

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10月11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	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
別紙 20.	劣化状況評価書に記載している代表系統の値より、 非代表系統の値の方が大きい箇所の確認結果について	20-1

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>⑬-1 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>⑱-1 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のある経年劣化事象の抽出

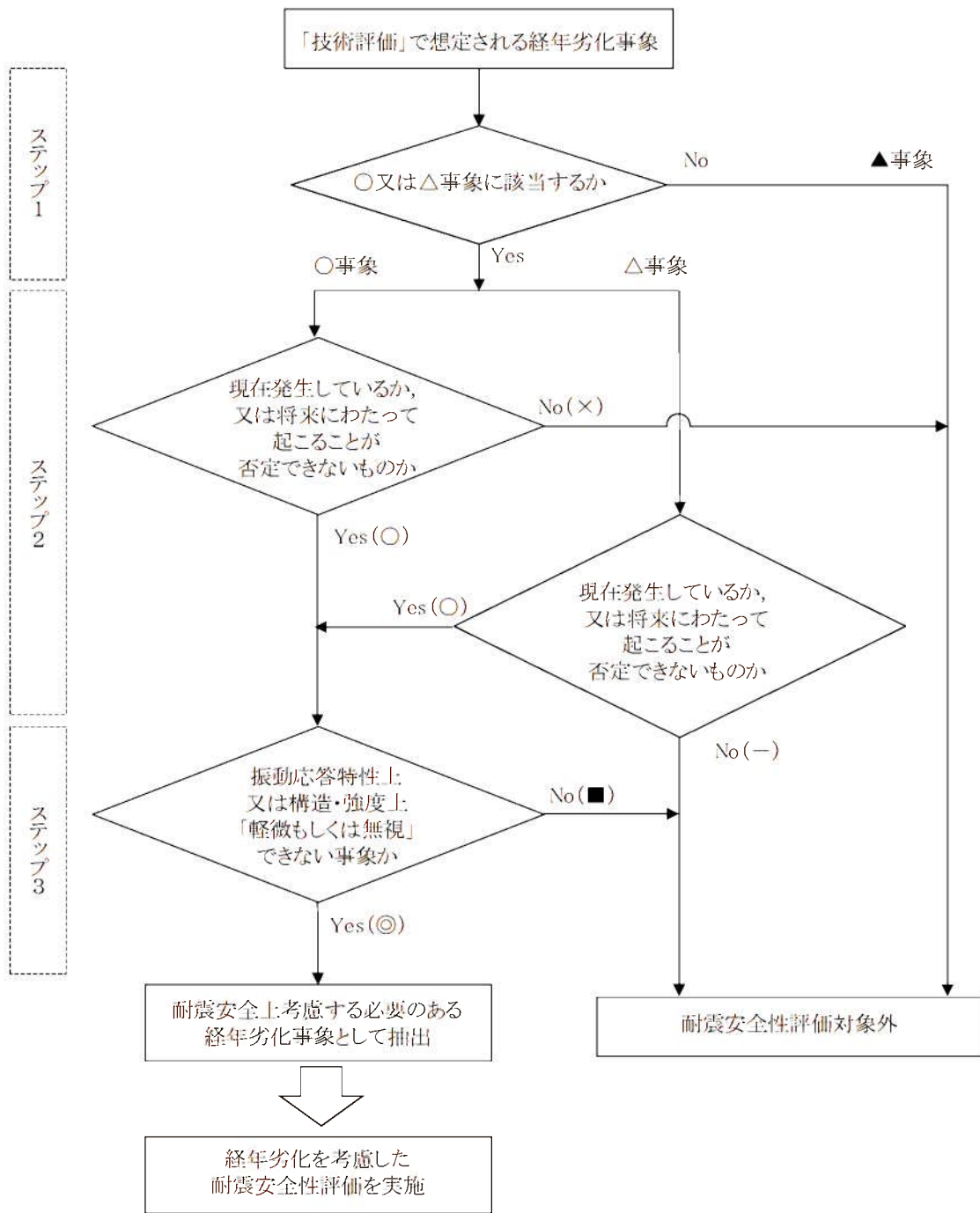
3.1.1項にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、各高経年化技術評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化については、以下のとおり分類される。

- (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の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の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の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・遮蔽能力の低下
	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、×*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_e 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。

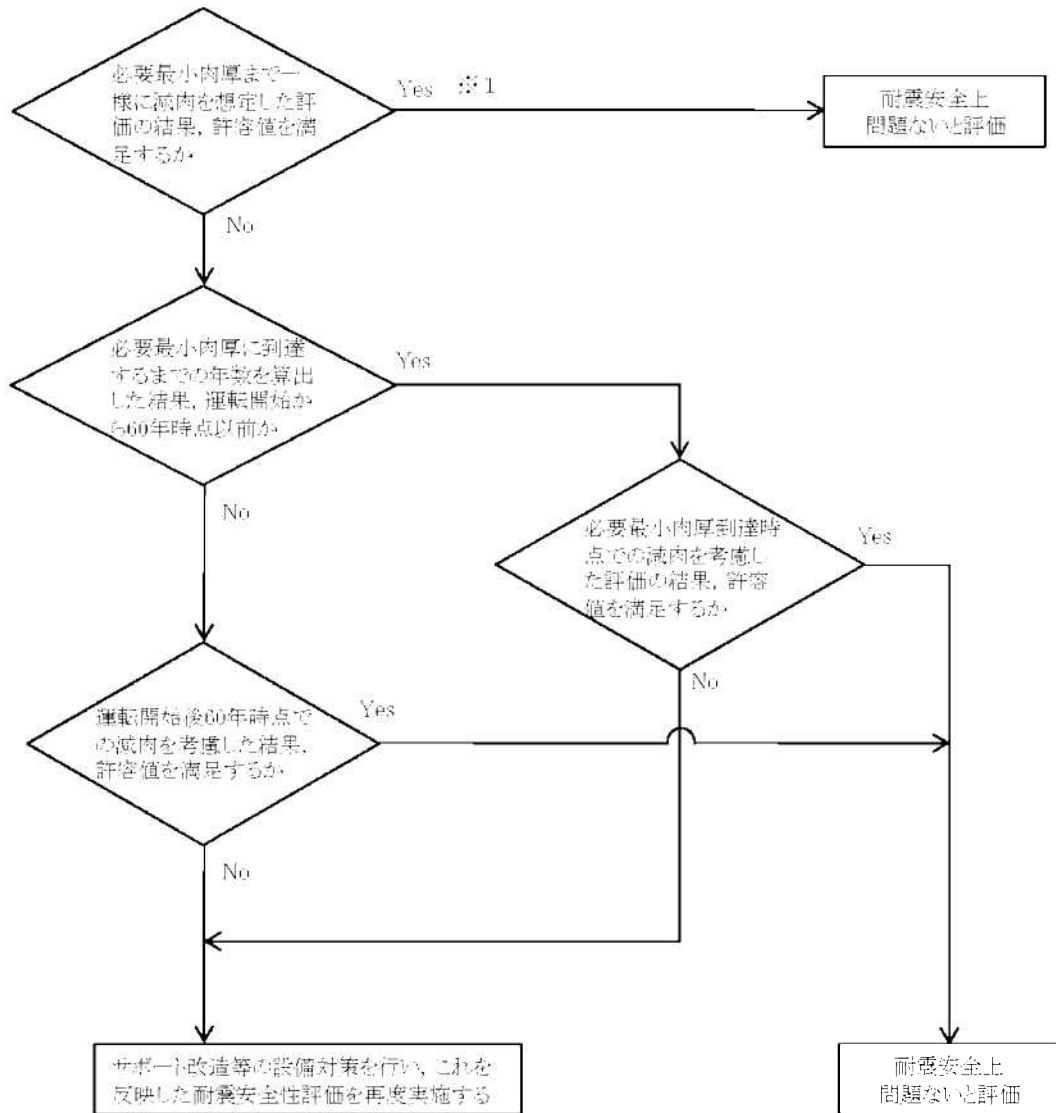
(9) 流れ加速型腐食（熱交換器、配管、タービン設備、空調設備、電源設備）

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
- 湿分離加熱器第1段ドレック外ドレ管 (A)
- 湿分離加熱器第1段ドレック外ドレ管 (C)
- グランド蒸気管
- スチーム外ドレ管 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。

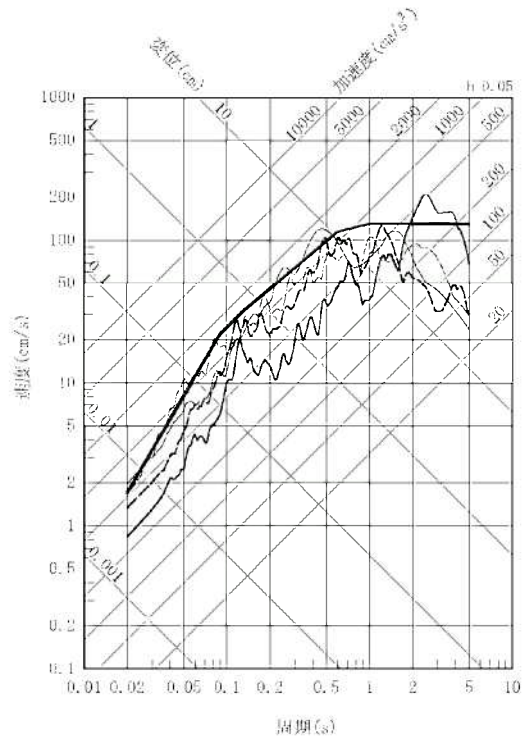
表4に考慮した地震と地震動の最大加速度、図3に基準地震動の応答スペクトルを示す。なお、各設備の耐震安全性評価に用いた地震力について別紙19に示す。

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

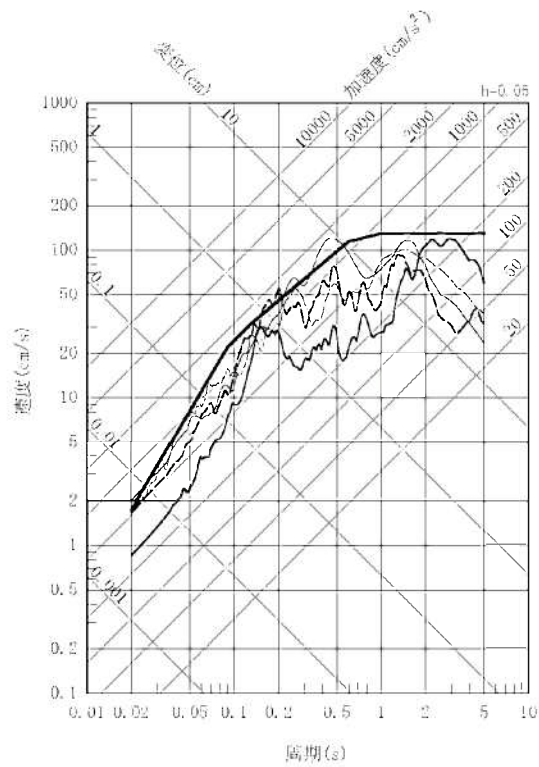


図3 (1/2) 基準地震動S s の応答スペクトル図 (水平方向)

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 Part 5 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 _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K₁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_{1c}下限包絡曲線を評価した結果、K_{1c}>K₁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。

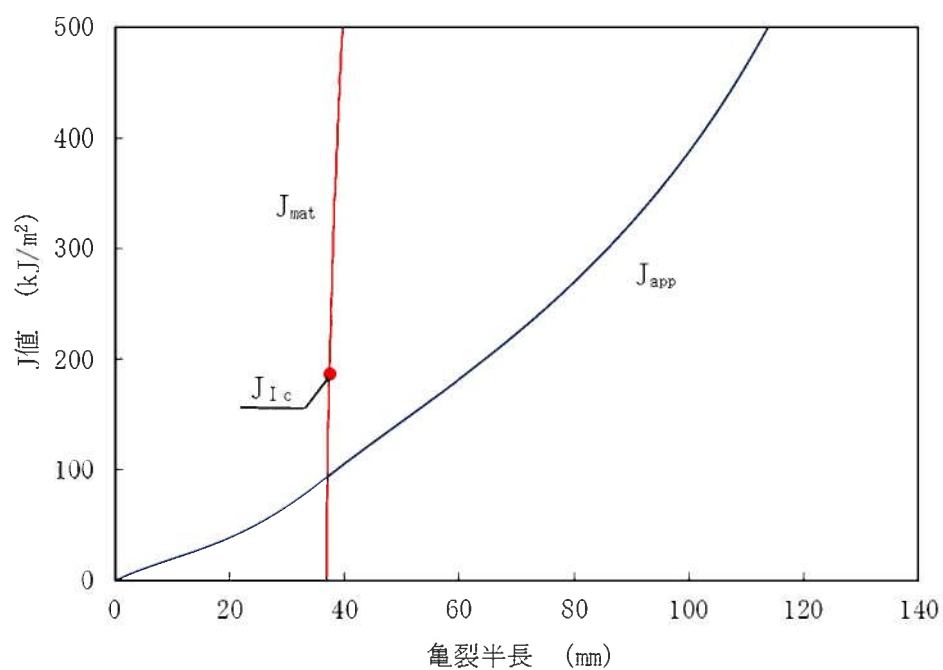


図4 1次冷却材管の亀裂安定性評価結果

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 $6.5\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ は、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_{Ic} 、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 _s 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様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。

*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

4.1.9 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)
					羽癩板 ～ 羽癩板	羽癩板 ～ 羽癩板	
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ド解析から算出される弁駆動部の応答加速度、または設置床の最大応答加速度を1.2倍した値

(1.2ZPA) のいずれか大きい方を動的機能維持評価に用いる加速度値として評価した結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることから、弁の動的機能が維持される。

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

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：スペクトルモード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。
	⑮-1 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が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がある経年劣化事象を抽出している。
	⑯-1 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・建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	②-1 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
<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>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*, 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	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。 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。 *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	中長期

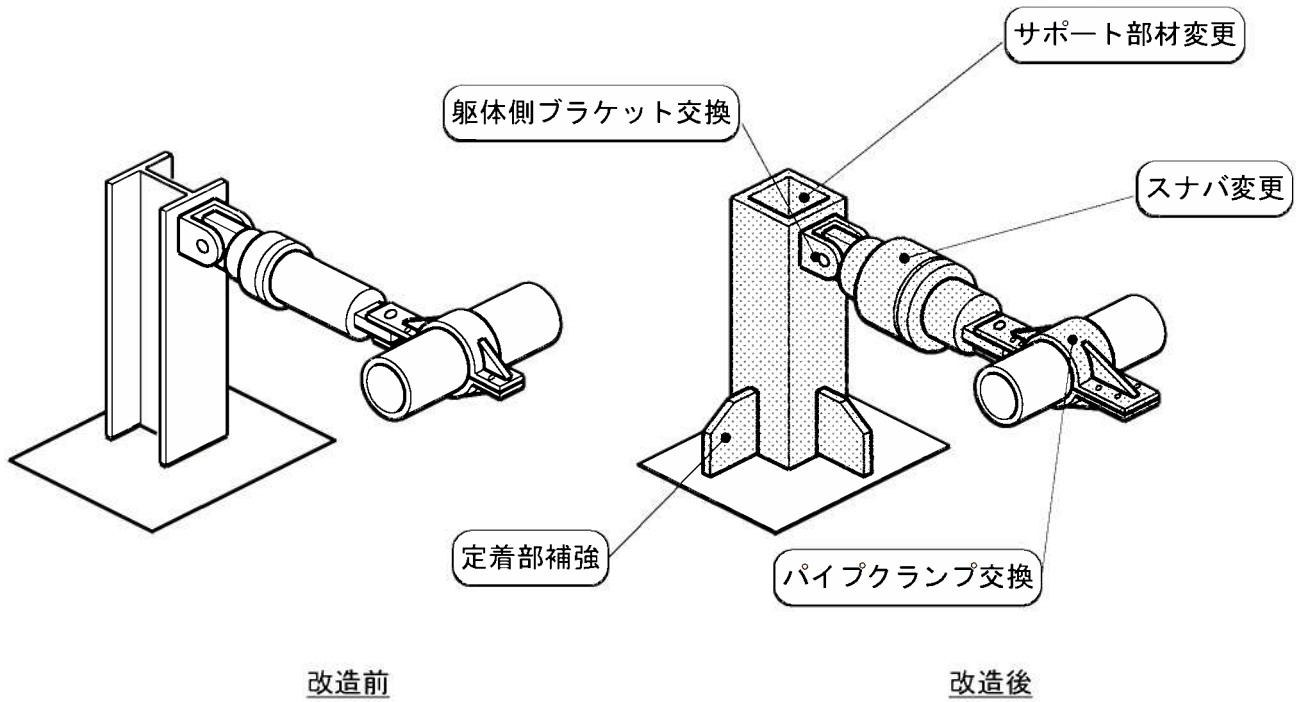
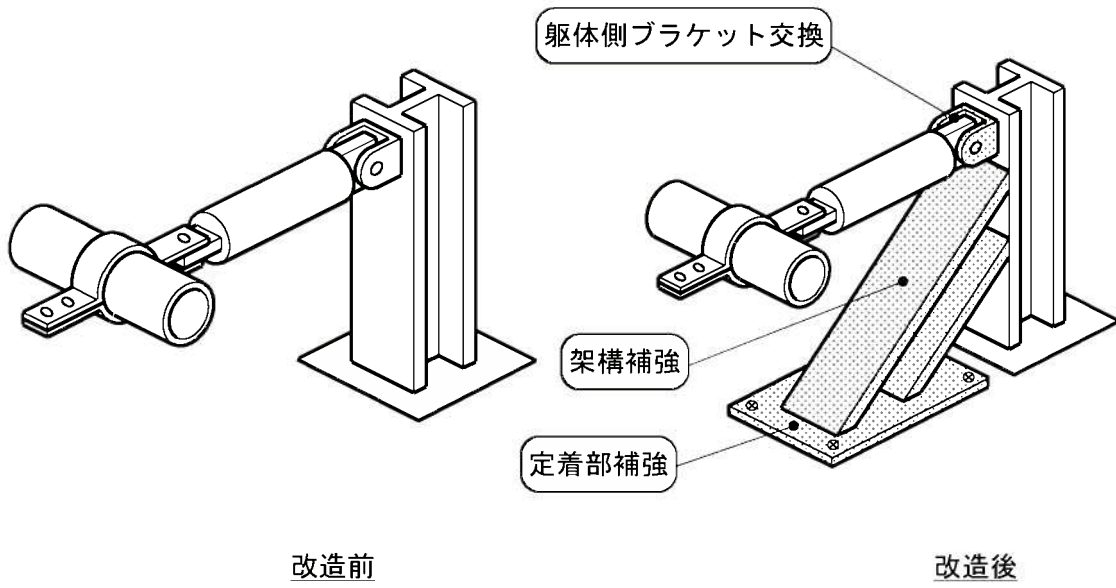
短期：2024年3月18日からの5年間、中長期：2024年3月18日からの10年間。

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。なお、耐震補強工事の時期や優先度については、可能な限り早期の定期検査に併せて実施することを基本としているが、現場確認や推定余寿命の状況、許認可手続きの要否等を総合的に踏まえた上で、実施時期を決定している。</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="429 824 1361 1133"> <thead> <tr> <th data-bbox="429 824 655 864">種別</th> <th data-bbox="655 824 1094 864">内容</th> <th data-bbox="1094 824 1361 864">実施時期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="429 864 655 1133">配管類</td> <td data-bbox="655 864 1094 1133">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="1094 864 1361 1133">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	
	サドル		支持装置改造	
	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	
			全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
		スプリング	定着部改造	
			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		
		全て改造		
	ロッド レストレイント	支持装置改造		
		定着部改造		

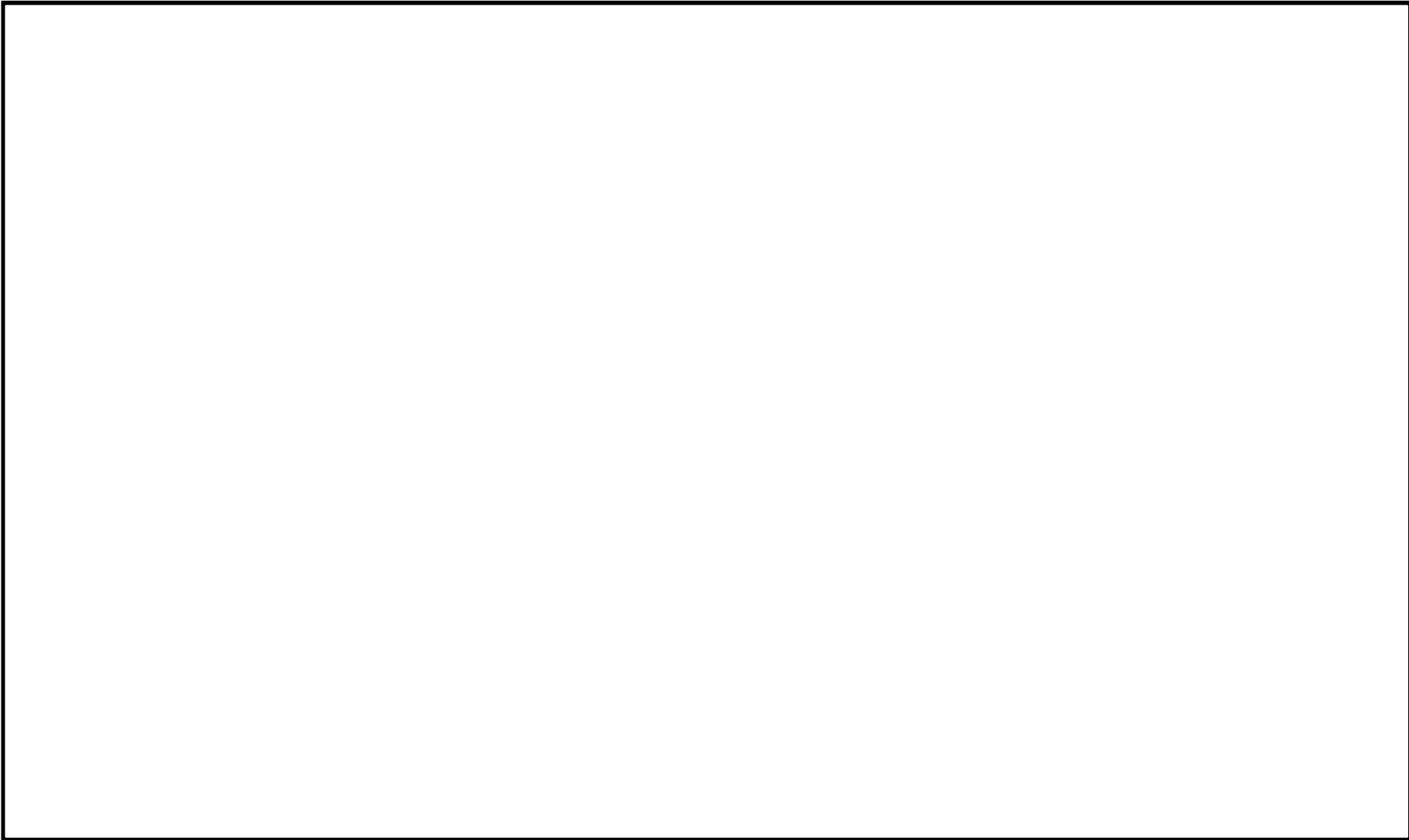
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
格納容器 スプレイ 系統	A, B, C スプレイリ ング入口配管	U ボルト	支持装置改造	第 13 回定期検査 (2010 年～2018 年)
			架構改造	
		ラグ	架構改造	
			定着部改造	
	D スプレイリング 入口配管	ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			定着部改造	
		ラグ	架構改造	
			定着部改造	
			サドル	
	スプレイヘッダ B 配管	ロッド レストレイント	支持装置改造	
			定着部改造	
	スプレイヘッダ C 配管	ロッド レストレイント	支持装置改造	
			定着部改造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

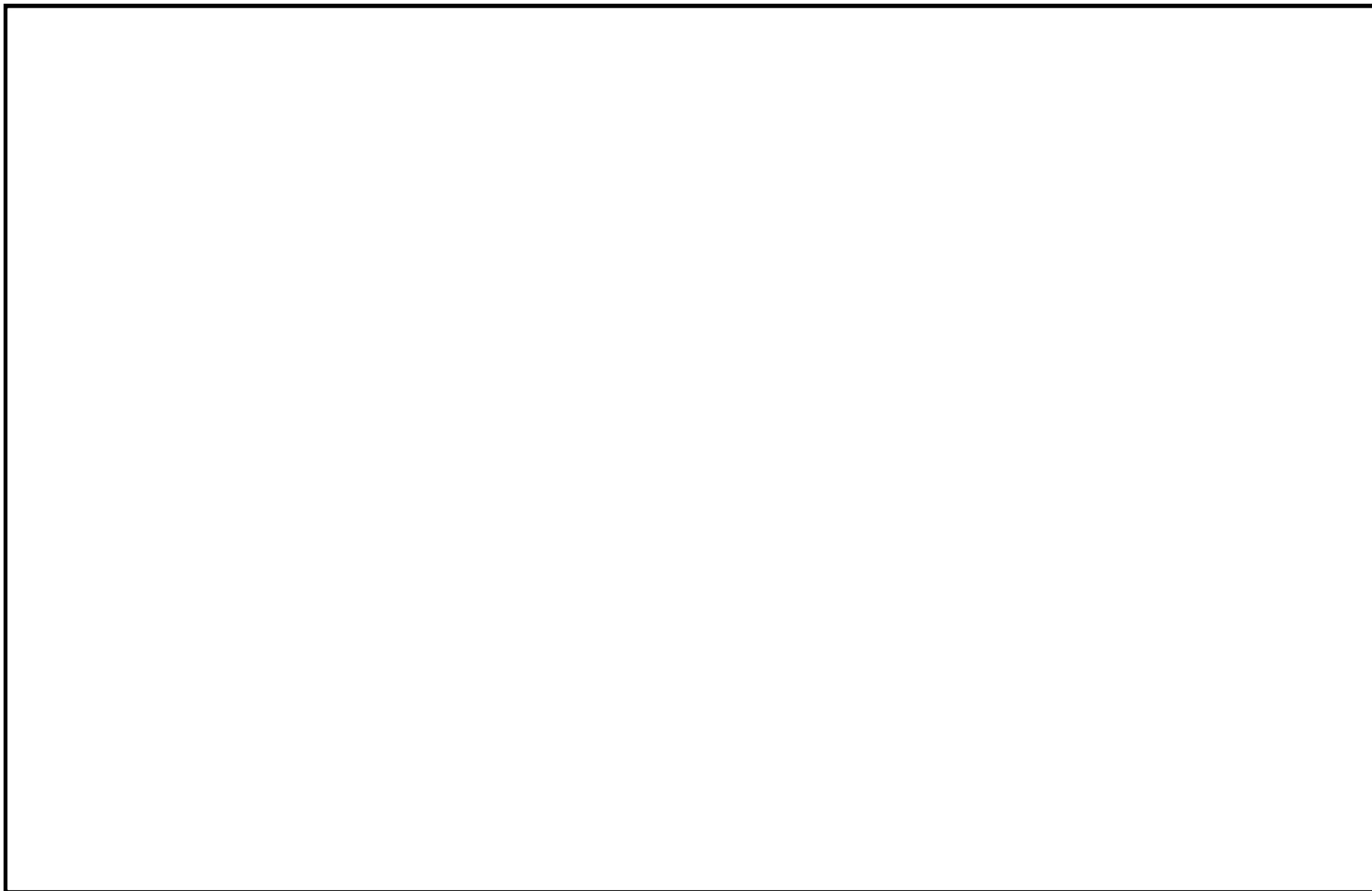
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
余熱除去 系統配管	Cループ高温側出 入口配管	メカニカル スナバ	全て改造	第13回定期検査 (2010年～2018年)
			支持装置改造	
			架構改造	
		ロッド レストレイント	全て改造	
			支持装置改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		オイルスナバ	全て改造	
		サドル	全て改造	
			架構改造	
			定着部改造	
		スプリング	支持装置改造	
	格納容器スプレ イ系統～余熱除 去系統連絡配管	ラグ	全て改造	
		Uボルト	架構改造	
	定着部改造			
	3A 余熱除去冷却 器入口配管	ロッド レス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

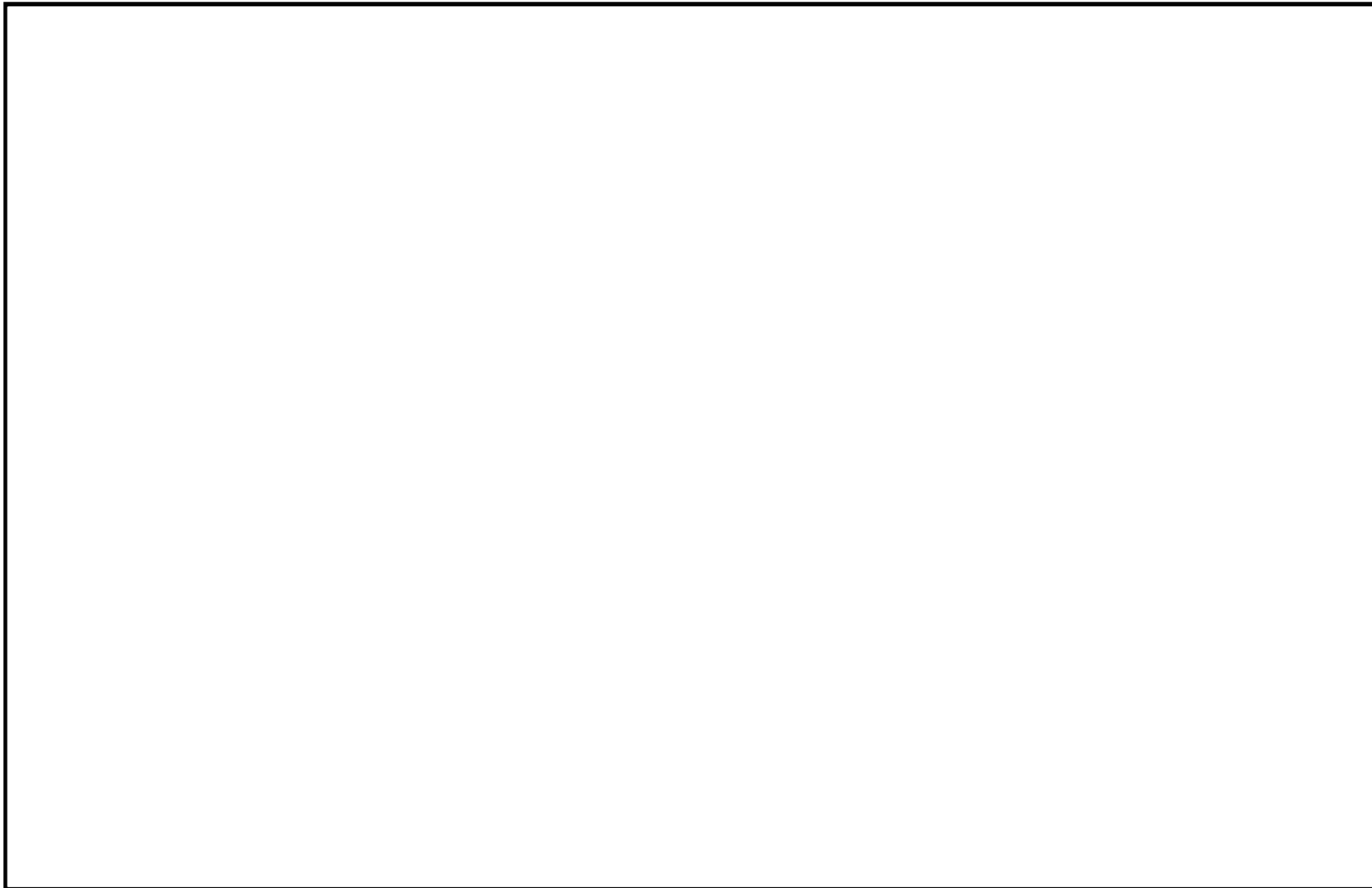
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期
2次系復水系統配管	第5 低圧給水加熱器 ～脱気器	スナバ	追設（3台）	第16回定期検査 （2022年）
2次系ドレン系統配管	湿分分離加熱器第1段 ドレンタンクドレン管（A）	スナバ	追設（2台）	第16回定期検査 （2022年）
	湿分分離加熱器第1段 ドレンタンクドレン管（C）	スナバ	追設（1台）	第16回定期検査 （2022年）
タービンランド 蒸気系統配管	ランド蒸気管	スナバ	追設（14台）	第16回定期検査 （2022年）
補助蒸気系統配管	スチームコンバータードレン管3 （制御弁（LCV-6758）以降）	スナバ	追設（2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



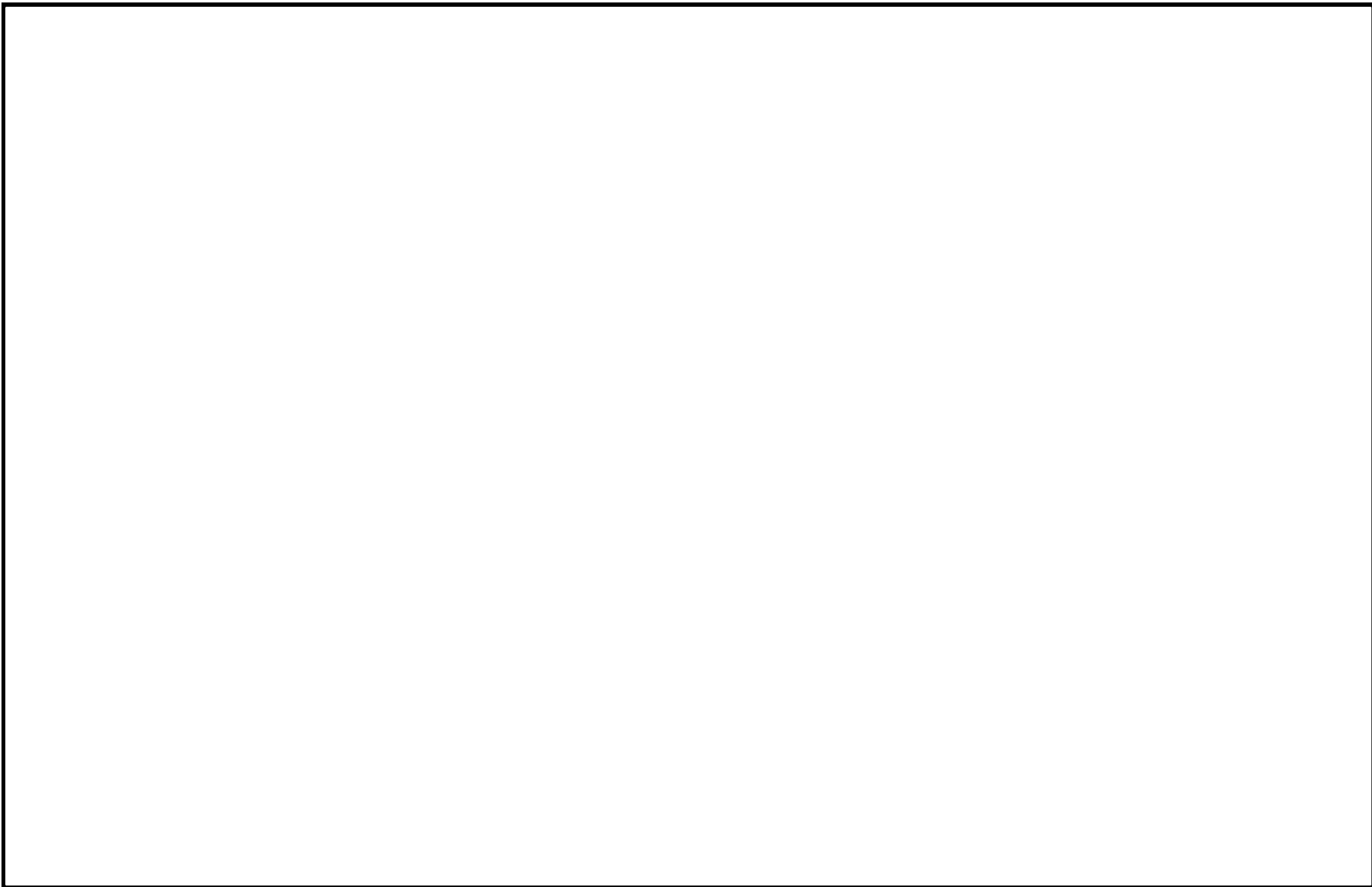
2次系復水系統（第5 低圧給水加熱器～脱気器）



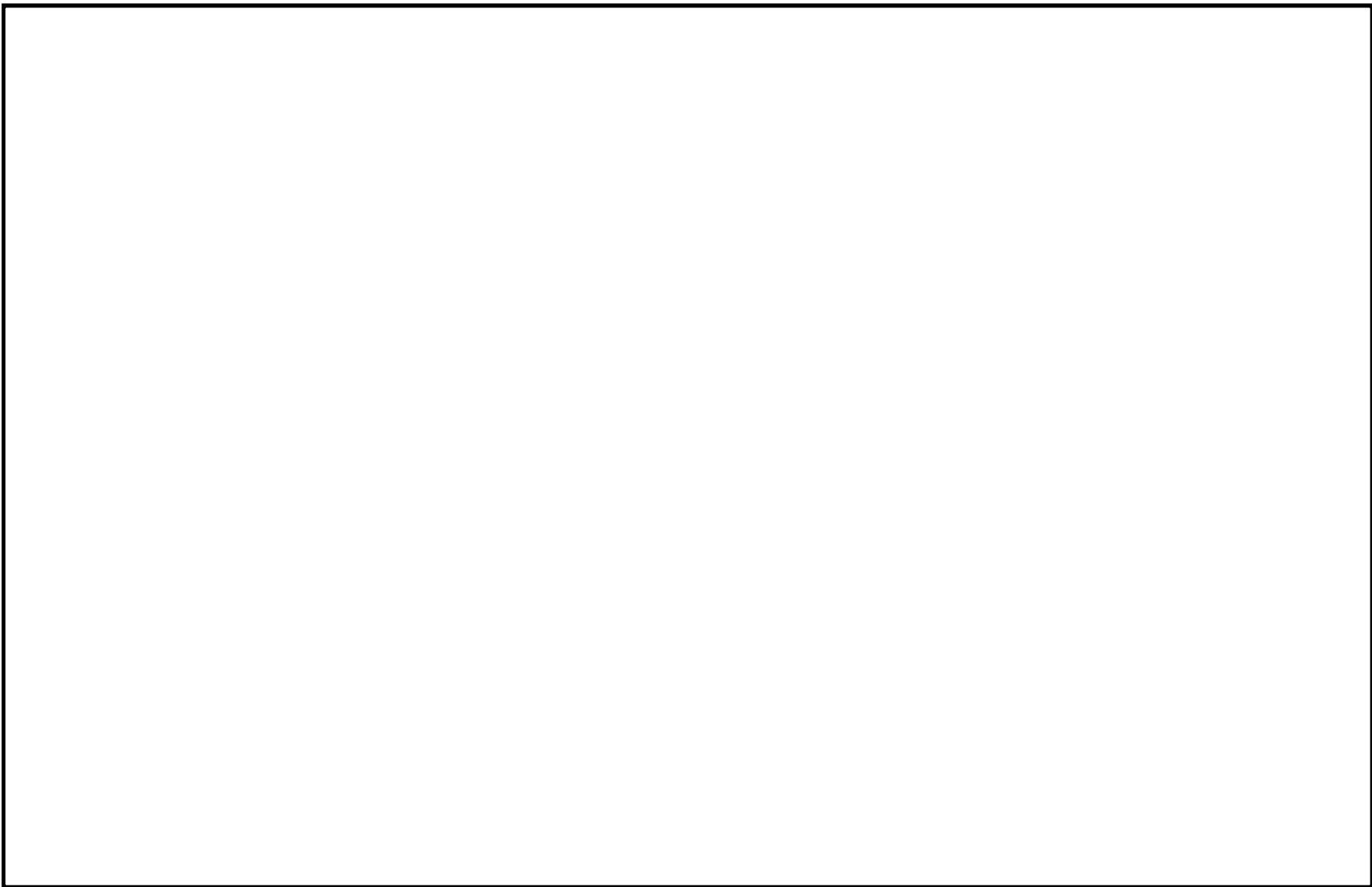
2次系ドレン系統（湿分分離加熱器第1段ドレンタンクドレン管（A））



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		
		湿水分離加熱器	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 _s	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		
				S _d	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	S _s *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	S _s *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	S _s *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	S _s *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	S _s *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	一次応力／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				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 Part 6 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_f	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_s	—	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。

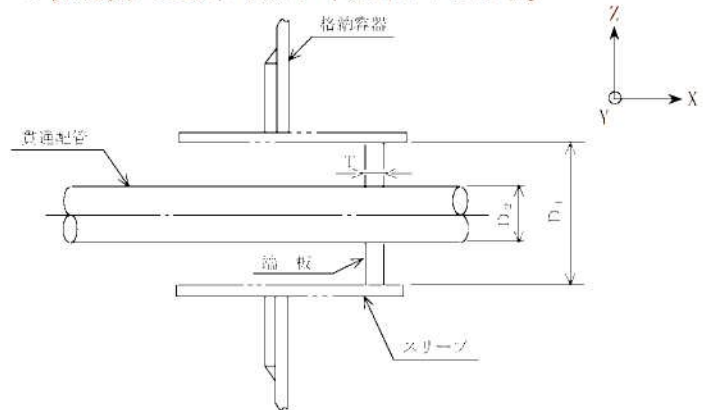


図 4-1 固定式継手（1枚端板）の基本寸法箇所

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。

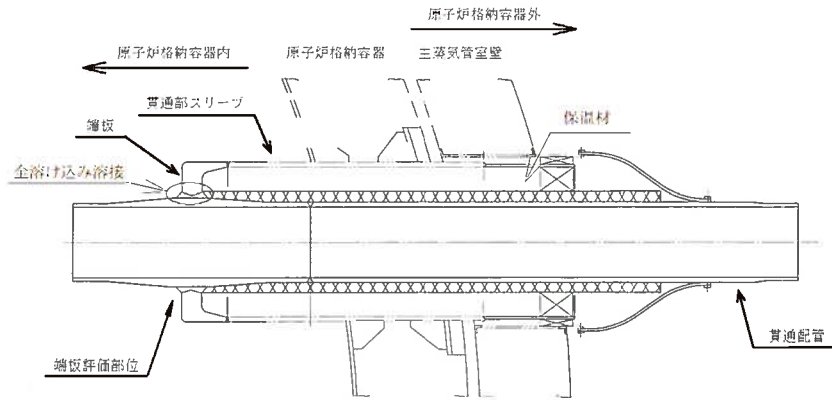


図4-2 固定式継手（1枚端板）の評価部位

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

ベネ番号			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
 Ss 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 (Ss 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]		
			Fx	Fy	Fz	Mx	My	Mz
PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	Ss	端板						

(注1) 座標系は、配管軸方向を+x、鉛直上向きを+z とする右手直角座標系とする。

(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)

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

(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	—	
Λ_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UF評価結果

Ss地震によるUF評価結果を、表4-6に示す。

表4-6 Ss地震によるUF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	UF
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、UF=0.000とする。

(注2) 温度補正後の値を示す。

(2) 通常運転時UFとの組合せによる評価結果

通常運転時のUF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UF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

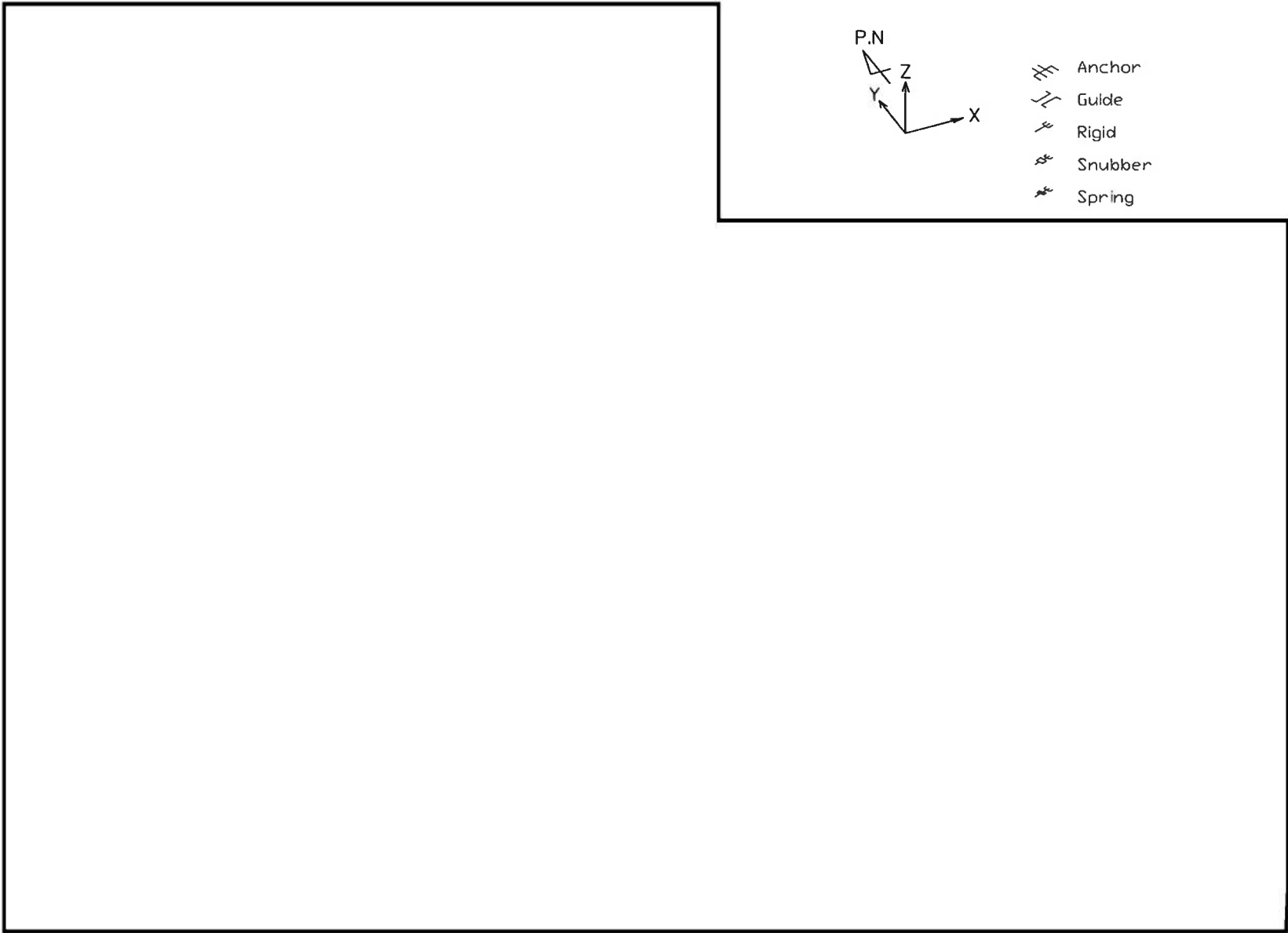
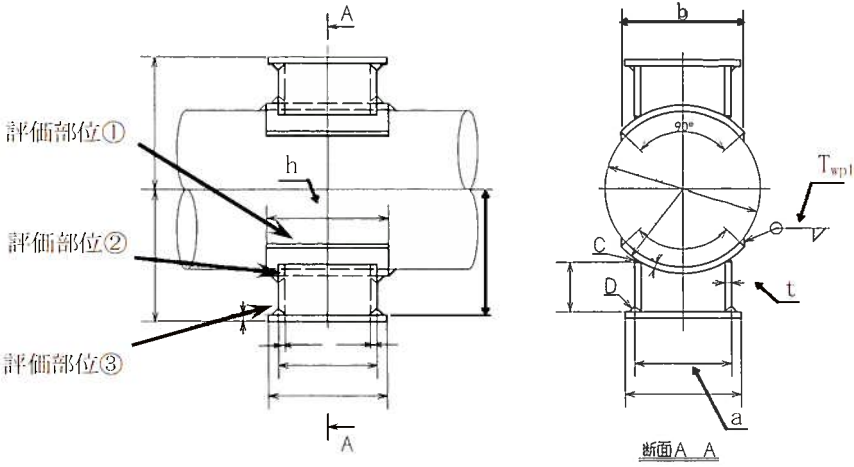


図 4-1-1 玄海 3 号炉 主蒸気系統配管 (B-主蒸気ライン) (CV内) 解析モデル

<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;">  <p>(単位：mm)</p> <p>図5-1 アンカーサポートの外形図</p> </div> <p>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" style="width: 100px; height: 100px;"></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_{WPI}</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>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D) (mm)</th> <th>A_w (mm²)</th> <th>$Z_{w,x}$ (mm³)</th> <th>$Z_{w,y}$ (mm³)</th> <th>$Z_{w,p}$ (mm³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①配管とパッドの溶接部</td> <td rowspan="3" style="width: 200px; height: 100px;"></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_{WPI}	角型鋼管の大きさ	a	角型鋼管の厚さ	t	評価部位	L ^(注D) (mm)	A_w (mm ²)	$Z_{w,x}$ (mm ³)	$Z_{w,y}$ (mm ³)	$Z_{w,p}$ (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_{WPI}																									
角型鋼管の大きさ	a																									
角型鋼管の厚さ	t																									
評価部位	L ^(注D) (mm)	A_w (mm ²)	$Z_{w,x}$ (mm ³)	$Z_{w,y}$ (mm ³)	$Z_{w,p}$ (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、完全溶け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

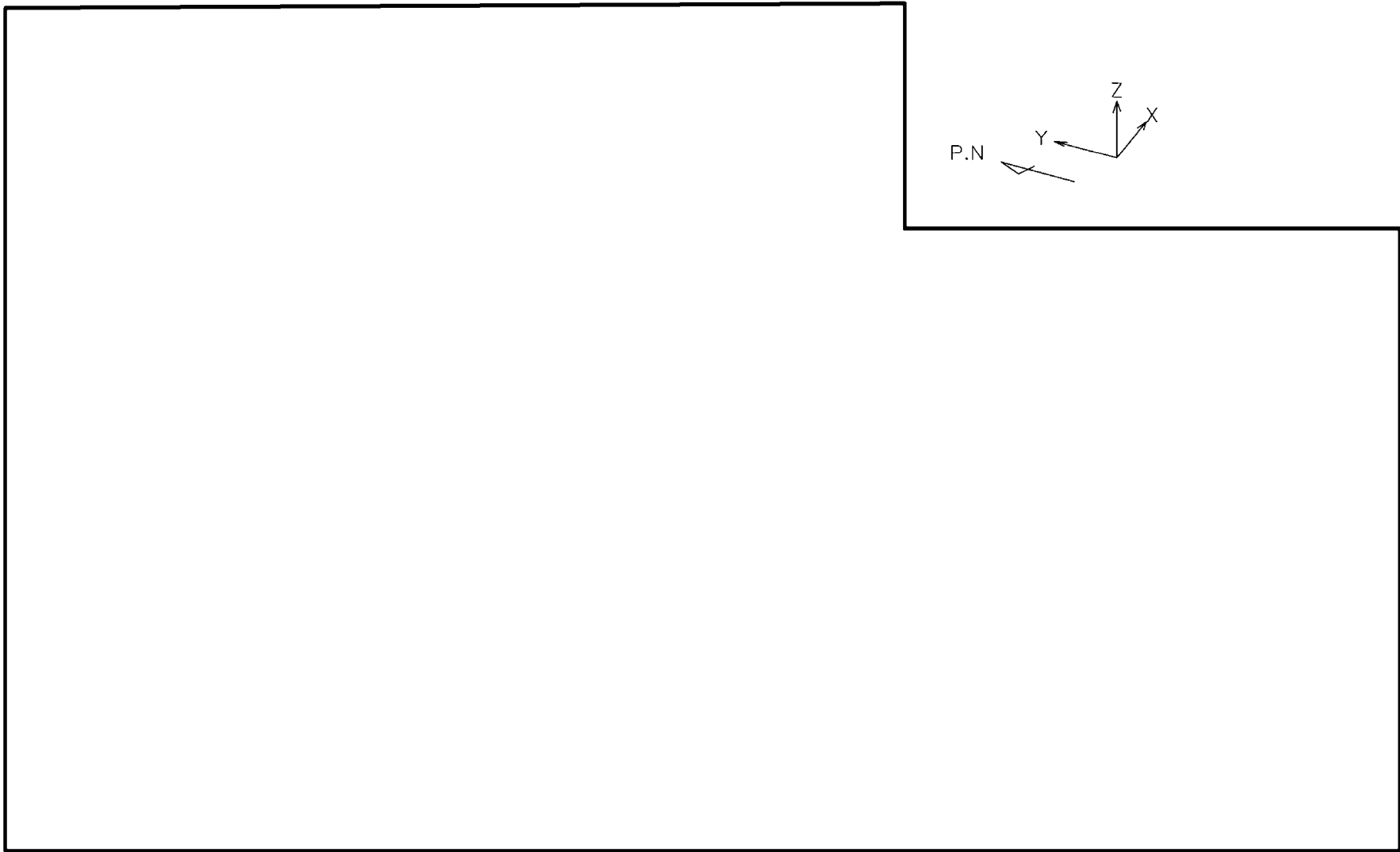
表5-4 評価結果

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

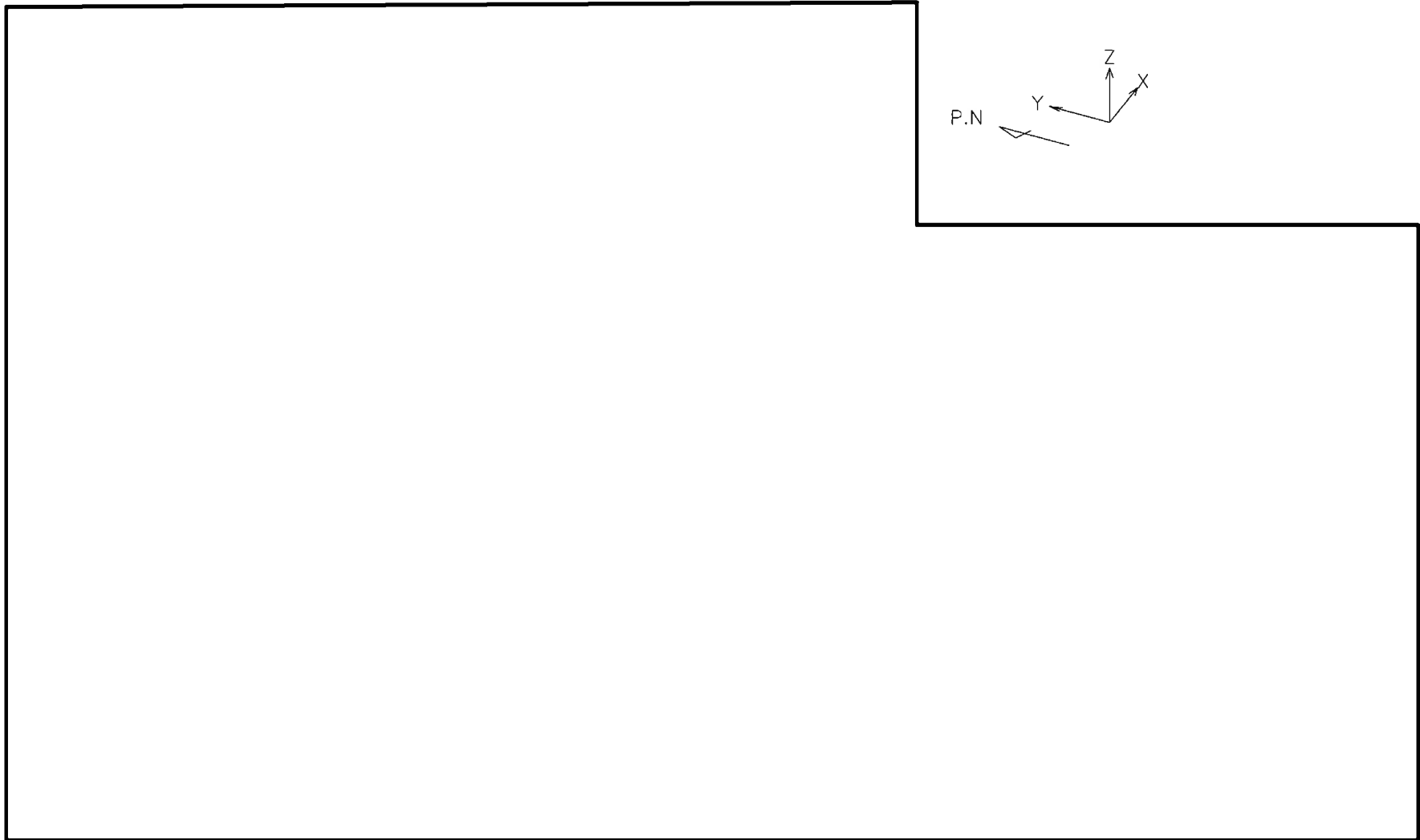
※1：異なる材料同士を溶接する場合は、一次応力と一次+二次応力それぞれについて、各部位の発生応力と表5-3に記載する許容応力の応力比が大きくなるよう、許容応力が小さい方の材料の許容応力値を採用した。

(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。

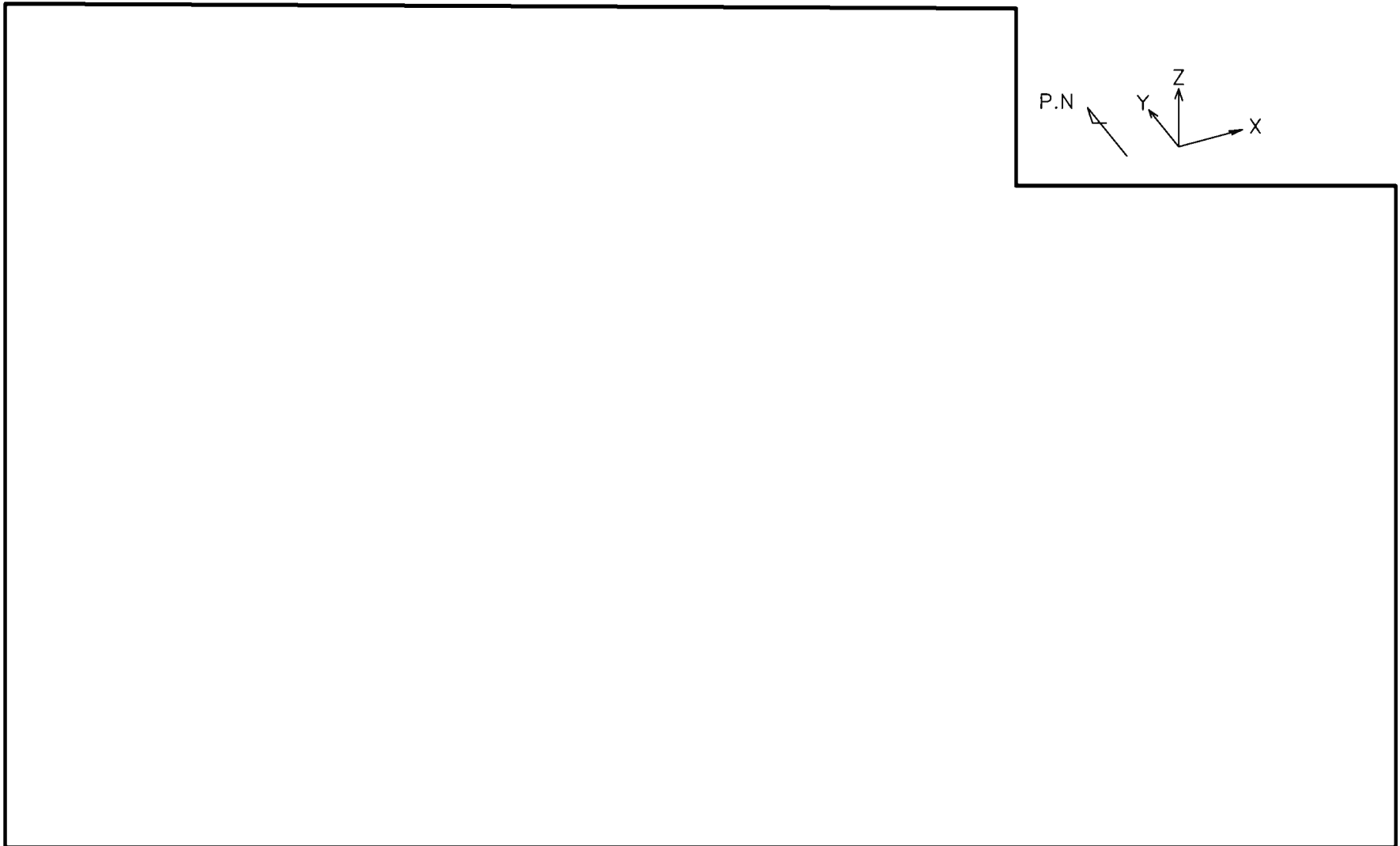
以上



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 O 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。