/> 枚追設 浮き上がり防止金物追設 t = <input type="checkbox"/> (SM490B) × <input type="checkbox"/> 枚追設 六角ボルト <input type="checkbox"/> (SNB23-3) × <input type="checkbox"/> 本追設 吊りボルト <input type="checkbox"/> (SNB23-3) × <input type="checkbox"/> 本追設 Uリンク用ピン <input type="checkbox"/> (SNB23-3) × <input type="checkbox"/> 本追設
洗浄排水処理装置	蒸発器支持脚 (ラグ) 取り付け部の胴当板拡張 蒸発器・加熱器支持脚 (ラグ) に補強板追設 (各 <input type="checkbox"/> 枚) 蒸発器支持脚 (ラグ) に固定材追設 (<input type="checkbox"/> か所) 蒸発器・加熱器支持脚 (ラグ) 取付ボルト材料変更 コンデンサ支持脚取付ボルト材料変更

新規制基準適合申請に関連した耐震補強工事概要 (配管)

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
主蒸気 系統配管	A ループ主蒸気配 管	メカニカル スナバ	全て改造	第 13 回定期検査 (2010 年～2018 年)
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		サドル	支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		ピン	支持装置改造	
			架構改造	
	B ループ主蒸気配 管	メカニカル スナバ	全て改造	
			支持装置改造	
			定着部改造	
		サドル	支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		ピン	支持装置改造	
			架構改造	
		C ループ主蒸気配 管	メカニカル スナバ	
	支持装置改造			
	架構改造			
	定着部改造			
サドル	架構改造			
	定着部改造			
ピン	支持装置改造			
	架構改造			
	定着部改造			
ロッド レストレイント	全て改造			

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
主蒸気 系統配管	D ループ主蒸気配 管	メカニカル スナバ	全て改造	第 13 回定期検査 (2010 年～2018 年)
			支持装置改造	
			定着部改造	
		オイルスナバ	全て改造	
		サドル	架構改造	
			定着部改造	
		ピン	架構改造	
			定着部改造	
	ロッド レストレイント	架構改造		
		定着部改造		
	タービン動補助 給水ポンプ蒸気 入口連絡配管	ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
ラグ		全て改造		
主給水 系統配管	A ループ主給水配 管	サドル	全て改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
		オイルスナバ	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
		メカニカル スナバ	全て改造	
			架構改造	
			定着部改造	

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
主給水 系統配管	B ループ主給水配 管	サドル	全て改造	第 13 回定期検査 (2010 年～2018 年)
			架構改造	
			定着部改造	
		オイルスナバ	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
		メカニカル スナバ	全て改造	
		C ループ主給水配 管	ロッド レストレイント	
	支持装置改造			
	架構改造			
	サドル		全て改造	
	オイルスナバ		全て改造	
	メカニカル スナバ		全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
	サドル		支持装置改造	
	架構改造			
	D ループ給水気配 管	ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
		サドル	全て改造	
			架構改造	
			定着部改造	
オイルスナバ		全て改造		
		支持装置改造		
		架構改造		
メカニカル スナバ		全て改造		

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
1次冷却材 系統配管	加圧器 スプレイ配管	メカニカル スナバ	全て改造	第13回定期検査 (2010年～2018年)
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
		ピン	全て改造	
			支持装置改造	
		サドル	架構改造	
			定着部改造	
		スプリング	支持装置改造	
		Uバンド	架構改造	
			定着部改造	
	加圧器 サージ配管	メカニカル スナバ	全て改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
	加圧器逃がしタ ンク入口配管	ピン	支持装置改造	
		スナバ	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		スプリング	全て改造	
			支持装置改造	
架構改造				
ロッド レストレイント	全て改造			
サドル	架構改造			
加圧器上部配管 ユニット	メカニカル スナバ	全て改造		
	ロッド レストレイント	全て改造		
		支持装置改造		
		定着部改造		

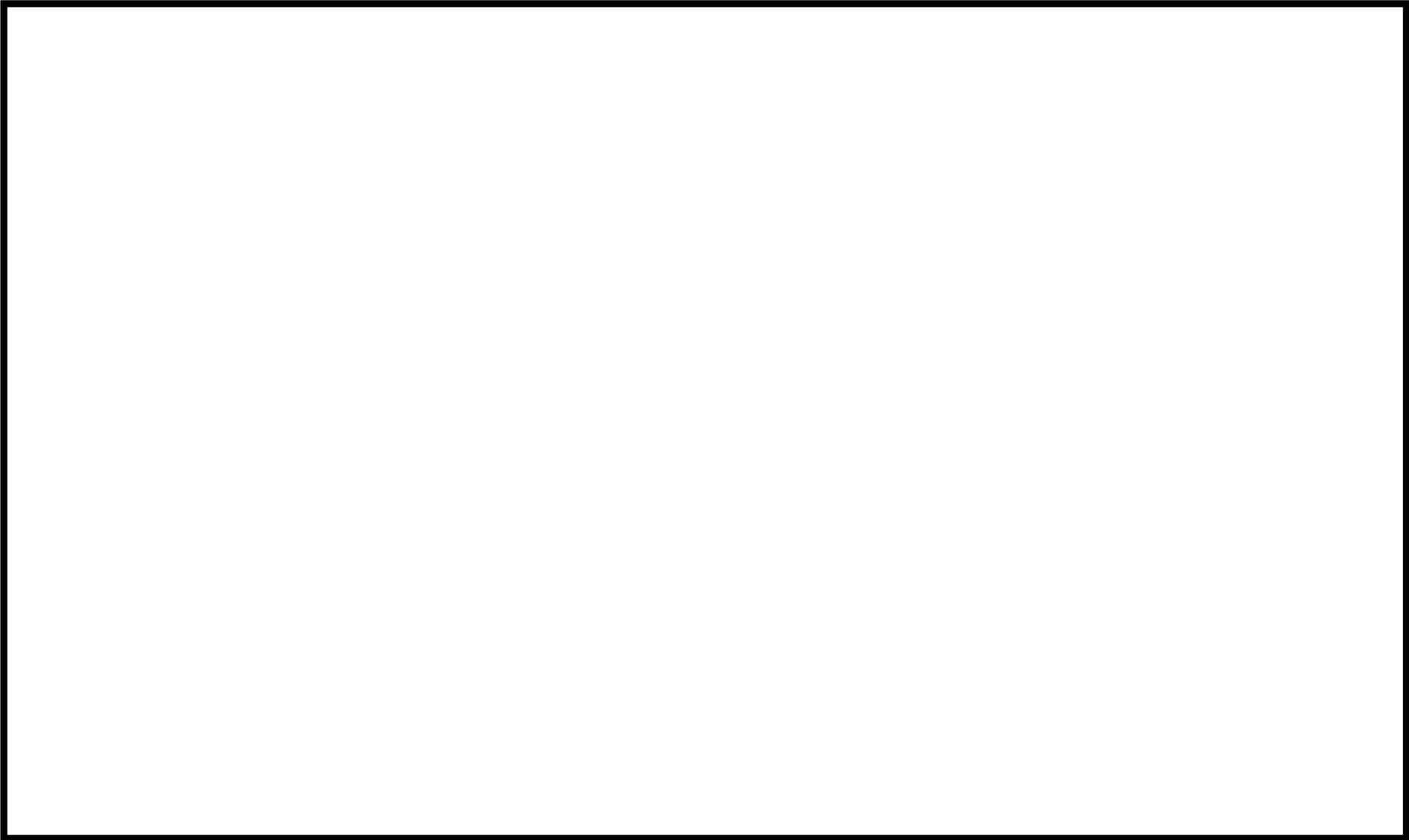
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
格納容器 スプレイ 系統	A, B, C スプレイリ ング入口配管	Uボルト	支持装置改造	第13回定期検査 (2010年～2018年)
			架構改造	
		ラグ	架構改造	
			定着部改造	
	D スプレイリング 入口配管	ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			定着部改造	
		ラグ	架構改造	
			定着部改造	
		サドル	架構改造	
	支持装置改造			
	スプレイヘッド B 配管	ロッド レストレイント	支持装置改造	
			定着部改造	
	スプレイヘッド C 配管	ロッド レストレイント	支持装置改造	
定着部改造				
スプレイヘッド D 配管	ロッド レストレイント	支持装置改造		
安全注入 系統配管	3A 蓄圧タンク 出口配管	ピン	支持装置改造	
		サドル	支持装置改造	
		オイルスナバ	支持装置改造	
			架構改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
	3B 蓄圧タンク 出口配管	ピン	支持装置改造	
		サドル	支持装置改造	
			架構改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
		メカニカル スナバ	架構改造	
	支持装置改造			
	3C 蓄圧タンク 出口配管	ピン	全て改造	
		サドル	支持装置改造	
		オイルスナバ	支持装置改造	

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
安全注入 系統配管	3D 蓄圧タンク 出口配管	ピン	支持装置改造	第 13 回定期検査 (2010 年～2018 年)
		サドル	支持装置改造	
		ロッド レストレイント	支持装置改造	
			全て改造	
	オイルスナバ	全て改造		
	A, B ループ 高低温側 入口配管	ラグ	支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
	ロッド レストレイント	支持装置改造		
	C, D ループ 高低温側 入口配管	ロッド レストレイント	支持装置改造	
架構改造				
余熱除去 系統配管	B ループ高温側出 入口配管	メカニカル スナバ	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		オイルスナバ	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
		サドル	全て改造	
		ロッド レストレイント	支持装置改造	
			架構改造	
		ピン	全て改造	
スプリング	支持装置改造			

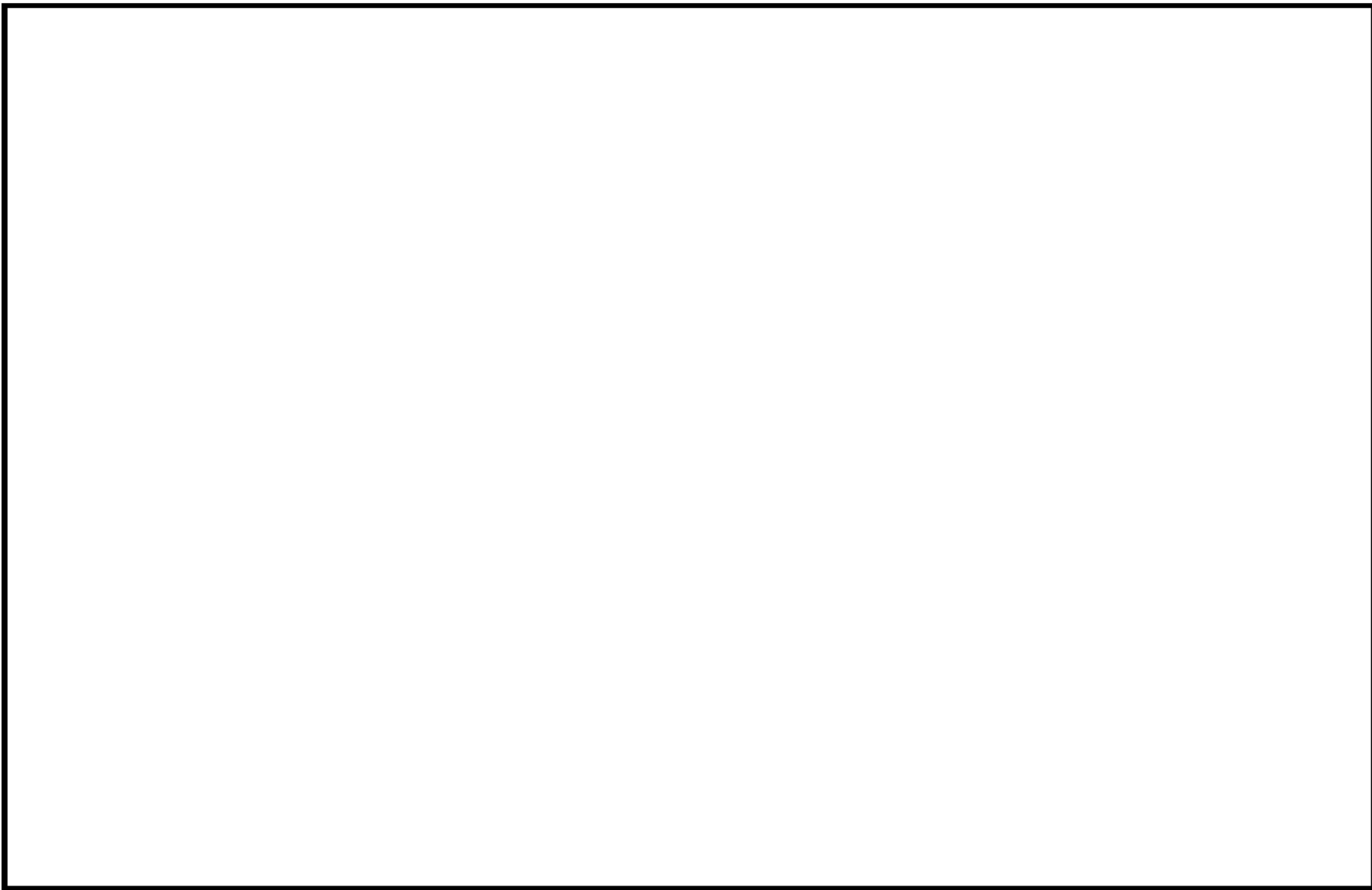
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
余熱除去 系統配管	Cループ高温側出 入口配管	メカニカル スナバ	全て改造	第13回定期検査 (2010年～2018年)
			支持装置改造	
			架構改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		オイルスナバ	全て改造	
		サドル	全て改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		スプリング	支持装置改造	
		格納容器スプレ イ系統～余熱除 去系統連絡配管	ラグ	
	Uボルト		架構改造	
		定着部改造		
	3A 余熱除去冷却 器入口配管	ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
	3B 余熱除去冷却 器入口配管	ロッド レストレイント	支持装置改造	
			定着部改造	
	3B 余熱除去ポン プ出口配管	ロッド レストレイント	全て改造	
	3A 余熱除去ポン プ入口配管	ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
		オイルスナバ	支持装置改造	
		メカニカル スナバ	支持装置改造	
		ラグ	架構改造	
	定着部改造			
	3B 余熱除去ポン プ入口配管	ロッド レストレイント	全て改造	
支持装置改造				
オイルスナバ		全て改造		
		支持装置改造		
ラグ		支持装置改造		
		架構改造		

玄海3号機 経年劣化事象（配管の流れ加速型腐食）の評価に関連する耐震補強工事

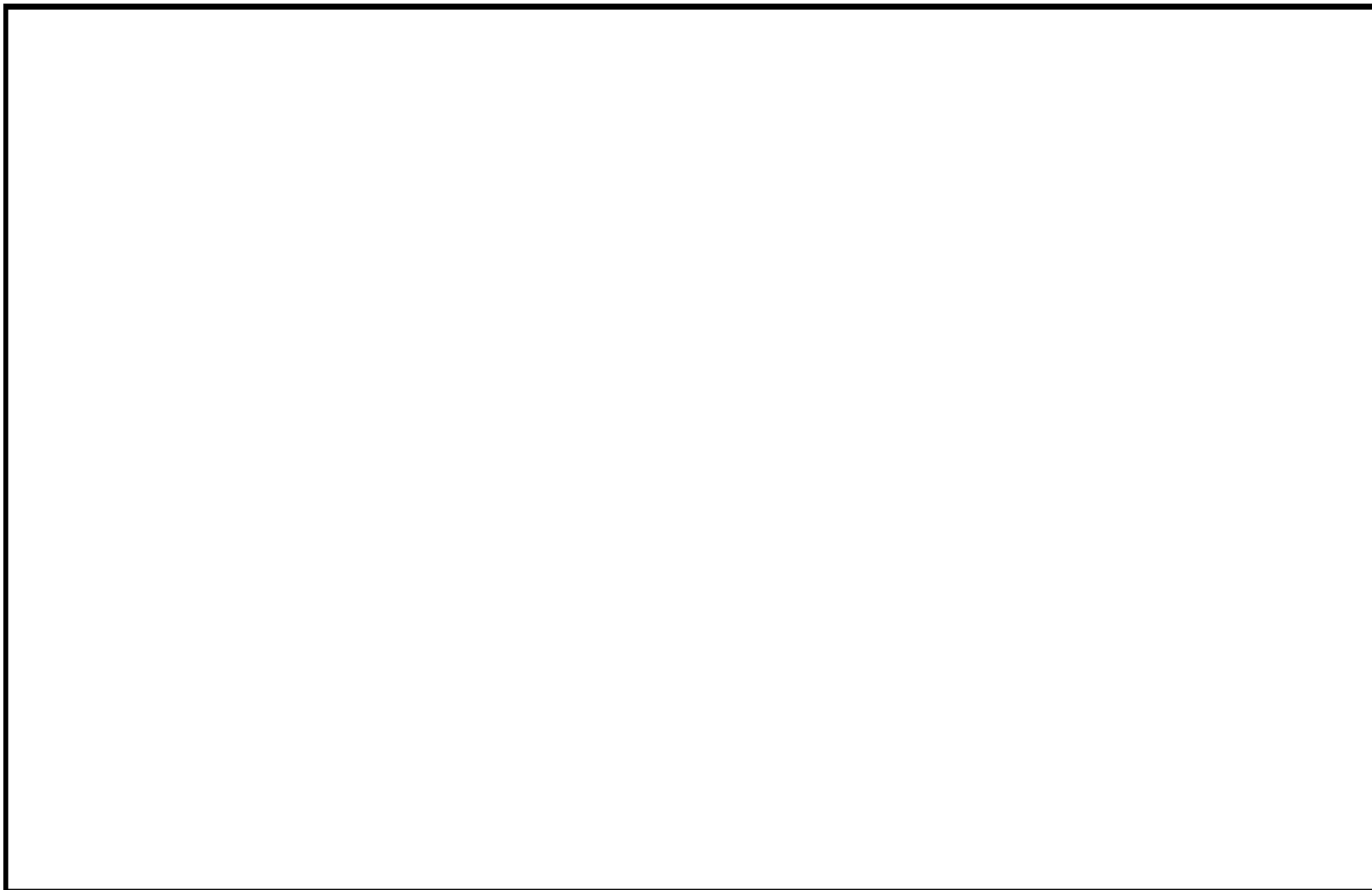
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
2次系復水系統配管	第5 低圧給水加熱器 ～脱気器	スナバ	追設（3台）	第16回定期検査 （2022年）
2次系ドレン系統配管	湿分分離加熱器第1段 ドレンタンクドレン管（A）	スナバ	追設（2台）	第16回定期検査 （2022年）
	湿分分離加熱器第1段 ドレンタンクドレン管（C）	スナバ	追設（1台）	第16回定期検査 （2022年）
タービンランド 蒸気系統配管	ランド蒸気管	スナバ	追設（14台）	第16回定期検査 （2022年）
補助蒸気系統配管	スチームコンバータドレン管3 （制御弁（LCV-6758）以降）	スナバ	追設（2台）	第16回定期検査 （2022年）



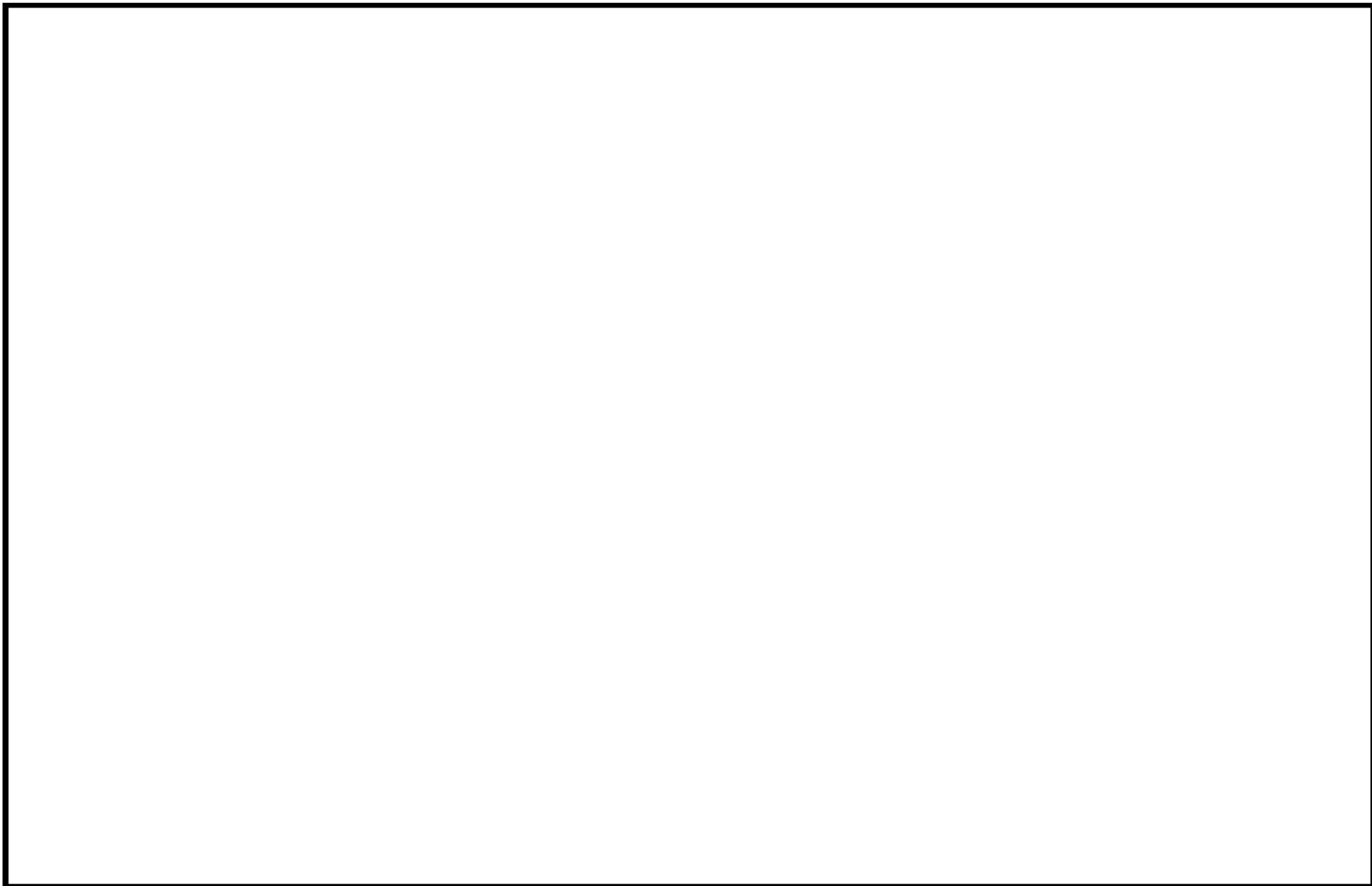
2次系復水系統 (第5 低圧給水加熱器～脱気器)



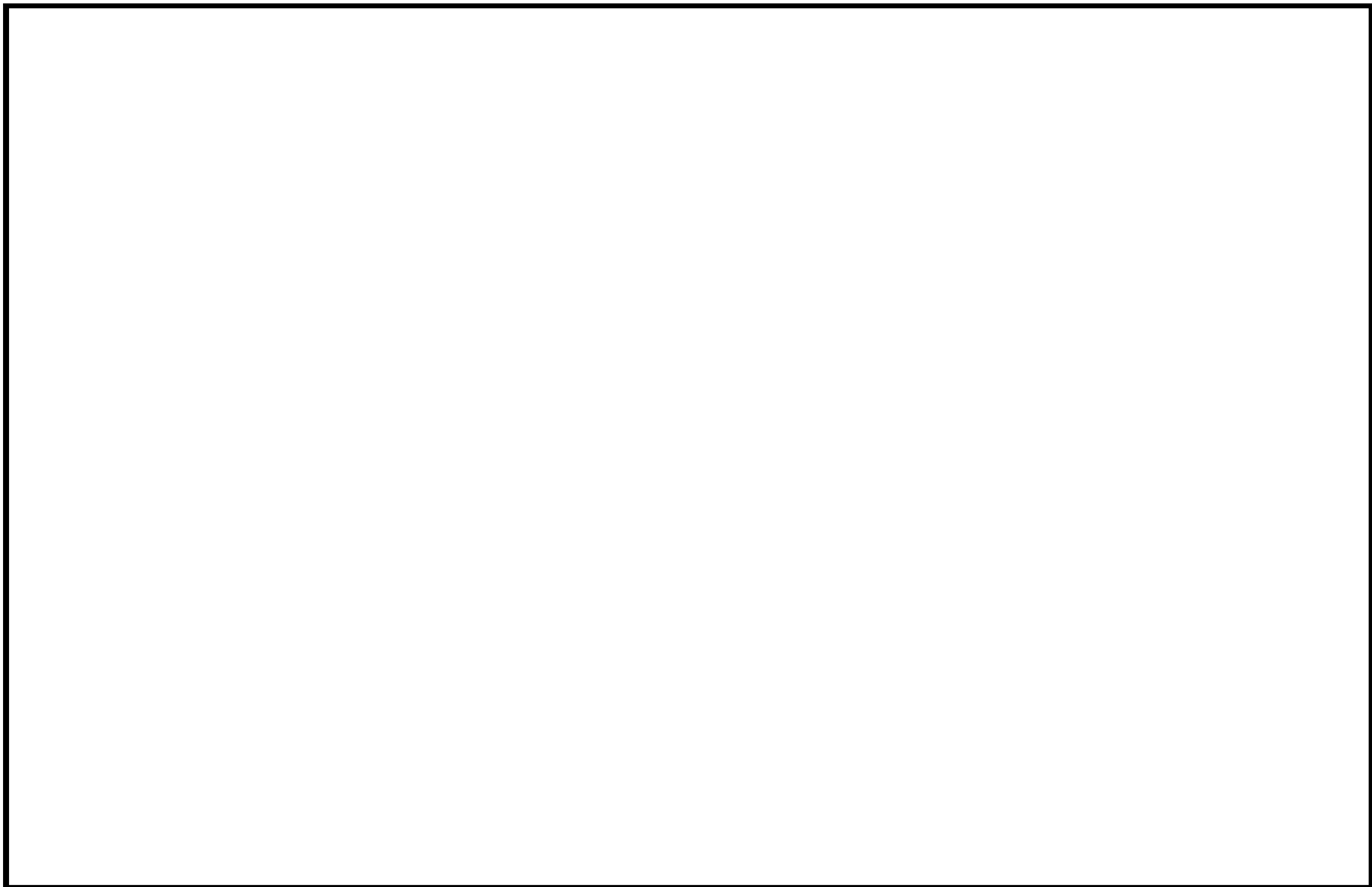
2次系ドレン系統（湿分分離加熱器第1段ドレンタンクドレン管（A））



2次系ドレン系統（湿分分離加熱器第1段ドレンタンクドレン管（C））



タービンランド蒸気系統（ランド蒸気管）



補助蒸気系統（スチームコンバータドレン管3（制御弁（LCV-6758）以降））

玄海 3 号機 新規制基準適合申請以降の耐震補強工事（配管）

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
1 次冷却材 系統配管	加圧器 スプレイ配管	ロッド レストレイント	支持装置改造	第 16 回定期検査 (2022 年)
		ピン	架構改造	
			定着部改造	
メカニカルスナバ	支持装置改造			

タイトル	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																
説明	<p>以下については、現行 JEAG4601 でなく、JEAC4601-2008 に定められた設計用減衰定数を用いた評価を実施している。</p> <p>(1) 鉛直方向の設計用減衰定数 動的鉛直地震動を評価に用いる場合、鉛直方向の設計用減衰定数は JEAC4601-2008 で定められている値を使用している。</p> <p>(2) 配管設備関連の評価 動的地震動による評価においては、設計用減衰定数は JEAC4601-2008 で定められている値を使用している。 対象配管および適用した減衰定数を表 2-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 配管の動的地震動による評価に用いた減衰定数</p> <table border="1" data-bbox="518 974 1289 1368"> <thead> <tr> <th>対象配管</th> <th>減衰定数 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 次冷却系統配管</td> <td>2.5～3.0</td> </tr> <tr> <td>安全注入系統配管</td> <td>2.0</td> </tr> <tr> <td>余熱除去系統配管</td> <td>2.0～3.0</td> </tr> <tr> <td>化学体積制御系統配管</td> <td>1.0～2.0</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器ブローダウン系統配管</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>主蒸気系統配管</td> <td>2.0～3.0</td> </tr> <tr> <td>主給水系統配管</td> <td>2.0～3.0</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>	対象配管	減衰定数 (%)	1 次冷却系統配管	2.5～3.0	安全注入系統配管	2.0	余熱除去系統配管	2.0～3.0	化学体積制御系統配管	1.0～2.0	蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.5	主蒸気系統配管	2.0～3.0	主給水系統配管	2.0～3.0
対象配管	減衰定数 (%)																
1 次冷却系統配管	2.5～3.0																
安全注入系統配管	2.0																
余熱除去系統配管	2.0～3.0																
化学体積制御系統配管	1.0～2.0																
蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.5																
主蒸気系統配管	2.0～3.0																
主給水系統配管	2.0～3.0																

タイトル	機器・配管に係る、比率で示された耐震安全性評価結果（疲労累積係数を除く）について
説明	<p>機器・配管に係る、比率で示された耐震安全性評価結果（疲労累積係数を除く）について、各々の分子と分母の値を単位とともに記載した表を添付－1に示す。</p> <p>また、発生応力算出に用いた地震力の種別は以下のとおりであり、耐震安全性評価結果に合わせて添付－1に示す。</p> <p>①耐震Sクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力 ・ 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力と Sクラスの設備に適用される静的地震力の大きい方 <p>②耐震Bクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Bクラスの設備に適用される静的地震力^{*2} <p>③耐震Cクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Cクラスの設備に適用される静的地震力 <p>*1：「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造およ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手法による基準地震動（S_s-1）、断層モデルを用いた手法による基準地震動（S_s-2 及び S_s-3）及び震源を特定せず策定する地震動による基準地震動（S_s-4 及び S_s-5）。</p> <p>*2：支持構造物の振動と共振のおそれがあるものについては、弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力の $1/2$ についても考慮する。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

玄海原子力発電所3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)		許容値 (MPa)		応力比		備考
熱交換器	伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食)	原子炉補機冷却水 冷却器	伝熱管	S	Ss*1					0.41	一次応力/ 許容応力	
		湿分分離加熱器	胴板	C	静的地震力	86	183	0.47	一次応力/ 許容応力			
	胴側耐圧構成品等 の腐食 (流れ加速型腐食)	低圧第1給水加熱器	胴板	C	静的地震力	41	227	0.18	一次応力/ 許容応力			
		低圧第2給水加熱器	胴板	C	静的地震力	19	226	0.08	一次応力/ 許容応力			
		低圧第3給水加熱器	胴板	C	静的地震力	80	216	0.37	一次応力/ 許容応力			
		低圧第4給水加熱器	胴板	C	静的地震力	99	198	0.50	一次応力/ 許容応力			
		低圧第5給水加熱器	胴板	C	静的地震力	65	187	0.35	一次応力/ 許容応力			
配管	疲労割れ	配管サポート (余熱除去系統配管の アンカーサポート)	配管とパッドの 溶接部	S	Ss*1	25	116	0.22	一次応力/ 許容応力			
						24	116	0.21	(一次+二次応力)/ 許容応力			
			パッドとラグの 溶接部	S	Ss*1	171	201	0.85	一次応力/ 許容応力			
						305	349	0.87	(一次+二次応力)/ 許容応力			
			ラグとプレート の溶接部	S	Ss*1	140	209	0.67	一次応力/ 許容応力			
						256	349	0.73	(一次+二次応力)/ 許容応力			
	母管の高サイクル 熱疲労割れ (高低温水合流部)	余熱除去系統配管	余熱除去冷却 器出口・バイパ スライン合流部	S	Ss*1	120	278	0.43	地震時応力/ 亀裂安定限界応力			

*1 : S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

玄海原子力発電所3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		備考
								一次応力／許容応力	(一次＋二次応力)／許容応力	
配管	母管の腐食 (流れ加速型腐食)	主蒸気系統配管	—	S	Ss	219	323	0.68	一次応力／許容応力	
					Ss	261	333	0.78	(一次＋二次応力)／許容応力	
					Sd	160	166	0.96	一次応力／許容応力	
						143	333	0.43	(一次＋二次応力)／許容応力	
				C	静的地震力	144	158	0.91	一次応力／許容応力	
		主給水系統配管	—	S	Ss	205	380	0.54	一次応力／許容応力	
						240	421	0.57	(一次＋二次応力)／許容応力	
					Sd	150	210	0.71	一次応力／許容応力	
						130	421	0.31	(一次＋二次応力)／許容応力	
				C	静的地震力	182	189	0.96	一次応力／許容応力	
		第3抽気系統配管	—	C	静的地震力	200	216	0.93	一次応力／許容応力	
		第4抽気系統配管	—	C	静的地震力	151	198	0.76	一次応力／許容応力	
		第5抽気系統配管	—	C	静的地震力	164	175	0.94	一次応力／許容応力	
		第6抽気系統配管	—	C	静的地震力	107	189	0.57	一次応力／許容応力	
		低温再熱蒸気系統配管	—	C	静的地震力	59	207	0.29	一次応力／許容応力	
		タービンランド蒸気系統配管	—	C	静的地震力	152	169	0.90	一次応力／許容応力	

*1 : S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

玄海原子力発電所3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		備考
配管	母管の腐食 (流れ加速型腐食)	補助蒸気系統配管	—	C	静的地震力	139	158	0.88	一次応力／ 許容応力	
		2次系復水系統配管	—	C	静的地震力	176	189	0.93	一次応力／ 許容応力	
		2次系ドレン系統配管	—	C	静的地震力	166	171	0.97	一次応力／ 許容応力	
		蒸気発生器ブローダウン系統配管	—	S	Ss	169	315	0.54	一次応力／ 許容応力	
						300	314	0.96	(一次＋二次応力)／ 許容応力	
						Sd	125	157	0.80	一次応力／ 許容応力
192	314	0.61	(一次＋二次応力)／ 許容応力							
炉内 構造物	摩耗	炉内構造物	炉内計装用 シンプルチューブ	S	Ss*1	9	414	0.02	一次応力／ 許容応力	
タービン 設備	腐食 (流れ加速型腐食)	高圧タービン	主蒸気入口管	C	静的地震力	76	183	0.42	一次応力／ 許容応力	
空調設備	内面腐食 (流れ加速型腐食)	凝縮器(冷水設備)	伝熱管	C	静的地震力	22	68	0.32	一次応力／ 許容応力	
機械設備	中性子およびγ線 照射脆化	原子炉容器 サポート	サポートブラケット (サポートリブ)	S	Ss*1	5.2	40.9	0.13	応力拡大係数／ 破壊靱性値	発生応力および許容値の単位は、MPa √m
		蒸気発生器 支持脚	ヒンジ摺動部	S	Ss*1	34	180	0.19	一次応力／ 許容応力	
	254					426	0.60	(一次＋二次応力)／ 許容応力		
	蒸気発生器 支持脚 (水平2方向考慮)		ヒンジ摺動部	S	Ss*1	49	180	0.27	一次応力／ 許容応力	
						360	426	0.85	(一次＋二次応力)／ 許容応力	
	1次冷却材ポンプ 支持脚	ヒンジ摺動部	S	Ss*1	7	186	0.04	一次応力／ 許容応力		
					77	439	0.18	(一次＋二次応力)／ 許容応力		

*1：S s地震力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震力による評価応力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力または破壊靱性値を下回るため、S d地震力および静的地震力による評価を省略した。

玄海原子力発電所3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		備考
								地震時応力／許容応力	地震時応力／許容応力	
機械設備	制御用空気だめの腐食(全面腐食)	制御用空気だめ	—	S	Ss*1	56	243	0.23	地震時応力／許容応力	
		制御用空気除湿装置 除湿塔	—	S	Ss*1	42	234	0.18	地震時応力／許容応力	
	被覆管の摩耗	制御棒クラスタ	制御棒被覆管	S	Ss*1			0.44	一次応力／許容応力	
	ステンレス鋼使用部位の応力腐食割れ	A廃液蒸発装置	加熱器伝熱管	B	静的地震力	5	68	0.07	地震時応力／亀裂安定限界応力	
			蒸発器胴板	B	1/2Sd	13	71	0.18	地震時応力／亀裂安定限界応力	
	燃料油貯油槽	基礎ボルト	S	Ss*1	93 (引張)	193 (引張)	0.48 (引張)	一次応力／許容応力		
					27 (せん断)	148 (せん断)	0.18 (せん断)			
	燃料油貯蔵タンク	基礎ボルト	S	Ss*1	132 (引張)	451 (引張)	0.29 (引張)	一次応力／許容応力		
					51 (せん断)	346 (せん断)	0.15 (せん断)			
	大容量空冷式発電機用給油ポンプ	基礎ボルト	—*2	—*2	3 (引張)	210 (引張)	0.01 (引張)	一次応力／許容応力		
					3 (せん断)	160 (せん断)	0.02 (せん断)			
	大容量空冷式発電機用燃料タンク	基礎ボルト	—*2	—*2	56 (引張)	451 (引張)	0.12 (引張)	一次応力／許容応力		
					32 (せん断)	346 (せん断)	0.09 (せん断)			
	主蒸気系統配管	配管用基礎ボルト	S	Ss*1	153 (引張)	210 (引張)	0.73 (引張)	一次応力／許容応力		
					37 (せん断)	160 (せん断)	0.23 (せん断)			

*1 : S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2 : 常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備であることから、Ss 地震力による評価結果を記載した。

玄海原子力発電所3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		備考
				S	Ss*1			0.18	一次応力/ 許容応力	
電源設備	内面腐食 (流れ加速型腐食)	空気冷却器 (非常用ディーゼル発 電機機関本体)	伝熱管	S	Ss*1	16	88	0.18	一次応力/ 許容応力	

*1 : S s 地震力がS d 地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力がS d 地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

タイトル 主蒸気ライン貫通部の端板他の疲労割れに対する耐震安全性評価について

説明 1. 記号の説明
固定式継手（1枚端板）の疲労評価に用いる記号について、表 4-1 に示す。

表 4-1 固定式継手（1枚端板）の疲労評価に用いる記号

記号	単位	定義
S R 3 S	MPa	地震時の管軸方向反力による二次応力
S R 4 S	MPa	地震時の管軸直角方向反力による一次一般膜応力
S R 5 S	MPa	地震時の曲げモーメントによる二次応力
S T S	MPa	一次+二次応力強さ（地震時）
P	MPa	原子炉格納容器最高使用圧力
T	mm	端板の厚さ
A	mm	端板外半径（ $A = D_1/2$ ）
B	mm	端板穴半径（ $B = D_2/2$ ）
F X S	N	地震時の外力による X 方向反力
F Y S	N	地震時の外力による Y 方向反力
F Z S	N	地震時の外力による Z 方向反力
F O S	N	地震時の外力による鉛直方向反力 ($F O S = \sqrt{F Y S^2 + F Z S^2}$)
M O S	N・m	地震時の外力による曲げモーメント ($M O S = \sqrt{M Y S^2 + M Z S^2}$)
M X S	N・m	地震時の外力による X 軸回りのねじりモーメント
M Y S	N・m	地震時の外力による Y 軸回りの曲げモーメント
M Z S	N・m	地震時の外力による Z 軸回りの曲げモーメント
β	—	集中荷重に対する円板の応力係数
E	MPa	最高使用温度における日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数
D_1	mm	スリーブ取付端板外径
D_2	mm	スリーブ取付端板穴径
P S S	MPa	地震時のピーク応力強さ
K C	—	応力集中係数
E'	MPa	設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図の 3. 各材料の設計疲労線図に規定する縦弾性係数
N	—	許容繰返し回数（地震時）
N_R	—	設計繰返し回数（地震時）
U F	—	疲労累積係数（地震時）

固定式継手（1枚端板）の基本寸法箇所を図 4-1 に示す。

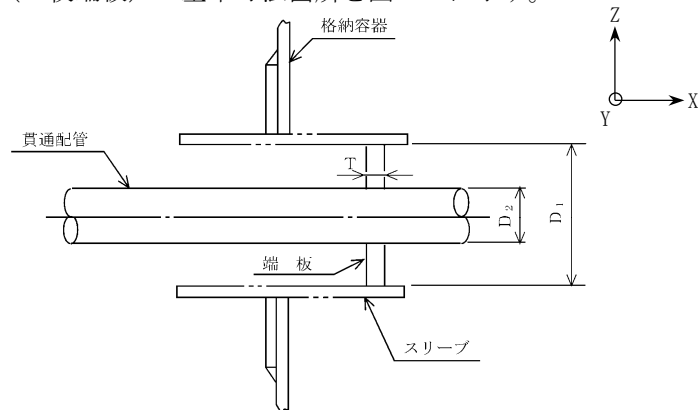


図 4-1 固定式継手（1枚端板）の基本寸法箇所

2. 評価部位

主蒸気系統配管のうち主蒸気ライン（Bループ）貫通部の固定式継手評価部位（PEN#513）は、図 4-2 に示す原子炉格納容器貫通配管に設置された固定式継手（1枚端板）の配管溶接部（全溶け込み溶接）とする。

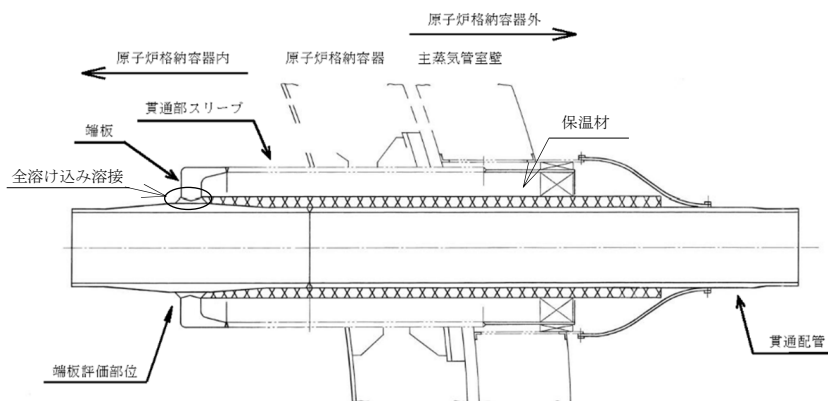


図 4-2 固定式継手（1枚端板）の評価部位

3. 評価内容

(1) 原子炉格納容器貫通部の仕様

原子炉格納容器貫通部の仕様について表 4-2 に示す。

表 4-2 原子炉格納容器貫通部の仕様

ペネ番号			PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))		
原子炉格納容器最高使用圧力	MPa		0.392		
原子炉格納容器最高使用温度	℃		144		
配管最高使用温度	℃		298		
配管使用温度	℃		276.9		
諸 元	端 板	材質	—	SFVC2B	
		端板外径	mm		
		端板内径	mm		
		板厚	mm		
		設計疲れ線図の 縦弾性係数	$\times 10^5 \text{ N/mm}^2$		2.07
		材料の最高使用 温度における 縦弾性係数 ^(注1)	$\times 10^5 \text{ N/mm}^2$		1.85
配 管	材質	—	SGV42		
	外径	mm			
	板厚	mm			
応力集中係数 ^(注2)		—	2.1		

(注1) 物性値の算出はクラス 2 過渡における最高温度に基づき算出した。

(注2) JSME S NCI-2005/2007 PVB-3130 より引用

- (2) 原子炉格納容器貫通部の評価用荷重
 S_s 地震時の原子炉格納容器貫通部の評価用荷重について表 4-3 に示す。
 評価に用いた解析モデルを、添付-1 に示す。

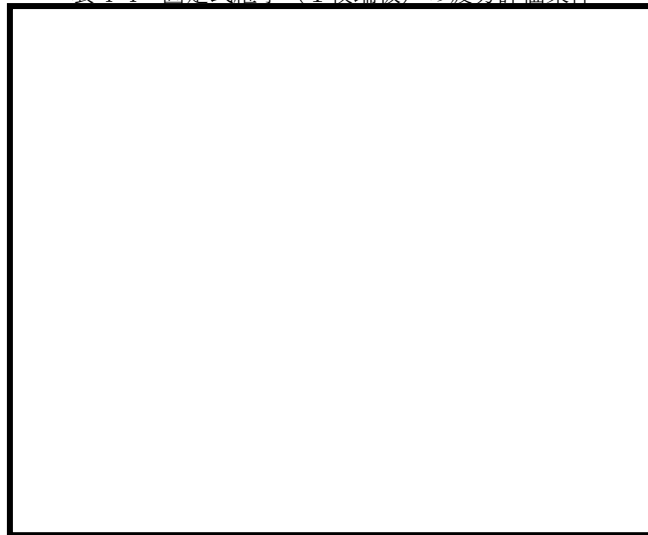
表 4-3 原子炉格納容器貫通部の評価用荷重 (S_s 地震時)

ペネ番号	地震力	評価部位	端板に作用する荷重 ^(注1、2、3)					
			軸力 [kN]			モーメント [kN・m]		
			F _x	F _y	F _z	M _x	M _y	M _z
PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	S _s	端板						

- (注1) 座標系は、配管軸方向を+X、鉛直上向きを+Zとする右手直交座標系とする。
 (注2) 一次+二次の片振幅の値。
 (注3) ループ連成時刻歴解析 (CV 内) 及び全波包絡 FRS (CV 外) により算出した荷重を評価に用いている。

- (3) 疲れ累積係数 (UF) の算出
 地震時の原子炉格納容器貫通部の評価用荷重から発生応力を算出し許容繰返し回数を求め、評価繰返し回数と許容繰返し回数の比 (疲れ累積係数) を算出する (JSME S NCI-2005/2007 「PVE-3100」 参照)。
 評価に必要となる条件を表 4-4 に示す。

表 4-4 固定式継手 (1枚端板) の疲労評価条件



- i. 固定式継手 (1枚端板) の応力
 (a) 管軸方向反力による応力 (二次応力)

$$SR3S = \frac{3 \times FXS}{2 \times \pi \times T^2} \left| 1 - \frac{2 \times A^2}{A^2 - B^2} \ln \frac{A}{B} \right|$$

(b) 管軸直角方向反力による応力（一次一般膜応力）

$$SR4S = \frac{FOS}{4 \times B \times T}$$

(c) 曲げモーメントによる応力（二次応力）

$$SR5S = \frac{\beta \times MOS}{A \times T^2} \times 1,000$$

$$\beta = \frac{3A(A^2 - B^2)}{\pi B(A^2 + B^2)}$$

(d) 一次+二次応力強さ

$$STS = 2 \times (SR3S + SR4S + SR5S)$$

ii. 固定式継手（1枚端板）の繰返しピーク応力強さと許容繰返し回数

(a) ピーク応力強さ

ピーク応力強さ = 応力集中係数 × (一次+二次応力強さ)

$$PSS = KC \times STS$$

(b) 繰返しピーク応力強さ

$$\text{繰返しピーク応力強さ}^* = \frac{1}{2} \times \text{ピーク応力強さ}$$

※一次+二次応力強さが3Sを超える場合は、JSME S NC1-2005/2007 PVB-3315 に従い Ke 係数を算出し、これに乗じて算出する。Ke 算出に必要な条件を表 4-5 に示す。

表 4-5 Ke 係数の算出条件

記号	単位	値
K	—	
A ₀	—	
B ₀	—	
q	—	
3S	MPa	
S _n (=STS)	MPa	

(c) 許容繰返し回数

許容繰返し回数は、JSME S NC1-2005/2007 添付 4-2 設計疲労線図より繰返しピーク応力強さを用いて求める。

なお、許容繰返し回数の算出に使用する繰返しピーク応力強さは、(b)項で求めた繰返しピーク応力強さに $\frac{E'}{E}$ を乗じた値とする。

(d) 疲労累積係数

$$U F = \frac{\text{評価繰返し回数} N_R}{\text{許容繰返し回数} N}$$

4. 評価結果

(1) 地震によるU F評価結果

Ss 地震によるU F評価結果を、表 4-6 に示す。

表 4-6 Ss 地震によるU F評価結果

ペネ番号	地震力	評価部位	(注1)(注2) 繰返しピーク 応力強さ [MPa]	許容 繰返し 回数	評価 繰返し 回数	U F
PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	Ss	端板	416	2427	200	0.083

(注1) 繰返しピーク応力強さが、炭素鋼の許容繰返し回数 10^6 回における繰返しピーク応力強さ (86MPa) を下回る場合は、U F = 0.000 とする。

(注2) 温度補正後の値を示す。

(2) 通常運転時U Fとの組合せによる評価結果

通常運転時のU Fを加えた結果を表 4-7 に示す。

表 4-7 Ss 地震時の通常運転時U Fとの組合せによる評価結果

ペネ番号	地震力	評価部位	通常 運転時	地震時	合計	許容値	評価
PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	Ss	端板	0.000	0.083	0.083	1.0	○

以上より、主蒸気ライン (Bループ) 貫通部の固定式継手 (1枚端板) の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

以上

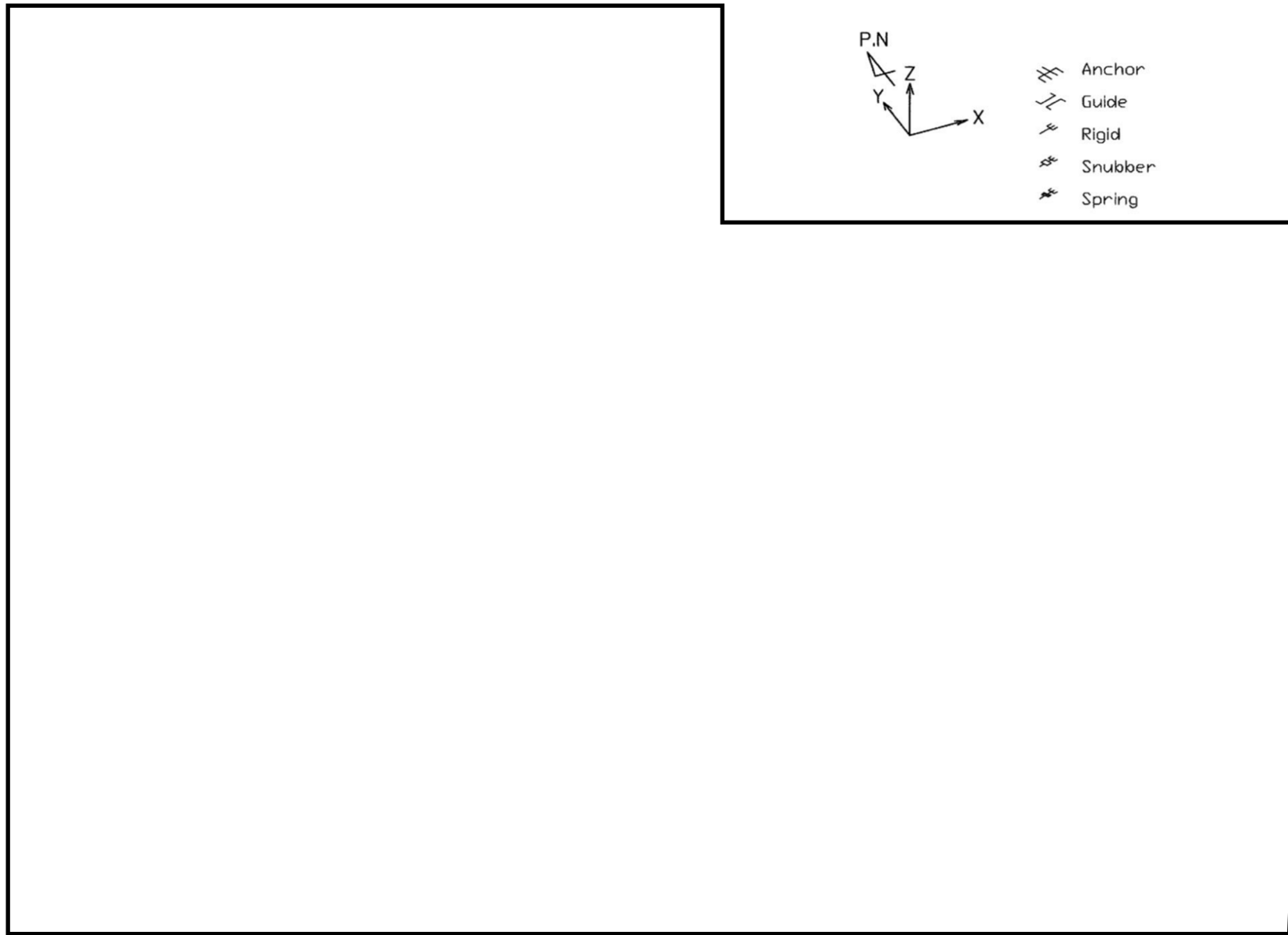
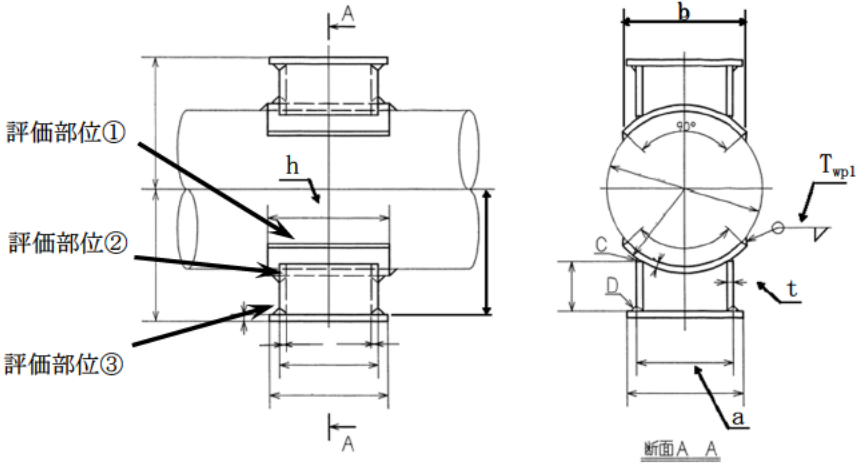


図 4-1-1 玄海 3 号炉 主蒸気系統配管 (B-主蒸気ライン) (CV内) 解析モデル

<p>タイトル</p>	<p>アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）の疲労割れに対する耐震安全性評価について</p>																									
<p>説明</p>	<p>1. 評価仕様 評価に用いたデータを図5-1および表5-1に示す。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: right;">(単位：mm)</p> <p style="text-align: center;">図5-1 アンカーサポートの外形図</p> <p style="text-align: center;">表5-1 諸元表（1 / 2） (単位：mm)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>パッドの幅</td> <td>b</td> <td rowspan="5"></td> </tr> <tr> <td>パッドの長さ</td> <td>h</td> </tr> <tr> <td>配管とパッドの溶接脚長</td> <td>T_{wp1}</td> </tr> <tr> <td>角型鋼管の大きさ</td> <td>a</td> </tr> <tr> <td>角型鋼管の厚さ</td> <td>t</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">表5-1 諸元表（2 / 2）</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>L^(注1) (mm)</th> <th>A_w (mm²)</th> <th>Z_{wx} (mm³)</th> <th>Z_{wy} (mm³)</th> <th>Z_{wp} (mm³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①配管とパッドの溶接部</td> <td rowspan="3"></td> <td rowspan="3"></td> <td rowspan="3"></td> <td rowspan="3"></td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>②パッドとラグの溶接部</td> </tr> <tr> <td>③ラグと底板の溶接部</td> </tr> </tbody> </table>	パッドの幅	b		パッドの長さ	h	配管とパッドの溶接脚長	T_{wp1}	角型鋼管の大きさ	a	角型鋼管の厚さ	t	評価部位	L ^(注1) (mm)	A_w (mm ²)	Z_{wx} (mm ³)	Z_{wy} (mm ³)	Z_{wp} (mm ³)	①配管とパッドの溶接部						②パッドとラグの溶接部	③ラグと底板の溶接部
パッドの幅	b																									
パッドの長さ	h																									
配管とパッドの溶接脚長	T_{wp1}																									
角型鋼管の大きさ	a																									
角型鋼管の厚さ	t																									
評価部位	L ^(注1) (mm)	A_w (mm ²)	Z_{wx} (mm ³)	Z_{wy} (mm ³)	Z_{wp} (mm ³)																					
①配管とパッドの溶接部																										
②パッドとラグの溶接部																										
③ラグと底板の溶接部																										

L : 荷重作用点から評価部までの距離

A_w : 溶接部の断面積

Z_{wx} , Z_{wy} , Z_{wp} : 各方向の溶接部の断面係数

(注1) Lは安全側に配管中心から底板までの最長距離を一律に用いた。

2. 解析モデルおよび入力（荷重）条件

(1) 評価用荷重の算出

評価用荷重は、配管を3次元はりモデル化してS_s地震時のアンカーサポートに作用する配管反力をスペクトルモーダル解析にて算出している。支持点解析モデル図を添付-1に示す。

評価部位はサポートラグ（固定点）であり、隣接する解析ブロックとの境界部である。このため、両ブロックの解析結果から得られた荷重を合成^{*}し、評価用荷重としている。算出された評価用荷重を表5-2に示す。

表5-2 評価用荷重（S_s）

方向	荷重	
	一次	一次+二次
F _x (kN)		
F _y (kN)		
F _z (kN)		
M _x (kN・m)		
M _y (kN・m)		
M _z (kN・m)		

※荷重は、配管解析で求めた荷重を以下のとおり合成している。

自重：代数和、慣性力：絶対和、相対変位：絶対和

(代数和： $\sum_{i=1}^N x_i$, 絶対和： $\sum_{i=1}^N |x_i|$)

なお、慣性力は動的と静的の大きい方を評価用荷重としている。

(2) 発生応力の算出

溶接部に発生する応力は、下式で算出している。本評価式は、材料力学に基づく公式をもとにして設定したものであり、設計・建設規格や耐震設計技術指針等に規定されたものではなく、応力集中係数に係る規定はない。また、支持構造物は降伏点を許容値としており、許容値を厳しくする設計体系となっていることから、発生応力の算出において応力係数を考慮する必要はないと判断している。

$$\sigma_1 = \frac{|M_x| + |F_y| \cdot L}{Z_{wx}} + \frac{|M_y| + |F_x| \cdot L}{Z_{wy}} + \frac{|F_z|}{A_w}$$

$$\sigma_2 = \sqrt{\left(\frac{F_x}{A_w}\right)^2 + \left(\frac{F_y}{A_w}\right)^2} + \frac{|M_z|}{Z_{wp}}$$

応力評価は、以下の組合せ応力を用いる。

○配管とパッドの溶接部（すみ肉溶接部）

$$\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}$$

○パッドとラグ、ラグと底板の溶接部（完全溶け込み溶接部）

$$\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + 3\sigma_2^2}$$

3. 評価結果

各部位の許容応力を表5-3に、評価結果を表5-4に示す。

表5-3 許容応力※1

部位		配管、 パッド※2	ラグ	底板
物性値	材質	SUS304TP	STKR41	SS41
	使用温度 (°C)	177	177	177
	F 値 (MPa) ※3	201 [201]	174 [209]	190 [228]
一次応力の許容値 (MPa)	S s	116 (201)	209	228
一次+二次応力の許容値 (MPa)	S s	116 (402)	349	381

※1：許容値の算出は添付-2参照

※2：（ ）内の値は、完全溶込み溶接部の許容値を示す

※3：[]内の値は、一次応力評価の場合のF値を示す

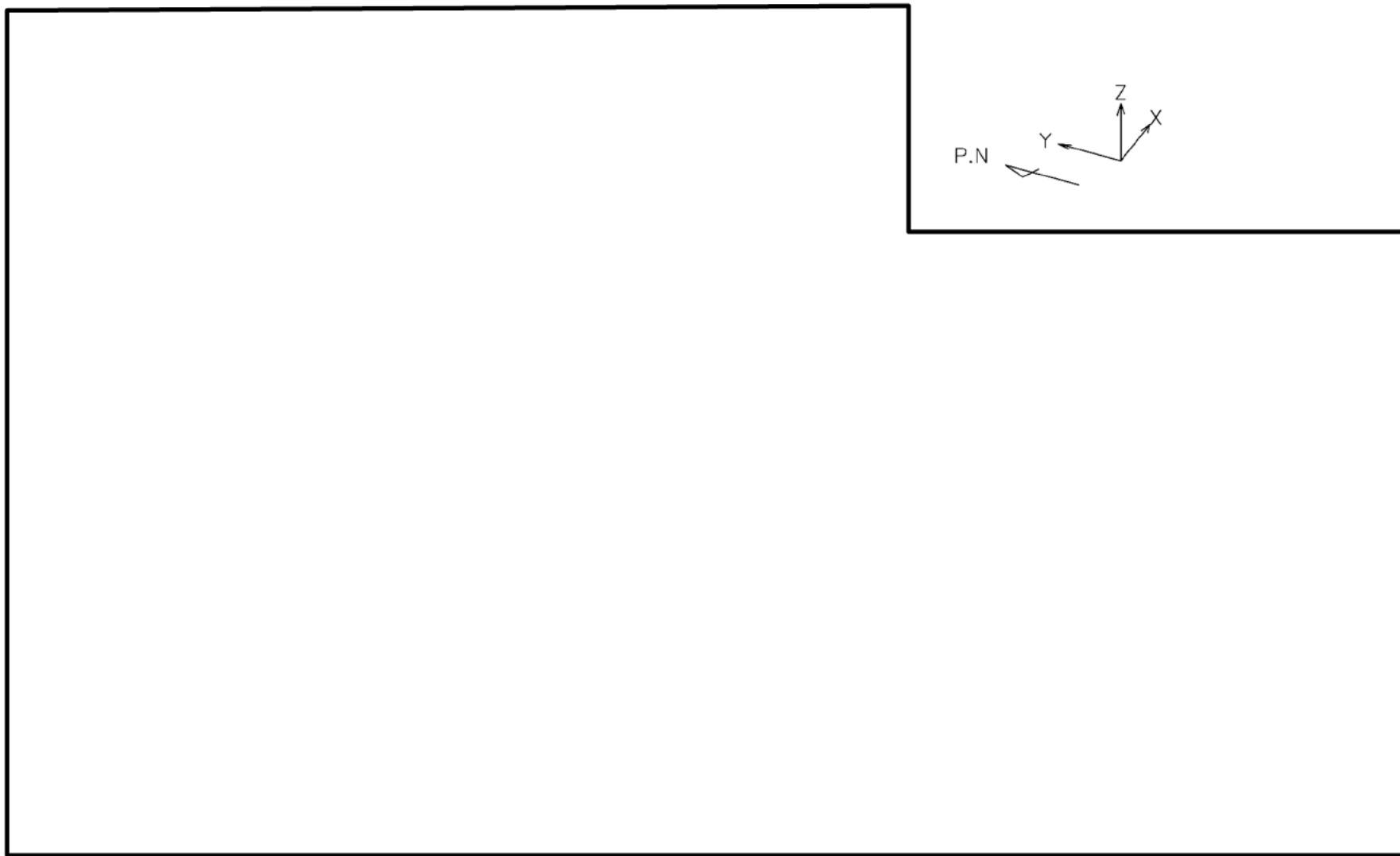
表5-4 評価結果

配管とパッド の溶接部 (評価部位①) 【すみ肉溶接】	一次応力 評価	発生応力	25 MPa
		許容応力 (1.5fs)	116 MPa
		応力比	0.22
	一次+二次 応力評価	発生応力	24 MPa
		許容応力 (1.5fs)	116 MPa
		応力比	0.21
パッドとラグ の溶接部 (評価部位②) 【完全溶け込み溶接】	一次応力 評価	発生応力	171 MPa
		許容応力 (1.5ft) ※ ¹	201 MPa
		応力比	0.85
	一次+二次 応力評価	発生応力	305 MPa
		許容応力 (3ft) ※ ¹	349 MPa
		応力比	0.87
ラグと底板の 溶接部 (評価部位③) 【完全溶け込み溶接】	一次応力 評価	発生応力	140 MPa
		許容応力 (1.5ft) ※ ¹	209 MPa
		応力比	0.67
	一次+二次 応力評価	発生応力	256 MPa
		許容応力 (3ft) ※ ¹	349 MPa
		応力比	0.73

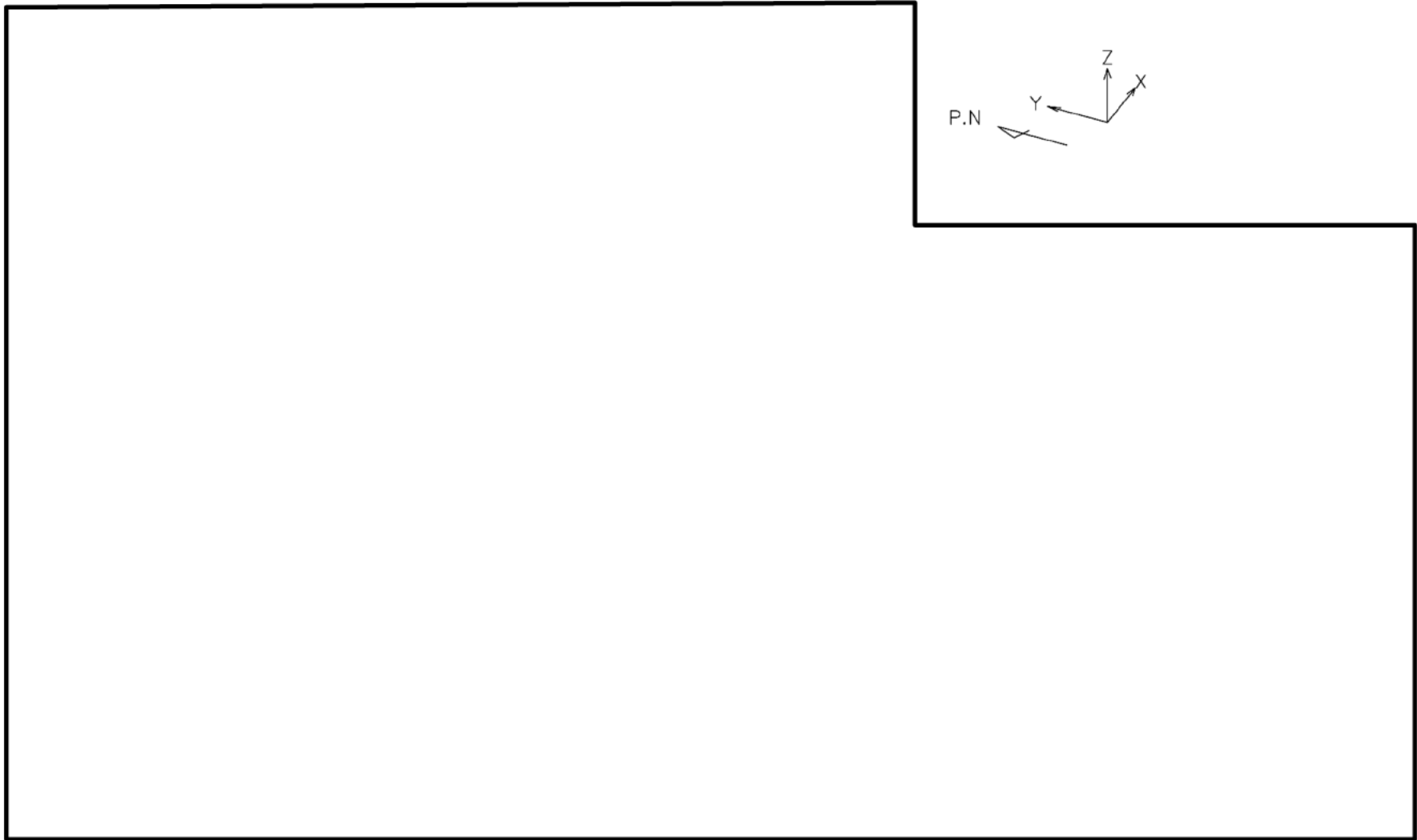
※1：異なる材料同士を溶接する場合は、一次応力と一次+二次応力それぞれについて、各部位の発生応力と表5-3に記載する許容応力の応力比が大きくなるよう、許容応力が小さい方の材料の許容応力値を採用した。

(注) 設計・建設規格 (SSB-3122) のとおり、配管サポートは「一次+二次応力」をシェイクダウン限界に制限することで、有意な疲労累積が発生しないよう設計していることから、一次+二次応力の評価を行っている。

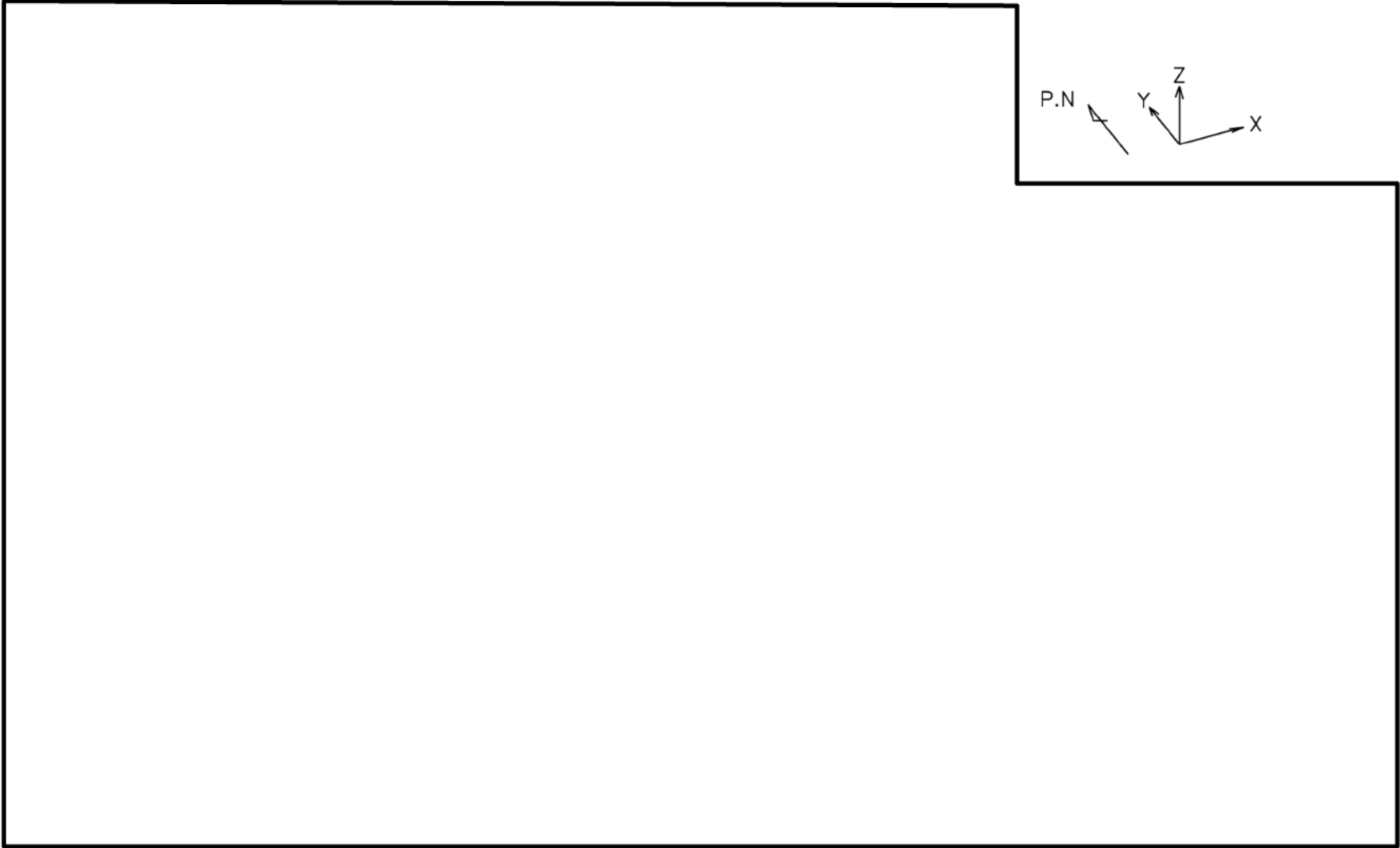
以 上



C-蓄圧タンク注入配管及び余熱除去戻り配管 (CV内) 解析モデル (S I 0 3) (1/2)



C-蓄圧タンク注入配管及び余熱除去戻り配管 (CV内) 解析モデル (S I 0 3) (2 / 2)



余熱除去クーラ出口配管 (CV外) 解析モデル (S I 0 4)

許容応力の算出

(単位：MPa)

アンカーサポート番号		3 S I - 3 - 6 A		
部位		配管、パッド	ラグ	底板 16 < t ≤ 40
物性値	材質 ^{※1}	SUS304TP	STKR41	SS41
	評価温度 (°C)	177	177	177
	① Sy (付録図表Part5表8) (at 使用温度)	149	174	190
	Su (付録図表Part5表9) (at 使用温度)	411	373	373
	② Sy (at 常温)	205	—	—
	③ 1.35Sy	201	—	—
	④ 0.7Su	287	261	261
	F=min (②, ③, ④) ^{※2}	201 (③)	—	—
	F=min (①, ④)	—	174 (①)	190 (①)
	引張許容応力 ft=F/1.5	134	116	127
	曲げ許容応力 fb=F/1.5	134	116	127
	せん断許容応力 fs=F/1.5√3	77	67	73
一次応力の許容値	引張許容応力 1.5ft ^{※3}	201	209	228
	曲げ許容応力 1.5fb ^{※3}	201	209	228
	せん断許容応力 1.5fs ^{※3}	116	121	132
一次＋二次応力の許容値	引張許容応力 3ft	402	349	381
	曲げ許容応力 3fb	402	349	381
	せん断許容応力 3fs (溶け込み) [1.5fs (すみ肉)]	232 [116]	201 [100]	220 [110]

※1：STKR41はSTKR400、SS41はSS400として評価する。

※2：使用温度が40°Cを超えるオーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金の場合はF=min (②, ③, ④)。それ以外はF=min (①, ④)

※3：S s 地震の一次応力評価では、JEAG4601の支持構造物規定に従い①、②の値を「告示501号 別表第9 (設計・建設規格 付録図表Part5表8) に定める値の1.2倍の値」と読み替えて算出した値を使用する。

タイトル	余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価について																																												
説明	<p>1. 評価仕様</p> <p>余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ（高低温水合流型）に対する評価は、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)」を準用し、1 gpmの漏えいを生じる周方向貫通き裂を想定して、地震発生時のき裂の安定性を評価した。具体的なき裂安定性評価方法およびフローを添付-1に示す。</p> <p>2. 解析モデル</p> <p>発生応力の算出に用いた3次元はりモデル解析のモデル図を添付-2に示す。</p> <p>3. 入力条件</p> <p>(1) 判定応力の算出</p> <p>①判定応力の算出条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">単位</th> <th>評価対象配管</th> </tr> <tr> <th>A-RHR熱交換器 バイパス合流部 (C/V外)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>配管口径</td><td>mm</td><td>267.4</td></tr> <tr><td>配管肉厚</td><td>mm</td><td>9.3</td></tr> <tr><td>配管材料</td><td>—</td><td>SUS304TP</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>℃</td><td>200</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>MPa</td><td>4.5</td></tr> <tr><td>縦弾性係数 (×10⁵)</td><td>MPa</td><td>1.83</td></tr> <tr><td>Sy</td><td>MPa</td><td>144</td></tr> <tr><td>Su</td><td>MPa</td><td>402</td></tr> <tr><td>Sm</td><td>MPa</td><td>129</td></tr> <tr><td>σf</td><td>MPa</td><td>273</td></tr> </tbody> </table> <p>②き裂形状および判定応力の算出</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>臨界流量 Gc (gpm/mm²)</th> <th>開口面積 A (mm²)</th> <th>き裂長さ 2c (mm)</th> <th>き裂角度 2θ (度)</th> <th>判定応力 Pf (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.087</td> <td>11.52</td> <td>114.51</td> <td>50.8</td> <td>278</td> </tr> </tbody> </table>	項目	単位	評価対象配管	A-RHR熱交換器 バイパス合流部 (C/V外)	配管口径	mm	267.4	配管肉厚	mm	9.3	配管材料	—	SUS304TP	最高使用温度	℃	200	最高使用圧力	MPa	4.5	縦弾性係数 (×10 ⁵)	MPa	1.83	Sy	MPa	144	Su	MPa	402	Sm	MPa	129	σf	MPa	273	臨界流量 Gc (gpm/mm ²)	開口面積 A (mm ²)	き裂長さ 2c (mm)	き裂角度 2θ (度)	判定応力 Pf (MPa)	0.087	11.52	114.51	50.8	278
項目	単位			評価対象配管																																									
		A-RHR熱交換器 バイパス合流部 (C/V外)																																											
配管口径	mm	267.4																																											
配管肉厚	mm	9.3																																											
配管材料	—	SUS304TP																																											
最高使用温度	℃	200																																											
最高使用圧力	MPa	4.5																																											
縦弾性係数 (×10 ⁵)	MPa	1.83																																											
Sy	MPa	144																																											
Su	MPa	402																																											
Sm	MPa	129																																											
σf	MPa	273																																											
臨界流量 Gc (gpm/mm ²)	開口面積 A (mm ²)	き裂長さ 2c (mm)	き裂角度 2θ (度)	判定応力 Pf (MPa)																																									
0.087	11.52	114.51	50.8	278																																									

<判定応力の算出>

$$P_f = P_m + P_b'$$

P_m : 内圧によって発生する膜応力 (=0.5 S_m or P_r)

P_r : 設計内圧応力

P_b' : 曲げ応力 (=2 σ_f (2 $\sin\beta - \sin\theta$) / π)

β : [$\pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi$] / 2

σ_f : 流動応力 = ($S_y + S_u$) / 2

θ : 貫通き裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

(2) 発生応力の算出

3次元はりモデルにて算出した発生応力 (P_a) を表6-1に示す。

表6-1 発生応力

地震力	P_m	P_b			P_a
	内圧 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	発生応力(合計) (MPa)
S_s 地震時	32.4	16.2	32.8	38.1	120

4. 評価結果

S_s 地震時のき裂安定性評価結果を表6-2に示す。

余熱除去系統配管のうち、RHR熱交換器バイパス合流部（低高温水合流部）について、高サイクル熱疲労割れを考慮しても、地震時に発生する応力は、判定応力（き裂安定限界応力）を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

表6-2 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価結果

地震力	発生応力 P_a (MPa)	判定応力 P_f (MPa)	応力比 P_a / P_f
S_s 地震時	120	278	0.43

以上

地震時のき裂安定性評価方法

① 漏えい量

き裂安定性評価に用いるき裂開口面積および判定応力を求めるにあたって、通常の点検パトロールや漏えい検知設備等で、検知可能な漏えい量として1gpmを想定する。

② 評価部位の決定

き裂安定性評価の対象は、流況が複雑で疲労が蓄積する可能性がある部位（複雑流況部）を耐震上厳しい部位として選定し、これらの部位についてき裂を想定した安定性評価を実施する。

③ き裂評価における（Gc - Dh）の算出（計算例として⑥の交点での計算結果を記載）

配管の周方向にスリット状き裂を想定して以下の要領で、最初に漏えい量Q、臨界流量Gc、負荷荷重0.5SmまたはPrを与えてき裂半角度θを求める。

- a. Gcを仮定しき裂角度を求めるための開口面積をAINとする。
・ $AIN \doteq Q/Gc$
- b. 次式の $A_{total} > A_{IN}$ となるまで $0^\circ \rightarrow \theta$ を増加させて下式のパラメータ計算を実施し、最大のθをき裂半角度とする。

<開口面積>（曲げ0による開口面積としている）

$$A_{total} = A_t + A_b$$

$$A_t = \frac{\sigma_t}{E} (\pi R^2) I_t(\theta)$$

$$A_b = \frac{\sigma_b}{E} (\pi R^2) I_b(\theta)$$

なお、き裂先端の塑性域を考慮し、き裂の半角度はθに代えてθ_{eff}を次式で求める。

$$\theta_{eff} = \theta + \frac{(K_t + K_b)^2}{2\pi R \sigma_f}$$

<記号説明>

- A_t : 軸力が作用した時のき裂開口面積
 A_b : 曲げモーメントが作用した時のき裂開口面積
 σ_t : 軸力による公称応力
 σ_b : 曲げモーメントによる公称応力
 R : 配管平均半径
 E : 縦弾性係数
 $I_t(\theta)$, $I_b(\theta)$: 無次元量
 θ : き裂半角度
 K_t : 軸力による応力拡大係数
 K_b : 曲げモーメントによる応力拡大係数
 σ_f : 流動応力

c. 水力学的直径(Dh)

き裂長さは次式による。また、Dhは A_{total} をき裂長さで除したものの。

$$2c = (D-t) \frac{\theta \pi}{180}$$

$$Dh = \frac{A_{total}}{c}$$

<記号説明>

- D : 管外径
 t : 板厚

④ Gc-Dh曲線

前項の a. から c. を、Gcを変えてパラメータ計算を繰り返すことによりGc-Dh曲線が求められる。

⑤ Henry の臨界流モデルによる $G_c - D_h$ 曲線

Henry のサブクール水モデル (図 6-1-1 参照) を用いて、配管の内外圧力差、流体性状等から、臨界流量 G_c (gpm/mm^2) と水力学的直径 D_h (mm) の関係曲線を求める。

計算パラメータとしては、漏えい流体の条件 (温度、圧力、流体性状等)、外部の状態 (外圧の有無)、漏えい流路状態 (表面粗さ、流路形状) 等を考慮する。

臨界流量 G_c は下式により求める。

$$G_c^2 = \left[\frac{xv_g}{\gamma P} - (v_g - v_{\ell 0}) \frac{dx}{dP} \right]_{exit}^{-1} \quad \left(\frac{dx}{dP} \right)_{exit} = N \frac{dx_E}{dP}$$

<記号説明>

- x : クオリティ (x_E : 熱平衡時のクオリティ)
- v : 比容積 (m^3/kg)
- P : 圧力 (Pa)
- γ : 断熱係数
- (添字 $\cdot \cdot \cdot$: g : 気相, ℓ : 液相, ℓ_0 : 入口液相条件)

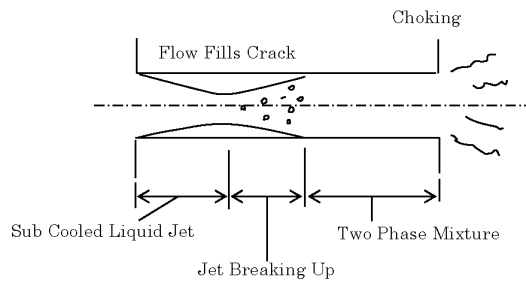


図 6-1-1 き裂内の流れ (サブクール水)

⑥ 臨界流量 ($G_c - D_h$) の決定

上記④と⑤の $G_c - D_h$ 曲線は別々の観点から求められたものであり、図 6-1-2 の通り 2 本の曲線が描け、交点の G_c 、 D_h は両方の条件を満足する。

この時の $G_c - D_h$ のき裂角度、開口面積を、き裂安定性評価に用いる判定応力の算出に使用する。

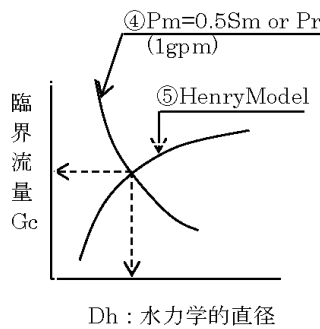


図 6-1-2 $G_c - D_h$ 曲線

⑦ 判定応力の算出（計算例として⑥の交点での計算結果を記載）

判定応力Pfは「実断面応力基準」によって算出する。この基準は、配管周方向にスリット状開口を想定し、断面のリガメント（開口部以外）の応力が一様な流動応力 σf に達した時に破壊が進行すると仮定したものである。従って発生応力が流動応力以下であれば、き裂があっても安定していると考えられる。

$$\begin{aligned} P_f &= P_m + P_b' \\ &= P_m + 2\sigma f (2\sin\beta - \sin\theta) / \pi \end{aligned}$$

<記号説明>

P_m : 内圧によって発生する膜応力 (= $0.5S_m$ or P_r)

P_b' : 曲げ応力 (= $2\sigma f(2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$)

β = $[\pi - \theta - (P_m / \sigma f) \pi] / 2$

σf : 流動応力 = $(S_y + S_u) / 2$

θ : 貫通き裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

⑧ 発生応力（計算例として、 S_s 地震時の計算結果を記載）

発生応力 P_a を求める時の作用荷重は日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」より次のとおり。

- a. 考慮すべき運転状態は、Ⅰ、Ⅱ、ⅢおよびⅠ+ S_s 、 S_d 地震とするが、実質的にはⅠ、Ⅱ+ S_s 、 S_d 地震が最も厳しいことから、Ⅰ、Ⅱ+ S_s 、 S_d 地震の評価を実施する。

(JEAG4613-1998は S_1 、 S_2 で評価するが、本評価は S_s 、 S_d 地震で評価を実施する。)

- b. 評価荷重は一次応力で実施するが、安全側に二次応力である熱膨張応力を含める。

$$P_a = P_m + P_b$$

<記号説明>

P_m : 配管の設計条件における計算値を採用（内圧応力）

P_b : 曲げ応力（自重応力+熱膨張応力+地震応力*の合計応力、ただしねじり応力は除く）

* : 地震慣性応力（片振幅）

注：発生応力は流動応力となることから応力係数は考慮しない。

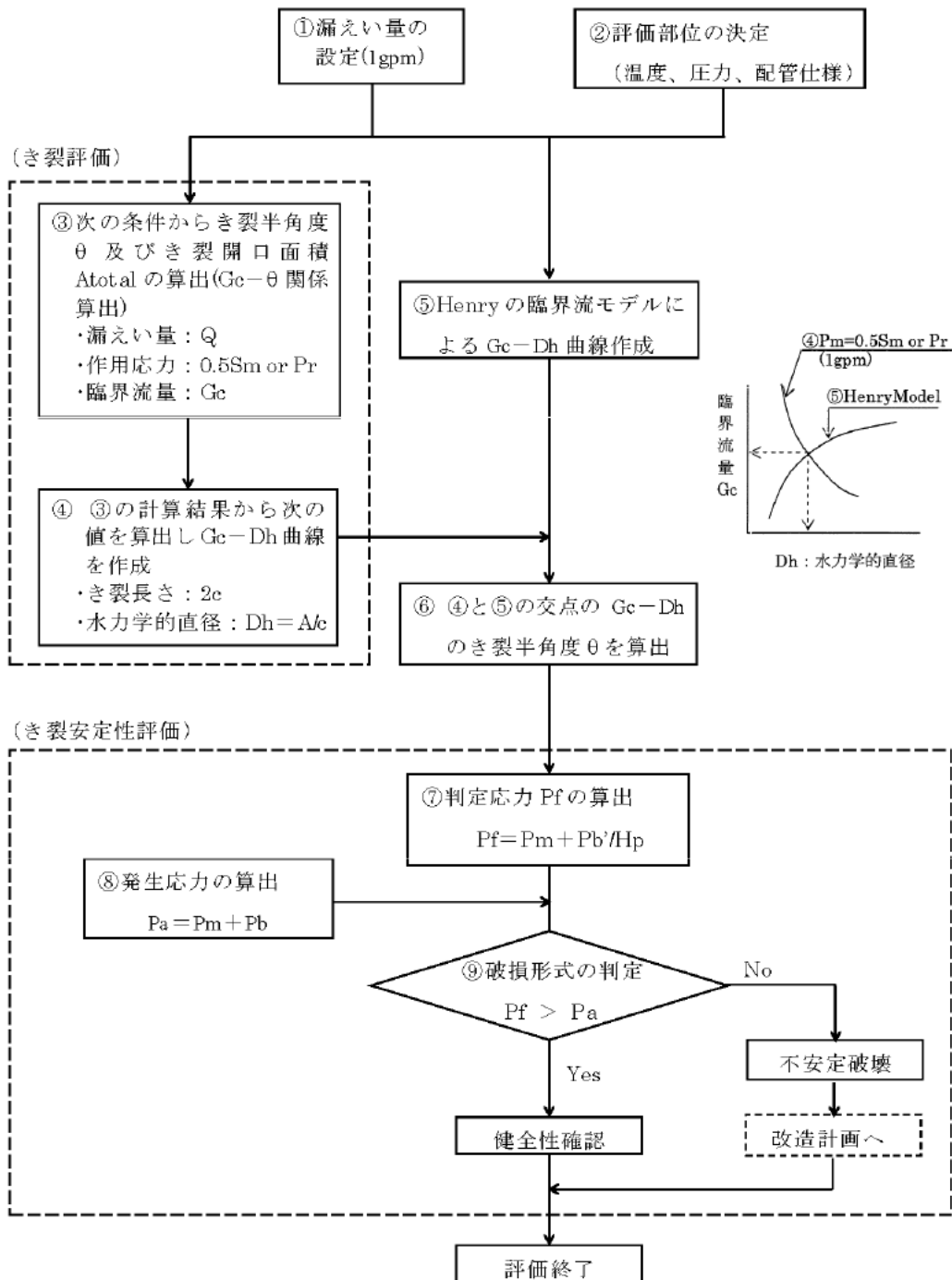
⑨ 評価

前項までの算出結果を基に以下を評価する。

$P_f > P_a$: 漏えい

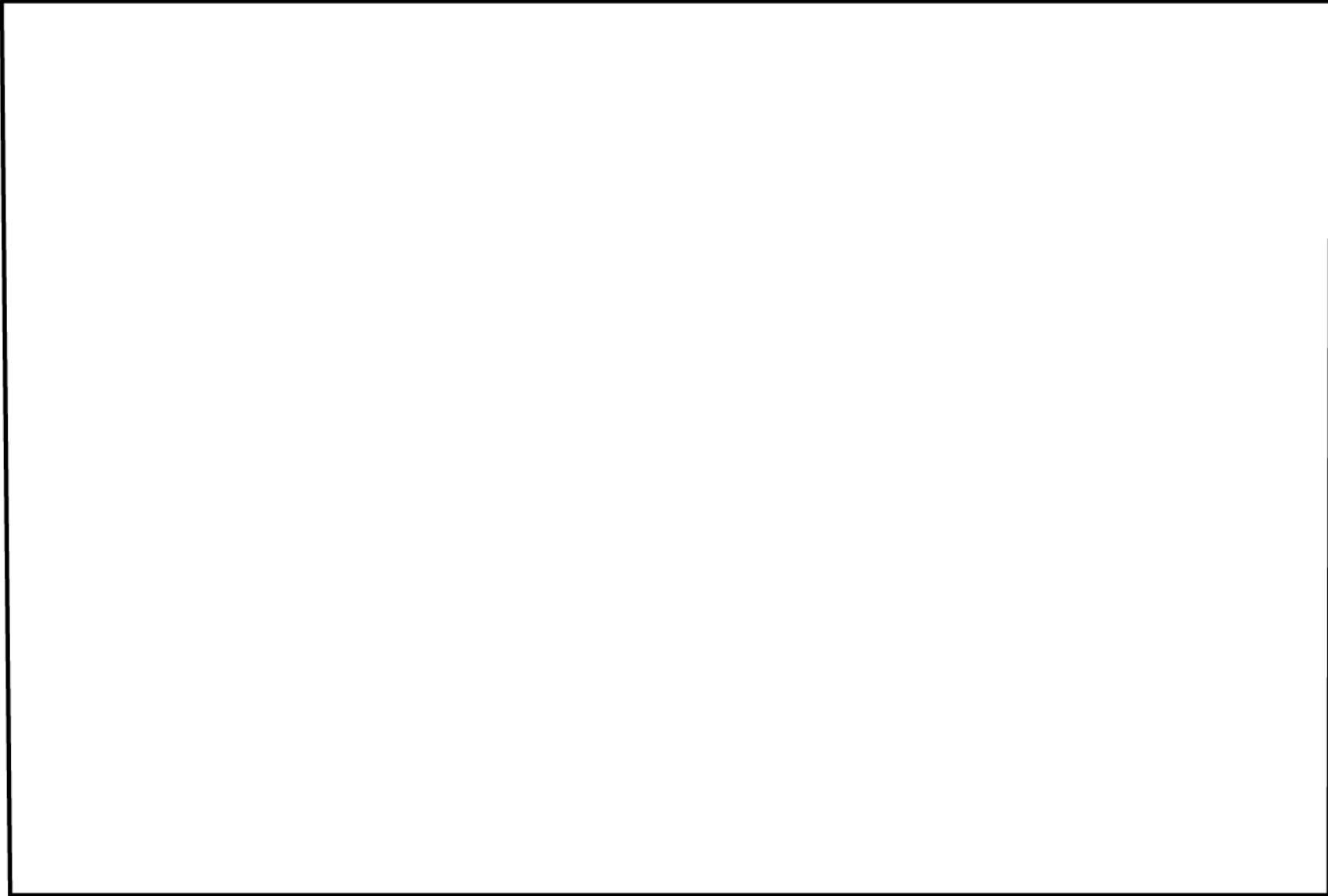
$P_f \leq P_a$: 破断

地震時のき裂安定性評価フロー

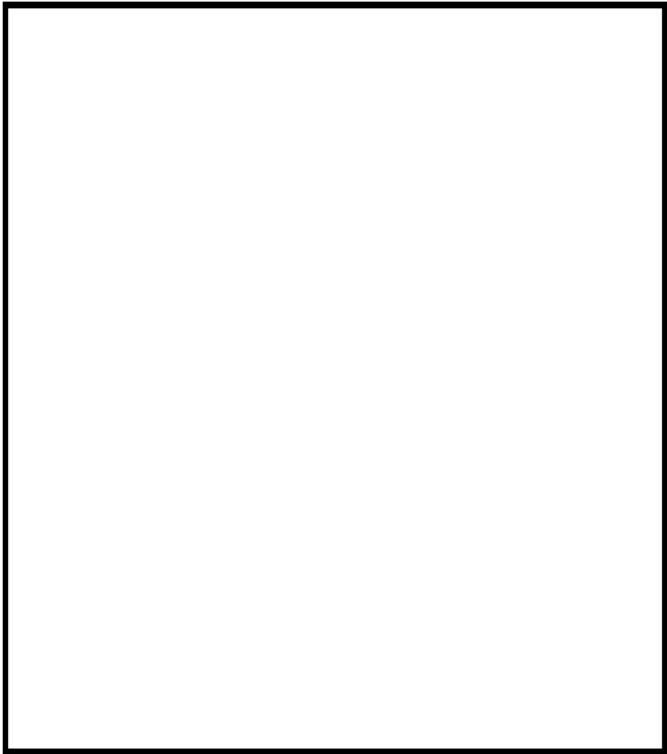


(注記) 記号の内容は以下のとおり

- ・Gc: 臨界流モデルによる単位面積当りの漏えい量
- ・Dh: 水力学的直径
- ・Pf: 判定応力
- ・Pa: 発生応力
- ・σf: 流動応力
- ・Pr: 設計内圧応力
- ・Pm: 内圧等による膜応力
- ・Pb: 曲げ応力(発生応力)
- ・Pb': 曲げ応力(判定応力)



玄海原子力発電所3号炉 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ評価対象配管（解析モデル図）

タイトル	原子炉容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	<p>原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価についての具体的な評価内容を以下に記す。</p> <p>1. PTS での応力評価部位と応力値 PTS 事象の K_I 上限包絡曲線については、技術評価書「容器—原子炉容器」に示すとおり、小破断 1 次冷却材喪失事故（小破断 LOCA）、大破断 1 次冷却材喪失事故（大破断 LOCA）、主蒸気管破断事故および 2 次冷却系からの除熱機能喪失に対する K_I 曲線を上限包絡して示している。 JEAC4206-2007「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」では、加圧熱衝撃評価を実施するにあたって深さ 10 mm の想定き裂を設定するように定められている。したがって、K_I 値は原子炉容器胴部に想定欠陥（長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥）を仮定し評価している。なお、「技術評価」においては軸方向のき裂を想定しているが、軸方向欠陥には有意な地震荷重が作用しないと考えられることから、耐震安全性評価では保守的に周方向の欠陥を想定した。</p> <p>2. Ss 地震の応力評価部位と応力値 Ss 地震による原子炉容器胴部に生じる曲げモーメントとして、最大となる節点（図 7-1 中①）の $6.22 \times 10^{10} \text{ N}\cdot\text{mm}$ を使用している。この曲げモーメントを断面係数 ($3.46 \times 10^9 \text{ mm}^3$) で除して算出した曲げ応力値 ($\sigma_b$) は 18.0 MPa (= 2.62 ksi) となる。</p> <div data-bbox="534 1193 1203 1944" style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図 7-1 原子炉容器 耐震解析モデル</p>

3. K_{IC} の算出式とその根拠

K_{IC} は JEAC4206-2007 の附属書 C 「供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」に基づき、以下の式で計算している。(技術評価書「容器—原子炉容器」参照)

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161(T - T_p)\} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

4. K_I 値の評価結果

PTS 事象での K_I 上限包絡曲線 (上記 1.) に、 S_s 地震で生じる K_I 値を一律でかさ上げしている。 S_s 地震の K_I 値は、原子炉容器胴部に仮定した想定欠陥 (長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥、母材厚さ mm) に上記 2. の荷重が作用した場合に生じる値として、JEAC4206-2007 F-3300 ASME Sec. XI App. A の解 (作用分布応力を線形近似する場合) を用いて 6.0 MPa $\sqrt{\text{m}}$ を算出した。

PTS 事象の K_I 値は、JEAC4206-2007 で PTS 事象の K_I 値算出に引用されている C. B. Buchalet & W. H. Bamford の応力拡大係数式 (附属図 C-2000-1 および C-2000-2 の係数を使用) を用いて算出されたものだが、 S_s 地震で生じる K_I 値の算出に対しては規定がないため、JEAC4206-2007 の附属書 F 「応力拡大係数」にて記載のある ASME Sec. XI App. A の解 (作用分布応力を線形近似する場合) を使用している。

応力拡大係数を計算する際のき裂寸法は、長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥とした。

S_s 地震で生じる K_I 値 : 6.0 の算出過程は以下のとおり。

JEAC4206-2007 A-3320 ASME Sec. XI App. A の解 (作用分布応力を線形近似する場合) により、 K_I 値を算出する。想定欠陥のサイズは、

欠陥深さ $a = 10 \text{ mm}$
 欠陥長さ $l = 60 \text{ mm}$
 母材厚さ $t = \text{ mm}$

附属書表 A-3320-1 最深点 A での係数 (添付-1) において、 $a/t = 0.046$ 、 $a/l = 0.167$ より、

$$M_m = G_0 = 1.0917$$

$$G_1 = 0.6772$$

よって、

$$q_y = [(\sigma_m \cdot M_m + A_p \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b) / \sigma_{ys}]^2 / 6$$

$$= [(2.49 \times 1.0917 + 2.62 \times 1.0294) / 44.1]^2 / 6 = 0.0026$$

ここで $A_p = 17.16 \text{ MPa}^* = 2.49 \text{ ksi}$

$$M_b = G_0 - 2(a/t) G_1 = 1.0294$$

$$\sigma_{ys} = 304.2 \text{ MPa} = 44.1 \text{ ksi}$$

($T_c = 289.2 \text{ }^\circ\text{C}$ における JSME S NC1-2005/2007 の値)

$$\sigma_m = 0$$

$$Q = 1 + 4.593(a/l)^{1.65} - q_y = 1.237$$

※：欠陥面にかかる内圧は、PTS 事象として考慮している小破断 LOCA、大破断 LOCA、主蒸気管破断事故および 2 次冷却系からの除熱機能喪失時の最高圧力を上回る、最高使用圧力 (17.16 MPa) を評価に用いている。

以上より、

$$\begin{aligned}
 K_I &= [(\sigma_m + A_p) \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b] \sqrt{\pi a / Q} \\
 &= [2.49 \times 1.0917 + 2.62 \times 1.0294] \sqrt{\pi \times 0.394 / 1.237} \\
 &= 5.42 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}} = 6.0 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}
 \end{aligned}$$

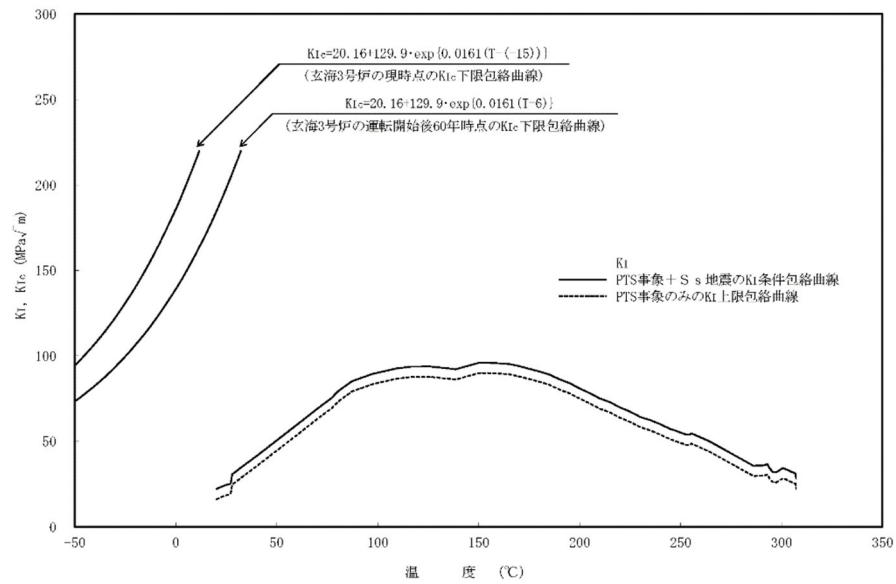


図 7-2 Ss 地震を考慮した PTS 評価結果

以上の結果より、運転開始後 60 年時点での K_{IC} 下限包絡曲線と PTS 事象に Ss 地震を考慮した K_I を比較すると、両曲線は交差することなく、 $K_{IC} > K_I$ は満足され、原子炉容器の中性子照射による関連温度上昇は、耐震安全性評価上問題ないことを確認している。

以上

附属書表 A-3320-1 最深点 A での係数

TABLE A-3320-1
COEFFICIENTS G_0 THROUGH G_3 FOR SURFACE CRACK AT POINT 1

		Flaw Aspect Ratio a/l						
		a/t	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
UNIFORM G_0	0.00	1.1208	1.0969	1.0856	1.0727	1.0564	1.0366	
	0.05	1.1461	1.1000	1.0879	1.0740	1.0575	1.0373	
	0.10	1.1945	1.1152	1.0947	1.0779	1.0609	1.0396	
	0.15	1.2670	1.1402	1.1058	1.0842	1.0664	1.0432	
	0.20	1.3654	1.1744	1.1210	1.0928	1.0739	1.0482	
	0.25	1.4929	1.2170	1.1399	1.1035	1.0832	1.0543	
	0.30	1.6539	1.2670	1.1621	1.1160	1.0960	1.0614	
	0.40	2.1068	1.3840	1.2135	1.1448	1.1190	1.0772	
	0.50	2.8254	1.5128	1.2693	1.1757	1.1457	1.0931	
	0.60	4.0420	1.6372	1.3216	1.2039	1.1699	1.1058	
0.70	6.3743	1.7373	1.3610	1.2237	1.1868	1.1112		
0.80	11.991	1.7899	1.3761	1.2285	1.1902	1.1045		
LINEAR G_1	0.00	0.7622	0.6635	0.6826	0.7019	0.7214	0.7411	
	0.05	0.7624	0.6651	0.6833	0.7022	0.7216	0.7413	
	0.10	0.7732	0.6700	0.6855	0.7031	0.7221	0.7418	
	0.15	0.7945	0.6780	0.6890	0.7046	0.7230	0.7426	
	0.20	0.8267	0.6891	0.6939	0.7067	0.7243	0.7420	
	0.25	0.8706	0.7029	0.7000	0.7094	0.7260	0.7451	
	0.30	0.9276	0.7193	0.7073	0.7126	0.7282	0.7468	
	0.40	1.0907	0.7584	0.7249	0.7209	0.7338	0.7511	
	0.50	1.3501	0.8029	0.7454	0.7314	0.7417	0.7566	
	0.60	1.7863	0.8488	0.7671	0.7441	0.7520	0.7631	
0.70	2.6125	0.8908	0.7882	0.7588	0.7653	0.7707		
0.80	4.5727	0.9288	0.8063	0.7753	0.7822	0.7792		
QUADRATIC G_2	0.00	0.6009	0.5078	0.5310	0.5556	0.5815	0.6084	
	0.05	0.5969	0.5086	0.5313	0.5557	0.5815	0.6084	
	0.10	0.5996	0.5109	0.5323	0.5560	0.5815	0.6085	
	0.15	0.6088	0.5148	0.5340	0.5564	0.5815	0.6087	
	0.20	0.6247	0.5202	0.5364	0.5571	0.5815	0.6089	
	0.25	0.6475	0.5269	0.5394	0.5580	0.5817	0.6093	
	0.30	0.6775	0.5350	0.5430	0.5592	0.5820	0.6099	
	0.40	0.7651	0.5545	0.5520	0.5627	0.5835	0.6115	
	0.50	0.9048	0.5776	0.5632	0.5680	0.5869	0.6144	
	0.60	1.1382	0.6027	0.5762	0.5760	0.5931	0.6188	
0.70	1.5757	0.6281	0.5907	0.5874	0.6037	0.6255		
0.80	2.5997	0.6513	0.6063	0.6031	0.6200	0.6351		
CUBIC G_3	0.00	0.5060	0.4246	0.4480	0.4735	0.5006	0.5290	
	0.05	0.5012	0.4250	0.4482	0.4736	0.5006	0.5290	
	0.10	0.5012	0.4264	0.4488	0.4736	0.5004	0.5290	
	0.15	0.5059	0.4286	0.4498	0.4737	0.5001	0.5289	
	0.20	0.5152	0.4317	0.4511	0.4738	0.4998	0.5289	
	0.25	0.5292	0.4357	0.4528	0.4741	0.4994	0.5289	
	0.30	0.5483	0.4404	0.4550	0.4746	0.4992	0.5291	
	0.40	0.6045	0.4522	0.4605	0.4763	0.4993	0.5298	
	0.50	0.6943	0.4665	0.4678	0.4795	0.5010	0.5316	
	0.60	0.8435	0.4829	0.4769	0.4853	0.5054	0.5349	
0.70	1.1207	0.5007	0.4880	0.4945	0.5141	0.5407		
0.80	1.7614	0.5190	0.5013	0.5085	0.5286	0.5487		

$a/t=0.046$
 $a/l=0.167$
 $G_0=1.0917$

$a/t=0.046$
 $a/l=0.167$
 $G_1=0.6772$

GENERAL NOTE: Interpolations in a/t and a/l are permitted.

タイトル	炉心槽の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価について						
説明	<p>中性子照射による材料の靱性低下が想定される炉心槽溶接部に有意な欠陥が存在すると仮定し、S_s地震発生時の荷重を考慮して求めた応力拡大係数Kと、中性子照射を受けたステンレス鋼のJ_{IC}値から換算した破壊靱性値K_{IC}とを比較することにより耐震安全性評価を行っている。評価の具体的内容を以下に示す。</p> <p>1. 解析条件</p> <p>(1) 想定欠陥</p> <p style="padding-left: 20px;">想定欠陥は設計・建設規格を準用し、表 8-1 のとおりとした。</p> <div style="text-align: center; margin: 10px 0;"> <p>表 8-1 想定したき裂形状</p> <table border="1" style="margin: auto; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="padding: 5px;">き裂方向</th> <th style="padding: 5px;">き裂長さ</th> <th style="padding: 5px;">き裂深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="padding: 5px;">周方向</td> <td style="padding: 5px;">1.5t</td> <td style="padding: 5px;">1/4t</td> </tr> </tbody> </table> <p style="margin: 5px 0;">t : 炉心槽板厚 (= mm)</p> </div> <p>き裂の想定部位（評価部位）は、図 8-1 に示すとおり、溶接部にき裂が想定されることから、下部炉心槽上部胴と下部胴の溶接部とした。</p> <p>なお、炉心槽の応力算出時におけるバッフル構造の変形拘束の影響については、炉心槽の板厚が約 57.2mm であるのに対し、炉心バッフル取付板を炉心槽に締結しているバレルフォーマボルトの径は約 13mm であることと、周方向に間隔を開けて設置されているため、十分に小さいと考えられる。</p>	き裂方向	き裂長さ	き裂深さ	周方向	1.5t	1/4t
き裂方向	き裂長さ	き裂深さ					
周方向	1.5t	1/4t					

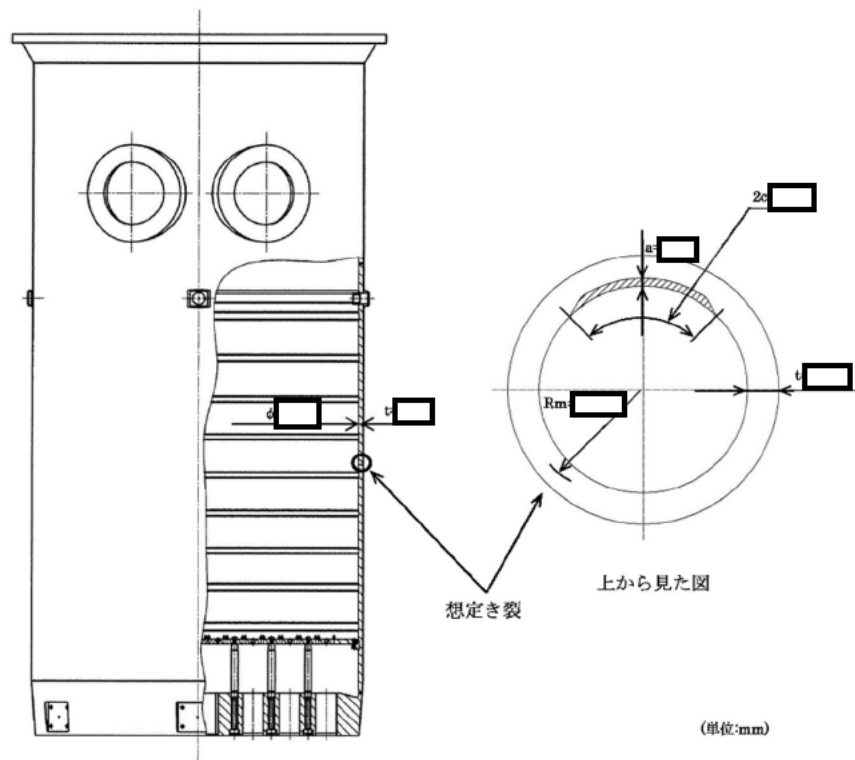


図 8-1 炉心槽における想定欠陥部位

(2) 応力条件

地震荷重は、水平方向地震荷重および鉛直方向地震荷重ともスペクトルモーダル解析で算出した。使用した水平方向耐震解析モデルおよび鉛直方向耐震解析モデルをそれぞれ図 8-2 および図 8-3 に示す。

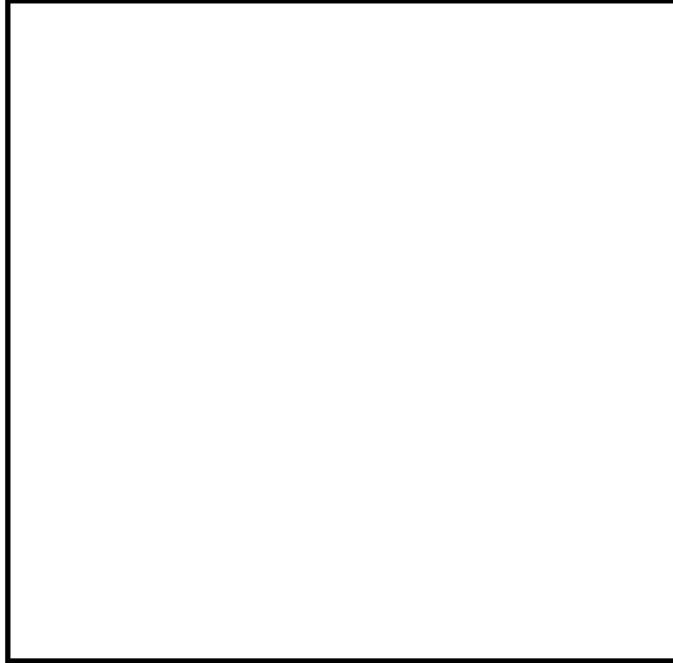


図 8-2 水平方向耐震解析モデル



図 8-3 鉛直方向耐震解析モデル

評価位置に作用する機械荷重、熱荷重、S_s地震時の荷重による各応力の重ね合わせで評価した。評価に用いた応力条件を表 8-2 に示す。

表 8-2 応力条件 (単位 : MPa)

機械荷重による応力	引張応力	7.3
	曲げ応力	0.0
熱荷重による応力	引張応力	0.0
	曲げ応力 ^{※1}	8.3
S _s 地震による応力	引張応力	15.9
合計	引張応力 σ_m	23.2
	曲げ応力 σ_b	8.3

※1 : 炉心槽の内外面の温度差により生じる曲げ応力

(3) 解析モデル

炉心槽の平均半径 R_m の板厚 t に対する比「 R_m/t 」は約 と大きいことから、炉心槽胴部はき裂付き平板で近似している。図 8-4 に平板近似モデルを示す。また、表 8-3 に平板近似した想定欠陥の寸法を示す。

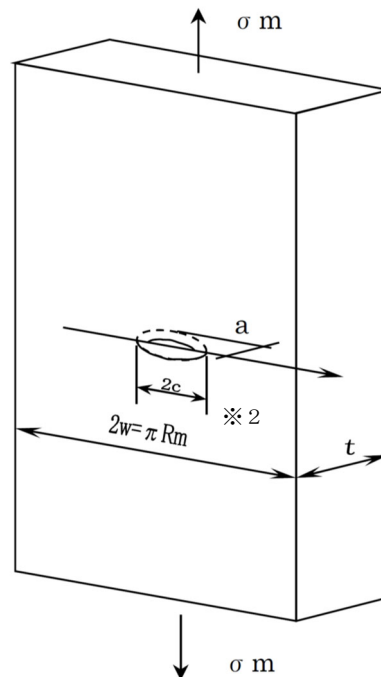


図 8-4 想定欠陥の平板近似モデル

※2 Raju-Newman の式において、板幅 w が小さいほど、平板端部の影響を受けて応力拡大係数は大きくなる。円筒形状である炉心槽を平板にて模擬するため、端部があるわけではないので、平板端部の影響を考慮する必要はないと考え、十分に大きな幅として半周分に設定している。

なお、Raju-Newman の式の適用範囲として、き裂半長 c と板幅 w の関係が $c/w < 0.5$ ($w > 2c$) と規定されている。仮に、最も板幅が小さく、平板端部の影響を受ける $w = 2c$ (mm) とした場合でも、応力拡大係数は $6.8 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり^(※3)、応力拡大係数に対する板幅の影響が軽微で、許容値 ($51 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) に対して十分な裕度があることを確認している。

※3 $2w = \pi R_m$ (mm) の場合、応力拡大係数は $6.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

表 8-3 想定したき裂の寸法

	き裂長さ 2c	き裂深さ a	板幅 2w	板厚 t
寸法 (mm)				

2. 解析結果

(1) 中性子照射を受けたステンレス鋼の破壊靱性値 (許容値)

評価に用いるステンレス鋼の破壊靱性値 K_{IC} は、発電設備技術検査協会「平成 8 年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」で得られたオーステナイト系照射ステンレス鋼の J_{IC} 試験結果を用いて、 J_{IC} 最下限値 14 kJ/m^2 から以下の換算式により算出した破壊靱性値 $K_{IC} = 51 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした。

$$K_{IC} = \sqrt{\frac{E}{(1-\nu^2)}} \times J_{IC}$$

E : 縦弾性係数* ($173,000 \text{ MPa at } 350^\circ\text{C}$)

ν : ポアソン比 (0.3)

J_{IC} : 破壊靱性値の下限 ($14 \text{ kJ/m}^2 \text{ at } 350^\circ\text{C}$)

※: 中性子照射を受けるとステンレス鋼は硬化し降伏応力は大きくなる傾向があるが縦弾性係数に大きな変化はないことから、照射前の一定値を用いる。

(2) 地震時の応力拡大係数

応力拡大係数の算出は、以下のとおり、平板中の半楕円表面き裂の応力拡大係数 K を求める Raju-Newman の式*を用いた。

*: Raju, I. S. and Newman, J. C., Jr., NASA Technical Paper 1578, 1979.

$$K = (\sigma_m + H \sigma_b) \sqrt{(\pi a/Q)} \cdot F$$

ここで、

$$Q = 1 + 1.464(a/c)^{1.65} \quad (a/c \leq 1)$$

$$F = \{M_1 + M_2(a/t) + M_3(a/t)^4\} (1 - k^2 \cos^2 \phi)^{1/4} g \cdot f_w$$

$$M_1 = 1.13 - 0.09(a/c)$$

$$M_2 = -0.54 + 0.89\{0.2 + (a/c)\}$$

$$M_3 = 0.5 - 1.0\{0.65 + (a/c)\} + 14 \times \{1.0 - (a/c)\}^{24}$$

$$g = 1 + \{0.1 + 0.35(a/t)^2\} (1 - \sin \phi)^2$$

$$f_w = \left[\sec \left\{ \frac{\pi c}{2w} \sqrt{a/t} \right\} \right]^{1/2}$$

$$k^2 = 1 - (a/c)^2$$

$$H = H_1 + (H_2 - H_1) \sin^p \phi$$

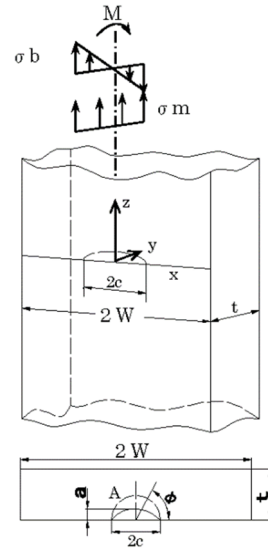
$$p = 0.2 + (a/c) + 0.6(a/t)$$

$$H_1 = 1 - 0.34(a/t) - 0.11(a/c)(a/t)$$

$$H_2 = 1 + G_1(a/t) + G_2(a/t)^2$$

$$G_1 = -1.22 - 0.12(a/c)$$

$$G_2 = 0.55 - 1.05(a/c)^{0.75} + 0.47(a/c)^{1.5}$$



<記号説明>

Q : 表面き裂の形状補正係数

F : 応力拡大係数の補正係数

φ : 評価点の角度 (応力拡大係数が最大となる $\frac{\pi}{2}$ (最深点) とする)

g : 解の定式化のための係数

f_w : 有限板幅に関する補正係数

H : 曲げ応力の補正係数

M₁, M₂, M₃, k, p, H₁, H₂, G₁, G₂ : 数式項の置き換え記号

σ_m : 引張応力

σ_b : 曲げ応力

適用範囲 : $0 < a/c \leq 1.0$, $0 \leq a/t \leq 1.0$, $c/w < 0.5$, $0 \leq \phi \leq \pi$

S_s地震時の応力拡大係数 $K = 6.5 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり、照射ステンレス鋼の破壊靱性値 $51 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を下回っており、不安定破壊は生じることはなく、耐震安全性評価上問題ない。

表 8-4 評価結果

地震条件	応力拡大係数 K (MPa√m)	破壊靱性値 K _{IC} (MPa√m)
S _s	6.5	51

以 上

タイトル	原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	<p>原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子およびγ線照射脆化に対する評価についての評価内容を以下に示す。</p> <p>1. サポートリブに発生するせん断応力値の算出 サポートリブに発生するせん断応力値σは、原子炉容器支持構造物に作用する接線方向の最大荷重Tと鉛直方向の最大荷重Nを基に算出した。（詳細は添付-1のとおり）</p> <p>せん断応力値$\sigma = 16 \text{ MPa}$（S_s地震時）</p> <p>2. 想定欠陥 本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含めモデル化した。（詳細は添付-2のとおり）</p> <p>3. 応力拡大係数の算出 応力拡大係数KをRaju-Newmanの算出式を用いて算出する。</p> $K = F \sigma \sqrt{\frac{\pi a / 1000}{Q}}$ $F = \left\{ M_1 + M_2 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 + M_3 \times \left(\frac{a}{t} \right)^4 \right\} \times g \times f_\phi \times f_w$ $Q = 1 + 1.464 \times \left(\frac{a}{c} \right)^{1.65}$ $M_1 = 1.13 - 0.09 \times \left(\frac{a}{c} \right)$ $M_2 = -0.54 + \frac{0.89}{0.2 + \frac{a}{c}}$ $M_3 = 0.5 - \frac{1}{0.65 + \frac{a}{c}} + 14 \times \left(1 - \frac{a}{c} \right)^{24}$ $f_\phi = \left\{ \left(\frac{a}{c} \right)^2 \cos^2 \phi + \sin^2 \phi \right\}^{\frac{1}{4}}$ $g = 1 + \left\{ 0.1 + 0.35 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 \right\} \times (1 - \sin \phi)^2$ $f_w = \left\{ \sec \left(\pi c \frac{\sqrt{\frac{a}{t}}}{2b} \right) \right\}^{\frac{1}{2}}$

<記号説明>

- a : 想定き裂深さ (=15 (mm))
- b : 平板の幅の半長 (=1,000 (mm))
- c : 表面長さの半長 (=45 (mm))
- t : 平板の厚さ (=60 (mm))
- ϕ : き裂前縁の位置を示す角度 (= $\pi/2$)
- F : 応力拡大係数の補正係数 (=1.169)
- Q : 表面き裂の形状補正係数 (=1.239)
- M_1, M_2, M_3 : 数式項の置き換え記号 ($M_1=1.1, M_2=1.129, M_3=-0.516$)
- f_ϕ : 内部き裂を表面き裂に変換する際の補正係数 (=1)
- g : 解の定式化のための係数 (=1)
- f_w : 有限板幅に関する補正係数 (=1)

なお、高経年化技術評価では、NUREG-1509「Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports」の評価手法に従い、応力拡大係数Kに安全率 $\sqrt{2}$ を乗じた値を評価に用いている。

$$\begin{aligned}\sqrt{2}K &= 1.169 \times 16 \times \sqrt{\frac{\pi \times \frac{15}{1000}}{1.239}} \times \sqrt{2} \\ &= 5.2 \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}}\text{)}\end{aligned}$$

また、破壊靱性値について、本評価はせん断応力に対する評価であり、許容値としてはモードII（せん断）における破壊靱性値 $K_{II R}$ を使用することが最適であるが、試験法が確立していないこと等により値がないため、安全側と考えられるモードI（引張）での破壊靱性値 $K_{I R}$ を代用して評価している。許容値 $K_{I R}$ （=40.9MPa $\sqrt{\text{m}}$ ）の算出過程については添付-3に示す。

4. 評価結果

評価結果を表9-1に示す。応力拡大係数は破壊靱性値を超えることはないため、原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化は、耐震安全性評価上問題ない。

表9-1 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

応力拡大係数 K_I (= $\sqrt{2}K$) (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 $K_{I R}$ (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	$K_I / K_{I R}$
5.2	40.9	0.13

以上

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））に発生するせん断応力 σ の算出について

1. 原子炉容器支持構造物に作用する荷重

原子炉容器支持構造物に作用する荷重方向図を図9-1-1に、荷重を表9-1-1に示す。

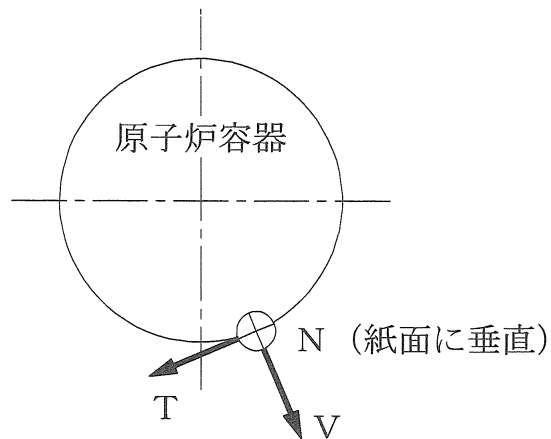


図9-1-1 荷重方向図

表9-1-1 原子炉容器支持構造物に作用する一次+二次応力評価用荷重

(単位：kN)

	接線方向荷重 T	鉛直方向荷重 N
自重	—	-1,302
熱膨張荷重	—	-1,091
地震荷重	±2,633	-2,652
最大荷重	±2,633	-5,045

(注1) 鉛直方向荷重において負符号(－)は、鉛直下向きを示す。

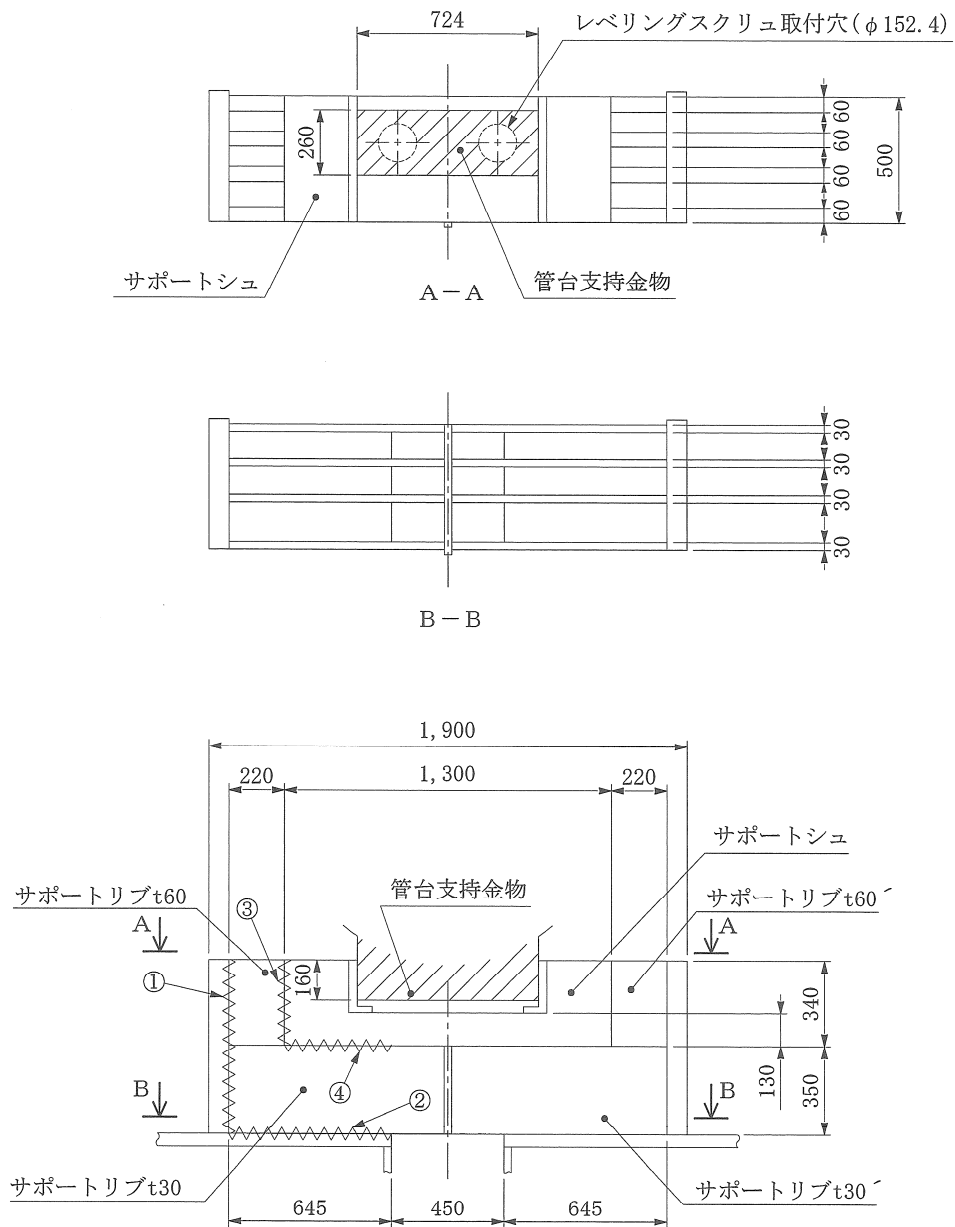
(注2) 自重は、スクラム荷重を含む。

(注3) Nの最大荷重は、自重と熱膨張荷重と地震荷重を加算したものである。

2. 応力の算出

2.1 原子炉容器支持構造物の応力計算

原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所を図9-1-2に示す。評価対象とするサポートリブの①および②部におけるせん断応力を算出する。



(単位：mm)

図 9-1-2 原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所

(1) サポートシュに作用する荷重

サポートシュには図9-1-3に示すとおり荷重が作用する。

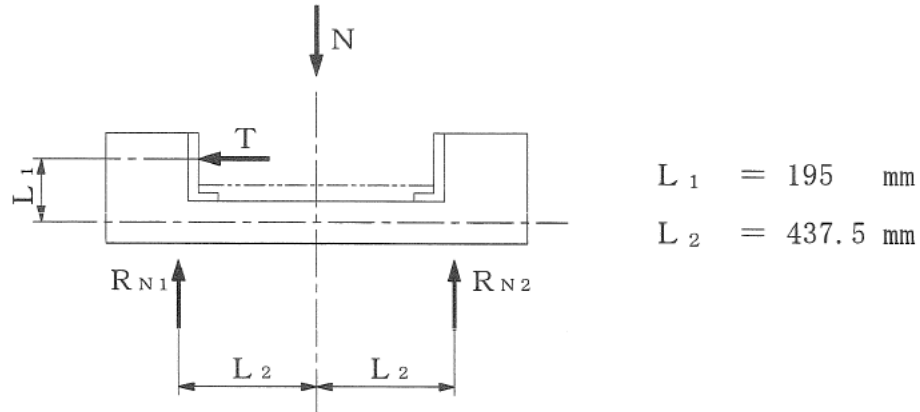


図9-1-3 サポートシュに作用する荷重

図9-1-3よりサポートリブからの反力 R_{N1} 、 R_{N2} を次式より求める。

$$R_{N1} + R_{N2} = N$$

$$R_{N1} \cdot L_2 = T \cdot L_1 + R_{N2} \cdot L_2$$

なお、 N 、 T については表9-1-1に、 L_1 、 L_2 については表9-1-2に示す。

(2) サポートリブに作用する荷重

原子炉容器支持構造物を図9-1-4のようにモデル化し、サポートリブに作用する荷重を求める。

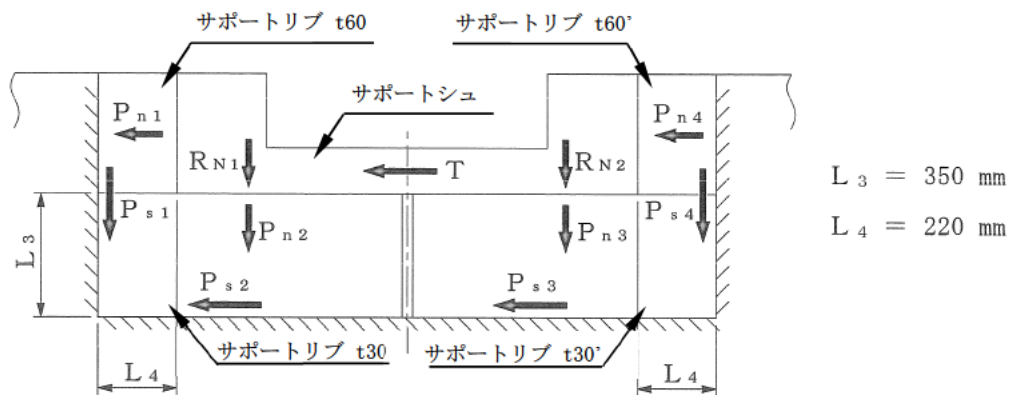


図9-1-4 サポートリブに作用する荷重

P_{n1} 、 P_{n2} 、 P_{n3} 、 P_{n4} 、 P_{s1} 、 P_{s2} 、 P_{s3} 、 P_{s4} 、はサポートシュより受ける荷重である。

ここでは、条件の厳しいサポートリブについて評価するが、サポートシュは剛体であり、サポートリブとは溶接による一体構造であることから、次式が成立する。

$$P_{n1} + P_{s2} = \frac{T}{2} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{i})$$

$$P_{s1} + P_{n2} = R_{N1} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{ii})$$

サポートリブ (①部) のせん断による変位

$$D_{s1} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4$$

サポートリブ (②部) のせん断による変位

$$D_{s2} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3$$

サポートリブ (③部) の圧縮による変位

$$D_{c3} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4$$

サポートリブ (④部) の圧縮による変位

$$D_{c4} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3$$

圧縮による変位とせん断による変位の連続条件から

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iii})$$

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iv})$$

(i)、(ii)、(iii) および (iv) 式より P_{s1} および P_{s2} は次式より求められる。

$$P_{n1} = \frac{\frac{T}{2}}{1 + \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3}}$$

$$P_{n2} = \frac{R_{N1}}{1 + \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4}}$$

$$P_{s1} = \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4} \times P_{n2}$$

$$P_{s2} = \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3} \times P_{n1}$$

ここで、

P_{s1} : サポートリブ (①部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{s2} : サポートリブ (②部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{n1} : サポートリブ (③部) に作用する圧縮荷重 (kN)

P_{n2} : サポートリブ (④部) に作用する圧縮荷重 (kN)

A_{s1} : 荷重 P_{s1} を受けるサポートリブ (①部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{s2} : 荷重 P_{s2} を受けるサポートリブ (②部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{c3} : 荷重 P_{n1} を受けるサポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

A_{c4} : 荷重 P_{n2} を受けるサポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

なお、 T については表9-1-1に、 E 、 G 、 L_3 、 L_4 、 A_{s1} 、 A_{s2} 、 A_{c3} 、 A_{c4} については表9-1-2に示す。

2.2 原子炉容器支持構造物各部の応力計算方法

2.1項で求めた荷重より、サポートリブに発生する応力を算出する。

(1) サポートリブ

a. せん断応力 (①部)

$$\tau_1 = \frac{P_{s1}}{A_{s1}}$$

b. せん断応力 (②部)

$$\tau_2 = \frac{P_{s2}}{A_{s2}}$$

3. 応力の計算結果

3.1 計算条件

原子炉容器支持構造物の応力計算条件を表9-1-2に示す。

表9-1-2 原子炉容器支持構造物の応力計算条件

名 称	記号	単位	数値
荷重作用点までの距離	L_1	mm	195
荷重作用点までの距離	L_2	mm	437.5
部材の長さ	L_3	mm	350
部材の長さ	L_4	mm	220
サポートリブ (①部) のせん断に対する断面積	A_{s1}	mm ²	123,000
サポートリブ (②部) のせん断に対する断面積	A_{s2}	mm ²	77,400
サポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積	A_{c3}	mm ²	81,600
サポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積	A_{c4}	mm ²	51,000
サポートリブの縦弾性係数 ^(注1)	E	MPa	196,000
サポートリブの横弾性係数 ^(注2)	G	MPa	75,500
サポートリブの材質	—	—	SM50B

(注1) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数。

(注2) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数から求めた横弾性係数。

3.2 計算結果

2. 項で示した計算方法により求めた原子炉容器支持構造物の応力計算結果を、表9-1-3に示す。せん断応力が最も大きいS_s地震時のサポートリブ (①部) のせん断応力 ($\sigma = \tau_1 = 16\text{MPa}$) を評価に使用する。

表9-1-3 原子炉容器支持構造物の応力計算結果

(単位: MPa)

部材名	記号	地震時
		せん断
サポートリブ (①部)	τ_1	16
サポートリブ (②部)	τ_2	4

以 上

想定欠陥について

本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含め図9-2-1のとおりモデル化し、せん断応力の生じる図9-2-2中①および②の位置を評価対象とした。想定欠陥のモデル図を図9-2-1に、評価対象箇所を図9-2-2にそれぞれ示す。

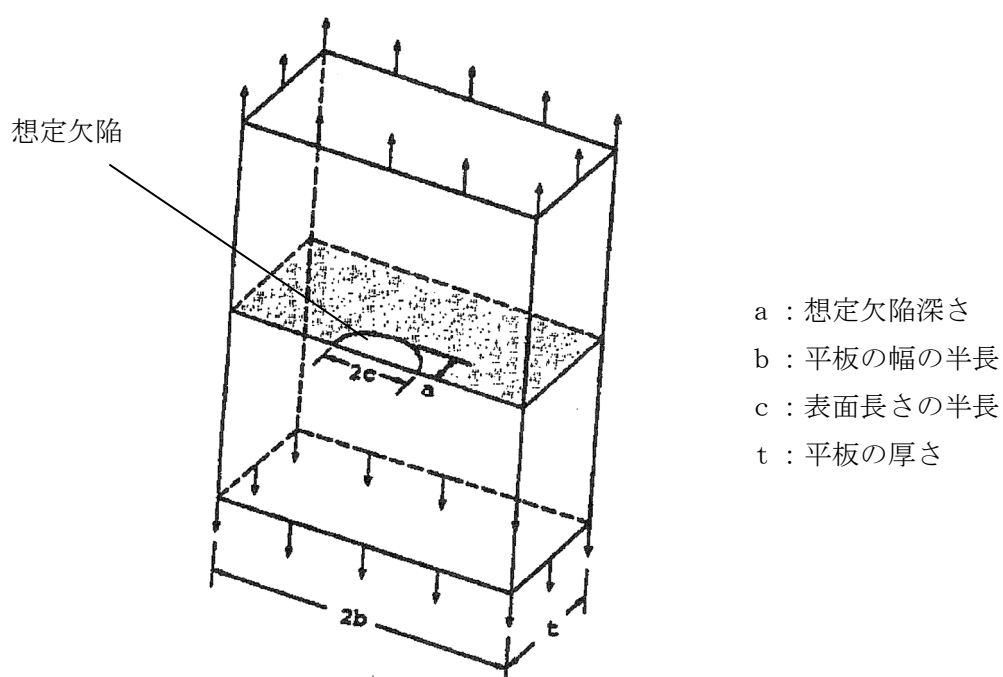


図 9-2-1 想定欠陥のモデル図

■ 評価対象

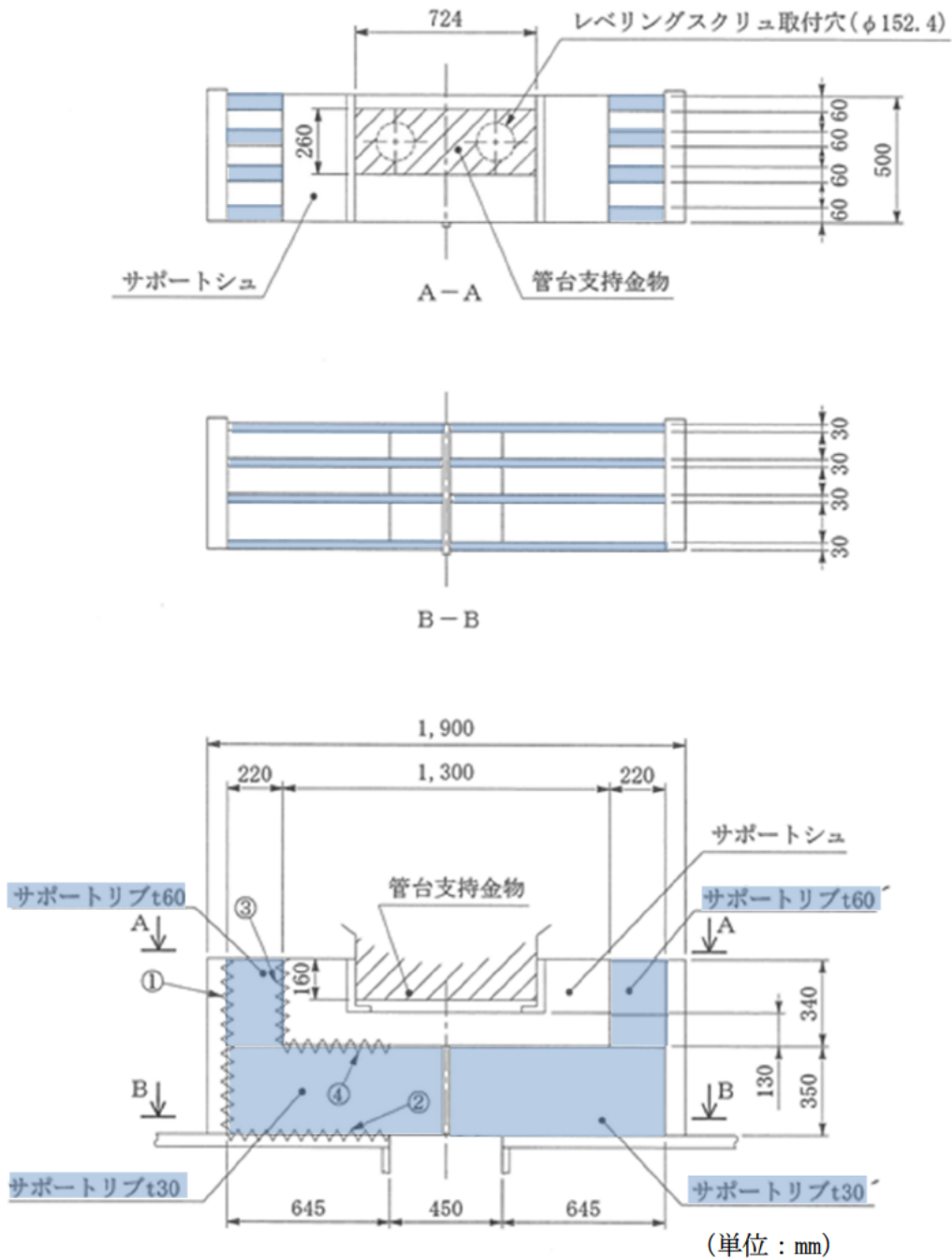


図 9-2-2 評価対象箇所

K_{IR}の算出根拠・過程について

K_{IR}については、図9-3-1に示すフローに基づき算出する。

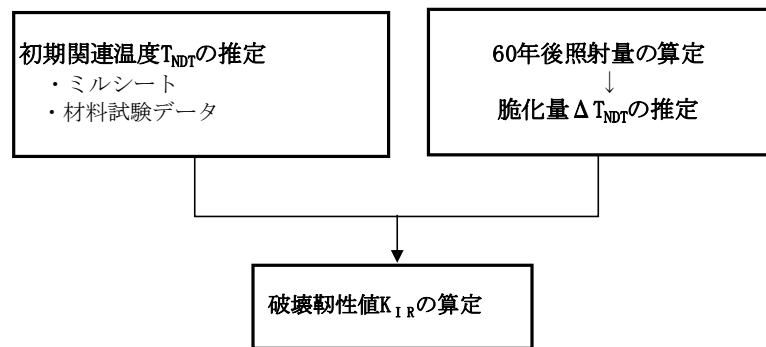


図9-3-1 K_{IR}の算定フロー

詳細については、以下のとおりである。

1. 吸収エネルギー曲線

国内PWRプラントの建設時のミルシートを基に、製作した供試材を用いた、引張試験、落重試験、シャルピー衝撃試験、破壊靱性試験結果から求めた吸収エネルギー遷移曲線を図9-3-2に示す。

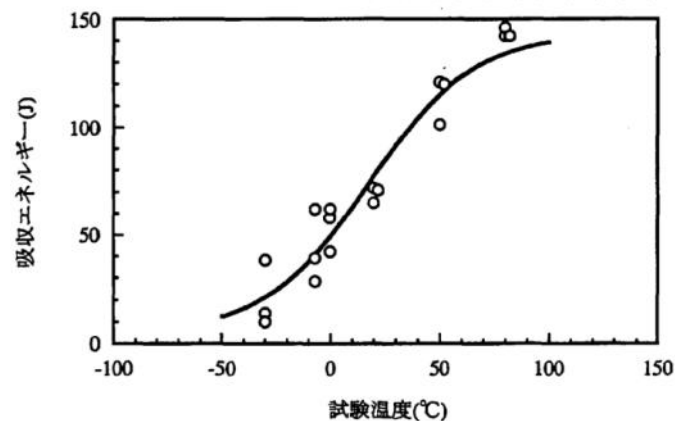


図9-3-2 リブ材(SM50B鋼)の吸収エネルギー遷移曲線

[出典：電力共同研究「原子炉容器支持構造物の照射脆化に関する研究」1999年度]

2. 初期関連温度 (T_{NDT}) の推定

図9-3-2の曲線 (以下、遷移曲線A) と、国内外データ・文献データ等の吸収エネルギー遷移曲線 (以下、遷移曲線B) を使い、「JSME 設計・建設規格 付録材料図表 Part5表3」および「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」から求めた吸収エネルギー値 (リブ材: 41J) を満足するよう初期関連温度 (T_{NDT}) を算出する。算出にあたっては、ミルシートに記載される温度 T_i における吸収エネルギーと、 $C_V (T_i) A$ および $C_V (T_i) B$ と推定 $T_{NDT} A$ および推定 $T_{NDT} B$ との関係プロットし、初期関連温度 (T_{NDT}) を推定する。

【評価結果】 $-68^{\circ}C$

初期関連温度 (T_{NDT}) の推定の流れを、図9-3-3に示す。

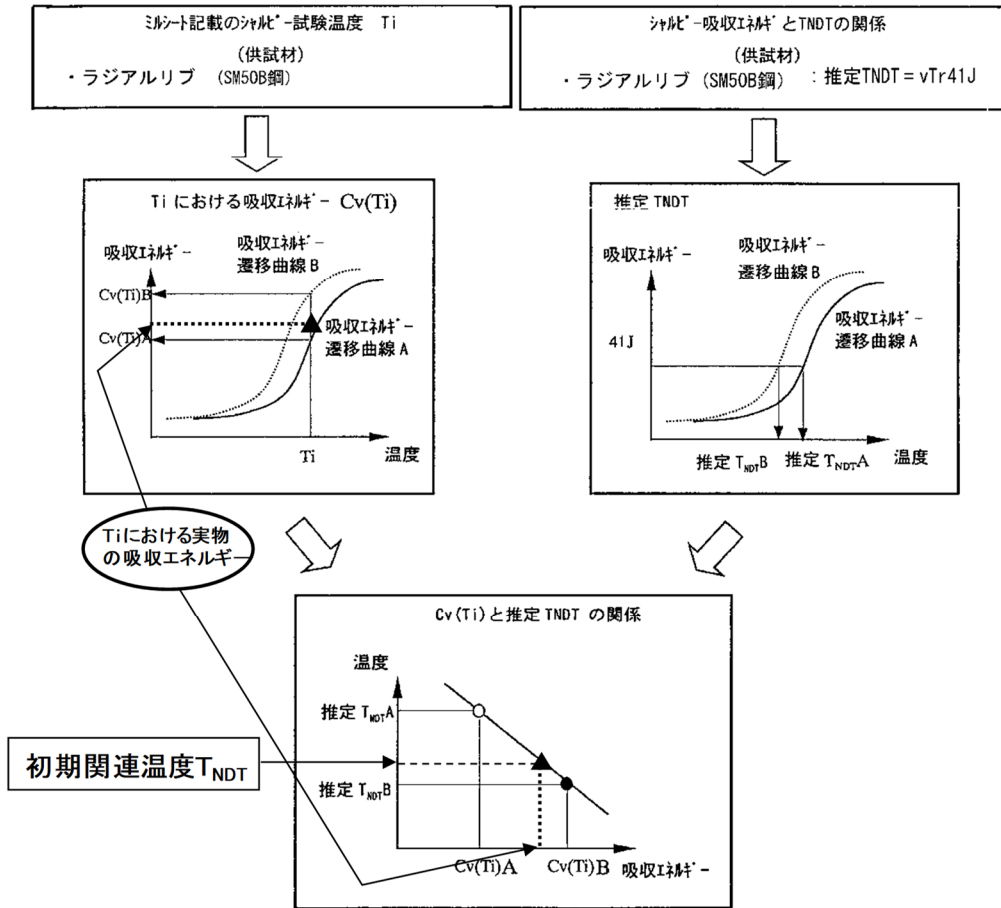


図9-3-3 シャルピー吸収エネルギー $C_V (T_i)$ と推定 T_{NDT} の関係

3. 中性子照射量の算定および脆化量 ΔT_{NDT} の推定

中性子照射量については、米国オークリッジ国立研究所で開発改良された「二次元輸送解析コード“DORT”」を用いて算定する。

【評価結果】 0.0035 dpa

この値を基に図9-3-4に示す、NUREG-1509「ORNLのHFIR炉のサーベイランスデータおよび米国 SHIPPINGPORT (Shippingport) 炉の材料試験データ等の上限を包絡する曲線」を基にした脆化予測曲線を用いてラジアルリブの脆化度(脆化量推定量(ΔT_{NDT}))を推定する。

【評価結果】 $T_{NDT} : 27.5$ $\Delta T_{NDT} : 95.5$

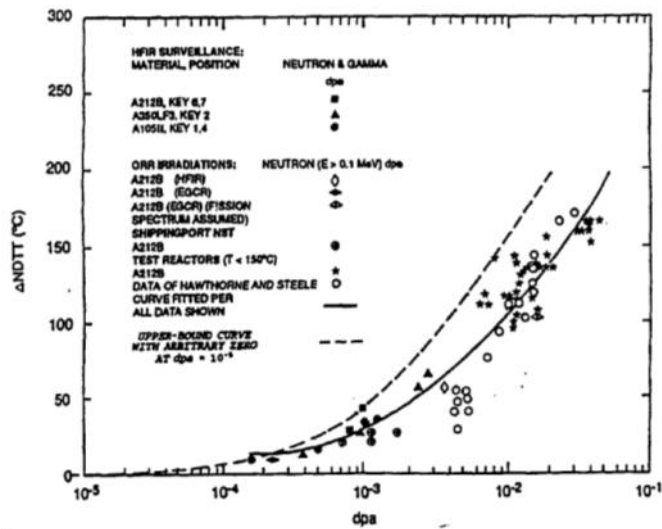


図9-3-4 R Vサポートの脆化予測曲線

[出典：NUREG-1509 “Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports” R. E. Johnson, R. E. Lipinski NRC 1996 P14]

4. 破壊靱性値 K_{IR} の推定

電力共同研究実施当時のASME Section III Appendix Gに記載されている下式により算出する。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp(0.0261(T - T_{NDT} + 88.9)) \quad ※1$$

K_{IR} ：破壊靱性値 (MPa \sqrt{m})

T：最低使用温度 (21℃)

T_{NDT} ：関連温度 (℃) (初期 T_{NDT} 推定値＋脆化量推定値 (ΔT_{NDT}))

【評価結果】 K_{IR} ：40.9MPa \sqrt{m}

※1 K_{IR} はASME2007年版改正時に K_{IC} ($=36.5+22.783\exp(0.036(T-T_{NDT}))$)へ変更されているが、 $K_{IR} < K_{IC}$ となり K_{IR} の方が保守的であることを確認している。

以 上

タイトル	廃液蒸発装置（蒸発器胴板）の応力腐食割れに対する耐震安全性評価について																																																																	
説明	<p>廃液蒸発装置（蒸発器胴板）の応力腐食割れに対する評価の具体的内容を以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様</p> <p>評価仕様を表 10-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 10-1 評価仕様</p> <table border="1" data-bbox="480 730 1302 1480"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>記号</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>板厚</td> <td>mm</td> <td>t</td> <td></td> </tr> <tr> <td>き裂角度</td> <td>rad</td> <td>2θ</td> <td>π</td> </tr> <tr> <td>胴外径</td> <td>mm</td> <td>d_o</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>胴内径</td> <td>mm</td> <td>d_i</td> </tr> <tr> <td>胴板断面二次モーメント</td> <td>mm^4</td> <td>I</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td>P</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>°C</td> <td>—</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td>蒸発器質量</td> <td>kg</td> <td>m_0</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">質点質量 (図 10-2 参照)</td> <td>kg</td> <td>m_1</td> </tr> <tr> <td>kg</td> <td>m_2</td> </tr> <tr> <td>設計降伏点</td> <td>MPa</td> <td>S_y</td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>設計引張強さ</td> <td>MPa</td> <td>S_u</td> <td>424</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">基準点からの距離 (図 10-2 参照)</td> <td>mm</td> <td>H_1</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>mm</td> <td>H_2</td> </tr> <tr> <td>設計地震力</td> <td>—</td> <td>C_H</td> <td>3.345</td> </tr> <tr> <td>胴板材質</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>SUS316L</td> </tr> <tr> <td>重力加速度</td> <td>m/s^2</td> <td>g</td> <td>9.80665</td> </tr> </tbody> </table>	項目	単位	記号	数値	板厚	mm	t		き裂角度	rad	2θ	π	胴外径	mm	d_o		胴内径	mm	d_i	胴板断面二次モーメント	mm^4	I	最高使用圧力	MPa	P	0.1	最高使用温度	°C	—	150	蒸発器質量	kg	m_0		質点質量 (図 10-2 参照)	kg	m_1	kg	m_2	設計降伏点	MPa	S_y	130	設計引張強さ	MPa	S_u	424	基準点からの距離 (図 10-2 参照)	mm	H_1		mm	H_2	設計地震力	—	C_H	3.345	胴板材質	—	—	SUS316L	重力加速度	m/s^2	g	9.80665
項目	単位	記号	数値																																																															
板厚	mm	t																																																																
き裂角度	rad	2θ	π																																																															
胴外径	mm	d_o																																																																
胴内径	mm	d_i																																																																
胴板断面二次モーメント	mm^4	I																																																																
最高使用圧力	MPa	P	0.1																																																															
最高使用温度	°C	—	150																																																															
蒸発器質量	kg	m_0																																																																
質点質量 (図 10-2 参照)	kg	m_1																																																																
	kg	m_2																																																																
設計降伏点	MPa	S_y	130																																																															
設計引張強さ	MPa	S_u	424																																																															
基準点からの距離 (図 10-2 参照)	mm	H_1																																																																
	mm	H_2																																																																
設計地震力	—	C_H	3.345																																																															
胴板材質	—	—	SUS316L																																																															
重力加速度	m/s^2	g	9.80665																																																															

2. 評価モデル

評価モデルは、蒸発器胴板に地震時発生応力が最も大きくなる箇所に図 10-1 に示すとおり 1 gpm (0.2271m³/h) の漏えい量以上となる半周の貫通き裂^{*}を想定し、図 10-2 に示すとおりラグの中心を基準（固定点）とした 2 質点系のモデルにて評価している。

※メーカー試験結果(三菱重工技報 Vol.18 NO.4(1981-7))に基づき、き裂幅を m と設定した場合における 1 gpm (0.2271m³/h) の漏えいき裂角度は 105° であるが、本評価ではより安全側の半周き裂（き裂角度 180° = π rad）としている。

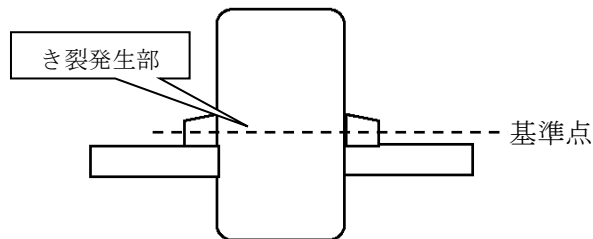


図 10-1 廃液蒸発装置蒸発器 き裂想定箇所

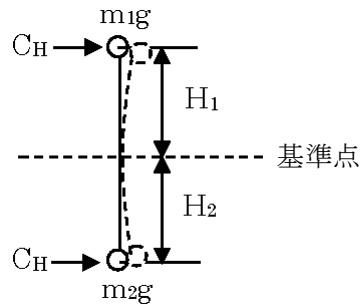


図 10-2 評価モデル

なお、き裂想定箇所は廃液蒸発装置蒸発器の地震時応力最大点としており溶接位置とは異なっているが、溶接位置においても耐震安全性評価上問題ないことを確認している。詳細を添付-1 に示す。

3. 入力（荷重）条件

3.1 地震荷重

廃液蒸発装置は、耐震Bクラスであるため、設置エリアに対応する水平静的震度 0.332 (G※) と、1/2Sd の水平動的震度 6.69 (G) (Sd 床応答曲線のピーク値の 1/2 : 添付-2 参照) の大きい方である 3.345 (G) (=C_H) を使用する。

※9.80665 (m/s²)

3.2 地震時発生応力

地震時の発生応力算出式を以下に示す。

発生応力 : $\sigma = \sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}$

・内圧による応力

$$\sigma_{\text{内圧}} = \frac{P \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}$$

・自重による応力

$$\sigma_{\text{自重}} = \frac{m_0 \times g}{\pi \times t \times (d_i + t)}$$

・地震による応力

$$\sigma_{\text{地震}} = \frac{m_1 \times g \times H_1 \times (d_i + 2t) \times C_H}{2I} + \frac{m_2 \times g \times H_2 \times (d_i + 2t) \times C_H}{2I}$$

3.3 き裂安定限界応力

日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG 4613-1998)」3.2.3 き裂安定性評価に基づき、半周の貫通き裂を考慮した安定限界応力 P_f を算出する。算出式を以下に示す。

$$P_f = P_m + P_b'$$

<記号説明>

P_m : 内圧によって発生する膜応力 (= P × d_o / 4t)

P_b' : 曲げ応力 (= 2σ_f (2sinβ - sinθ) / π)

β : { π - θ - (P_m / σ_f) π } / 2

σ_f : 流動応力 (S_y + S_u) / 2

4. 評価結果

評価結果を表 10-2 に示す。廃液蒸発装置（蒸発器胴板）に応力腐食割れを考慮しても、地震時に発生する応力がき裂安定限界応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題はない。

表 10-2 応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

想定き裂	耐震安全性評価		
き裂角度 (rad)	地震時応力 (MPa)	き裂安定限界応力 (MPa)	応力比
π	13	71	0.18

以 上

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における耐震安全性評価について

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における評価を実施し、き裂想定箇所による評価が耐震安全上問題のないことを以下に示す。

1. 溶接位置

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置とき裂想定箇所を図 10-1-1 に示す。

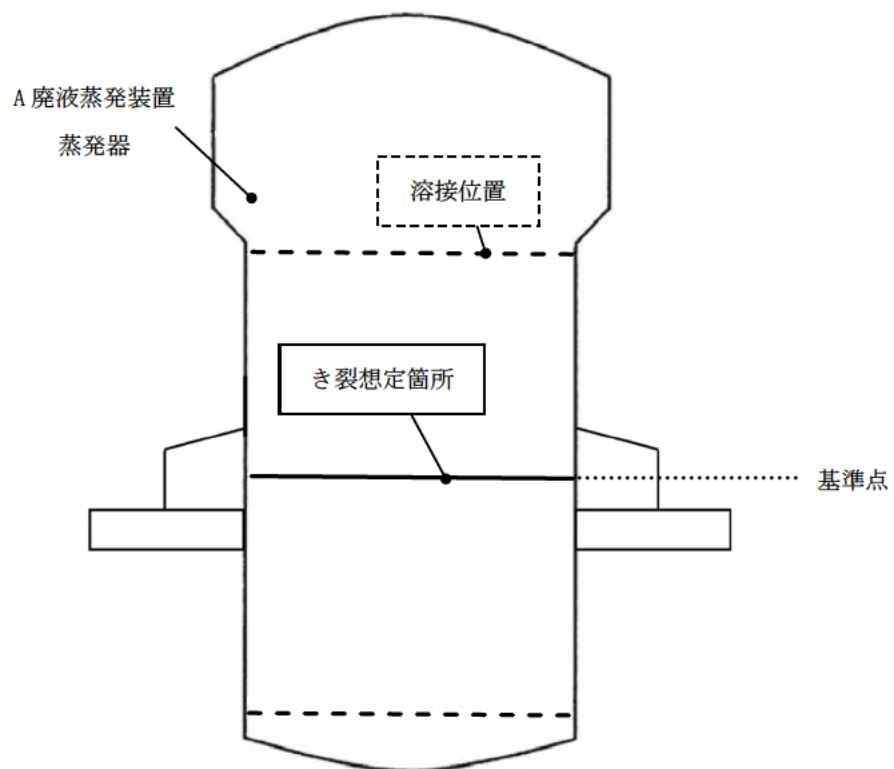


図 10-1-1 溶接位置とき裂想定箇所

2. 応力の算出

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における評価は、日本機械学会「維持規格 2008 年版 JSME S NA1-2008」(添付 E-9) に基づく弾塑性破壊力学評価法により、蒸発器胴板上部の周方向溶接部での応力比(曲げ応力)を算出し実施する。

2.1 評価仕様

評価仕様を表 10-1-1 に示す。

表 10-1-1 評価仕様

項目	単位	記号	数値
板厚	mm	t	
き裂角度	rad	2θ	π
胴外径	mm	d_o	
胴内径	mm	d_i	
最高使用圧力	MPa	P	0.1
最高使用温度	°C	—	150
蒸発器上部の質点質量	kg	m_1	
設計降伏点	MPa	S_y	130
設計引張強さ	MPa	S_u	424
基準点から蒸発器 上端までの距離	mm	L_1	
基準点から上部周方向 溶接線までの距離	mm	X_1	
設計地震力	—	C_H	3.345
胴板材質	—	—	SUS316L
重力加速度	m/s^2	g	9.80665

2.2 許容曲げ応力

周方向溶接部での許容曲げ応力 S_c の算出式^{*1} を以下に示す。

$$S_c = 1 \times (P_b' / Z) - P_m \times (1 - 1/Z)$$

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

<記号説明>

Z : Z 係数 (GTAW (ティグ溶接) および SMAW (被覆アーク溶接) における値)
 (= $0.2921 \log \{ (d_o) / 25 \} + 0.986$)

P_b' : 曲げ応力 (半周き裂が発生する場合) (= $2 \sigma_f (2 \sin \beta - \sin \theta) / \pi$)

β : $\{ \pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi \} / 2$

σ_f : 流動応力 (= $(S_y + S_u) / 2$)

P_m : 一次一般膜応力 (= $P \times d_o / 4t$)

※1 : 蒸発器胴板は拘束されていないので、熱膨張応力 P_e は考慮しない。

2.3 発生曲げ応力

周方向溶接部での発生曲げ応力 σ の算出式を以下に示す。

$$\sigma = M / Z_{\text{断面}}$$

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

<記号説明>

M : 上部周方向溶接部での発生モーメント (= $p \times m_1 (L_1 - X_1)^2 / 2$)

$Z_{\text{断面}}$: 上部周方向溶接部の断面係数 (= $\pi (d_o^4 - d_i^4) / (32 \times d_o)$)

p : 上部等分布加重 (= $(m_1 \times g \times C_H) / L_1$)

3. 評価結果

評価結果を表 10-1-2 に示す。胴板上部の周方向溶接部の評価の結果、発生曲げ応力は許容曲げ応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

なお、胴板上部の周方向溶接部の評価の結果、応力比は 0.09 であり、き裂想定箇所による評価の応力比 0.18 と比較しても小さいことから、き裂想定箇所による評価は安全側となる。

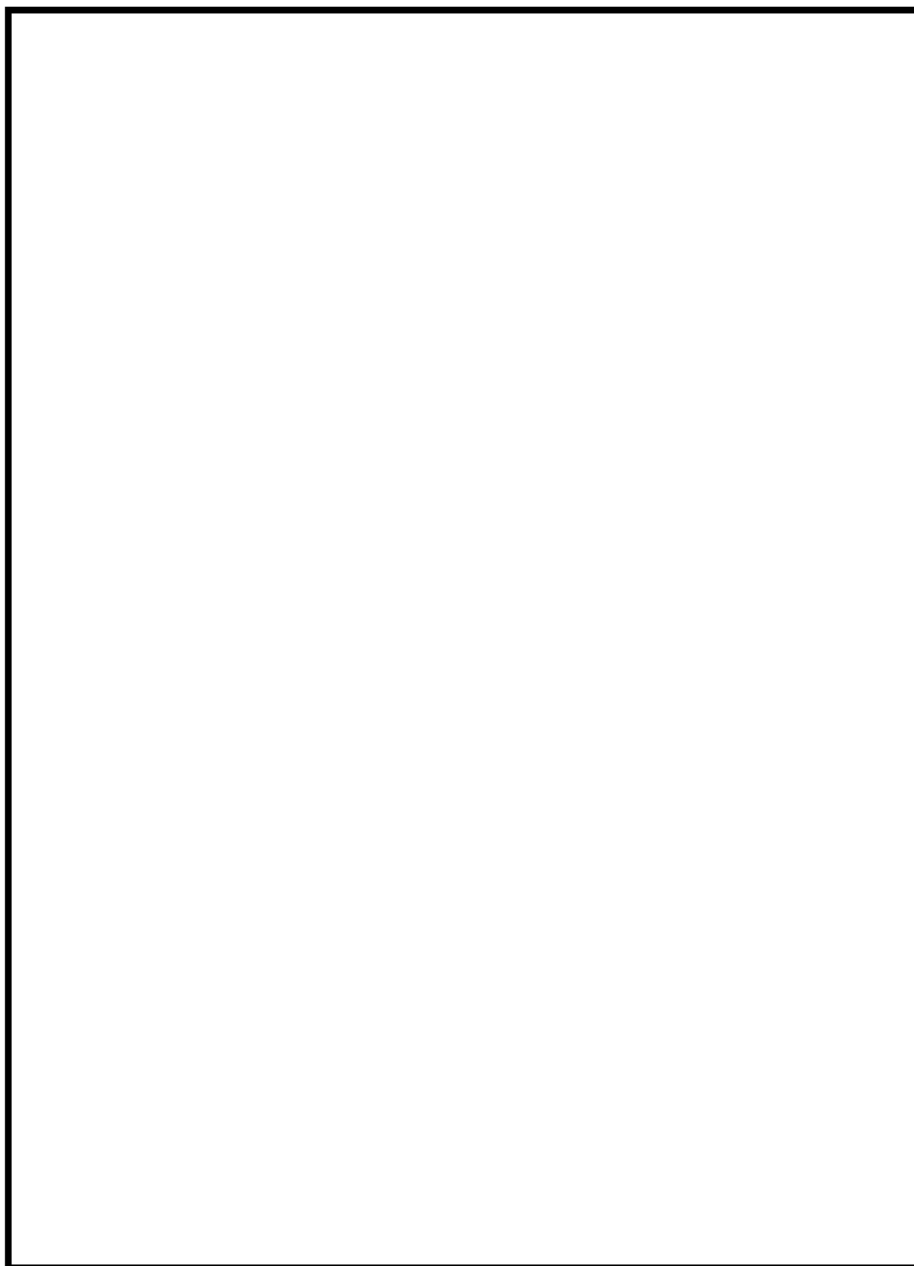
表 10-1-2 評価結果の比較

周方向溶接部の評価結果 応力比	き裂想定箇所の評価結果 応力比
0.09	0.18

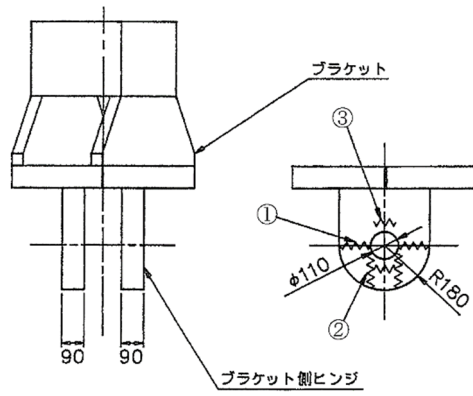
以 上

廃液蒸発装置蒸発器胴板 (原子炉補助建屋 EL. -3.5m)

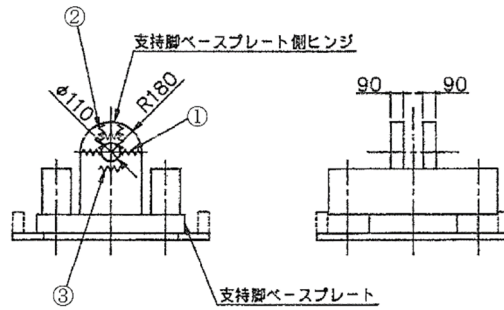
S d 地震動 水平方向床応答曲線図 (減衰 1%)



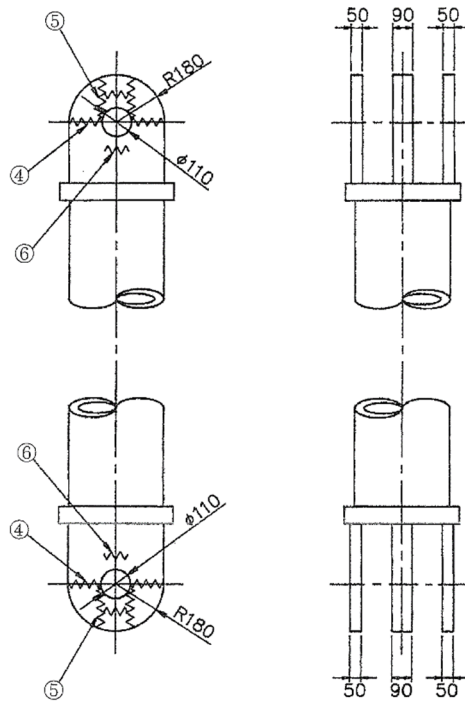
<p>タイトル</p>	<p>蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗に対する耐震安全性評価について</p>
<p>説明</p>	<p>蒸気発生器支持脚のヒンジ摺動部の摩耗に対する評価の具体的内容について以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様 蒸気発生器支持脚ヒンジの摩耗深さは0.04mmとする。 (摩耗深さの算定根拠は添付-1を参照)</p> <p>2. 評価モデル 蒸気発生器支持脚の概略図を図11-1に、評価象箇所を図11-2にそれぞれ示す。</p> <div data-bbox="587 840 1225 1904" data-label="Diagram"> </div> <p>図 11-1 蒸気発生器支持脚概略図</p>



(a) ブラケット側ヒンジ



(b) 支持脚ベースプレート側ヒンジ



(c) サポートパイプ側ヒンジ

(単位：mm)

図 11-2 評価対象箇所

3. 入力（荷重）条件

蒸気発生器支持脚に作用する一次応力および一次＋二次応力評価用荷重を以下に示す。

(1) 一次応力評価用荷重

引張荷重 N=2,079 (kN)

圧縮荷重 N=4,420 (kN)

(2) 一次＋二次応力評価用荷重

引張荷重 N=3,128 (kN)

圧縮荷重 N=5,021 (kN)

4. 許容応力

各部材の許容応力を表 11-1 に示す。

表 11-1 各部材の許容応力

機器	部位	材料	温度 (°C)	許容応力 (MPa)		
				1.5f _t [*]	1.5f _s [*]	1.5f _p [*]
蒸気 発生器	ブラケット側 ヒンジ	SM490B	90	312	180	426
	支持脚 ベースプレート側 ヒンジ		50	336	193	457
	サポートパイプ側 ヒンジ		70	322	186	439

f_t^{*}、f_s^{*}、f_p^{*} は、供用状態IV_AS に対する許容応力算定に用いる引張、せん断、
支圧応力

5. 評価部面積

評価部面積を以下に示す。番号については図 11-2 を参照のこと。

①部 断面積

$$A_{t1} = \{180 \times 2 - (110 + 0.04 \times 2)\} \times 90 \times 2$$

$$= 44,900 (\text{mm}^2)$$

②部 せん断に対する断面積

$$A_{s2} = \sqrt{180^2 - \left\{ \frac{(110 + 0.04 \times 2)}{2} \right\}^2} \times 2 \times 90 \times 2$$

$$= 61,600 (\text{mm}^2)$$

③部 支圧面積

$$A_{p3} = 110 \times 90 \times 2 = 19,800 \text{ (mm}^2\text{)}$$

④部 断面積

$$\begin{aligned} A_{t4} &= \{180 \times 2 - (110 + 0.04 \times 2)\} \times (90 + 50 \times 2) \\ &= 47,400 \text{ (mm}^2\text{)} \end{aligned}$$

⑤部 せん断に対する断面積

$$\begin{aligned} A_{s5} &= \sqrt{180^2 - \left\{ \frac{(110 + 0.04 \times 2)}{2} \right\}^2} \times 2 \times (90 + 50 \times 2) \\ &= 65,100 \text{ (mm}^2\text{)} \end{aligned}$$

⑥部 支圧面積

$$A_{p6} = 110 \times (90 + 50 \times 2) = 20,900 \text{ (mm}^2\text{)}$$

6. 発生応力および応力比の算出

①部 引張応力

$$\sigma_{t1} = \frac{N}{A_{t1}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079$ (kN) より

$$\sigma_{t1} = 47 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $47/312=0.15$

②部 せん断応力

$$\tau_2 = \frac{N}{A_{s2}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079$ (kN) より

$$\tau_2 = 34 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $34/180=0.19$

③部 支圧応力

$$\sigma_{p3} = \frac{N}{A_{p3}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,420$ (kN) より

$$\sigma_{p3} = 224 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $224/426=0.53$

また、一次+二次応力評価用荷重 $N=5,021$ (kN) より

$$\sigma_{p3} = 254 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $254/426=0.60$

④部 引張応力

$$\sigma_{t4} = \frac{N}{A_{t4}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079$ (kN) より

$$\sigma_{t4} = 44 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $44/322=0.14$

⑤部 せん断応力

$$\tau_5 = \frac{N}{A_{s5}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079$ (kN) より

$$\tau_5 = 32 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $32/186=0.17$

⑥部 支圧応力

$$\sigma_{p6} = \frac{N}{A_{p6}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,420$ (kN) より

$$\sigma_{p6} = 212 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $212/439=0.48$

また、一次+二次応力評価用荷重 $N=5,021$ (kN) より

$$\sigma_{p6} = 241 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $241/439=0.55$

7. 評価結果

最大の応力比を示した部位（一次応力は②部、一次＋二次応力は③部）の評価結果を表 11-2 に示す。地震時に発生する応力は許容応力を下回っていることから耐震安全性評価上問題ない。

表 11-2 評価結果

評価対象	耐震重要度	許容応力状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比 ^{*1}	
				一次 ^{*2}	一次＋二次 ^{*3}	一次	一次＋二次	一次	一次＋二次
蒸気発生器支持脚	S	IV _A S	S _s	34	254	180	426	0.19	0.60

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次＋二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

8. 水平 2 方向評価

水平 2 方向を考慮後の評価結果を表 11-3 に示す。地震時に発生する応力は許容応力を下回っていることから、耐震安全性評価上問題ない。

表 11-3 水平 2 方向を考慮した評価結果

評価対象	耐震重要度	許容応力状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比 ^{*1}	
				一次 ^{*2}	一次＋二次 ^{*3}	一次	一次＋二次	一次	一次＋二次
蒸気発生器支持脚	S	IV _A S	S _s	49	360	180	426	0.27	0.85

*1：発生応力は水平 1 方向の発生応力（表 11-2）に $\sqrt{2}$ 倍した値

*2：応力比＝発生応力/許容応力

*3：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*4：一次＋二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

9. 工事計画認可申請における評価との比較について

工事計画認可申請における水平 2 方向を考慮した評価結果として、蒸気発生器支持脚の支圧応力（一次＋二次応力）の発生応力および許容値の記載があるので表 11-4 で比較する。

表 11-4 蒸気発生器支持脚の支圧応力（一次+二次応力）の評価結果の比較

耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	水平方向 の考慮	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)	
				高経年化 技術評価	工事計画 認可	高経年化 技術評価	工事計画 認可
S	IV _A S	S _s	1 方向	254	254	426	387
			2 方向	360	313	426	387

(1) 発生応力（水平 2 方向考慮）の高経年化技術評価と工事計画認可の差について

工事計画認可では、水平 2 方向を考慮した評価に用いる荷重を、保守的に「X 方向+Z 方向の発生荷重」と「Y 方向+Z 方向の発生荷重」を SRSS して算出しているが、高経年化技術評価では水平 2 方向の発生応力を「(水平 1 方向の発生応力) × √2」で算出しているため発生応力が異なる。

(2) 許容応力の高経年化技術評価と工事計画認可の差について

工事計画認可では、SA 状態の温度 185℃を考慮して算出しているが、高経年化技術評価では、通常温度 90℃で算出しているため許容応力が異なる。

なお、SA 状態の温度を考慮した場合の、ヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果を、表 11-5（水平 1 方向考慮）および、表 11-6（水平 2 方向考慮）に示す。

表 11-5 SA 状態温度を考慮した場合のヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果
(水平 1 方向考慮)

評価対象	耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比*1	
				一次*2	一次 +二次*3	一次	一次 +二次	一次	一次 +二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV _A S	S _s	34	254	163 (163)	387 (387)	0.21 (0.21)	0.66 (0.66)
1 次冷却材 ポンプ支持脚	S	IV _A S	S _s	7	77	168 (168)	396 (396)	0.04 (0.04)	0.19 (0.19)

()内数値：高経年化技術評価

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次+二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

表 11-6 SA 状態温度を考慮した場合のヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果
(水平 2 方向考慮)

評価対象	耐震 重要 度	許容 応力 状態	地震 動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比*1	
				一次*2	一次 +二次*3	一次	一次 +二次	一次	一次 +二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV _A S	S _s	— (49)	313 (360)	— (163)	387 (387)	— (0.30)	0.81 (0.93)

()内数値：高経年化技術評価

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次+二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

以 上

蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗深さの算定根拠

蒸気発生器の自重を支えている支持脚のヒンジ摺動部について、運転開始後 60 年時点における推定摩耗量を評価した。

摩耗量については、現在定量的に評価する理論が確立されていないが、ここではホルム（Holm）の理論式（機械工学便覧（日本機械学会編））により、概略の摩耗量の推定を行った。

ホルムの式： $W=K \cdot S \cdot P / P_m$

W：摩耗量(m^3)

K：摩耗係数(－) (7×10^{-3})

S：すべり距離(m)

P：荷重(N)

P_m ：硬さ(N/m^2) ($18.6 \times 10^7 \times g$ (N/m^2))

g：重力加速度(m/s^2) (9.80665 (m/s^2))

また、摩耗深さ： $H=W/A$

H：摩耗深さ(m)

A：接触面積(m^2)

なお、評価にあたっては、通常運転時における評価対象サポートに加わる荷重（約 $190 \times g$ kN）を算出した。

すべり距離（約 0.27m）については計算により求めた熱移動量を基に運転状態Ⅰおよび運転状態Ⅱの過渡条件とその回数から算出した。

摩耗係数および硬さについては J. F. Archard & W. Hirst, Proc. Roy. Soc., 236, A, (1956), 397 より使用温度での硬さの変化を考慮しても安全側の評価となるよう、実機より柔らかい材料である軟鋼－軟鋼のデータを引用した。

上記式より、運転開始後 60 年時点の推定摩耗量と、蒸気発生器支持脚の接触面積から、運転開始後 60 年時点の推定摩耗深さを求める。表 11-1-1 に各数値を示す。

表 11-1-1 評価対象部位の各数値

部位	推定摩耗量 W ($\times 10^{-6}$ (m^3))	接触面積 A ($\times 10^{-4}$ (m^2))	運転開始後 60 年時点の 推定摩耗深さ H ($\times 10^{-3}$ (m))
蒸気発生器支持脚 (ヒンジ摺動部)	2.0	639	0.04

タイトル	主蒸気系統配管他の内面からの腐食（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>1. 評価対象ラインの抽出について</p> <p>玄海原子力発電所3号炉の高経年化技術評価における「母管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）」に対する耐震安全性評価は、日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」（以下「技術規格」という。）等を反映した社内規程「2次系配管肉厚の管理指針」を基に、評価対象ラインを選定し、耐震安全性評価を実施している。</p> <p>なお、耐震重要度が高く、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となる主蒸気系統の炭素鋼配管を代表とし、以下に評価の詳細を示す。また、主蒸気系統以外の系統の配管（主給水系統、第3抽気系統、第4抽気系統、第5抽気系統、第6抽気系統、低温再熱蒸気系統、2次系復水系統、2次系ドレン系統、タービンランド蒸気系統、補助蒸気系統、蒸気発生器ブローダウン系統）の評価を添付-3、4、5、6に示す。</p> <p>2. 評価仕様</p> <p>主蒸気系統配管の評価仕様を表12-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表12-1 評価仕様</p> <table border="1" data-bbox="448 1422 1329 1702"> <thead> <tr> <th>評価対象配管</th> <th>ライン数</th> <th>種別</th> <th>技術規格との対応※</th> <th>減肉条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気系統配管</td> <td>16</td> <td>FAC</td> <td>なし (知見拡充箇所)</td> <td>必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※（ ）内の記載は社内規程「2次系配管肉厚の管理指針」に基づく管理区分を示す。</p> <p>3. 解析モデル</p> <p>(1) 解析手法</p> <p>はりモデル解析、FEM解析</p>	評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応※	減肉条件	主蒸気系統配管	16	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応※	減肉条件							
主蒸気系統配管	16	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)							

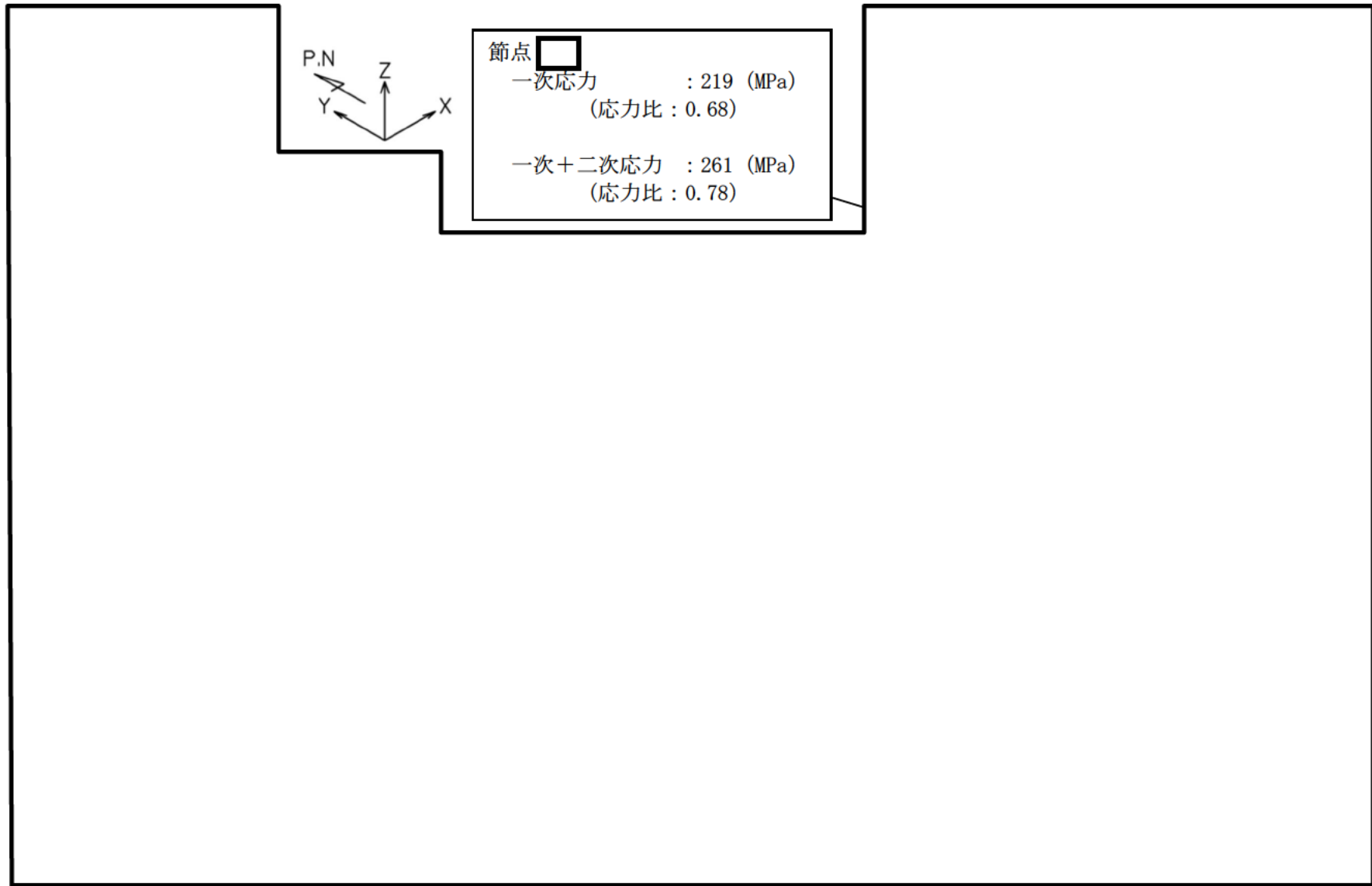
(2) 解析モデル図

評価対象ラインのうち、高経年化技術評価書に代表で記載した応力比の厳しい箇所を含む範囲の解析モデル図を添付－1に示す。

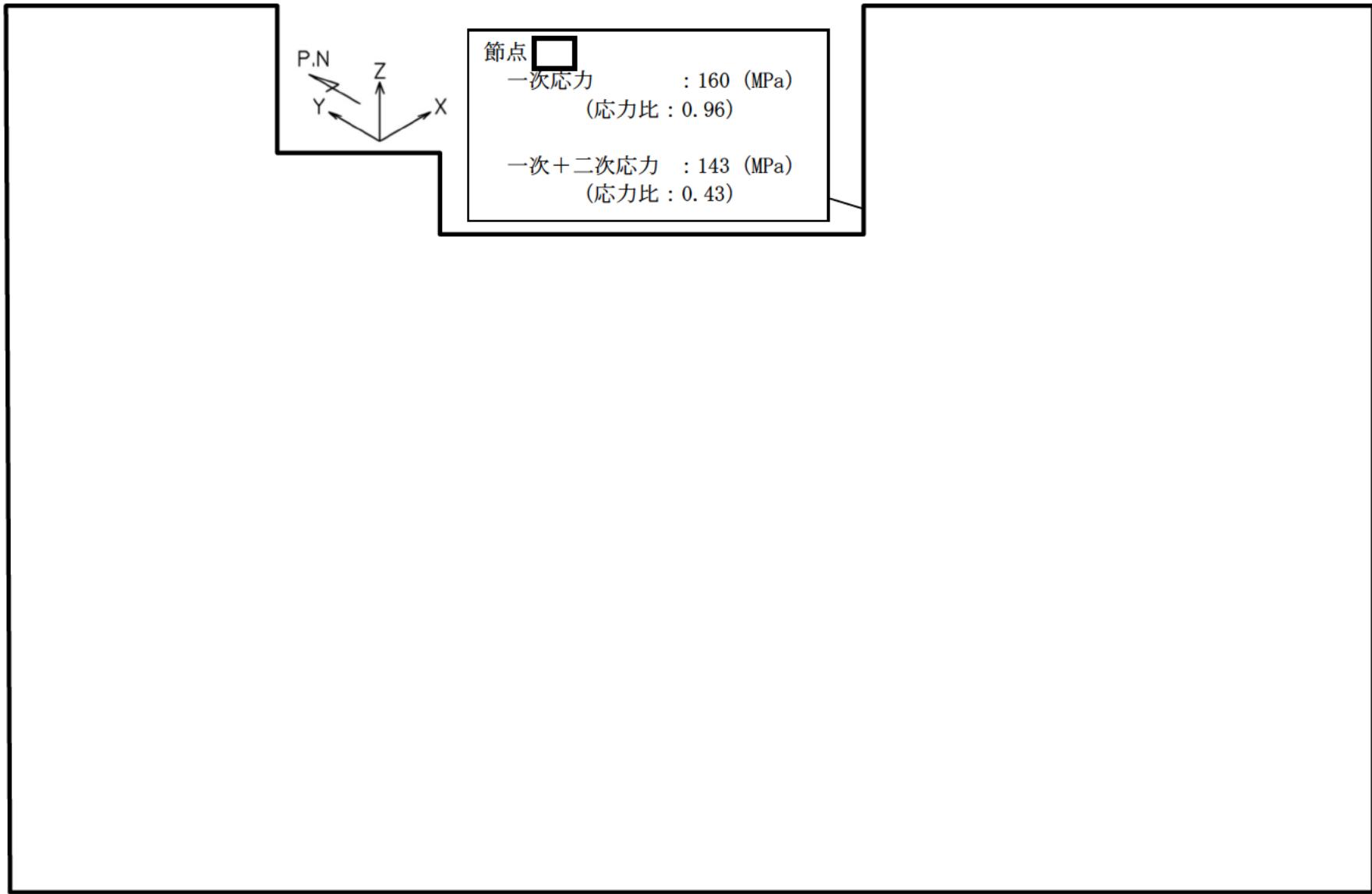
4. 評価結果

評価結果を添付－2に示す。

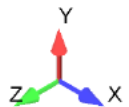
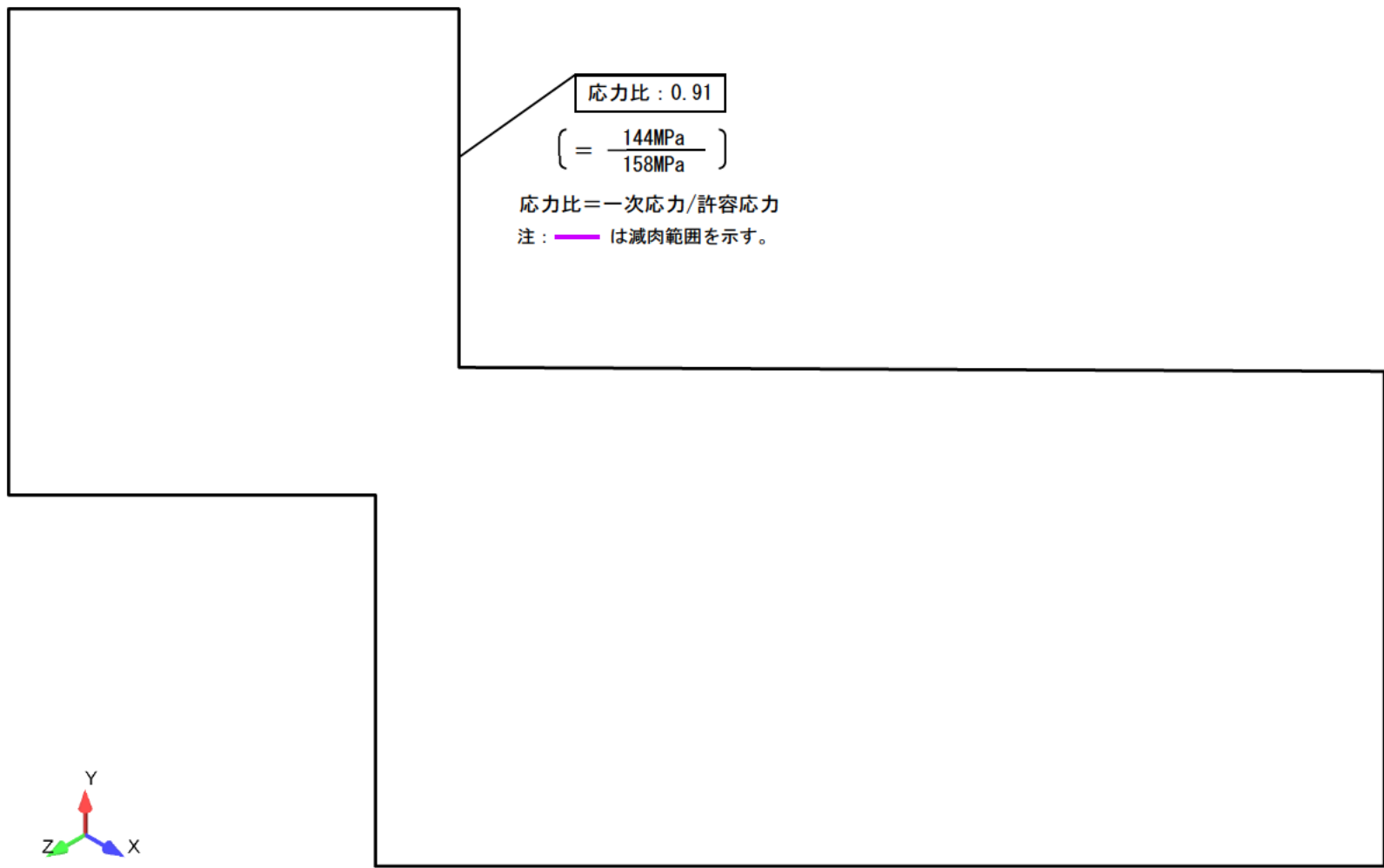
以 上



主蒸気系統配管 A-主蒸気配管 (CV外) 【S s 地震】



主蒸汽系統配管 A-主蒸汽配管 (CV外) 【S d 地震】



主蒸気系統配管 (Cクラス) 主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管 (A)

玄海原子力発電所3号炉 主蒸気系統配管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	代表機器名称	耐震重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル						60年後減肉条件モデル			
				はりモデル評価			FEM評価			はりモデル評価			
				発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	
主蒸気系統	A-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	147/323	0.46	○	—			—		
				一次十二次	166/333	0.50	○	—			—		
			Sd	一次	107/166	0.64	○	—			—		
				一次十二次	86/333	0.26	○	—			—		
	B-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	150/323	0.46	○	—			—		
				一次十二次	172/333	0.52	○	—			—		
			Sd	一次	108/166	0.65	○	—			—		
				一次十二次	87/333	0.26	○	—			—		
	C-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	152/323	0.47	○	—			—		
				一次十二次	185/333	0.56	○	—			—		
			Sd	一次	106/166	0.64	○	—			—		
				一次十二次	90/333	0.27	○	—			—		
	D-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	155/323	0.48	○	—			—		
				一次十二次	191/333	0.57	○	—			—		
			Sd	一次	108/166	0.65	○	—			—		
				一次十二次	91/333	0.27	○	—			—		
	A-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	219/323	0.68	○	—			—		
				一次十二次	261/333	0.78	○	—			—		
			Sd	一次	160/166	0.96	○	—			—		
				一次十二次	143/333	0.43	○	—			—		
	B-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	219/323	0.68	○	—			—		
				一次十二次	261/333	0.78	○	—			—		
			Sd	一次	160/166	0.96	○	—			—		
				一次十二次	142/333	0.43	○	—			—		
C-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	203/323	0.63	○	—			—			
			一次十二次	244/314	0.78	○	—			—			
		Sd	一次	140/157	0.89	○	—			—			
			一次十二次	122/314	0.39	○	—			—			
D-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	202/323	0.63	○	—			—			
			一次十二次	240/314	0.76	○	—			—			
		Sd	一次	139/157	0.89	○	—			—			
			一次十二次	119/314	0.38	○	—			—			
T/B 主蒸気配管	C	一次	118/166	0.71	○	—			—				
湿分離加熱器第2段加熱蒸気管	C	一次	149/158	0.94	○	—			—				
湿分離加熱器逃し弁母管(A)	C	一次	121/167	0.72	○	—			—				
湿分離加熱器逃し弁母管(B)	C	一次	178/167	1.07	×	82/167	0.49	○	—				
主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管(A)	C	一次	250/158	1.58	×	—			144/158	0.91	○		
主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管(B)	C	一次	185/158	1.17	×	132/158	0.84	○	—				
タービンバイパス管	C	一次	112/167	0.67	○	—			—				
脱気器加熱蒸気管	C	一次	94/158	0.59	○	—			—				

※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa

※2 Cクラス範囲については、保守的にSクラスと同等の評価を行っている

評価書に記載した評価結果

主蒸気系統配管以外の内面からの腐食（流れ加速型腐食）
に対する耐震安全性評価について

1. 評価仕様

主蒸気系統配管以外の評価仕様を表12-3-1に示す。

表12-3-1 評価仕様

評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応※1	減肉条件
主給水系統配管	18	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
第3抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
第4抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
第5抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
第6抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
低温再熱蒸気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
2次系復水系統配管	12	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
2次系ドレン系統配管	36	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
タービンランド蒸気 系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
補助蒸気系統配管	8※2	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
蒸気発生器ブローダウ ン系統配管	4	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)

※1 () 内の記載は社内規程「2次系配管肉厚の管理指針」に基づく管理区分を示す。

※2 一次系補助蒸気配管は定ピッチスパンモデルによる評価を行っているため除く

2. 解析モデル

（1）解析手法

はりモデル解析、FEM解析

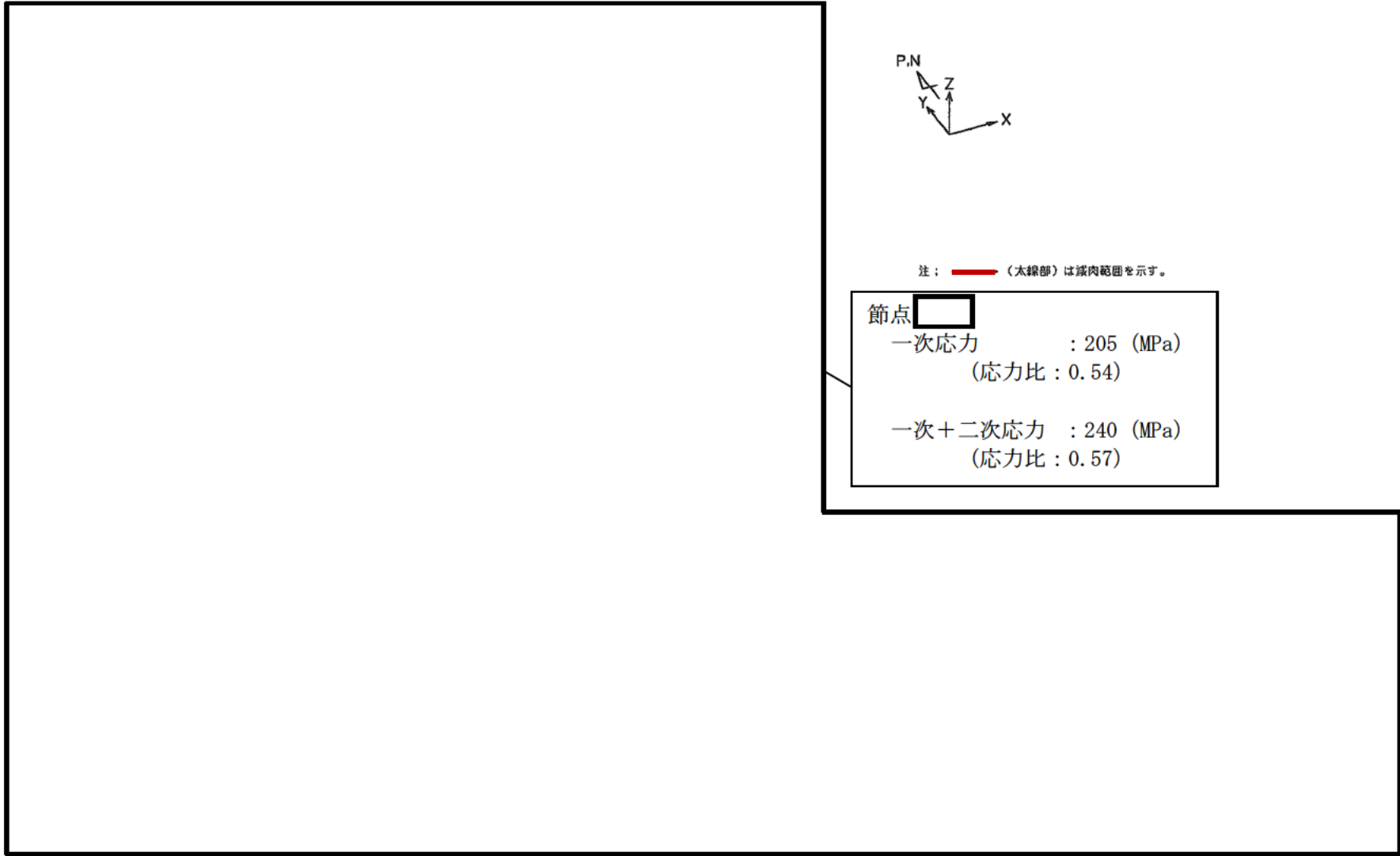
（2）解析モデル図

評価対象ラインのうち、高経年化技術評価書に代表で記載した応力比の厳しい箇所を含む範囲の解析モデル図を次頁以降に示す。

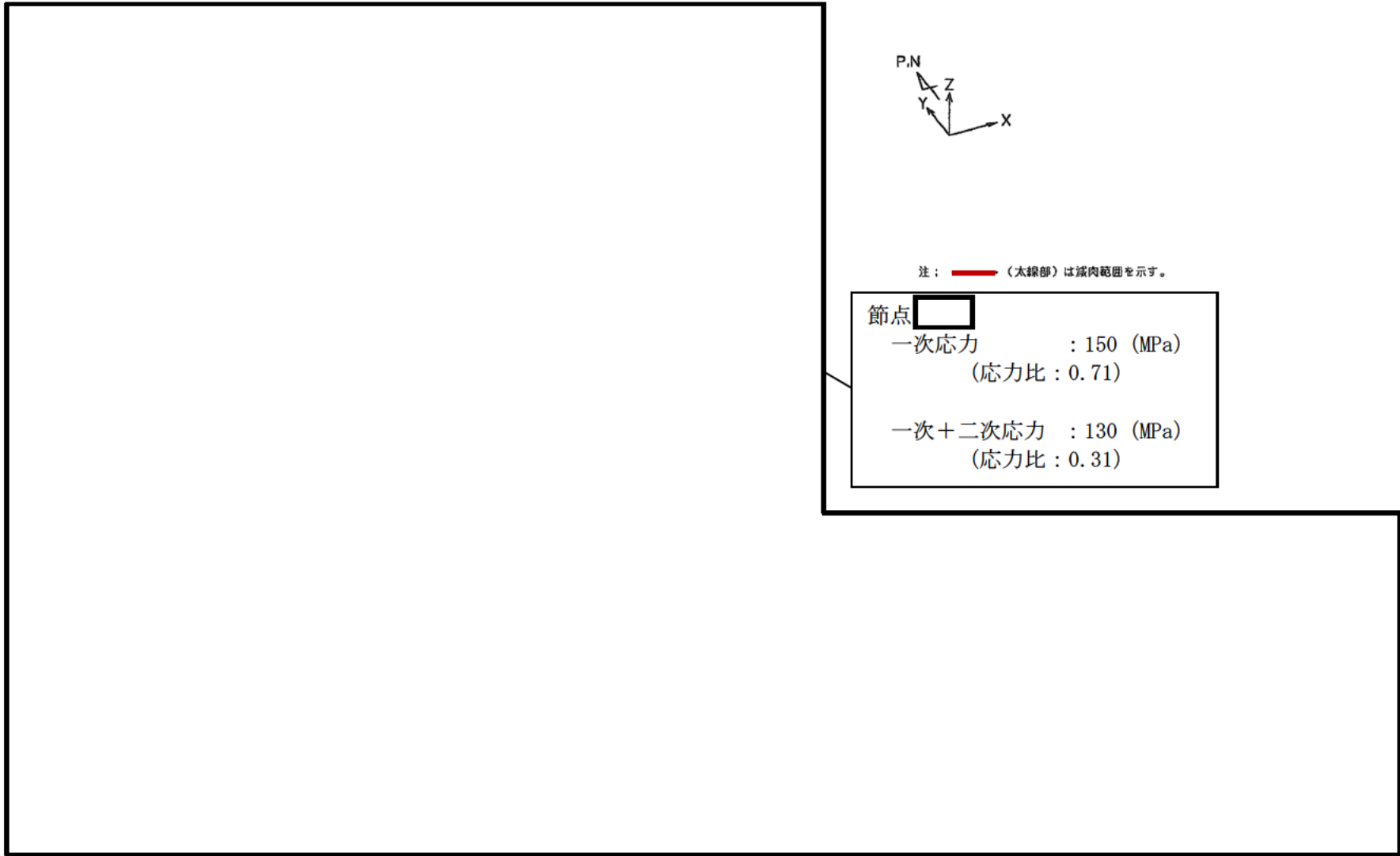
また、FEM解析を行ったラインの、2次系ドレン系統配管の高圧第7給水加熱器ドレン管(B)における、FEM解析について添付－4に示し、定ピッチスパンモデルを使用した、補助蒸気系統（一次系補助蒸気配管）の評価条件について添付－5に示す。

3. 評価結果

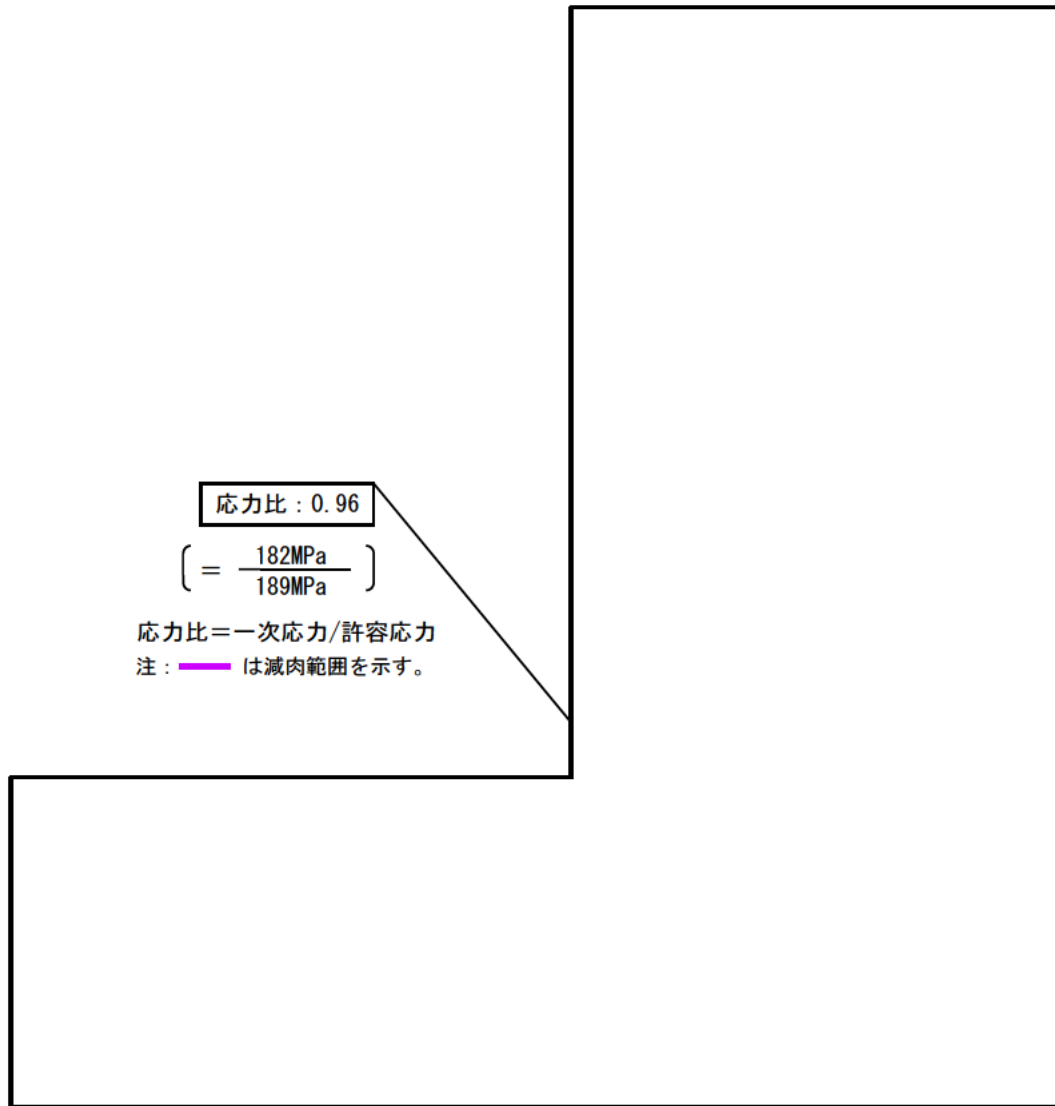
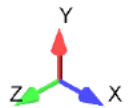
評価結果を添付－6に示す。



主給水系統配管 B-主給水配管 (CV内) 【S s 地震】



主給水系統配管 B-主給水配管 (CV内) 【S d 地震】



応力比 : 0.96

$$\left[= \frac{182\text{MPa}}{189\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力


注 : ■ は減肉範囲を示す。

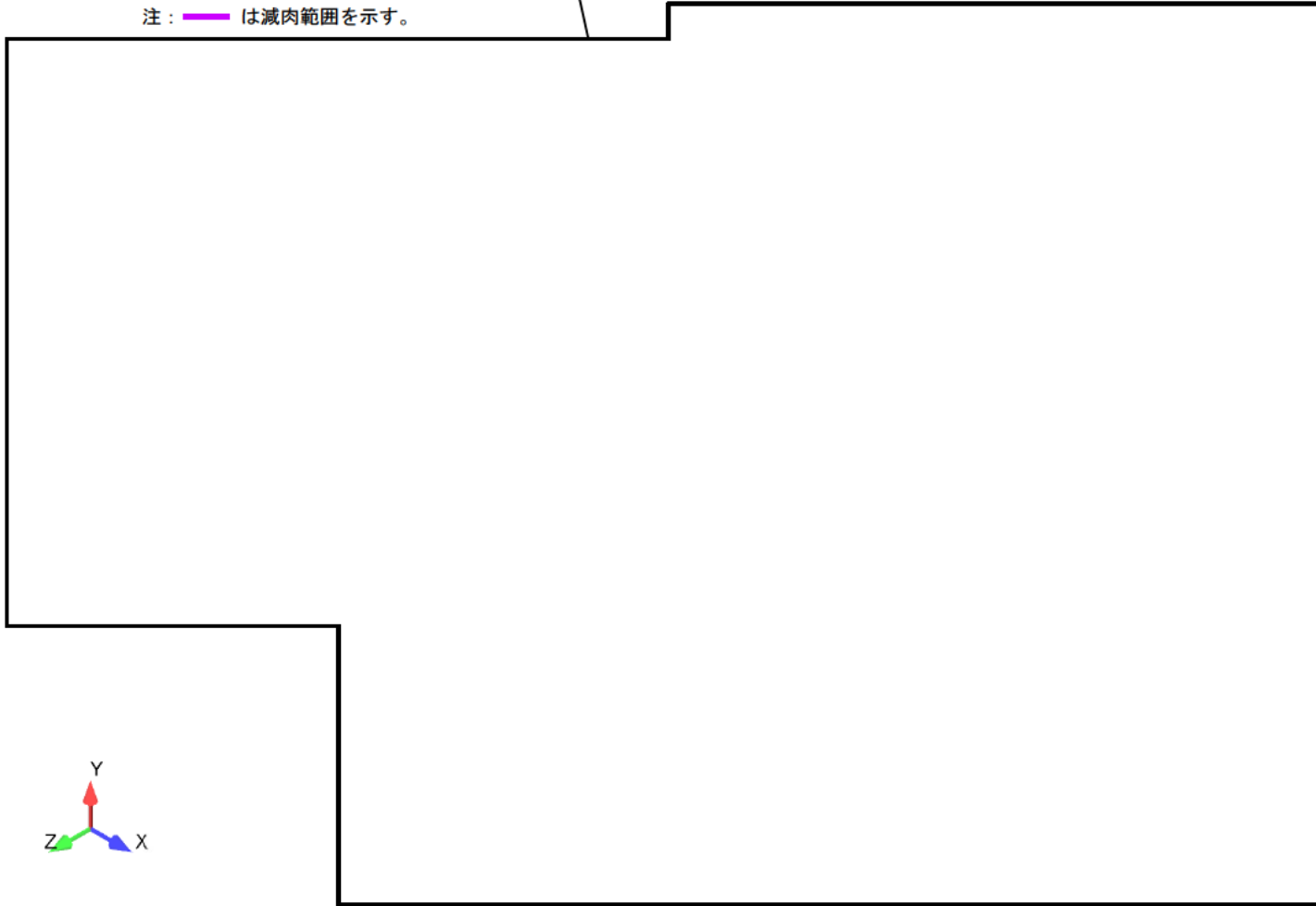
主給水系統配管 (Cクラス) 主給水ブースタポンプ吸込管 (タービン動-B)

応力比 : 0.93

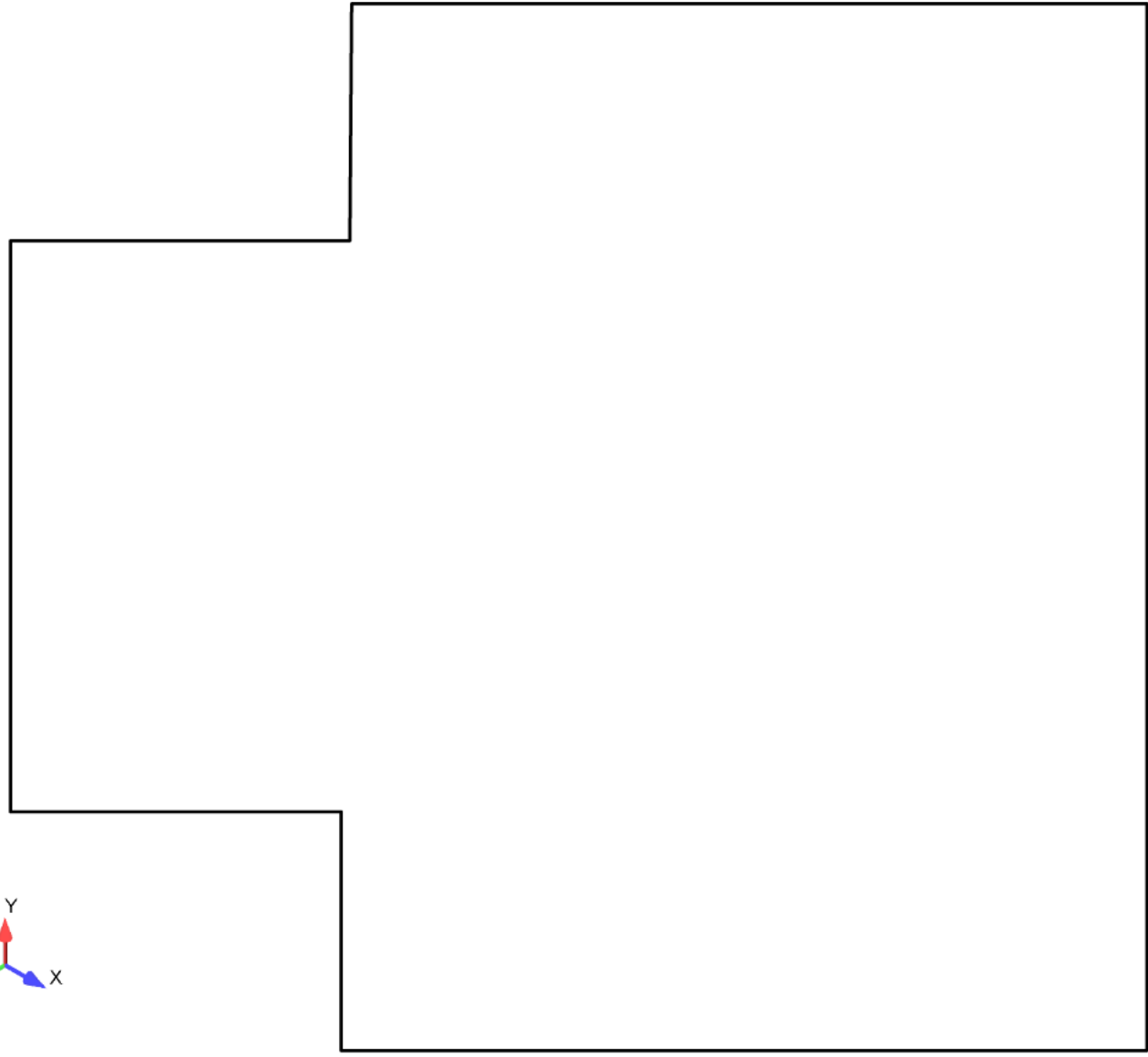
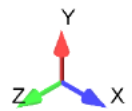
$$\left(= \frac{200\text{MPa}}{216\text{MPa}} \right)$$

応力比=一次応力/許容応力

注 :  は減肉範囲を示す。



第3抽気系統配管 第3抽気管



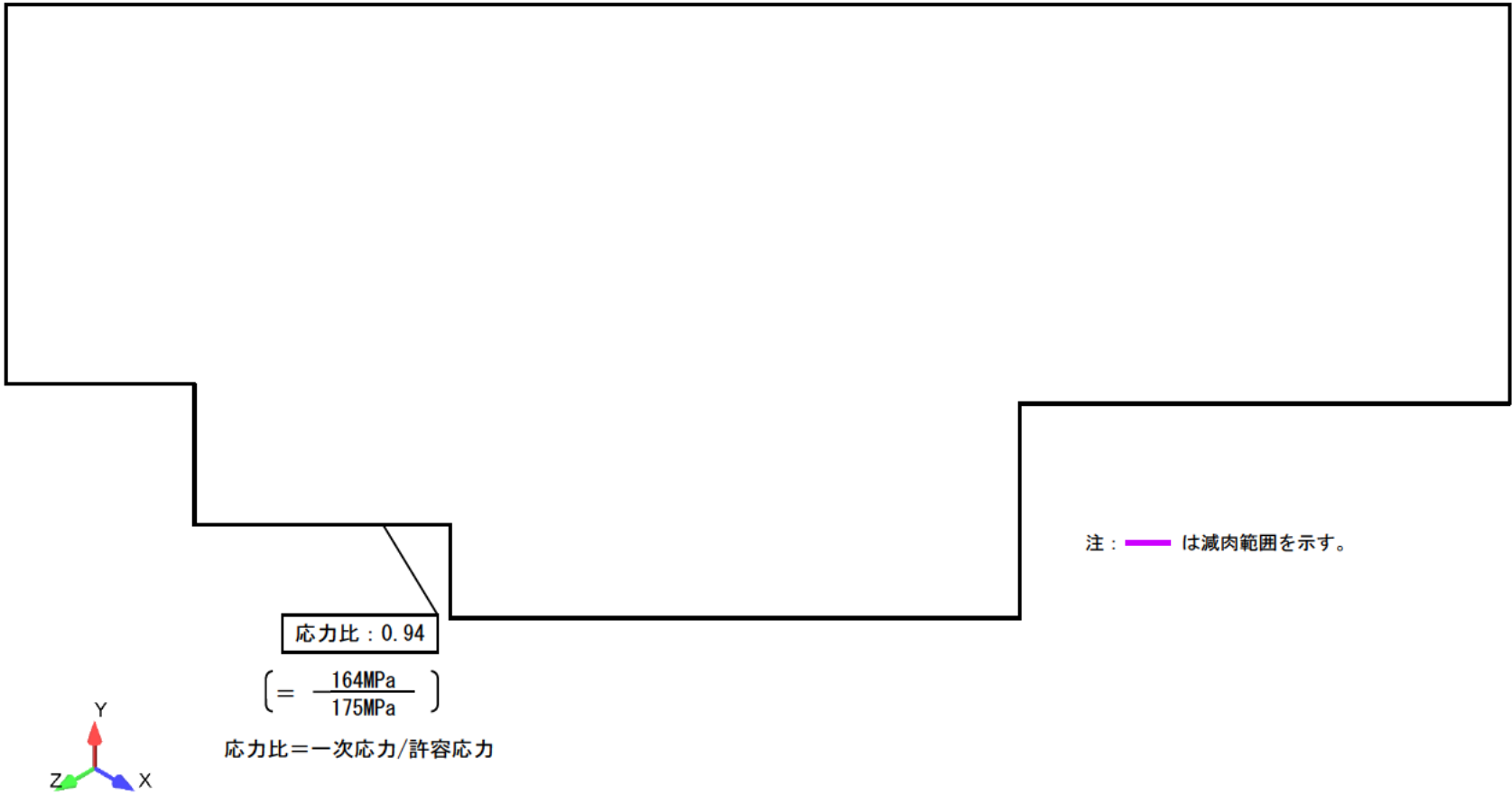
応力比 : 0.76

$$\left[= \frac{151\text{MPa}}{198\text{MPa}} \right]$$

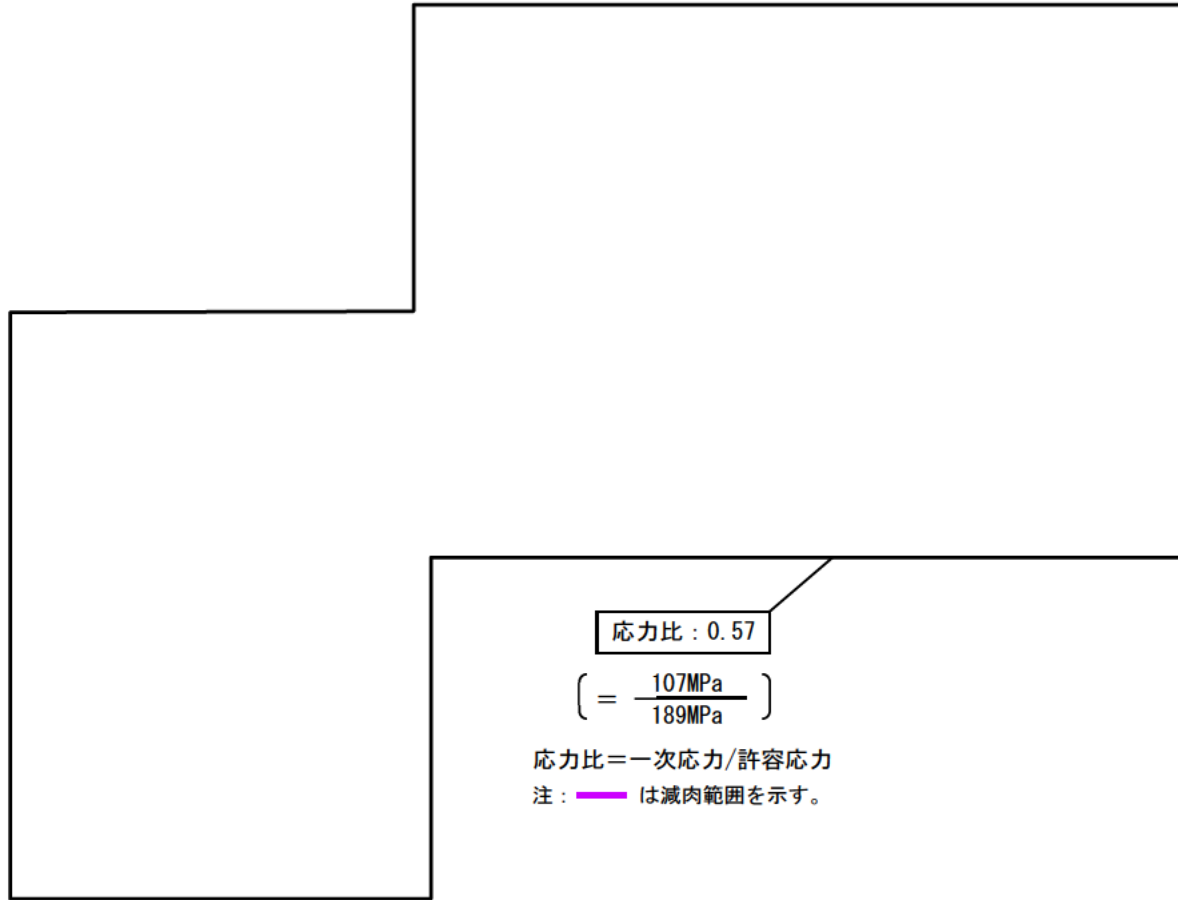
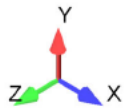
応力比=一次応力/許容応力

注 : — は減肉範囲を示す。

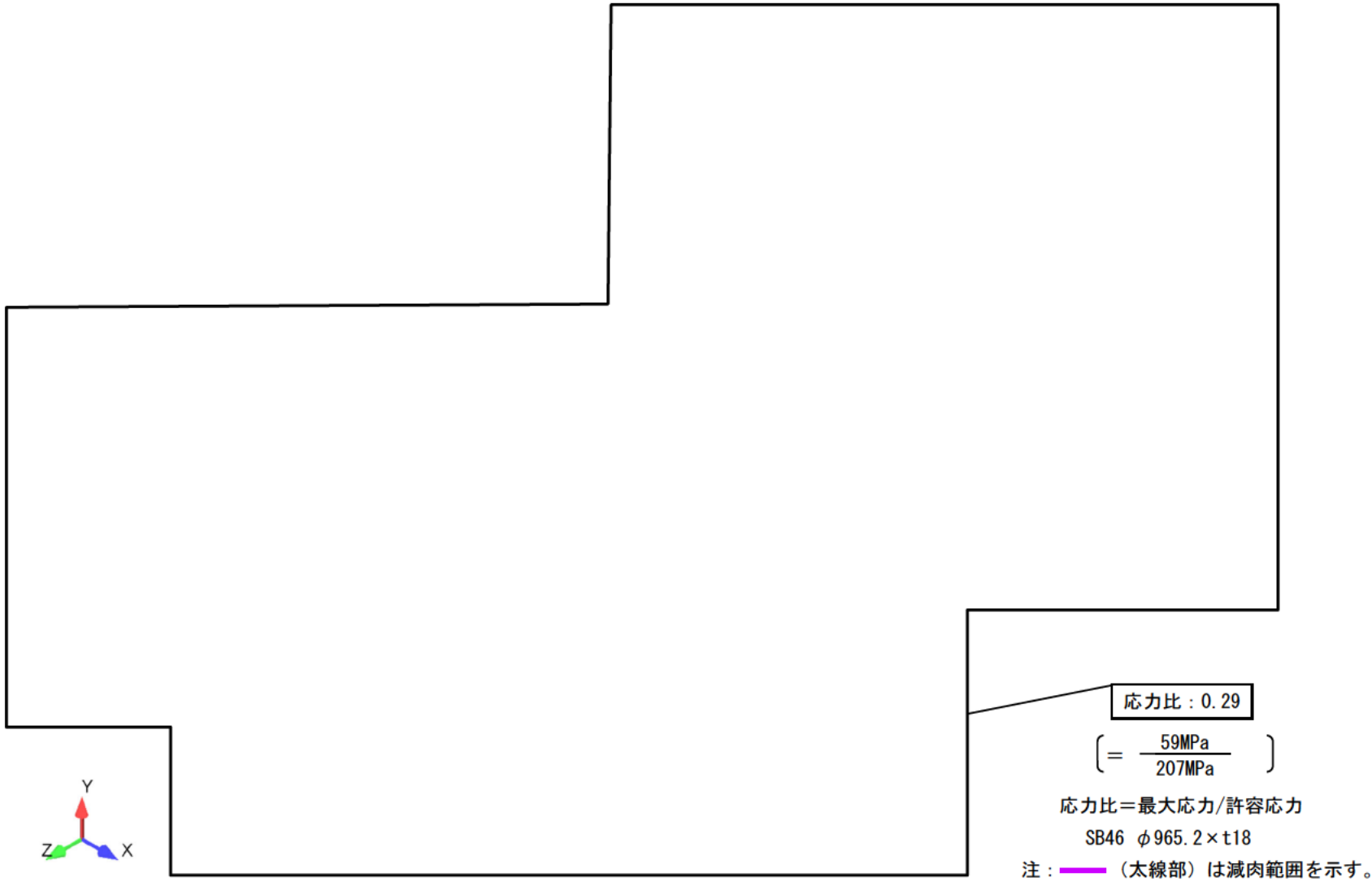
第4抽気系統配管 第4抽気管



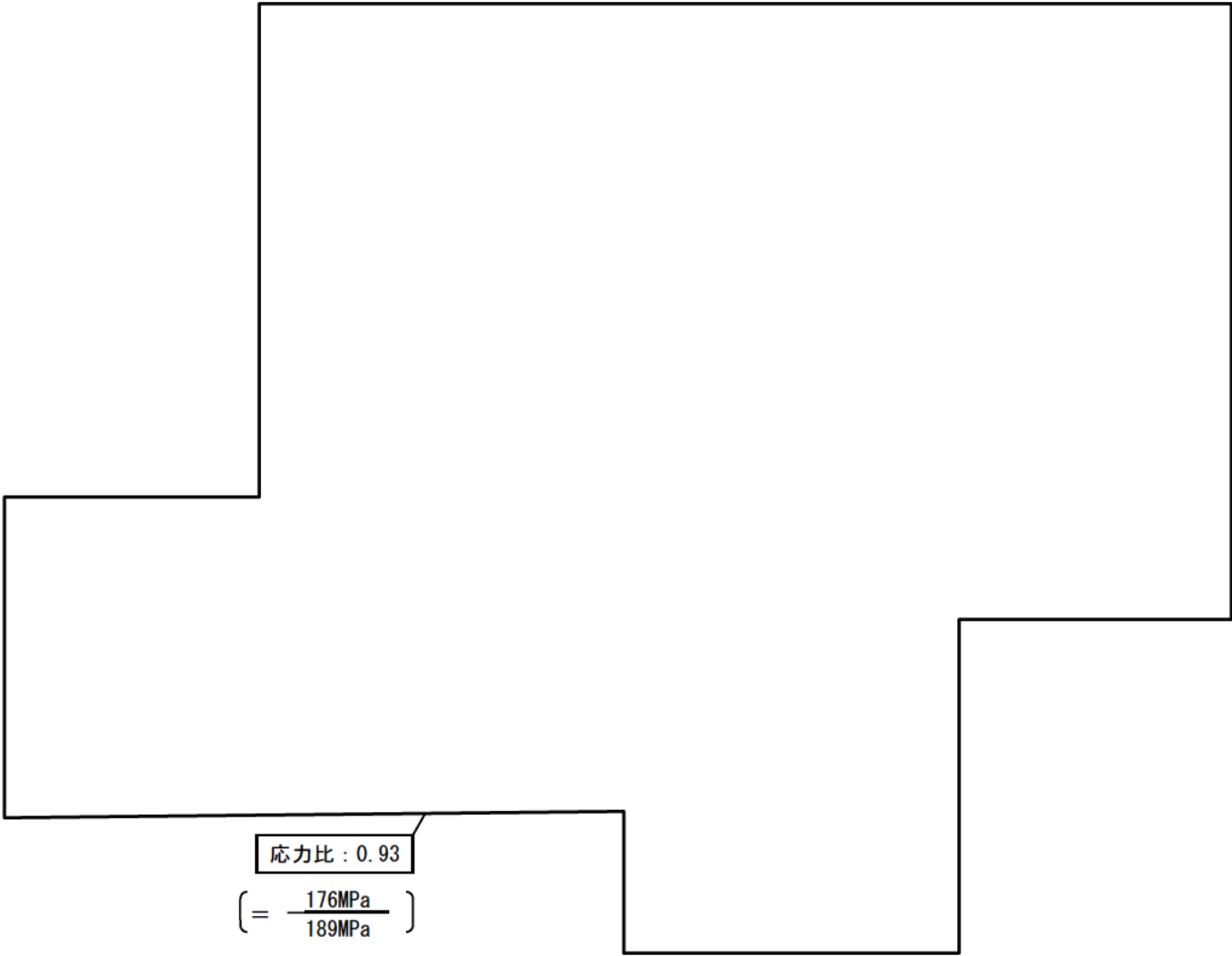
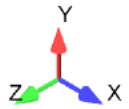
第5抽気系統配管 第5抽気管




第6 抽気系統配管 脱気器連絡蒸気管

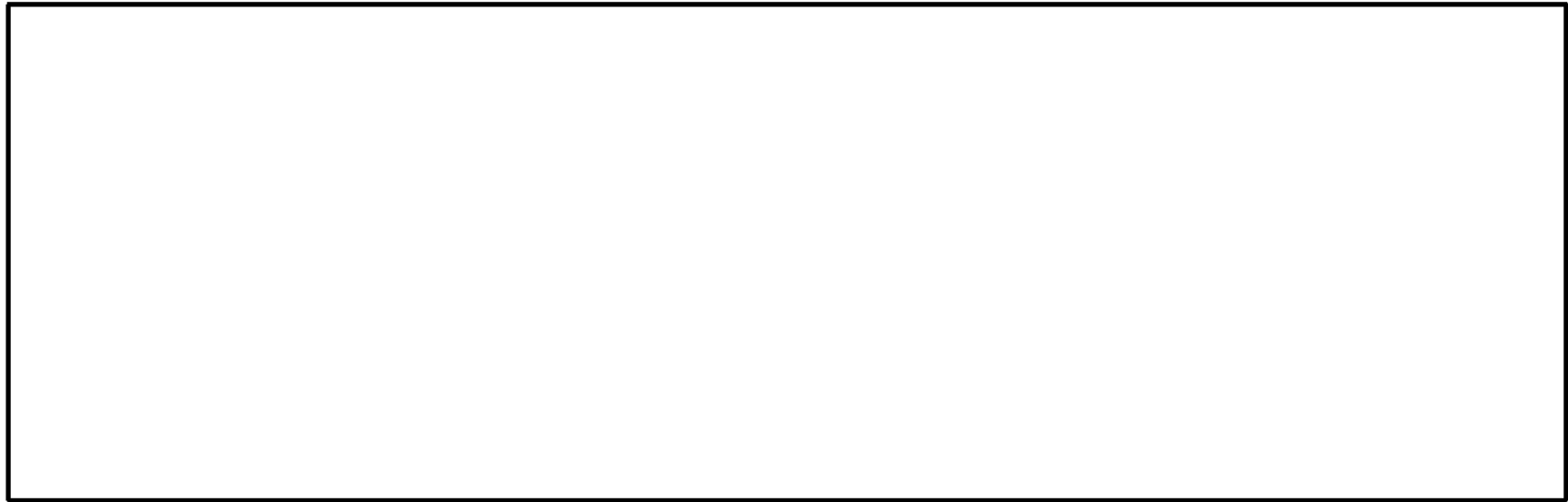


低温再熱蒸気系統配管 低温再熱蒸気管



応力比=一次応力/許容応力
注：  は減肉範囲を示す。

2次系復水系統配管 第5 低圧給水加熱器～脱気器



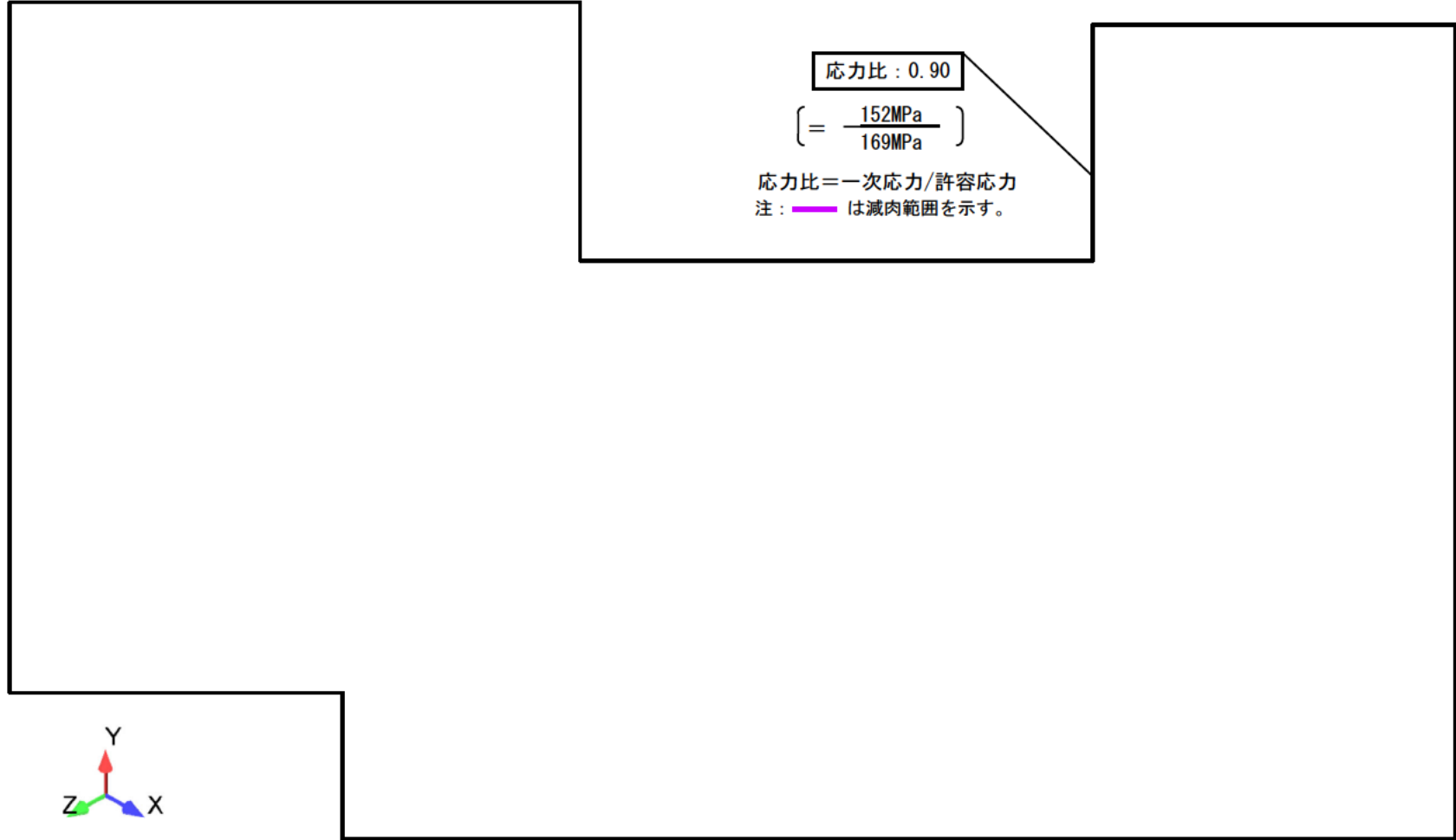
応力比 : 0.97

$$\left[= \frac{166\text{MPa}}{171\text{MPa}} \right]$$

応力比＝一次応力/許容応力

注： ■ は減肉範囲を示す。

2次系ドレン系統配管 湿分分離加熱器第1段ドレンタンクドレン管 (B)



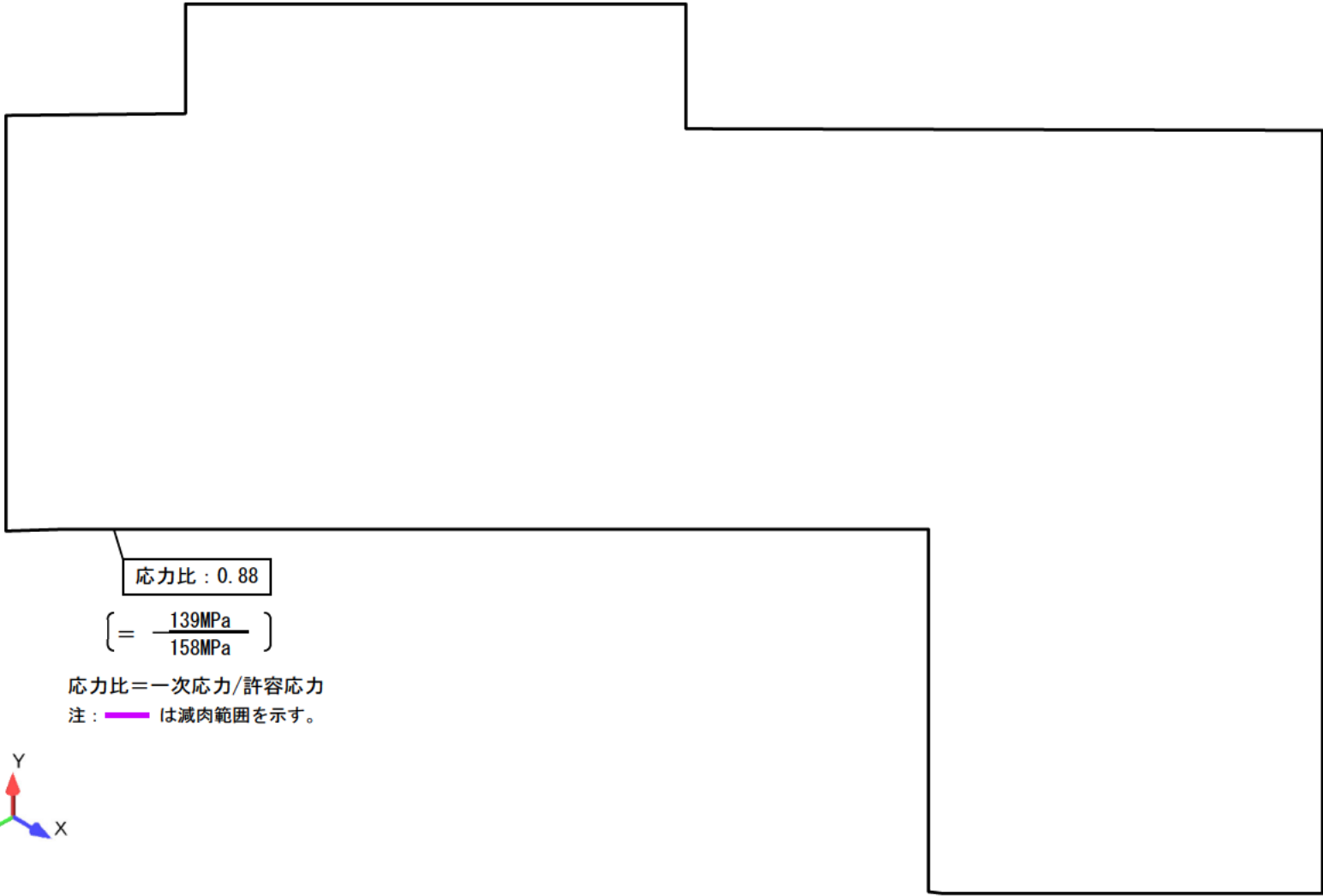
応力比 : 0.90

$$\left[= \frac{152\text{MPa}}{169\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力
注: 減肉範囲を示す。



タービングランド蒸気系統配管 グランド蒸気管

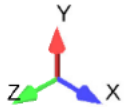


応力比 : 0.88

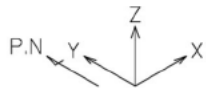
$$\left[= \frac{139\text{MPa}}{158\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力

注 : 〇は減肉範囲を示す。

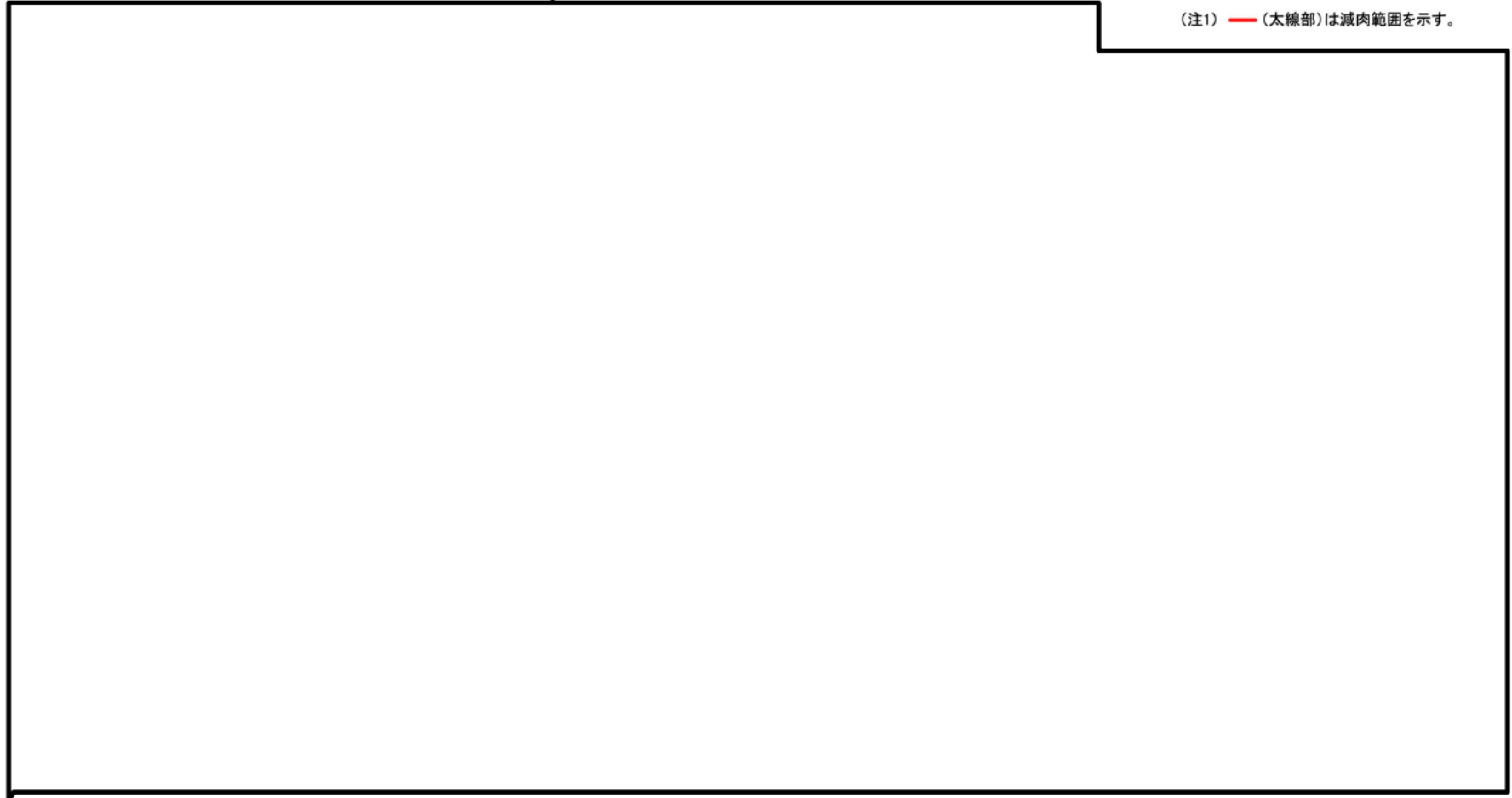


補助蒸気系統配管 スチームコンバータ加熱蒸気管

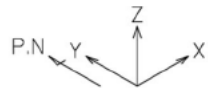


節点
一次応力 : 169 (MPa)
(応力比 : 0.54)
一次+二次応力 : 300 (MPa)
(応力比 : 0.96)

(注1) — (太線部)は減肉範囲を示す。

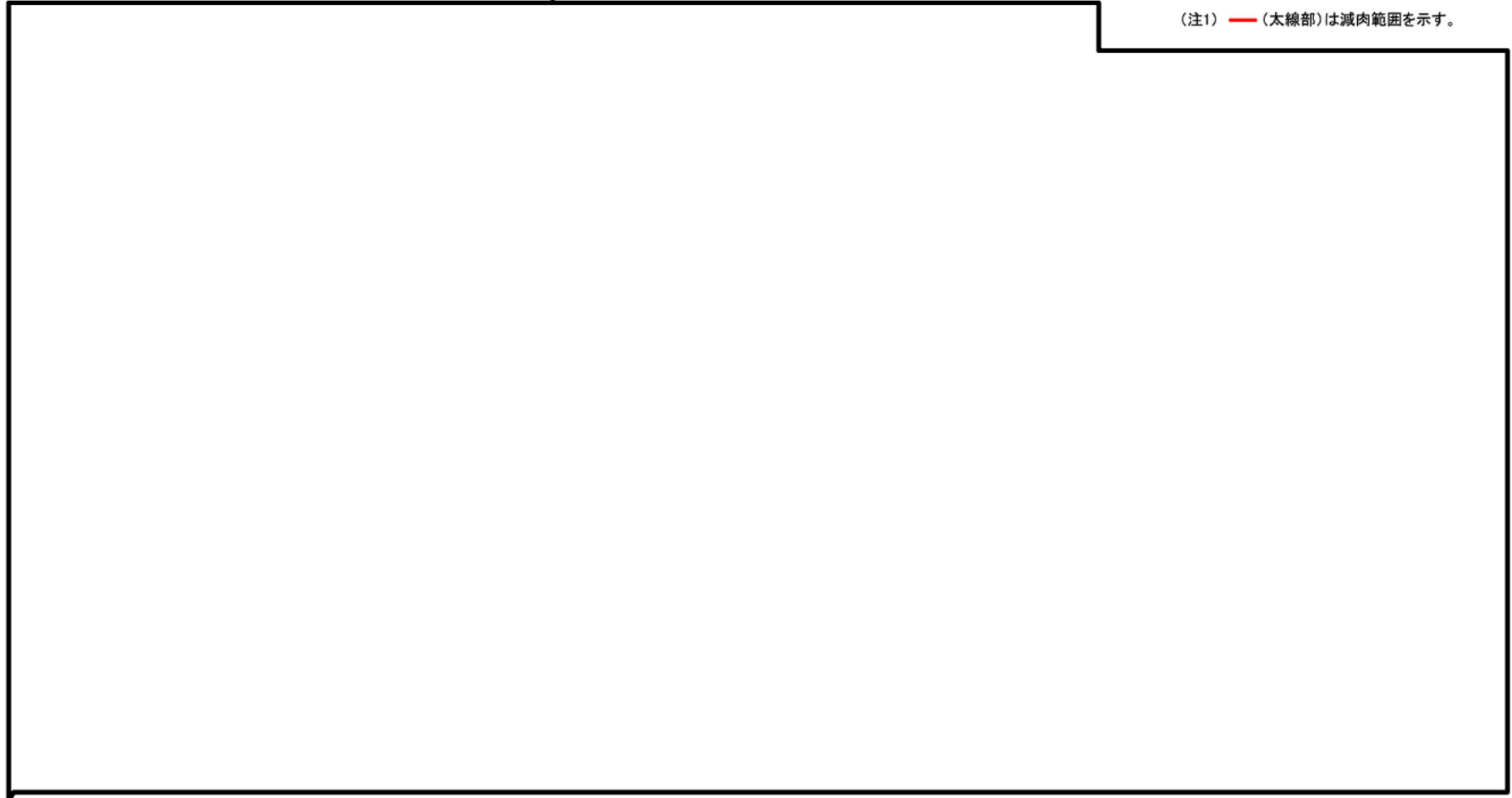


蒸気発生器ブローダウン系統配管 B-蒸気発生器ブローダウン配管
PEN#507CV外 CVBD内 【S_s地震】



節点
一次応力 : 125 (MPa)
(応力比 : 0.80)
一次+二次応力 : 192 (MPa)
(応力比 : 0.61)

(注1) — (太線部)は減肉範囲を示す。



蒸気発生器ブローダウン系統配管 B-蒸気発生器ブローダウン配管
PEN#507CV外 CVBD内 【Sd地震】

２次系ドレン系統配管に対するＦＥＭ解析について

２次系ドレン系統配管（高圧第７給水加熱器ドレン管（Ｂ））のＦＥＭ解析では、一次要素のソリッドモデルにて解析を行い、ミーゼス応力を算出している。

固定端は偏平を許容しない真円固定としているが、真円固定条件が評価部（３次元梁モデル解析で応力評価上厳しい結果となった部位）に影響を与えない範囲を考慮して、評価部から２Ｄ程度（評価する配管の外径の２倍程度）の位置を固定端としている。

また、板厚方向のメッシュ数を３層としているが、これは曲げにより偏平を生じる解析においてもＣクラス配管の耐震評価で対象とする一次応力を適切に評価できることを過去の解析や試解析等により確認しているため、採用したものである。

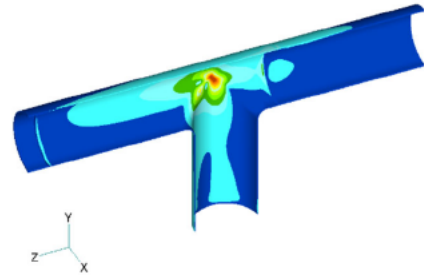
【FEM入力荷重】

3次元はりモデル解析で得られたB点及びC点の荷重を、FEMモデルに入力する。

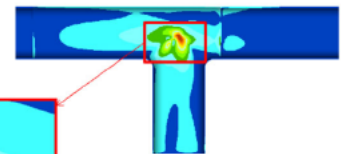
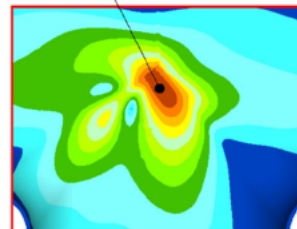
B		力(N)			モーメント(N・m)			
荷重ケース		X	Y	Z	X	Y	Z	
自重								梁モデル解析結果
地震	(+X)							
	(-X)							
自重+地震	(+X)							FEM入力荷重
	(-X)							

C		力(N)			モーメント(N・m)			
荷重ケース		X	Y	Z	X	Y	Z	
自重								梁モデル解析結果
地震	(+X)							
	(-X)							
自重+地震	(+X)							FEM入力荷重
	(-X)							

【FEM解析モデルおよび結果】



121MPa
FEM解析結果



地震方向	発生応力(MPa)			許容応力 S_y (MPa)	応力比
	内圧	自重+地震 (FEM解析結果)	合計		
-X		47	121 (119)	168 (166)	173

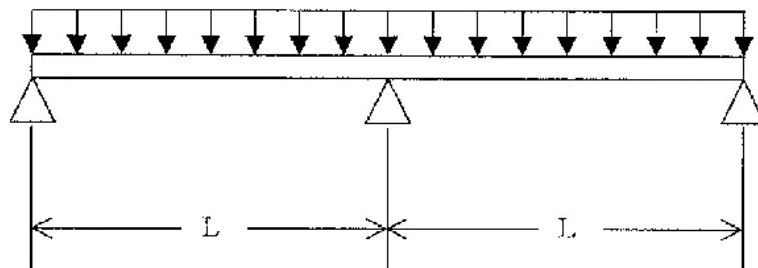
-X方向の発生応力が大きいのでこれを評価結果とする。()内は+X方向の結果を示す。

補助蒸気系統配管（一次系補助蒸気配管）の定ピッチスパンモデル評価条件

耐震重要度Cクラスの配管のうち、補助蒸気系統配管（一次系補助蒸気配管）については、建設時に応力制限を設定し余裕のある最大支持間隔を定め、これに基づきサポートの設置を行っていることから、減肉を考慮した定ピッチスパンモデルによる評価が可能である。補助蒸気系統配管（一次系補助蒸気配管）の定ピッチスパン評価に用いた評価方法、および結果は以下のとおりである。

1. 評価方法

- (1) 補助蒸気系統配管に使用される炭素鋼配管を、口径・肉厚毎に分類し、それぞれ最も厳しくなる圧力・温度を評価条件とし設定する。
- (2) 配管サイズ（口径・肉厚）毎に、最大支持間隔 L （設計値）の2スパン3点支持の等分布質量の連続梁モデル化し、地震荷重を負荷する。配管肉厚は全長を必要最小肉厚とし、配管全周を必要最小肉厚まで減肉させた状態の断面係数を用いる（ただし配管重量は安全側に公称肉厚における重量とする）。支持点の拘束方向は軸直方向のみとし、軸方向および回転に対しては自由とする。



- (3) 自重、内圧、地震による発生応力を合計し、許容応力と比較する。

2. 評価結果

(1) 配管サイズ毎の評価結果は下表のとおりであり、配管に必要最小肉厚までの減肉を考慮しても、地震時に発生する応力が許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

配管サイズ	減肉条件	一次応力			許容値	応力比
		内圧	自重+地震	合計		
3/4B sch40	あり	3.7	35.0	39	151	0.26
	なし	2.2	23.5	26		0.17
1B sch40	あり	4.7	49.5	55	129	0.43
	なし	2.3	28.9	32		0.25
2B sch40	あり	5.9	41.8	48	129	0.37
	なし	3.6	27.8	32		0.25
2-1/2B sch40	あり	6.6	51.1	58	129	0.45
	なし	3.4	29.3	33		0.26
3B sch40	あり	6.9	48.2	56	129	0.43
	なし	3.8	28.6	33		0.26
4B sch40	あり	7.8	55.5	64	129	0.50
	なし	4.4	33.7	39		0.30
5B sch40	あり	8.6	53.8	63	129	0.49
	なし	4.9	32.9	38		0.29
6B sch40	あり	10.1	58.4	69	151	0.46
	なし	5.4	33.2	39		0.26
8B sch40	あり	13.2	70.0	84	151	0.56
	なし	6.1	34.5	41		0.27
10B sch40	あり	16.4	80.6	97	151	0.64
	なし	6.7	35.0	42		0.28

(2) 添付-6(3/3)の1次系補助蒸気配管には、応力比が最も厳しい配管サイズ「10B sch40」の結果を記載している。

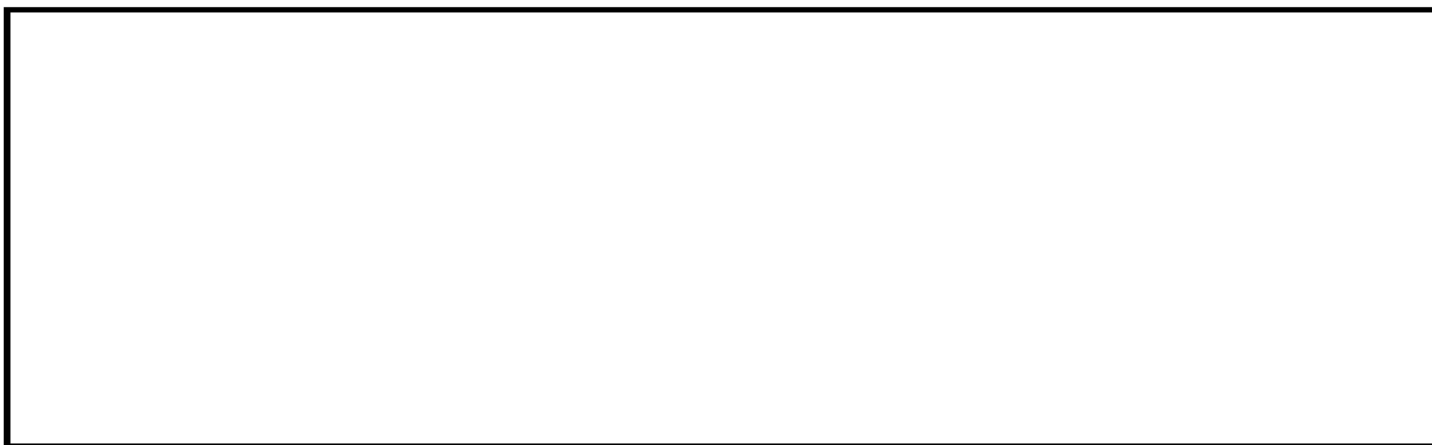
3. 曲がり部、分岐部、集中質点部の支持間隔について

配管の流れ加速型腐食が想定される、曲がり部、分岐部等については、直管部の最大支持間隔L（以下、「直管部支持間隔L₀」という。）を元として、直管部と同程度の応力となるよう支持間隔を短くする設計としていることから、曲がり部、分岐部等についても発生応力は、「1. 評価方法」「2. 評価結果」で示した直管の2スパン3点支持の梁モデルの結果に置換えることが可能である。

【各要素の支持間隔低減グラフ】



【支持間隔低減グラフを用いた実機サポートの支持間隔の設定方法】



玄海原子力発電所3号炉 主蒸気系統配管以外の内面からの腐食（流れ加速型腐食）
に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル						60年後減肉条件モデル		
				はりモデル評価			FEM評価			はりモデル評価		
				発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価
主給水系統	A-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	205/380	0.54	○	—	—	—	—	
				一次十二次	239/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	150/210	0.71	○	—	—	—	—	
				一次十二次	129/421	0.31	○	—	—	—		
	B-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	205/380	0.54	○	—	—	—		
				一次十二次	240/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	150/210	0.71	○	—	—	—	—	
				一次十二次	130/421	0.31	○	—	—	—		
	C-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	203/380	0.53	○	—	—	—		
				一次十二次	238/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	147/210	0.70	○	—	—	—	—	
				一次十二次	126/421	0.30	○	—	—	—		
	D-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	203/380	0.53	○	—	—	—		
				一次十二次	238/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	147/210	0.70	○	—	—	—	—	
				一次十二次	125/421	0.30	○	—	—	—		
	A-主給水配管(CV外) ^{※3} B-主給水配管(CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	125/380	0.33	○	—	—	—		
				一次十二次	146/421	0.35	○	—	—	—		
			Sd	一次	125以下/210	0.60以下	○	—	—	—	—	
				一次十二次	146以下/421	0.35以下	○	—	—	—		
	C-主給水配管(CV外) ^{※3} D-主給水配管(CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	131/380	0.34	○	—	—	—		
				一次十二次	155/421	0.37	○	—	—	—		
			Sd	一次	131以下/210	0.62以下	○	—	—	—	—	
				一次十二次	155以下/421	0.37以下	○	—	—	—		
	T/B 主給水配管	C	一次	138/229	0.60	○	—	—	—			
	主給水ブースタポンプ吸込管 (タービン動-A)	C	一次	131/189	0.69	○	—	—	—			
	主給水ブースタポンプ吸込管 (タービン動-B)	C	一次	182/189	0.96	○	—	—	—			
	主給水ブースタポンプ吸込管(電動)	C	一次	157/189	0.83	○	—	—	—			
主給水ブースタポンプ吐出管 (タービン動-A)	C	一次	50/115	0.43	○	—	—	—				
主給水ブースタポンプ吐出管 (タービン動-B)	C	一次	51/115	0.44	○	—	—	—				
主給水ブースタポンプ吐出管(電動)	C	一次	69/178	0.39	○	—	—	—				
主給水ポンプ～第7高圧給水加熱器	C	一次	91/226	0.40	○	—	—	—				
第7高圧給水加熱器～神船取合い	C	一次	134/229	0.59	○	—	—	—				
主給水ポンプミニマム70-管 (タービン動-A)	C	一次	130/237	0.55	○	—	—	—				
主給水ポンプミニマム70-管 (タービン動-B)	C	一次	121/237	0.51	○	—	—	—				
主給水ポンプミニマム70-管(電動)	C	一次	102/237	0.43	○	—	—	—				
第3抽気系統	第3抽気管	C	一次	200/216	0.93	○	—	—	—			
第4抽気系統	第4抽気管	C	一次	985/198	4.97	×	—	151/198	0.76	○		
第5抽気系統	第5抽気管	C	一次	495/187	2.65	×	—	164/175	0.94	○		
第6抽気系統	脱気器連絡蒸気管	C	一次	107/189	0.57	○	—	—	—	—		
低温再熱蒸気系	低温再熱蒸気管	C	一次	59/207	0.29	○	—	—	—	—		

※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa
 ※2 Cクラス範囲については、保守的にSクラスと同等の評価を行っている
 ※3 AとB系、C系とD系は、それぞれ解析条件が同じであるため評価結果は共通

評価書に記載した評価結果

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル						60年後減肉条件モデル					
				はりモデル評価			FEM評価			はりモデル評価					
				発生応力/ 許容応力※1	応力比	評価	発生応力/ 許容応力※1	応力比	評価	発生応力/ 許容応力※1	応力比	評価			
2次系復水系統	復水ブースポンプ～ 第1低圧給水加熱器	C	一次	116/206	0.56	○	—			—					
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器(A)	C	一次	55/179	0.31	○	—			—					
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器(B)	C	一次	55/179	0.31	○	—			—					
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器(C)	C	一次	55/179	0.31	○	—			—					
	第2低圧給水加熱器～ 第3低圧給水加熱器	C	一次	149/205	0.73	○	—			—					
	第3低圧給水加熱器～ 第4低圧給水加熱器(A)	C	一次	69/199	0.35	○	—			—					
	第3低圧給水加熱器～ 第4低圧給水加熱器(B)	C	一次	79/199	0.40	○	—			—					
	第4低圧給水加熱器～ 第5低圧給水加熱器(A)	C	一次	98/196	0.50	○	—			—					
	第4低圧給水加熱器～ 第5低圧給水加熱器(B)	C	一次	157/196	0.80	○	—			—					
	第5低圧給水加熱器～脱気器	C	一次	176/189	0.93	○	—			—					
復水再循環水管	C	一次	74/179	0.41	○	—			—						
復水スバルオーバ管 (神船取り合いまで)	C	一次	125/192	0.65	○	—			—						
2次系ドレン系統	高圧第7給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	182/173	1.05	×	182/173	1.05	×	154/173	0.89	○			
	高圧第7給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	192/173	1.11	×	168/173	0.97	○	—					
	低圧第5給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	177/182	0.97	○	—			—					
	低圧第5給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	139/182	0.76	○	—			—					
	低圧第4給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	159/183	0.87	○	—			—					
	低圧第4給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	78/163	0.48	○	—			—					
	低圧第3給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	101/169	0.60	○	—			—					
	低圧第3給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	105/169	0.62	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	55/185	0.30	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	55/185	0.30	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管吐出管(A)	C	一次	94/169	0.56	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管吐出管(B)	C	一次	157/169	0.93	○	—			—					
	湿分離加熱器第1段ドレン管(A)	C	一次	167/171	0.98	○	—			—					
	湿分離加熱器第1段ドレン管(B)	C	一次	111/171	0.65	○	—			—					
	湿分離加熱器第1段ドレン管(C)	C	一次	170/171	0.99	○	—			—					
	湿分離加熱器第1段ドレン管(D)	C	一次	114/171	0.67	○	—			—					
	湿分離加熱器第1段 ドレン管(A)	C	一次	144/171	0.84	○	—			—					
	湿分離加熱器第1段 ドレン管(B)	C	一次	192/171	1.12	×	175/171	1.02	×	166/171	0.97	○			
	湿分離加熱器第1段 ドレン管(C)	C	一次	123/171	0.72	○	—			—					
	湿分離加熱器第1段 ドレン管(D)	C	一次	233/171	1.36	×	122/171	0.71	○	—					
	湿分離加熱器第2段ドレン管(A)	C	一次	100/158	0.63	○	—			—					
	湿分離加熱器第2段ドレン管(B)	C	一次	112/158	0.71	○	—			—					
	湿分離加熱器第2段ドレン管(C)	C	一次	99/158	0.63	○	—			—					
	湿分離加熱器第2段ドレン管(D)	C	一次	120/158	0.76	○	—			—					
	湿分離加熱器第2段 ドレン管(A)	C	一次	110/158	0.70	○	—			—					
	湿分離加熱器第2段 ドレン管(B)	C	一次	125/158	0.79	○	—			—					
	湿分離加熱器第2段 ドレン管(C)	C	一次	158/158	1.00	○	—			—					
	湿分離加熱器第2段 ドレン管(D)	C	一次	151/158	0.96	○	—			—					
	湿分離器ドレン管(A1)	C	一次	99/178	0.56	○	—			—					
	湿分離器ドレン管(A2)	C	一次	80/178	0.45	○	—			—					
湿分離器ドレン管(B1)	C	一次	118/178	0.66	○	—			—						
湿分離器ドレン管(B2)	C	一次	289/178	1.62	×	—			130/178	0.73	○				
湿分離器ドレン管(A)	C	一次	94/178	0.53	○	—			—						
湿分離器ドレン管(B)	C	一次	188/178	1.06	×	121/178	0.68	○	—						
湿分離器ドレン管吐出管(A)	C	一次	115/148	0.78	○	—			—						
湿分離器ドレン管吐出管(B)	C	一次	219/148	1.48	×	—			127/148	0.86	○				

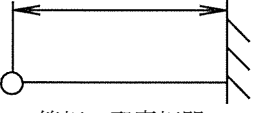
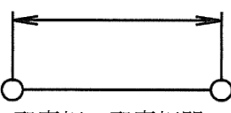
※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa
 評価書に記載した評価結果

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル					60年後減肉条件モデル		
				はりモデル評価			FEM評価		はりモデル評価		
				発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比
タービンランド 蒸気系統	グラント蒸気管	C	一次	152/169	0.90	○	—	—	—	—	—
補助蒸気系統	スチームコンバータ加熱蒸気管	C	一次	241/158	1.53	×	—	—	139/158	0.88	○
	スチームコンバータドレン管1 (S/C~S/Cドレンタンク)	C	一次	49/140	0.35	○	—	—	—	—	—
	スチームコンバータドレン管2 (S/Cドレンタンク~S/Cドレンクーラ)	C	一次	113/172	0.66	○	—	—	—	—	—
	スチームコンバータドレン管3 (制御弁(LCV-6758)以降)	C	一次	128/136	0.94	○	—	—	—	—	—
	スチームコンバータ給水管 (ドレンクーラ~S/C脱気器)	C	一次	42/151	0.28	○	—	—	—	—	—
	スチームコンバータ発生蒸気管	C	一次	265/179	1.48	×	—	—	121/179	0.68	○
	補助蒸気母管	C	一次	164/179	0.92	○	—	—	—	—	—
	補助蒸気設備配管	C	一次	97/151	0.64	○	—	—	—	—	—
蒸気発生器ブローダ ウン系統	A-SGBD PEN#506(CV外) CVBD内	S	Ss	一次	168/315	0.53	○	—	—	—	—
			Sd	一次十二次	299/314	0.95	○	—	—	—	
			Ss	一次	125/157	0.80	○	—	—	—	
			Sd	一次十二次	191/314	0.61	○	—	—	—	
	B-SGBD PEN#507(CV外) CVBD内	S	Ss	一次	169/315	0.54	○	—	—	—	—
			Sd	一次十二次	300/314	0.96	○	—	—	—	
			Ss	一次	125/157	0.80	○	—	—	—	
			Sd	一次十二次	192/314	0.61	○	—	—	—	
	C-SGBD PEN#508(CV外) CVBD内	S	Ss	一次	155/315	0.49	○	—	—	—	—
			Sd	一次十二次	274/314	0.87	○	—	—	—	
			Ss	一次	116/157	0.74	○	—	—	—	
			Sd	一次十二次	174/314	0.55	○	—	—	—	
D-SGBD PEN#505(CV外) CVBD内	S	Ss	一次	154/315	0.49	○	—	—	—	—	
		Sd	一次十二次	271/314	0.86	○	—	—	—		
		Ss	一次	115/157	0.73	○	—	—	—		
		Sd	一次十二次	171/314	0.54	○	—	—	—		

※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa

※2 Cクラス範囲については、保守的にSクラスと同等の評価を行っている

評価書に記載した評価結果

<p>タイトル</p>	<p>原子炉補機冷却水冷却器伝熱管他の内面腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について</p>																																						
<p>説明</p>	<p>原子炉補機冷却水冷却器伝熱管の内面腐食（流れ加速型腐食）に対する評価の具体的内容を以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様</p> <p>評価仕様を表 13-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 13-1 評価仕様</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>記号</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td>P_m</td> <td>0.7</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>—</td> <td>95</td> </tr> <tr> <td>伝熱管外径</td> <td>mm</td> <td>D_o</td> <td rowspan="5" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>伝熱管厚さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>伝熱管減肉後厚さ^{※1}</td> <td>mm</td> <td>t'</td> </tr> <tr> <td>伝熱管評価質量</td> <td>kg/m</td> <td>m_e</td> </tr> <tr> <td>断面二次モーメント</td> <td>m^4</td> <td>I</td> </tr> <tr> <td>伝熱管材質</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>C6872T</td> </tr> <tr> <td>伝熱管支持間距離^{※2} (管板—邪魔板)</td> <td>mm</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;">L</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>伝熱管支持間距離^{※2} (邪魔板—邪魔板)</td> <td>mm</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：伝熱管内面に施栓基準である <input type="text" value=""/> mm (<input type="text" value=""/> %減肉) まで一様減肉が生じたと仮定する。</p> <p>※2：支持間距離は各々最大支持間隔を用いる。</p> <p>2. 解析モデル</p> <p>解析モデルは、減肉後の伝熱管を、支持条件に対し以下のとおりモデル化している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管板—邪魔板間：片端固定—片端支持はりモデル ・邪魔板—邪魔板間：両端支持はりモデル <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>管板—邪魔板間 (固定—支持条件)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>邪魔板—邪魔板間 (支持—支持条件)</p> </div> </div>	項目	単位	記号	数値	最高使用圧力	MPa	P_m	0.7	最高使用温度	℃	—	95	伝熱管外径	mm	D_o		伝熱管厚さ	mm	—	伝熱管減肉後厚さ ^{※1}	mm	t'	伝熱管評価質量	kg/m	m_e	断面二次モーメント	m^4	I	伝熱管材質	—	—	C6872T	伝熱管支持間距離 ^{※2} (管板—邪魔板)	mm	L		伝熱管支持間距離 ^{※2} (邪魔板—邪魔板)	mm
項目	単位	記号	数値																																				
最高使用圧力	MPa	P_m	0.7																																				
最高使用温度	℃	—	95																																				
伝熱管外径	mm	D_o																																					
伝熱管厚さ	mm	—																																					
伝熱管減肉後厚さ ^{※1}	mm	t'																																					
伝熱管評価質量	kg/m	m_e																																					
断面二次モーメント	m^4	I																																					
伝熱管材質	—	—	C6872T																																				
伝熱管支持間距離 ^{※2} (管板—邪魔板)	mm	L																																					
伝熱管支持間距離 ^{※2} (邪魔板—邪魔板)	mm																																						

3. 入力（荷重）条件

地震荷重は、原子炉補機冷却水冷却器の耐震重要度に応じたSクラス地震荷重を適用する。

入力（荷重）条件を以下に示す。

(1) 固有振動数の算出

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}}$$

f：伝熱管の固有振動数（Hz）

λ：管の支持方法による係数

（管板－邪魔板：2.454、邪魔板－邪魔板：1.571）

E：管の縦弾性係数（N/m²）

（＝（MPa）＝（N/m²））

I：断面二次モーメント（m⁴）

m_e：伝熱管評価質量（kg/m）

L：支持間隔（m）

(2) モーメントの算出

① 管板－邪魔板（固定－支持条件）の場合

$$M = \frac{3WL}{16}$$

② 邪魔板－邪魔板（支持－支持条件）の場合

$$M = \frac{WL}{4}$$

W：はりの中心に作用する集中荷重（N）

M_a（自重による最大曲げモーメント）算出時

$$W = m_e \cdot L \cdot g$$

M_b（地震荷重による最大曲げモーメント）算出時

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C$$

ここで、

C=合成地震力 (G) とし、以下の式により算出する。

$$C = \sqrt{C_H^2 + C_V^2}$$

C_H : 水平地震力

C_V : 鉛直地震力

g: 重力加速度 (= 9.80665m/s²)

(3) 発生応力の算出

地震時の伝熱管に発生する応力は、以下の計算式により求める。

$$S = \frac{P_m \cdot D_o}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

S : 発生応力 (MPa)

P_m : 伝熱管内の最高使用圧力 (MPa)

D_o : 伝熱管の外径 (mm)

t' : 伝熱管減肉後厚さ (mm)

i_1 : 応力係数 (=1.33)

M_a : 自重による最大曲げモーメント (N・mm)

M_b : 地震荷重による最大曲げモーメント (N・mm)

Z : 伝熱管の断面係数 (mm³)

4. 算出過程

① 管板—邪魔板の場合

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}} = \boxed{} \text{ (Hz)}$$

固有周期 T は、

$$T = \frac{1}{f} = \boxed{} \text{ (s)}$$

水平方向地震力 C_H は、

$$C_H = \boxed{} \text{ (G)}$$

鉛直方向地震力 C_V は、

$$C_V = \boxed{} \text{ (G)}$$

(添付-1 参照)

自重による最大曲げモーメント M_a は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_a = \frac{3WL}{16} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

地震荷重による最大曲げモーメント M_b は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_b = \frac{3WL}{16} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_a = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_b = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

伝熱管に発生する応力は、以下により算出される。

断面係数

$$Z = \frac{\pi}{32} \times \frac{\boxed{} - \boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)}$$

$$\text{伝熱管外径 } D_o = \boxed{} \text{ (mm)}$$

$$\text{伝熱管減肉後厚さ } t' = \boxed{} \text{ (mm)}$$

$$\text{伝熱管内径 } D_i = D_o - 2t' = \boxed{} \text{ (mm)}$$

以上より、発生応力 S は、

$$S = \frac{P_m \cdot D_o}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

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

②邪魔板—邪魔板の場合

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}} = \boxed{} \text{ (Hz)}$$

固有周期 T は、

$$T = \frac{1}{f} = \boxed{} \text{ (s)}$$

水平方向地震力 C_H は、

$$C_H = \boxed{} \text{ (G)}$$

鉛直方向地震力 C_V は、

$$C_V = \boxed{} \text{ (G)}$$

(添付-1 参照)

自重による最大曲げモーメント M_a は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_a = \frac{WL}{4} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

地震荷重による最大曲げモーメント M_b は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_b = \frac{WL}{4} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_a = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_b = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

以上より、発生応力 S は、

$$S = \frac{P_m \cdot D_o}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

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

以上より、発生応力の大きい邪魔板—邪魔板の場合の $\boxed{}$ (MPa) を発生応力値とした。

5. 評価結果

評価結果を表 13-2 に示す。伝熱管に減肉を考慮しても地震時の伝熱管の発生応力は許容応力を超えることはなく、耐震安全性評価上問題ない。

表 13-2 玄海原子力発電所 3 号炉 原子炉補機冷却水冷却器伝熱管の内面腐食（流れ加速型腐食）に対する評価結果

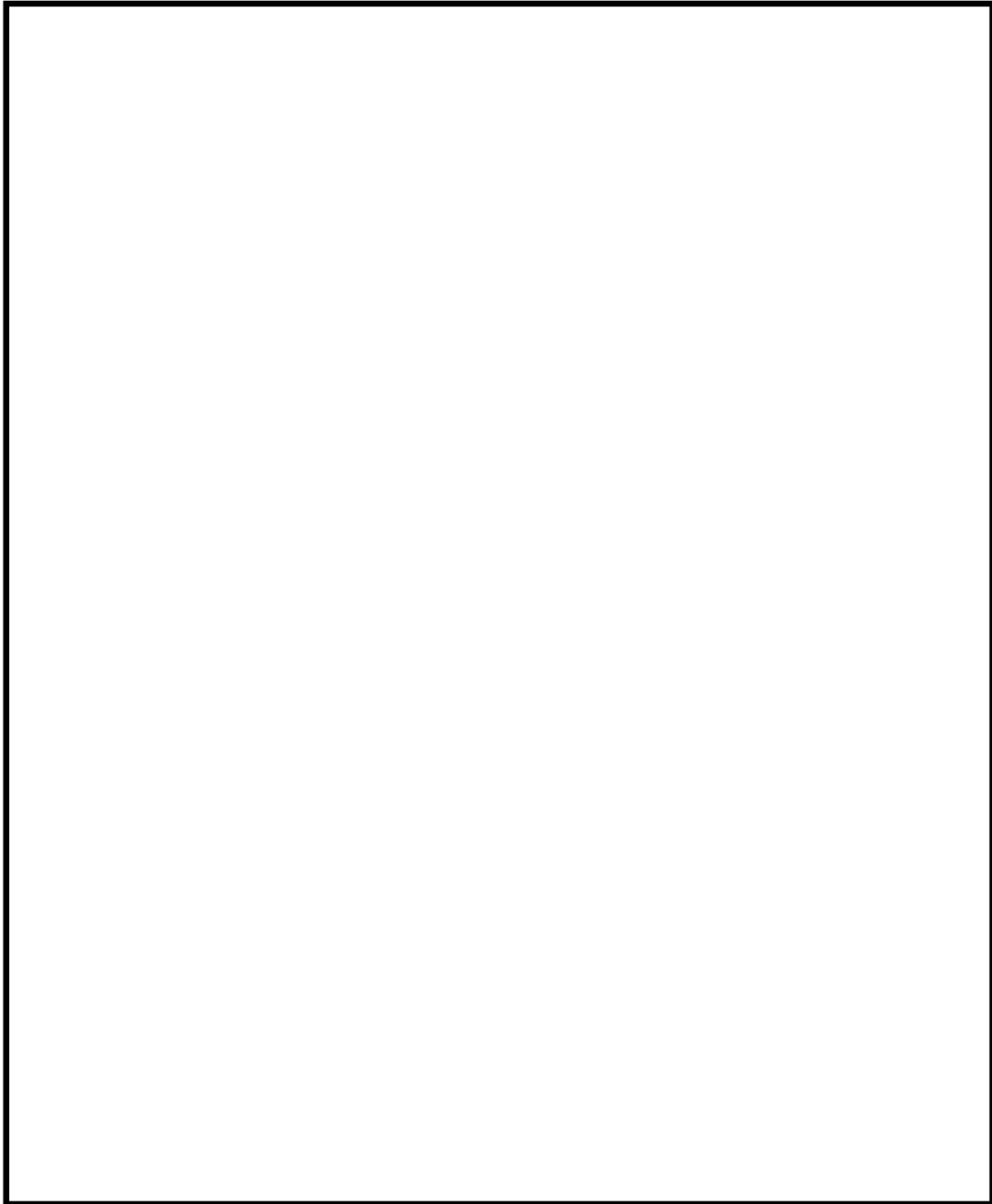
評価部位	地震時の発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
原子炉補機冷却水冷却器伝熱管			0.41



以上

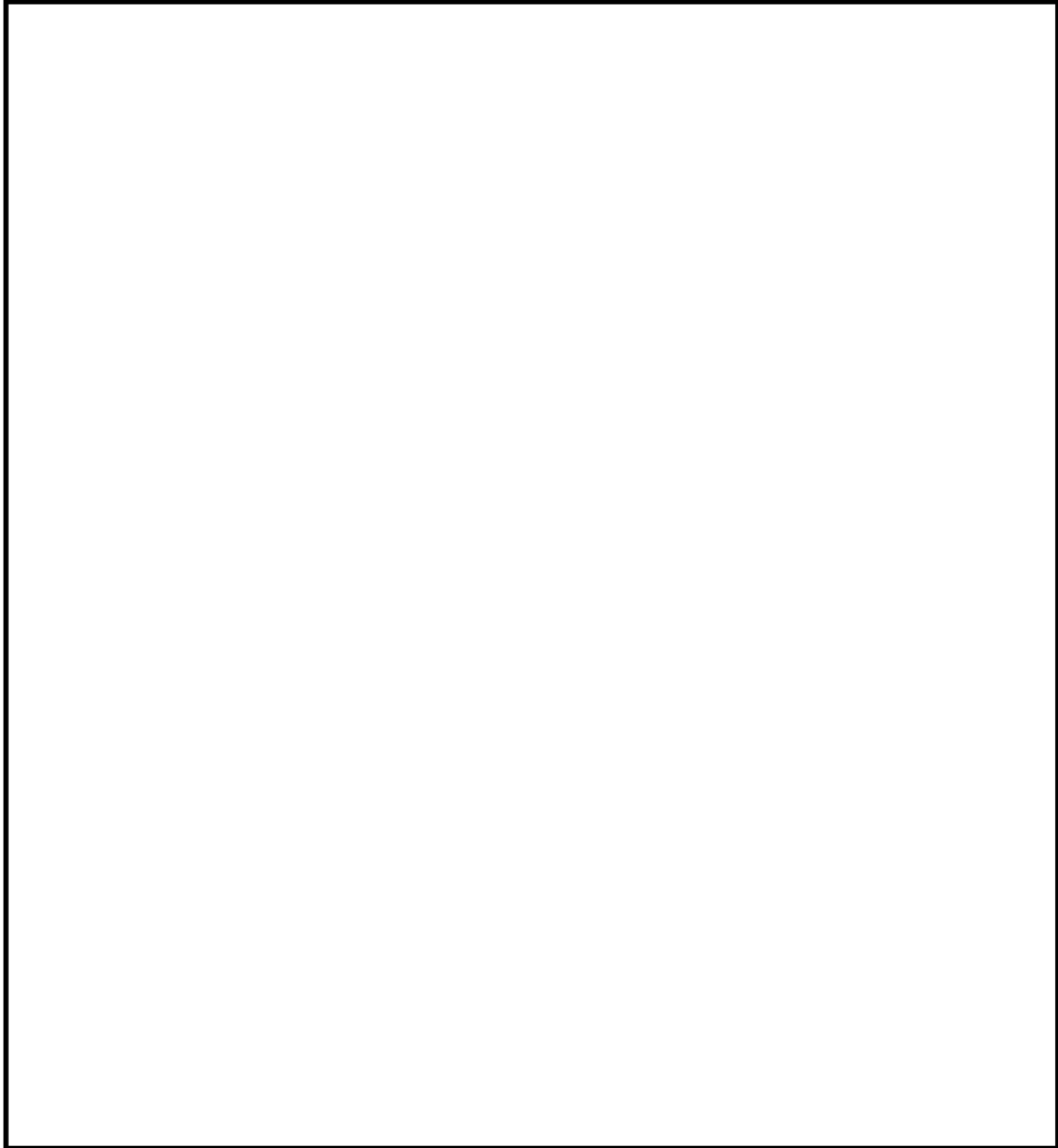
原子炉補機冷却水冷却器 (原子炉補助建屋 EL. -19.5m)

S s 地震動 水平方向床応答曲線図 (減衰 1%)



原子炉補機冷却水冷却器 (原子炉補助建屋 EL. -19.5m)

S s 地震動 鉛直方向床応答曲線図 (減衰 1%)



タイトル	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
説明	<p>燃料油貯油そうおよび燃料油貯蔵タンクの機器基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容について添付に示す。</p> <p>(1) 燃料油貯油そう : 添付-1 (2) 燃料油貯蔵タンク : 添付-2</p> <p>新規制基準工事計画認可申請における後打ちアンカ評価設備において、メカニカルアンカ使用設備、およびケミカルアンカ使用設備について、それぞれに対し、減肉による影響を考慮した耐震評価結果例を添付-3に示す。</p> <p>主蒸気系統配管用基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容を添付-4に示す。</p>

(1) 燃料油貯油そう
 <評価仕様>

表1 評価に必要な諸元

名称	記号	単位	値
最高使用圧力	—	—	大気圧
最高使用温度	—	°C	40
基礎から脚の胴つけ根部までの高さ	h_1	mm	
容器の有効運転質量	m_0	kg	
脚1本当たりの質量	m_s	kg	
脚に作用する荷重	R	N	
脚つけ根部に作用する力	P_ℓ	N	
縦弾性係数比	s	—	
基礎ボルト本数	n	—	
引張を受ける基礎ボルト本数	n_1	—	
脚底板の長手方向幅	a	mm	
脚底板の横方向幅	b	mm	
基礎ボルト呼び径	d	—	
脚底板端面から基礎ボルト中心までの長手方向の距離	d_1	mm	
基礎ボルト腐食量	—	mm	
基礎ボルト材質	—	—	SS41
評価用加速度(水平)：図2参照	C_H	G	
評価用加速度(鉛直)：図3参照	C_V	G	

<解析モデル>

JEAG4601-1987の横置円筒形容器の1質点系モデルを参考とし、5脚支持横置円筒形容器の重心位置に地震荷重が作用するものとして評価を行った。解析モデルを図1に示す。

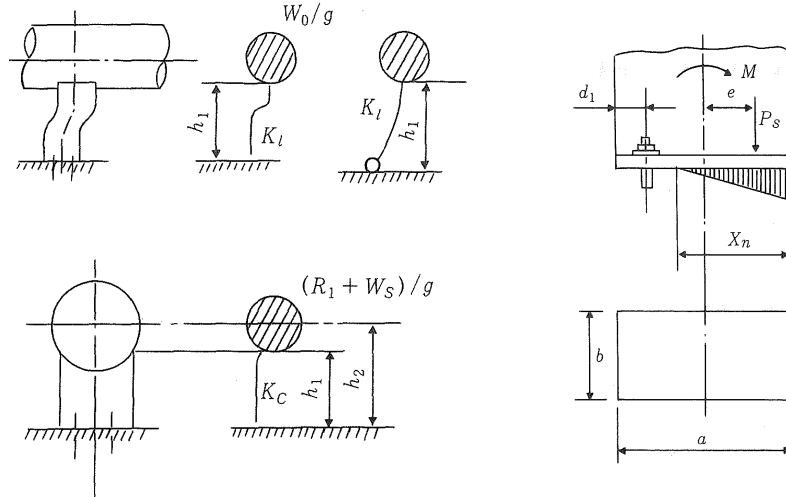


図1 解析モデル

<入力（荷重）条件>

【水平方向】

燃料油貯油そう床応答曲線※（水平方向）より加速度を算出した。（図2参照）
 水平方向は剛領域であることから、地震力として床加速度（ZPA）の1.2倍を用いる。

$$1. 2ZPA : \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} (G) \quad (1G=9.80665m/s^2)$$

$$a_H = \boxed{} \times 9.80665 = \boxed{} (m/s^2)$$

$$\doteq \boxed{} (m/s^2)$$

【鉛直方向】

燃料油貯油そう床応答曲線※（鉛直方向）より加速度を算出した。（図3参照）
 鉛直方向は剛領域であることから、地震力として床加速度（ZPA）の1.2倍を用いる。

$$1. 2ZPA : \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} (G) \quad (1G=9.80665m/s^2)$$

$$a_V = \boxed{} \times 9.80665 = \boxed{} (m/s^2)$$

$$\doteq \boxed{} (m/s^2)$$

※全波包絡FRSにより応答加速度を算出している。

2. 評価結果

以上の結果をまとめると以下の表2のとおりであり、耐震安全性評価上問題ない。

表2 評価結果

応力	減肉前			減肉後		
	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	発生応力* (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
引張	90	193	0.47	93	193	0.48
せん断	26	148	0.18	27	148	0.18

*減肉後の発生応力については、次式より求める。

$$\text{減肉前の発生応力} \times \frac{\text{基礎ボルトの減肉前の断面積}}{\text{基礎ボルトの減肉後の断面積}}$$

$$= \text{減肉前の発生応力} \times \frac{\frac{\pi}{4} \times \square}{\frac{\pi}{4} \times (\square - 0.3 \times 2)^2}$$

○許容応力の算出

材料の評価温度(40℃)における設計降伏点 (Sy)、設計引張強さ (Su) より、

$$1.2S_y = 1.2 \times 215 = 258 \text{ (MPa)}$$

$$0.7S_u = 0.7 \times 400 = 280 \text{ (MPa)}$$

$$F = \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u) = \text{Min}(258, 280) = 258 \text{ (MPa)}$$

ここで、F：材料の許容応力を決定する場合の基準値

・引張応力の算出

$$f_t^* = F/2 = 258/2 = 129 \text{ (MPa)}$$

よって、引張許容応力は、

$$1.5f_t^* = 1.5 \times 129 = 193 \text{ (MPa)}$$

・せん断応力の算出

$$f_s^* = F/1.5\sqrt{3} = 258/1.5\sqrt{3} = 99.3 \div 99 \text{ (MPa)}$$

よって、せん断許容応力は、

$$1.5 f_s^* = 1.5 \times 99 = 148 \text{ (MPa)}$$

・せん断応力と引張応力の組合せ許容応力

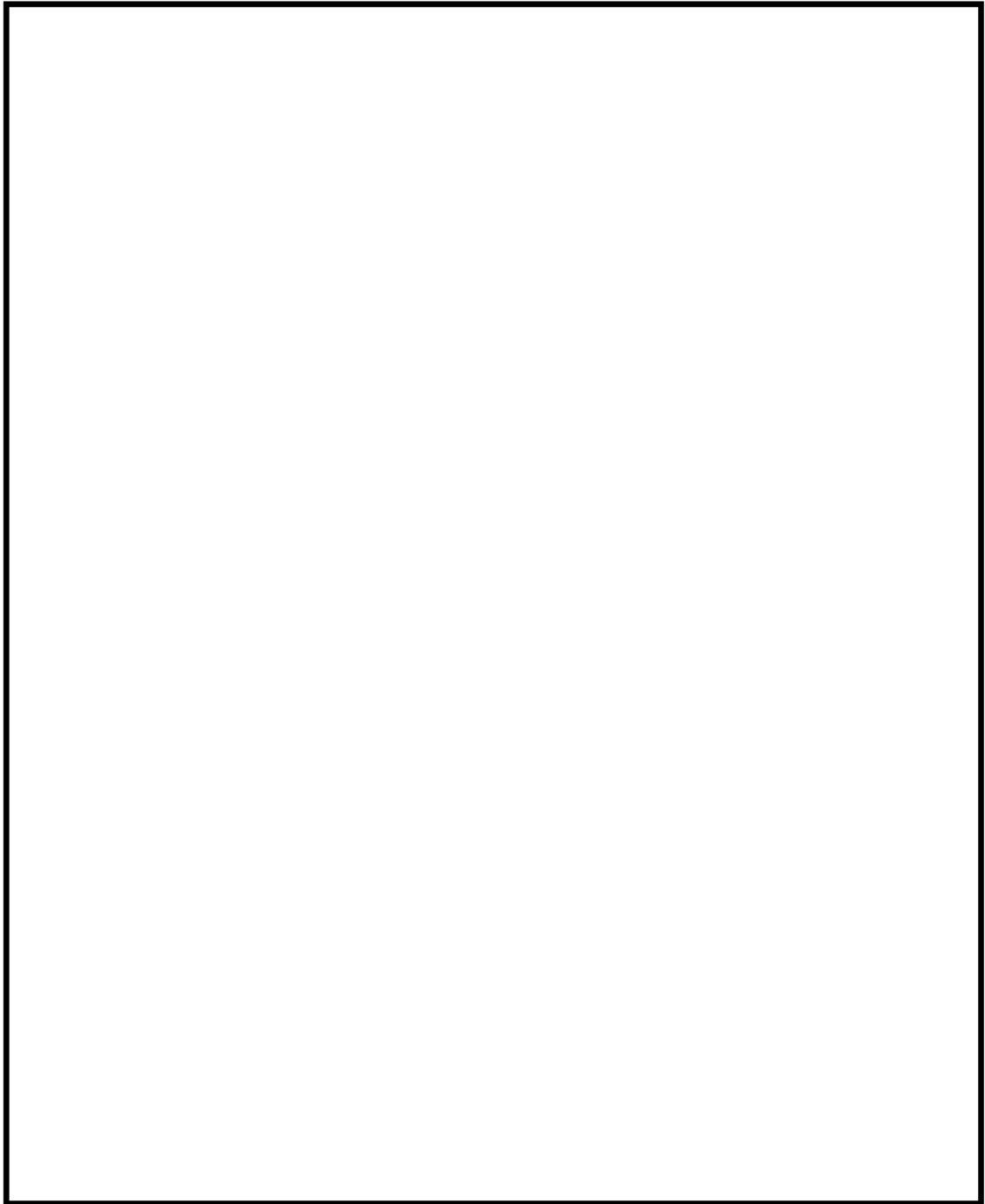
引張許容応力について、せん断応力を組み合わせた場合の許容値を算出した。

$$S_s \text{によるせん断応力 } \tau = 26 \text{ (MPa)}$$

$$1.4 \times 1.5f_t^* - 1.6 \tau = 1.4 \times 193 - 1.6 \times 26 = 229 \text{ (MPa)}$$

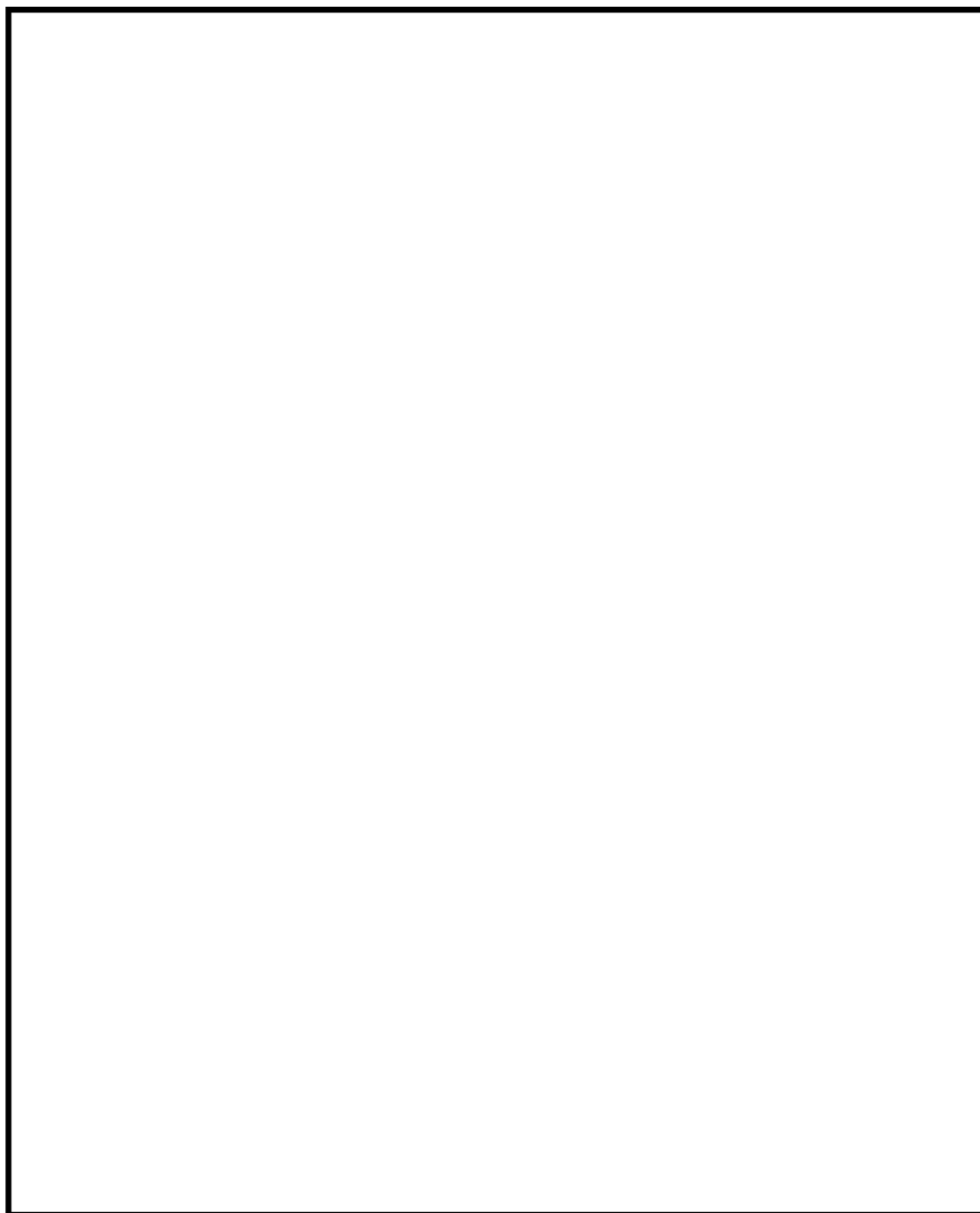
よって、組合せを考慮した引張許容応力は、

$$\text{Min}(1.5f_t^*, 1.4 \times 1.5f_t^* - 1.6 \tau) = \text{Min}(193, 229) = 193 \text{ (MPa)}$$



$$1G=9.80665 \text{ m/s}^2$$

図2 燃料油貯油そう 床応答曲線 (水平方向 減衰1.0%)



$1G=9.80665 \text{ m/s}^2$

図3 燃料油貯油そう 床応答曲線 (鉛直方向 減衰1.0%)

(2) 燃料油貯蔵タンク
 <評価仕様>

表1 評価に必要な諸元

名称	記号	単位	値	
最高使用圧力	—	—	大気圧	
最高使用温度	—	°C	40	
基礎から胴の中心までの高さ	h	mm		
容器の有効運転質量	m_0	kg		
脚1本当たりの質量	m_s	kg		
脚に作用する荷重	R	N		
縦弾性係数比	s	—		
基礎ボルト本数	n	—		
引張を受ける基礎ボルト本数	n_1	—		
脚底板の長手方向幅	a	mm		
脚底板の横方向幅	b	mm		
基礎ボルト呼び径	d	—		
脚底板端面から基礎ボルト中心までの横方向の距離	d_1	mm		
基礎ボルト腐食量	—	mm		0.3 (直径0.6)
基礎ボルト材質	—	—		SNB7
評価用加速度(水平) : 図2参照	C_H	G		
評価用加速度(鉛直) : 図3参照	C_V	G		

<解析モデル>

JEAG4601-1987の横置円筒形容器の1質点系モデルに準拠し、機器の重心位置に地震荷重が作用するものとして評価を行った。解析モデルを図1に示す。

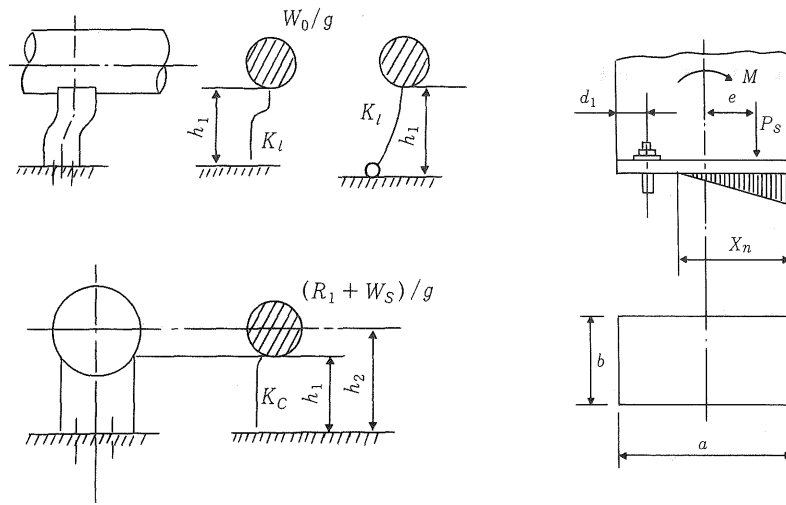


図1 解析モデル

<入力（荷重）条件>

【水平方向】

燃料油貯蔵タンク床応答曲線*（水平方向）より加速度を算出した。（図2参照）
水平方向は剛領域であることから、地震力として床加速度（ZPA）の1.2倍を用いる。

$$1.2ZPA : \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (G)} \quad (1G=9.80665\text{m/s}^2)$$

$$a_H = \boxed{} \times 9.80665 = \boxed{} \text{ (m/s}^2\text{)}$$

$$\doteq \boxed{} \text{ (m/s}^2\text{)}$$

【鉛直方向】

燃料油貯蔵タンク床応答曲線*（鉛直方向）より加速度を算出した。（図3参照）
鉛直方向は剛領域であることから、地震力として床加速度（ZPA）の1.2倍を用いる。

$$1.2ZPA : \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (G)} \quad (1G=9.80665\text{m/s}^2)$$

$$a_V = \boxed{} \times 9.80665 = \boxed{} \text{ (m/s}^2\text{)}$$

$$\doteq \boxed{} \text{ (m/s}^2\text{)}$$

*全波包絡FRSにより応答加速度を算出している。

<評価結果>

1. 基礎ボルトの応力

脚底面に働くモーメント

$$M = \left(\frac{R}{g} + m_s \right) a_H h$$

= =

鉛直荷重

$$P_s = \left(\frac{R}{g} + m_s \right) (g - a_v)$$

= =

モーメントと圧縮荷重の比

$$e = \frac{M}{P_s} =$$

=

ボルトに生じる引張応力

中立軸X

$$X^3 + 3 \left(e - \frac{b}{2} \right) X^2 - \frac{6sA_b n_1}{a} \left(e + \frac{b}{2} - d_1 \right) (b - d_1 - X) = 0$$

X =

ここで、 $A_b = \frac{\pi}{4} \times d^2 = \frac{\pi}{4} \times$ =

引張荷重F_b

$$F_b = \frac{P_s \left(e - \frac{b}{2} + \frac{X}{3} \right)}{b - d_1 - \frac{X}{3}}$$

= =

引張応力σ_b

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_1 A_b} =$$

=

せん断応力τ_b

$$\tau_b = \frac{C_H m_0 g}{3nA_b} =$$

=

2. 評価結果

以上の結果をまとめると以下の表2のとおりであり、耐震安全性評価上問題ない。

表2 評価結果

応力	減肉前			減肉後		
	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	発生応力* (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
引張	128	451	0.28	132	451	0.29
せん断	50	346	0.14	51	346	0.15

*減肉後の発生応力については、次式より求める。

$$\text{減肉前の発生応力} \times \frac{\text{基礎ボルトの減肉前の断面積}}{\text{基礎ボルトの減肉後の断面積}}$$

$$= \text{減肉前の発生応力} \times \frac{\frac{\pi}{4} \times \square}{\frac{\pi}{4} \times \square - 0.3 \times 2)^2}$$

○許容応力の算出

材料の評価温度(40℃)における設計降伏点 (Sy) 、設計引張強さ (Su) より、

$$1.2S_y = 1.2 \times 725 = 870 \text{ (MPa)}$$

$$0.7S_u = 0.7 \times 860 = 602 \text{ (MPa)}$$

$$F = \text{Min}(1.2S_y, 0.7S_u) = \text{Min}(870, 602) = 602 \text{ (MPa)}$$

ここで、F：材料の許容応力を決定する場合の基準値

・引張応力の算出

$$f_t^* = F/2 = 602/2 = 301 \text{ (MPa)}$$

よって、許容引張応力は、

$$1.5f_t^* = 1.5 \times 301 = 451 \text{ (MPa)}$$

・せん断応力の算出

$$f_s^* = F/1.5\sqrt{3} = 602/1.5\sqrt{3} = 231.7 \div 231 \text{ (MPa)}$$

よって、許容せん断応力は、

$$1.5 f_s^* = 1.5 \times 231 = 346 \text{ (MPa)}$$

・せん断応力と引張応力の組合せ許容応力

許容引張応力について、せん断応力を組み合わせた場合の許容値を算出した。

$$S_s \text{によるせん断応力 } \tau = 51 \text{ (MPa)}$$

$$1.4 \times 1.5f_t^* - 1.6 \tau = 1.4 \times 451 - 1.6 \times 51 = 549 \text{ (MPa)}$$

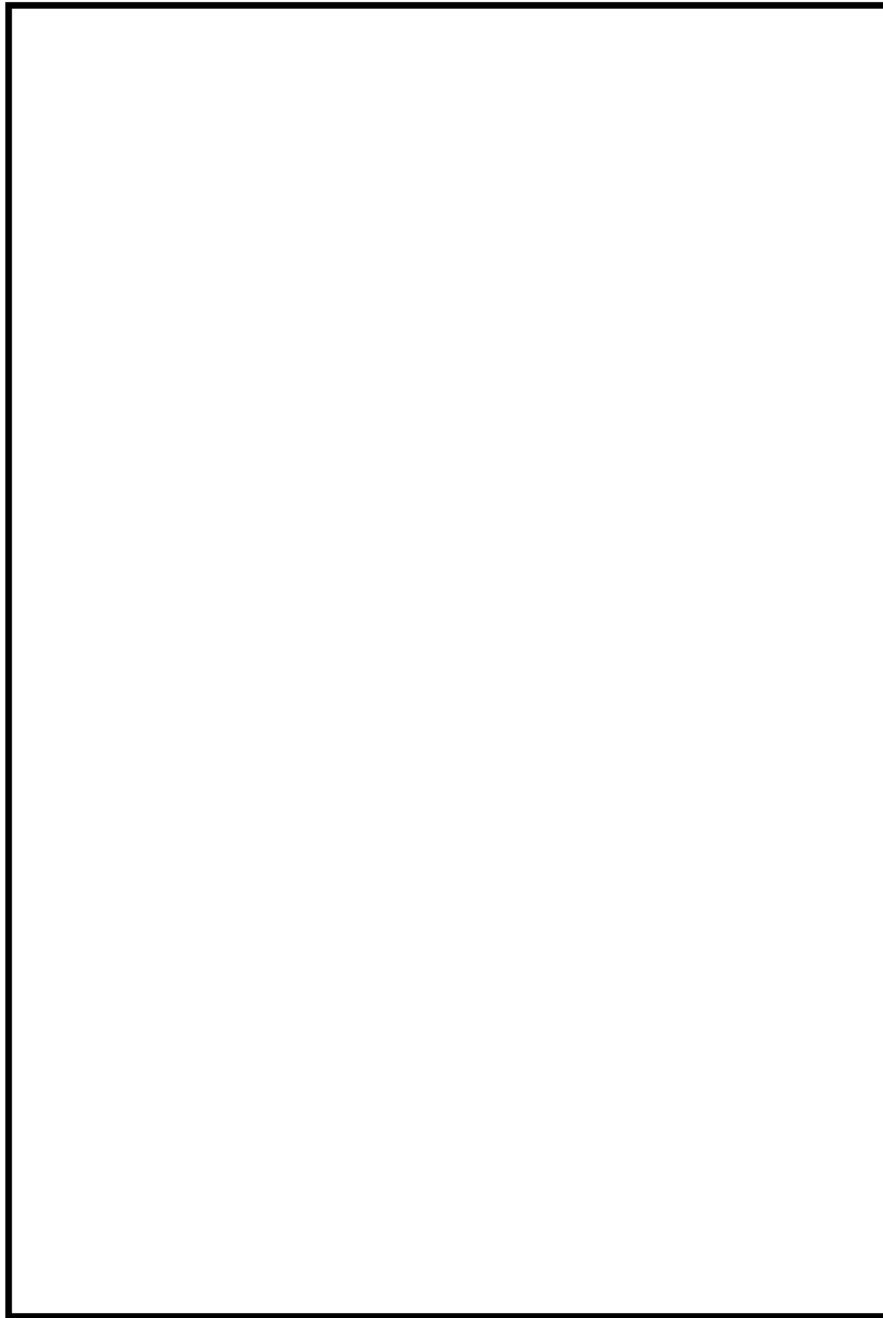
よって、組合せを考慮した許容引張応力は、

$$\text{Min}(1.5f_t^*, 1.4 \times 1.5f_t^* - 1.6 \tau) = \text{Min}(451, 549) = 451 \text{ (MPa)}$$



$$1G=9.80665 \text{ m/s}^2$$

図2 燃料油貯蔵タンク 床応答曲線 (水平方向 減衰1.0%)



$$1G=9.80665 \text{ m/s}^2$$

図3 燃料油貯蔵タンク 床応答曲線 (鉛直方向 減衰1.0%)

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震評価（例）について

後打ちアンカについては最大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。

ここでは、玄海原子力発電所3号炉高経年化技術評価の対象設備のうち、炭素鋼の後打ちアンカを使用して設置され、新規制基準工事計画認可申請において評価された設備について、半径方向に0.3mmの減肉を想定した基準地震動 S_s に対する耐震評安全性評価を実施し例示した。

結果は表1のとおりであり、応力比が1以下となることから耐震安全性評価上問題ない。

表1 後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	型式	ボルト 呼び径	設置 個所	許容 応力 状態	減肉前 応力比	減肉後 応力比	応力 分類
代替電源接続盤1	ケミカルアンカ	M16	屋外	IV _A S	0.05	0.05	引張
					0.04	0.04	せん断
代替電源接続盤2	ケミカルアンカ	M16	屋内	IV _A S	0.05	0.05	引張
					0.04	0.04	せん断
重大事故等対処用変圧器盤	ケミカルアンカ	M20	屋内	IV _A S	0.09	0.09	引張
					0.18	0.19	せん断
重大事故等対処用入出力盤	メカニカルアンカ	M10	屋内	IV _A S	0.14	0.17	引張
					0.31	0.36	せん断
使用済み燃料ピット状態監視カメラ	メカニカルアンカ	M16	屋外	IVAS	0.02	0.03	引張
					0.02	0.03	せん断
静的触媒式水素再結合装置	ケミカルアンカ	M24	屋内	IV _A S	0.27	0.28	引張
					0.15	0.16	せん断
電気式水素燃焼装置	メカニカルアンカ	M12	屋内	IV _A S	0.22	0.25	引張
					0.06	0.06	せん断
		M16	屋内	IV _A S	0.28	0.31	引張
					0.04	0.05	せん断

以上

主蒸気系統配管用基礎ボルトの耐震安全性評価について

主蒸気系統配管用基礎ボルトの耐震安全性評価の内容について以下に示す。

1. 評価対象基礎の選定

配管の基礎ボルトについては、複数のベースプレートで支持され、それぞれのベースプレートごとにボルトサイズや本数が異なることから、以下のとおりグループ化を行う。

表1 主蒸気系統配管用基礎のグループ化

グループ番号	ベースプレート台数	仕様 (サイズ×本数)
A	10	M30×4
B	7	M36×4
C	2	M36×4

2. グループの代表選定

主蒸気系統配管の S_s 地震動の3次元はりモデル解析により算出される、各サポートへの作用荷重、ボルト配置間隔/本数、およびサポートアーム長から、ボルト1本あたりの発生荷重を算出し、各グループごとに最大値となるものをグループの代表とする。

3. 代表に対するボルトの減肉を考慮した応力算出

呼び径の直径で0.6mmの腐食を考慮した断面積を算出し「2. グループの代表選定」で算出した荷重から、各代表のボルトに生じる引張応力およびせん断応力を算出し、許容値との比(応力比)が最大となるものを、主蒸気系統配管用基礎ボルトの耐震安全性評価結果とする。

表2 各グループ代表の減肉を考慮した基礎ボルトの評価結果

グループ番号	代表の発生応力	許容応力 ^{注1}	応力比	
A	引張	105	176	0.60
	せん断	71	159	0.45
B	引張	153	210	0.73 ^{注2}
	せん断	37	160	0.23 ^{注2}
C	引張	62	207	0.30
	せん断	31	159	0.19

注1:各許容応力は下記を用いた。

引張 : $1.5ft^*(ft^*=\text{Min}(1.2Sy, 0.7Su)/2)$ と $1.4 \times 1.5ft^* - 1.6\tau$ のうち
小さい方 (τ はせん断応力を示す)

せん断: $1.5fs^*(fs^*=\text{Min}(1.2Sy, 0.7Su)/1.5\sqrt{3})$

注2:評価書に記載した値

4. 評価結果

以上のとおり、地震時に主蒸気系統配管のボルトに発生する最大応力が許容値以下となることから、耐震安全性評価上問題ない。

5. グループBで応力比最大となったボルトの減肉を考慮した発生応力算出例
 グループBの、最大応力比最大となったボルトの発生応力の算出過程について、以下に示す。

表3 ボルト1本あたりにかかる発生荷重算出条件

L ₁ (m)	n ₁ (本)	L _{ms} (m)	N ボルト全本数

表4 基礎ボルト評価用荷重

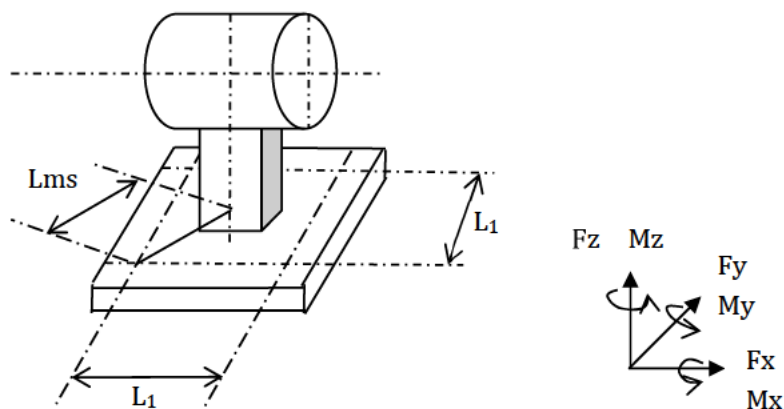
F _x (kN)	F _y (kN)	F _z (kN)	M _x (kN・m)	M _y (kN・m)	M _z (kN・m)

ボルト1本あたりの発生荷重の算出式は以下のとおり。

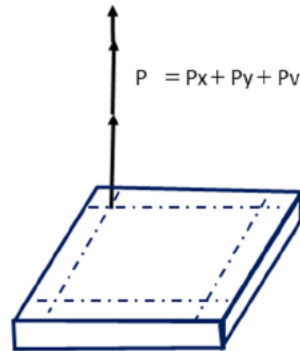
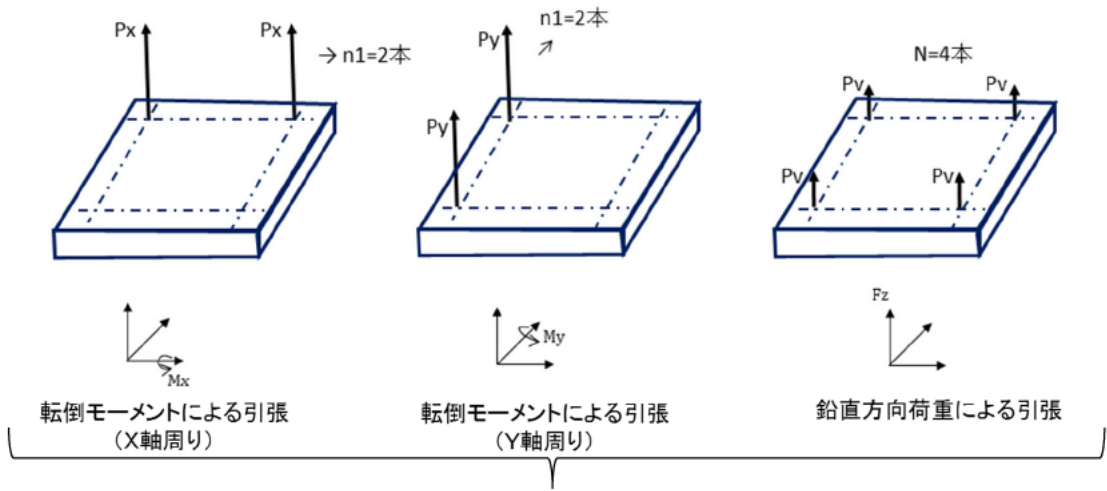
- ・耐力 :
$$MX = \frac{P_x}{L_1}(n_1 L_1^2)$$

$$MY = \frac{P_y}{L_1}(n_1 L_1^2)$$
- ・外力 : $MX = M_x, MY = M_y$
- ・引抜荷重 : $P_v = F_z \div N$

$$P = P_x + P_y + P_v$$
- ・せん断荷重 : $\tau = [(M_z \div L_{ms}) + \sqrt{(F_x^2 + F_y^2)}] \div N$

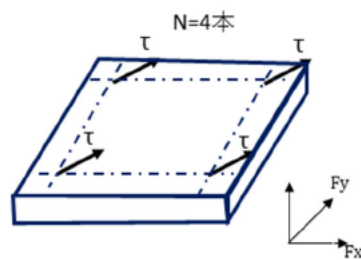


【引張】



組合せが最大値となる引張力

【せん断】



水平方向荷重による基礎ボルトのせん断

表5 ボルト1本あたりにかかる発生荷重算出結果

X方向引抜荷重	Y方向引抜荷重	Z方向引抜荷重	せん断荷重
P_x (kN/本)	P_y (kN/本)	P_v (kN/本)	τ (kN/本)

表6 ボルトに生じる発生応力算出条件

呼び径 (mm)	腐食前	36.0
	腐食後	35.4
断面積 (mm ²)	腐食前	1,017
	腐食後	984

ボルトの発生応力の算出式は以下のとおり

引張応力 : 引抜荷重(X方向+Y方向+Z方向) ÷ 腐食後の断面積

せん断応力 : せん断荷重 ÷ 腐食後の断面積

表7 ボルトに生じる発生応力算出結果

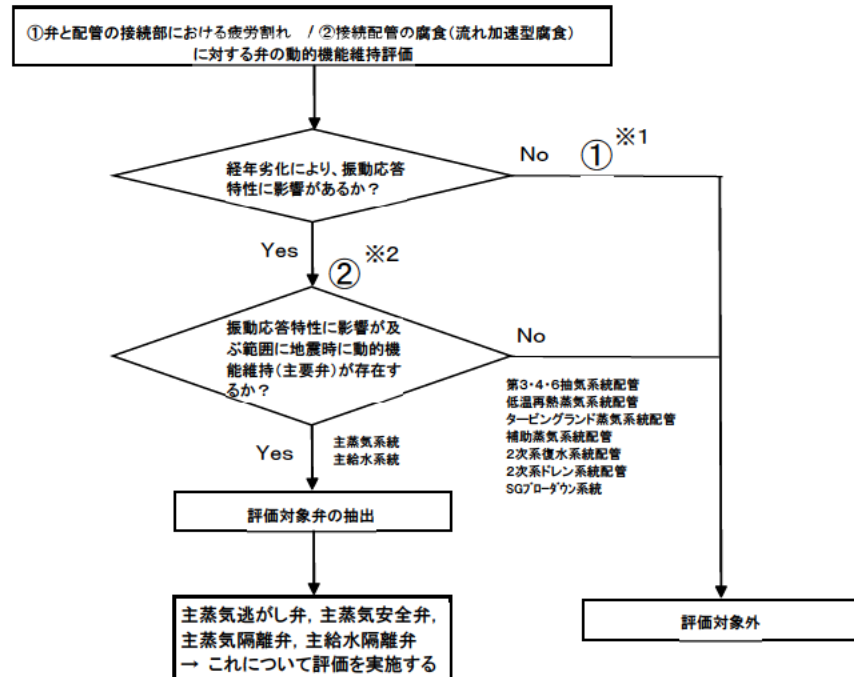
引張応力 (MPa)	せん断応力 (MPa)
153	37

以上

タイトル	主蒸気逃がし弁他に接続する配管の流れ加速型腐食に対する動的機能維持評価について
説明	<p>1. 動的機能維持評価の対象機器・経年劣化事象の抽出</p> <p>地震時に動的機能維持が要求される機器（弁、ポンプ、ファン等）については、地震時の応答加速度が機器の機能確認済加速度以下であること等により動的機能が維持されることを確認しているが、想定される経年劣化を考慮した場合にも動的機能が維持されることを確認する。</p> <p>動的機能の維持が要求される機器は、工事計画認可で対象に挙げている機器と同様である。そのうち、対象機器において想定される耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（弁の場合は接続される配管の経年劣化を含む）を考慮した状態における、動的機能維持評価の必要性について以下のとおり検討した。</p> <p>a. 弁</p> <p>想定される経年劣化事象として低サイクル疲労および腐食（流れ加速型腐食）がある。低サイクル疲労については、運転開始後60年時点での推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）と基準地震動 S_s、または弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲労累積係数の合計が許容値 1 を下回り、低サイクル疲労割れが発生しないことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持される。</p> <p>腐食（流れ加速型腐食）については、動的機能の維持が要求される弁に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た場合、地震時の応答加速度に影響を及ぼす可能性があるため、配管減肉を考慮した耐震評価を行う際に得られる弁の地震時応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。</p> <p>動的機能維持評価対象弁の選定フローを図15-1に示す。</p> <p>b. ポンプ、ポンプモータ、炉内構造物、電気設備、計測制御設備、電源設備</p> <p>想定される経年劣化事象については、現状の保全対策により機器等に与える影響が十分小さいことを確認した。</p> <p>炉内構造物については、制御棒クラスター案内管の摩耗に対する制御棒挿入時間解析評価において、制御棒挿入時間が規定値を下回ることから、地震時の動的機能については維持されると判断する。</p> <p>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、その他の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。</p> <p>これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器等における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものでない等と考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断する。</p>

2. 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の選定

弁の地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回らないこと等を確認すべき対象を以下のとおり選定した。



※1: 疲労割れが生じた場合は振動応答に影響を与える可能性があるが、疲労累積係数が1以下であることを確認しているため割れは発生せず、振動応答に影響を与える経年劣化事象ではない

※2: 弁そのものの経年劣化事象ではないが、接続配管に流れ加速型腐食が生じた場合は、配管の振動応答特性の変化が弁の応答加速度に影響すると考えられる

図15-1 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の選定フロー

3. 評価結果

主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、主蒸気隔離弁および主給水隔離弁に接続する主蒸気系統配管・主給水系統配管の、流れ加速型腐食に係る減肉管理部位を必要最小肉厚まで一様に減肉させたモデル（添付-1参照）を用いて、全波包絡FRSによるスペクトルモーダル解析を実施し、対象弁における応答加速度を算出した結果、機能確認済加速度を上回ることがないこと等を確認した。よって動的機能維持の観点から耐震安全性上問題ないことを確認した。（減肉を想定した評価によって算出された応答加速度が、工認での評価結果より小さくなった弁について、その理由を参考として添付-2に示す。）

また、高次モード（100Hz）までの拡張の影響評価結果および水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価結果について、主蒸気逃がし弁を例とし、それぞれ添付-3および添付-4に示す。

表15-1 主蒸気逃がし弁他の動的機能維持評価結果

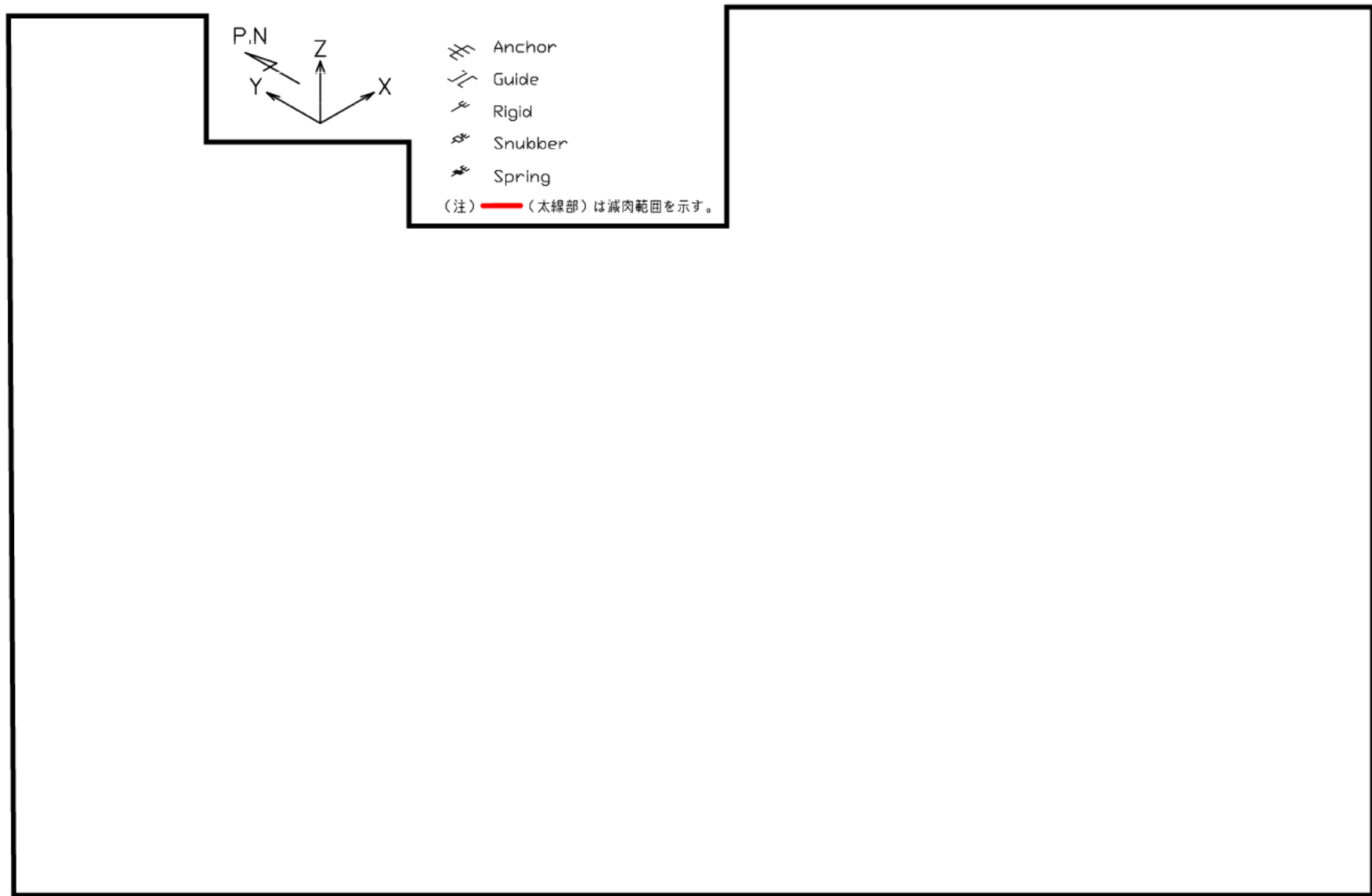
対象弁		S s	
		水平	鉛直
主蒸気逃がし弁 (3PCV-3640)	応答加速度	4.2G [4.7G]	1.1G [1.1G]
	機能確認済 加速度	6.0G	6.0G
主蒸気安全弁 (3V-MS-528A) (水平加速度最大)	応答加速度	6.9G [6.2G]	1.4G [1.3G]
	機能確認済 加速度	13.0G	3.0G
主蒸気安全弁 (3V-MS-530A) (鉛直加速度最大)	応答加速度	6.0G [5.3G]	1.9G [1.7G]
	機能確認済 加速度	13.0G	3.0G
主蒸気隔離弁 (3V-MS-533B)	応答加速度	2.2G [2.1G]	1.7G [1.4G]
	機能確認済 加速度	6.0G	6.0G
主給水隔離弁 (3V-FW-520A)	応答加速度	3.4G [3.2G]	1.7G [1.4G]
	機能確認済 加速度	6.0G	6.0G

(注) 1G=9.80665 (m/s²)

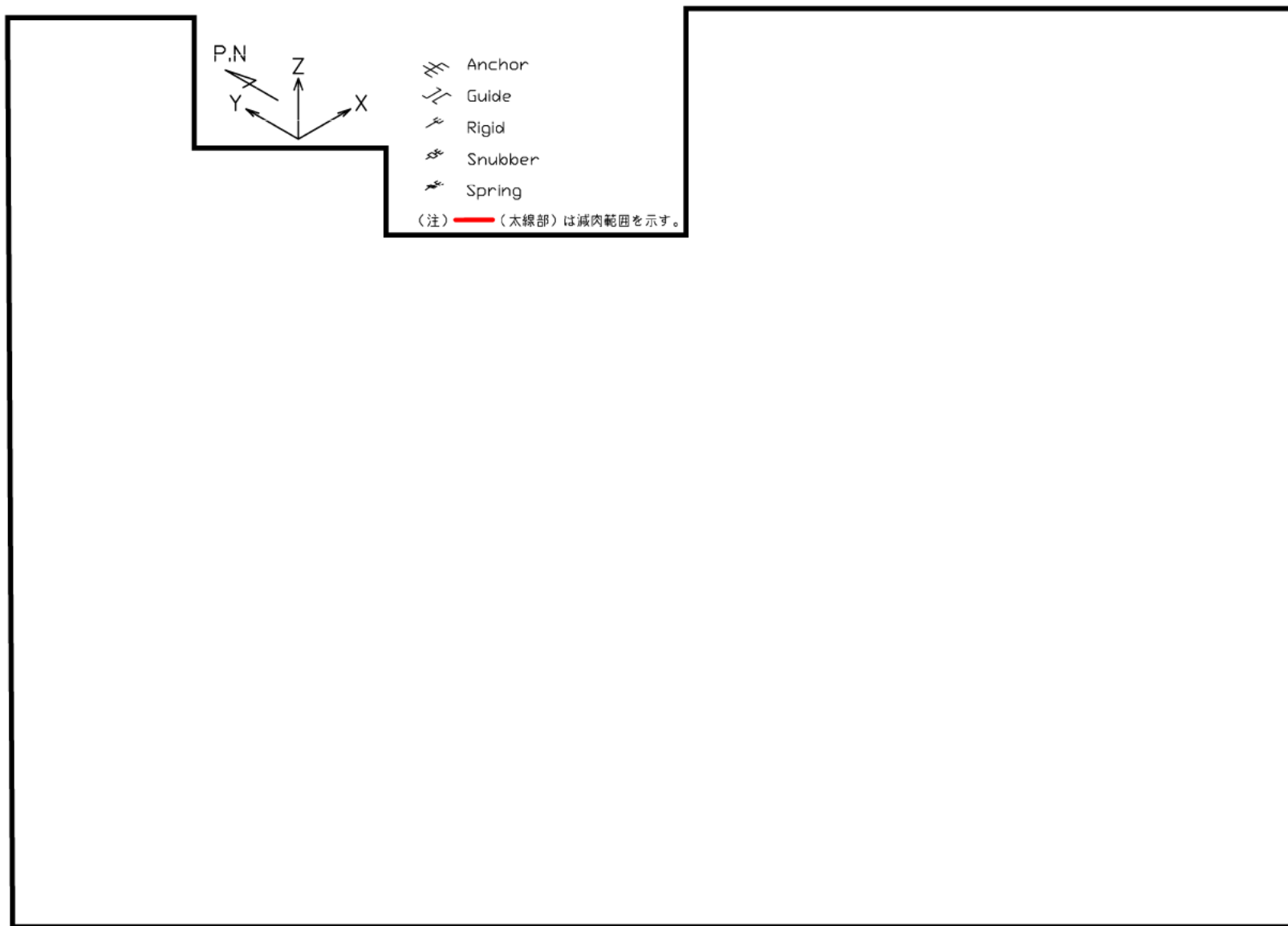
「機能確認済加速度」は「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に記載される機能維持確認済加速度

[]内は工認での評価結果 (補足説明資料含む)

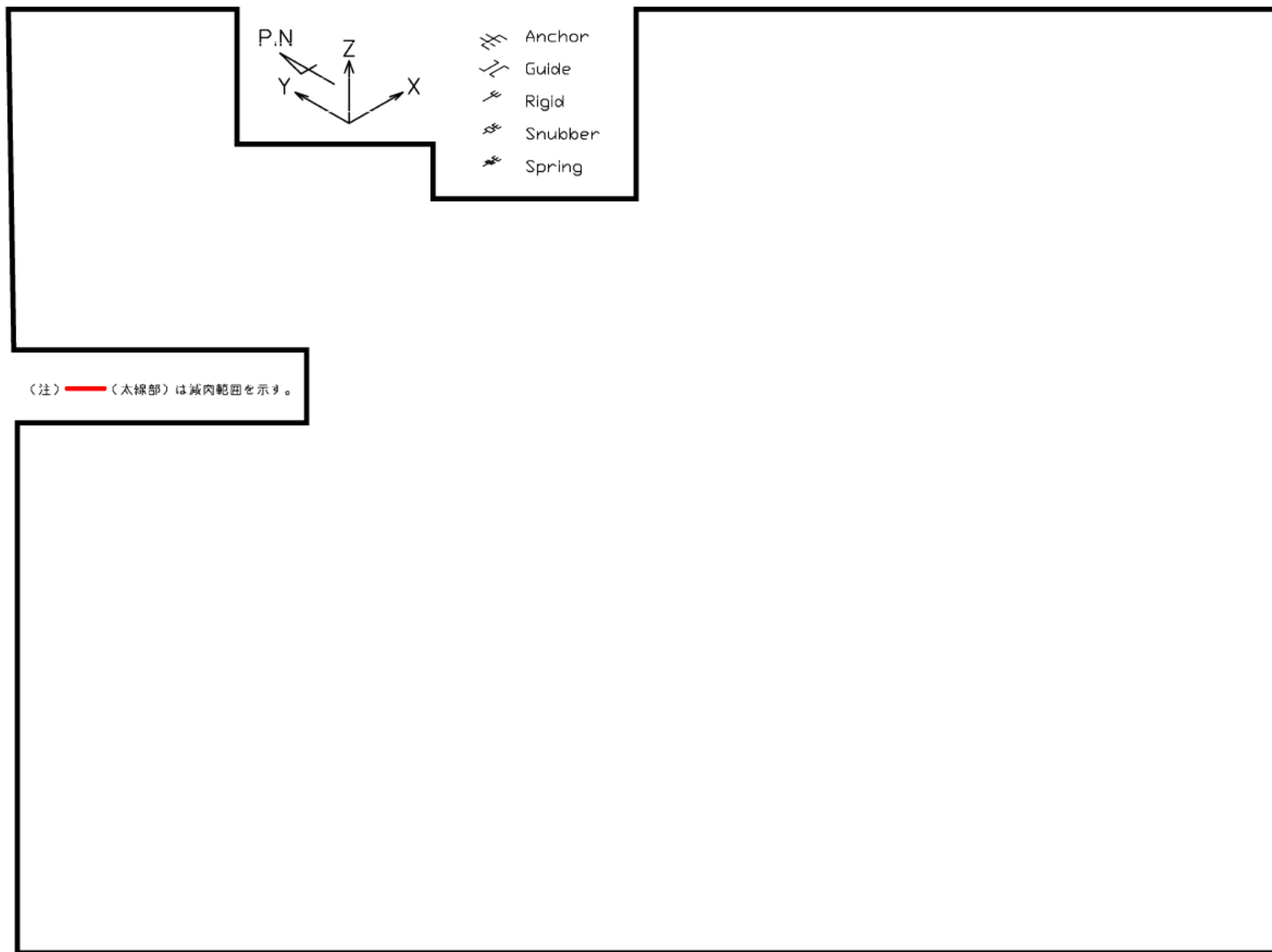
以 上



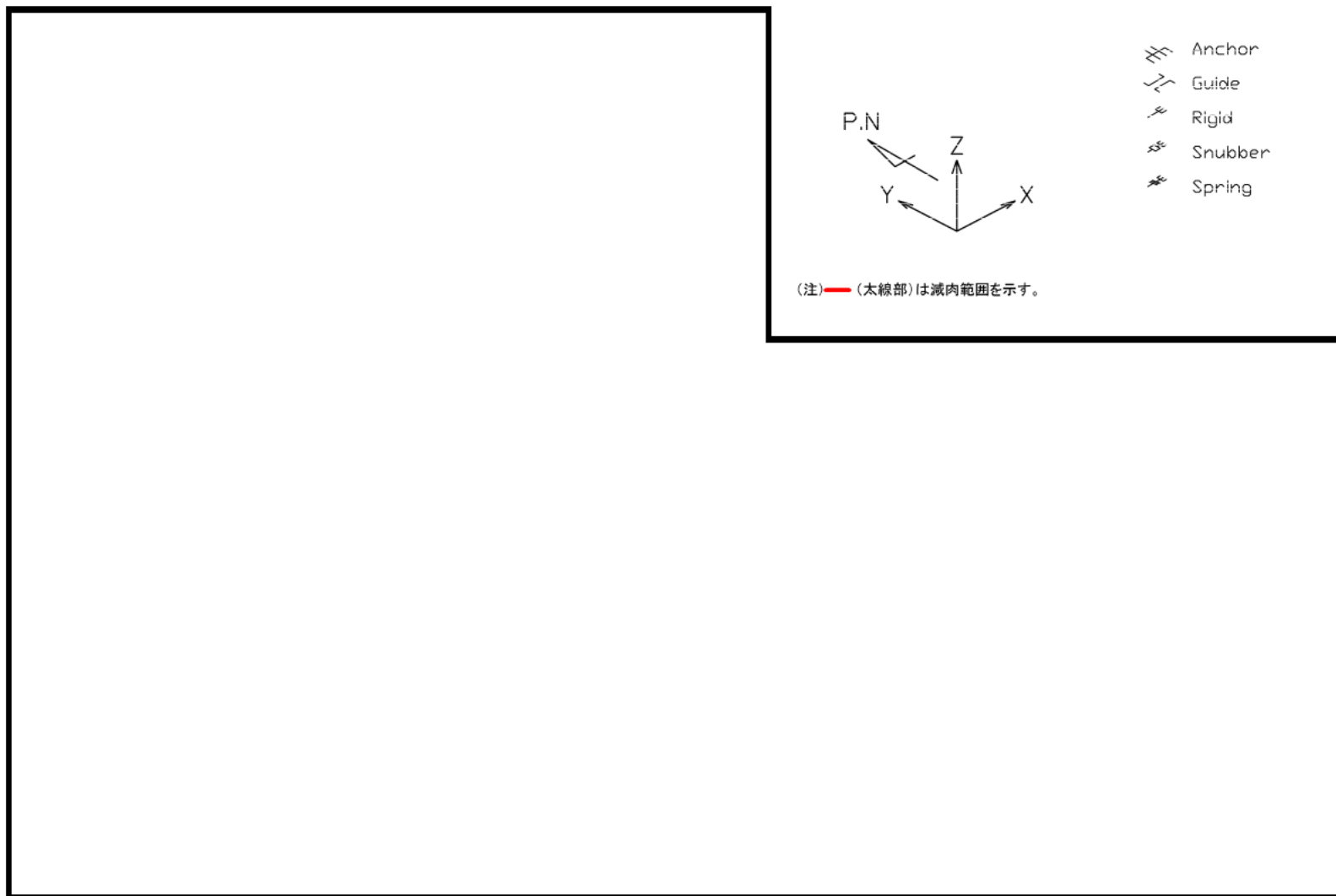
主蒸気系統配管(A-主蒸気配管(CV外))(解析モデル)



主蒸気系統配管(B-主蒸気配管(CV外)) (解析モデル)



主蒸気系統配管 (D-主蒸気配管 (CV外)) (解析モデル)



主給水系統配管(A-主給水配管(CV外))(解析モデル)

主蒸気逃がし弁(3PCV-3640)の配管減肉を想定した応答加速度が
工認での結果より小さくなっている理由について

- ①配管系の地震応答は多くの固有モードの組み合わせで構成されている。
- ②各振動モードについては、振動方向がある設備の静止位置から正負どちらも存在している。このため、設備の設置位置で、変位が相殺されたり、増幅されたりする。これはモード図や刺激係数の変動で示される。
- ③本弁の評価値(加速度)は、減肉なし(工認)及び減肉あり(PLM)ともに卓越モードは1次である。表15-2-1及び図15-2-1, 2に示すとおり、減肉により入力加速度、刺激係数及びモード形状が変動し、応答加速度は減肉なしの方が大きい結果となった。評価値(加速度)は各モードの組み合わせで構成されているため、上記の入力加速度、刺激係数の変動が主な要因と想定される。

表15-2-1 卓越モードの応答加速度の比較

モデル	次数	入力加速度 (Y地震) ^{注1}	刺激係数 (Y地震) ^{注1}	応答加速度(弁) (G) ^{注1}	モード図
		(G)	(-)	Y	
減肉なし (工認)					図15-2-1
減肉あり (PLM)					図15-2-2

注1：各モード(次数)での値



図15-2-1 減肉なし(1次モード)

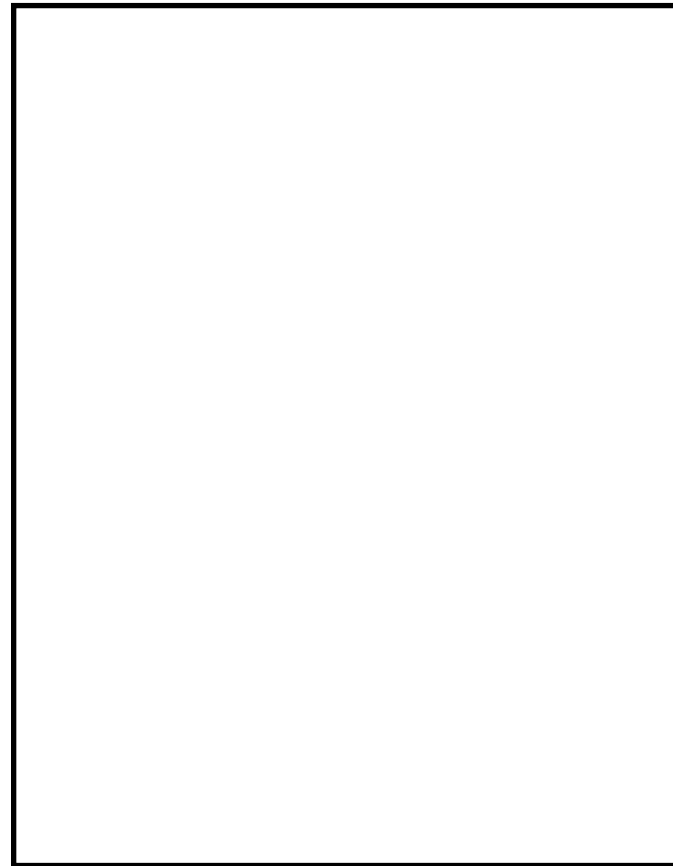


図15-2-2 減肉あり(1次モード)

主蒸気逃がし弁(3PCV-3640)の卓越振動モードの比較

主蒸気逃がし弁の高次モード(100Hz)までの拡張による影響評価について

表15-3-1に示した動的機能維持評価結果については、50Hzまでの床応答スペクトルを用いた評価結果であるが、ここでは主蒸気逃がし弁を例とし、高次モード(100Hz)まで拡張して応答加速度を算出した評価結果を表15-3-1に示す。

なお、評価モデルおよび使用するFRSは、50Hzまでの評価と同じとした。

表15-3-1 主蒸気逃がし弁動的機能維持の高次モード拡張影響評価結果

対象弁			S _s	
			水平	鉛直
主蒸気逃がし弁 (3PCV-3640)	応答 加速度	50Hzまで	4.2G [4.7G]	1.1G
		100Hzまで	4.2G [4.7G]	1.1G

(注) 1G=9.80665 (m/s²)

[]内は工認での評価結果 (補足説明資料を含む)

以上のとおり、主蒸気逃がし弁について、50Hzから高次モード(100Hz)まで拡張して応答加速度を評価した結果、加速度の増分は3%未満であり影響は軽微であることを確認した。

以上

主蒸気逃がし弁の動的機能維持の水平2方向と鉛直方向の組合せ評価について

1. 評価方法

水平2方向と鉛直方向の組合せによる影響評価については、「X方向+Z方向の応答加速度」と「Y方向+Z方向の応答加速度」をSRSSする方法で算出した。

2. 評価結果

水平2方向と鉛直方向の組合せ評価結果は表15-4-1のとおりである。なお、水平2方向考慮による、弁の鉛直方向の応答への影響は小さいため評価は実施していない。

表15-4-1 主蒸気逃がし弁の水平2方向と鉛直方向の組合せ評価結果

対象弁			S _s (水平)
主蒸気逃がし弁 (3PCV-3640)	水平1方向と鉛直 方向の組合せ	応答加速度	4.2G [4.7G]
		機能確認済加速度	6.0G
	水平2方向と鉛直 方向の組合せ	応答加速度	4.8G [5.2G]
		機能確認済加速度	6.0G

(注) 1G=9.80665 (m/s²)

[]内は配管に減肉を想定しない場合の評価結果 (工認 補足説明資料等)

以上のとおり、主蒸気逃がし弁について、水平2方向と鉛直方向の組合せを考慮しても、地震時の動的機能に問題はない。

以 上

タイトル	制御棒クラスタ被覆管および案内管の摩耗に対する制御棒挿入性評価について
説明	<p>制御棒被覆管の摩耗に対する具体的評価内容（挿入時間の評価）について、添付－1に示す。</p> <p>なお、制御棒クラスタ案内管（案内板）および被覆管の摩耗による抗力について、添付－2に示す。</p> <p>また、新規制基準適合に係る工事計画認可における審査内容の反映で、燃料集合体の照射影響を考慮した評価を実施しており、その評価手法の概要を添付－3に示す。</p>

被覆管に摩耗が存在する時の制御棒挿入性評価

制御棒被覆管の摩耗に対する評価として実施する、制御棒挿入時間評価の内容は以下のとおり。

1. 制御棒クラスタの構造

制御棒クラスタは、1つの制御棒スパイダーおよび24本の制御棒から構成される。

制御棒スパイダーは、スパイダー本体より放射状に配置したベーンおよび円筒形のフィンガから構成される。

制御棒は、ねじによりフィンガと接合され、ピンにより回り止めされている。

制御棒は、中性子吸収材である80%銀、15%インジウム、5%カドミウムの合金をステンレス鋼製の被覆管に挿入し、被覆管両端に端栓を溶接した密封構造となっている。

制御棒には、さらにコイルばねが入れられており、中性子吸収材の軸方向の動きを制限している。

構造説明図を図16-1-1および図16-1-2に示す。

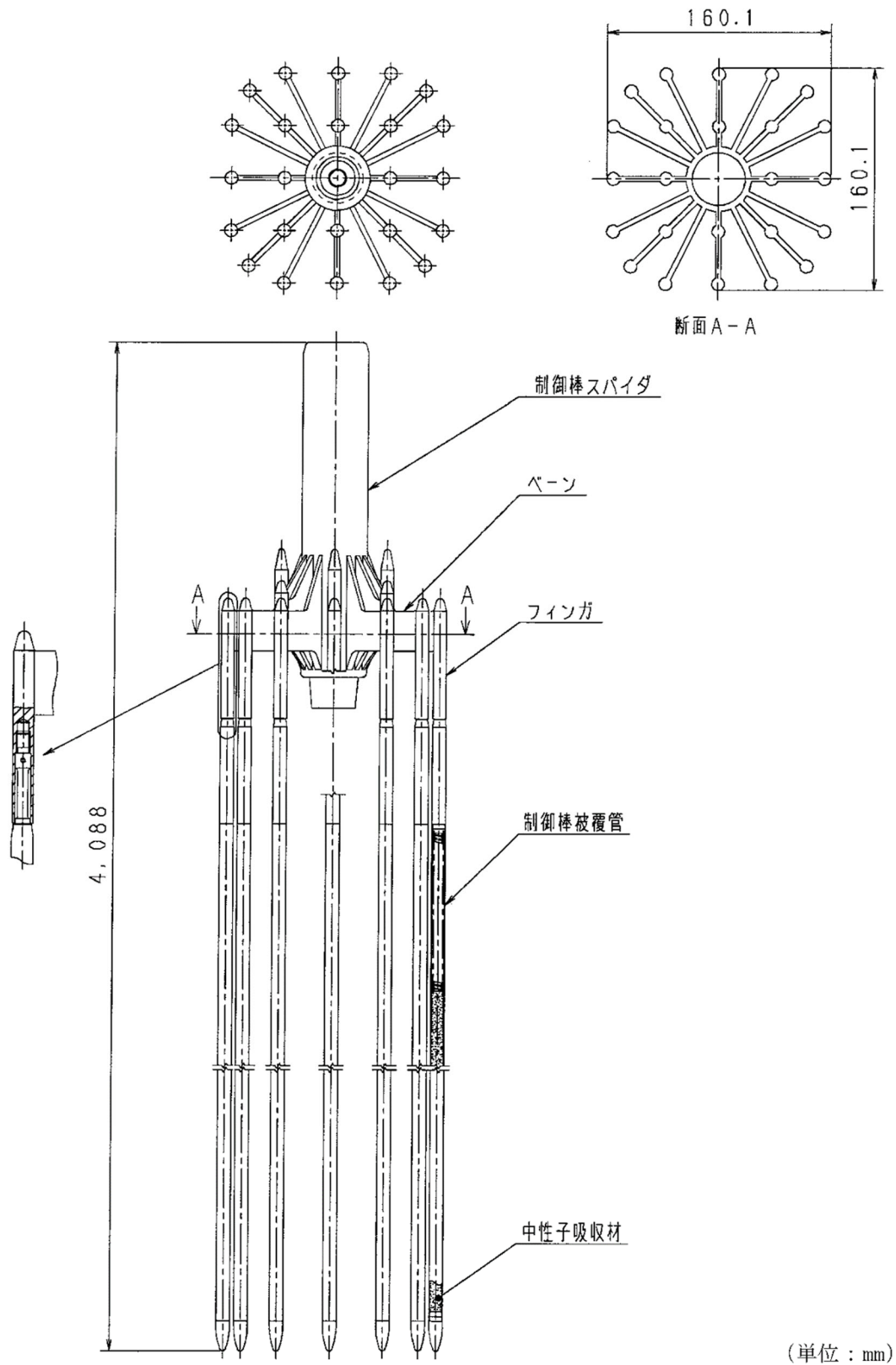
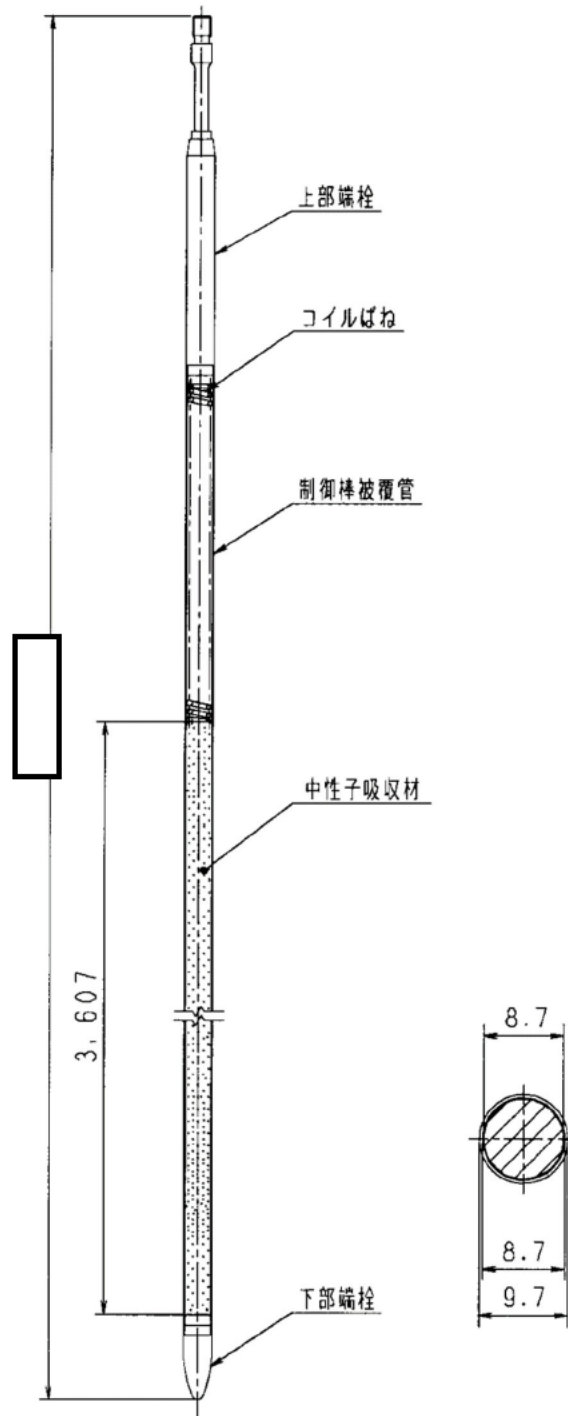


図16-1-1 17×17型制御棒クラスター構造図



(単位：mm)

図16-1-2 17×17型制御棒構造図

2. 評価仕様

制御棒挿入時間評価は、制御棒クラスタが自重で落下する時に受ける各種の抗力を考慮し、下記の運動方程式を解くことで、最終的に制御棒クラスタの挿入距離と挿入時間を求めるものである。地震時の挿入時間の算出においては、制御棒挿入経路機器である制御棒クラスタ駆動装置、制御棒クラスタ案内管、燃料集合体（制御棒案内シンプル）の地震応答に対応する制御棒挿入抗力を考慮し、挿入時間を算出する。

また、制御棒被覆管の摩耗に対する評価では、制御棒被覆管の摩耗および制御棒クラスタ案内管案内板の摩耗を考慮した挿入抗力を地震時の制御棒挿入抗力に付加し、挿入時間を算出する。評価の全体フローを図16-1-4に示す。

$$M \cdot \frac{d^2x}{dt^2} = M \cdot g - (F_f + F_v + F_w + F_m + F_u)$$

ここで、

M	:	質量
x	:	制御棒クラスタ挿入距離
t	:	制御棒クラスタ挿入時間
g	:	重力加速度
F _f	:	流体による抗力
F _v	:	地震外力による抗力
F _w	:	摩耗による抗力
F _m	:	メカニカル抗力
F _u	:	浮力

3. 入力条件

(1) 地震外力による抗力

制御棒挿入時間評価の入力となる地震時の制御棒挿入経路機器の最大応答変位を表16-1-1に示す。これらの機器応答に対応する地震時の制御棒挿入抗力を求め、挿入時間を算出する。

表16-1-1 地震時 制御棒挿入経路機器応答*

最大変位 (mm)		
制御棒クラスタ 駆動装置	制御棒クラスタ 案内管	燃料集合体 制御棒案内シンプル
6.1	1.2	24.8

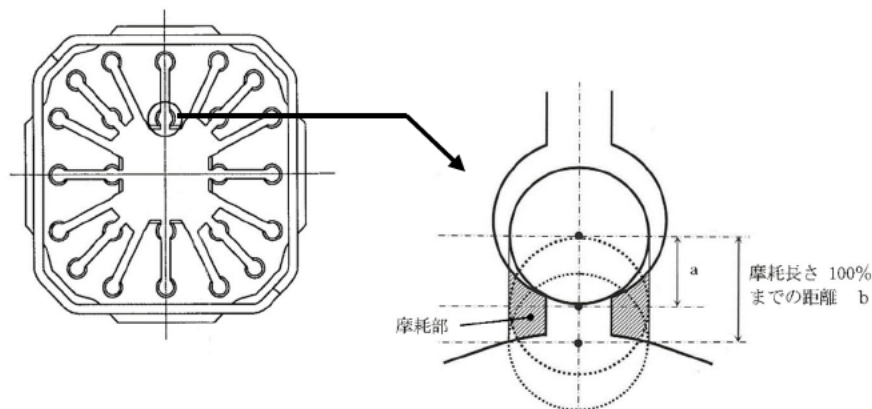
*:照射の影響を考慮

(2) 摩耗による抗力

制御棒クラスタ案内管（案内板）および被覆管の摩耗による抗力については、過去に実施したモックアップによる抗力測定試験で取得した摩耗抗力から抗力値を設定している。

摩耗量について制御棒に対しては、保守的に制御棒の被覆管の一部が100%摩耗することを仮定している。また、制御棒クラスタ案内管の案内板は図16-1-3に示すような摩耗（摩耗長さ68%）を仮定している。

以上より、案内管（案内板）および被覆管の摩耗条件を組み合わせた場合に最大となる制御棒挿入抗力を、摩耗による抗力として設定している。



$$\text{摩耗長さ}[\%] = a / b \times 100$$

a : 摩耗進行距離

b : 制御棒が制御棒クラスタ案内管案内穴より抜け出る距離

(摩耗長さ100%)

図16-1-3 制御棒クラスタ案内管 案内板摩耗の仮定

4. 評価結果

制御棒挿入時間の評価結果を表16-1-2に示す。

表16-1-2 制御棒クラスタ挿入時間計算結果

(単位：秒)

	制御棒クラスタ挿入時間*1	規定時間*2
通常運転時	1.64	2.2
地震時 (制御棒クラスタ案内管 案内板、制御棒被覆管 摩耗考慮) (S s - 5)	1.97	

*1：各時間は落下開始から制御棒が全ストロークの85%に至るまでの時間

*2：令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」に記載の値

5. 補足 (制御棒クラスタ案内管案内板、制御棒被覆管の摩耗を考慮しない場合)

①地震時 制御棒挿入経路機器応答

表16-1-3 地震時 制御棒挿入経路機器応答*

最大変位 (mm)		
制御棒クラスタ 駆動装置	制御棒クラスタ 案内管	燃料集合体 制御棒案内シングル
6.1	1.2	24.8

*:照射の影響を考慮

②評価結果

表16-1-4 制御棒クラスタ挿入時間計算結果

(単位：秒)

	制御棒クラスタ挿入時間*1	規定時間*2
地震時挿入時間 (S s - 5)	1.96	2.2

*1：各時間は落下開始から制御棒が全ストロークの85%に至るまでの時間

*2：令和元年7月25日付け原規規発第1907251号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」に記載の値

以上

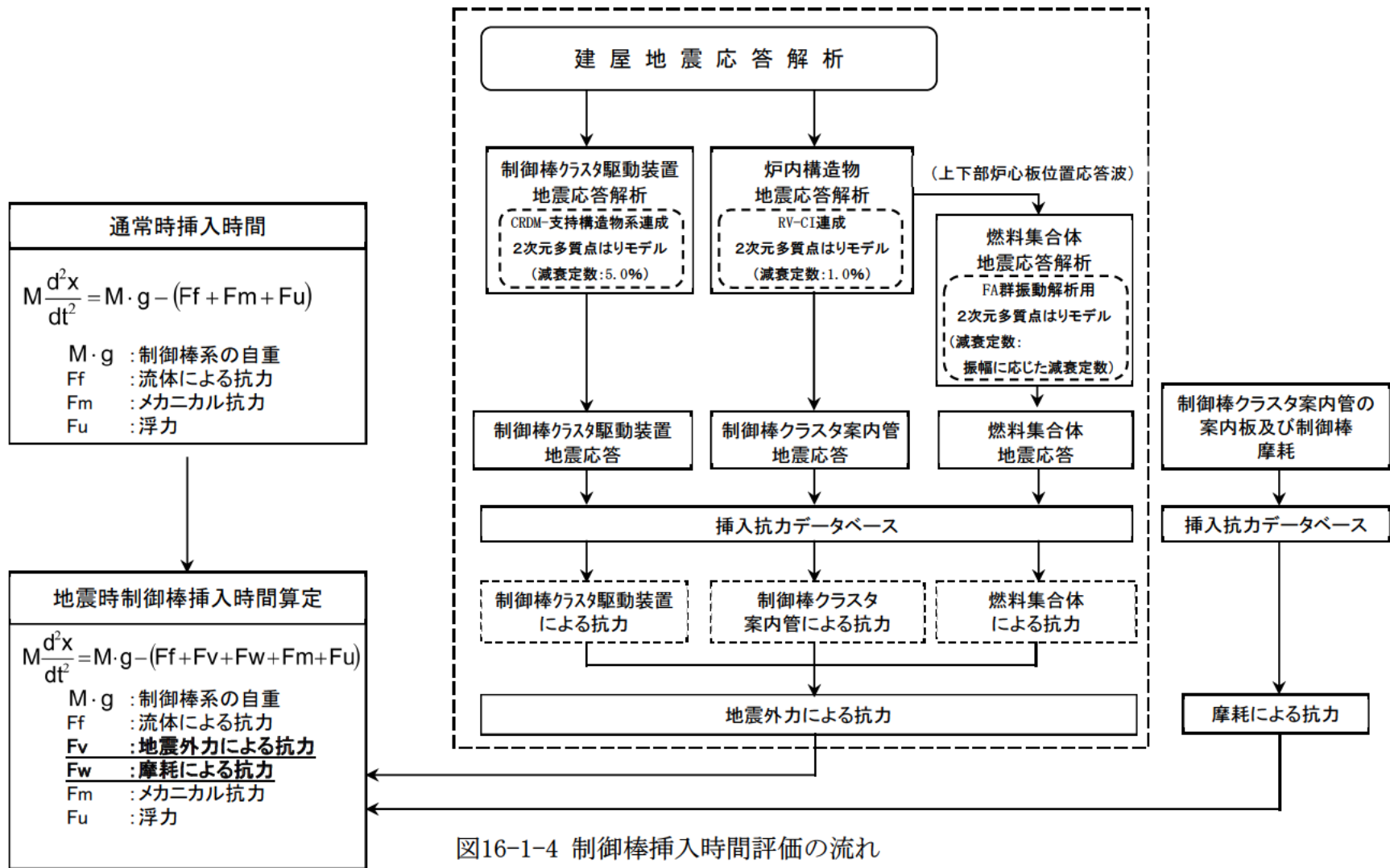


図16-1-4 制御棒挿入時間評価の流れ

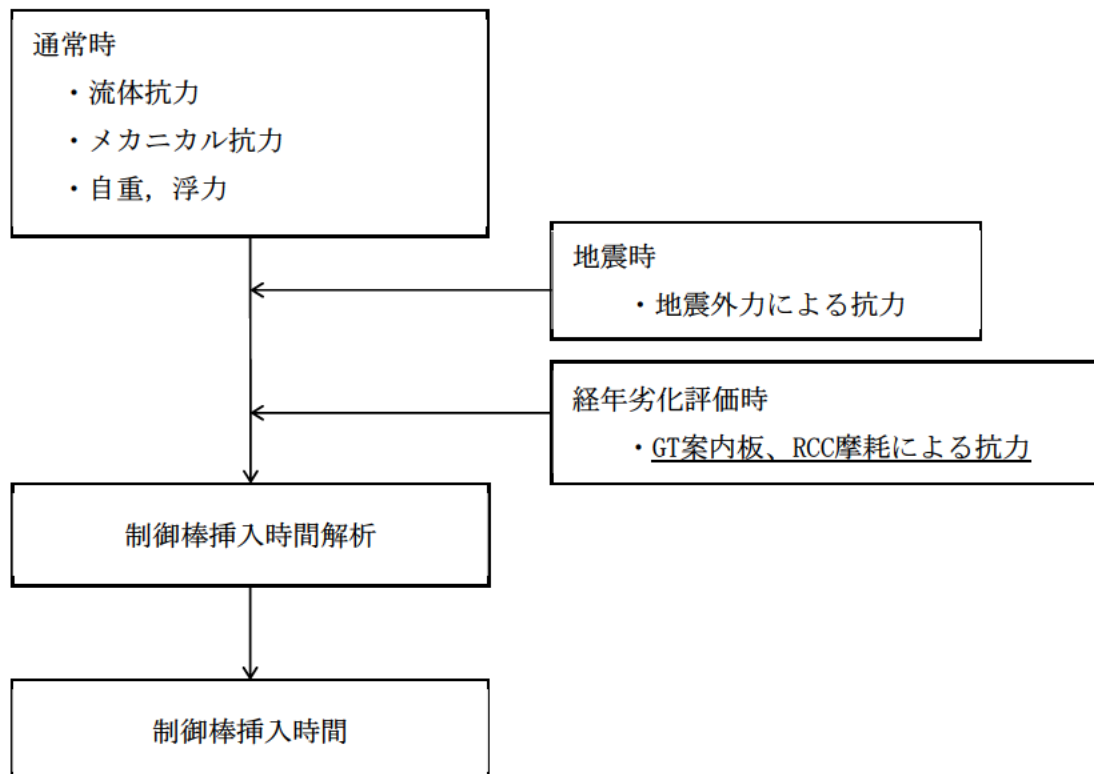
制御棒クラスタ案内管案内板および制御棒クラスタ被覆管の摩耗による抗力について

1. 制御棒挿入性評価の流れ

制御棒クラスタ案内管（GT）案内板および制御棒クラスタ（RCC）摩耗時における制御棒挿入性評価の概略フローを以下に示す。

RCCの挿入経路は、制御棒クラスタ駆動装置、GT、燃料集合体（制御棒案内シンプル）で構成されている。通常時において、この各部挿入経路で受けるRCCの抗力は流体による抗力およびメカニカル抗力であり、これらにRCCの浮力や自重を考慮して挿入時間を評価する。地震時には、これに地震外力による抗力が付加される。地震外力による抗力は、地震外力によりRCCが各挿入経路機器に押付けられることで生じる摩擦力であり、地震応答計算で得られた各部の地震応答と実験で得られた各部の地震抗力との関係から求めている。

経年劣化評価時のGT案内板およびRCC摩耗を考慮した制御棒挿入性評価では、上記の流体抗力、メカニカル抗力、地震外力による抗力に加えて、GT案内板とRCCの摩耗部が接触することで生じる抗力も加味している。



2. GT案内板およびRCC摩耗による抗力の設定手順

GT案内板およびRCCの摩耗による抗力は、試験で得られたGTとRCCの摩耗抗力とRCCの摩耗分布を組み合わせ設定している。図16-2-1にGT/RCC摩耗による抗力の設定フローを示す。また、各①, ②, ③, ④の説明を以降に示す。

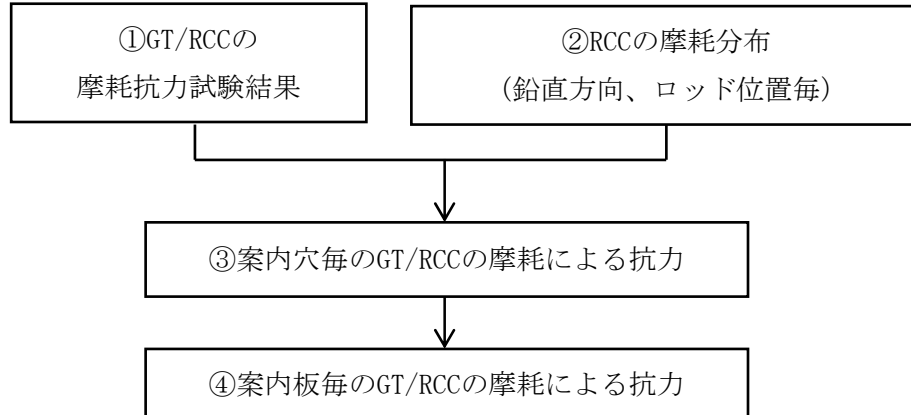


図16-2-1. GT/RCC摩耗による抗力の設定フロー

① GT/RCCの摩耗抗力試験結果

(概要)

平成7年度の電力共同研究において、GT案内板とRCCのそれぞれに摩耗を模擬したモックアップを用いて抗力測定試験を実施し、GT案内板とRCCロッドの摩耗部が接触することで生じる抗力データを取得している。図16-2-2に試験概要を示す。RCCロッド1体に流体力を模擬した水平力を与えてRCCロッドをゆっくり挿入するときの抗力を測定している。表16-2-1-1、表16-2-1-2に示すように、本試験にてGT案内板摩耗量とRCCの摩耗量の組合せに基づく抗力値を整理している。この試験結果に対し以下の条件を踏まえてGT/RCCの摩耗による抗力を設定している（表16-2-1-1、表16-2-2-1の青枠囲みの抗力値）。

(詳細条件)

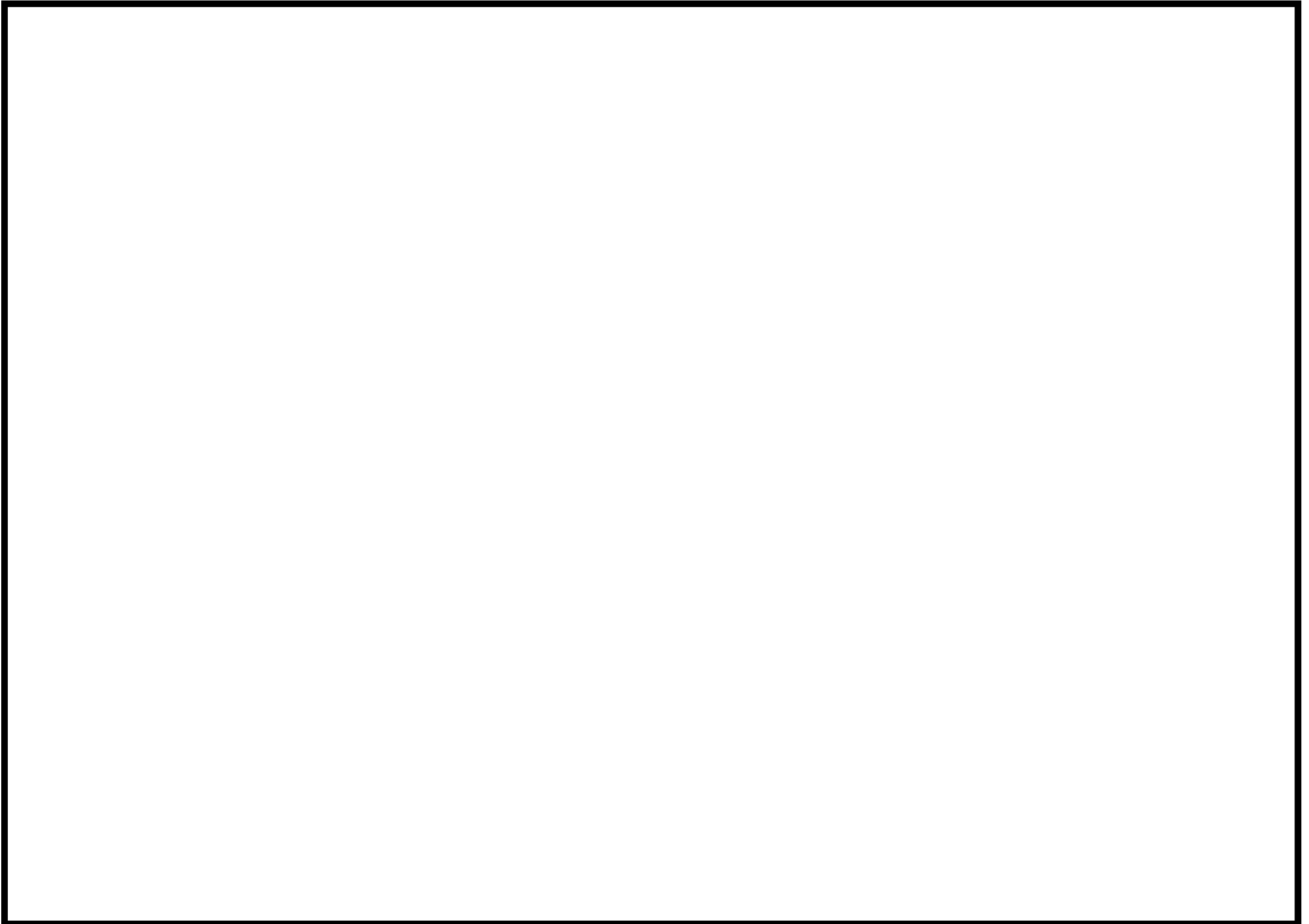


図 16-2-2 静的抗力試験概要

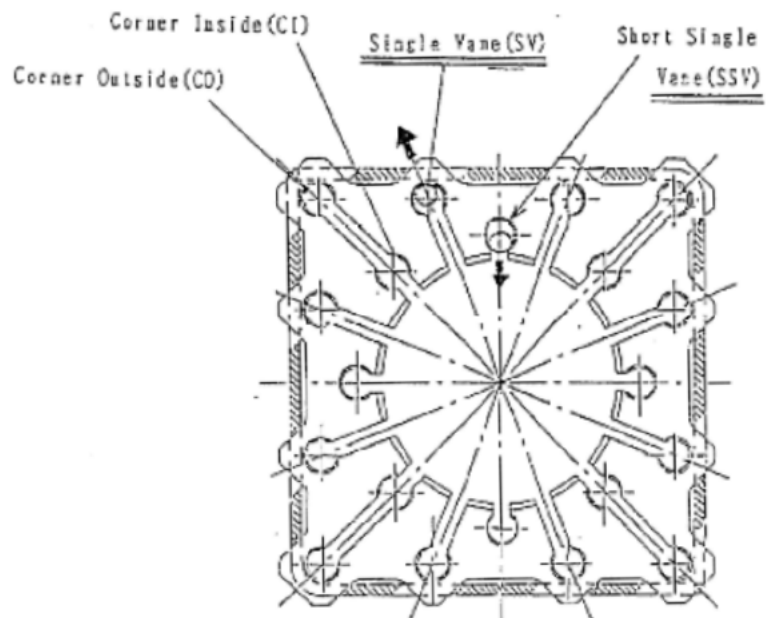


図 16-2-3 15×15GT の摩耗形態

表16-2-1-1 15×15プラント SSV側 (押付力) の静的抗力試験結果

(単位: g)

	G T 板 摩 耗 量						
	0%	チャンファー 50%	チャンファー 100%	土手の 中間	土手の 終点	中間 摩耗	最大 摩耗
R C C ロ ッ ド 摩 耗 量							

表16-2-1-2 SSV内側摩耗条件

G T 摩 耗 形 状	摩 耗 深 さ (mm)
チャンファー 0%	0
チャンファー 50%	
チャンファー 100%	
(土手の中間) チャンファー 100% + 上面 50%	
(土手の終点) チャンファー 100% + 上面 100%	
中間摩耗	
最大摩耗	

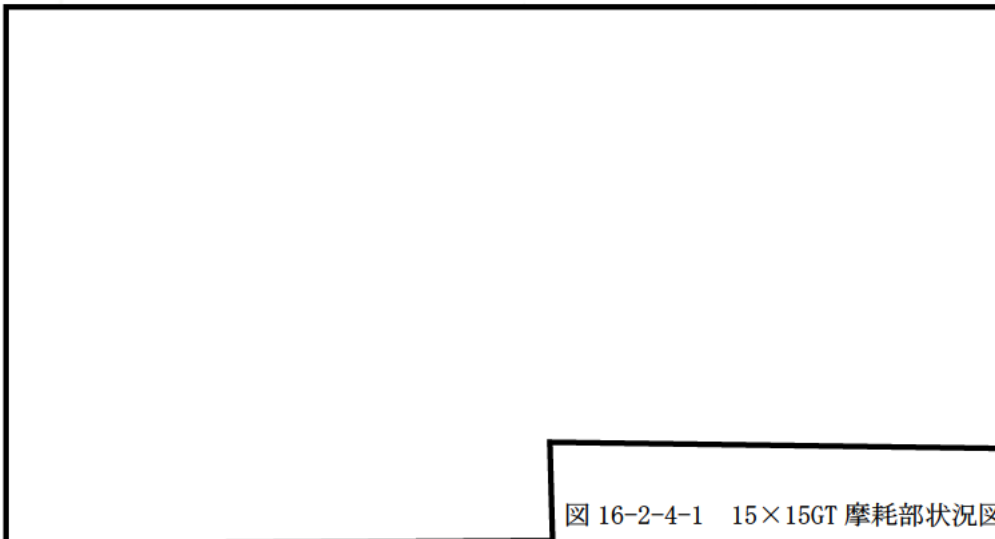
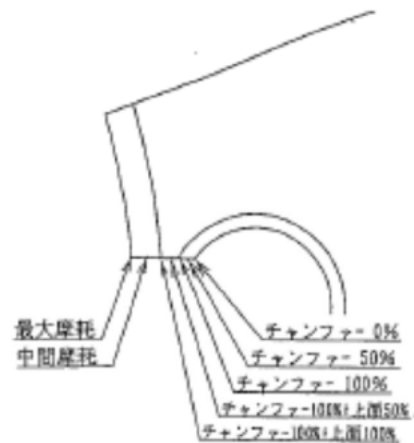


図 16-2-4-1 15×15GT 摩耗部状況図 (SSV 側)



図 16-2-4-2 RCC ロッド (15×15SSV 内側) の一般部輪切り断面図

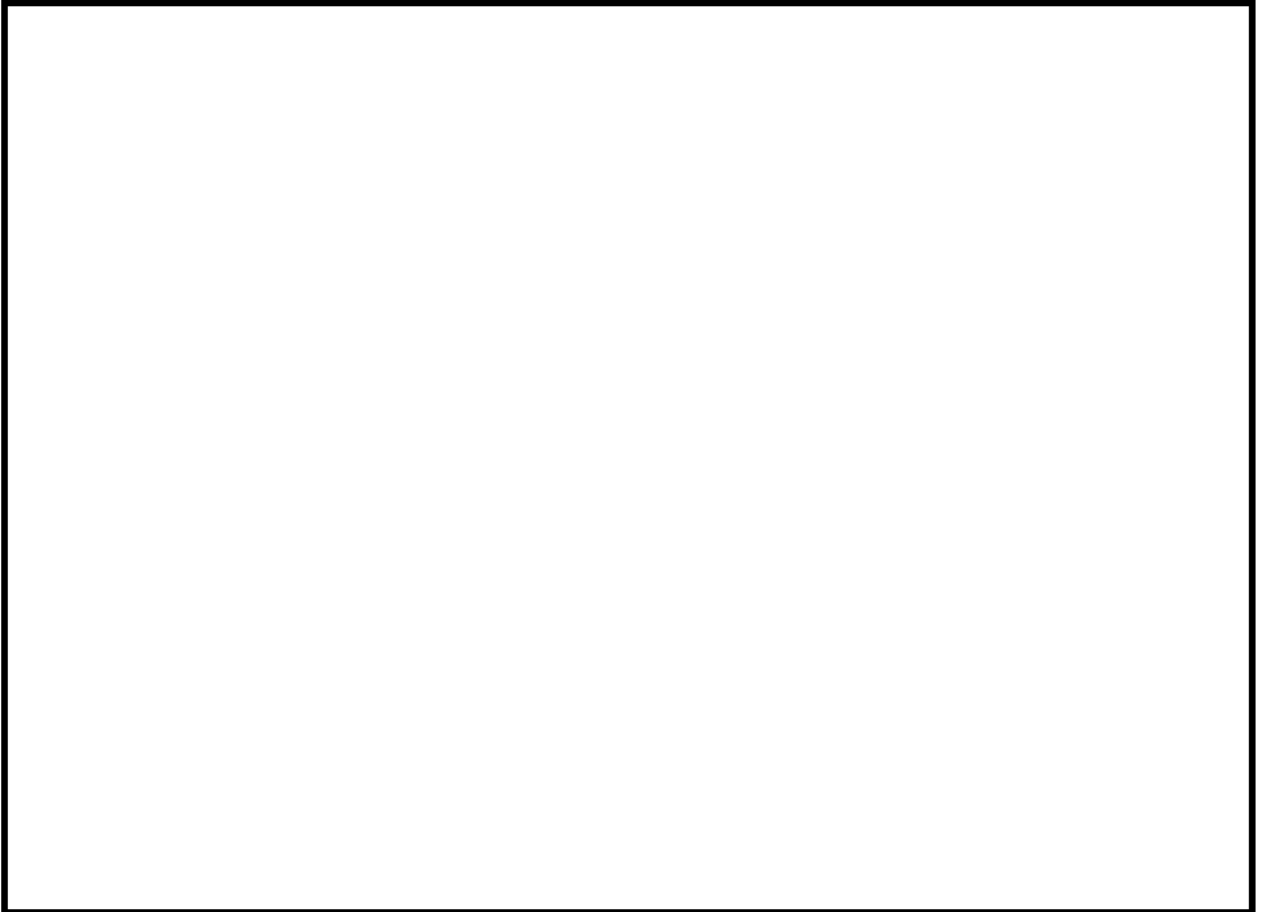


図 16-2-4-3 15×15RCC 摩耗部状況 (SSV 側)

表 16-2-2-1 15×15 プラント SV 側 (押付力) の静的抗力試験結果
(単位: g)

	G T 板 摩 耗 量				
	0%	チャンファ- 50%	チャンファ-100%	中間摩耗	最大摩耗
RCC ロッド 摩耗量					

表 16-2-2-2 15×15GT SV 背側摩耗条件

G T 摩 耗 形 状	摩 耗 深 さ (mm)
チャンファ- 0%	0
チャンファ- 50%	
チャンファ- 100%	
中間摩耗 チャンファ- 100%+0.4mm	
最大摩耗 チャンファ- 100%+0.8mm	

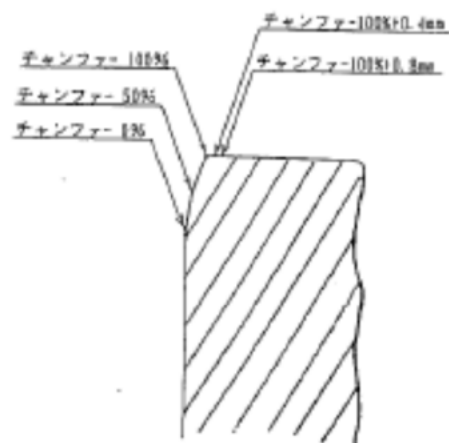


図 16-2-5-1 15×15GT 摩耗部状況図 (SV 側)

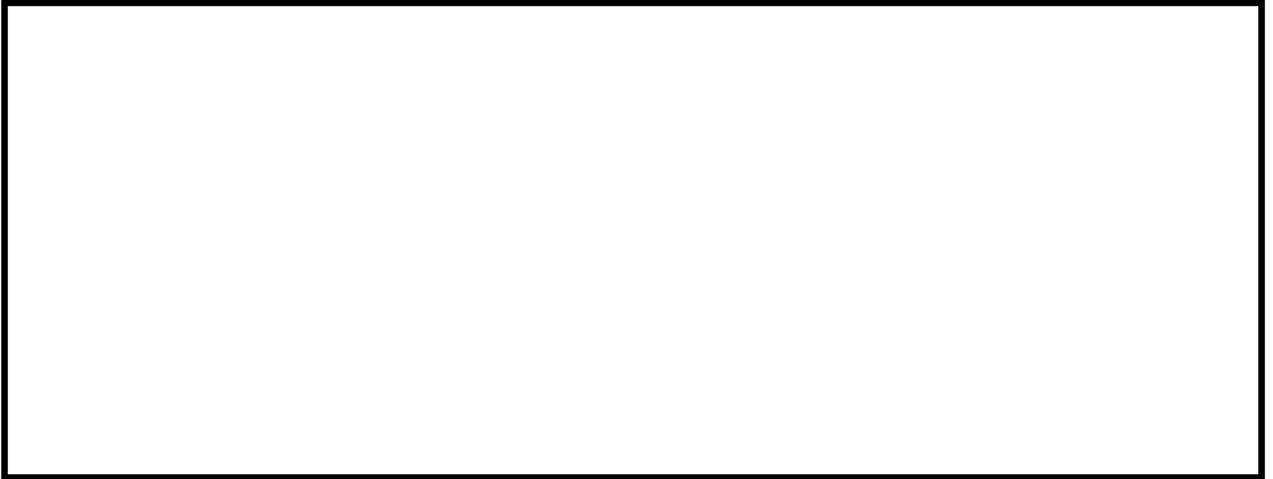


図 16-2-5-2 RCC ロッド (15×15SV 内側) の一般部輪切り断面

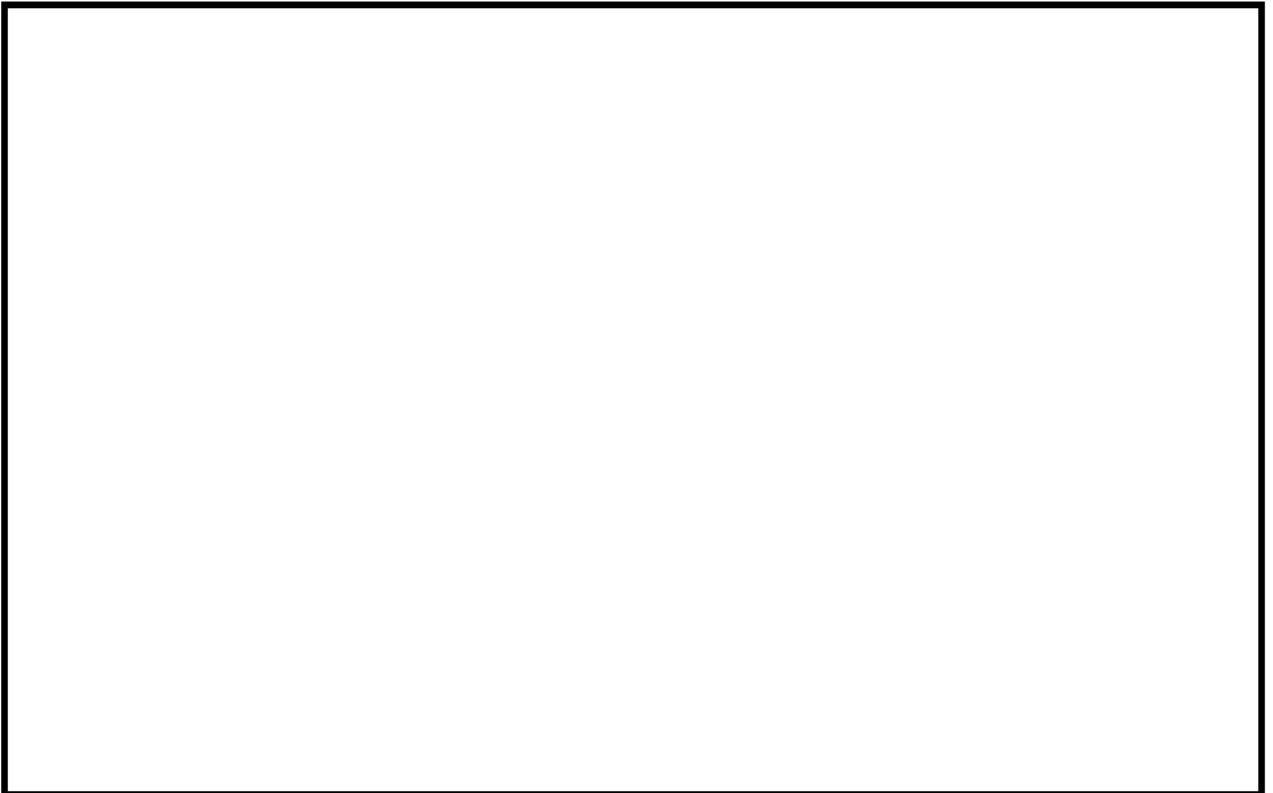


図 16-2-5-3 15×15RCC 摩耗部状況 (SV 側)

② RCCの摩耗分布

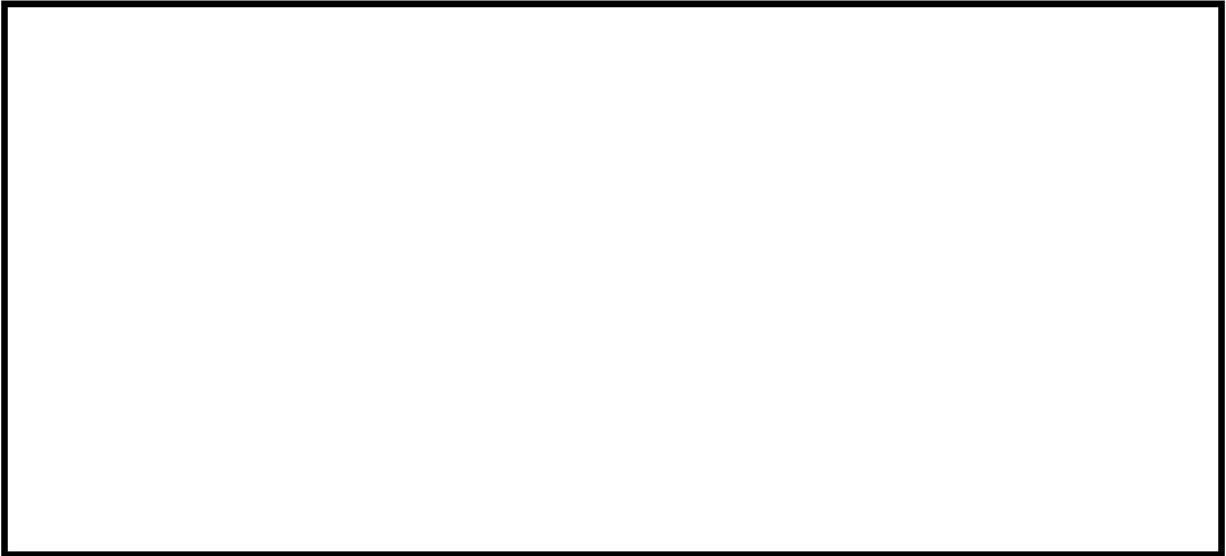


図 16-2-6 制御棒摩耗部分布過程

③ 案内穴毎のGT/RCCの摩耗による抗力



④ 案内板毎のGT/RCCの摩耗による抗力



3. GT案内板およびRCC摩耗による抗力の計算結果（イメージ）

2. で計算した抗力の計算結果を用いて、1. の制御棒挿入時間解析を実施する上でのインプットイメージは図16-2-7のとおり。

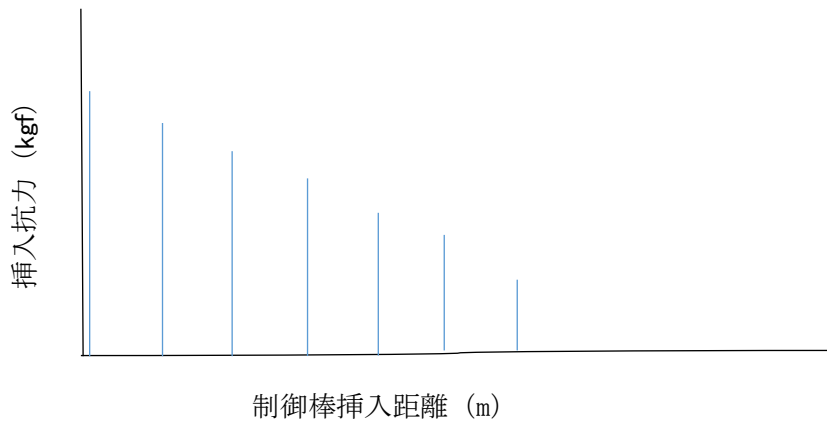
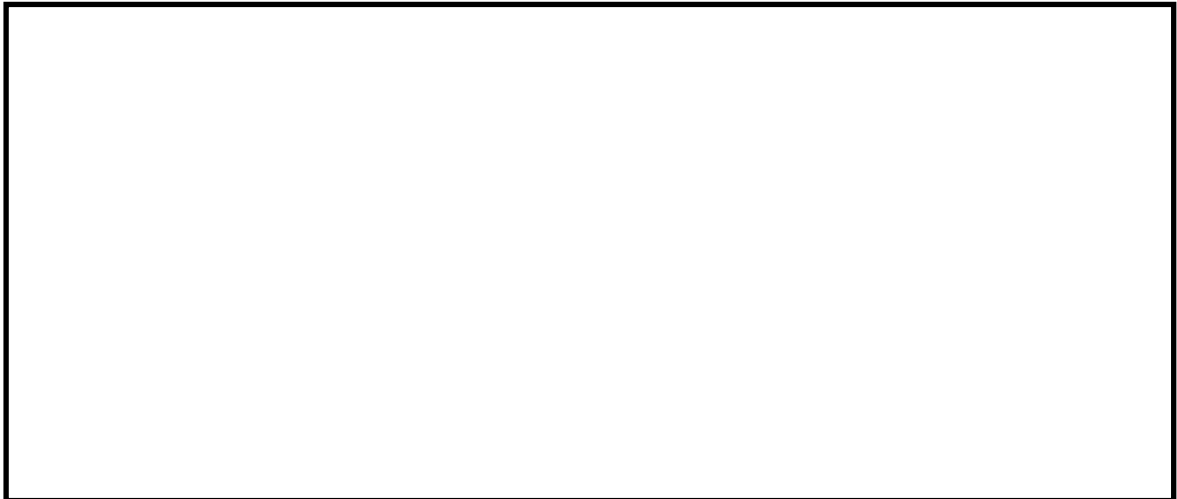


図 16-2-7 制御棒挿入時間解析へのインプットとなる
GT案内板およびRCC摩耗による抗力イメージ

4. 抗力測定試験における保守性

2. ①で実施した抗力測定試験については、以下の点から保守性を有しており、本試験結果を用いることは妥当と考えている。



なお、本試験で用いた案内板とRCCロッドのテストピースについては、実機のRCC摩耗データから摩耗形状を考慮し、実機と同等の材料を用いて実機同様の加工をしているため、保守性を阻害する要因とならないと考える。

以上

燃料集合体の照射影響を考慮した評価について

燃料集合体は、支持格子と呼ばれる格子板ばねで保持されているが、照射によりばね力が緩和し、制御棒挿入経路である燃料集合体の振動特性が変化する。制御棒挿入性評価への考慮の方法の概要を以下に示す。

(1) 支持格子衝撃試験

ばね力を緩和させた支持格子組立体に対し、使用環境の温度条件下で衝撃試験を実施し、照射後の支持格子ばね定数および弾性限界荷重を取得する。

(2) 燃料集合体振動試験

照射を模擬した燃料集合体に対し、振動試験を行い、試験によって得られる時間と燃料集合体の変位から、燃料集合体振動振幅と、固有振動数および減衰比との関係を求め、燃料集合体の振幅依存特性を設定する。なお、照射を模擬した燃料集合体は支持格子のばね力を緩和させることにより考慮する。

タイトル	浸水防護施設の耐震安全性評価について
説明	<p>玄海原子力発電所3号炉の「浸水防護施設」のうち、耐震安全性評価対象とした設備について、経年劣化事象の抽出や耐震安全性評価の要否判断などのプロセスを示す。</p> <p>1. 浸水防護施設について 耐震安全性評価対象とした浸水防護施設（浸水防止設備、津波監視設備）については以下のとおり。なお、施設の概要を添付-1に示す。</p> <p>(1) 浸水防止設備：海水ポンプエリア水密扉・・・a 海水ポンプエリア防護壁・・・b 原子炉周辺建屋水密扉・・・c 原子炉補助建屋水密扉・・・d 原子炉補機冷却海水系統リフト逆止弁・・・e 2次系ドレン系統リフト逆止弁・・・f</p> <p>(2) 津波監視設備：取水ピット水位・・・g 津波監視カメラ・・・h</p> <p>2. 想定される劣化事象^{※1}</p> <p>(1) 鉄骨構造物 (a, b, c, d)</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象) 該当なし</p> <p>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 (△▲事象)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・腐食・・・① ・風などによる疲労・・・② <p>(2) 弁 (e, f)</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象) 該当なし</p> <p>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 (△▲事象)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・応力腐食割れ・・・③ ・摩耗・・・④ <p>(3) 計測制御設備 (g, h)</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象) 該当なし</p> <p>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 (△▲事象)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・腐食（筐体、サポート、チャンネルベース、取付ボルト及び架台）・・・⑤ ・腐食（基礎ボルト）・・・⑥ ・劣化（ケミカルアンカ）・・・⑦ <p>※1：絶縁低下（絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む）、特性変化および導通不良については、耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため記載は省略する。</p> <p>3. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出 「2. 想定される劣化事象」で整理した経年劣化事象①～⑦について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の有無について検討したプ</p>

プロセスを表17-1に整理した。

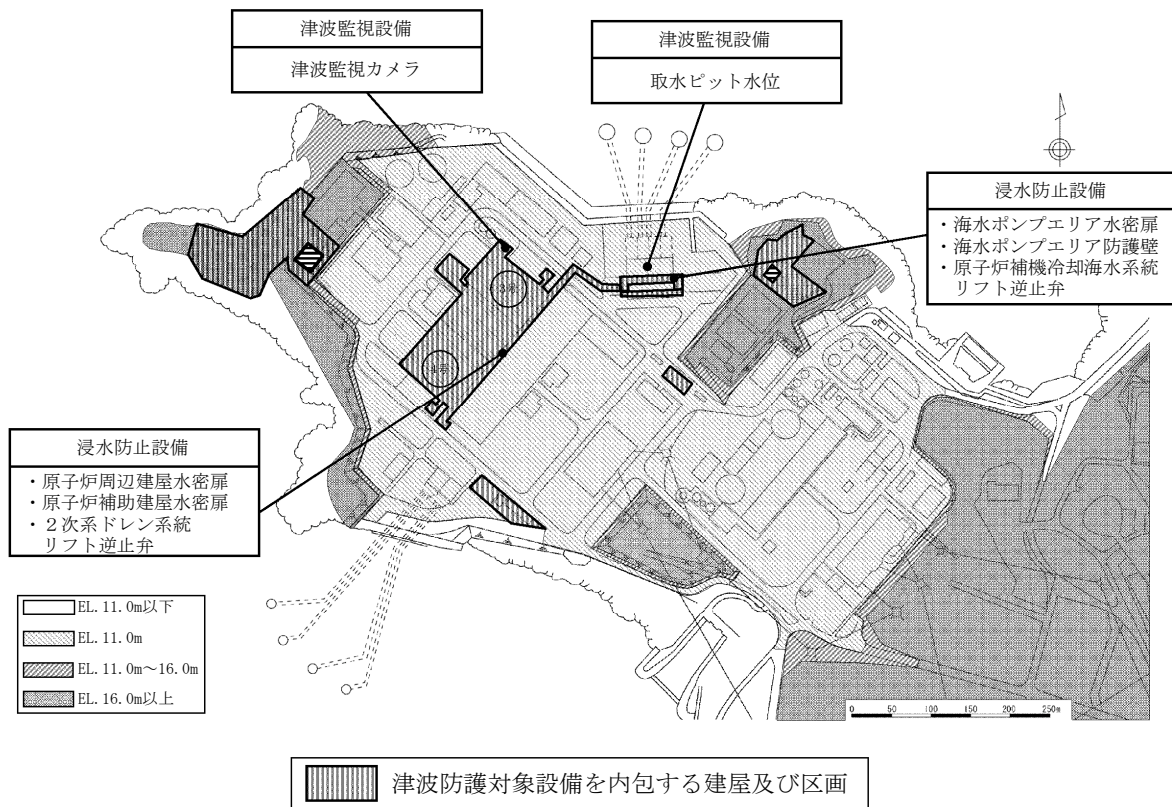
表17-1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の有無検討プロセス

「技術評価」で想定される経年劣化事象		ステップ1	ステップ2		ステップ3
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象	下記 1)~2)を除く経年劣化事象	○	i	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	×
			ii	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	○
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象 ではない事象	1) △ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの (日常劣化管理事象)	○	i	日常劣化管理事象であるが、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	⑥
			ii	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	○
	2) ▲ 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象 (日常劣化管理事象以外)	-	-	②⑦	-

△：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）
 ▲：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）
 ○：評価対象として抽出
 -：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象であり、日常劣化管理事象以外であるもの、あるいは日常劣化管理事象であるが、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
 ×：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のある経年劣化事象として抽出

以上より、玄海原子力発電所3号炉の「浸水防護施設」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はない。

以上



浸水防護施設の概要

<p>タイトル</p>	<p>新規制基準適合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</p>																												
<p>説明</p>	<p>新規制基準適合性に係る、原子炉設置変更許可および工事計画認可において新たに採用され、高経年化技術評価において同様に用いた耐震安全性評価内容については、下表のとおりである。</p> <p>新規制基準適合性に係る工事計画認可において採用した手法の反映内容</p> <table border="1" data-bbox="421 577 1343 1886"> <thead> <tr> <th data-bbox="421 577 549 622">項目</th> <th data-bbox="549 577 719 622">内容</th> <th data-bbox="719 577 1343 622">評価対象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="421 622 549 719">原子炉設置変更許可の反映</td> <td data-bbox="549 622 719 719"> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 </td> <td data-bbox="719 622 1343 719"> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 $S_s - 1 \sim 5$ に対する評価を行う。 </td> <td data-bbox="719 622 1343 719"> <ul style="list-style-type: none"> 耐震安全性評価を行った S クラス機器 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="421 719 549 1886" rowspan="6">工事計画認可の反映</td> <td data-bbox="549 719 719 943"> <ul style="list-style-type: none"> 弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮 </td> <td data-bbox="719 719 1343 943"> <ul style="list-style-type: none"> 配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じ、1.2ZPA（従来は1.0ZPA）とスペクトルモード解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。 </td> <td data-bbox="719 719 1343 943"> <ul style="list-style-type: none"> 配管の流れ加速型腐食を考慮した以下弁の動的機能維持評価 <ul style="list-style-type: none"> -主蒸気逃がし弁 -主蒸気安全弁 -主蒸気隔離弁 -主給水隔離弁 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="549 943 719 1137"> <ul style="list-style-type: none"> 水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価 </td> <td data-bbox="719 943 1343 1137"> <ul style="list-style-type: none"> 工事計画における水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。 </td> <td data-bbox="719 943 1343 1137"> <ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器支持脚の摩耗 下部炉心支持柱の疲労割れ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="549 1137 719 1397"> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒挿入性評価における燃料集合体の照射影響の考慮 </td> <td data-bbox="719 1137 1343 1397"> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体の照射の影響により地震に対する応答が変化することから、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価においても、燃料集合体の照射の影響を考慮した評価を行う。 </td> <td data-bbox="719 1137 1343 1397"> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒クラスタ案内管案内板および制御棒クラスタ被覆管の摩耗（制御棒挿入性評価） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="549 1397 719 1532"> <ul style="list-style-type: none"> その他工事計画における評価手法等の適用 </td> <td data-bbox="719 1397 1343 1532"> <ul style="list-style-type: none"> 工事計画にて適用された評価手法等（評価モデル、最新知見として得られた減衰定数等）を適切に反映した評価を行う。 </td> <td data-bbox="719 1397 1343 1532"> <ul style="list-style-type: none"> 該当する設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="549 1532 719 1697"> <ul style="list-style-type: none"> 耐震設計上の重要度等の扱い </td> <td data-bbox="719 1532 1343 1697"> <ul style="list-style-type: none"> 常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。 </td> <td data-bbox="719 1532 1343 1697"> <ul style="list-style-type: none"> 該当する機器を、耐震重要度を S クラスとして扱った </td> </tr> <tr> <td data-bbox="549 1697 719 1886"> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時の環境評価 </td> <td data-bbox="719 1697 1343 1886"> <ul style="list-style-type: none"> 工事計画を反映し、通常運転時の経年劣化事象と重大事故等時の環境を考慮した技術評価を実施している事象については、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。 </td> <td data-bbox="719 1697 1343 1886"> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器の中性子照射脆化 1 次冷却材管の熱時効 </td> </tr> </tbody> </table>			項目	内容	評価対象	原子炉設置変更許可の反映	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 $S_s - 1 \sim 5$ に対する評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震安全性評価を行った S クラス機器 	工事計画認可の反映	<ul style="list-style-type: none"> 弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮 	<ul style="list-style-type: none"> 配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じ、1.2ZPA（従来は1.0ZPA）とスペクトルモード解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。 	<ul style="list-style-type: none"> 配管の流れ加速型腐食を考慮した以下弁の動的機能維持評価 <ul style="list-style-type: none"> -主蒸気逃がし弁 -主蒸気安全弁 -主蒸気隔離弁 -主給水隔離弁 	<ul style="list-style-type: none"> 水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画における水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器支持脚の摩耗 下部炉心支持柱の疲労割れ 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒挿入性評価における燃料集合体の照射影響の考慮 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体の照射の影響により地震に対する応答が変化することから、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価においても、燃料集合体の照射の影響を考慮した評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒クラスタ案内管案内板および制御棒クラスタ被覆管の摩耗（制御棒挿入性評価） 	<ul style="list-style-type: none"> その他工事計画における評価手法等の適用 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画にて適用された評価手法等（評価モデル、最新知見として得られた減衰定数等）を適切に反映した評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 該当する設備 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震設計上の重要度等の扱い 	<ul style="list-style-type: none"> 常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 該当する機器を、耐震重要度を S クラスとして扱った 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時の環境評価 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画を反映し、通常運転時の経年劣化事象と重大事故等時の環境を考慮した技術評価を実施している事象については、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器の中性子照射脆化 1 次冷却材管の熱時効
項目	内容	評価対象																											
原子炉設置変更許可の反映	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 $S_s - 1 \sim 5$ に対する評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震安全性評価を行った S クラス機器 																										
工事計画認可の反映	<ul style="list-style-type: none"> 弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮 	<ul style="list-style-type: none"> 配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じ、1.2ZPA（従来は1.0ZPA）とスペクトルモード解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。 	<ul style="list-style-type: none"> 配管の流れ加速型腐食を考慮した以下弁の動的機能維持評価 <ul style="list-style-type: none"> -主蒸気逃がし弁 -主蒸気安全弁 -主蒸気隔離弁 -主給水隔離弁 																										
	<ul style="list-style-type: none"> 水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画における水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器支持脚の摩耗 下部炉心支持柱の疲労割れ 																										
	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒挿入性評価における燃料集合体の照射影響の考慮 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体の照射の影響により地震に対する応答が変化することから、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価においても、燃料集合体の照射の影響を考慮した評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒クラスタ案内管案内板および制御棒クラスタ被覆管の摩耗（制御棒挿入性評価） 																										
	<ul style="list-style-type: none"> その他工事計画における評価手法等の適用 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画にて適用された評価手法等（評価モデル、最新知見として得られた減衰定数等）を適切に反映した評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 該当する設備 																										
	<ul style="list-style-type: none"> 耐震設計上の重要度等の扱い 	<ul style="list-style-type: none"> 常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 該当する機器を、耐震重要度を S クラスとして扱った 																										
	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時の環境評価 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画を反映し、通常運転時の経年劣化事象と重大事故等時の環境を考慮した技術評価を実施している事象については、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器の中性子照射脆化 1 次冷却材管の熱時効 																										

耐震安全性評価に用いた地震力の評価条件および応答解析手法の種別一覧

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	地震力の評価条件	応答解析手法	備考	
ポンプ	低サイクル疲労割れ	余熱除去ポンプ	ケーシング	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		
		1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	S	全Ss包絡	時刻歴解析		
			ケーシング吐出ノズル	S	全Ss包絡	時刻歴解析		
			ケーシング脚部	S	全Ss包絡	時刻歴解析		
	熱時効	1次冷却材ポンプ	ケーシング	S	全Ss包絡	時刻歴解析		
熱交換器	低サイクル疲労割れ	再生熱交換器	管板	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価		
		余熱除去冷却器	管板	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価		
		蒸気発生器本体	管板廻り	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		
			給水入口管台	S	全Ss包絡	時刻歴解析		
	銅側耐圧構成品等の 腐食 (流れ加速型腐食)	湿分離加熱器	銅板	C	静的震度	—		
		低圧第1給水加熱器	銅板	C	静的震度	—		
		低圧第2給水加熱器	銅板	C	静的震度	—		
		低圧第3給水加熱器	銅板	C	静的震度	—		
		低圧第4給水加熱器	銅板	C	静的震度	—		
		低圧第5給水加熱器	銅板	C	静的震度	—		
	伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食)	原子炉精機冷却水冷却器	伝熱管	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	発生応力は、施栓基準肉厚より算出	
	容器	低サイクル疲労割れ	原子炉容器本体	入口管台	S	全Ss包絡	時刻歴解析	
				出口管台	S	全Ss包絡	時刻歴解析	
ふた管台				S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析、 原子炉容器頂部変位を用いた解析		
空気抜管台				S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		
炉内計装筒				S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析、 原子炉容器底部変位を用いた解析		
炉心支持金物				S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		
加圧器本体			スプレイライン用管台	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		
		サージ用管台	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析			
機械ベネトレーション		主蒸気ライン貫通部 端板	S	全Ss包絡	時刻歴解析、 スペクトルモーダル解析			
中性子照射による 関連温度上昇		原子炉容器本体	胴部(炉心領域部)	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	地震力の評価条件	応答解析手法	備考
配管	低サイクル疲労割れ	余熱除去系統配管	B-余熱除去取水配管	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
		加圧器サージ配管	—	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
		加圧器スプレイ配管	—	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
		主給水系統配管	C-主給水配管(CV内)	S	全Ss個別【Ss-1】	時刻歴解析	
				S	全Sd個別【Sd-1】	時刻歴解析	
		1次冷却材管	ホットレグ	S	全Ss包絡	時刻歴解析	建屋-ループ連成解析モデルの構成部位として時刻歴解析を実施
			クロスオーバーレグ	S	全Ss包絡	時刻歴解析	建屋-ループ連成解析モデルの構成部位として時刻歴解析を実施
			コールドレグ	S	全Ss包絡	時刻歴解析	建屋-ループ連成解析モデルの構成部位として時刻歴解析を実施
			加圧器サージ管台	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	分岐管(加圧器サージ配管)のスペクトルモーダル解析から得られる、管台接続部の荷重を用いて評価を実施
			蓄圧タンク注入管台	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	分岐管(蓄圧タンク注入配管)のスペクトルモーダル解析から得られる、管台接続部の荷重を用いて評価を実施
	充てん管台		S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	分岐管(充てん配管)のスペクトルモーダル解析から得られる、管台接続部の荷重を用いて評価を実施	
	疲労割れ	配管サポート(余熱除去系統配管のアンカーサポート)	配管とパッドの溶接部	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			パッドとラグの溶接部	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			ラグとプレートとの溶接部	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
	母管の高サイクル熱疲労割れ(高低温水合流部)	余熱除去系統配管	余熱除去冷却器出口・バイパスライン合流部	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
	母管の腐食(流れ加型腐食)	主蒸気系統配管	—	S	全Ss包絡(Ss一次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V外について記載
					全Ss包絡(Ss一次十二次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V外について記載
					全Sd包絡(Sd一次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V外について記載
					全Sd包絡(Sd一次十二次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V内について記載
		主給水系統配管	—	S	全Ss個別(Ss一次応力)【Ss-1】	時刻歴解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V内について記載
					全Ss個別(Ss一次十二次応力)【Ss-1】	時刻歴解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V内について記載
					全Sd個別(Sd一次応力)【Sd-1】	時刻歴解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V内について記載
					全Sd個別(Sd一次十二次応力)【Sd-1】	時刻歴解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、評価上厳しいC/V内について記載
		第3抽気系統配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル
		第4抽気系統配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル
		第5抽気系統配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル
第6抽気系統配管		—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル	
低温再熱蒸気系統配管		—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル	
タービンランド蒸気系統配管		—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル	
補助蒸気系統配管		—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル	
2次系復水系統配管		—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル	
2次系ドレン系統配管		—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル一部FEMでモデル化	
蒸気発生器ブローダウン系統配管		—	S	全Ss包絡(Ss一次応力)	スペクトルモーダル解析		
				全Ss包絡(Ss一次十二次応力)	スペクトルモーダル解析		
				全Sd包絡(Sd一次応力)	スペクトルモーダル解析		
	全Sd包絡(Sd一次十二次応力)			スペクトルモーダル解析			
熱時効	1次冷却材管	母管	S	全Ss包絡	時刻歴解析		
		蓄圧タンク注入管台	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	分岐管(蓄圧タンク注入配管)のスペクトルモーダル解析から得られる、管台接続部の荷重を用いて評価を実施	

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	地震力の評価条件	応答解析手法	備考
弁	低サイクル疲労割れ	仕切弁	余熱除去ラインルー プ高温側出口弁	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
		玉形弁	抽出ライン止弁	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
		スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第二 逆止弁	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
		リフト逆止弁	加圧器補助スプレイ 逆止弁	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
炉内 構造物	低サイクル疲労割れ	炉心支持構造物	上部炉心板	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			上部炉心支持柱	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			上部炉心支持板	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			下部炉心板	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			下部炉心支持柱	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			下部炉心支持板	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
			炉心槽	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
中性子照射による 靱性低下	炉心槽	—	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		
摩耗	制御棒クラスター案内管	案内板	S	Ss-2	CI: スペクトルモーダル解析 CRDM: スペクトルモーダル解析 FA: 時刻歴解析		
摩耗	炉内計装用 シンブルチューブ	—	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析		
タービン 設備	腐食 (流れ加速型腐食)	高圧タービン	主蒸気入口管	C	静的震度	—	
空調設備	内面腐食 (流れ加速型腐食)	凝縮器(冷水設備)	伝熱管	C	静的震度	—	発生応力は、施栓基準肉厚より算 出
機械設備	中性子およびγ線 照射脆化	原子炉容器 サポート	サポートブラケット (サポートリブ)	S	全Ss包絡	時刻歴解析	
	摩耗	蒸気発生器 支持脚	ヒンジ摺動部	S	全Ss包絡	時刻歴解析	
		1次冷却材ポンプ 支持脚	ヒンジ摺動部	S	全Ss包絡	時刻歴解析	
	低サイクル疲労割れ	加圧器サポート	加圧器スカート溶接 部	S	全Ss包絡	スペクトルモーダル解析	
	腐食(全面腐食)	制御用空気だめ	—	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
		制御用空気除湿装置 除湿塔	—	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	摩耗	制御棒クラスター	制御棒被覆管	S	全Ss包絡	時刻歴解析	
ステンレス鋼使用部位 の応力腐食割れ	A廃液蒸発装置	蒸発器銅板	B	全Sd包絡	— (固有値の算出は行わず、 保守的にFRSピーク/2とした)		
		加熱器伝熱管	B	静的震度	—		

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	地震力の評価条件	応答解析手法	備考
機械設備	腐食	海水ポンプ	基礎ボルト	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
		燃料油貯油槽	基礎ボルト	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
		燃料油貯蔵タンク	基礎ボルト	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
		大容量空冷式発電機用 給油ポンプ	基礎ボルト	—	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	常設重大事故等対処設備のうち、 常設耐震重要重大事故防止設備 及び常設重大事故緩和設備
		大容量空冷式発電機用 燃料タンク	基礎ボルト	—	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	常設重大事故等対処設備のうち、 常設耐震重要重大事故防止設備 及び常設重大事故緩和設備
		主蒸気系統配管	配管用 基礎ボルト	S	全Ss包絡	スペクトルモデル解析	
電源設備	内面の腐食 (流れ加速型腐食)	空気冷却器 (非常用ディーゼル発電 機機関本体)	伝熱管	S	全Ss包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
		清水冷却器	伝熱管	S	全Ss包絡		
		潤滑油冷却器	伝熱管	S	全Ss包絡		
		燃料弁冷却水冷却器	伝熱管	S	全Ss包絡		