

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-7 改10
提出年月日	平成30年6月7日

東海第二発電所 劣化状況評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成30年6月7日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目次

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

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

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

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（昭和 53 年通商産業省令第 77 号。以下、「実用炉規則」という）」第 114 条の規定に基づく、劣化状況評価における耐震安全性評価の補足として、耐震安全性の評価結果が適切であることを説明するとともに、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の劣化状況評価については劣化状況評価書に取りまとめている。

劣化状況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・構造物の経年劣化を加味して耐震重要度クラスに応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物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

機器の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して劣化状況評価を行った結果、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、運転期間延長認可申請の劣化状況評価の中で耐震安全性の評価を実施するものである。

耐震安全性評価についての要求事項を表 1 に整理する。

表 1 (1/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p><耐震安全性評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ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。 ○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及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。 ○ 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機器・構造物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。 ○ 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又は、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を。
<p>実用発電用原子炉の運転延長認可申請に係る運用ガイド</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p style="text-align: center;">①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</p> <p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p style="text-align: center;">①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</p>
<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保守管理活動において、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、保守管理要領等の文書及び保守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>

表 1 (2/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, 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>②-1 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。</p> <p>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。</p> <p>④ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査 ① 長期保守管理方針の策定 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。</p>
<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>

表 1 (3/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, 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>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守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、保守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保守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保守管理方針を策定すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

(1) 評価対象

① 耐震安全性評価対象機器

高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価における評価対象機器と同じ重要度分類審査指針クラス 1, 2 及び最高使用温度が 95℃を超える, 又は最高使用圧力が 1,900kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器 (浸水防護施設を含む), 並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とする。

上記の機器のうち, 以下の機器を耐震安全性評価 (東北地方太平洋沖地震 (以下, 「TP0 地震」という) の影響を考慮した耐震安全性評価を含む。) における評価対象機器とする。

- ・各劣化状況評価書で行った機器のグループ化における「同一グループ内での代表機器」
- ・「同一グループ内での代表機器」より耐震重要度が上位の機器

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

② 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

①にて抽出された耐震安全性評価対象機器において, 各劣化状況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。

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

このうち, 耐震安全性評価を実施する機器として, a. 及び b. のうち「現在発生しているか, 又は将来にわたって起こることが否定できないもの」で且つ「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。

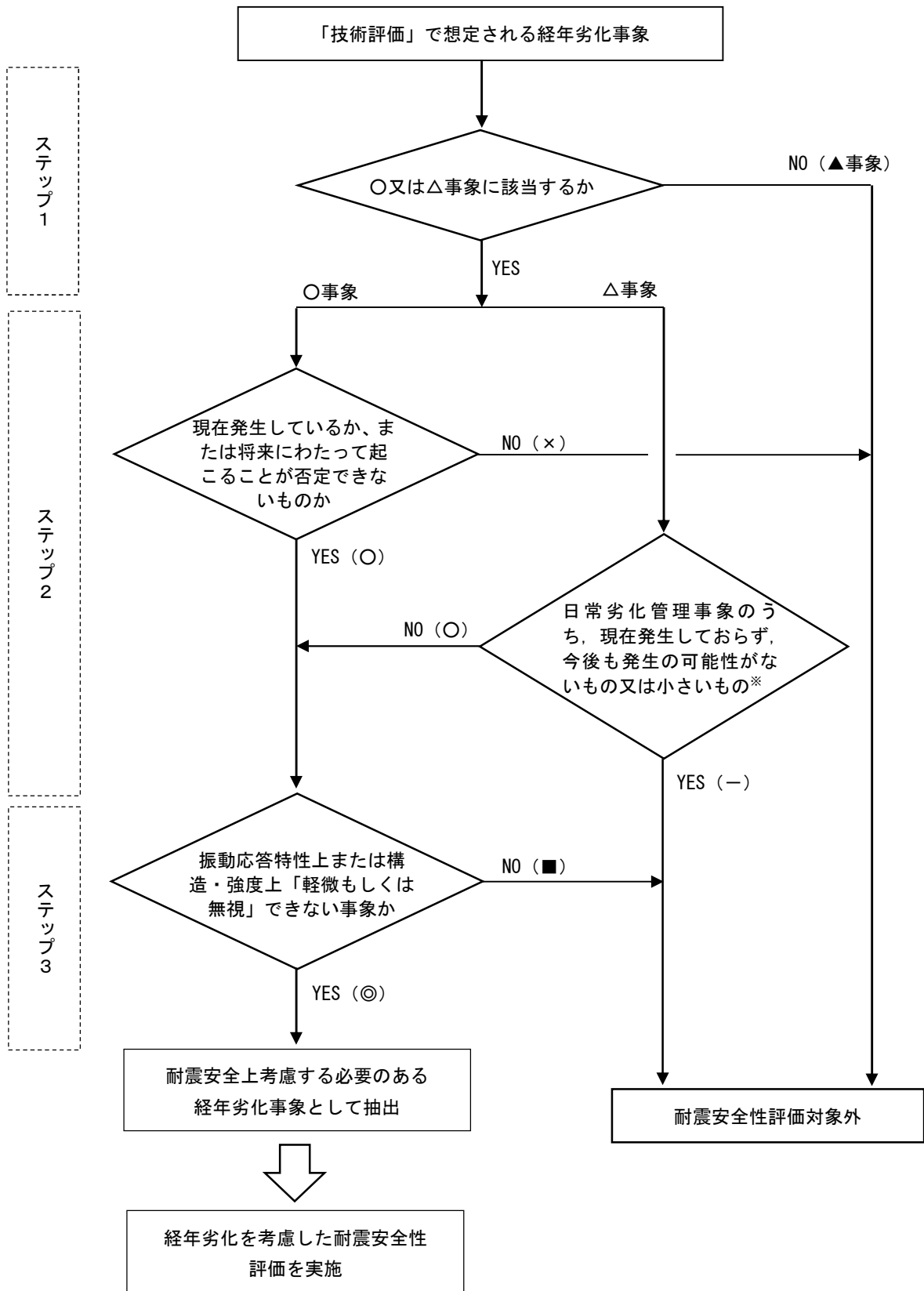
また, TP0 地震の影響を考慮する必要がある経年劣化事象については, 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象のうち, TP0 地震による影響を考慮した際に, 耐震評価結果が耐震安全性評価書に記載される評価結果に包含されず, 重畳される事象である低サイクル疲労とする。

表2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							
	低サイ クル疲 勞	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 よる韌 性低下	応力腐 食割れ	腐食	
							全面 腐食	流れ 加速型 腐食
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎*2	—
熱交換器	—	—	—	—	—	—	◎*1,*2	◎
ポンプ モータ	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎*2	—
配管	◎	—	—	—	—	—	◎*2	◎
弁	◎	—	—	◎	—	—	—	—
炉内構造 物	◎	—	◎	—	◎	◎	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
タービン 設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
コンクリ ート構造 物及び鉄 骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—
計測制御 設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
機械設備	—	—	—	—	—	◎	◎*2	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—

*1：胴，伝熱管の腐食

*2：基礎ボルト



YES/NO () 内の記号は耐震評価の分類を示す。

※ 保全活動によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象は「YES」に進む

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

(2) 評価手法

① 適用規格

耐震安全性評価に用いた規格を以下に示す。

- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版(2007年追補版を含む) JSME S NC1-2005(2007)」(以下、「設計・建設規格」という)
- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008年版 JSME S NA1-2008」(以下、「維持規格」という)
- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格 JSME S ND1-2002」(以下、「配管破損防護設計規格」という)
- ・ 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験 JEAC4206-2007」(以下、「JEAC4206」という)
- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」(以下、「配管減肉管理規格」という)
- ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601-補-1984」(以下、「JEAG4601」という)
- ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」(以下、「JEAG4601」という)
- ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針追補版 JEAG4601-1991」(以下、「JEAG4601」という)

② 耐震安全性評価の評価手法

(a) 低サイクル疲労(原子炉再循環ポンプ, 原子炉圧力容器, 配管, 弁等)

基準地震動 S_S を考慮した疲労累積係数と, 運転開始 60 年までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数を足し合わせ, 合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

TPO 地震の影響評価については, TPO 地震を考慮した疲労累積係数に, 上記の疲労累積係数を足し合わせ, 合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

(b) 中性子照射脆化(原子炉圧力容器の胴及び低圧注水ノズル)

原子炉圧力容器胴及び低圧注水ノズルにおける運転開始後 60 年時点での K_{Ic} 下限包絡曲線と基準地震動 S_S の荷重を考慮した K_I 曲線を算出し, K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線を比較した結果が $K_{Ic} > K_I$ となり, 許容限界を下回ることを確認する。

(c) 照射誘起型応力腐食割れ, 中性子照射による靱性低下(炉心シュラウド)

亀裂を想定し, 地震時の応力拡大係数が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。

- (d) 熱時効（原子炉再循環ポンプのケーシング，原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱）
 亀裂を想定し，評価対象部位の熱時効後の材料の亀裂進展抵抗と構造系に与えられた応力と亀裂長さから算出される亀裂進展力を比較して，不安定破壊しないことを確認する。
- (e) 応力腐食割れ（シュラウドサポート， 廃液濃縮器蒸発缶）
- a. シュラウドサポート
 亀裂を想定し，極限解析により算出されるシュラウドサポートの崩壊荷重が，許容値である地震荷重の1.5倍を上回ることを確認する。
 - b. 廃液濃縮器蒸発缶
 亀裂を想定し，地震時の発生応力が亀裂安定限界応力を下回ることを確認する。
- (f) 腐食（流れ加速型腐食）（配管， 熱交換器）
- a. 配管
 保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を考慮して地震時の発生応力又は疲労累積係数を算出し，許容値を下回ることを確認する。
 耐震安全性評価フローを図2に示す。
 - b. 熱交換器
 伝熱管の施栓基準である管支持板の支持間隔喪失又は伝熱管の減肉を考慮して発生応力を算出し，許容応力を下回ることを確認する。

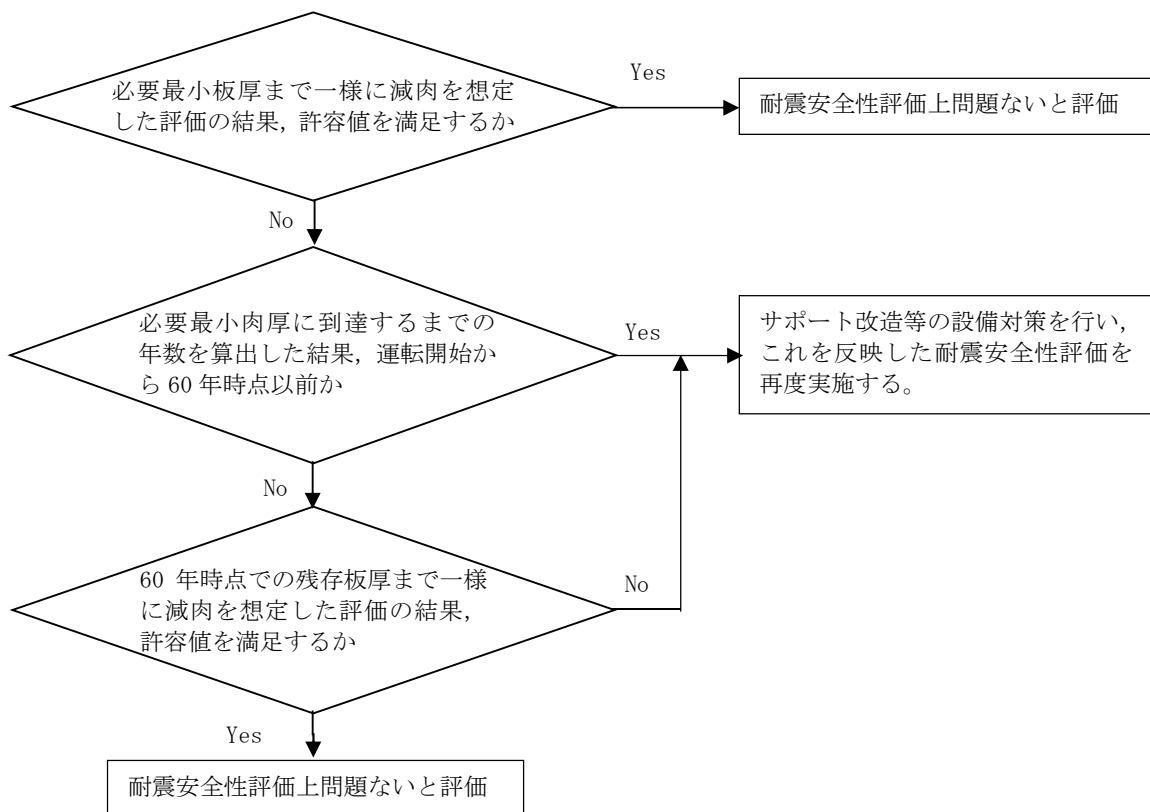


図2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

(g) 腐食（全面腐食）

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

(h) 動的機能維持

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、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）と同様の手法を用いて、想定される経年劣化を考慮した場合にも地震時の応答加速度が機器の機能確認済加速度以下となることを確認する。

(i) 制御棒挿入性

劣化状況評価の中から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を抽出して影響評価を行い、工事計画認可申請書「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」の評価に影響を与えないことを確認する。

(j) 水平 2 方向評価

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

③ 工事計画認可申請で用いた耐震評価手法等の反映について

現状の設備状態に基づき耐震安全性評価を行うことを基本とするが、工事計画に係る設備については、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）どおりに工事が実施されることを前提とした耐震安全性評価を行う。

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

既工認と異なる評価手法について、劣化状況評価への適用の状況を表 3 に整理した。

表 3 (1/2) 既工認と異なる評価手法の劣化状況評価への反映状況

項目	概要	工事計画認可申請における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
1. 先行プラントの知見反映を基本として変更する手法					
(1)	クレーンの非線形時刻歴応答解析の適用	すべり及び浮き上がりの条件を考慮した非線形時刻歴応答解析での評価	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC*1 建屋天井クレーン	×	耐震評価対象外機器のため
(2)	ポンプ等の応答解析モデルの精緻化	立形ポンプにおける JEAG4601-1981 追補版に基づく、モデルの精緻化	立形ポンプ(高圧炉心スプレイ系ポンプ他)	○	立形ポンプの耐震安全性評価(基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価)に反映
		架台及び熱交換器本体の相互影響を精緻に評価するための多質点系はりモデルを用いた地震応答解析による評価	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系熱交換器の耐震安全性評価(基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価)に反映
		集中質量を用いる質点モデルから等分布質量としたビーム要素に変更した解析モデルを用いた地震応答解析による評価	格納容器ベント管	×	耐震評価対象外機器のため
(3)	容器等の応力解析への FEM モデルの適用	実機の形状をシェル要素にて模擬し、JSME 等に基づく材料諸元を与えてモデル化	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッド、ディーゼル発電機始動用空気溜め及び燃料油デイトンク	×	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッドは耐震評価対象外機器である。 ディーゼル発電機始動用空気溜め及び燃料油デイトンクの基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価は、JEAG4601 の評価式で算出できるため、FEM モデルは適用していない。
(4)	解析コードの変更	実機形状を質点とはり要素に置き換えた多質点モデルでの応答解析	原子炉圧力容器内構造物(ジェットポンプ、炉心スプレイスパーージャ、出力領域計装検出器(LPRM))	×	耐震評価対象外機器のため
2. 鉛直方向地震の動的な取り扱いを踏まえて適用する手法					
(1)	鉛直方向地震の動的な取り扱いを踏まえて適用する手法	水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根による組合せ 鉛直方向応答解析モデルの追加	動的地震力を適用して耐震評価を行う機器・配管系	○	動的地震力を適用した耐震評価に対し、従来の絶対値和法並びに二乗和平方根適切に反映している。

表 3 (2/2) 既工認と異なる評価手法について、劣化状況評価への適用の状況

項目	概要	工事計画認可申請における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
3. より現実的な応答を模擬する観点から採用する手法					
(1)	最新知見として得られた減衰定数の適用	振動試験結果等を踏まえて設定した減衰定数の採用	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC*1 建屋天井クレーン, 燃料取替機	×	耐震評価対象外機器のため
		新規制基準での PWR プラントでの適用実績及び BWR プラントへの適用を踏まえた検討がされた減衰定数の設定	配管系	○	機器・配管系の耐震安全性評価に反映
(2)	極限解析による評価の適用	JEAG4601 及び JSME 設計・建設規格で規定されている極限解析の適用	炉内構造物	○	シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価に適用

*1：使用済燃料乾式貯蔵建屋

(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4のとおり選定する。

表4 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（以下、 S_s 地震力という）
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方 ^{*3} （以下、「弾性設計用地震力」という）
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 ^{*4,*5}
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力 ^{*5}

- *1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動（ S_s -D1）、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価による基準地震動（ S_s -11～14、 S_s -21, 22）及び震源を特定せず策定する基準地震動（ S_s -31）。
- *2 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルは、基準地震動 S_s の応答スペクトルに、それぞれ係数0.5を乗じて設定している。
- *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 による地震力の1/2についても考慮する。
- *5 耐震Sクラスへ波及的影響を及ぼす可能性のある耐震Bクラス及び耐震Cクラスの評価用地震力は S_s 地震力を適用する。

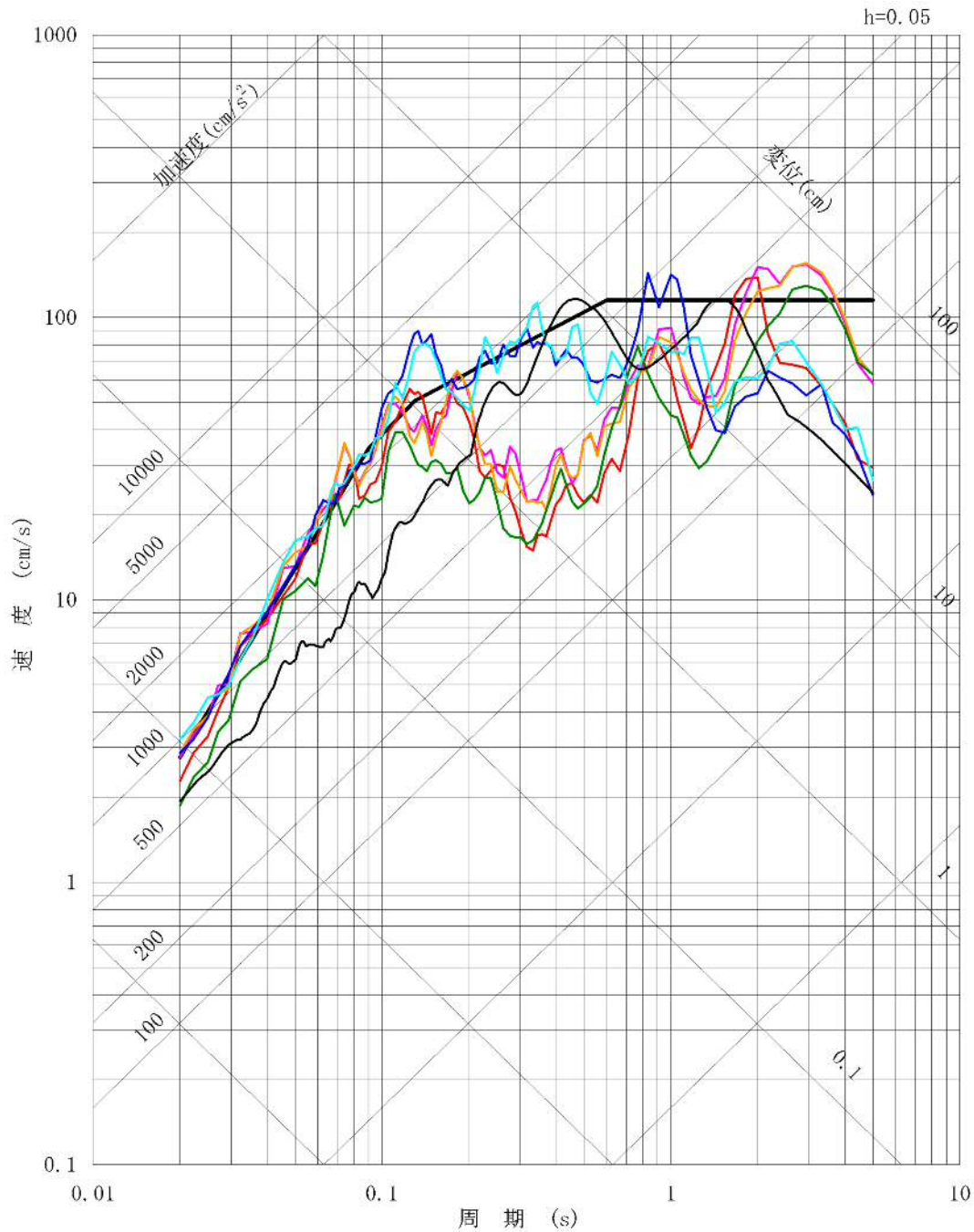
(4) 評価用地震動

劣化状況評価における耐震安全性評価では、設置変更許可申請（平成 29 年 11 月）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 5 に考慮した地震と基準地震動の最大加速度，図 3 に基準地震動の応答スペクトルを示す。

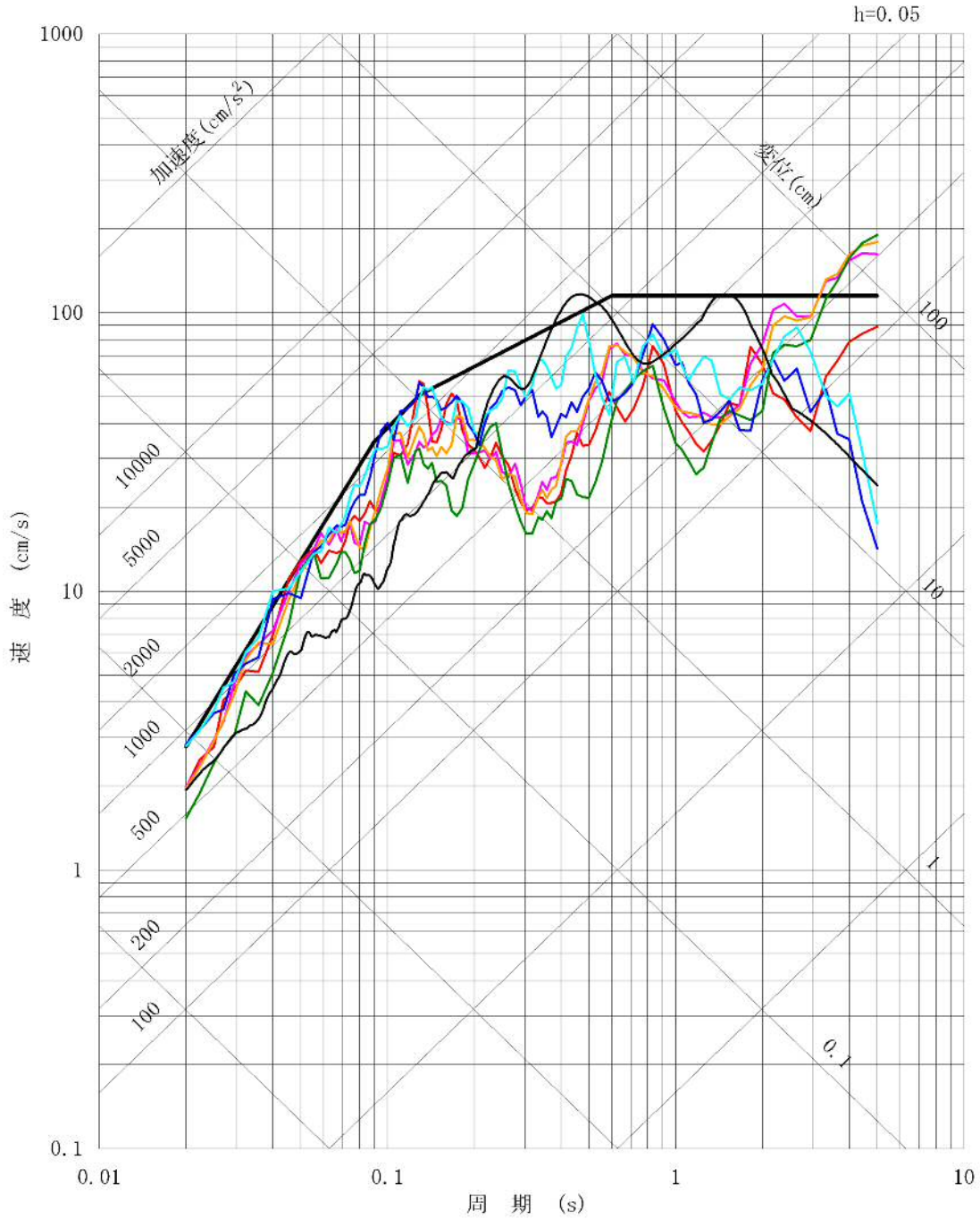
表 5 考慮した地震と地震動の最大加速度

	項目	内容
基準地震動 S_S 策定 に考慮した地震	模擬地震波 (S_S -D1)	応答スペクトル手法による基準地震動
	内陸地殻内地震 (S_S -11~14)	F 1 断層，北方陸域の断層，塩ノ平地震断層の連動による地震
	プレート間地震 (S_S -21~22)	2011 年東北地方太平洋沖型地震
	震源を特定せず策定する地震動 (S_S -31)	2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震
地震動の最大加速度	S_S -D1	水平 (NS・EW) 870 cm/s^2 鉛直 560 cm/s^2
	S_S -11	水平 (NS) 717 cm/s^2 (EW) 619 cm/s^2 鉛直 579 cm/s^2
	S_S -12	水平 (NS) 871 cm/s^2 (EW) 626 cm/s^2 鉛直 602 cm/s^2
	S_S -13	水平 (NS) 903 cm/s^2 (EW) 617 cm/s^2 鉛直 599 cm/s^2
	S_S -14	水平 (NS) 586 cm/s^2 (EW) 482 cm/s^2 鉛直 451 cm/s^2
	S_S -21	水平 (NS) 901 cm/s^2 (EW) 887 cm/s^2 鉛直 620 cm/s^2
	S_S -22	水平 (NS) 1009 cm/s^2 (EW) 874 cm/s^2 鉛直 736 cm/s^2
	S_S -31	水平 (NS・EW) 610 cm/s^2 鉛直 280 cm/s^2



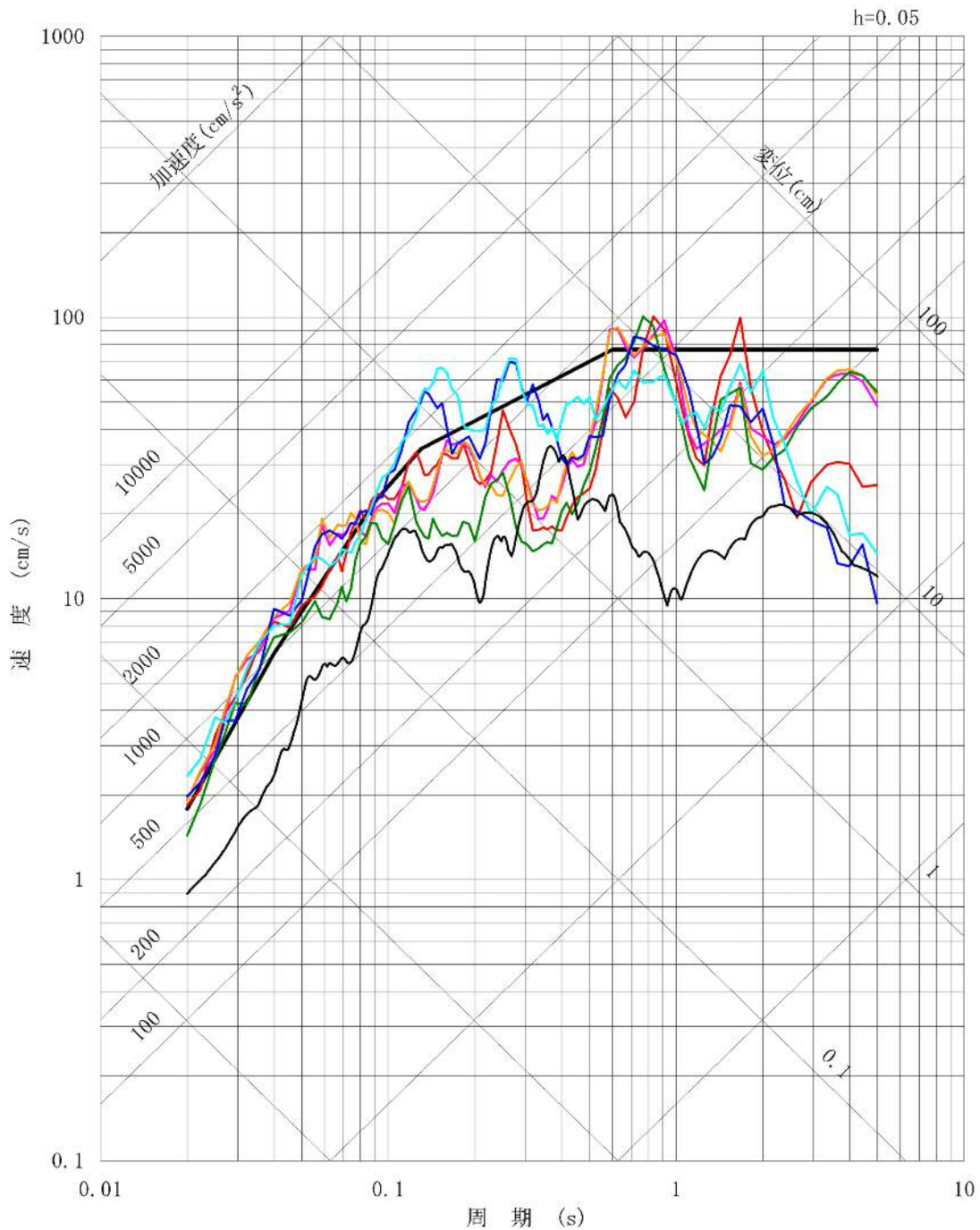
- S_s-D1
- S_s-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

図3(1/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (NS) 方向)



- S_s-D 1
- S_s-1 1 F 1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S_s-1 2 F 1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-1 3 F 1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S_s-1 4 F 1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-2 1 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2 2 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMG A位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3 1 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

図 3(2/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (EW) 方向)



- S_s-D1
- S_s-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重量)
- S_s-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

図3(3/3) 基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

(5) 代表の選定

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

補足説明資料では、耐震安全性評価を実施する機器のうち、表6に示すとおり代表を選定し、詳細な評価内容について記載する。

表6 (1/2) 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	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））	<ul style="list-style-type: none"> 安全上の重要度がクラス1，耐震Sクラス機器且つ地震による疲労累積係数が最も大きい機器 TPO地震を考慮した耐震安全性評価においては低サイクル疲労を考慮して耐震評価を実施した機器のうち、「基準地震動S_gによる疲労累積係数」が最大であり、地震による影響が大きいと考えられる機器
中性子照射脆化	原子炉圧力容器の胴及び低圧注水ノズル	中性子照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
照射誘起型応力腐食割れ，中性子照射による靱性低下	炉心シュラウド	60年時点でしきい照射量を超える中性子照射を受け、且つ亀裂を進展させる応力が存在する機器
熱時効	原子炉再循環ポンプのケーシング，原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェライト量が最大の機器又は機器に作用する応力が最大の機器
応力腐食割れ	シュラウドサポート（粒界型応力腐食割れ）	シュラウドサポート溶接部（H7, V8）にひび割れが確認され、ひび割れを残存させた状態で維持規格に基づく亀裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する箇所
	廃液濃縮器蒸発缶	応力腐食割れを考慮した評価が必要となる機器
腐食（流れ加速型腐食）	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））	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及び疲労累積係数が最大である箇所
	第3給水加熱器の伝熱管	管支持板の腐食（流れ加速型腐食）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機器
	非常用ディーゼル機関(2C, 2D号機)付属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管	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大である機器

表 6 (2/2) 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
腐食（全面腐食）	1. 機器付基礎ボルト ・主排気筒 ・残留熱除去系熱交換器	・過去に耐震補強実績があり且つ今回の評価において補強を前提とした評価を行った機器 ・発生応力と許容応力の比が最大である機器 ・発生応力が最大である機器
	2. 後打ちケミカルアンカ，メカニカルアンカボルト	発電所構内で使用されている後打ちケミカルアンカ，メカニカルアンカボルトを抽出
動的機能維持	1. 給水逆止弁 2. 主蒸気ドレン弁	機器の応答加速度に影響を与える経年劣化事象である，配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震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，炉内構造物，燃料集合体	劣化状況評価書に記載される各評価対象機器の「機能達成に必要な項目」において，制御棒挿入に係る項目（原子炉の緊急停止），燃料集合体の支持等挿入経路の影響を与える項目（炉心の支持）及び制御棒挿入経路にある機器を抽出
水平 2 方向評価	追而とします	工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）で水平 2 方向を考慮した耐震評価対象として抽出された機器

4. 代表の耐震安全性評価

(1) 耐震安全性評価

① 低サイクル疲労

原子炉系（蒸気部）配管における運転開始 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 を考慮した地震動による疲労累積係数の合計が許容値の 1 を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

また、TPO 地震を考慮した耐震安全性評価については、運転開始後 60 年時点での運転実績回数に基づく疲労累積係数及び基準地震動 S_s による疲労累積係数と TPO 地震による疲労累積係数を足し合わせた合計値が、許容値の 1 を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 7 に、基準地震動 S_s による疲労累積係数の詳細な算出過程を別紙 1 に、TPO 地震時の疲労累積係数の詳細な算出過程を別紙 2 にそれぞれ示す。

表 7 原子炉系（蒸気部）配管の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果
(TPO 地震の考慮含む)

系統	運転実績回数*1 に基づく 疲労累積係数	地震動による*2 疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	TPO 地震による 疲労累積係数	合計 (許容値：1)
原子炉系 (蒸気部)	0.0853	0.4509	0.2870	0.8232

*1：過渡実績を踏まえ、今後 60 年までの運転過渡を保守的に想定した疲労累積係数

*2：原子炉圧力容器出口から主蒸気隔離弁（第 2 弁）及び主蒸気逃がし安全弁排気管を考慮した解析モデルに、工事計画認可申請で適用している等価繰返し回数（110 回）を考慮して算出される疲労累積係数

② 中性子照射脆化

原子炉圧力容器について運転開始後 60 年時点における地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数 K_I を評価した結果、破壊力学上の許容限界である K_{Ic} を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙 3 に示す。

③ 照射誘起型応力腐食割れ、中性子照射による靱性低下

炉心シュラウドの H4 溶接継手に亀裂が発生したと仮定し、想定亀裂に作用する荷重（差圧、死荷重及び地震荷重（軸力及びモーメント））による軸方向応力を考慮した応力拡大係数と維持規格に示される破壊靱性値を比較した結果、亀裂が発生してから不安定破壊を生ずるまでの期間が運転期間約 5.23 年と評価されることから、保全計画に定める点検期間（運転期間約 4.6 年）で適切に点検を継続すれば、破壊が生ずる前に検知可能であり、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程は、照射誘起型応力腐食割れの劣化状況評価の補足説明資料に記載の

とおりである。

④ 熱時効

熱時効の耐震安全性評価では、「技術評価」の評価手法と同様に、代表評価対象部位を原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱とし、亀裂安定性評価用想定亀裂及び脆化予測モデルを用いて決定した熱時効後の材料の亀裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に与えられた応力（運転状態の荷重条件に S_s 地震荷重を考慮した応力）と亀裂長さから算出される亀裂進展力 (J_{app}) を求めて、最小破壊靱性 $J(\Delta a)$ と比較して不安定破壊しないことを確認した。

図 4 に原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果を示す。

評価の結果、亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることで、及び亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることから、原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安定破壊することはない、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程は、熱時効の劣化状況評価の補足説明資料に記載のとおりである。

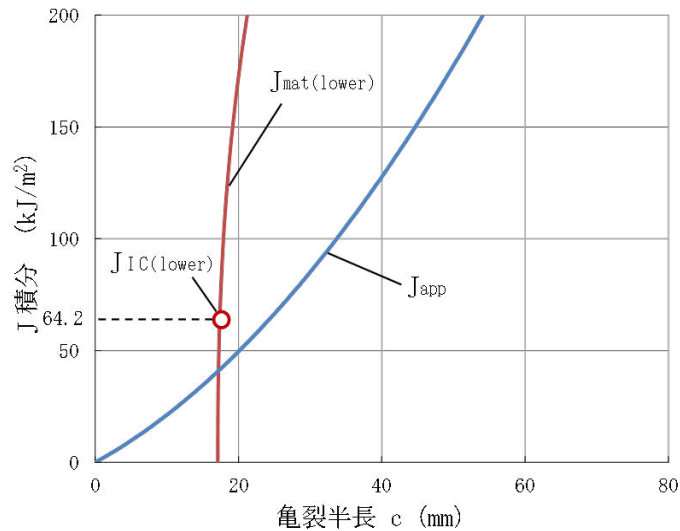


図 4 (1/2) 原子炉再循環ポンプのケーシングの亀裂安定性評価結果

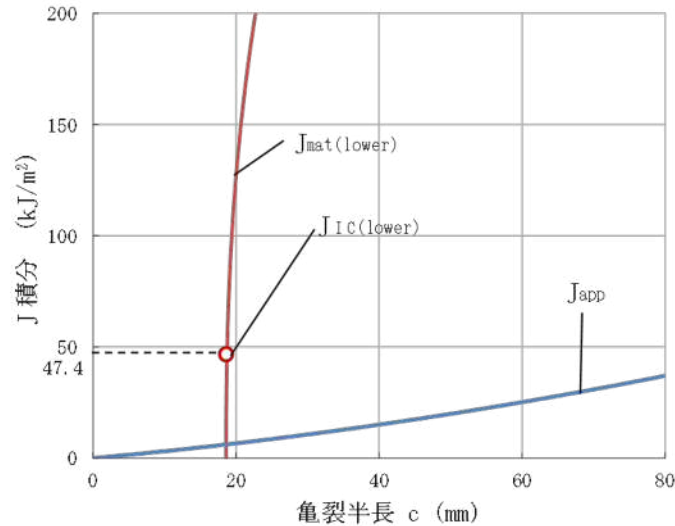


図 4 (2/2) 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果

⑤ 応力腐食割れ

(1) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ

第 24 回定期検査（平成 20 年 3 月）に経済産業大臣に報告している「東海第二発電所におけるシュラウドサポート溶接部のひび割れに関する評価書」における構造健全性評価にて想定したひび割れについて、第 25 回定期検査での継続検査で確認されたひび割れは構造健全性評価で想定した範囲内であることを確認したことから、従前の構造健全性評価で考慮したものと同一の想定欠陥に、死荷重、差圧及び基準地震動 S_s による地震荷重（鉛直力、水平力並びにモーメントを考慮する）を用いて運転開始後 60 年時点における極限解析を実施した結果、崩壊荷重は地震荷重の約 2.3 倍であり、許容値である地震荷重の 1.5 倍を上回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙 4 に示す。

(2) 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れ

廃液濃縮器蒸発缶の胴板に応力腐食割れによる亀裂が発生したと仮定し、想定亀裂に作用する地震時応力と亀裂安定限界応力を比較した結果、地震時応力が亀裂安定限界応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 8 に、詳細な算出過程を別紙 5 に示す。

表8 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

評価対象	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
廃液濃縮器蒸発缶胴板	31	65

⑥ 腐食（流れ加速型腐食）

(a) 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

炭素鋼配管系（原子炉系（蒸気部））の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 9 に示す。

必要最小板厚又は運転開始後 60 年時点板厚の減肉を想定し、地震時の発生応力又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙 6 に示す。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強実績及び工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）及び今回の劣化状況評価に伴い耐震補強を考慮して耐震評価を行った機器の補強概要を別紙 7 に示す。

表 9 炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1 (MPa)		許容応力*4 (MPa)
						必要最小板厚*2 (MPa)	60 年時点板厚*3 (MPa)	
原子炉系 (蒸気部)	クラス 1	S	S _s	IV _A S	一次応力	1031	291	364
					一次+二次応力	2770	831 (疲労累積係数：0.9697*5)	366 (疲労累積係数許容値：1)
			S _d	III _A S	一次応力	649	225	274
					一次+二次応力	1531	556 (疲労累積係数：0.5657*5)	366 (疲労累積係数許容値：1)

*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：配管の内圧等により決定される最小の板厚

*3：これまでの測定データに基づき想定した板厚

*4：設計・建設規格付録図表 Part5 表 1 又は表 8，表 9 より求まる値

*5：60 年時点板厚による通常運転時の疲労累積係数と地震動の疲労累積係数の合計値

(b) 給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）

第 3 給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による伝熱管支持間隔の喪失を想定した伝熱管の耐震評価を実施した結果、発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 10 に、詳細な算出過程を別紙 6 にそれぞれ示す。

表 10 給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
第 3 給水加熱器	クラス 3	B	S _d	B _d S	一次応力	121	163	166

*1：許容値は設計・建設規格付録材料図 Part5 表 5 より定まる値に 1.5 を乗じた値

(c) 非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）

非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管内面の腐食による減肉を想定した耐震評価を実施した結果、発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 11 に、詳細な算出過程を別紙 6 にそれぞれ示す。

表 11 非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備冷却水系清水冷却器の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*3 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備冷却水系清水冷却器	—*1	S	S _s *2	IV _s S	一次応力	45	105	337

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

*2：S_s地震力が S_d地震力及び S クラス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地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力の許容応力を下回するため、S_d地震力及び静的地震力による評価を省略した

*3：許容値は設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 6 より定まる値

⑦ 腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価

a. 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価

評価対象機器の基礎ボルトについて、東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果から運転開始後 60 年時点で全周に 0.3mm の減肉を想定した耐震安全性評価を行い、表 12 に示すとおり運転開始後 60 年時点の腐食を想定した場合においても、発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

基礎ボルト概要図を図 5 に、詳細な算出過程を別紙 8 に示す。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強実績及び工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）に伴い耐震補強を考慮して耐震評価を行った機器の補強概要を別紙 7 に示す。

表 12 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）の耐震安全性評価結果

機器名称	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
主排気筒	C* ²	引張	257	324
		せん断	12	187
残留熱除去系熱交換器	S, 重* ³	引張	344	488* ¹
		せん断	85	375* ¹

*1：設計・建設規格 Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり、S_s地震力が S_d地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による評価応力がⅢ_AS の許容応力を下回る機器については、S クラス機器はⅢ_AS の許容応力を示す

*2：非常用ガス処理系排気筒（耐震 S クラス）を支持しているため、耐震 S クラス機器の間接支持構造物に該当するため、基準地震動 S_sを考慮した状態での機能維持が要求される

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

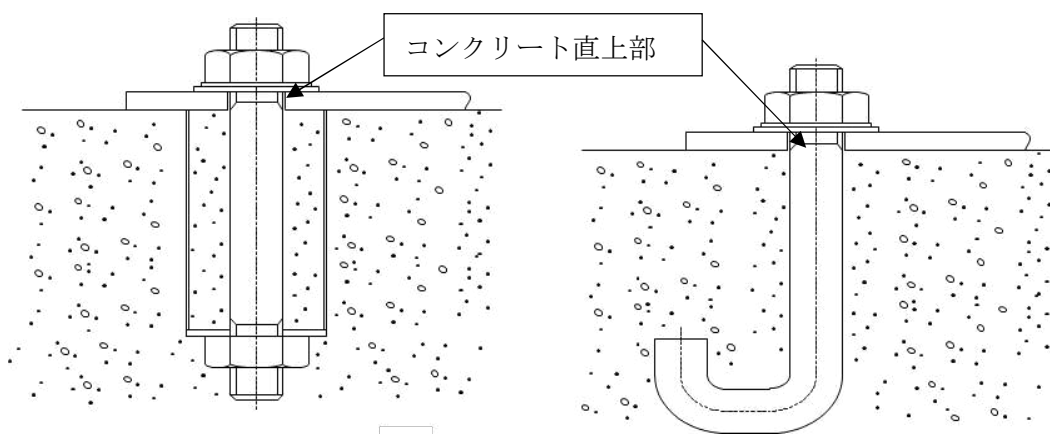


図 5 基礎ボルト概要図

b. 後打ちアンカ基礎ボルトの腐食の耐震安全性評価

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

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

後打ちアンカの概要図を図 6 に、詳細な算定過程を別紙 9 に示す。

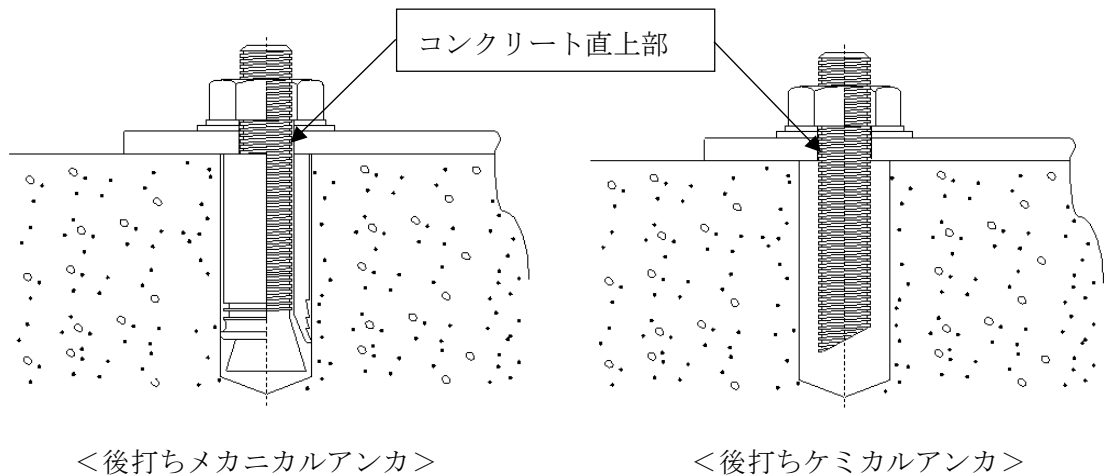


図 6 後打ちアンカボルト概要図

⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価

原子炉給水逆止弁、主蒸気ドレン弁について、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最大加速度を 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、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。

上記弁の動的機能維持評価結果を表 13 に、詳細な算出過程を別紙 10 に示す。

表 13 原子炉給水逆止弁，主蒸気ドレン弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	原子炉給水逆止弁		主蒸気ドレン弁*1		
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	
Ss	水平	20	工認値	工認未反映のため追而とします		—*2	—*2
			劣化状況 評価値	4.90	6.0	5.82	6.0
		50	工認値	工認未反映のため追而とします		—*2	—*2
			劣化状況 評価値	4.90	6.0	5.82	6.0
	鉛直	20	工認値	工認未反映のため追而とします		—*2	—*2
			劣化状況 評価値	3.37	6.0	1.24	6.0
		50	工認値	工認未反映のため追而とします		—*2	—*2
			劣化状況 評価値	3.37	6.0	1.24	6.0

*1：「弁の技術評価書」における代表機器以外の弁

*2：工事計画認可申請（平成30年2月補正申請）で評価対象外

⑨ 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の抽出及び制御棒挿入性への影響評価を行った結果、工事計画認可申請書「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」の評価に影響を与える経年劣化事象は抽出されなかった。

影響評価結果を表 14 に示す。

一方、工事計画認可申請書「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」において、以下 2 点が確認されている。

- ・基準地震動 S_s を用いて評価した燃料集合体の最大応答相対変位は 16.8^{*1} mm であること
- ・実機を模擬した試験により、燃料集合体の相対変位が約 40mm においても、90% ストロークスクラム時間が 3.5 秒以内であること

前述の通り、制御棒の挿入性に影響する経年劣化事象は抽出されなかったことから、経年劣化を考慮した地震時の燃料集合体の変位を評価した結果は、工事計画認可申請書で確認した 16.8 mm^{*1} となり、機能確認済相対変位である約 40 mm 以下となる。

また、基準地震動 S_s を考慮しても制御棒の挿入性に影響を与えることはないことから、経年劣化を考慮した地震時の制御棒挿入時間を評価した結果は、安全評価上の規定時間以下となる。

工事計画認可申請書添付書類「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」を添付資料 1 に示す。また、工事計画認可申請書添付書類「V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書」を添付資料 2 に示す。

- *1：「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」には、「V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書」で解析により得られた最大応答相対変位である 11.1mm に、裕度（1.5 倍）を見込んだ評価用の値。

表 14 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
及び制御棒挿入性への影響評価

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
制御棒	ローラ、ピンの摩耗	耐摩耗性の高いコバルト基合金、ニッケル基合金を使用されていること、且つ定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルの靱性低下、照射誘起型応力腐食割れ	制御棒の動作性に問題が生じていないことを、定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により確認しているため、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、ピン、上部ハンドルの粒界型応力腐食割れ		無
炉内構造物	炉心シュラウド、シュラウドサポートの疲労割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、また 60 年時点での疲労評価にて疲労累積係数が 1 より小さいことを確認し、疲労破壊を起こさないため、炉心支持機能に与える影響はない	無
	炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の粒界型応力腐食割れ	現状確認されているひびを保守的に拡大し健全性を評価した結果、60 年時点で破壊に至らないことを確認しており、また、ひびの方向性がは縦方向のみで変位影響を及ぼさないことから、炉心支持機能に与える影響はない。	無
		上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管現状目視点検で割れが確認されておらず、維持規格に基づき計画的に点検を実施するため、炉心支持機能に与える影響はない。	
	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、しきい照射量を超える炉心シュラウドと上部格子板のうち、炉心シュラウドはひび発生後から 5.23EFPY で破壊に至るが、4 定検毎に点検を実施する様計画されており、破壊を起こさない。上部格子板は溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないため、炉心支持機能に与える影響はない。その他の機器はしきい照射量に達せず、照射誘起型応力腐食割れが発生しない。	無
	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射スウェリング、照射下クリープ	炉心支持機能に与える影響はない。	無
	燃料支持金具（中央）、制御棒案内管の熱時効	現状目視点検で割れが確認されておらず、亀裂の原因となる経年劣化事象がなく、熱時効による破壊に至らないため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
燃料集合体	燃料集合体の腐食減肉	燃料集合体の外周にチャンネルボックスが取り付けられており、燃焼集合体は制御棒と接触しないため、燃料集合体の腐食減肉は制御棒挿入性に影響を与えない。	無

⑩ 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価

水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価については追而とする。
詳細の算出過程を別紙11に示す。

(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、各劣化状況評価の補足説明資料に記載のとおりである。

また、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、耐震安全性評価対象機器について検査等を実施した結果、耐震安全性評価に影響を及ぼす有意な欠陥等は確認されていない。

(3) 総合評価

60年間の供用を想定した各劣化状況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、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の要求事項を満足し、耐震安全性に問題ないことを確認した。

また、耐震安全性評価対象機器の現状保全については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化状況を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性評価に問題がないことを確認しており、各設備の現状保全は適切である。

なお、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後60年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

(4) 高経年化への対応

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後60年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

5. まとめ

(1) 審査基準適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。耐震安全性についての要求事項との対比を表 15 に示す。

表 15 耐震安全性評価についての要求事項との対比 (1/3)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ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。	4. (1)①, ⑥, ⑦, ⑩に示すとおり、低サイクル疲労及び腐食を考慮した機器について地震時に発生する応力及び疲れ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。
	○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及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。	4. (1)②～⑤に示すとおり、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、熱時効及び粒界型応力腐食割れを考慮した機器について、地震時に発生する応力、亀裂進展力及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。
	○ 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機器・構造物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。	4. (1)⑧に示すとおり、地震時に動的機能が要求される機器・構造物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。
	○ 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又は、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を確認した。	4. (1)⑨に示すとおり、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、経年劣化事象を考慮した状態での地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、工事計画認可申請での評価結果(機能確認済相対変位以下であり、また、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)に影響を与えないことを確認した。
実用発電用原子炉の運転延長認可申請に係る運用ガイド	運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。 ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。	3. (1)②に示すとおり、各劣化状況評価書での評価対象機器について耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象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た結果、耐震安全性に関して特別点検によって確認する事項はない。
	運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。 ①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。	4. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展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を、保守管理に関する方針(長期保守管理方針)に記載した。

表 15 耐震安全性評価についての要求事項との対比 (2/3)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
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 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, 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)①～⑩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), (3)に示すとおり、耐震安全性評価を実施して審査基準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。
	㉒-1 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の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. (4)に示すとおり、耐震安全評価において審査基準を満足し、耐震安全性が確保されているものの、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展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を、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に記載した。
	㉔ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。	4. (1)①に示すとおり、現に発生した大規模地震等による影響が蓄積され、且つ地震による影響の大きいと考えられる地震時の疲労累積係数の大きい経年劣化事象及び部位を抽出し、耐震安全性評価を実施し、許容値を下回ることを確認した。
	(2) 長期保守管理方針の審査 ① 長期保守管理方針の策定 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. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展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を、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に記載した。

表 15 耐震安全性評価についての要求事項との対比 (3/3)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<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>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。</p>	<p>4. (1)～(4)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、審査基準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、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展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を、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に記載した。</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、設置変更許可申請（平成 29 年 11 月）にて規制基準の要求を満足する基準地震動及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 長期保守管理方針の策定及び変更</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全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守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保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価を行うに当たっては、30 年時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期保守管理方針の意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これら結果を適切に反映すること。</p>	<p>4. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展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を、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に記載した。</p>

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する必要があるため、保守管理に関する方針を表 16 のとおり定め、運転期間延長認可申請書の「保守管理に関する方針」にて記載するとともに、当該方針を長期保守管理に関する方針として原子炉施設保安規定に定め、確実に実施していく。

表 16 保守管理に関する方針（抜粋）

No.	保守管理に関する方針	実施時期 ^{※2}
5	炭素鋼配管*の腐食（流れ加速型腐食）について、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 *：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 給水加熱器ドレン系配管	中長期

※2：実施時期については平成 30 年 11 月 28 日からの 5 年間を「短期」、平成 30 年 11 月 28 日からの 10 年間を「中長期」、平成 30 年 11 月 28 日からの 20 年を「長期」とする。

別紙

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

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について

1. 通常運転時における疲労累積係数

(1) 過渡回数

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

表 1 原子炉系（蒸気部）における推定過渡回数

運転条件	過渡回数	
	2016年11月時点	60年時点*1
ボルト締付	26	46
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75 %）	67	120
週末低出力運転（出力50 %）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（その他）	20	24
停止	65	111
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
ボルト取外し	26	49

*1：60年時点過渡回数

=実績過渡回数+推定過渡回数

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

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

(2) 解析モデル

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

(3) 解析結果

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

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

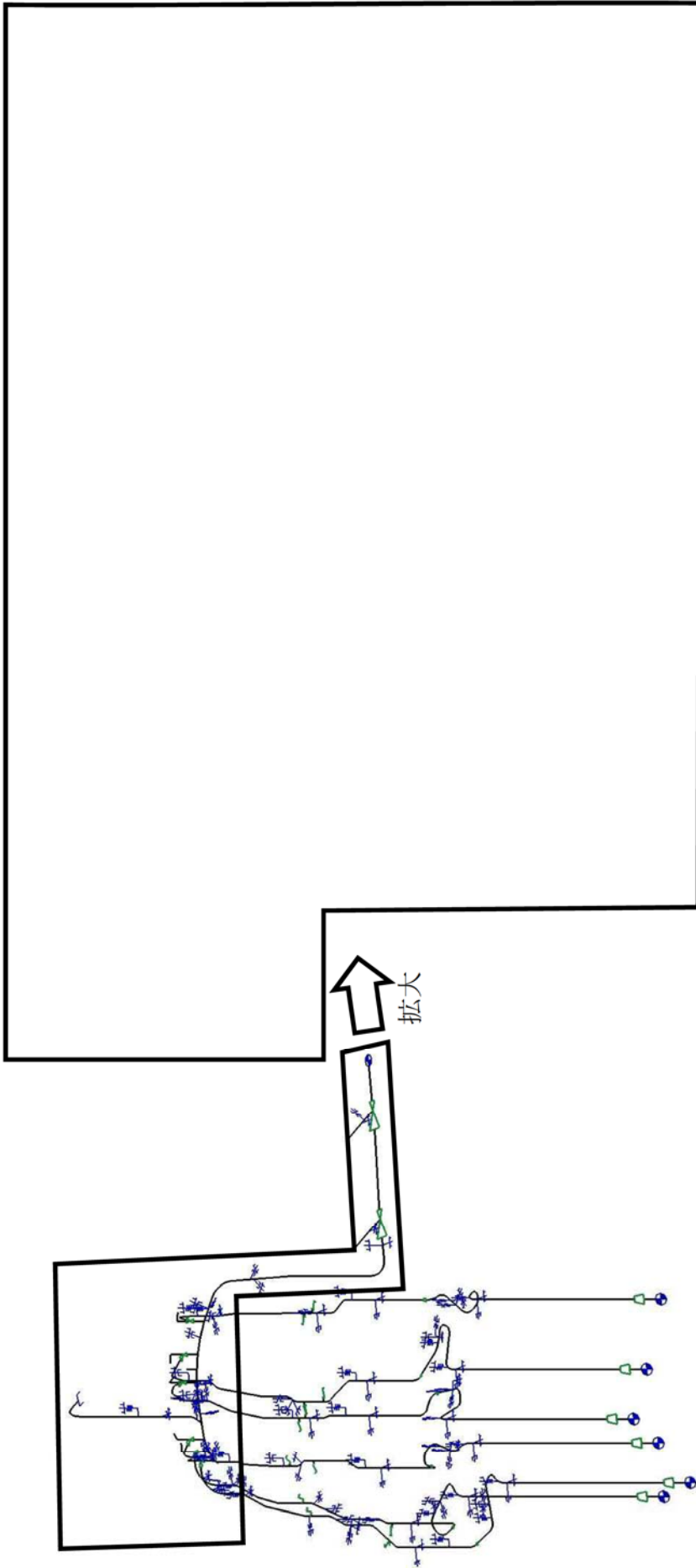


図1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

評価モデル全体図

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

系統	主蒸気系		配管モデル名		MS-C		評価点No.		12		評価点属性		通常運転時の疲労累積係数最大点											
	No.		事象毎の組合せ		ピーク応力		一次 + 二次 応力		Ke 係数		繰返しピーク応力 (ヤング率補正前)		材質		SPTT49 繰返しピーク応力 (ヤング率補正後)		60日想定 繰返し回数		評価ケース		疲労累積係数			
No.		名称		番号		ピーク応力		一次 + 二次 応力		Ke 係数		繰返しピーク応力 (ヤング率補正前)		材質		SPTT49 繰返しピーク応力 (ヤング率補正後)		60日想定 繰返し回数		評価ケース		疲労累積係数		
				始点 終点		Sp MPa		Sn MPa		Ke		SL MPa		E MPa		SL MPa		ni 共回数		Ni 許容回数		U 大気中		
				始点 終点		MPa		MPa		-		MPa		MPa		MPa		共回数		許容回数		大気中		
1																								
2																								
3																								
4																								
5																								
6																								
7																								
8																								
9																								
10																								
11																								
12																								
13																								
14																								
15																								
16																								
17																								
18																								
19																								
20																								
21																								
22																								
23																								
24																								
25																								
26																								
27																								
28																								
29																								
30																								
31																								
																						疲労累積係数総合計		0.0853

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

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

: 最大評価点を示す

2. 基準地震動 S_s による疲労累積係数

(1) 評価仕様

原子炉系（蒸気部）の配管仕様を表 4 に示す。

表 4 原子炉系（蒸気部）配管の配管仕様

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

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

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

(2) 解析モデル

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

(3) 入力条件

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を用いた地震応答解析より得られた地震波（基準地震動 S_s 8 波を包絡させた床応答スペクトル）を用いている。

また、等価繰返し回数は、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d とともに工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）で適用している 110 回としている。

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

等価繰返し回数 110 回の妥当性は別紙 13 にて別途説明します。

表5 原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件

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

3. 評価結果

(1) 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表6に示す。

表6 地震時に生じる応力の解析結果

(単位：MPa)

	一次応力 (S)						一次+二次応力 (Sn)	
	圧力*1	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震及び相対変位	許容値
S _s								
S _d								

*1：圧力の算出は、以下のとおり。

<S_s地震時>

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

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

ここで、

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

<S_d地震時>

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

ここで、

B1 = 0.5 (主管側の応力係数)

P = 8.62 · 1.1 = 9.482 (負荷喪失時の圧力)

Do = (主管側の配管口径)

t = (主管側の配管肉厚)

(2) 地震による疲労評価結果

① S_s地震による疲労評価

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

➤ 地震による一次+二次+ピーク応力

<分岐管側>

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

<主管側>

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

<合計>

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

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正前)

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

$$= \frac{2.20 \times \boxed{}}{2} = \boxed{} \rightarrow \boxed{} [\text{MPa}]$$

<Ke の算出>

設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2) より

$$K = \frac{Sp}{Sn} = \frac{\boxed{}}{757} = \boxed{}$$

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$ となる。

表 PVB-3315-1 より

材料の種類	炭素鋼
q	3.1
A ₀	0.66
B ₀	2.59

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

a. $K < B_0$ のとき

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

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

$$= 1.0 \dots \textcircled{2}$$

①式 \geq ②式より (b) の Ke 式を使用する。

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

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

$$= 2.14293 \dots \rightarrow 2.20$$

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正後)

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

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

ここで、

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

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

表 7 基準地震動 S_s による疲労累積係数

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

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

4. 通常運転時の疲労累積係数との組合せによる評価結果

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

表 9 S_s地震時の通常運転時疲労累積係数との組み合わせによる評価結果

通常運転時	S _s 地震時	合計
0.0853	0.4509	0.5362

中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について

本資料は、劣化状況評価のうち耐震安全性評価で実施した原子炉圧力容器の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価が、本文「2. 基本方針」で示す耐震安全性評価についての要求事項を満足し、審査基準に適合していることを説明するものである。

「1. 審査基準における要求事項」には、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準で示される要求事項を示す。

次に、原子炉圧力容器の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価では、地震荷重を考慮して供用状態 A 及び B（耐圧・漏えい検査を除く）である炉心臨界時の圧力-温度制限曲線（以下、「P-T 線図」という）を、JEAC4206 に基づき作成した上で評価を実施している。

そのため、炉心領域胴における耐震安全性評価について、P-T 線図の算出根拠を含め「2. 炉心領域胴における耐震安全性評価」に示す。

ここで、中性子照射脆化評価において、炉心領域胴の監視試験による関連温度（最低使用温度）結果よりも、低圧注水ノズルによる関連温度（最低使用温度）結果の方が厳しいことが確認されており、その結果を受けて耐震安全性評価の代表を低圧注水ノズルとすることを検討する必要があることから、炉心領域胴と同様に「3. 低圧注水ノズルにおける耐震安全性評価」に示す。

また、「4. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の代表性について」にて、炉心領域胴と低圧注水ノズルの評価の差異を整理する。

「5. K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線の算出」では、低圧注水ノズル及び炉心領域胴の炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の K_{IC} 下限包絡曲線- K_I 曲線をそれぞれ算出した上で、両曲線は交差することなく $K_{IC} > K_I$ であることを確認し、審査基準に適合していることを「6. 審査基準適合性」に示す。

1. 審査基準における要求事項

耐震安全性評価（原子炉圧力容器の中性子照射脆化）を評価するにあたっての要求事項は表 1 のとおり。

表 1 耐震安全性評価（原子炉圧力容器の中性子照射脆化）についての要求事項

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及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。

2. 炉心領域胴の耐震安全性評価

(1) 炉心領域胴の圧力－温度制限曲線（P-T 線図）の算出根拠

監視試験の結果による炉心領域の円筒胴について、運転開始後 60 年時点の関連温度を算出した上で、JEAC4206 FB-4100 に従い P-T 線図を作成している。P-T 線図は、中性子照射脆化評価における最低使用温度の設定において、厳しい評価となった母材に対して作成しており、その算出根拠を以下に示す。

① 材料データ

a. 円筒胴（炉心領域の材料）

(a) 監視試験片の RT_{NDT} 初期値：-25 °C*

*：建設時に RT_{NDT} を計測していないため、JEAC4206 E-5000 に基づき推定した母材、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の中での最高値を代表値として保守的に管理している

(b) 運転開始後 60 年時点での ΔRT_{NDT} 予測値：36 °C

b. 胴体フランジ（ボルト締付荷重が作用する部分の材料）

RT_{NDT} 初期値：-16 °C*

*：JEAC4206 附属書 E-5000 による推定値であり、具体的には附属書図 E-5000-1「初期プラントの破壊靱性設定フロー」に従って算出される。供用期間中の ΔRT_{NDT} を評価するにあたって、胴体フランジの RT_{NDT} 推定値（-17 °C）より高い溶接金属の RT_{NDT} 推定値（-16 °C）をコンポーネント代表値として管理しており、各部材の RT_{NDT} 初期値の推定について表 2 に整理する。

表 2 各部材の RT_{NDT} 初期値（附属書 E-5000 による推定）

部材	チャージ No.	T_{NDT}	vT_{r50}	T_{cv}	RT_{NDT} 初期値 (°C)
胴体フランジ	47D222-1-2				-17
	47C191-1-2				-17
溶接金属	Y-204 : D53040, YF-200 : 3330-02205				-16
	Y-204 : D57310, YF-200 : 3330-02205				-16

*:母材 L 方向データを示す

なお、溶接金属の RT_{NDT} 初期値算出過程は以下のとおり。

(a) E-5110 (2) より、 T_{NDT} (上限値) = °C

(b) E-5120 (2) より、 vT_{r35M} = °C (試験温度)

(c) E-5120 (2) (13)式より、 vT_{r50} = (吸収エネルギーが 41 J 以上の温度) + 29
= °C

(d) E-5120 (1) より, $T_{CV} = \text{MAX} (vT_{r35M}, vT_{r50}) = \square \text{ } ^\circ\text{C}$

(e) E-5130 (1) より, $RT_{NDT} = \text{MAX} (T_{NDT}, T_{CV} - 33) = -16 \text{ } ^\circ\text{C}$

② 寸法

a. 円筒胴内径 D_i : \square mm

b. 円筒胴の最小肉厚 t : \square mm

③ 仮想欠陥及び荷重の想定

a. 欠陥方向 : 軸方向 / 円周方向の 2 ケース

b. 荷重 : 地震荷重なし / ありの 2 ケース

c. 欠陥寸法 : 深さ $a = t/4$, 長さ $l = 1.5 \times t$

④ 応力値

a. 円筒胴の応力 (計算においては, 外面腐食代 0.8 mm を考慮した寸法を用いる。)

(a) 円筒胴の板厚 $T = t - 0.8 = \square$ mm

(b) 円筒胴の内半径 $R_i = D_i / 2 = \square$ mm

(c) 円筒胴の外半径 $R_o = R_i + T = \square$ mm

(d) 円筒胴の断面積 $A = \pi (R_o^2 - R_i^2) = \square \times 10^6 \text{ mm}^2$

(e) 円筒胴の断面係数 $Z_o = \pi/4 \times (R_o^4 - R_i^4) / R_o = \square \times 10^9 \text{ mm}^3$

b. 円筒胴の最高使用圧力 ($P_d = 8.62 \text{ MPa}$) に対する応力

(a) 円周方向応力 $\sigma_{t1m} = P_d \times R_i / T = \square \text{ MPa}$ (一次膜応力)

(b) 軸方向応力 $\sigma_{l1m} = P_d \times R_i^2 / (R_o^2 - R_i^2) = \square \text{ MPa}$ (一次膜応力)

(c) 円周方向応力 $\sigma_{t2b} = P_d \times (1 + (R_o/R_i)^2) / ((R_o/R_i)^2 - 1) - \sigma_{t1m} = \square \text{ MPa}$
(二次曲げ応力)

c. 円筒胴の供用状態 A 及び B + 地震荷重による応力

(a) 鉛直荷重 $V = \square \text{ kN}$ (供用状態 A 及び B) + $\square \text{ kN}$ (地震荷重 S_s)
 $= \square \text{ kN}$

(b) モーメント $M = \square \text{ kN}\cdot\text{m}$ (保守的にスカート下端での荷重を使用)

(c) 軸方向応力 $\sigma_{l1mS} = V / A + M / Z_o = \square \text{ MPa}$ (一次膜応力)

⑤ K_{IT} (円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数)

K_{IT} は, JEAC4206 附属書 F-3100 (3) 項より示される以下式により求められる。

$$K_{IT} = Mt^{*1} \times \Delta Tw^{*2} = \square = \square \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

*1 : JEAC4206 附属書図 F-3100-2 で与えられる係数 (円筒胴板厚 \square mm)

*2 : 板厚方向の温度差の最大値 (図 1 円筒胴の温度分布解析結果による)

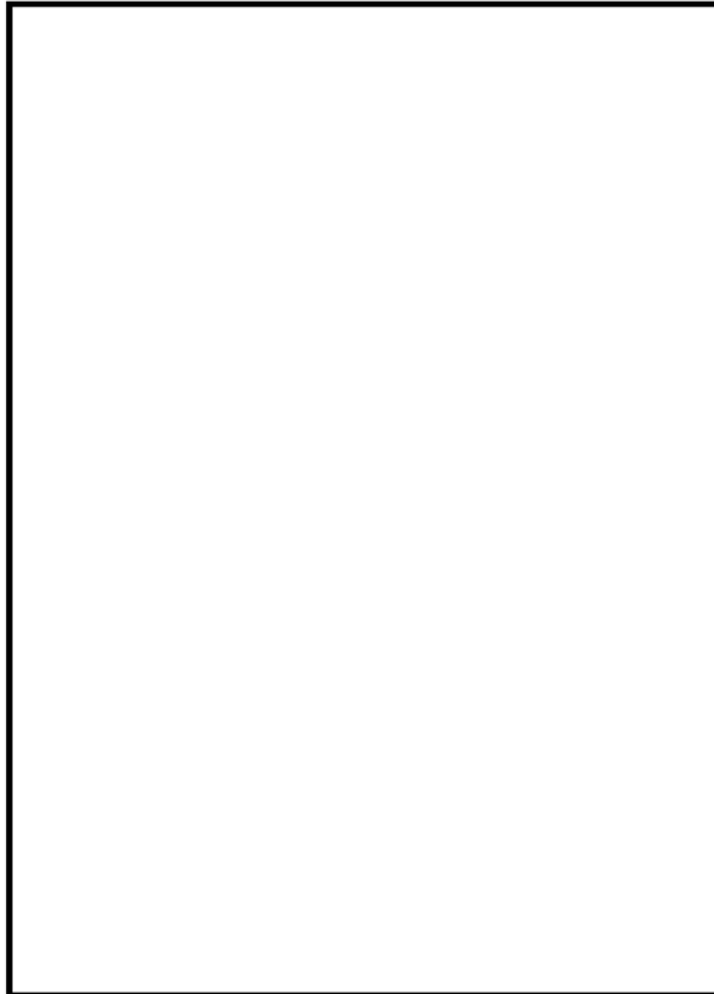


図1 円筒胴の温度分布解析結果

⑥ 円筒胴の破壊力学的手法による P-T 線図

円筒胴に対して、仮想欠陥の方向及び地震荷重の有無により、以下4ケースを想定する。

ケース1：軸方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース2：軸方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース3：円周方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース4：円周方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

これらの想定したケースを、JEAC4206 附属書 A の破壊力学的手法により評価する。

具体的には、以下のとおり内圧による応力、供用状態 A 及び供用状態 B の荷重、地震荷重及び熱応力による応力より K_I 、 K_{IT} 及び要求温度を算出した上で P-T 線図を作成している。

a. 内圧による応力

ケース 1 及びケース 2 については最高使用圧力に対する円周方向応力 σ_{t1m} 及び σ_{t2b} を、ケース 3 及びケース 4 については供用状態 A 及び供用状態 B の軸方向応力 σ_{11m} を圧力値の比率で補正する。

ケース 1 及びケース 2 :

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times (\sigma_{t1m} \times P / 8.62 \times M_m) + (\sigma_{t2b} \times P / 8.62 \times M_b)$$

ケース 3 及びケース 4 :

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times (\sigma_{11m} \times P / 8.62 \times M_m)$$

b. 地震荷重による応力

ケース 4 について、4. ③のとおり地震荷重による軸方向応力による K_I を考慮する。

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times \sigma_{11ms} \times M_m$$

なお、ケース 1 及びケース 3 については、地震荷重への考慮なしであり、ケース 2 についても、地震荷重による応力は軸方向応力であることから軸方向欠陥への影響はなく、考慮なし（ケース 1 と同一の結果）となる。

c. 熱応力

⑤に示すとおり、図 1 の温度分布解析結果から、最大温度差による K_{IT} を一律に考慮する。

d. $T-RT_{NDT}$

$T-RT_{NDT}$ の算出は、JEAC4206 附属書 A-3222 (7) 式による。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036 (T-RT_{NDT})]$$

ここで、関連温度の要求値を計算するため、 $T-RT_{NDT}$ についての式に変形する。

$$T-RT_{NDT} = 1 / 0.036 \times \ln ((K_{IC} - 36.48) / 22.78)$$

関連温度の要求値は、 K_I が K_{IC} を超えない $T-RT_{NDT}$ として以下式より求める。

$$T-RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln ((K_I - 36.48) / 22.78)$$

e. 圧力・温度制限の要求温度 T

P-T 線図は、JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い、「圧力・温度制限の要求」と「最低温度要求」により設定される。圧力・温度制限の要求温度 T の算出にあたっては、関連温度 RT_{NDT} とともに、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定される炉心が臨界の場合のマージン 22 °C を加える。

P-T 線図作成にあたって、運転開始後 60 年時点における炉心臨界時の要求温度の計算例を表 3 に示す。

表3 要求温度の計算例（監視試験による結果：炉心臨界時）（ケース4）
 （運転開始後60年時点：関連温度11℃）

応力成分： $\sigma \ell$
 板厚 $t = \square$ mm
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 2$ （一次応力の K_I に関して）
 関連温度 $RT_{NDT} = 11$ °C （60年中長期の推定値）

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (N/mm ²) *1				補正係数		温度勾配 による 応力拡大係数 K _{It} (MPa√m)	応力拡大 係数 K _I *4 (MPa√m)	計算 された T-RT _{NDT} (°C)	要求 温度 T (°C)	要求温度 + 22°Cマージン T + 22 (°C)
		σ_{m1}	σ_{b1}	σ_{m2}	σ_{b2}	M _m *2 (√m)	M _b *3 (√m)					
最高使用圧力												
死荷重+地震荷重												
Load Combination 1												
Load Combination 2												
Load Combination 3												
Load Combination 4												
Load Combination 5												
Load Combination 6												
Load Combination 7												
Load Combination 8												
Load Combination 9												
Load Combination 10												
Load Combination 11												
Load Combination 12												
Load Combination 13												
Load Combination 14												
Load Combination 15												
Load Combination 16												
Load Combination 17												

- *1：内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力
- *2：膜応力による K_I 算出のための補正係数（WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出）
- *3：曲げ応力による K_I 算出のための補正係数（WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出）
- *4：内圧及び死荷重+地震荷重による応力から求められた応力拡大係数に、 K_{It} を加えたもの。

⑦ 最低温度要求の制限線

P-T 線図は、JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い、「圧力・温度制限の要求」と「最低温度要求」により設定される。この内、最低温度要求の制限線を設定するにあたり、JEAC4206 表 FB-4100-1 に基づく最低温度要求の結果を表 4 に示す。表 4 より供用状態 A 及び B の場合には、以下の制限線が設定される。

a. 17 °C の制限線

供用前の水圧試験圧力の 20 % 以下の圧力であり、炉心が臨界の場合（BWR で通常水位内での運転がなされる場合）に対する制限線である。

b. 73 °C の制限線

供用前の水圧試験圧力の 20 % を超える圧力であり、炉心が臨界の場合に対する制限線である。

なお、耐圧・漏えい試験の場合には、17 °C の制限線とともに、供用前の水圧試験圧力の 20 % を超える圧力であり、燃料装荷後の場合に対する 34 °C の制限線が設定される。

表 4 最低温度要求の結果

供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求	
耐圧・漏えい試験（未臨界）	燃料装荷後	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-16 + 33 = 17 °C
	燃料装荷後	> 20 %	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 50 °C）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT _{NDT} ）の高い方	34 °C (= -16+50) と 11 °C の高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-12 + 33 = 21 °C
供用状態 A 及び供用状態 B（耐圧・漏えい試験を除く）	炉心が未臨界	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-16 + 33 = 17 °C
	炉心が未臨界	> 20 %	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 67 °C）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT _{NDT} ）の高い方	51 °C (= -16+67) と 11 °C の高い方
	炉心が臨界	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-16 + 33 = 17 °C
	炉心が臨界	> 20 %	（「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度）と（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 89 °C）の高い方	37 °C と 73 °C (= -16 + 89) の高い方

(2) 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の P-T 線図の差異について

前述のとおり、耐震安全性評価（原子炉圧力容器）では、供用状態 A 及び B（耐圧・漏えい検査を除く）である炉心臨界時の P-T 線図で評価を実施している。

一方、原子炉圧力容器の材料の脆性破壊防止の観点において、破壊靱性上最も厳しい運転条件は、低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験時である。

そのため、評価を実施した炉心臨界時と耐圧・漏えい試験時の P-T 線図の差異について、以下に説明する。

① 許容基準

JEAC4206 附属書 A-3225 に示されるとおり、炉心臨界時と耐圧・漏えい試験時では許容基準が異なり、耐圧・漏えい試験時に比して供用状態 A 及び B である炉心臨界時の方が厳しい。

- ・供用状態 A 及び供用状態 B（耐圧・漏えい試験を除く）

$$K_I = 2 \cdot K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic}$$

- ・耐圧・漏えい試験

$$K_I = 1.5 \cdot K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic}$$

ここで、 K_{Ip} は一次応力による応力拡大係数、 K_{Iq} は二次応力による応力拡大係数を示す。

② K_{It} （円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数）

⑤及び⑥にて示したとおり、炉心臨界時の評価では、 K_{It} は JEAC4206 附属書 F-3100 (3) 項の式を用いて温度差による K_{It} を考慮する必要があるが、耐圧・漏えい試験時の評価では原子炉圧力容器内外で温度勾配は生じないことから、 K_{It} は考慮不要となる。

③ 圧力・温度制限の要求におけるマージン

⑥にて示したとおり、炉心臨界時の圧力・温度制限の要求温度は各内圧に対して $T - RT_{NDT}$ から算出した上で、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定されたマージンである 22 °C を加えて求めている。

一方、耐圧・漏えい試験時には、マージン 22 °C の規定はなく考慮は不要である。

以上より、炉心臨界時の P-T 線図は耐圧・漏えい試験時に比して飽和圧力温度曲線までの裕度が小さく保守的であることから、耐震安全性評価では炉心臨界時の P-T 線図で評価を実施している。運転開始後 60 年時点における耐圧・漏えい試験時の P-T 線図を図 2 に、P-T 線図作成にあたっての要求温度の計算例（ケース 4）を表 5 に示す。

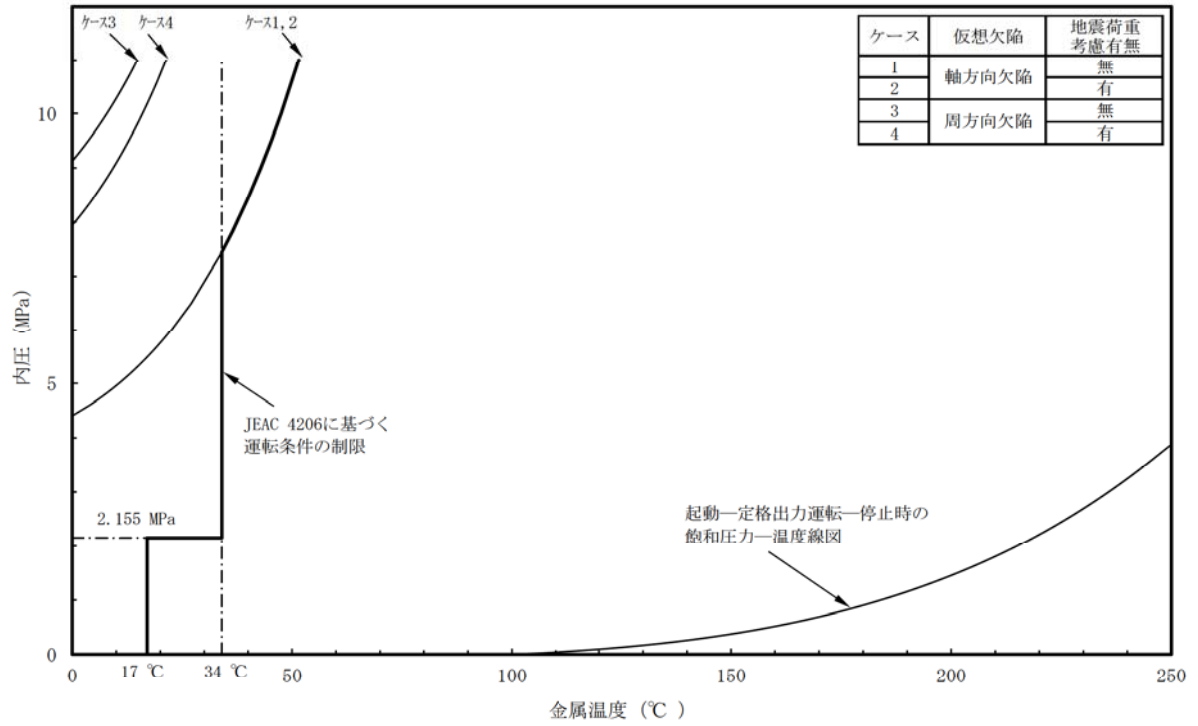


図2 原子炉圧力容器のP-T線図（監視試験による結果：耐圧・漏えい試験時）
 （運転開始後60年時点：関連温度11℃）

表5 要求温度の計算例（監視試験による結果：耐圧・漏えい試験時）（ケース4）
 （運転開始後60年時点：関連温度11℃）

応力成分： $\sigma \ell$
 板厚 $t = \square$ mm
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 1.5$ （一次応力の K_{It} に関して）
 関連温度 $RT_{NDT} = 11$ °C （60年中長期の推定値）

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (MPa) *1				補正係数		温度勾配による 応力拡大係数 K_{It} ($MPa\sqrt{m}$)	応力拡大係数 K_I *4 ($MPa\sqrt{m}$)	計算された $T - RT_{NDT}$ (°C)	要求温度 T (°C)
		σ_{m1}	σ_{b1}	σ_{m2}	σ_{b2}	Mm *2 (\sqrt{m})	Mb *3 (\sqrt{m})				
最高使用圧力											
死荷重+地震荷重											
Load Combination 1											
Load Combination 2											
Load Combination 3											
Load Combination 4											
Load Combination 5											
Load Combination 6											
Load Combination 7											
Load Combination 8											
Load Combination 9											
Load Combination 10											
Load Combination 11											
Load Combination 12											
Load Combination 13											
Load Combination 14											
Load Combination 15											
Load Combination 16											
Load Combination 17											

*1：内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力
 *2：膜応力による K_I 算出のための補正係数（WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出）
 *3：曲げ応力による K_I 算出のための補正係数（WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出）
 *4：内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力から求められた応力拡大係数に、 K_{It} を加えたもの。

(3) 監視試験結果と炉心領域チャージ No. 毎の構成材料による結果の差異

中性子照射脆化評価において、炉心領域胴のチャージ No. 毎の構成材料について、運転開始後 60 年時点の関連温度予測値を算出し影響を確認している。

その結果、監視試験結果（最大値 11 °C）よりも関連温度が高い部位（最大値 24°C，炉心領域胴：部位 4-2）が抽出されていることから、関連温度の上昇に伴う耐震安全性評価への影響を確認した。

① 最低温度要求の差異

関連温度が上昇した場合、最低使用温度も同様に上昇することから、最低温度要求の結果について表 6 に比較した。その結果、最低温度要求に差異はなかった。

表 6 最低温度要求の結果

供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求の比較	
			監視試験結果	チャージ No. 毎の構成材 料による結果
耐圧・漏えい試験（未臨界）	燃料装荷後	≤ 20 %	-16+33 = 17 °C	
	燃料装荷後	> 20 %	34 °C	
			34 °C (= -16+50) と 11 °C の高い方	34 °C (= -16+50) と 24 °C の高い方
燃料装荷前	すべて	-12 + 33 = 21 °C		
供用状態 A 及び供用状態 B（耐圧・漏えい試験を除く）	炉心が未臨界	≤ 20 %	-16 + 33 = 17 °C	
	炉心が未臨界	> 20 %	51 °C	
			51 °C (= -16+67) と 11°C の高い方	51 °C (= -16+67) と 24 °C の高い方
	炉心が臨界	≤ 20 %	-16 + 33 = 17 °C	
炉心が臨界	> 20 %	73 °C		
		37 °C と 73 °C (= -16 + 89) の高い方	50 °C と 73 °C (= -16 + 89) の高い方	

② P-T 線図の差異

関連温度（最低使用温度）が上昇した場合、要求温度も上昇することから、P-T 線図の評価点プロット位置が温度上昇分だけ右にシフトする。

炉心臨界時における監視試験結果による P-T 線図を図 3 に、炉心領域チャージ No. 毎の構成材料による算出結果による P-T 線図を図 4 に、それぞれ示す。

監視試験結果による P-T 線図が、飽和圧力-温度線図に対してもともと十分な裕度があったことから、要求温度が上昇しても十分な裕度があり、耐震安全性評価においても問題はないものと判断する。

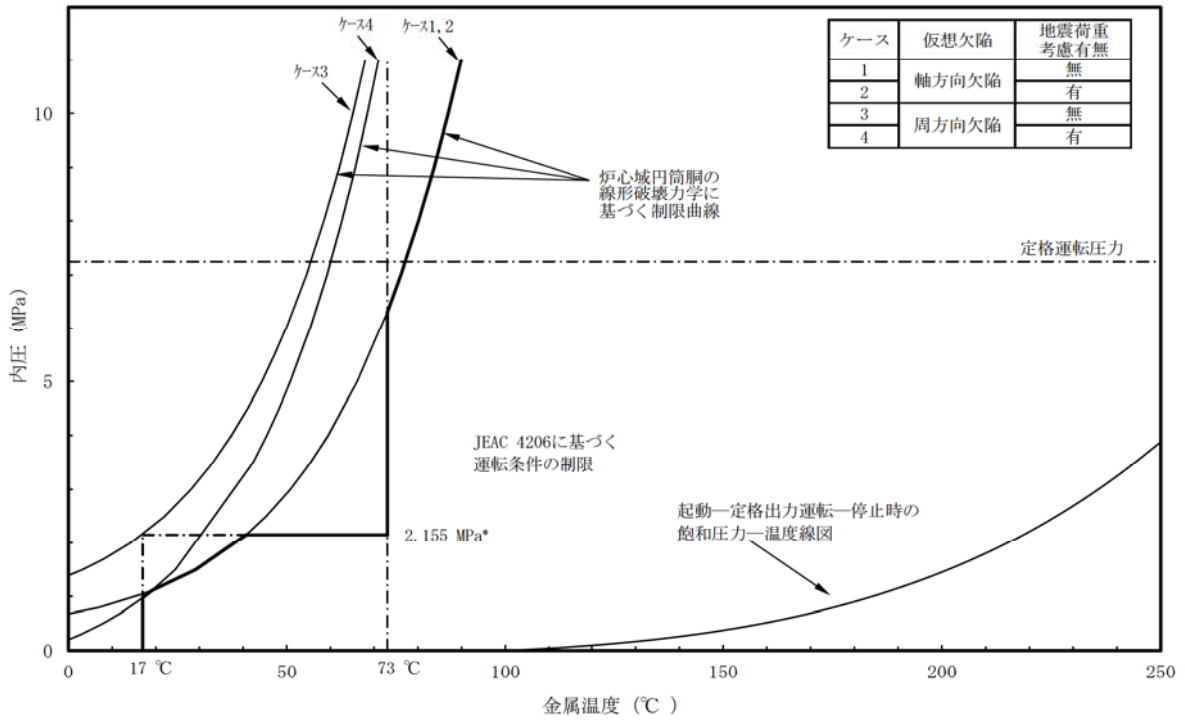


図3 原子炉压力容器のP-T線図（監視試験による結果：炉心臨界時）
 （運転開始後60年時点：関連温度11℃）

追而

図4 原子炉压力容器のP-T線図（炉心領域チャージNo毎の結果：炉心臨界時）
 （運転開始後60年時点：関連温度24℃）

3. 低圧注水ノズルの耐震安全性評価

(1) 低圧注水ノズルの圧力-温度制限曲線 (P-T 線図) の算出根拠

中性子照射脆化評価において、最も厳しい評価となった部位は低圧注水ノズルであることから、その結果を受けて耐震安全性評価の代表を低圧注水ノズルとすることを検討する。

低圧注水ノズルについて、JEAC4206 FB-4100 に従い、P-T 線図 (炉心臨界時) を作成し、評価を実施する。P-T 線図は、供用中耐圧試験温度の設定において、厳しい評価となった母材に対して作成しており、その算出根拠を以下に示す。

なお、当該部においては、JEAC4206 解説-附属書 A-3220 (1) c. より、ノズルコーナ部に対しては、応力方向が異なること及びノズル管台が補強され発生応力が非常に小さいことから、地震荷重の影響は考慮不要となる。

① 材料データ

a. 低圧注水ノズル

(a) 低圧注水ノズルの RT_{NDT} 初期値 : $-28\text{ }^{\circ}\text{C}$

(b) 運転開始後 60 年時点での ΔRT_{NDT} 予測値 : $55\text{ }^{\circ}\text{C}$

b. 胴体フランジ (ボルト締付荷重が作用する部分の材料)

RT_{NDT} 初期値 ($^{\circ}\text{C}$) : $-16\text{ }^{\circ}\text{C}$ (算出過程は 2. ① と同じ)

② 寸法

a. 円筒胴内径 D_i : mm

b. 円筒胴の最小肉厚 t : mm

③ 仮想欠陥及び荷重の想定

a. 欠陥方向 : 軸方向

b. 欠陥寸法 : 深さ $a = t/16$

④ 応力値

低圧注水ノズル内面コーナ一部の欠陥に対する応力拡大係数の算出には、JEAC4206 F-4200 Paris and Sih の解に従い、円筒胴の周方向応力を用いる。

a. 低圧注水ノズルの応力 (計算においては、内面腐食代 1.6 mm 及び外面腐食代 0.8 mm を考慮した寸法を用いる。)

(a) 円筒胴の板厚 $T = t - 1.6 - 0.8 =$ mm

(b) 円筒胴の内半径 $R_i = D_i / 2 + 1.6 =$ mm

b. 低圧注水ノズルの最高使用圧力 ($P_d = 8.62\text{ MPa}$) に対する応力

円周方向応力 $\sigma_h = P_d \times R_i / T =$ MPa (一次膜応力)

⑤ K_{IT} (円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数)

2. ⑤ と同様に、 K_{IT} は以下式により求められる。

$$K_{IT} = M t^{*1} \times \Delta T w^{*2} = \text{} = \text{} \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

*1 : JEAC4206 附属書図 F-3100-2 で与えられる係数 (円筒胴板厚 \square mm)

*2 : 板厚方向の温度差の最大値 (図 1 円筒胴の温度分布解析結果による)

⑥ 低圧注水ノズルの破壊力学的手法による P-T 線図

2. ⑥と同様に, JEAC4206 附属書 A の破壊力学的手法により評価する。

具体的には, 以下のとおり内圧による応力及び熱応力より K_I , K_{IT} 及び要求温度を算出した上で P-T 線図を作成している。

a. 内圧による応力

最高使用圧力に対する円周方向応力 σ_h を, 圧力値の比率で補正する。

$$\text{応力拡大係数} : K_I = f^{*1} \times (\sigma_h \times P / 8.62 \times F^{*2})$$

*1 : 一次応力に対する安全係数 (JEAC4206 附属書 A-3225 による)

*2 : K_I の補正係数 (JEAC4206 附属書 F-4200 による)

b. 熱応力

2. ⑤と同様に, 最大温度差による K_{IT} を一律に考慮する。

c. $T-RT_{NDT}$

2. ⑤と同様に $T-RT_{NDT}$ の算出は, JEAC4206 附属書 A-3222 (7) 式による。

$$T-RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln ((K_I - 36.48) / 22.78)$$

d. 圧力・温度制限の要求温度 T

2. ⑥と同様に, P-T 線図は, JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い設定される。圧力・温度制限の要求温度 T の算出にあたっては, 関連温度 RT_{NDT} とともに, JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定される炉心が臨界の場合のマージン 22 °C を加える。

P-T 線図作成にあたって, 運転開始後 60 年時点における炉心臨界時の要求温度の計算例を表 7 に示す。

表7 要求温度の計算例 (低圧注水ノズルによる結果：炉心臨界時)
(運転開始後 60 年時点：関連温度 27 °C)

荷重組合せ	内圧		応力 *1		寸法		半径	安全係数	係数 *2	内圧による 応力拡大係数	温度勾配による 応力拡大係数	応力拡大係数 $K_I *3$	計算された	要求温度	要求温度 + 22°Cマージン
	P (MPa)	σ_h (MPa)	内径 (mm)	寸法 $r \rightarrow R$ (mm)	r_n (mm)	f									
Load Combination 1															
Load Combination 2															
Load Combination 3															
Load Combination 4															
Load Combination 5															
Load Combination 6															
Load Combination 7															
Load Combination 8															
Load Combination 9															
Load Combination 10															
Load Combination 11															
Load Combination 12															
Load Combination 13															
Load Combination 14															
Load Combination 15															
Load Combination 16															
Load Combination 17															

応力成分： σ_h
 板厚：t= mm
 欠陥深さ：a= t/16
 関連温度：RTNDT= 27 °C (60年中長期の推定値)

*1：内圧による応力
 *2：KI算出のための補正係数 (Paris and Sihの計算により算出)
 *3：内圧による応力から求められた応力拡大係数に、 K_{It} を加えたもの。

⑦ 最低温度要求の制限線

2. ⑦と同様に、P-T 線図は設定される。最低温度要求の結果を表 8 に示す。表 8 より供用状態 A 及び B の場合には、2. ⑦と同じ以下の制限線が設定される。

- a. 17 °C の制限線
- b. 73 °C の制限線

なお、耐圧・漏えい試験の場合にも、2. ⑦と同様に、17 °C の制限線とともに、供用前の水圧試験圧力の 20 % を超える圧力であり、燃料装荷後の場合に対する 34 °C の制限線が設定される。

運転開始後 60 年時点における低圧注水ノズルを代表とした炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の P-T 線図を図 3、図 4 にそれぞれ示すとともに、耐圧・漏えい試験時の P-T 線図作成にあたっての要求温度の計算例を表 9 に示す。

表 8 最低温度要求の結果

供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求	
耐圧・漏えい試験 (未臨界)	燃料装荷後	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-16 + 33 = 17$ °C
	燃料装荷後	> 20 %	(ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 50$ °C) と (ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方	34 °C (= $-16+50$) と 27 °C の高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-12 + 33 = 21$ °C
供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く)	炉心が未臨界	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-16 + 33 = 17$ °C
	炉心が未臨界	> 20 %	(ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 67$ °C) と (ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方	51 °C (= $-16+67$) と 27 °C の高い方
	炉心が臨界	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-16 + 33 = 17$ °C
	炉心が臨界	> 20 %	(「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度) と (ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 89$ °C) の高い方	53 °C と 73 °C (= $-16 + 89$) の高い方

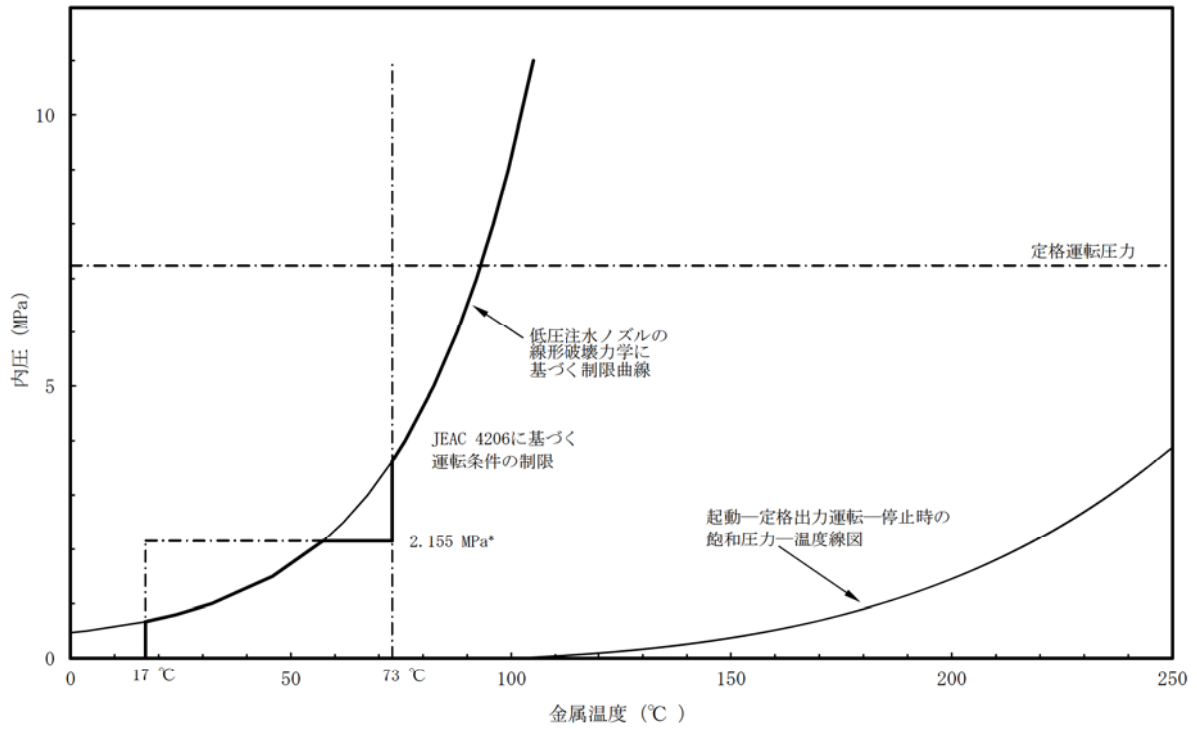
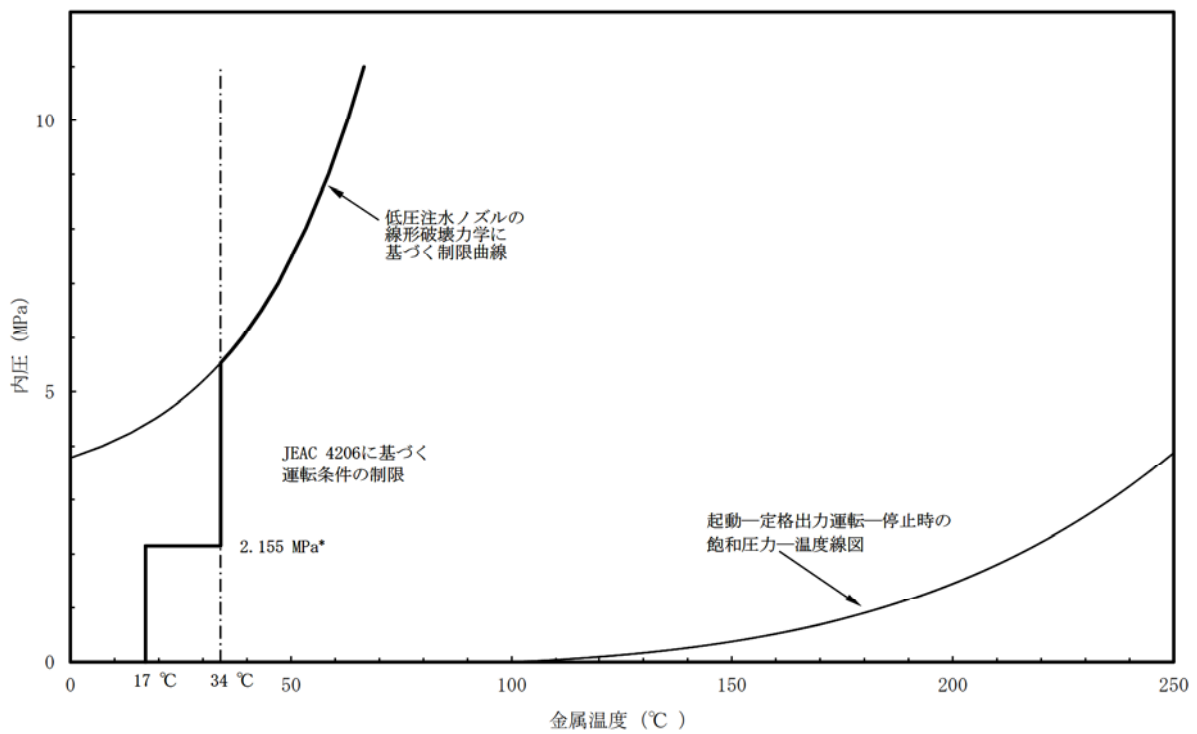


図3 原子炉圧力容器のP-T線図（低圧注水ノズル：炉心臨界時）
 （運転開始後60年時点：関連温度27℃）



*：供用前の耐圧試験圧力の20%を示す（最高使用圧力8.62 MPa）×（供用前耐圧1.25）×（20%）=2.155 MPa

図4 原子炉圧力容器のP-T線図（低圧注水ノズル：耐圧・漏えい試験時）
 （運転開始後60年時点：関連温度27℃）

表9 要求温度の計算例（低圧注水ノズル：耐圧・漏えい試験時）
 （運転開始後 60 年時点：関連温度 27 °C）

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 *1 σ_h (MPa)		寸法		半径 r n (mm)	安全 係数 f	係数 *2 F (a/ r n)	内圧による 応力拡大係数 K I (MPa \sqrt{m})	温度勾配による 応力拡大係数 K I t (MPa \sqrt{m})	応力拡大係数 K I *3 (MPa \sqrt{m})	計算された T-R _{TNDT} (°C)	要求温度 T (°C)
		内径 (mm)	コーナ R (mm)										
Load Combination 1													
Load Combination 2													
Load Combination 3													
Load Combination 4													
Load Combination 5													
Load Combination 6													
Load Combination 7													
Load Combination 8													
Load Combination 9													
Load Combination 10													
Load Combination 11													
Load Combination 12													
Load Combination 13													
Load Combination 14													
Load Combination 15													
Load Combination 16													
Load Combination 17													

応力成分 : σ_h
 板厚 : t = mm
 欠陥深さ : a = t/16
 関連温度 : R_{TNDT} = 27 °C (60年中長期の推定値)

*1 : 内圧による応力
 *2 : K I 算出のための補正係数 (Paris and Sihの計算により算出)

4. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の代表性について

前述のとおり、中性子照射脆化評価において、原子炉圧力容器の代表を低圧注水ノズルと評価しており、その結果を受けて中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の代表を炉心領域胴から低圧注水ノズルとすることを検討する必要があることから、それぞれ2.及び3.で評価を実施した。

本項では、要求事項への代表性について、以下のとおり整理した。

(1) 仮想欠陥の方向及び地震荷重の考慮について

炉心領域胴及びノズルコーナ部について、JEAC4206 解説-附属書 A-3220 1. (1)c. 「KIC 曲線の適用性」に、地震荷重による応力は軸方向応力であり非延性破壊防止評価上支配的な応力（円周方向応力）と応力の方向が異なり、地震荷重の影響は無視できる、と規定されている。

ただし、JEAC4206 F-3000 には軸方向応力及び円周方向応力の計算例が規定されており、円筒（炉心領域胴）について適用できることから、炉心領域胴では地震荷重及び仮想欠陥を想定した4ケースについて耐震安全性評価を実施している。

このことは、軸方向応力（円周方向欠陥想定）よりも円周方向応力（軸方向欠陥想定）の方が厳しいことを確認する位置づけであるものと考えられ、実際に2.で算出した炉心領域胴のP-T線図の結果からも確認される。

一方、ノズルコーナ部については、JEAC4206 F-4200 「Paris and Sihの計算に基づく解」には円筒胴の周方向応力を用いることが規定されているものの、軸方向応力に関する記載はない。

そのため、地震荷重を考慮し4ケースを想定した評価に比して、低圧注水ノズルでは1ケースの評価で妥当であるものと評価とした。

(2) 周方向応力（軸方向欠陥）を考慮した場合の要求事項への代表性について

次に、炉心領域胴と低圧注水ノズルとの代表性について検討する。

3.④で示したとおり、低圧注水ノズルの応力計算においては、炉心領域胴で想定する外面腐食0.8 mmに加え、内面腐食1.6 mmを考慮する必要がある。

そのため、低圧注水ノズルの方が計算上の板厚Tは小さくなり、内半径R_iは大きくなる。円周方向応力σ_hは、「 $\sigma_h = Pd \times R_i / T$ 」で算出されることから、低圧注水ノズルの方が炉心領域胴よりも厳しい結果となる。

したがって、応力拡大係数の観点で、最も厳しいのは低圧注水ノズルであると言える。

なお、5.でK_{IC}下限包絡曲線とK_I曲線を評価するにあたって、最も厳しい低圧注水ノズルの結果とともに、炉心領域胴（チャージNo.毎の関連温度結果）の結果も併せて示すこととする。

5. K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線による評価

(1) K_{IC} 下限包絡曲線

K_{IC} 下限包絡曲線は、低圧注水ノズル及び炉心領域胴の関連温度を考慮し、JEAC4206 附属書 A-3222 (7) 式より算出した要求温度に、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定されたマージン 22 °C を考慮して、 K_{IC} 下限包絡曲線をプロットする。

なお、耐圧・漏えい試験時の場合は、マージン 22 °C は考慮不要となる。

(2) K_I 曲線

K_I 曲線を算出するにあたり、BWR においては、起動、定格出力運転及び停止時まで、飽和圧力-温度線図に従うことから、飽和圧力-温度線図で示される圧力に対して、それぞれ「⑥ a. 内圧による応力」と同様に応力拡大係数を求め、「⑥ 破壊力学的手法による P-T 線図」と同様に K_I 曲線をプロットする。

なお、熱応力の考慮は、温度分布解析の結果から最大温度差による K_{IT} を一律に考慮する。

(3) 耐圧・漏えい試験時と炉心臨界時の扱い

前述のとおり、炉心臨界時の場合は応力拡大係数に安全率 2 及び K_{IT} を考慮し、要求温度にはマージン 22 °C を考慮するが、耐圧・漏えい試験時の場合は安全率 1.5 となり、 K_{IT} 及びマージンは考慮不要となる。

(4) 補正工認における耐圧・漏えい試験時の評価点

補正工認では、耐圧・漏えい試験圧力（最高使用圧力以下）による円筒胴 3 及び 4 の応力拡大係数は MPa・ \sqrt{m} であり、その際の耐圧・漏えい試験温度は 55 °C である。

(1) ~ (4) により算出した炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の低圧注水ノズルの K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線を、それぞれ図 5、図 6 に示す。(4) より、図 6 には補正工認における評価点をプロットしている。

同様に、炉心領域胴（チャージ No. 毎の構成材料による結果）についても、炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線を、それぞれ図 7、図 8 に示す。

以上の結果より、原子炉圧力容器の中性子照射による関連温度上昇に対して地震荷重を考慮した場合において、 K_{IC} と K_I の両曲線は交差することなく、 $K_{IC} > K_I$ を満足することから、耐震安全性評価の結果として問題ないものと判断する。

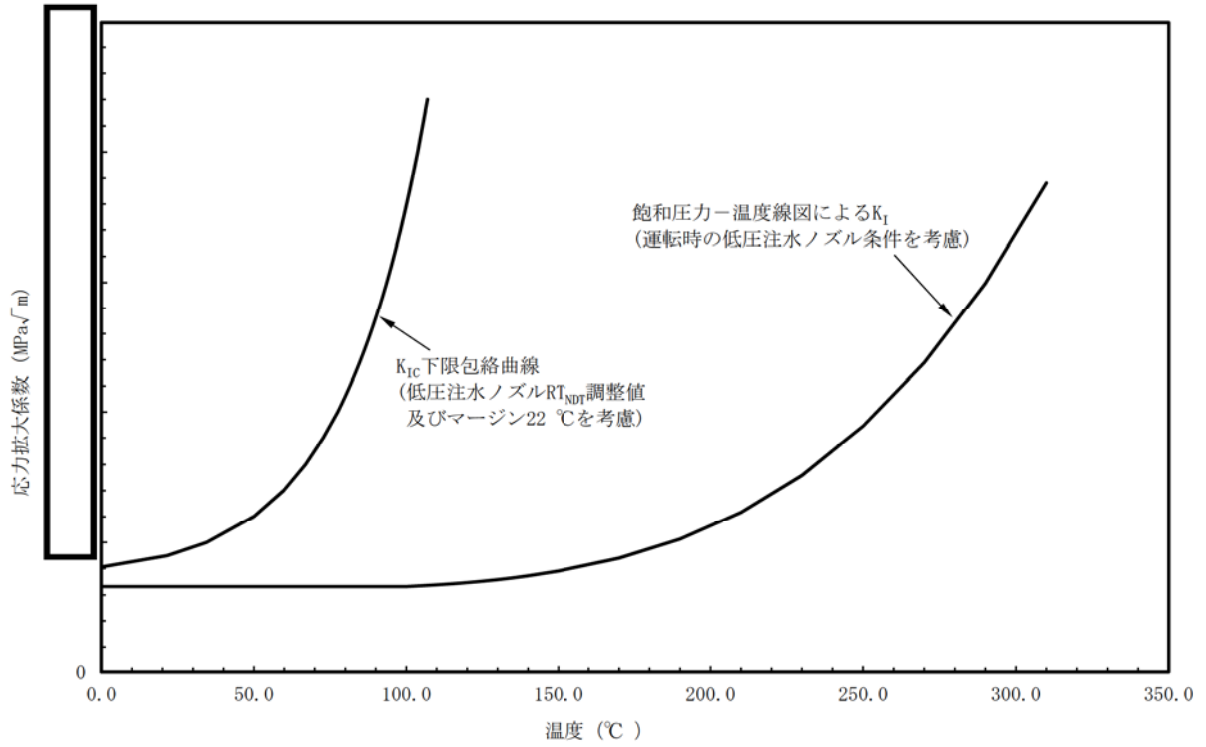


図5 原子炉圧力容器 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線（低圧注水ノズル：炉心臨界時）
 （運転開始後 60 年時点：関連温度 27 °C）

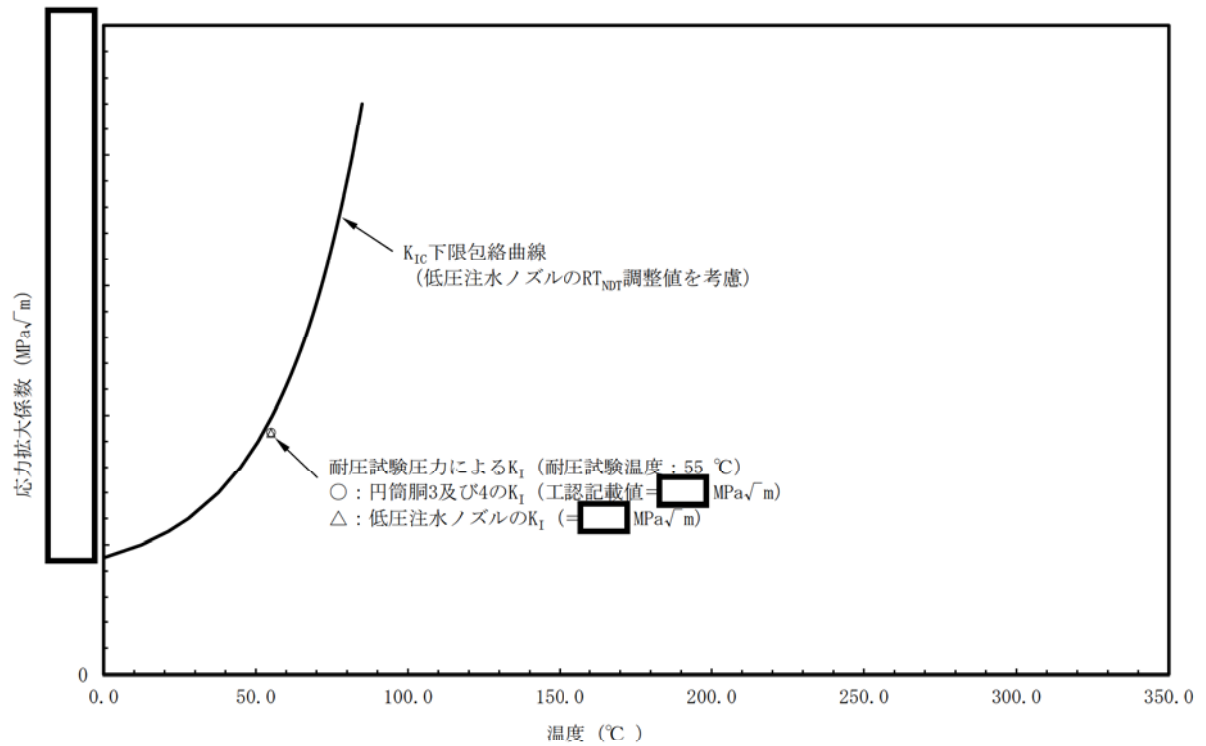


図6 原子炉圧力容器 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線（低圧注水ノズル：耐圧・漏えい試験時）
 （運転開始後 60 年時点：関連温度 27 °C）

追而

図7 原子炉压力容器 K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (炉心領域胴：炉心臨界時)
(運転開始後 60 年時点：関連温度 24 °C)

追而

図8 原子炉压力容器 K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (炉心領域胴：耐圧・漏えい試験時)
(運転開始後 60 年時点：関連温度 24 °C)

6. 審査適合性

「1. 概要」で示した要求事項について評価した結果、審査基準における要求事項に適合していることを確認した。中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価についての要求事項との対比を表 10 に示す。

表 10 耐震安全性評価（原子炉压力容器の中性子照射脆化）についての要求事項

要求事項*	審査基準
<p>○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及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。</p>	<p>「4. K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線の算出」で示したとおり、原子炉压力容器について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数 K_I を評価した結果、破壊力学上の許容限界である K_{Ic} を下回ることを確認した。</p>

*：実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準

廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について

廃液濃縮器蒸発缶胴板の応力腐食割れに対する評価内容を以下に示す。

1. 評価仕様

評価仕様を表1に示す。

表1 評価仕様

項目	単位	記号	数値
板厚	mm	t	
亀裂角度	°	2θ	180
胴外径	mm	do	
胴内径	mm	di	
胴板断面二次モーメント	mm ⁴	I	
最高使用圧力	MPa	P	0.35
最高使用温度	°C	-	105
廃液濃縮器蒸発缶質量	kg	m_0	
質点質量 (図2参照)	kg	m_1	4450
	kg	m_2	7850
設計降伏点	MPa	Sy	141
設計引張強さ	MPa	Su	437
基準点からの距離 (図2参照)	mm	H_1	
	mm	H_2	
設計地震力	-	C_H	2.325
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、廃液濃縮器蒸発缶胴板に地震時発生応力が最大となる箇所に図1に示す通り1gpm(0.2271m³/h)の漏えい量以上となる半周の貫通亀裂*を想定し、図2に示す通りの2質点系のモデルにて評価している。

※ 文献（三菱重工技報 Vol. 18 NO. 4(1981-7)）に基づき、亀裂幅を mと設定した場合における1gpm(0.2271m³/h)の漏えい亀裂角度は35° であるが、本評価ではより安全側の半周亀裂（亀裂角度180°）としている。

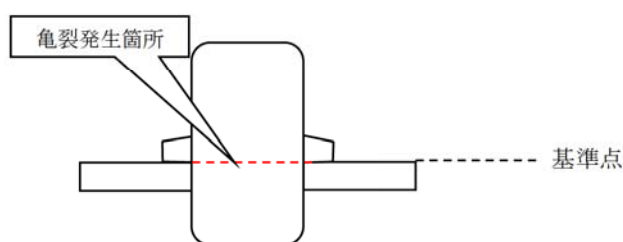


図1 廃液濃縮器蒸発缶亀裂想定箇所

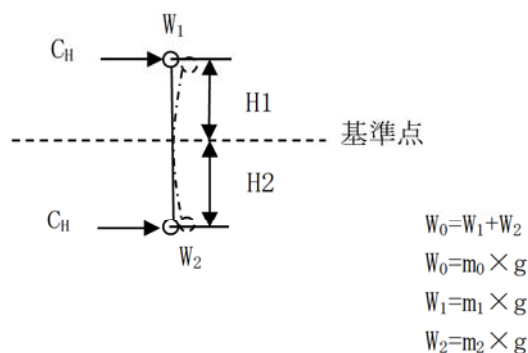


図2 地震評価モデル

3. 入力（荷重）条件

(1) 地震荷重

廃液濃縮器蒸発缶は、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0.39と、 $1/2S_d$ の水平動的震度2.325（ S_d 床応答曲線のピーク値の1/2）の大きい方である2.325(= C_H)を使用する。評価に用いる床応答スペクトルを図3に示す。

プラント名：東海第二発電所

構造物名：原子炉建屋

方向：水平方向

波形名： S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -21, S_d -22及び S_d -31

（柔構造のため1/2 S_d を評価に用いる）

標高：EL20.300m

減衰：1.0%

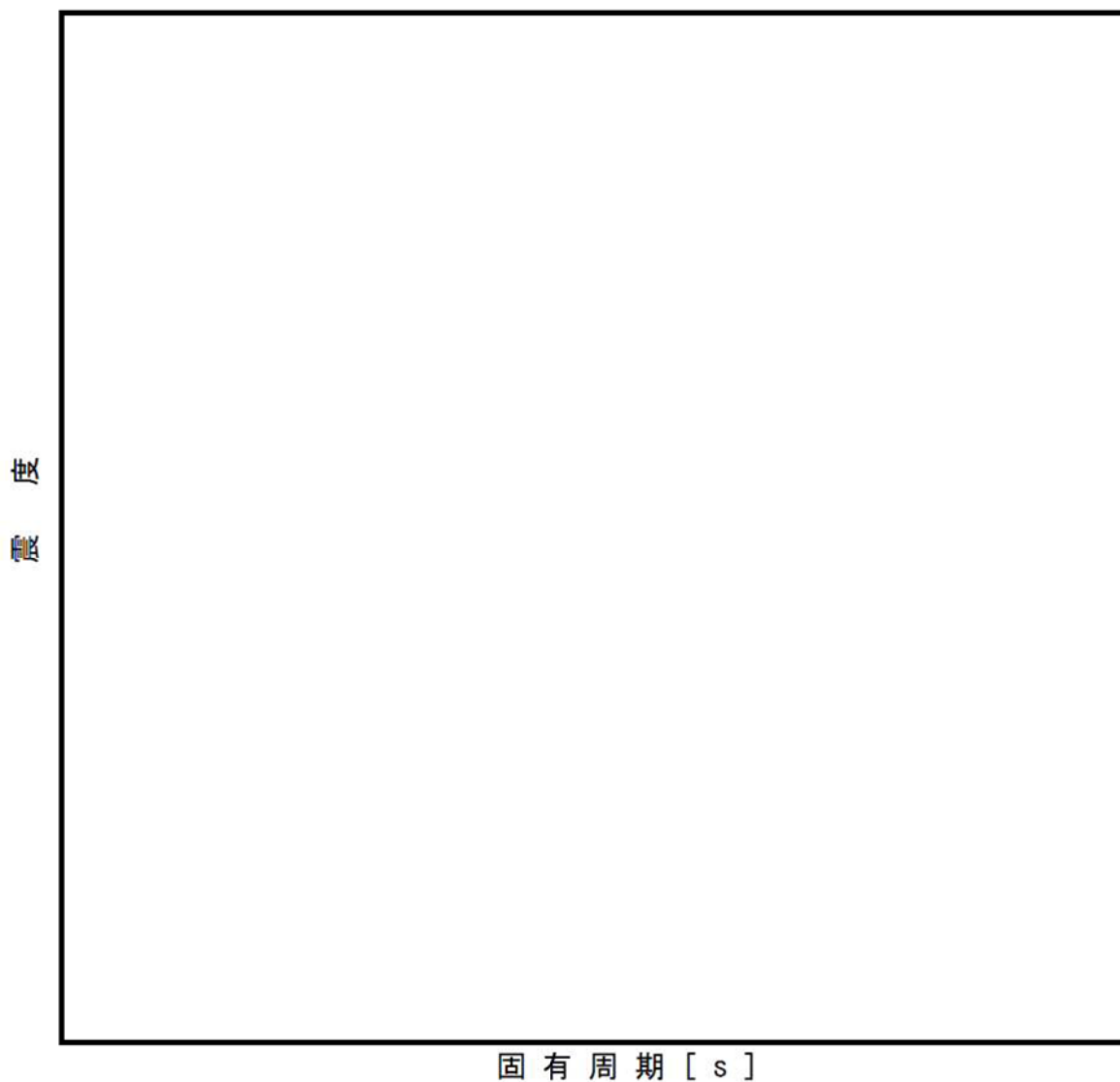


図3 廃液濃縮器蒸発缶設置場所（原子炉建屋3階）の床応答スペクトル

4. 算出過程

(1) 地震時発生応力

地震時の発生応力算出式を以下に示す。

① 内圧による応力

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{内圧}} &= \frac{P \times (d_i + (1.2 \times t))}{4 \times t} \\ &= \frac{0.35 \times (\square + (1.2 \times \square))}{4 \times \square} = 21.105 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

② 自重による応力

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{自重}} &= \frac{m_0 \times g}{\pi \times t \times (d_i + t)} \\ &= \frac{12300 \times 9.80665}{3.14159 \dots \times \square \times (\square + \square)} = 1.59315 \dots \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

③ 地震による応力

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{地震}} &= \frac{C_H \times m_1 \times g \times H_1 \times (d_i + 2t)}{2 \times I} + \frac{C_H \times m_2 \times g \times H_2 \times (d_i + 2t)}{2 \times I} \\ &= \frac{2.325 \times \square \times 9.80665 \times \square \times (\square + (2 \times \square))}{2 \times \square} \\ &\quad + \frac{2.325 \times \square \times 9.80665 \times \square \times (\square + (2 \times \square))}{2 \times \square} \\ &= 4.60084 \dots + 2.75789 \dots = 7.35874 \dots \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

I : 断面二次モーメント

$$\begin{aligned}I &= \frac{\pi (D_o^4 - D_i^4)}{64} \\ &= \frac{3.14159 \times (\square - \square)}{64} = \square \text{ [mm}^4\text{]}\end{aligned}$$

④ 発生応力 : $\sigma = \sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}$

$$\begin{aligned}&= 21.105 + 1.59315 \dots + 7.35874 \dots = 30.05689 \text{ [MPa]} \\ &= 31 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

(2) 亀裂安定限界応力

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。

$$\begin{aligned}P_f &= P_m + P_b \\ &= 21.175 + 44.6070 = 65.782 \text{ [MPa]} \\ &= 65 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

P_m : 内圧によって発生する膜応力

$$P_m = \frac{P \times d_o}{4 \times t}$$

$$= \frac{0.35 \times \square}{4 \times \square} = 21.175 \text{ [MPa]}$$

P_b' : 曲げ応力

$$P_b' = \frac{2 \times S_f \times (2 \sin \beta - \sin \alpha)}{\pi}$$

$$= \frac{2 \times 289 \times (2 \sin (0.670306 \dots) - \sin (1.57079 \dots))}{3.14159} = 44.6070 \dots \text{ [MPa]}$$

$$S_f = \frac{S_y + S_u}{2}$$

$$= \frac{141 + 437}{2} = 289 \text{ [MPa]}$$

$$\beta = \frac{((\pi - \alpha) - \left(\frac{P_m}{S_f}\right)) \times \pi}{2}$$

$$= \frac{(3.14159 \dots - 1.57079 \dots) - \left(\frac{21.175}{289}\right) \times 3.14159 \dots}{2} = 0.670306 \dots \text{ [rad]}$$

$$\alpha = \frac{\theta}{180 \times \pi}$$

$$= \frac{90}{180} \times 3.14159 \dots = 1.57079 \dots \text{ [rad]}$$

5. 評価結果

算出結果より、地震時の発生応力は亀裂安定限界応力を下回ることから、廃液濃縮器蒸発缶胴板の応力腐食割れは、耐震安全性評価上問題ない。

評価対象	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
廃液濃縮器 蒸発缶胴板	31	65

流れ加速型腐食を考慮した耐震安全評価について

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

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

1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象ラインの抽出について

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

(2) 評価対象ライン数

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

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

(3) 評価対象ライン

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

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

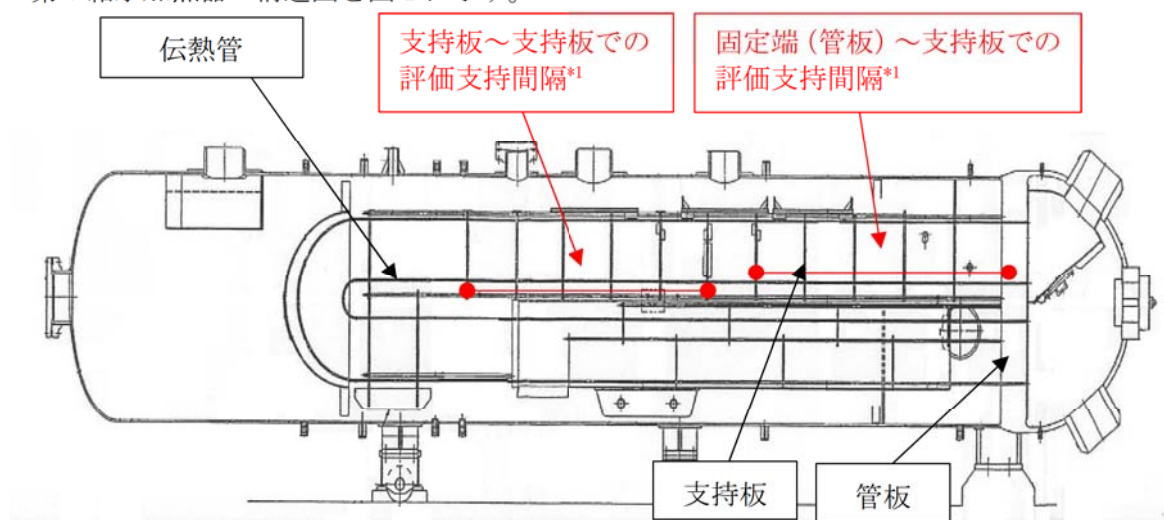
また、地震動による配管応力解析の結果、発生応力が許容応力を上回った際に実施する疲労累積係数の評価を計算機コードにより実施する。

2. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）（第3給水加熱器）に対する耐震安全性評価について

給水加熱器については、経年劣化事象として管支持板の腐食が想定され、伝熱管支持間隔の拡大により、伝熱管の耐震安全性に影響を及ぼす可能性があるため、耐震安全性評価を実施した。

なお、設計上の施栓基準である「固定端（管板）から支持板」、「支持板から支持板」までのそれぞれの伝熱管の支持間隔^{*1}喪失（支持長さ2.5スパン）を考慮し、伝熱管の耐震評価を実施した。

第3給水加熱器の構造図を図1に示す。



*1：スパンは、支持板2枚を1スパンとする。

図1 第3給水加熱器構造図

第3給水加熱器伝熱管の主な諸元を表1に示す。

表1 第3給水加熱器伝熱管の主な諸元

項目	記号	諸元
材質	—	SUS27TB ^{*1}
外径	Do	[]
内径	Di	
板厚	t	
運転圧力（管側）（運転データより）	P1	
運転圧力（胴側）（熱精算図より）	P2	
最高使用温度	—	205 °C
支持間隔（固定（管板）～支持（管支持板））	L	[]
支持間隔（支持（管支持板）～支持（管支持板））	L	
許容引張応力 (S)	—	110.8 MPa ^{*2}

*1：現行 JIS 規格呼称：SUS304TB

*2：設計・建設規格（2005/2007）付録材料図表 Part5 表5の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

評価に用いる床応答スペクトルを図2に示す。

プラント名 : 東海第二発電所
構造物名 : タービン建屋
方向 : 水平方向
波形名 : Sd-D1、Sd-11、Sd-12、Sd-13、Sd-14、Sd-21、Sd-22 及び Sd-31
(柔構造のため 1/2 Sd を評価に用いる)
標高 : EL8.200m
減衰 : 1.0 (%)

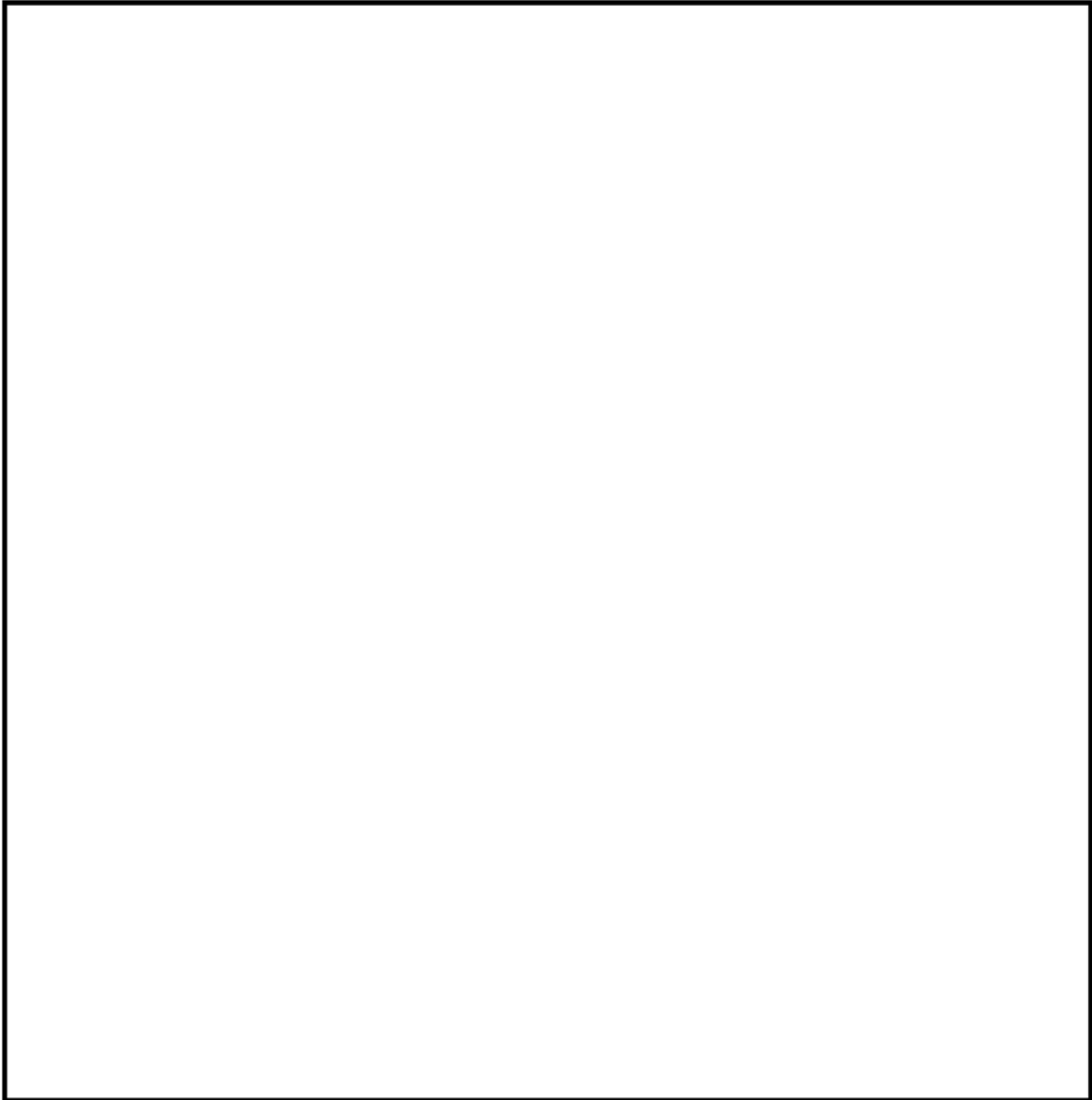


図2 第3給水加熱器設置場所(タービン建屋1階)の床応答スペクトル

片方の端部形状が固定端、支持端であっても計算手法については同様であるため、評価結果において発生応力の高い「支持板から支持板」の計算過程を以下に示す。

(1) 固有振動数の算出

① 伝熱管の断面二次モーメント：I[m⁴]を以下により求める。

$$\begin{aligned}
 I &= \frac{\pi}{64} (D_o^4 - D_i^4) \\
 &= \frac{\pi}{64} ((\text{ })^4 - (\text{ })^4) \\
 &= \text{ } [m^4]
 \end{aligned}$$

D_o : 伝熱管外形[m]

D_i : 伝熱管内径[m]

② 伝熱管の単位長さ当たりの重量：m[kg/m]を以下により求める。

$$\begin{aligned}
 m &= \frac{\pi}{4} (D_o^2 - D_i^2) \times \gamma \\
 &= \frac{\pi}{4} ((\text{ })^2 - (\text{ })^2) \times 8030 \\
 &= 0.375882 [kg/m]
 \end{aligned}$$

γ : 伝熱管比重[kg/m³]

(機械工学便覧 第1章 工業材料一般(材料学)より)

③ チューブの相当重量[kg/m] : m_eを以下より求める。

$$m_e = m_{e1} + m_{e2} + m_{e3}$$

m_{e1} : チューブ内付加重量[kg/m]

m_{e2} : チューブ外付加重量[kg/m]

m_{e3} : チューブの単位当たりの重量[kg/m]

$$m_{e1} [lb/ft] = 0.00545 \times \rho_i [lb/ft^3] \times D_i^2 [in]$$

(「STANDARDS OF THE TUBULAR EXCHANGER MANUFACTURERS ASSOCIATION (TEMA) NINTH EDITION V-7.1」より)

$$\begin{aligned}
 m_{e1} [kg/m] &= 0.00545 \times \rho_i [lb/ft^3] \times D_i^2 [in] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
 &= 0.00545 \times \text{ } [lb/ft^3] \times (\text{ })^2 [in] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
 &= \text{ } [kg/m]
 \end{aligned}$$

ρ_i : 内部流体重量[lb/ft³]

(内部流体の温度及び圧力より非体積を算出)

$$\begin{aligned}
me2[\text{kg/m}] &= 0.00545 \times \rho_o[\text{lb/ft}^3] \times Do^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
&= 0.00545 \times \boxed{} [\text{lb/ft}^3] \times (\boxed{})^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
&= \boxed{} [\text{kg/m}]
\end{aligned}$$

ρ_o : 外部流体重量[lb/ft^3]

(外部流体の圧力から飽和蒸気の非体積を算出)

$$me3 = m = \boxed{} [\text{kg/m}]$$

したがって、チューブの相当重量 : me は

$$\begin{aligned}
me &= me1 + me2 + me3 \\
&= \boxed{} + \boxed{} + \boxed{} \\
&= \boxed{} [\text{kg/m}]
\end{aligned}$$

④ 伝熱管の固有振動数 (1次) : $fn[\text{Hz}]$ を以下により求める。

$$\begin{aligned}
fn &= \frac{\lambda^2}{2\pi L^2} \times \sqrt{\frac{E \times 10^6 \times I}{me}} \quad (\text{機械工学便覧 A3 編 力学・機械力学より}) \\
&= \frac{\pi^2}{2 \times \pi \times (\boxed{})^2} \times \sqrt{\frac{1.824 \times 10^5 \times 10^6 \times \boxed{}}{\boxed{}}} \\
&= \boxed{} [\text{Hz}]
\end{aligned}$$

λ : 振動係数

(機械工学便覧 A3 編 力学・機械力学 表 19 より引用)

L : 管支持板スパン[m]

E : 伝熱管縦弾性係数

(設計・建設規格 (2005/2007) 第 I 編 付録図表 Part6 I-付録図表-99 より)

よって固有周期 (1次) [s] : T は以下となる。

$$\begin{aligned}
T &= \frac{1}{fn} \\
&= \frac{1}{\boxed{}} = \boxed{} [\text{s}]
\end{aligned}$$

(2) 発生応力の算出

① チューブの断面係数 : $Z[\text{m}^3]$ を以下より求める。

$$\begin{aligned}
Z &= \frac{\pi (Do^4 - Di^4)}{32 Do} \\
&= \frac{\pi}{32} \times \frac{((\boxed{})^4 - (\boxed{})^4)}{\boxed{}} = \boxed{} [\text{m}^3]
\end{aligned}$$

② 自重による曲げモーメント：Ma[N・m]を以下より求める。

$$Ma = \frac{mc \times L \times 9.80665 \times L}{4} \quad (\text{機械設計便覧 新版 第6章 6-1節 はり 表6-2より})$$

$$= \frac{(\quad) \times (\quad) \times 9.80665 \times (\quad)}{4} = \quad [\text{N} \cdot \text{m}]$$

L：管支持板スパン[m]

③ 地震時の曲げモーメント：Mb [N・m]を以下より求める。

$$Mb = \frac{me \times L \times 9.80665 \times CH \times L}{4} \quad (\text{機械設計便覧 新版 第6章 6-1節 はり 表6-2より})$$

$$= \frac{(\quad) \times (\quad) \times 9.80665 \times (\quad) \times (\quad)}{4}$$

$$= \quad [\text{N} \cdot \text{m}]$$

CH：加速度（1次）（設計用応答スペクトルから引用）

④ 自重+地震による発生応力：σa[MPa]を以下より求める。

$$\sigma_a = \frac{(Mb + Ma)}{Z}$$

$$= \frac{(\quad) + (\quad)}{1.6414 \times 10^{-7}}$$

$$= \quad \left[\frac{\text{N}}{\text{m}^2} \right] = \quad [\text{MPa}]$$

⑤ 内圧による応力：σp[MPa]を以下より求める。

$$\sigma_P = \frac{\max(P1, P2) \times Di}{4t} \quad (\text{圧力容器 (野原石松 著) 第6章 6.1.1 薄膜応力 (6.1式) より})$$

$$= \frac{\max(\quad, \quad) \times 0.0139}{4 \times \quad} = \quad [\text{MPa}]$$

P1：運転圧力（管側）[MPa]

P2：運転圧力（胴側）[MPa]

T：板厚 [m]

⑥ 伝熱管に作用する発生応力：σ [MPa]は以下となる。

$$\sigma = \sigma_a + \sigma_P$$

$$= \quad + \quad = \quad \rightarrow 163 \quad [\text{MPa}]$$

(3) 許容応力の算出

伝熱管の許容応力： S_a [MPa] を以下より求める。

$$S_a = S \times 1.5 = 110.8 \times 1.5 = 166.2 \rightarrow 166 \text{ [MPa]}$$

許容応力は、評価対象部位が熱交換器の内部構造物である伝熱管であること及び評価応力に曲げ応力を考慮していることを踏まえ、保守的に当該材料の許容引張応力 S に、地震時の短期許容応力として 1.5 倍した値を許容応力として採用している。

(4) 評価結果

算出結果より、発生応力は許容応力を下回ることから、管支持板の腐食は耐震安全性評価上問題ない。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
第 3 給水加熱器伝熱管 (支持板から支持板)	163	166

3. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）（非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレ
イ系ディーゼル機関及び付属設備）に対する耐震安全性評価について

非常用ディーゼル機関（2C, 2D号機）及び付属設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関
及び付属設備の空気冷却器、潤滑油冷却器及び清水冷却器の伝熱管については、運転時間が
短く、流れ加速型腐食が発生する可能性が小さいと評価しているが、現状保全によって管理
される程度の腐食を想定した場合の部材断面の減少による剛性低下への有意性を確認するた
め、耐震安全性評価を実施する。

評価に用いた伝熱管の使用を表1及び表2に、評価結果を表3に示す。

評価の結果、いずれの冷却器も発生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1 非常用ディーゼル機関（2C, 2D号機）及び付属設備の伝熱管の仕様

項目	単位	空気冷却器	潤滑油系 潤滑油冷却器	冷却水系 清水冷却器
設計圧力（管側／胴側）	MPa	0.59／0.20	0.98／0.98	0.98／0.98
設計温度（管側／胴側）	℃	40／135	40／70	50／80
伝熱管外径	mm			
伝熱管厚さ	mm			
伝熱管減肉後厚さ*1	mm			
伝熱管材質	—	C7150T	C6871	C6871
支持間隔（固定（管板）～支 持（管支持板））*2	mm			
支持間隔（支持（管支持板） ～支持（管支持板））*2	mm			
設計引張強さ（Su）*4	MPa	365	375	375

*1：伝熱管内面に、施栓基準である50%まで一様減肉が生じたと仮定する

*2：各冷却器における最大の支持間隔を用いて評価する

*3：管支持板の箇所数が1箇所のため該当部位なし

*4：設計・建設規格（2005/2007）の付録材料図表 Part5 表9に当該材料の各温度による
Su値が規定されていないため、付録材料図表 Part5 表6に記載の最小引張強さの値を用
いた

表 2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関の伝熱管の仕様

項目	単位	空気冷却器	潤滑油系 潤滑油冷却器	冷却水系 清水冷却器
最高使用圧力（管側／胴側）	MPa	0.59／0.20	0.98／0.98	0.98／0.98
最高使用温度（管側／胴側）	℃	40／135	40／70	50／80
伝熱管外径	mm			
伝熱管厚さ	mm			
伝熱管減肉後厚さ*1	mm			
伝熱管材質	—	C7150T	C6871	C6871
支持間隔（固定（管板）～支持（管支持板））*2	mm			
支持間隔（支持（管支持板）～支持（管支持板））*2	mm			
設計引張強さ（Su）*4	MPa	365	375	375

* 1：伝熱管内面に、施栓基準である 50%まで一様減肉が生じたと仮定する

* 2：各冷却器における最大の支持間隔を用いて評価する

* 3：管支持板の箇所数が 1 箇所のため該当部位なし

* 4：設計・建設規格（2005/2007）の付録材料図表 Part5 表 9 に当該材料の各温度による Su 値が規定されていないため、付録材料図表 Part5 表 6 に記載の最小引張強さの値を用いた

表 3 非常用ディーゼル機関及び付属設備/高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル機関及び付属設備の伝熱管の評価結果

評価対象	評価条件	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)
							管板～管支持板	管支持板～管支持板	
非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 空気冷却器	50%減肉を想定	—*1	S	S _S *2	IV _A S	一次応力	16	—	328*3
非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備 潤滑油系潤滑油冷却器	50%減肉を想定	—*1	S	S _S *2	IV _A S	一次応力	16	16	337*3
非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備 冷却水系清水冷却器	50%減肉を想定	—*1	S	S _S *2	IV _A S	一次応力	45	105	337*3
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル機関 空気冷却器	50%減肉を想定	—*1	S	S _S *2	IV _A S	一次応力	16	—	328*3
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル機関 付属設備 潤滑油系潤滑油冷却器	50%減肉を想定	—*1	S	S _S *2	IV _A S	一次応力	19	19	337*3
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル機関 付属設備 冷却水系清水冷却器	50%減肉を想定	—*1	S	S _S *2	IV _A S	一次応力	36	45	337*3

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

* 2 : S_S地震力が S_d地震力及び S クラス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地震力及び S クラス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地震力及び静的地震力による評価を省略した

* 3 : 0.6Su×1.5倍の値

建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について

耐震設計審査指針の改正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）について表 1 に示す。

表 1 過去の耐震補強概要

種別	内容	評価への影響有無*1
配管類	サポート追設・撤去, サポート取替 (容量変更), 架構補強, ラグ改造, 拘束方向変更 (16 系統, 約 350 箇所)	○
電路類	ケーブルトレイのサポート改造 (約 260 箇所)	×
	電線管のサポート改造 (約 70 箇所)	×
機器類	中央制御室換気空調系ダクトサポートの追設, 補強	×
	残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設	○
建物・構築物, 屋外土木構造物	取水口護岸部 (南北) 両岸の地盤の改良	×
	非常用海水系配管 (二重管) 下部の地盤の改良	×
	主排気筒鉄塔の一部撤去, 制震ダンパ, 弾塑性ダンパ取付け, 鉄塔補強	○
	原子炉建屋 6 F の屋根トラスの鉄骨補強, 原子炉建屋 6 F 天井走行クレーンのクレーンガータの振れ止め敷設	×
	非常用ガス処理系屋外配管のルート変更, 変更後配管用高架陸橋 (架構) 設置	×

*1: 耐震安全性評価書に記載される評価結果に影響を及ぼす工事を○, 評価結果に影響を及ぼさない工事を×とする。

工事計画認可申請 (平成 30 年 2 月補正申請) 及び今回の劣化状況評価における耐震安全性評価によって今後予定されている耐震補強 (以下、「補正工認等による耐震補強」という) について表 2 に示す。

表 2 今後の耐震補強工事概要

種別	内容
配管類	サポート追設・撤去, サポート取替 (型式・容量変更), ラグ改造, 拘束方向変更 (242 箇所)
機器類	残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設, 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器のサポート追設, 雑固体焼却系設備焼却炉架台補強, 雑固体焼却系設備セラミックフィルタのラグ補強, 使用済燃料乾式貯蔵容器のトラニオン固定金具の材質変更及びボルトの径変更並びに材質変更, 容器押えボルトの追加
建物・構築物, 屋外土木構造物	主排気筒の鉄塔補強高さの嵩上げ, 鉄塔脚数の増加, 基礎梁の増強, 鋼管杭の増設

表 1 で評価への影響有とした耐震補強工事, 並びに表 2 に示す工事計画認可申請 (平成 30 年 2 月補正申請) 及び今回の劣化状況評価における耐震安全性評価において現状の構造から補強のため変更を加えて評価を行った機器について, 補強概要を次項以降に示す。

(1) 配管類耐震補強

配管類耐震補強のうち、耐震安全性評価を実施する範囲においてサポート追設等を実施した箇所及び今後の実施予定箇所の内訳を表3に示す。

表3 配管類耐震補強の実績及び実施予定箇所数

系統	耐震BCによる耐震補強の実績箇所数	補正工認等による耐震補強の実施予定箇所数
原子炉再循環系	①11	⑥21*1
残留熱除去系	②15*3	⑦19*1,*3
原子炉系（蒸気部）	③20	⑧66*1/47*2
原子炉系（純水部）	④10	⑨8*1*2
給水系	⑤4	⑩2*2
復水系	—	⑪3*2
給水加熱器ドレン系	—	⑫2*2

*1：配管の低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価におけるサポート追設等の実施箇所数を示す

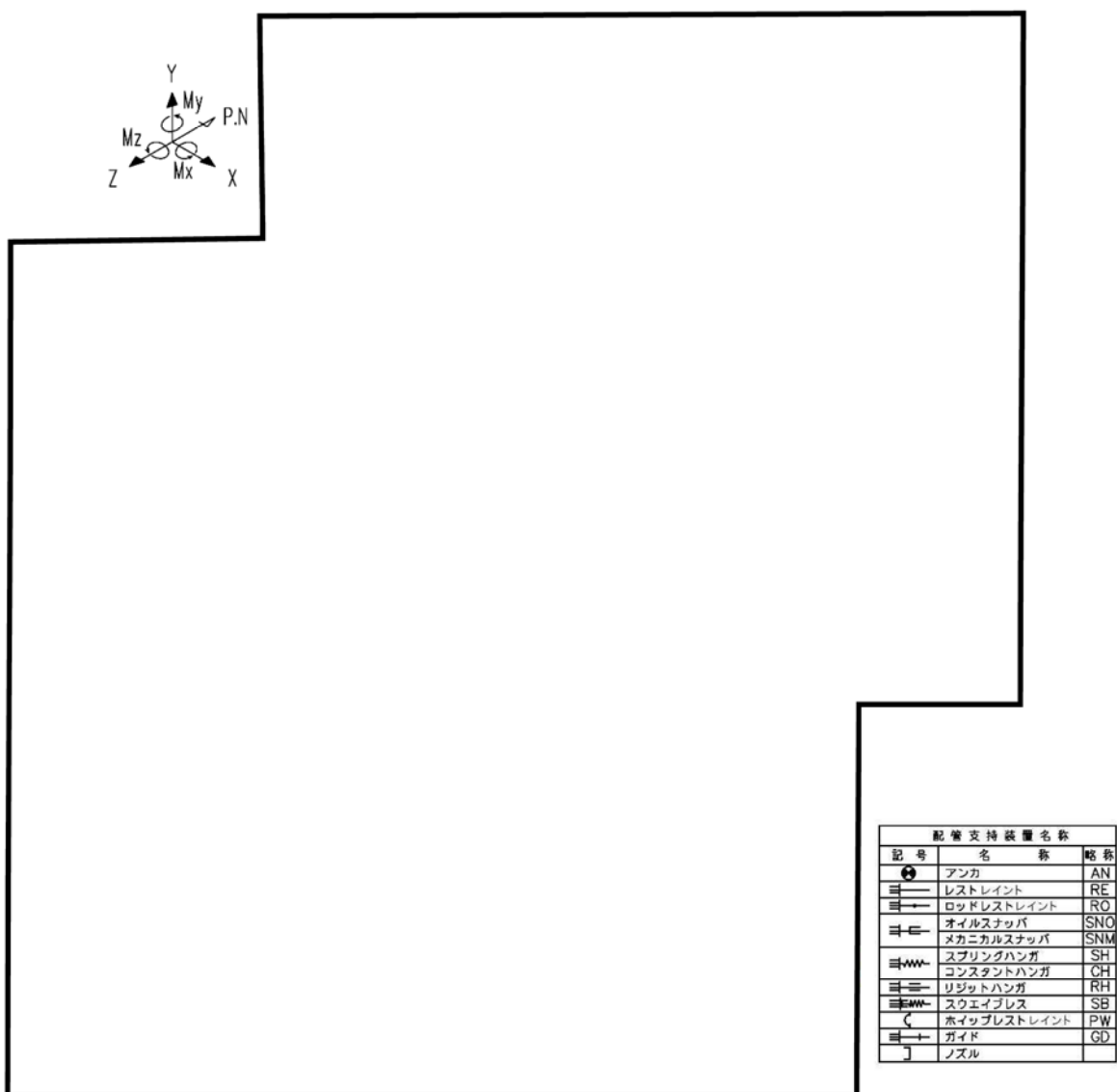
*2：配管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価におけるサポート追設等の実施箇所数を示す

*3：原子炉再循環系の解析モデルに含まれる範囲におけるサポート追設等の実施箇所数を示す

耐震BCによる耐震補強概要を①～⑤、補正工認等による耐震補強概要を⑥～⑫にそれぞれ示す。

補正工認等による耐震補強のうち、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d 見直しによる補正工認での耐震評価及び経年劣化を考慮しない状態での耐震評価（配管の耐震評価における公称板厚等）において補強の必要となった箇所については補強内容欄に【工】、劣化状況評価において耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価により補強の必要となった箇所については【劣】と記載する。

① 原子炉再循環系



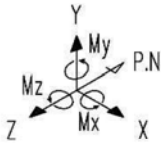
設備支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルスナップ	SNO
≡	メカニカルスナップ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
≡	ホイップレストレイント	PW
≡	ガイド	GD
丁	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

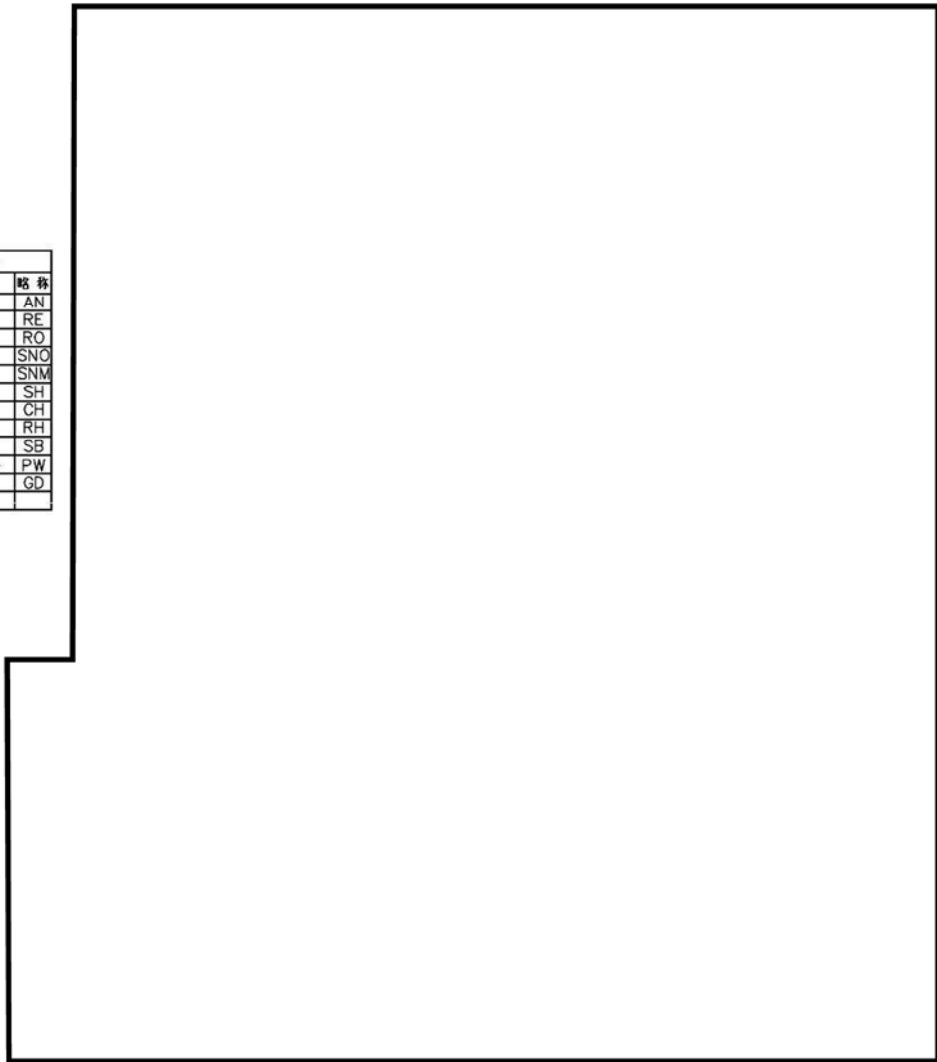
図 1 (1/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 4 (1/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉再循環系】

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SA1	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-PLR-SA2	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-PLR-SA8	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強
SNO-PLR-SA11	架構補強
SNO-PLR-SA14	架構補強
SNO-PLR-SA22	架構補強
SNO-PLR-SA23	サポート容量変更 (100 kN → 250 kN), 架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	



: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 1 (2/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 4 (2/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉再循環系】

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SB8	サポート容量変更 (50 kN→ 100 kN), 架構補強
SNO-PLR-SB14	架構補強
SNO-PLR-SB22	架構補強
SNO-PLR-SB23	サポート容量変更 (100 kN → 250 kN), 架構補強

サポート番号：SNO-PLR-SA1 サポート容量変更



サポート番号：SNO-PLR-SA11 架構補強

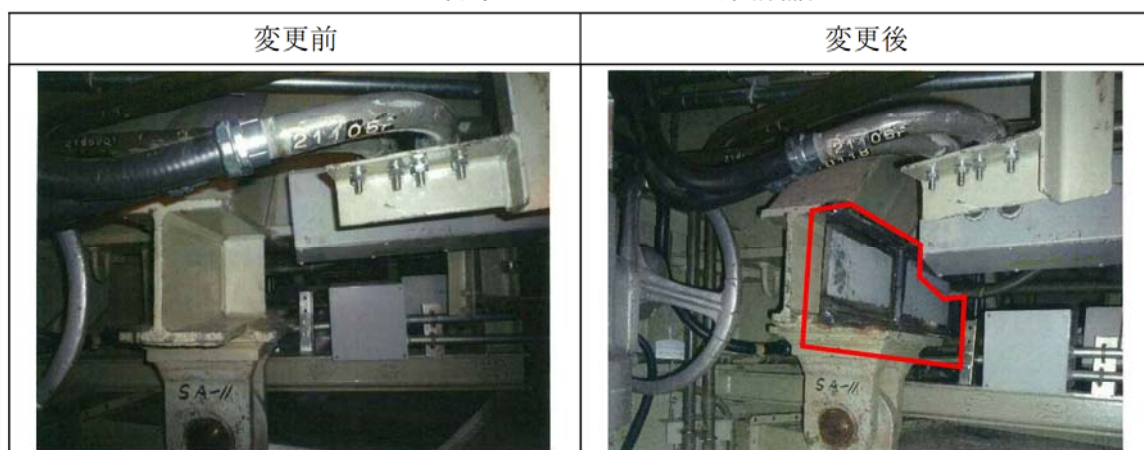


図2 サポート変更概要現場写真

② 残留熱除去系



図 3 (1/3) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 5 (1/3) 耐震 BC による耐震補強内容【残留熱除去系】

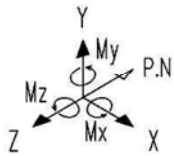
サポート番号	補強内容
SNO-RHR-30A	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強
SNO-RHR-31A	架構補強
SNO-RHR-31C	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-RHR-32T1	サポート追設 (160 kN × 1 本)
SNO-RHR-33A	架構補強



図 3 (2/3) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 5 (2/3) 耐震 BC による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-412A	サポート容量変更 (10 kN → 30 kN)
SNO-RHR-413A	サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)
SNO-RHR-413T	サポート追設 (60 kN ×1 本)
SNO-RHR-415A	サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)
SNO-RHR-415B	架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡≡	オイルスナップ	SNO
≡≡	メカニカルスナップ	SNM
≡≡≡	スプリングハンガ	SH
≡≡≡	コンスタントハンガ	CH
≡≡≡	リジッドハンガ	RH
≡≡≡	スウェイブレス	SB
⌒	ホイップレストレイント	PW
≡+	ガイド	GD
⌒	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 3 (3/3) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 5 (3/3) 耐震 BC による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
AN-RHR-20	架構補強, ラグ補強
SNO-RHR-21A	サポート容量変更 (10 kN → 30 kN)
SNO-RHR-23A	サポート容量変更 (50 kN → 60 kN)
SNO-RHR-23B	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強
SNO-RHR-26A	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強

サポート番号 : AN-RHR-20 ラグ補強

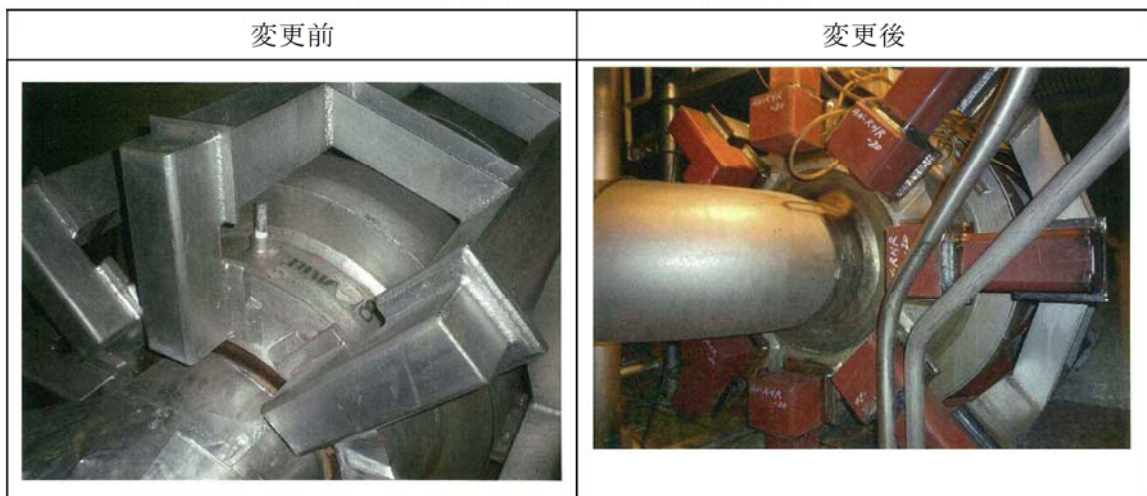
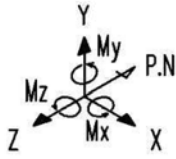


図 4 サポート変更概要現場写真

③ 原子炉系（蒸気部）



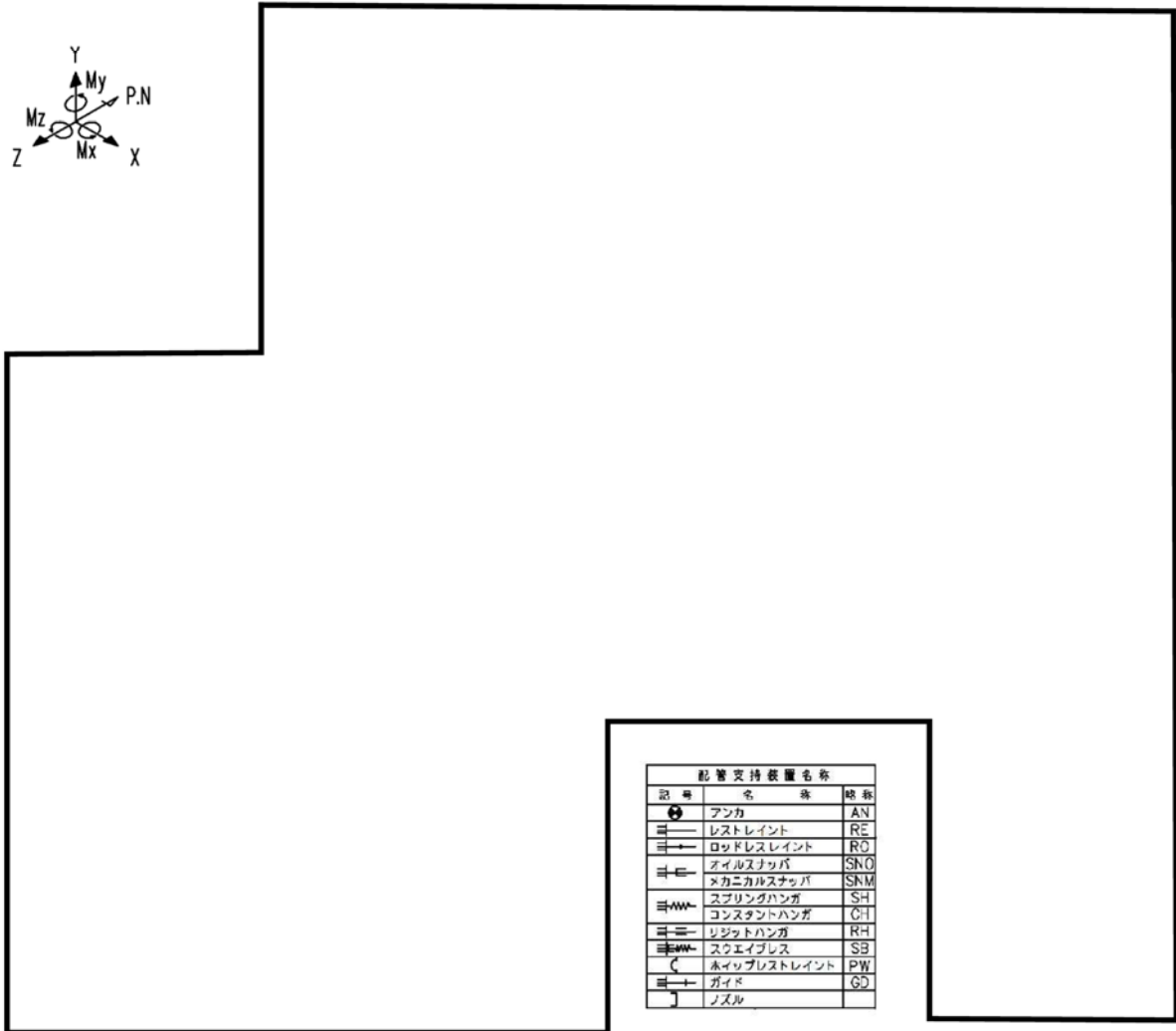
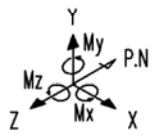
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (1/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (1/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-501	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)

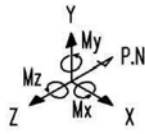


⊙ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (2/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (2/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNM-MS-114-248	サポート容量変更 (20 kN → 30 kN)
SNM-MS-114-250	サポート容量変更 (20 kN → 60 kN)



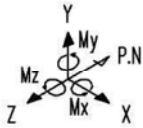
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	ネックサポート	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スタイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (3/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (3/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-512-1	架構補強
SNO-MS-512-2	架構補強



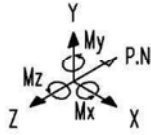
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
☉	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡E	オイルスナッチ	SNO
≡E	メカニカルスナッチ	SNM
≡→	スプリングハンガ	SH
≡→	コンスタントハンガ	CHI
≡→	リジッドハンガ	RH
≡→	スウェイブレス	SB
C	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
J	ノズル	

☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (4/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (4/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-SB4	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-MS-SB6	架構補強



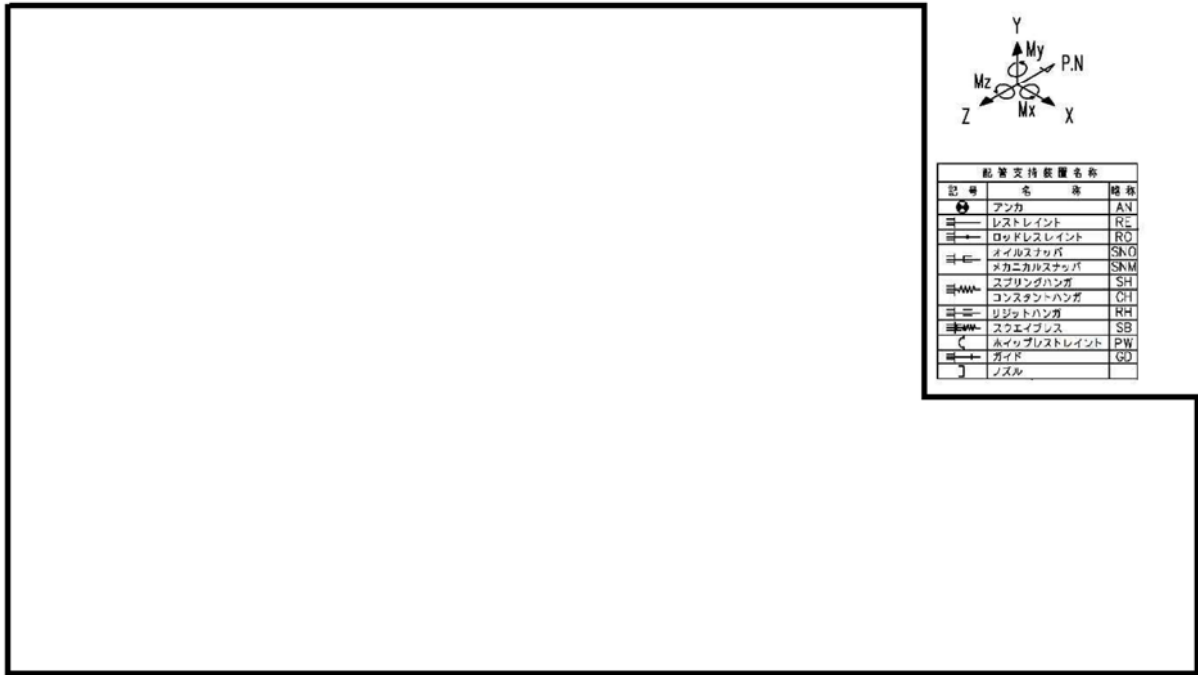
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (5/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (5/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-538-1	架構補強
SNO-MS-538-2	架構補強

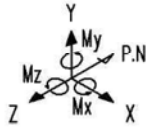


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (6/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (6/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-SC4	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-MS-SC6	架構補強
SNO-MS-SC7	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



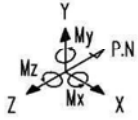
配管支持装置名		
記号	名称	線形
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	メカニカルストップ	SNM
	スプリングハンガ	S-H
	コンスタントハンガ	C-H
	ロケットハンガ	R-H
	スウェイブレス	SH
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

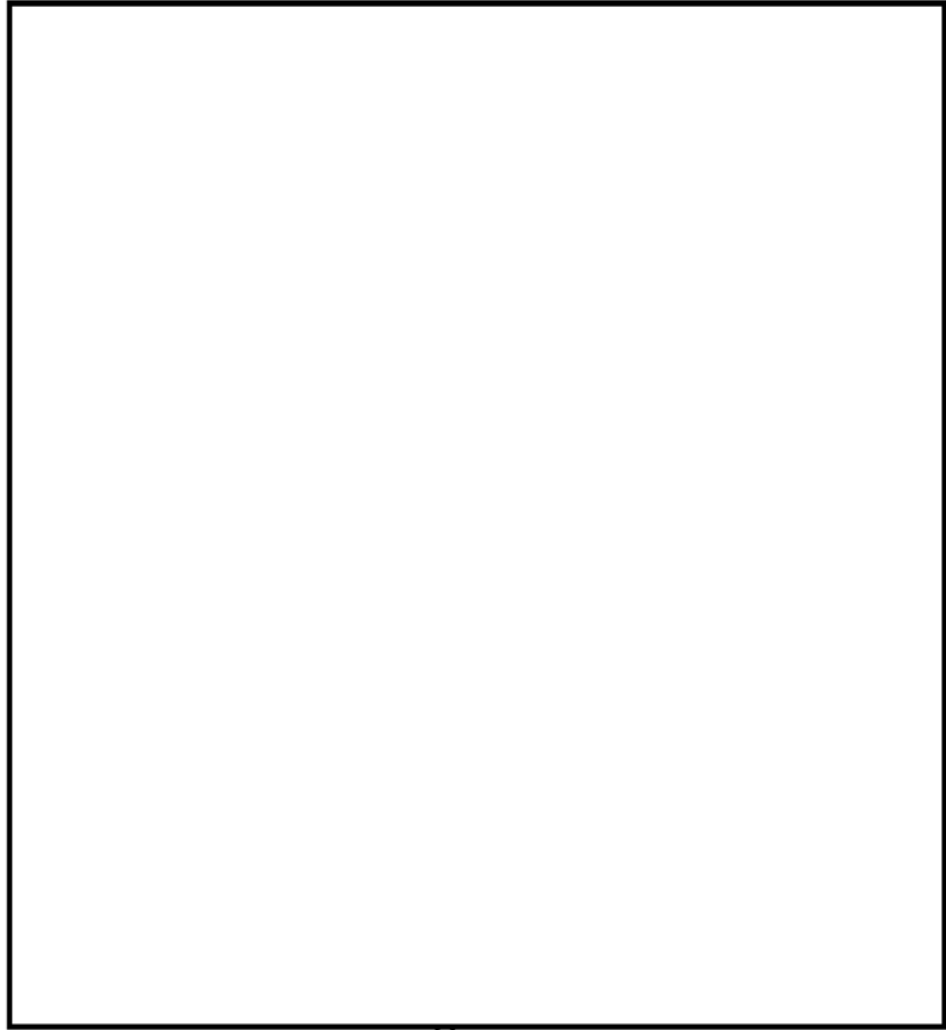
図 5 (7/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (7/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-590-2	架構補強



配管支持設置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスタッパ	SNO
	メカニカルスタッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スラエゾハンガ	SH
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

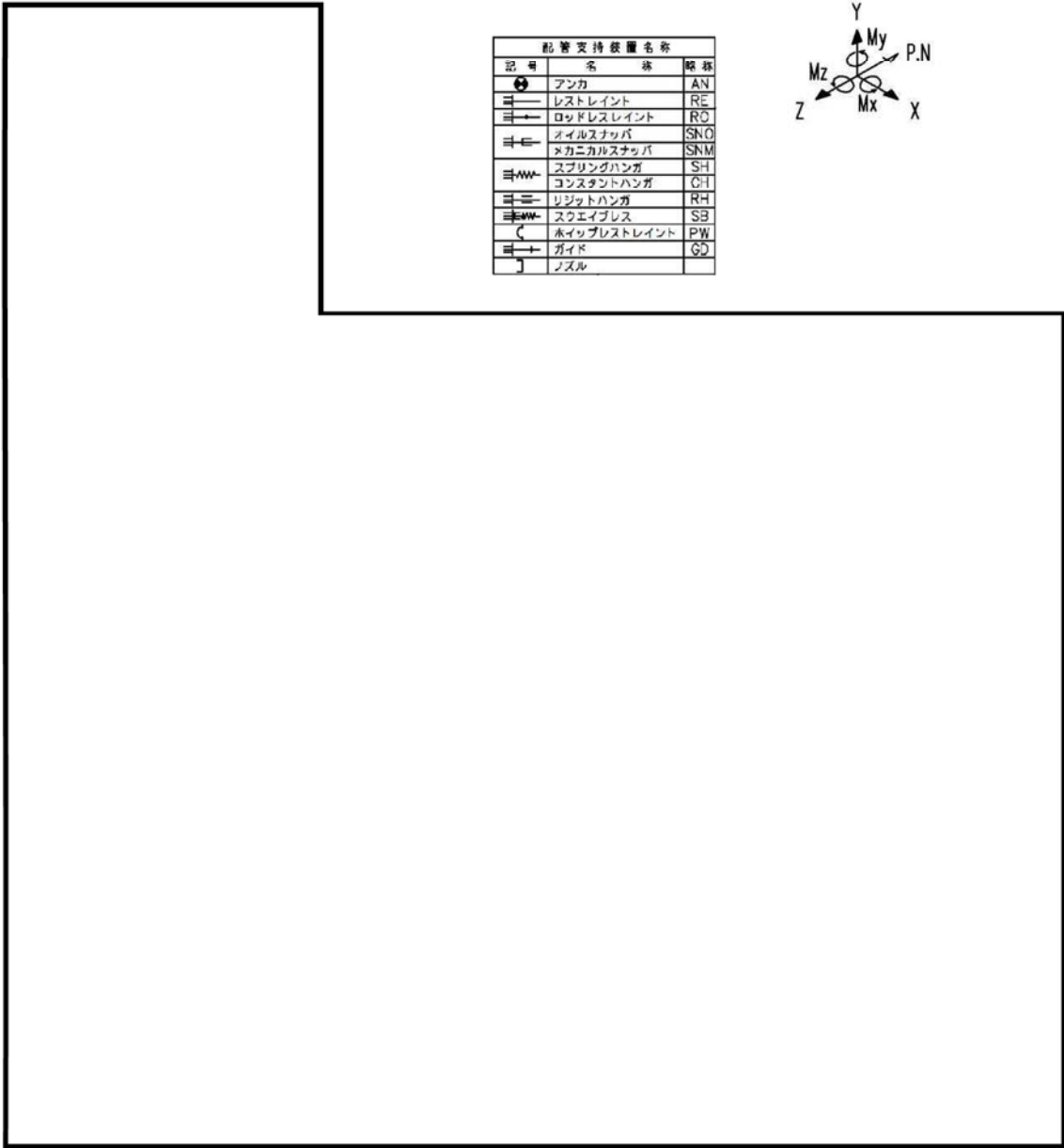


: 耐震 BC による耐震補強箇所

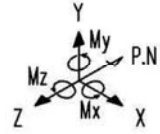
図 5 (8/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (8/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-598	ラグ補強



耐震支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スクエアプレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

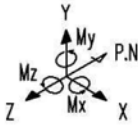


: 耐震 BC による耐震補強箇所

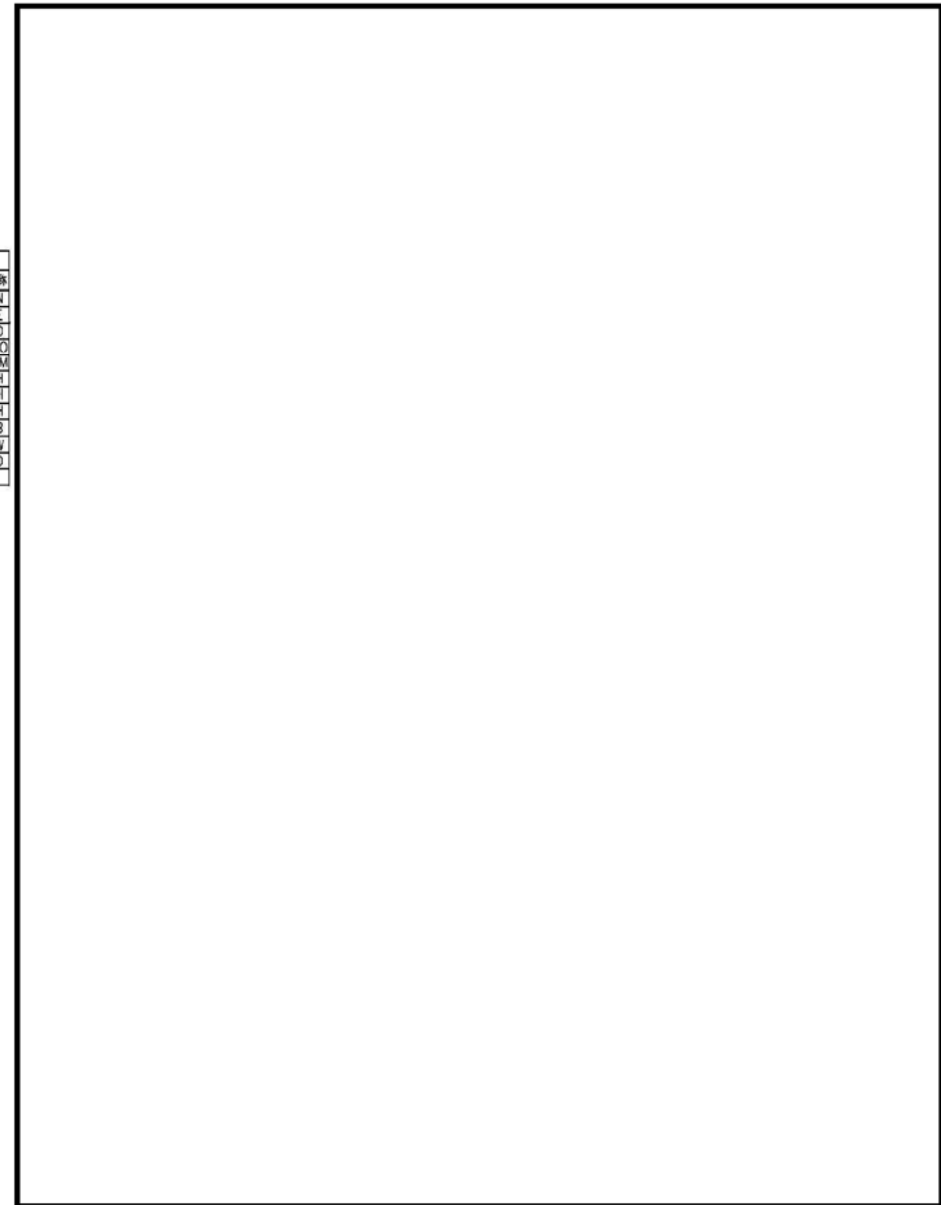
図 5 (9/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (9/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-550-1	架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレスト	RE
	ロードレスト	RO
	オイルスナッチャ	SN/O
	メカニカルスナッチャ	SN/M
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレスト	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

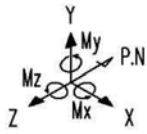


: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (10/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (10/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNM-MS-123-276	サポート容量変更 (10 kN → 30 kN)
SNM-MS-123-278	サポート容量変更 (10 kN → 60 kN)



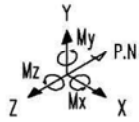
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
⊙	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡←	オイルスナッチ	SNO
≡←	メカニカルスナッチ	SNM
≡≡	スプリングハンガ	SH
≡≡	コンスタントハンガ	CH
≡≡	リジットハンガ	RH
≡≡	スウェイブレス	SB
≡	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
└	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (11/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (11/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
RE-MSIV-76-3	架構補強



記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡+	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルナツバ	SNO
≡	メカニカルナツバ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CI
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
C	ホイップレストレイント	PW
≡	ガイド	GO
J	ノズル	

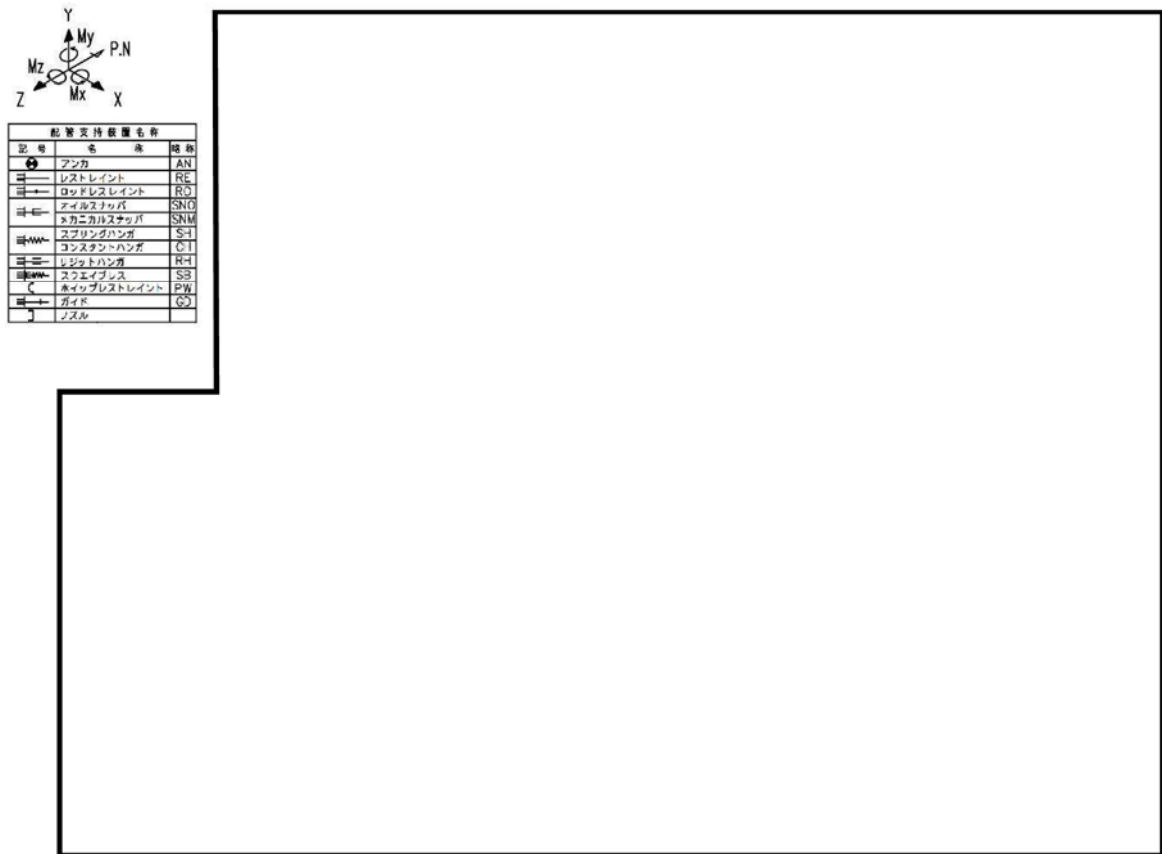
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (12/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (12/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
AN-MSIV-41	架構補強
RE-MSIV-41T	サポート追設

④ 原子炉系（純水部）

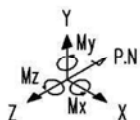


☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 6 (1/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

表 7 (1/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
RE-FDW-142A	架構補強
SNO-FDW-143B	架構補強
SNO-FDW-144 (C)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN), 架構補強
SNO-FDW-144 (D)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN), 架構補強
SNO-FDW-147 (C)	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-FDW-148-1	架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SNO
	メカニカルスナッチャ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CI
	リジットハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

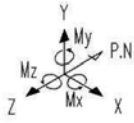
: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 6 (2/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

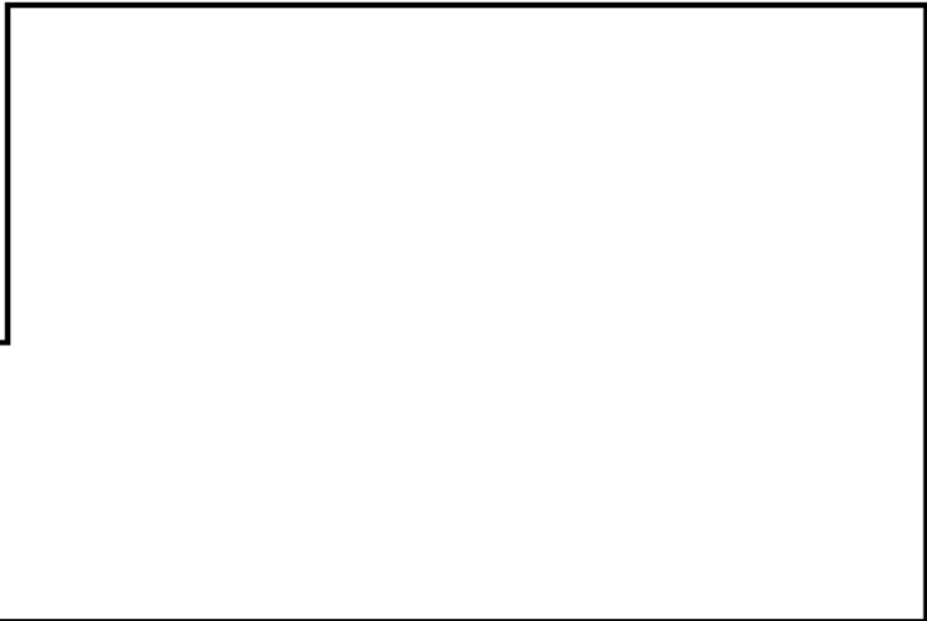
表 7 (2/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-134(C)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)
SNO-FDW-134(D)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)
RE-FDW-135	架構補強
SNO-FDW-138-1	架構補強

⑤ 給水系



配管支持装置名簿		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
—	ロッドレストレイント	RO
—	メイルスナッチ	SNO
—	メカニカルスナッチ	SNM
—	スプリングハンダ	SH
—	コンスタントハンダ	CH
—	リジッドハンダ	RH
—	スクエイクレス	SB
—	スリッパレストレイント	PW
—	ガイド	GD
—	ノズル	



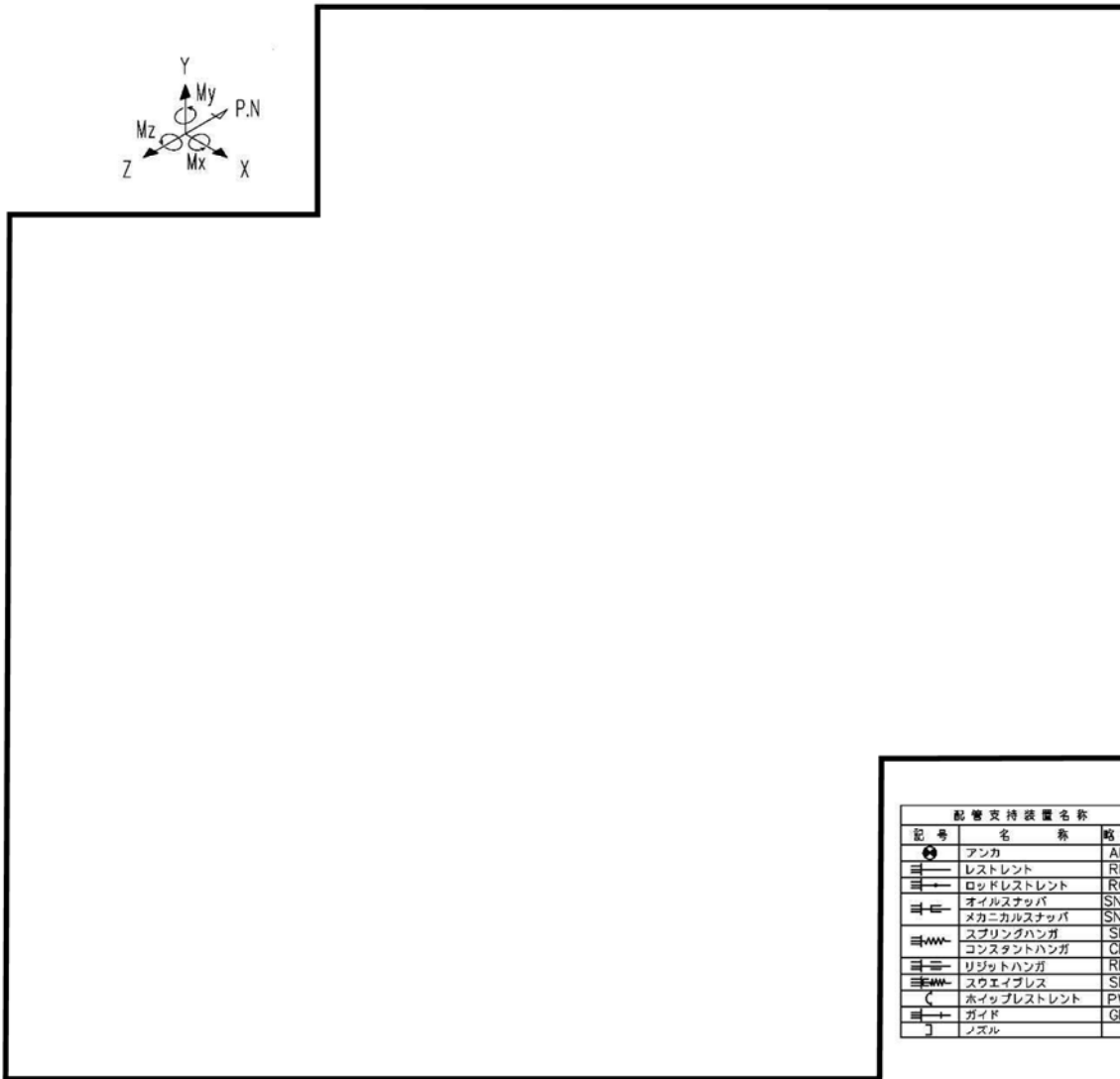
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 7 耐震 BC による耐震補強実施箇所【給水系】

表 8 耐震 BC による耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-130F-1	架構補強
SNO-FDW-130F-2	架構補強
SNO-FDW-140D-1	架構補強
SNO-FDW-140D-2	架構補強

⑥ 原子炉再循環系

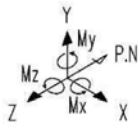


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

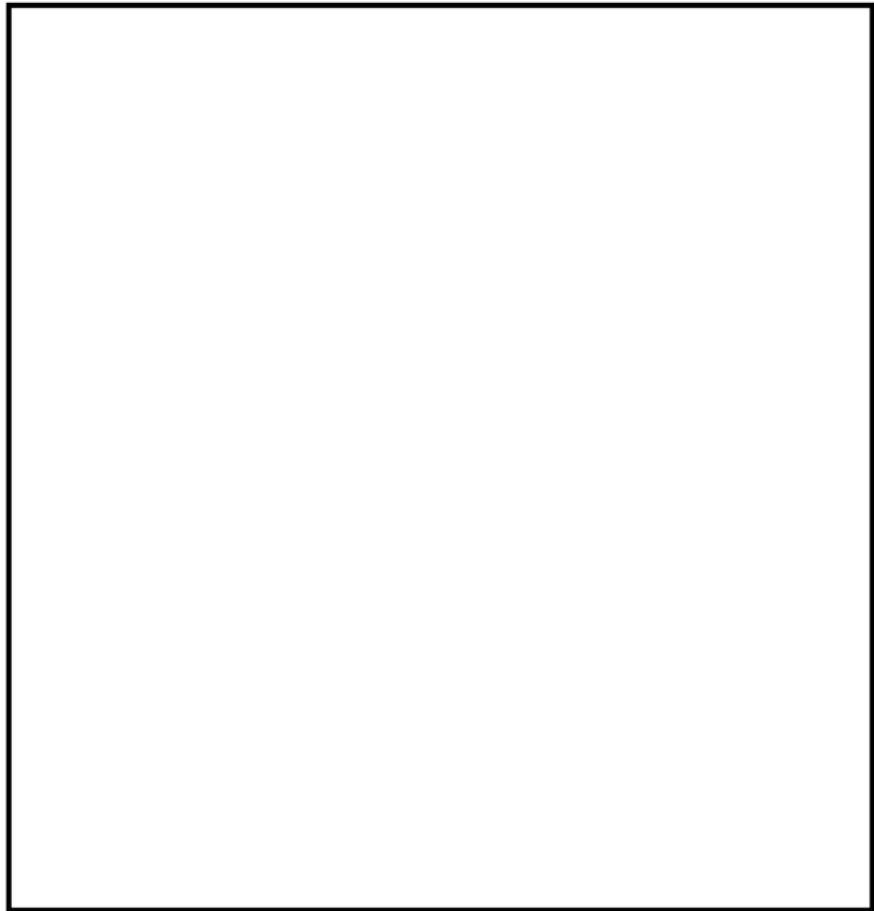
図 8 (1/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 9 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SA3	【工】 サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SA4	【工】 サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SA5	【工】 サポート容量変更 (300 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SA12	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SA14	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SA15	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SA22	【工】 サポート撤去
(評価点 512)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 2 本)
(評価点 1401)	【工】 サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)



記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスタッパ	SNO
	メカニカルスタッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スクエイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	



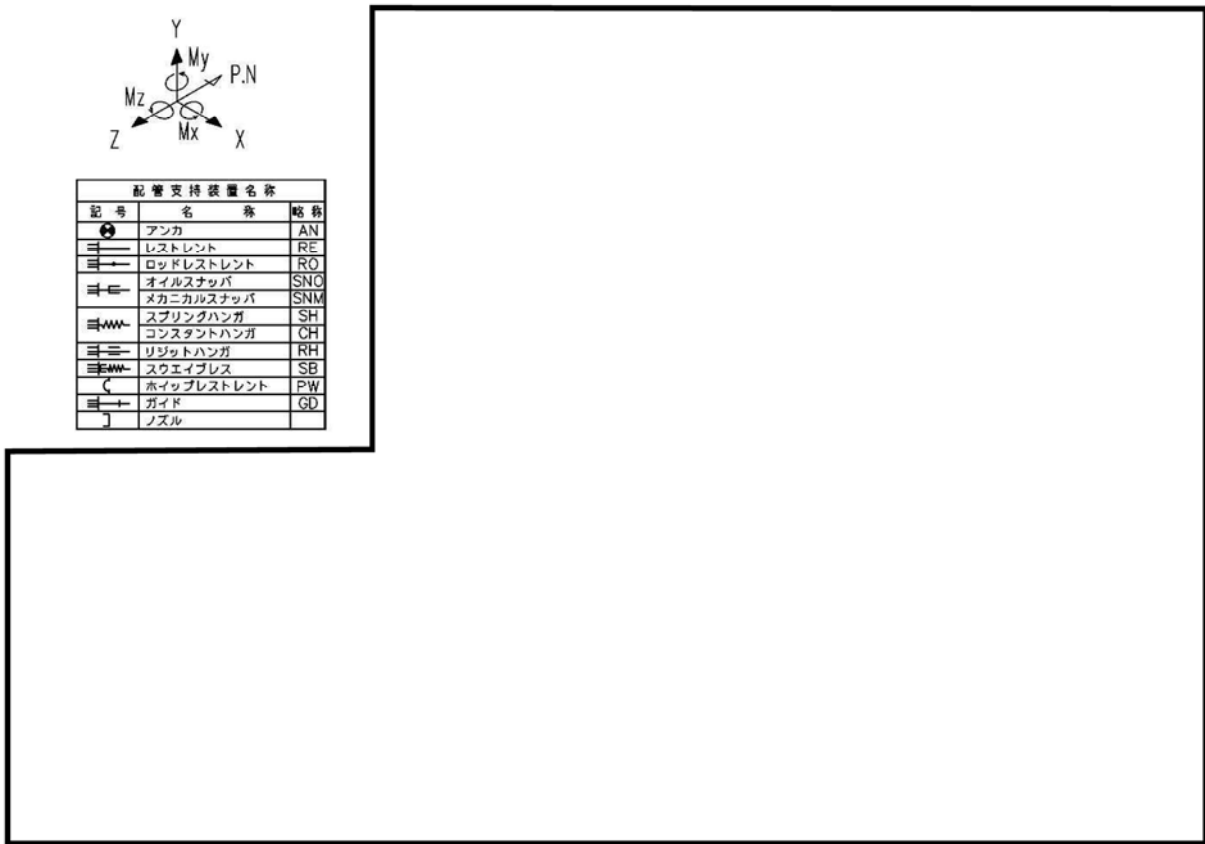
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 8 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 9 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SB1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-PLR-SB2	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-PLR-SB3	【工】 サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SB4	【工】 サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SB5	【工】 サポート容量変更 (300 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SB6	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 400 kN)
SNO-PLR-SB12	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SB14	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SB15	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SB22	【工】 サポート撤去
(評価点 1401)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN ×1 本)
(評価点 5101)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN ×2 本)

⑦ 残留熱除去系

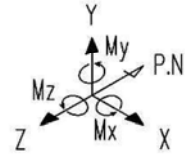
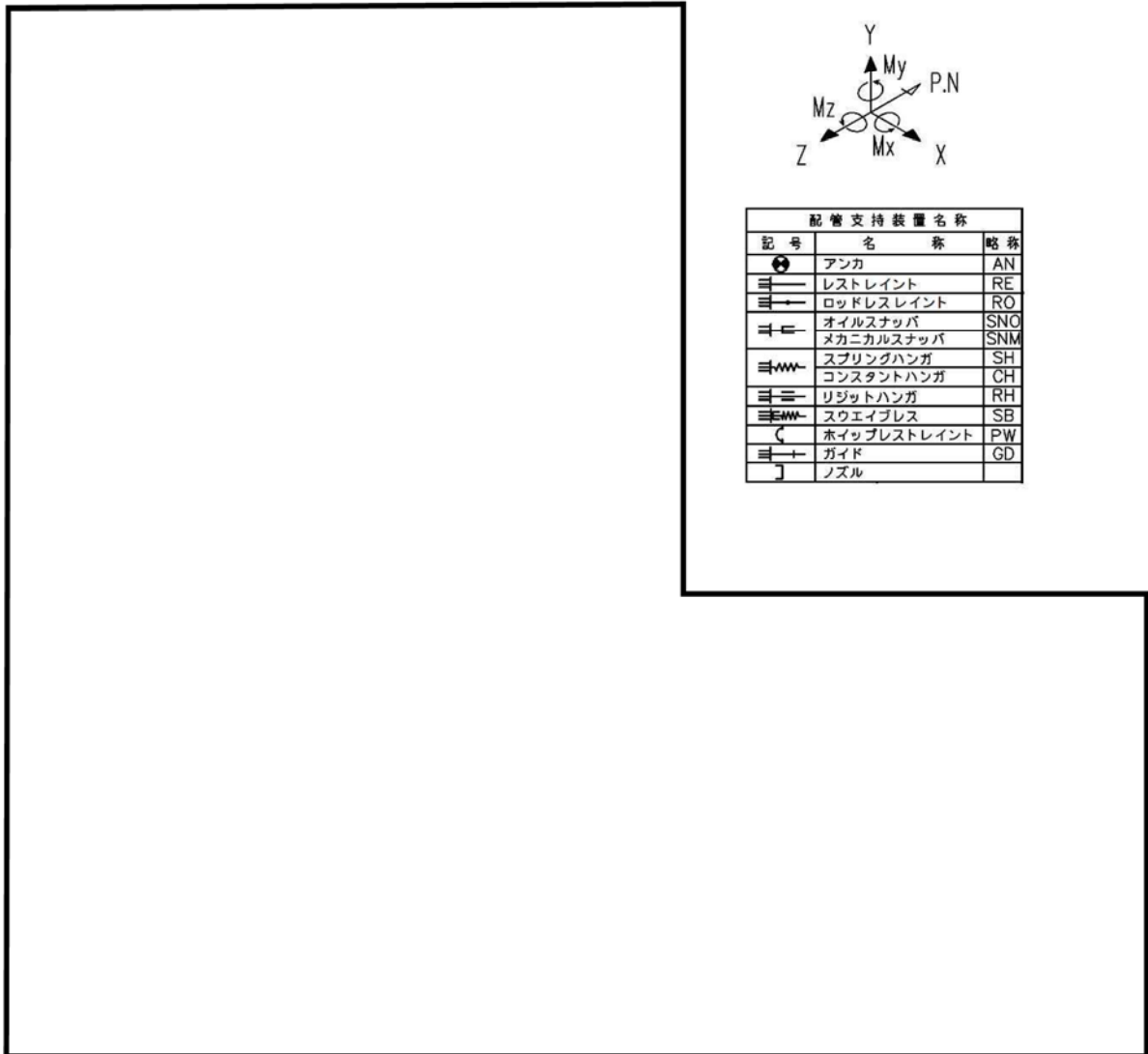


:耐震 BC による耐震補強箇所 : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 9 (1/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 10 (1/3) 補正工認等による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-30A	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-RHR-30B	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-RHR-31A	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)
SNO-RHR-31B	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-RHR-31C	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-RHR-32C	【工】 サポート容量変更 (200 kN → 250 kN)
SNO-RHR-33A	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-RHR-33B	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-RHR-34A	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 320)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)
(評価点 327)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)



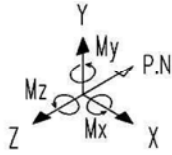
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルスナッパ	SNO
≡	メカニカルスナッパ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジットハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
⌒	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
J	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 9 (2/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 10 (2/3) 補正工認等による耐震内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNM-RHR-413C	【工】サポート容量変更 (60 kN → 100 kN)
SNO-RHR-414B	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 212)	【工】サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)
(評価点 215)	【工】サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレスレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

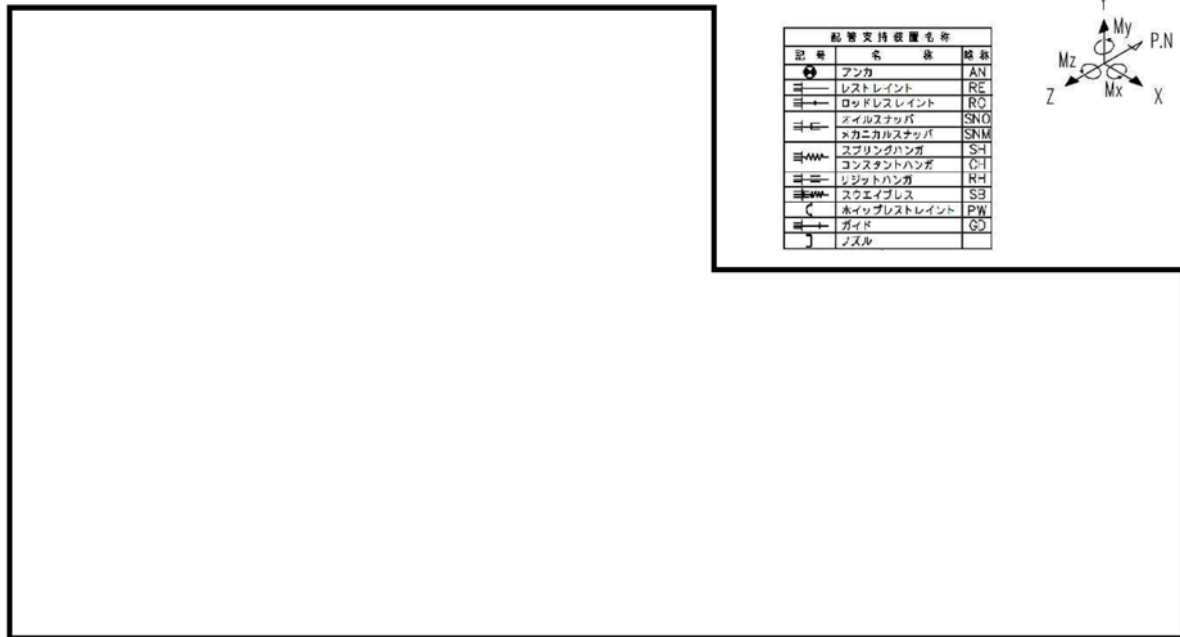
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 9 (3/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 10 (3/3) 補正工認等による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-21A	【工】サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)
SNO-RHR-25	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 212)	【工】サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)
(評価点 2151)	【工】サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)

⑧ 原子炉系（蒸気部）

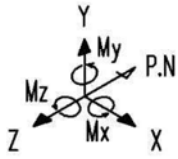


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (1/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (1/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 24)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×1 本 , 250 kN ×1 本)
(評価点 28)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×1 本 , 250 kN ×1 本)
(評価点 4702)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本)
(評価点 5402)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本) (RO ×1)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SNO
	メカニカルスナッチャ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

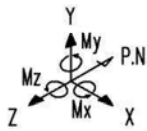


: 耐震 BC による耐震補強箇所
 : 補正工認等による耐震補強実施箇所

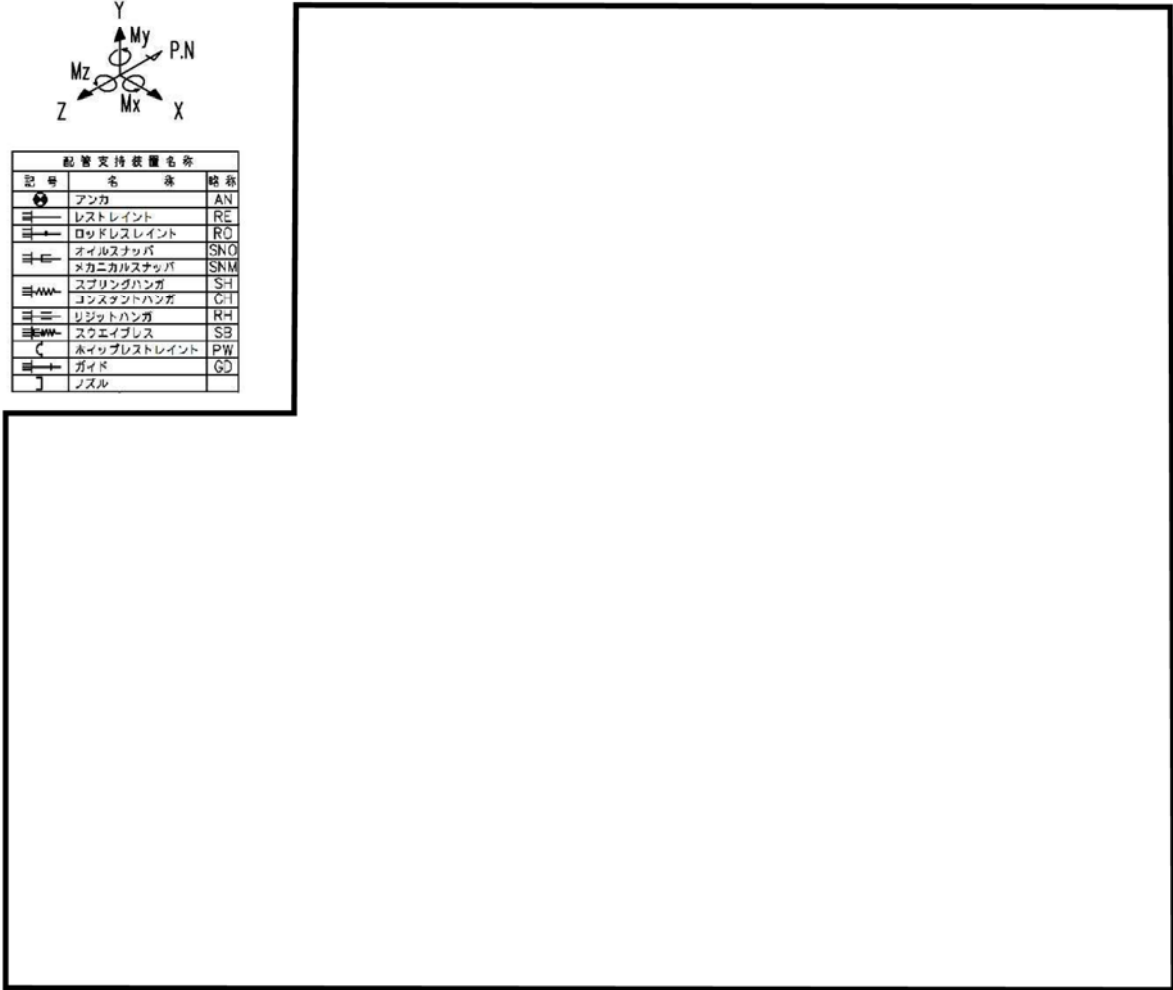
図 10 (2/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (2/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-503	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)
SNM-MS-113-230	【工】 サポート容量変更 (80 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスタッパ	SNO
	メカニカルスタッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スクエアハング	SB
	ウェイトレストレイント	PW
	ガイド	GD
	スズル	

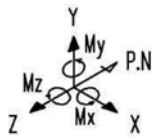


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

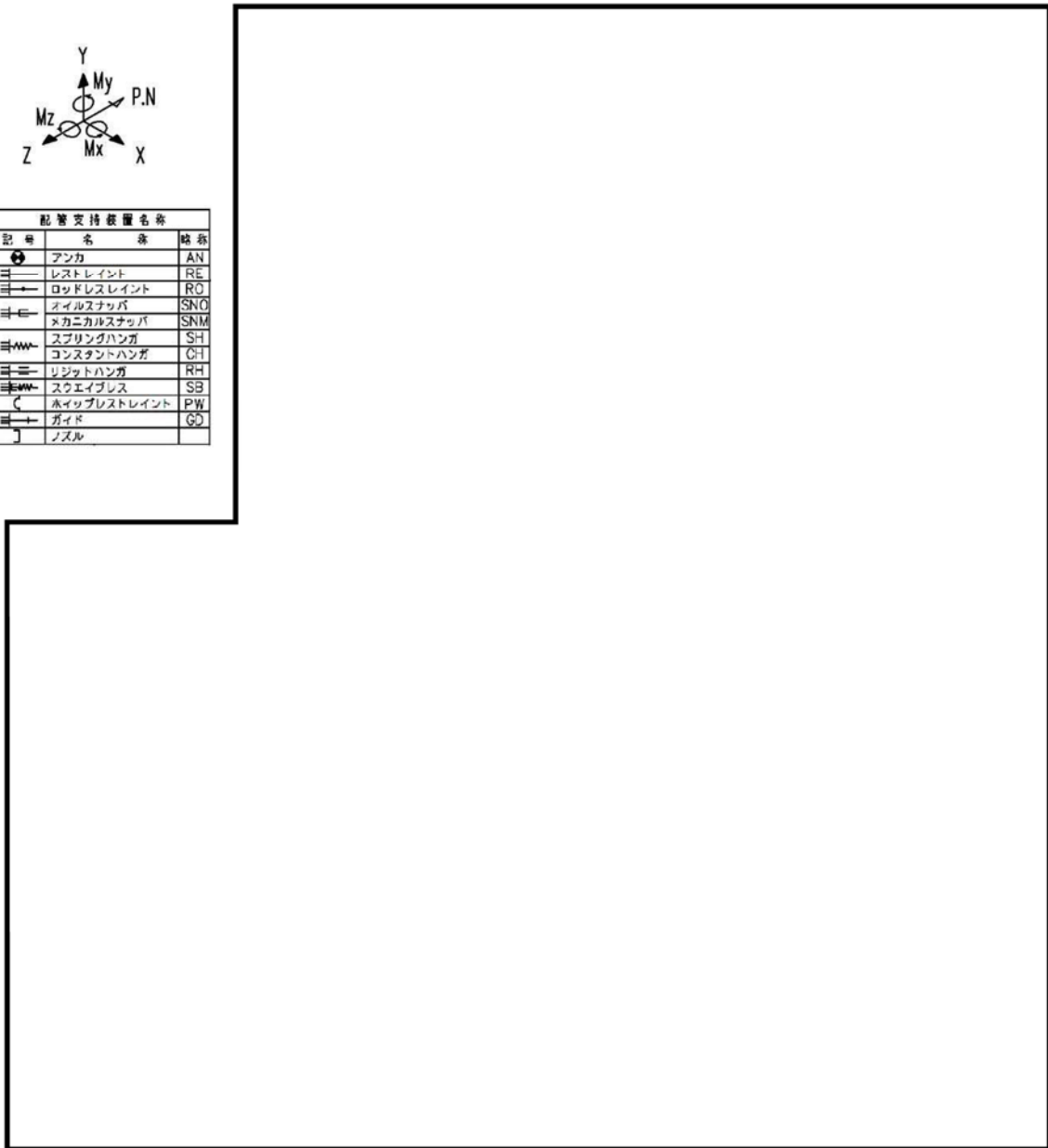
図 10 (3/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (3/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-505-1	【工】サポート容量変更 (50 kN → 60 kN)
(評価点 221)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)
SNM-MS-114-248	【工】サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

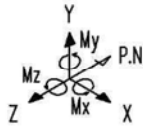


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (4/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (4/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-510	【工】サポート容量変更 (50 kN → 60 kN)
SNO-MS-513	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
(評価点 322)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)
SNO-MS-514-1	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNM-MS-115-266	【工】サポート容量変更 (60 kN → 100 kN)



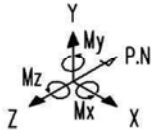
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
→	ロッドレストレイント	RO
—	オイルスナップ	SNO
—	メカニカルスナップ	SNM
—	スプリングハンガ	SH
—	コンスタントハンガ	C-I
—	リジッドハンガ	RH
—	スクエイブレス	SB
—	ホイップレストレイント	PW
→	ガイド	GD
—	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

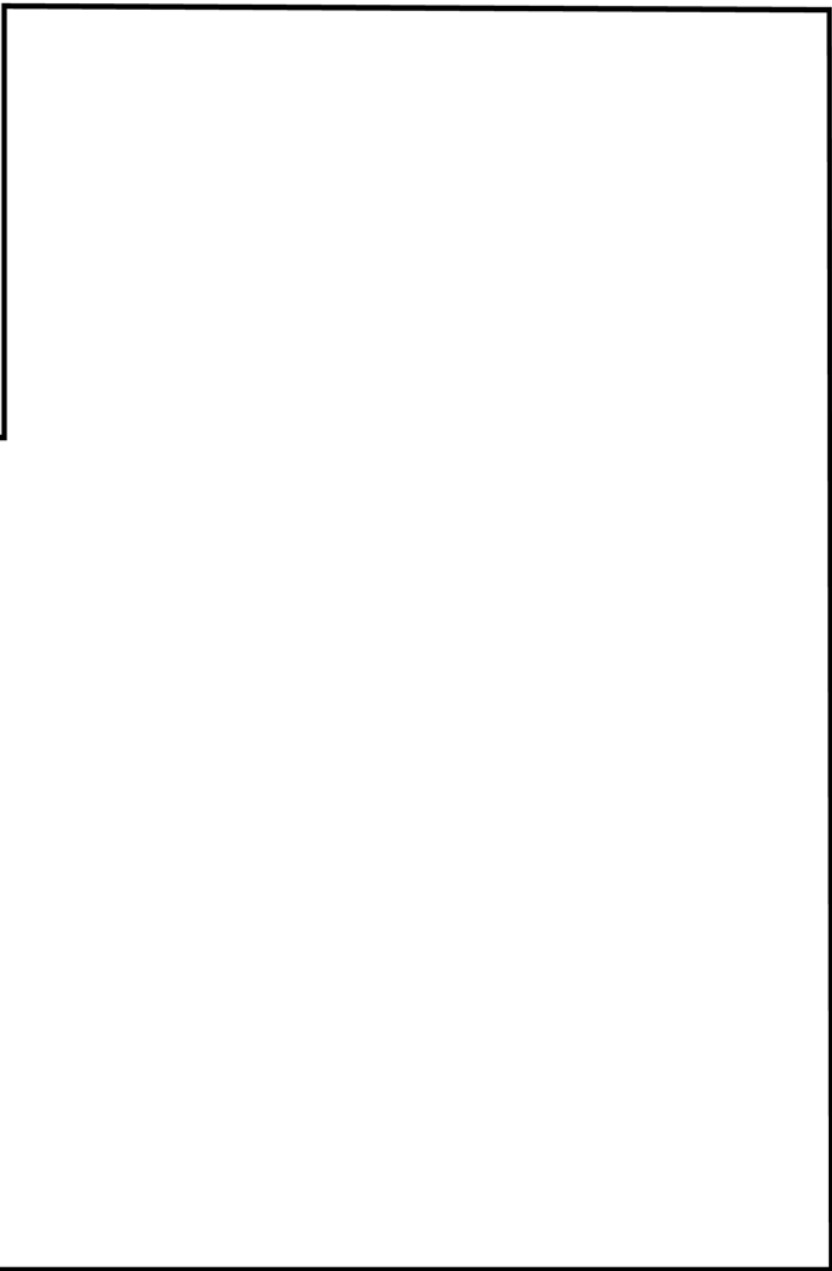
図 10 (5/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (5/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 7)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 1 本)
SNO-MS-SB1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-MS-SB6	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
(評価点 29)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 1 本)
(評価点 38)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 2 本)
(評価点 60)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 2 本)
SNO-MS-SB3	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-MS-SB5	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
(評価点 7802)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本)
(評価点 8402)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本) (RO × 1)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RD
	オイルスナッチ	SNO
	メカニカルスナッチ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

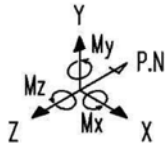


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

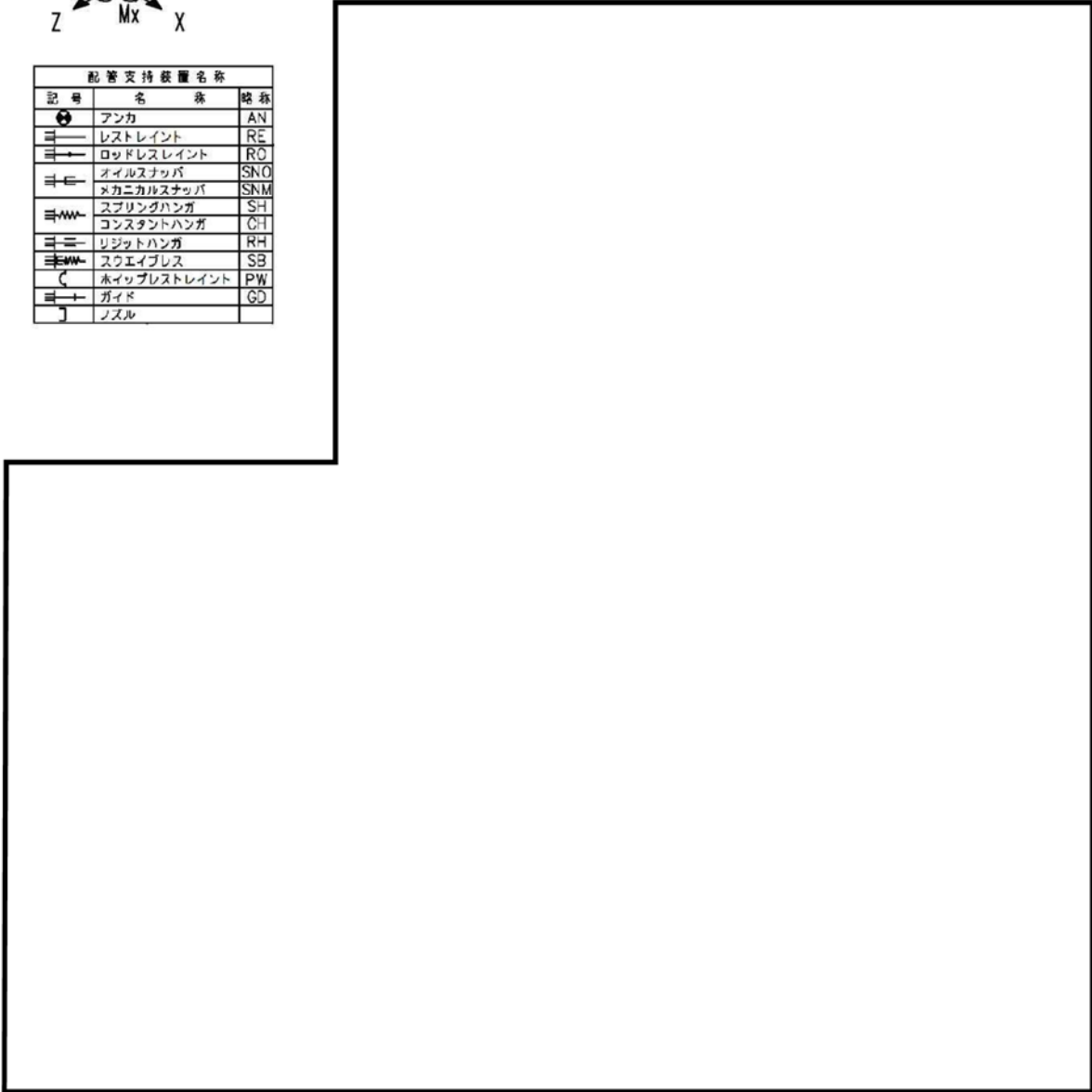
図 10 (6/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (6/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-517-1	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 116)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)
(評価点 119)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

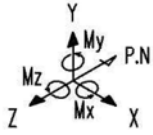


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (7/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (7/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-523	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN), サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)



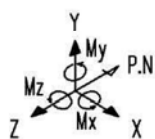
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレスレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

：補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (8/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (8/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-528	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN), サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)



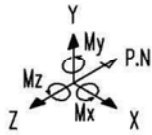
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチ	SNO
	メカニカルスナッチ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (9/24) 40 年目 PLM 評価により実施する耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (9/24) 40 年目 PLM 評価により実施する補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-532	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 419)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)
SNO-MS-534	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



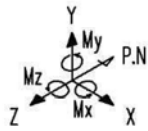
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
—	ロッドレストレイント	RO
—	オイルスナップ	SNO
—	メカニカルスナップ	SNM
—	スプリングハンガ	SH
—	コンスタントハンガ	CH
—	リジッドハンガ	RH
—	スクエイブレス	SB
—	ホイップレストレイント	PW
—	ガイド	GD
—	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (10/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (10/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 505)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)
(評価点 516)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)
(評価点 522)	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)



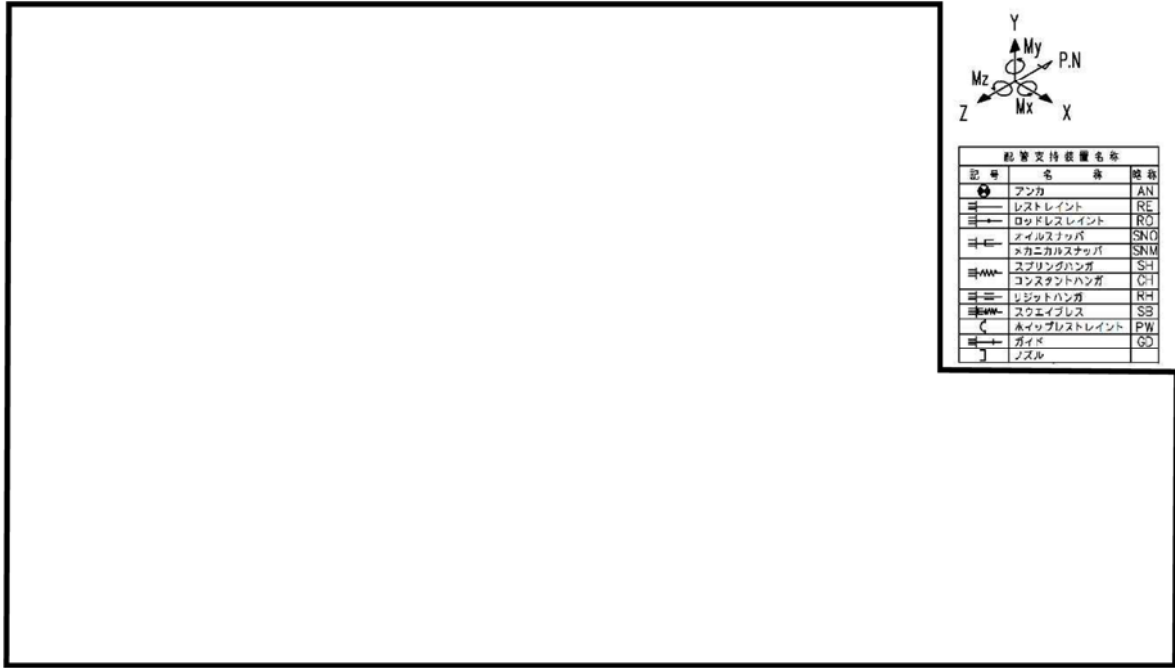
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナップ	SNO
	メカニカルスナップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CI
	リジッドハンガ	RH
	スクエイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (11/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (11/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-543	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)

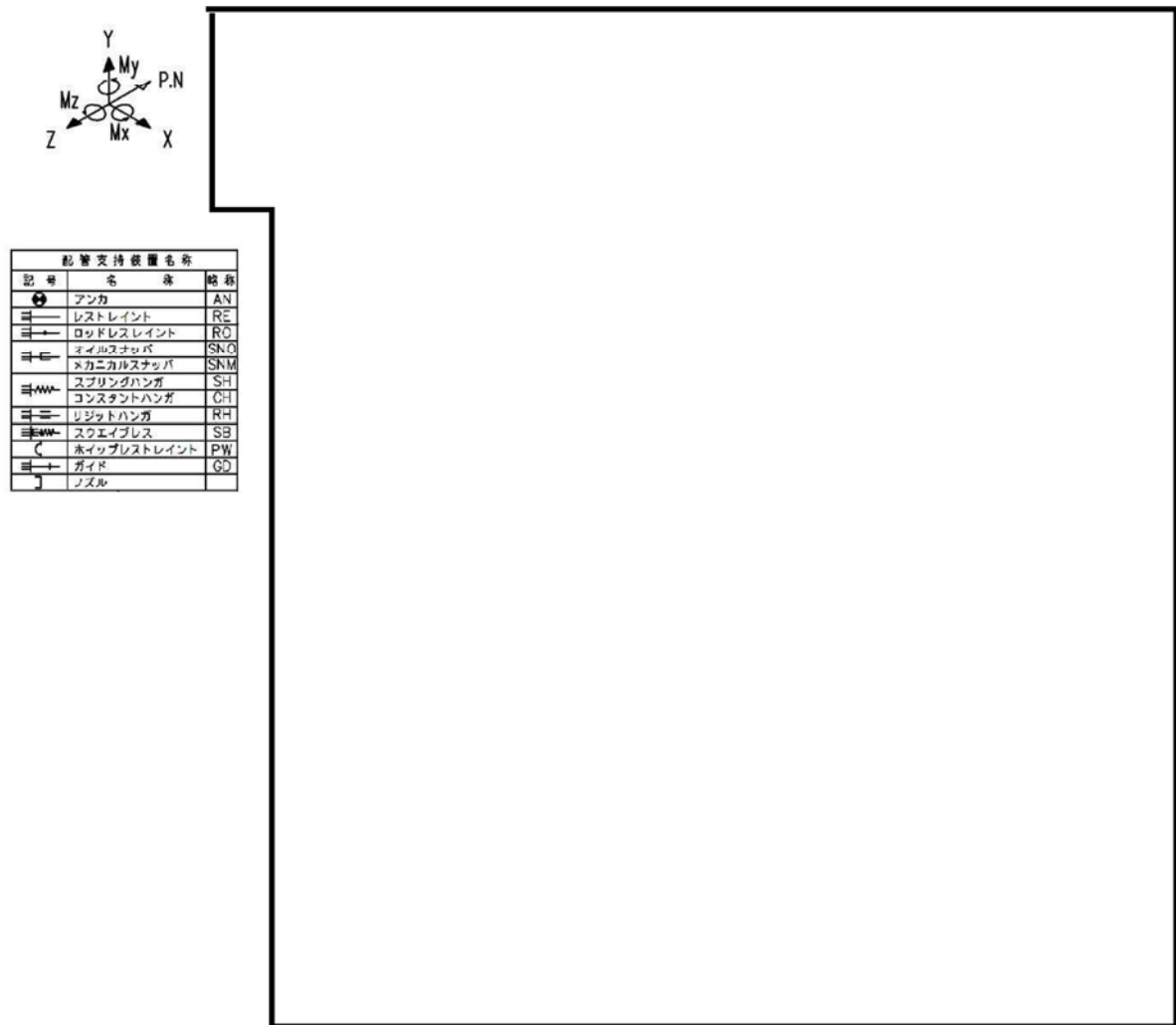


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (12/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (12/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 7)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 1 本)
SNO-MS-SC1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-MS-SC4	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-MS-SC6	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
(評価点 23)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本)
(評価点 32)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 2 本)
(評価点 54)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 2 本)
SNO-MS-SC3	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 7202)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本)
(評価点 7802)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本) (RO × 1)



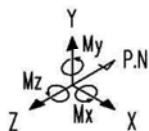
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	メカニカルストップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スクエイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

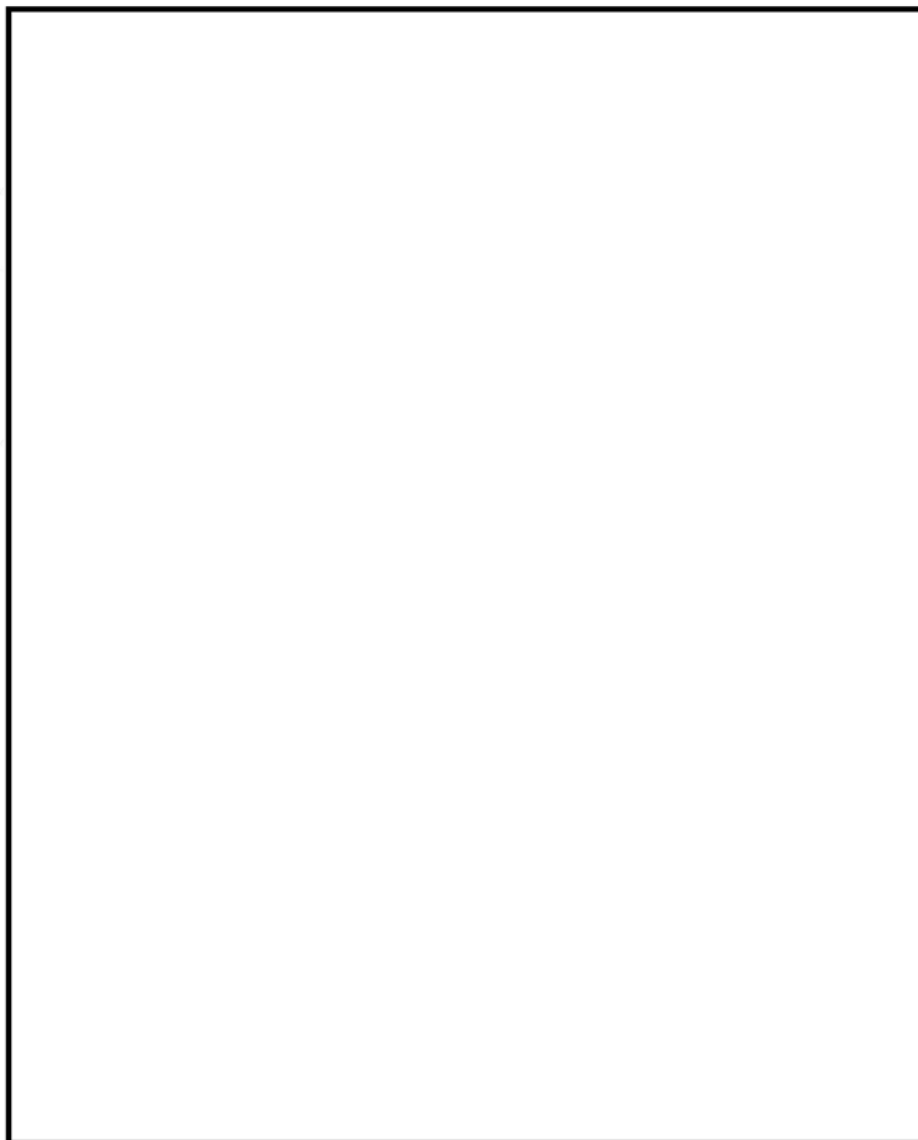
図 10 (13/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (13/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-568	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスタップ	SNO
	メカニカルスタップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

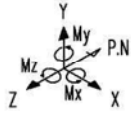


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

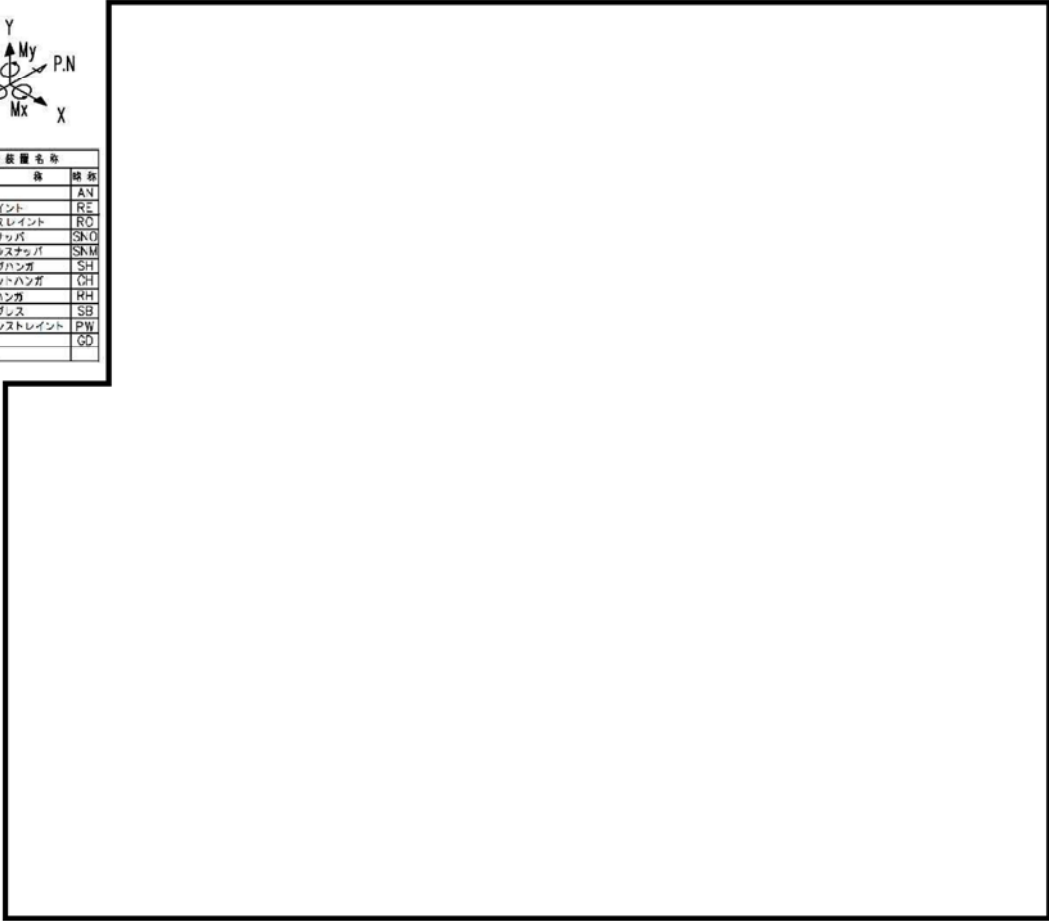
図 10 (14/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (14/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-578-2	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレスト	RE
	ロッドレストレスト	RO
	オвалスナッパ	SKO
	オカニカリスナッパ	SKM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホップレストレスト	PW
	ガイド	GD
	インスル	



: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (15/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (15/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-583	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNM-MS-128-464	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)

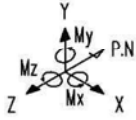


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

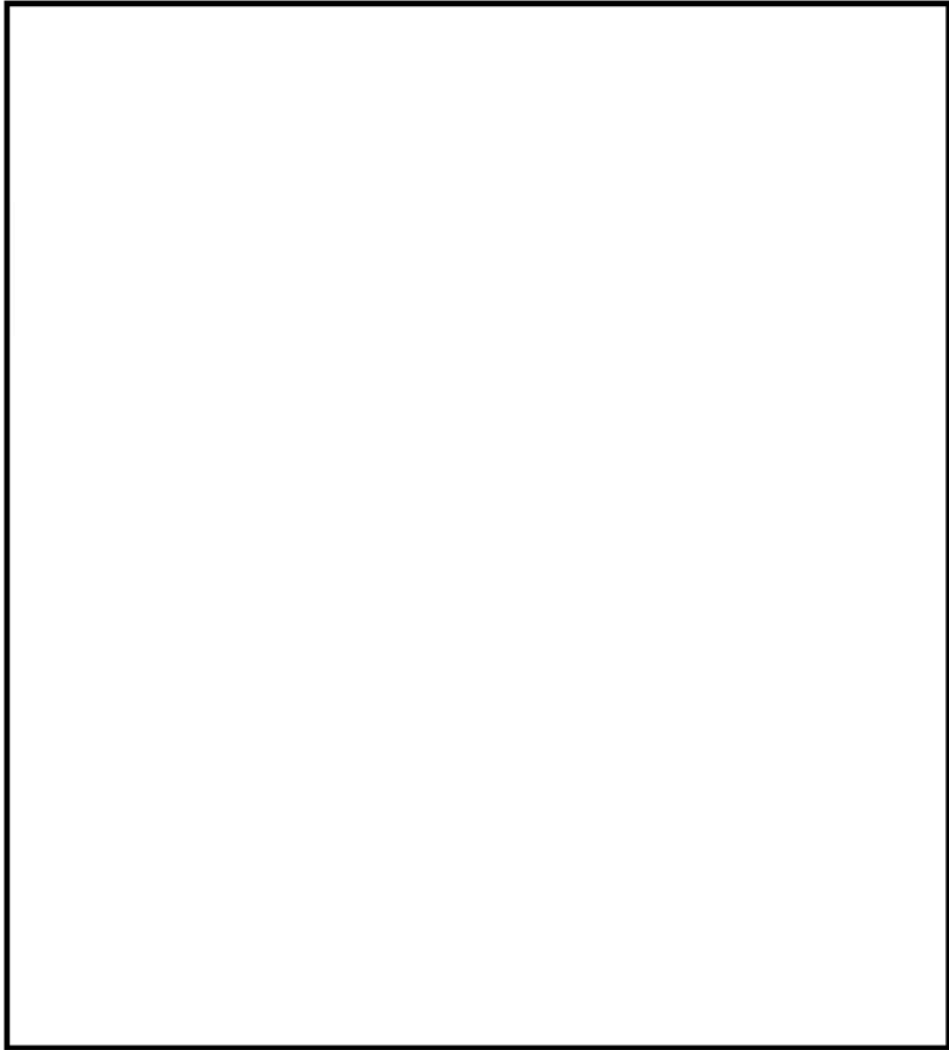
図 10 (16/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (16/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 503)	【工】 サポート追設 (SNO : 100 kN ×1 本)
(評価点 520)	【工】 サポート追設 (SNO : 100 kN ×1 本)
SNO-MS-592	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



配管支持装置名		
記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
—	ロードレストレイント	RC
—	オイルスタップ	SNO
—	メカニカルスタップ	SNM
—	スプリングハンガ	SH
—	コンスタントハンガ	CH
—	リジットハンガ	RH
—	スラエイブレス	SB
—	ホイップレストレイント	PW
—	ガイド	GD
—	ノズル	

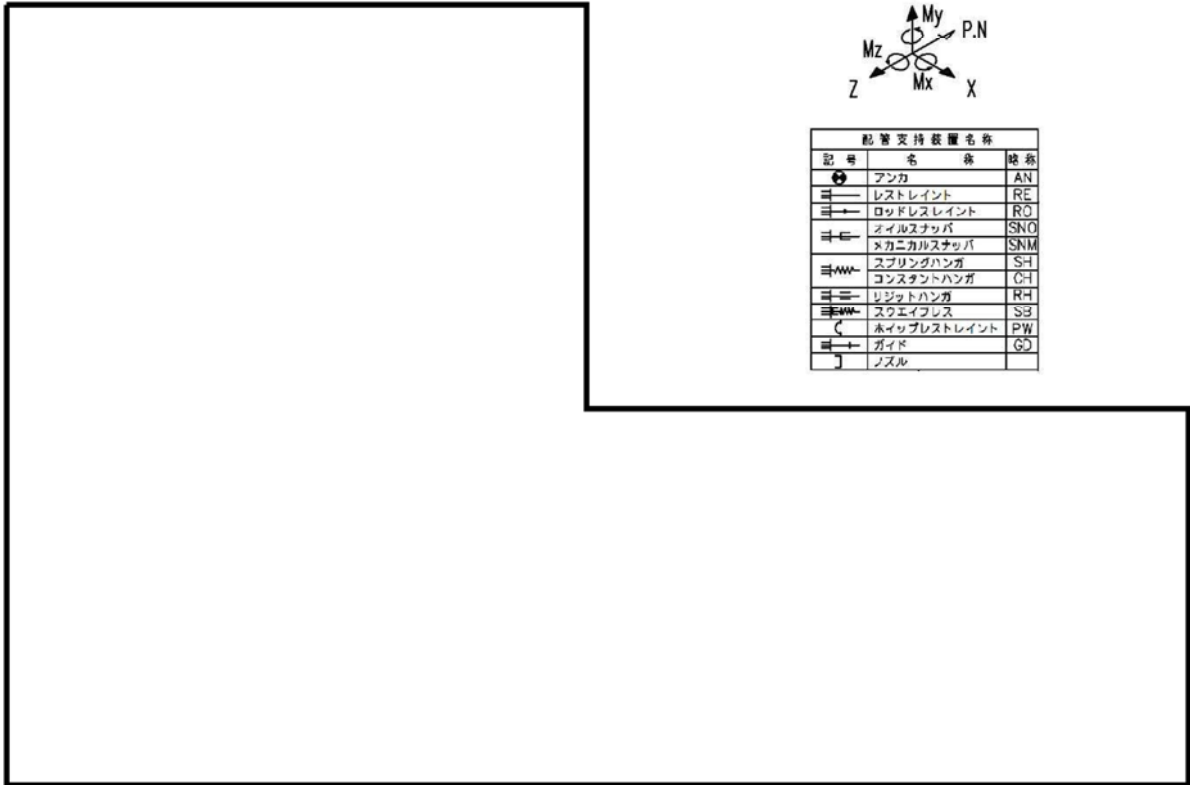


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (17/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (17/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
(評価点 602)	【工】 サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)
(評価点 619)	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)

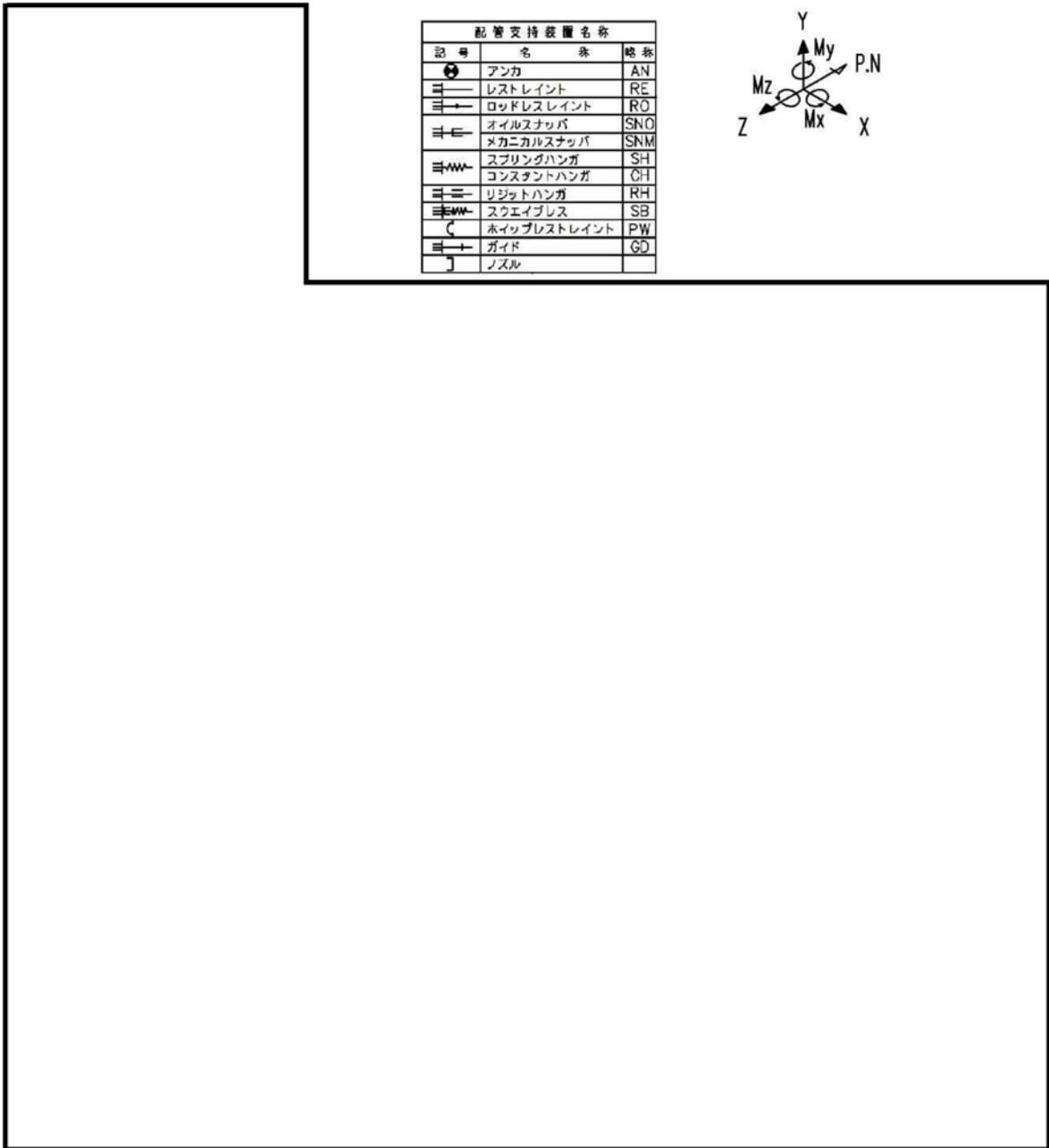


— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

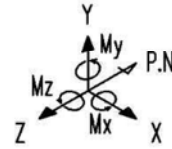
図 10 (18/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (18/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 22)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×2 本)
(評価点 26)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×2 本)
(評価点 4402)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本)
(評価点 5102)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本) (RO ×1)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	



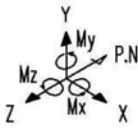
:耐震 BC による耐震補強箇所

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

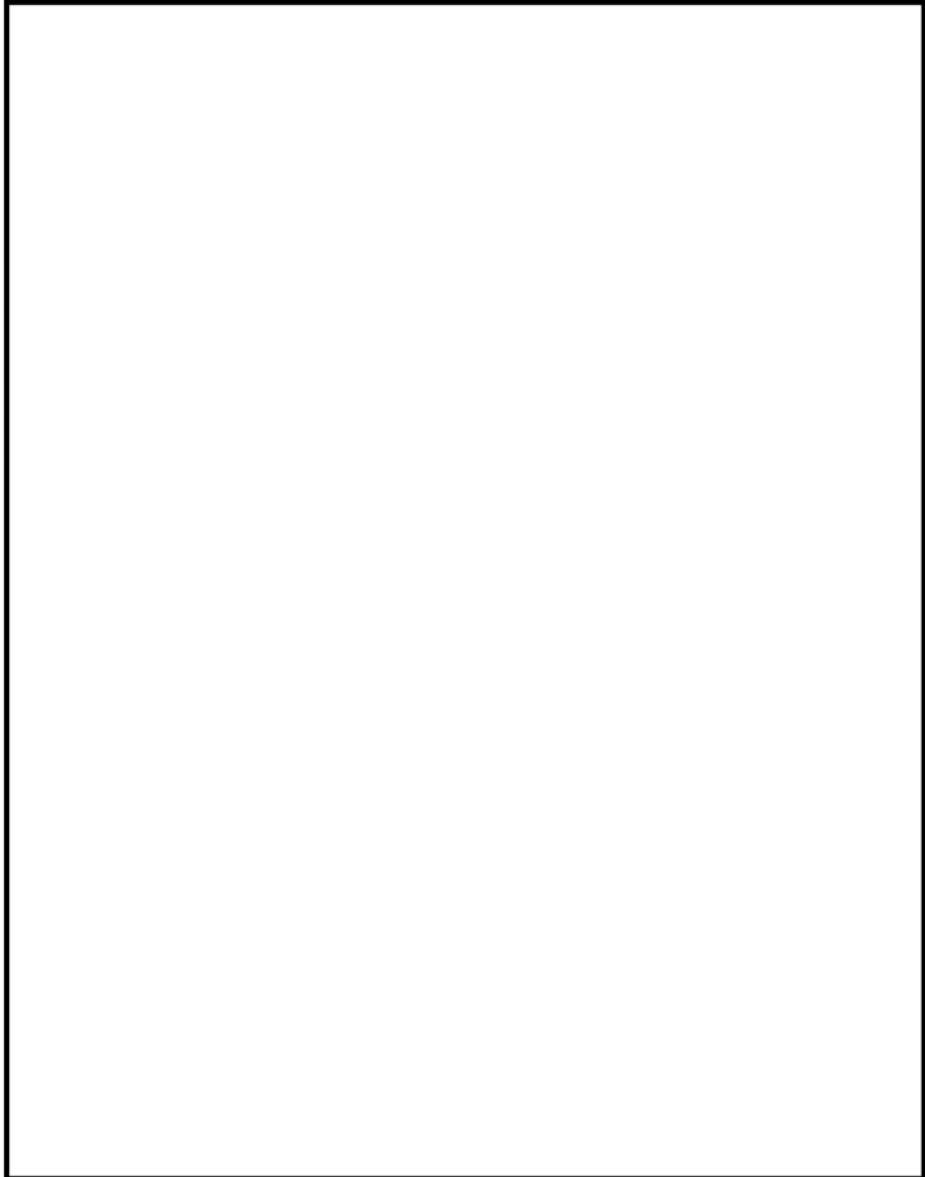
図 10 (19/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (19/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-550-2	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-MS-551-1	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-MS-551-2	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNM-MS-122-258	【工】 サポート容量変更 (80 kN → 100 kN)
SNM-MS-122-260	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	メカニカルストップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

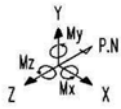


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

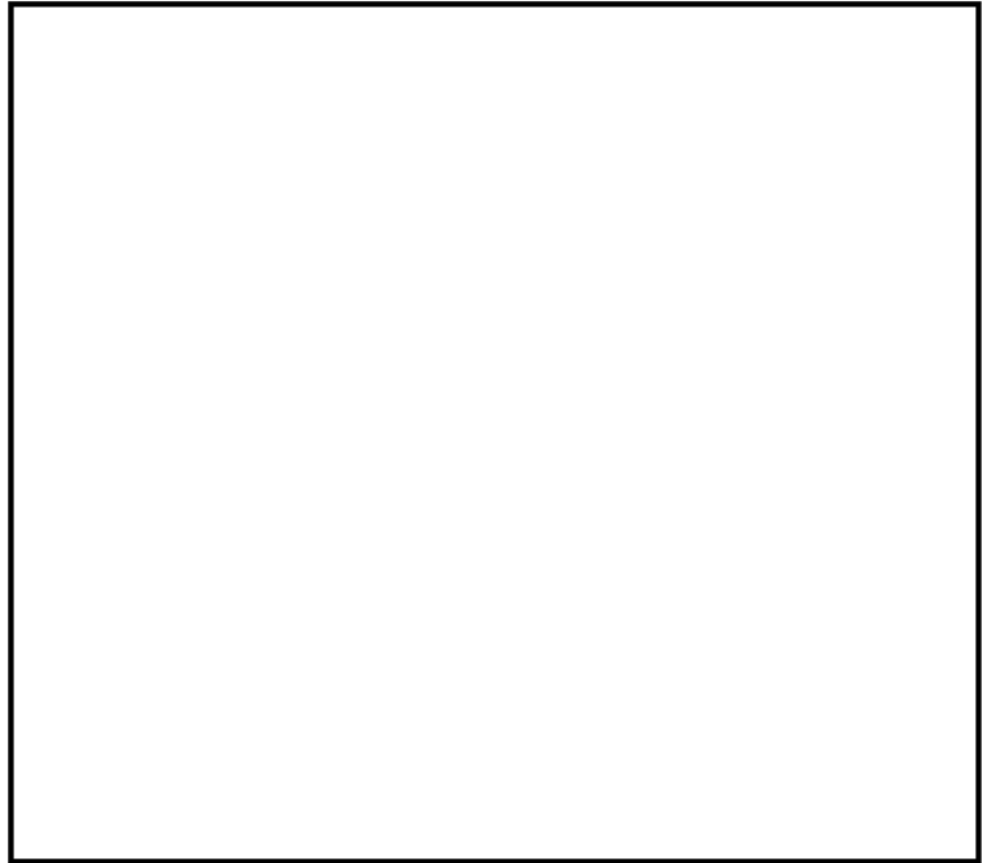
図 10 (20/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (20/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-556	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



耐震支持装置名表			
記号	名称	略称	
●	アンカ	AN	
□	レストレイント	RE	
□	ロッドレストレイント	RO	
□	アイカスナック	SNO	
□	トカニカルスナック	SNM	
□	スプリングハンガ	SH	
□	コンスタントハンガ	CH	
□	レジットハンガ	RH	
□	スクエイクレス	SE	
□	ホックレストレイント	PH	
□	ガイダ	SD	
□	ノズル		

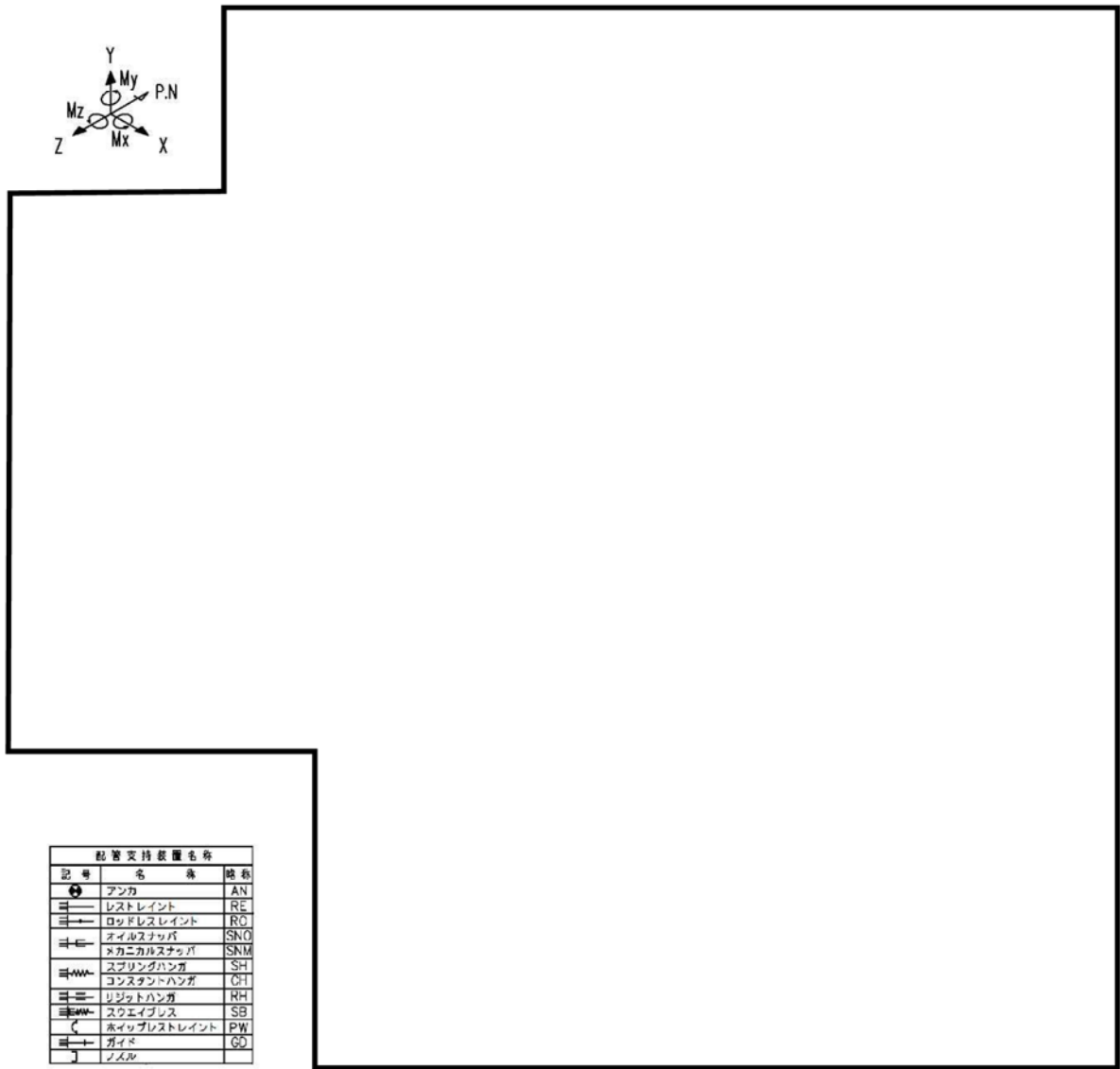


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (21/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (21/24) 補正工認等による耐震内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-559	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)

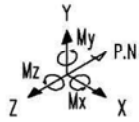


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (22/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (22/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 4001)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 1701)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 21)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 2401)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 2403)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 2701)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 34A)	【工】AN 移動
(評価点 52)	【工】RE 撤去, サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 5304)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 60)	【工】RE 拘束方向変更
(評価点 101)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 1051)	【工】RE 撤去, サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 1061)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 1063)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 1071)	【工】RE 撤去, サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本) (RH ×1)
(評価点 1173)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 1601)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 4591)	【工】サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 8021)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 8061)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 8521)	【工】サポート追設 (RE ×1)



記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
—+	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルナツバ	SNO
≡	メカニカルナツバ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CI
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
C	ホップレストレイント	PW
—	ガイド	GO
J	ノズル	

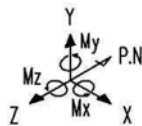


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

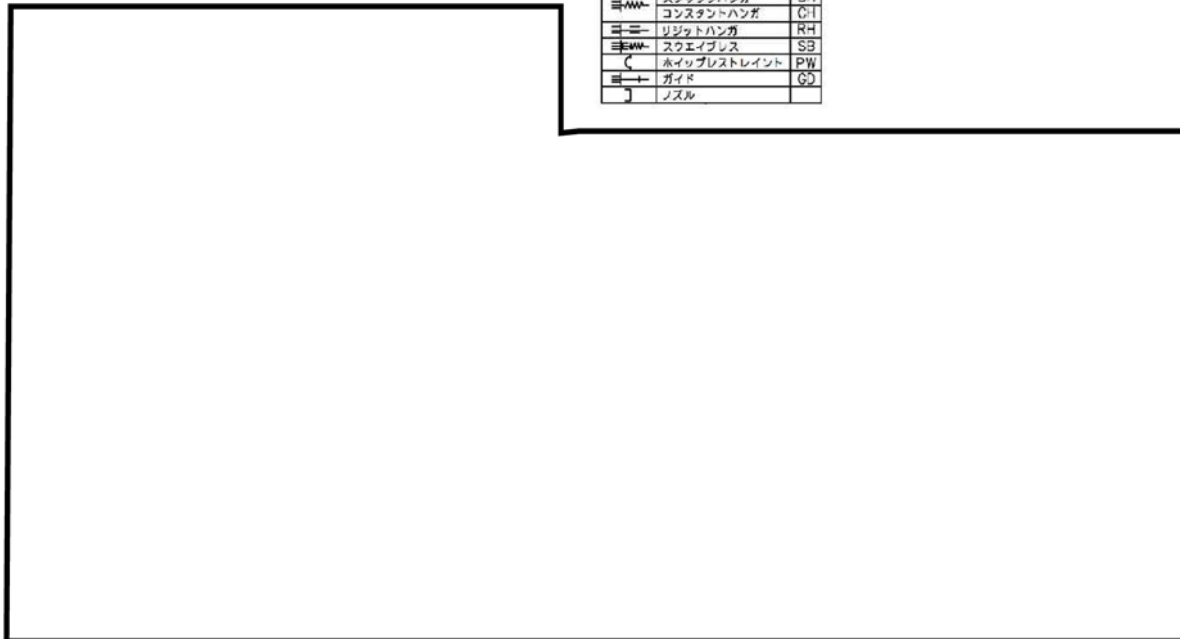
図 10 (23/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (23/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 7101)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 72)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 73)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 75)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 7701)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 83)	【工】RE 撤去, サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 2031)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 2034)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 216)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 2581)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 3031)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 3034)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 310)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 316)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 3203)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 3581)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 511)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 5581)	【工】サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 903)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 9501)	【工】サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロードレストレイント	RO
≡←	オイルスナッパ	SNO
≡⇐	メカニカルスナッパ	SNM
≡↖	スプリングハンガ	SH
≡↗	コンスタントハンガ	CI
≡⇐	リジッドハンガ	RH
≡↖	スウェイブレス	SB
↖	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
┘	ノズル	



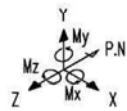
○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (24/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (24/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 6074)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)
(評価点 6594)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)
RE-MS-300	【工】 RE 拘束方向変更
RE-MS-318	【工】 RE 拘束方向変更
(評価点 7074)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)
(評価点 7584)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)

⑨ 原子炉系（純水部）



配管支持設備名称		
記号	名称	略称
☉	フック	AN
☉	レストレイント	RC
☉	ロッドレストレイント	RO
☉	アイルスナッチ	SNO
☉	スカーカリスナッチ	SNM
☉	スプリングハンガ	S-I
☉	コンスタントハンガ	C-I
☉	レジットハンガ	R-I
☉	スラマイブレス	SB
☉	キャップレストレイント	CP
☉	ガイド	GD
☉	スズル	

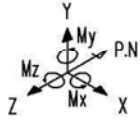


☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ☉ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 11 (1/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

表 12 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-144-1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-FDW-144 (C)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-144 (D)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-147 (C)	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルシールド	SNO
	メカニカルシールド	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CI
	リジットハンガ	RH
	スクエアプレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ナット	



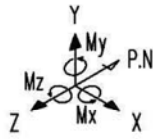
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 11 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

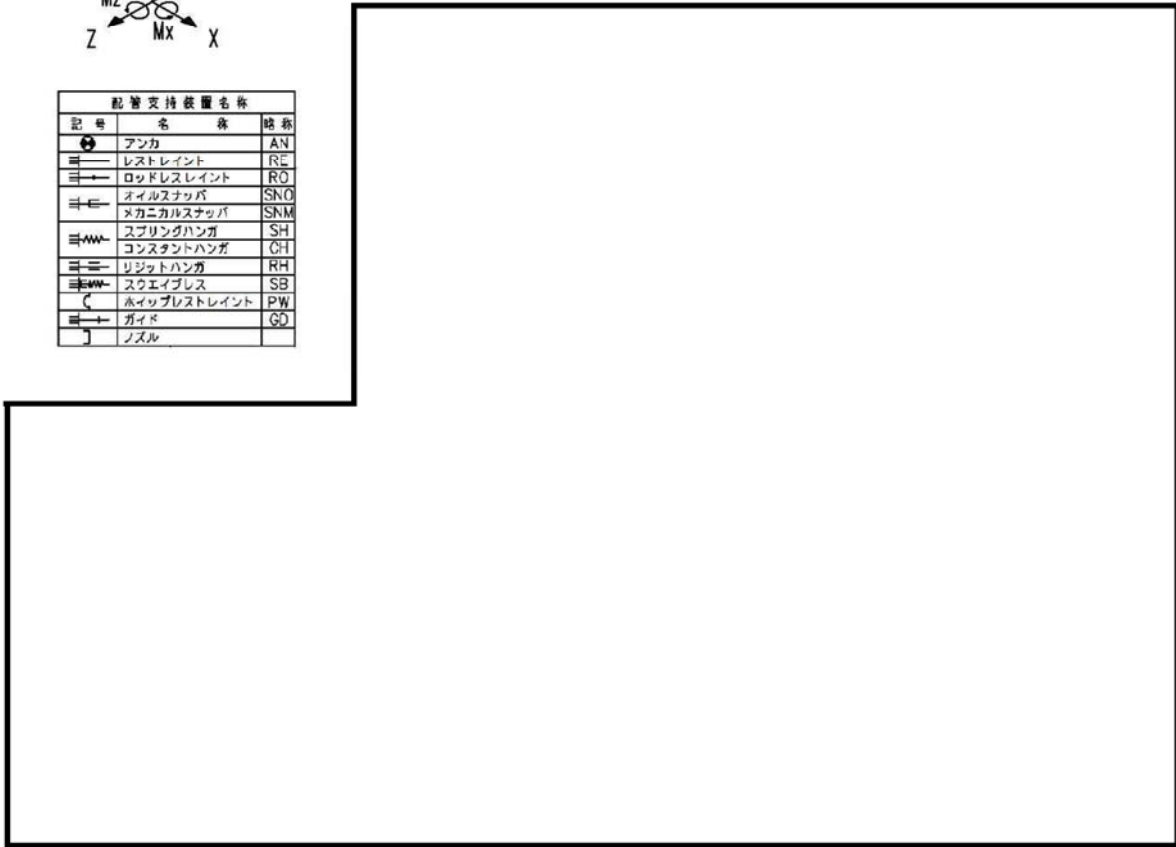
表 12 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-134 (C)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-134 (D)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-137-3	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-FDW-138-5	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)

⑩ 給水系



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレスレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	スカーニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

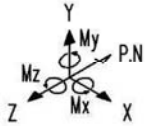


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

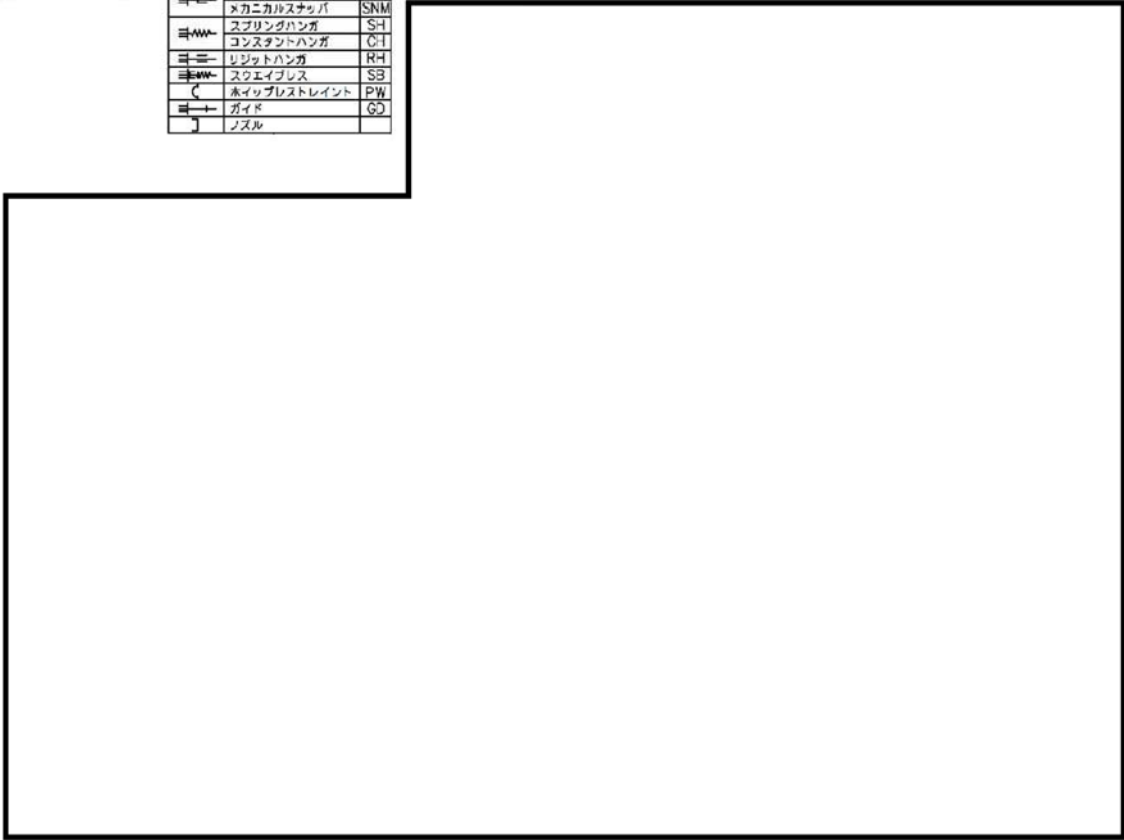
図 12 (1/2) 補正工認等による耐震耐震補強実施箇所【給水系】

表 13 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-153-1	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
⊖	レストレイント	RE
⊖	ロッドレストレイント	RO
⊖	オイルスナッチ	SNO
⊖	メカニカルスナッチ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
⊖	ホイップレストレイント	PW
⊖	ガイド	GD
⊖	ノズル	



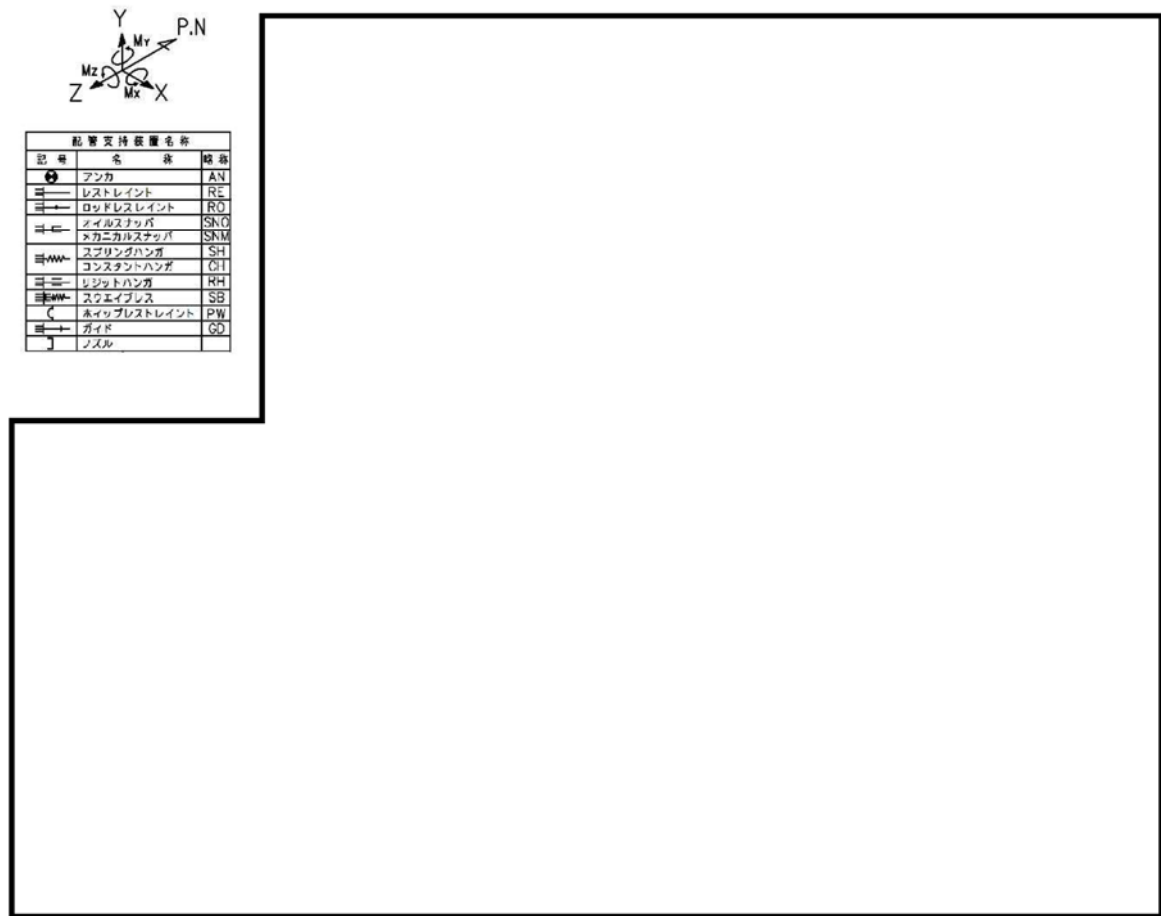
○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 12 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【給水系】

表 13 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
RE-FDW-152A	【工】 サポート変更 (RE → SNO : 60 kN ×1 本)

⑪ 復水系



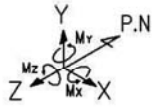
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	ノイクルストップ	SKO
	スカーンストップ	SKM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ウェイブレレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

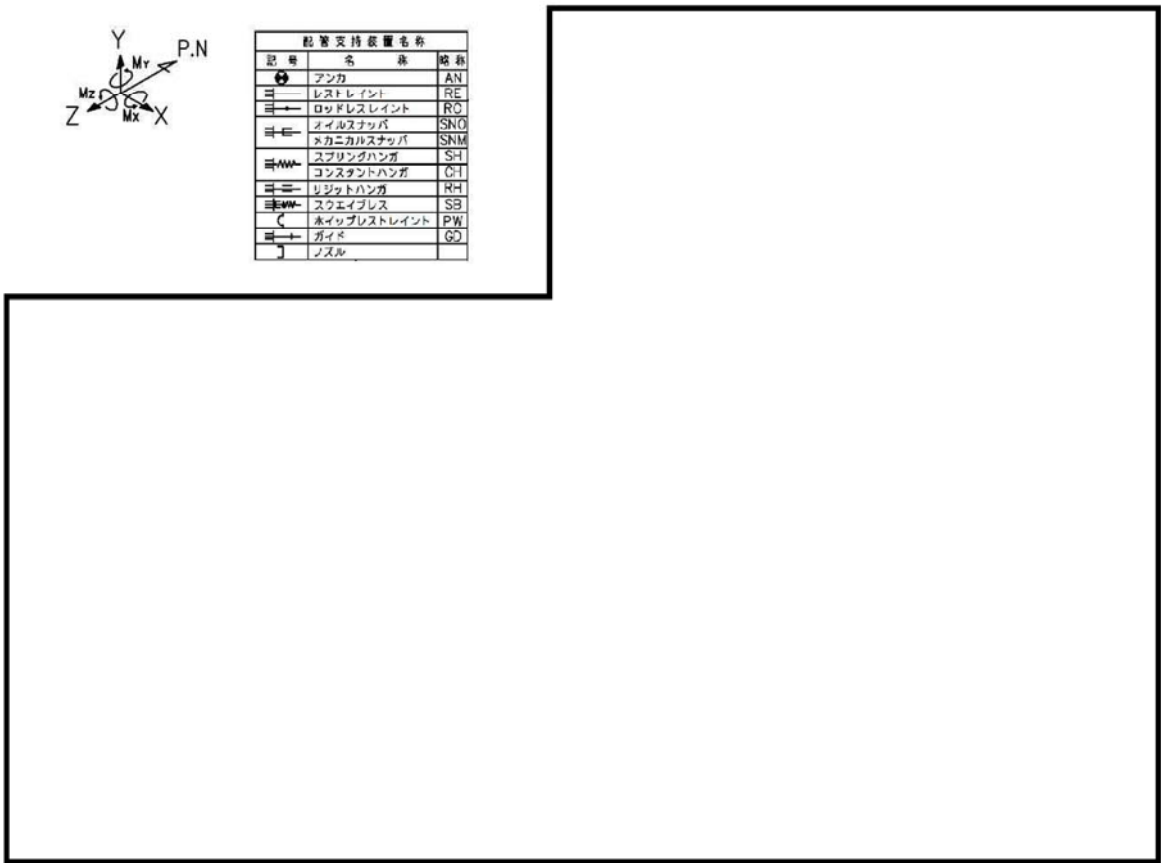
図 13 (1/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (1/3) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
SNO-C-85A	【工】サポート容量変更 (5 kN × 2 本 → 30 kN × 2 本)



記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
→	ロッドレストレイント	RO
⇐	オイルスナッパ	SNO
⇐	メカニカルスナッパ	SNM
⇐	スプリングハンガ	SH
⇐	コンスタントハンガ	CH
⇐	リジッドハンガ	RH
⇐	スクエイブレス	SB
↷	ホイップレストレイント	PW
→	ガイド	GD
]	ノズル	

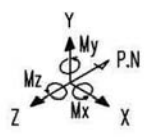


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

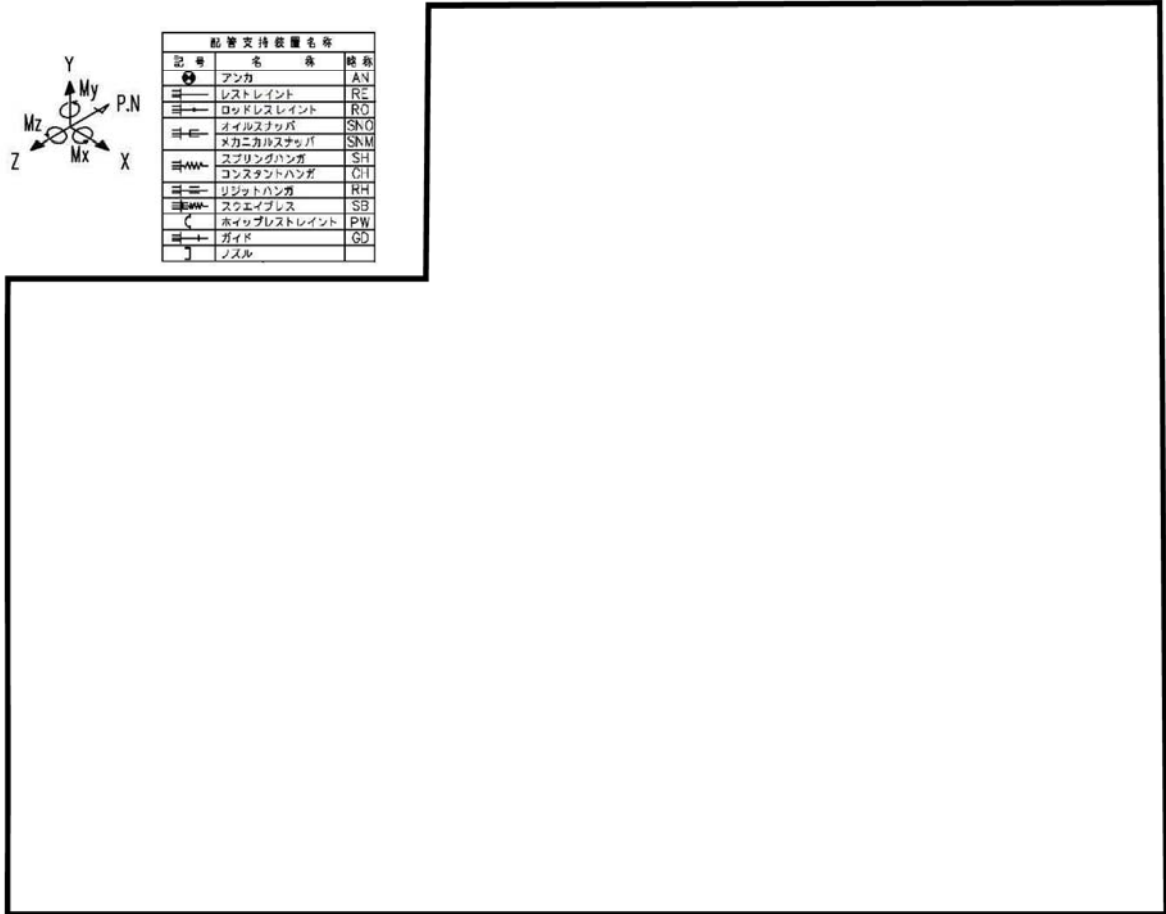
図 13 (2/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (2/3) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
SNO-C-84B	【工】サポート容量変更 (50 kN × 2 本 → 100 kN × 2 本)



配管支持装置名称		
記号	名 称	略 称
●	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルスナップ	SNO
≡	メカニカルスナップ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジットハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
≡	ホイップレストレイント	PW
≡	ガイド	GD
↓	ノズル	



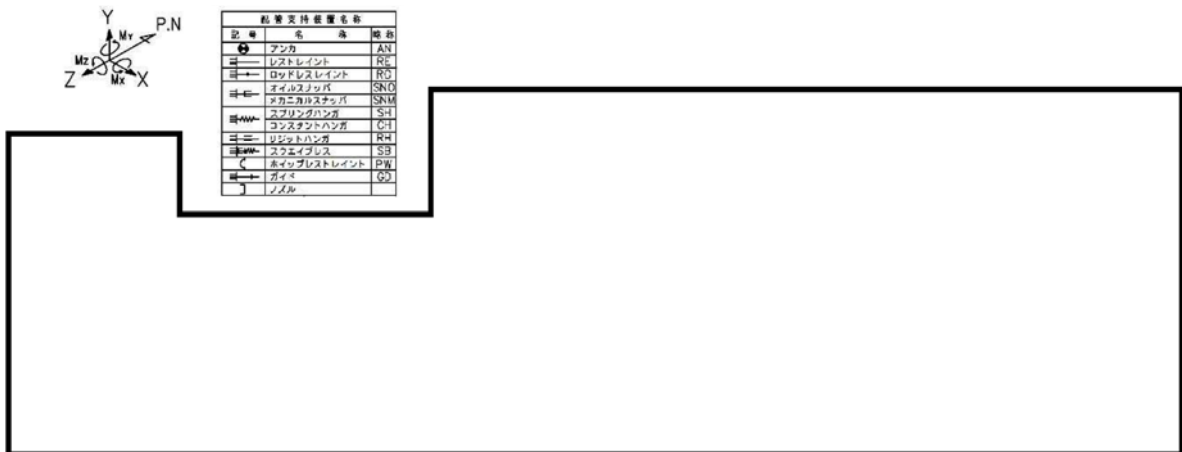
○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 13 (3/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (3/3) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
(評価点 105)	【工】サポート追設 (RE ×1)

⑫ 給水加熱器ドレン系

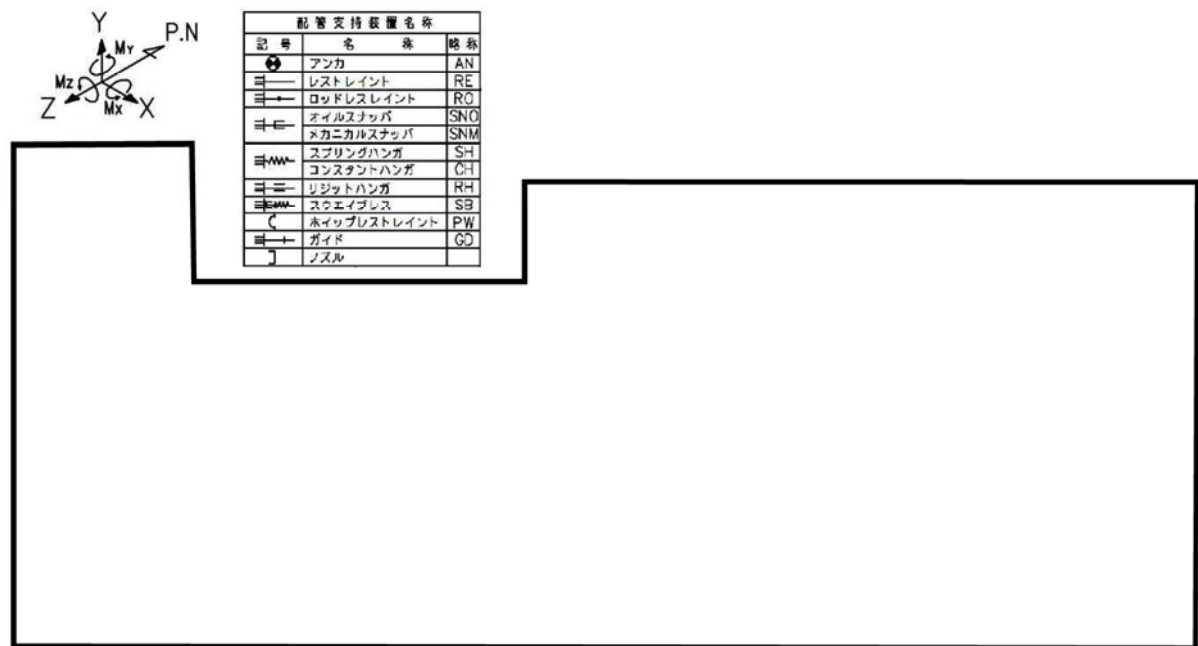


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 14 (1/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【給水加熱器ドレン系】

表 15 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水加熱器ドレン系】

サポート番号	補強内容
SNO-HD-614	【工】サポート容量変更 (5 kN → 10 kN)



○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 14 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【給水加熱器ドレン系】

表 15 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水加熱器ドレン系】

サポート番号	補強内容
SNO-HD-539A	【劣】サポート容量変更 (5 kN → 10 kN)

(2) 残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設

残留熱除去系熱交換器架台は、耐震 BC 時に耐震補強を実施しており、また、今回の補正工認による耐震補強を予定している。

① 耐震 BC 時の耐震補強概要

- a. プレート補強
- b. サポート補強

耐震 BC 時の耐震補強概略図を図 15 に示す。

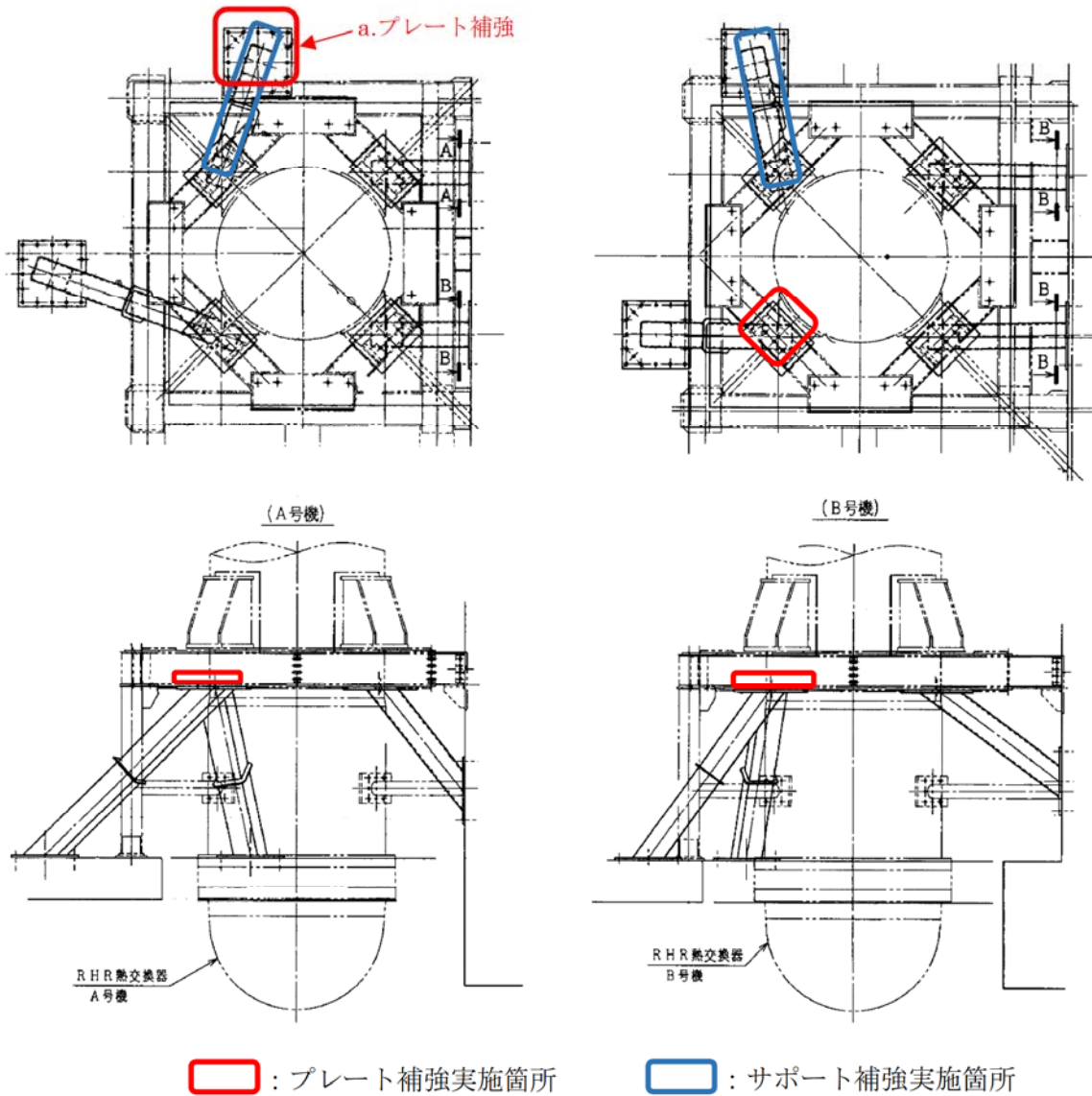
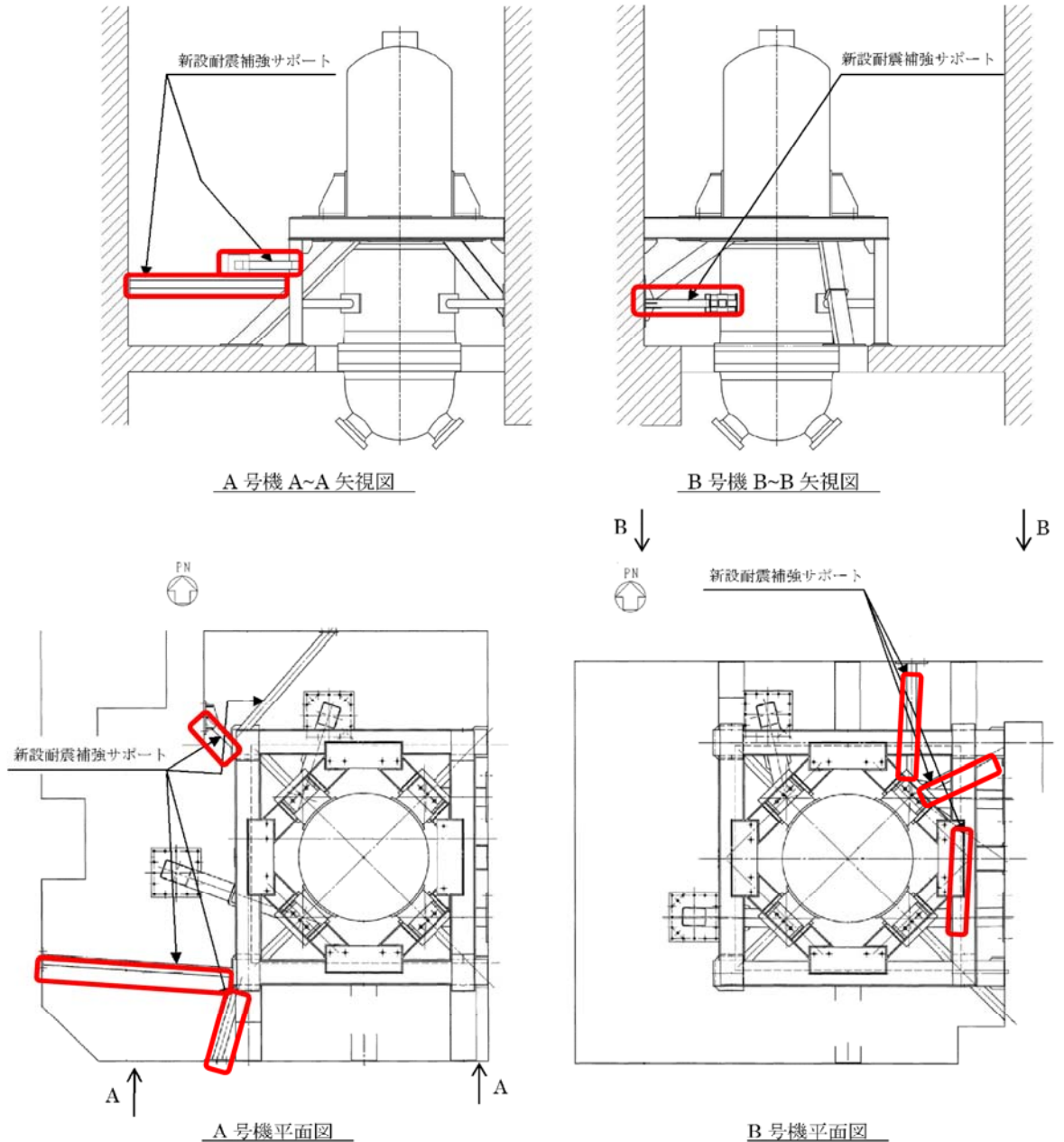


図 15 耐震 BC による耐震補強概要図

② 工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震補強概要

残留熱除去系熱交換器の耐震クラスはSクラスに分類され、工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震評価に伴う耐震補強（以下、「補正工認による耐震補強」という）を予定している。

補正工認による耐震補強概要図を図 16 に示す。



: 耐震補強実施箇所

図 16 補正工認による耐震補強概要図

(3) 主排気筒耐震補強

主排気筒は、耐震 BC 時に耐震補強を実施しており、また、今回の補正工認による耐震補強を予定している。

① 耐震 BC 時の耐震補強概要

耐震 BC 時の耐震補強概要は以下のとおりであり、工事を実施するにあたっては事前に工事計画届出書を提出している。

- a. 制震装置（オイルダンパ及び弾塑性ダンパ）の設置
- b. 上層鉄塔の撤去（上部の重量を低減させ、上部の応答を低減させる）
- c. 主排気筒鉄塔部への補強材追加

耐震 BC 時の耐震補強概略図を図 17、弾塑性ダンパ及びオイルダンパ設置状況を図 18 に示す。

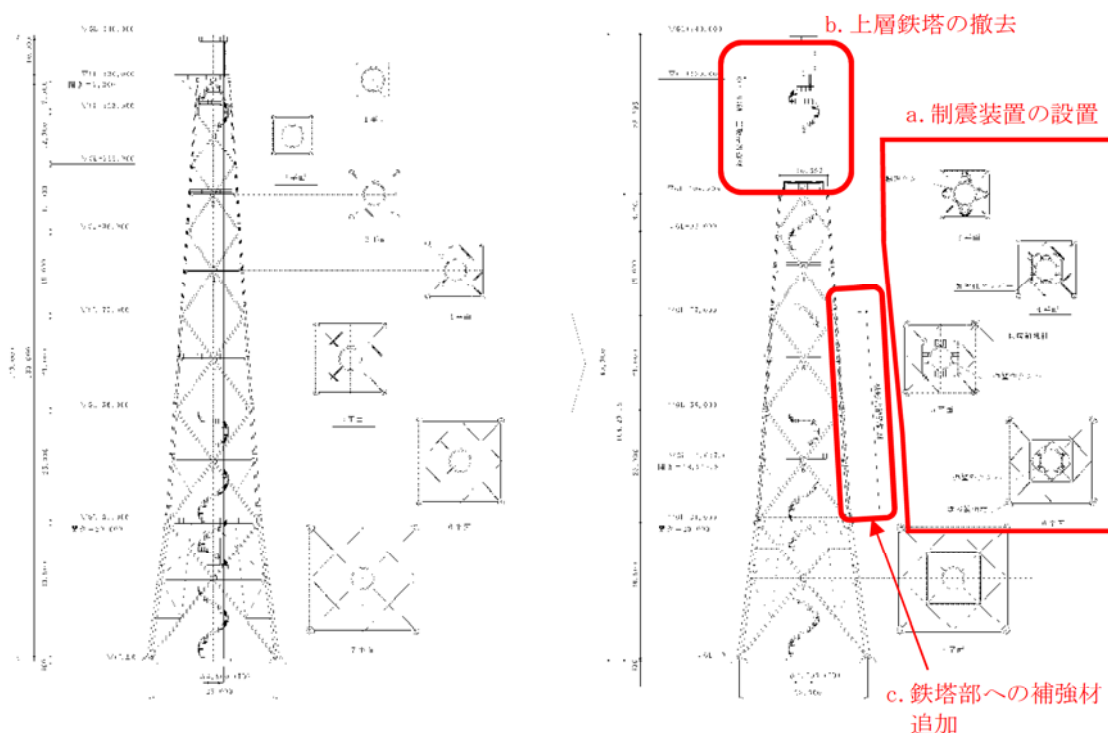


図 17 耐震 BC 時の主排気筒耐震補強概略図

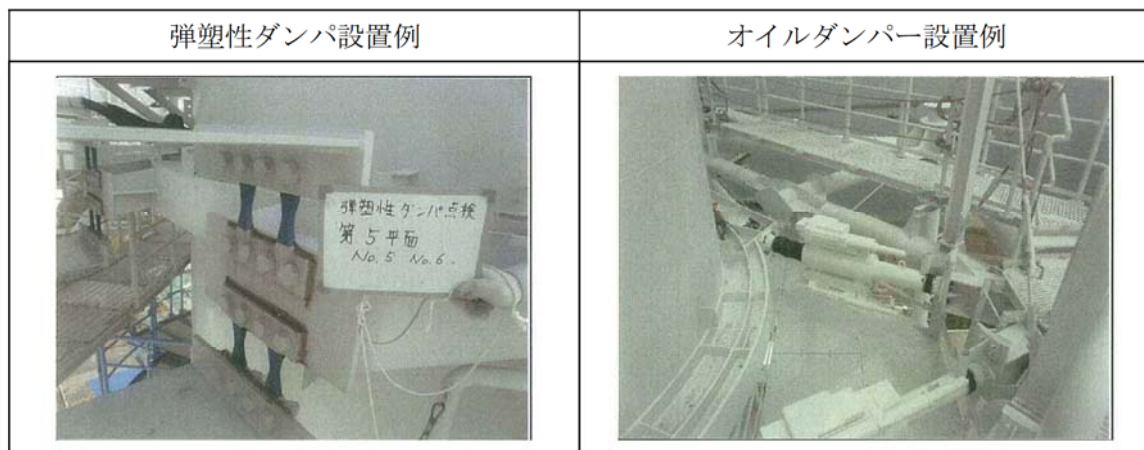


図 18 弾塑性ダンパ、オイルダンパ設置状況

② 工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震補強概要

主排気筒の耐震クラスはCクラスに分類されるが、耐震Sクラスである非常用ガス処理系排気筒を支持しており、主排気筒の筒身、鉄塔及び基礎部は設計基準対処施設においては、「Sクラスの施設の間接支持構造物」に分類されることから、設置変更許可申請の基準地震動 S_s での機能維持が求められることから、工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震評価に伴う耐震補強（以下、「補正工認による耐震補強」という）を予定している。

補正工認による耐震補強概要は以下のとおりである

- a. 鉄塔補強高さの嵩上げ（主柱の延伸）
- b. 鉄塔補強（脚数の増加。高さ 104.205m 以下において 8 脚増加。）
- c. 基礎梁の増強、鋼管杭の増設

補正工認による耐震補強概要図を図 19 に、基礎図を図 20 に示す。

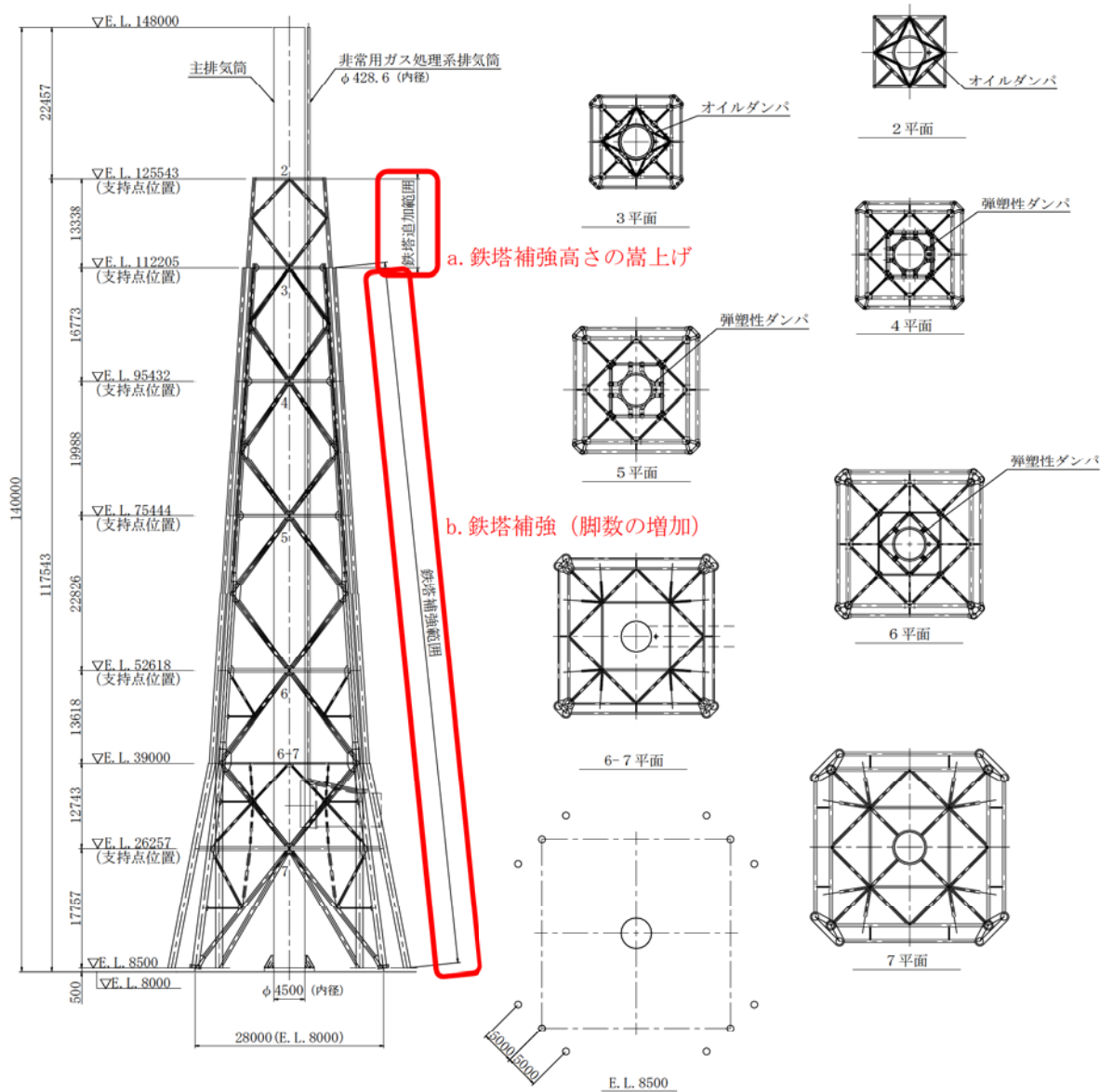


図 19 補正工認による耐震補強概要図【鉄塔部】

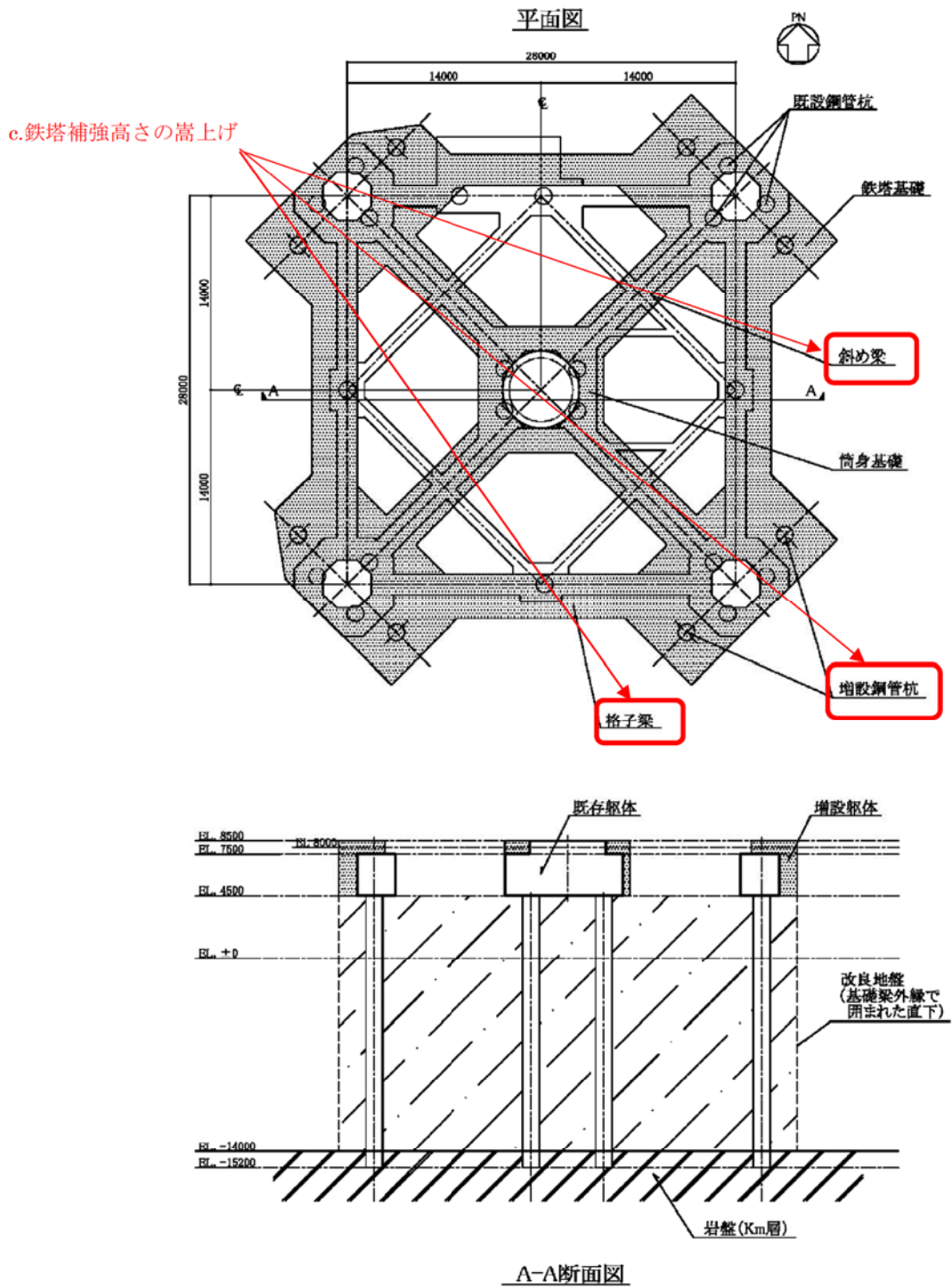


図 20 補正工認による耐震補強概要図【基礎部】

(4) 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器他耐震補強

原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器，雑固体焼却系設備焼却炉，雑固体焼却系設備 1 次・2 次セラミックフィルタは耐震 B クラスに分類され，今回の弾性設計用地震動 S_d 見直しに伴う耐震評価等による耐震補強を予定している。原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器の耐震補強概要図を図 21，雑固体焼却系設備焼却炉の耐震補強概要を図 22 に，雑固体焼却系設備 1 次・2 次セラミックフィルタの耐震補強概要を図 23 にそれぞれ示す。

① 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器

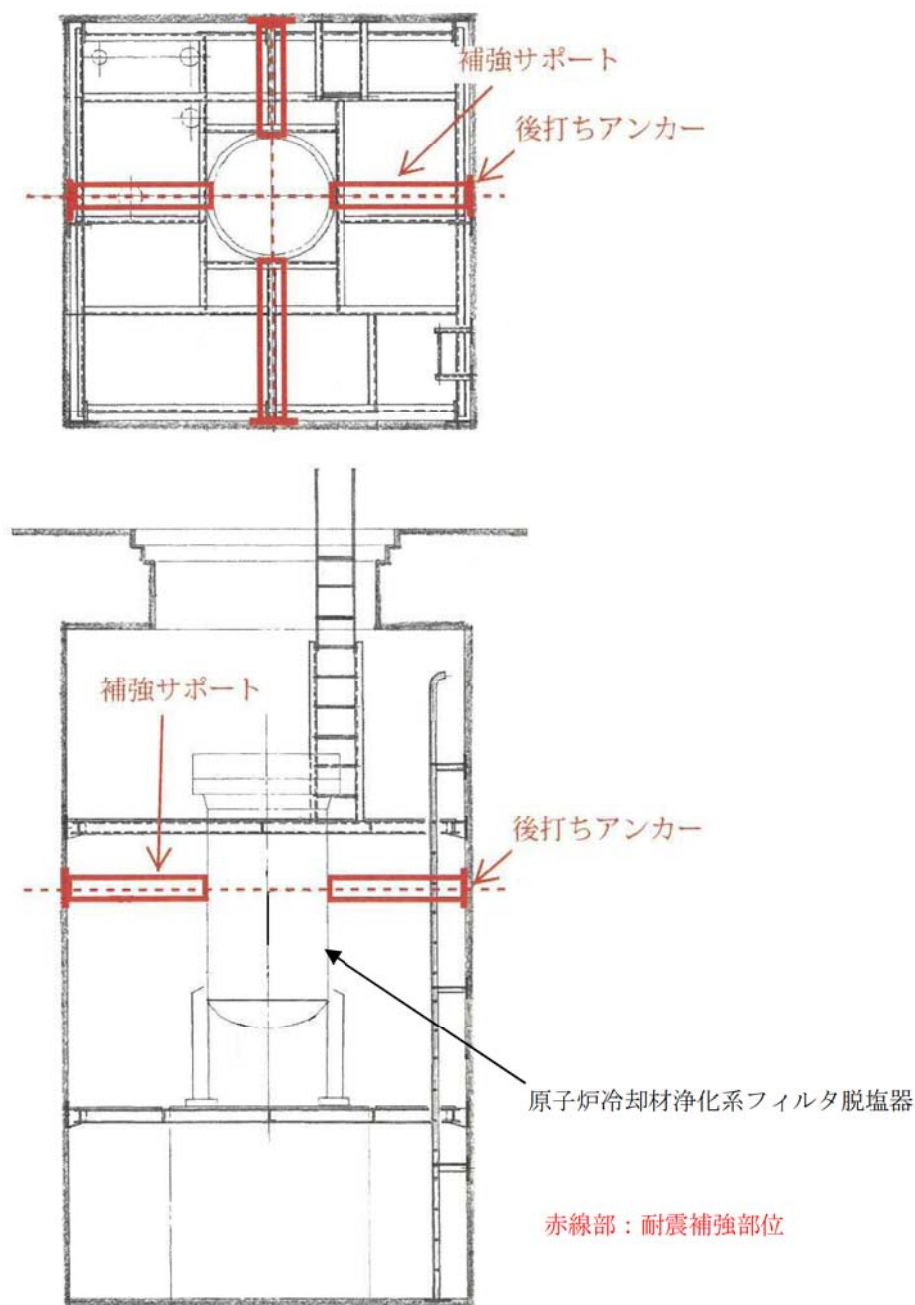


図 21 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器耐震補強概要図

② 雑固体焼却系設備焼却炉

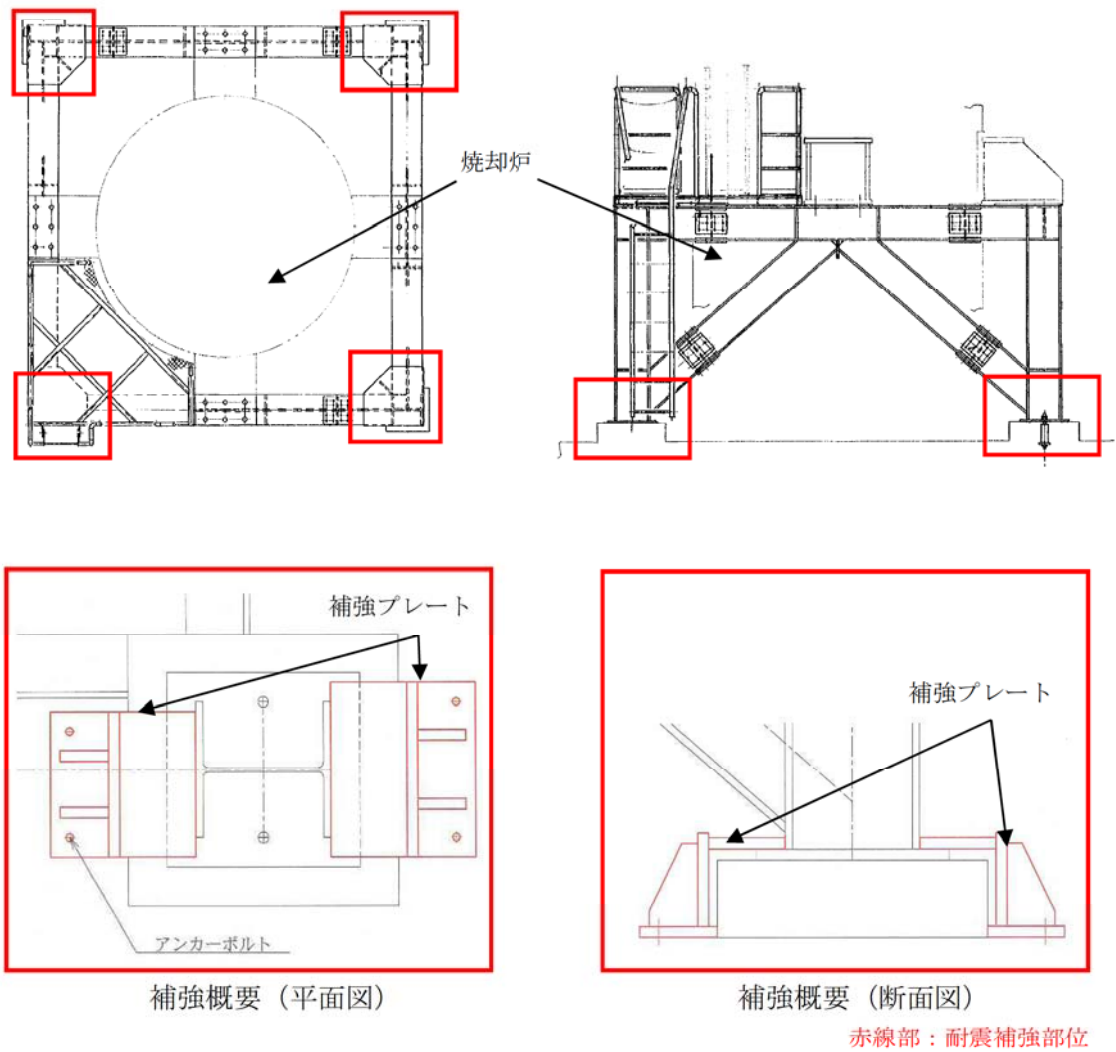
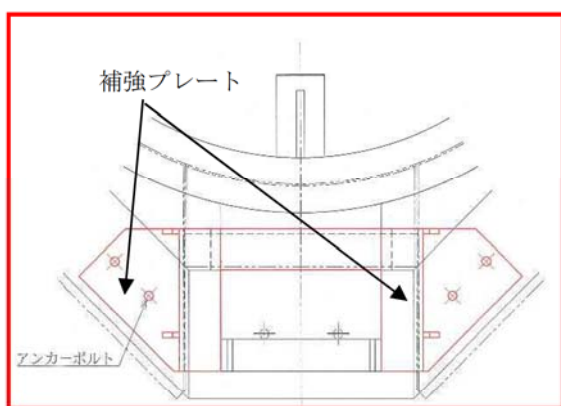
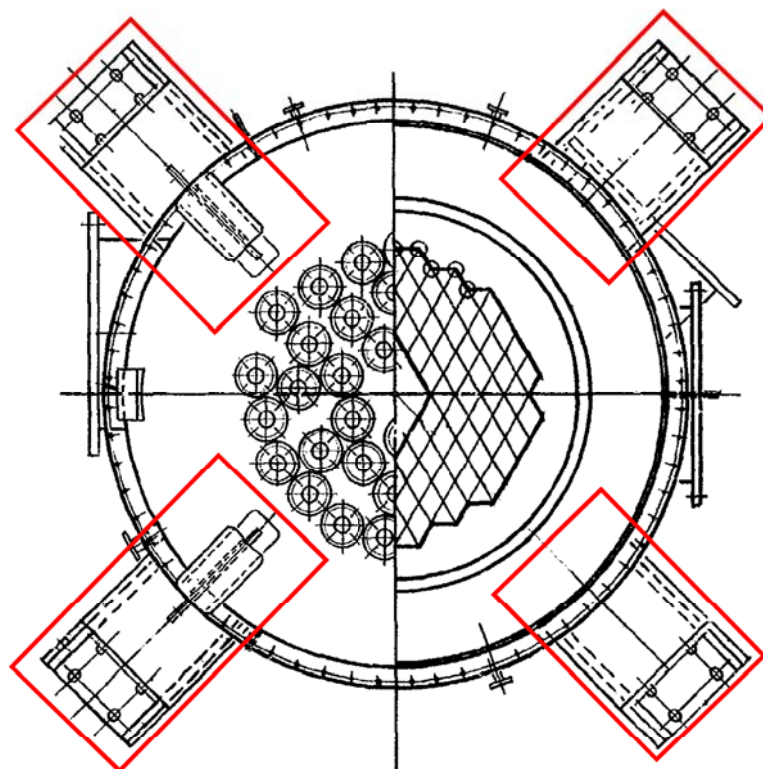
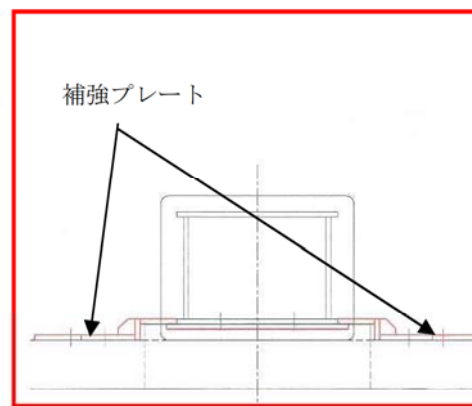


図 22 雑固体焼却系設備焼却炉耐震補強概要図

③ 雑固体焼却系設備 1次・2次セラミックフィルタ



補強概要 (平面図)



補強概要 (断面図)

赤線部：耐震補強部位

図 23 雑固体焼却系設備 1次・2次セラミックフィルタの耐震補強概要

(5) 使用済燃料乾式貯蔵容器耐震補強

使用済燃料乾式貯蔵容器は、今回の補正工認による耐震補強を予定している。1～15号機及び16,17号機の耐震補強概要を図24に示す。

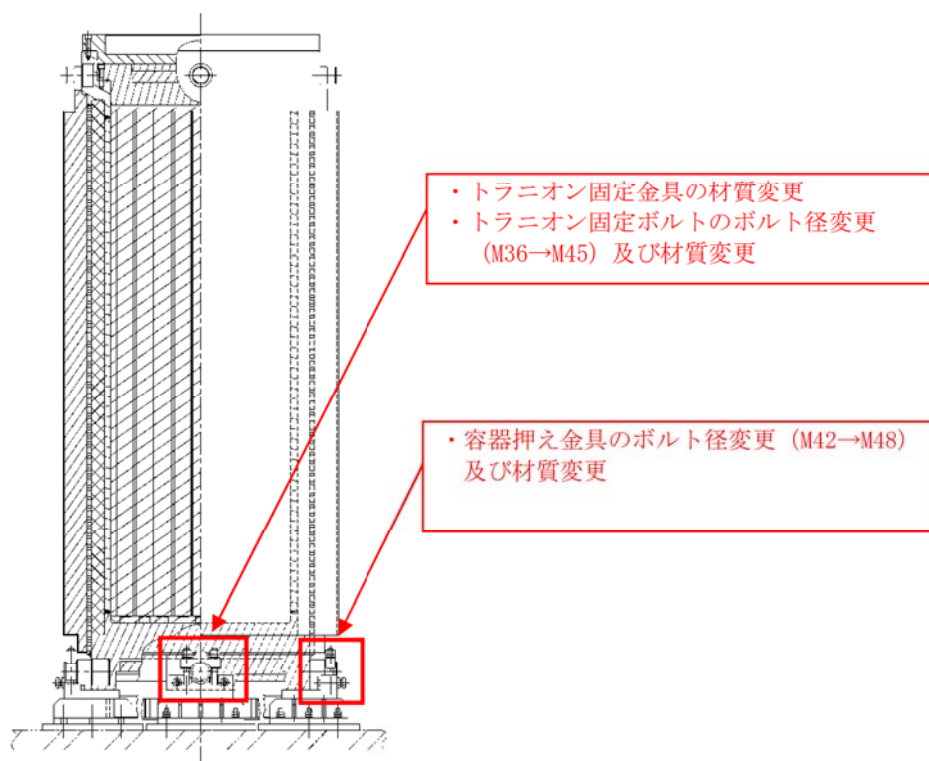


図24 (1/2) 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1～15号機) 耐震補強概要図

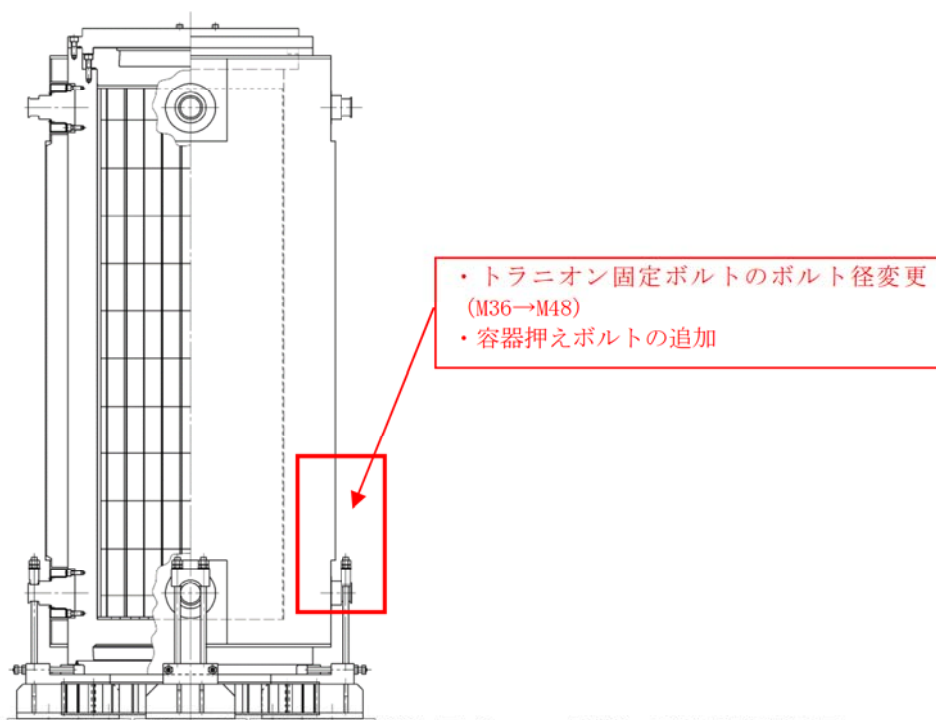


図24 (2/2) 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (16,17号機) 耐震補強概要図

(6) 給水加熱器ドレン系配管サポートの容量変更について

劣化状況評価において、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価により、耐震補強の必要となった給水加熱器ドレン系について記載する。

表16に給水加熱器ドレン系の耐震安全性評価の過程を示す。また、表17に耐震補強が必要となった要因を示す。

表16 給水加熱器ドレン系の耐震安全性評価の過程

	評価モデル		
	HD-24	HD-25	HD-26
① 公称板厚	○	× (サポート容量NG) ↓ ○ (サポート容量変更)	○
② 必要最小板厚	○	× (配管応力NG)	× (サポート容量NG)
③ 60年時点板厚	—	○	× (サポート容量NG) ↓ ○ (サポート容量変更)
備考		図14 (1/2)	図14 (2/2)

○：評価OK ×：評価NG

表17 耐震補強が必要となった要因

評価モデル	補強内容	補強理由	要因
HD-25	サポート容量変更	配管減肉を考慮した耐震安全性評価に先立ち、公称板厚での耐震安全性を確認した結果、サポートの容量不足が確認されたため、容量変更が必要となった。	地震動の見直しによるもの
HD-26	サポート容量変更	必要最小板厚及び60年時点板厚の減肉を考慮した耐震安全性評価を実施した結果、サポートの容量不足が確認されたため、容量変更が必要となった。	板厚減少による固有振動数の変化により支持荷重が増加したものの

動的機能維持評価について

1. 動的機能維持評価の対象機器・経年劣化事象の抽出

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。

動的機能の維持が要求される機器は，工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）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いて動的機能維持評価を実施する必要があるかについて，以下のとおり検討した。

a. 弁

想定される経年劣化事象として低サイクル疲労及び腐食（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）及び基準地震動 S_s を考慮した疲労累積係数の合計が許容値の 1 を下回るため，低サイクル疲労割れが発生しないことを確認した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。

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。

動的機能維持評価対象弁の選定フローを図 1 に示す。

b. ポンプ，ポンプモータ，タービン設備，空調設備，機械設備等

想定される経年劣化事象として残留熱除去系海水系ポンプ，非常用ガス再循環系排風機，原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機等の基礎ボルトの腐食（全面腐食）が想定されるが，60 年時点での経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果，発生応力が許容応力を下回り，ボルトが支持する機器の支持機能への影響が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。

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を確認すべき対象を以下のとおり選定した。

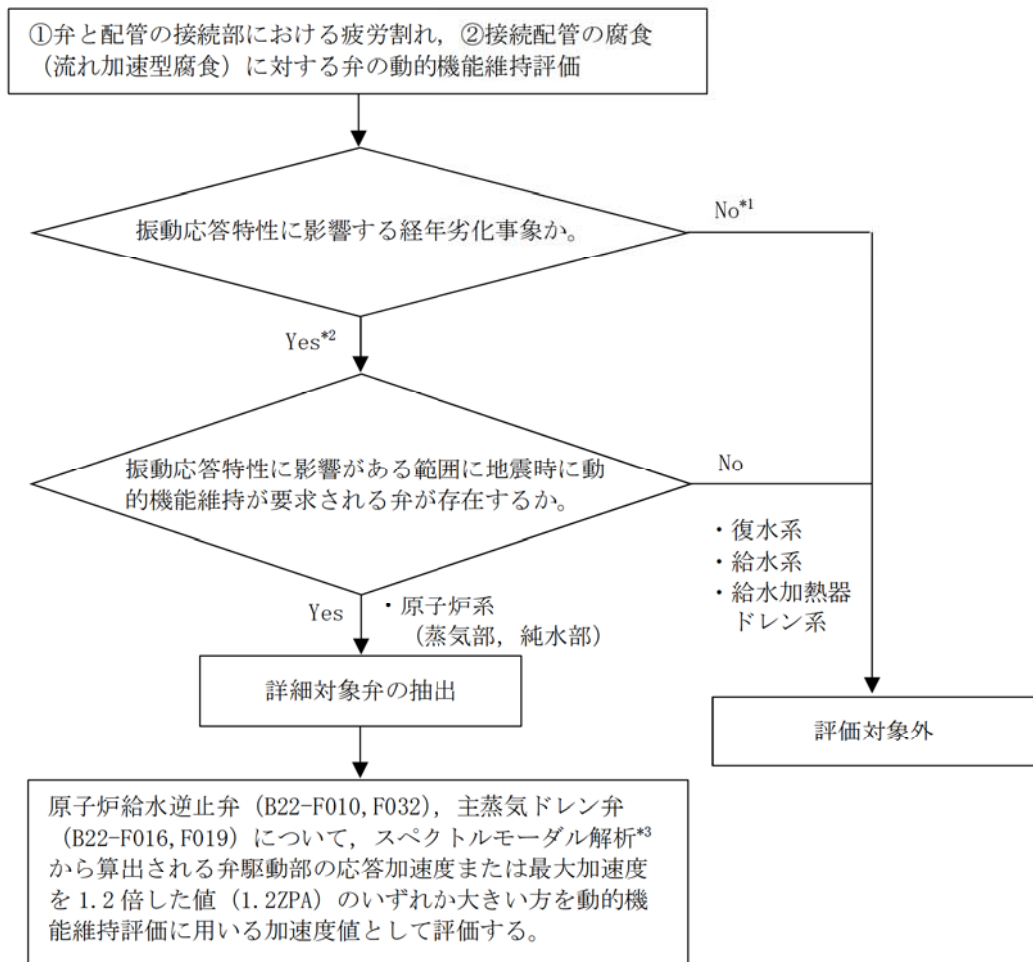


図1 動的機能維持評価対象弁の選定フロー

*1: 疲労割れが生じた場合は、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。

*3: 振動数領域として50Hzまで考慮した地震応答解析により算定する。

2. 動的機能維持評価の結果

原子炉給水逆止弁、主蒸気ドレン弁に接続する原子炉系(蒸気部、純水部)配管の腐食(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、図1~6に示す解析モデルを用いて、計算機コードHISAPによりFRS(基準地震動Ss8波包絡)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。

これにより、地震時の応答加速度が機能確認済加速度を下回ることを確認した。評価結果を表1に示す。

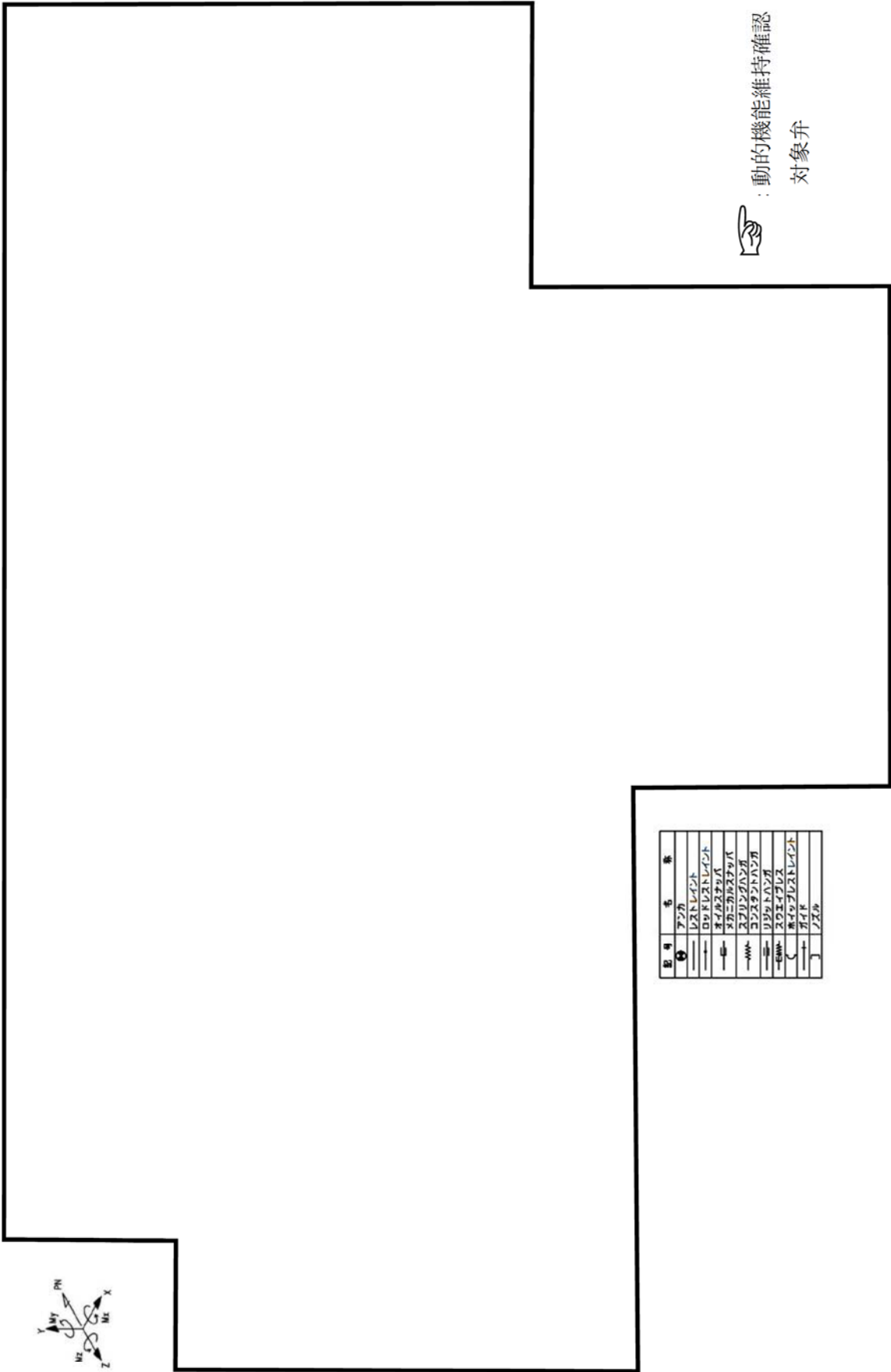
表 1 原子炉給水逆止弁, 主蒸気ドレン弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	逆止弁 (弁箱材料：炭素鋼, 内部流体：純水)				仕切弁 (弁箱材料：炭素鋼, 内部流体：蒸気)			
			原子炉系		原子炉系		原子炉系		原子炉系	
			原子炉給水逆止弁 (B22-F010)	原子炉給水逆止弁 (B22-F032)	原子炉給水逆止弁 (B22-F016)	原子炉給水逆止弁 (B22-F019)	原子炉給水逆止弁 (B22-F010)	原子炉給水逆止弁 (B22-F032)	原子炉給水逆止弁 (B22-F016)	原子炉給水逆止弁 (B22-F019)
Ss	20	工認値	応答加速度 (×9.8m/s ²)	機能確認済加速度 (×9.8m/s ²)	応答加速度 (×9.8m/s ²)	機能確認済加速度 (×9.8m/s ²)	応答加速度 (×9.8m/s ²)	機能確認済加速度 (×9.8m/s ²)	応答加速度 (×9.8m/s ²)	機能確認済加速度 (×9.8m/s ²)
	20	劣化状況評価値	4.90 ^{*2}	6.0	3.88 ^{*2}	6.0	5.82	6.0	1.74	6.0
	50	工認値								
	50	劣化状況評価値	4.90 ^{*2}	6.0	3.88 ^{*2}	6.0	5.82	6.0	1.74	6.0
鉛直	20	工認値								
	20	劣化状況評価値	3.37 ^{*2}	6.0	1.31 ^{*2}	6.0	1.24	6.0	1.01	6.0
	50	工認値								
	50	劣化状況評価値	3.37 ^{*2}	6.0	1.31	6.0	1.24	6.0	1.01	6.0

*1：「弁の技術評価書」における代表機器以外の弁

*2：A, B 系の最大値を示す

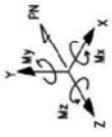
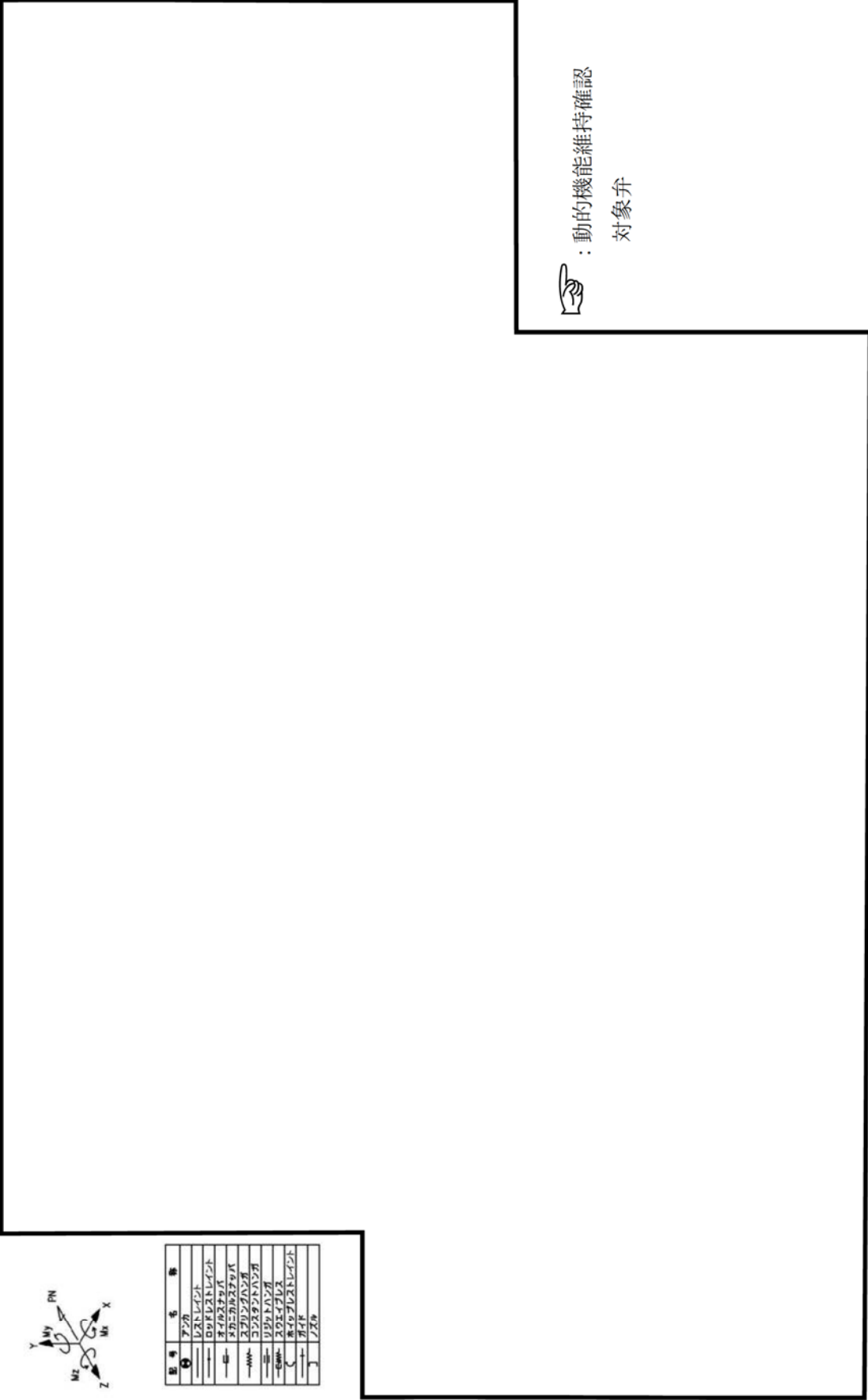
*3：工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）で評価対象外



記号	名称
ア	アソカ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ
—	パイプ

動的機能維持確認
対象弁

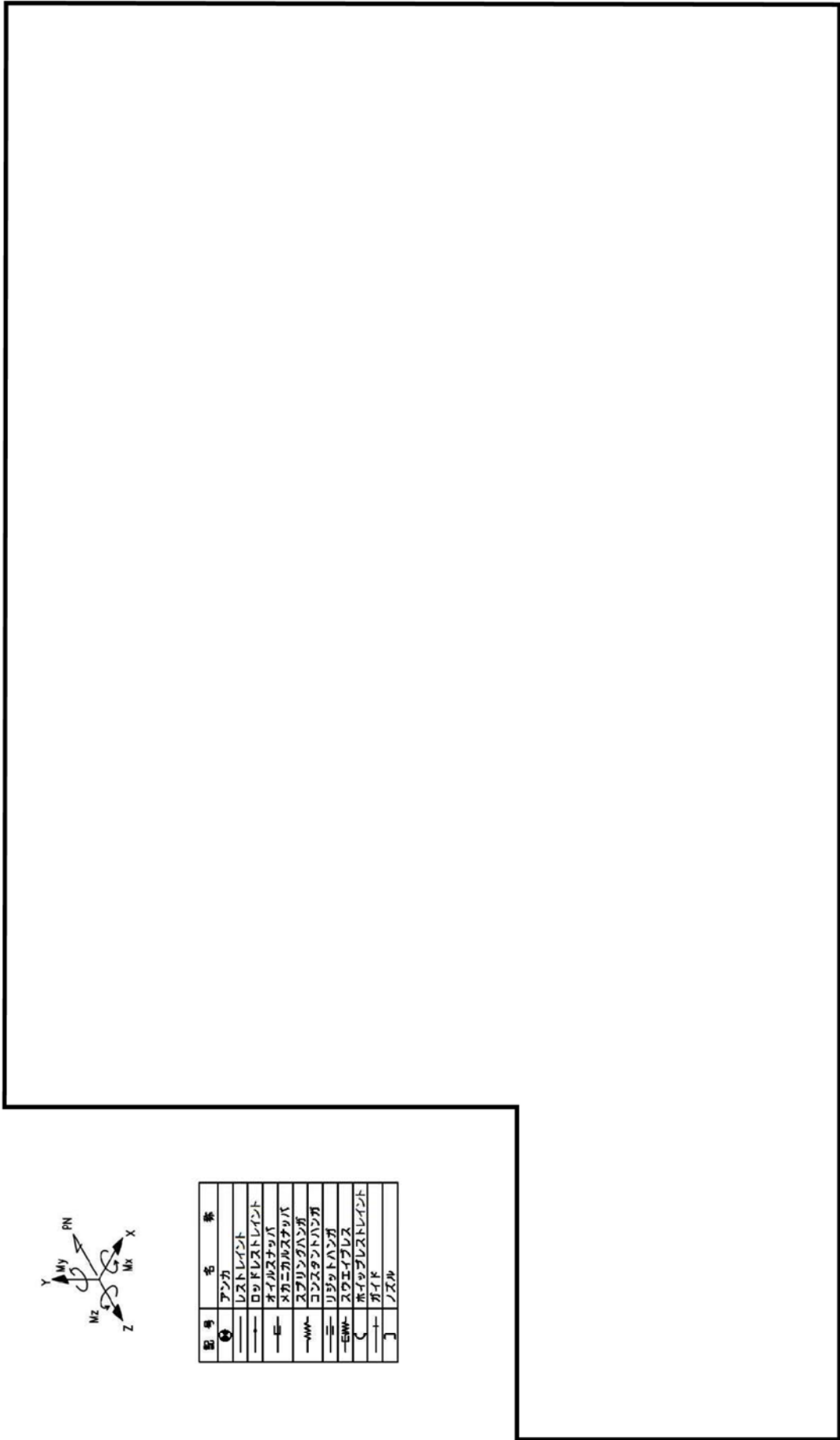
図 1 原子炉系（純水部） A 系配管（解析モデル）



図号	名前
①	アソカ
—	レストレイント
—	ロッドレストレイント
—	ボールジョイント
—	スライディングジョイント
—	ピンジョイント
—	ローラー
—	摩擦
—	弾性
—	剛性
—	塑性

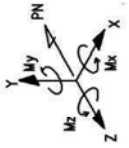
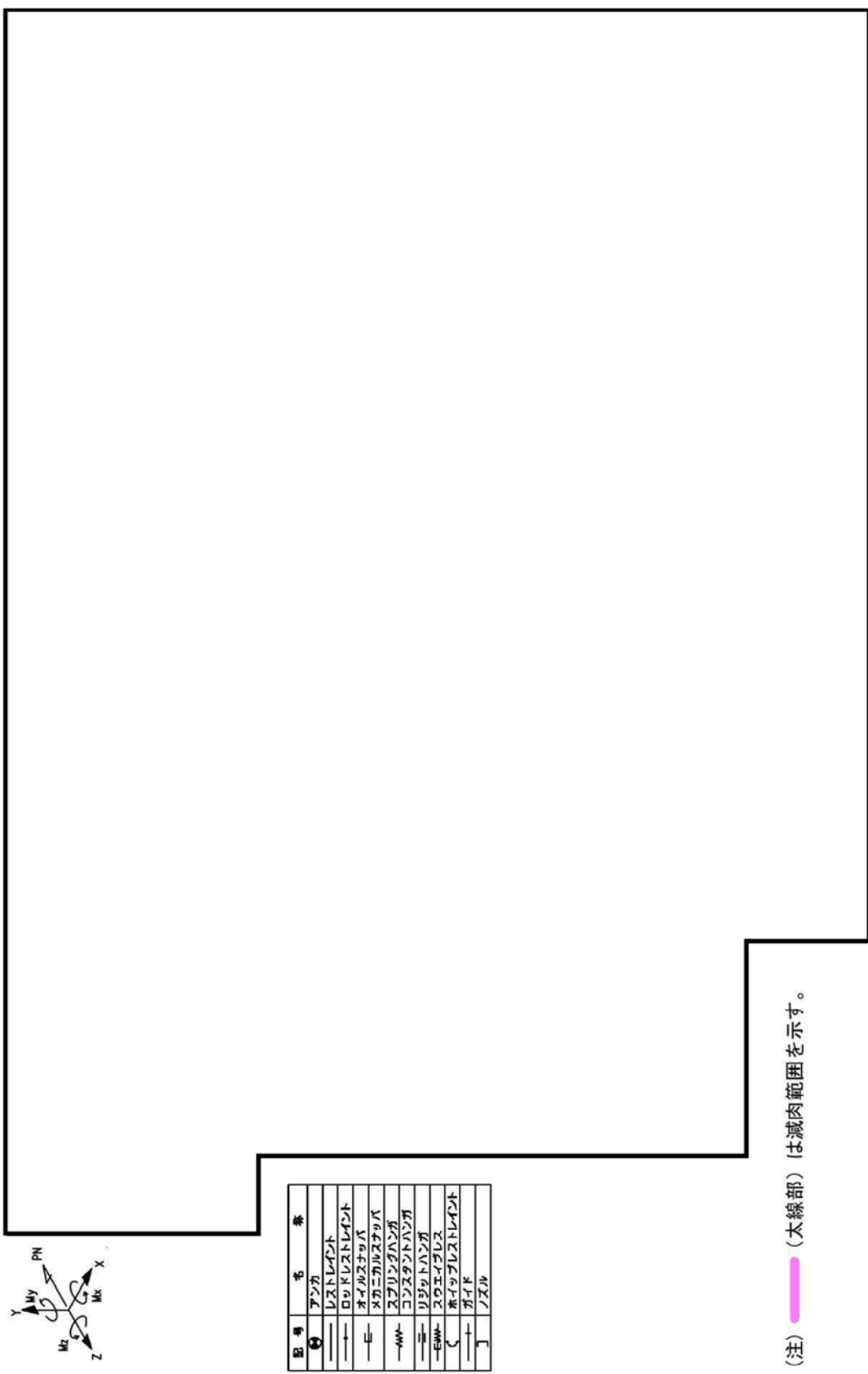
☞ : 動的機能維持確認対象弁

図2 原子炉系（純水部）B系配管（解析モデル）



記号	名称
○	アンカ
—	レストレイント
—	ロッドレストレイント
—	オイルスタップ
—	メカニカルスタップ
—	スプリングハンダ
—	コンスタントハンダ
—	リフトハンダ
—	スウェイブレス
—	ワイブレストレイント
—	ガイド
—	ノズル

図3 原子炉系（蒸気部）配管（1/3）（原子炉格納容器内）（解析モデル）



記号	名称
ア	アング
レ	レストレイント
ロ	ロッドレストレイント
オ	オイルナックル
カ	カニカルスキャバ
ス	スプリングハンダ
コ	コンスタントハンダ
リ	リリットハンダ
ス	スウェーブル
シ	シーツレストレイント
ガイ	ガイド
ノ	ノズル

(注) (太線部) は減肉範囲を示す。

図 4 原子炉系 (蒸気部) (原子炉格納容器内) 配管 (2/3) (解析モデル)



記号	名称
○	ファン
—	ピストン
—	ロッドピストン
—	クランクシャフト
—	バルブシャフト
—	カム
—	クランクシャフト
—	カム
—	クランクピストン
—	バルブ

: 動的機能維持確認対象弁

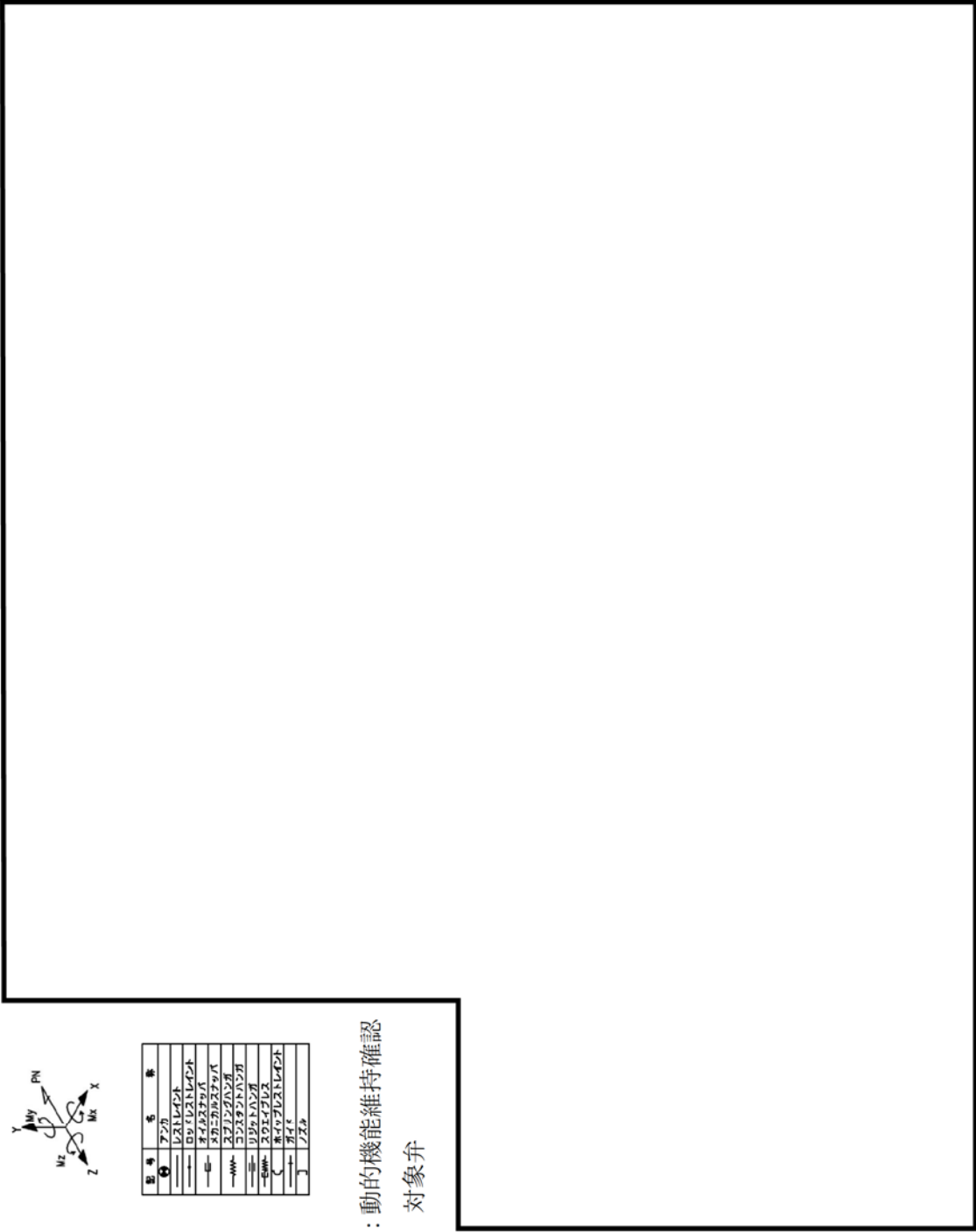
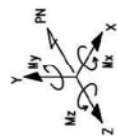
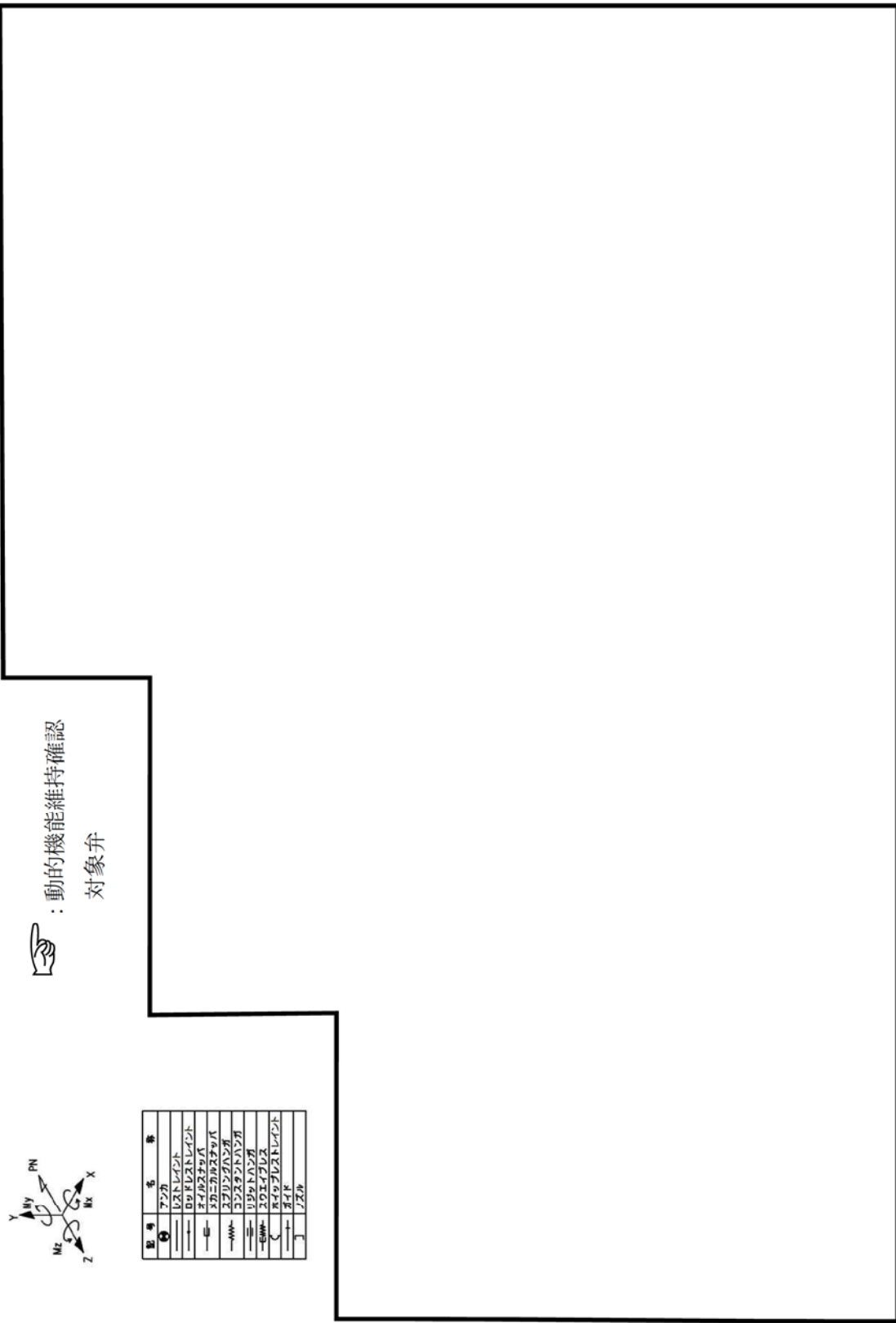



図 5 原子炉系（蒸気部）（原子炉格納容器内）配管（3/3）（解析モデル）




 : 動的機能維持確認
 対象弁

記号	名称
①	アーク
②	バスター
③	バスターレギュレーター
④	バスターレギュレーター
⑤	バスターレギュレーター
⑥	バスターレギュレーター
⑦	バスターレギュレーター
⑧	バスターレギュレーター
⑨	バスターレギュレーター
⑩	バスターレギュレーター
⑪	バスターレギュレーター
⑫	バスターレギュレーター
⑬	バスターレギュレーター
⑭	バスターレギュレーター
⑮	バスターレギュレーター
⑯	バスターレギュレーター
⑰	バスターレギュレーター
⑱	バスターレギュレーター
⑲	バスターレギュレーター
⑳	バスターレギュレーター
㉑	バスターレギュレーター
㉒	バスターレギュレーター
㉓	バスターレギュレーター
㉔	バスターレギュレーター
㉕	バスターレギュレーター
㉖	バスターレギュレーター
㉗	バスターレギュレーター
㉘	バスターレギュレーター
㉙	バスターレギュレーター
㉚	バスターレギュレーター
㉛	バスターレギュレーター
㉜	バスターレギュレーター
㉝	バスターレギュレーター
㉞	バスターレギュレーター
㉟	バスターレギュレーター
㊱	バスターレギュレーター
㊲	バスターレギュレーター
㊳	バスターレギュレーター
㊴	バスターレギュレーター
㊵	バスターレギュレーター
㊶	バスターレギュレーター
㊷	バスターレギュレーター
㊸	バスターレギュレーター
㊹	バスターレギュレーター
㊺	バスターレギュレーター
㊻	バスターレギュレーター
㊼	バスターレギュレーター
㊽	バスターレギュレーター
㊾	バスターレギュレーター
㊿	バスターレギュレーター

図6 原子炉系（蒸気部）（原子炉格納容器外）（1/1）（解析モデル）

浸水防護施設の耐震安全性評価について

東海第二の「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。

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（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備）については以下（1）～（3）のとおり。

また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順を表 1 に、浸水防護施設の概要を図 1 に示す。

(1) 津波防護施設：防潮堤*1… a

原子炉建屋…b

防潮扉…c

放水路ゲート…d

構内排水路逆流防止設備…e

貯留堰…f

*1：コンクリート構造物（鉄筋コンクリート防潮壁及び鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）及び鉄骨構造物（鋼製防護壁）

(2) 浸水防止設備：浸水防止蓋*2…g

水密扉*3…h

浸水防護施設*4…i

*2：海水ポンプ室ケーブル点検口 1, 2, 3, 放水路ゲート点検用, SA 用海水ピット開口部 1, 2, 3, 4, 5, 6, 緊急用海水ポンプ点検用開口部及び人員用開口部, 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ 1, 2, 常設低圧注水系格納槽点検用水密ハッチ及び可搬型ポンプ用水密ハッチ 1, 2

*3：原子炉建屋原子炉棟水密扉, 原子炉建屋付属棟東側水密扉, 原子炉建屋付属棟南側水密扉, 原子炉建屋付属棟西側水密扉, 原子炉建屋付属棟北側水密扉 1, 原子炉建屋付属棟北側水密扉 2, 原子炉建屋残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉, 原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉, 原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉, 原子炉建屋高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉, 常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉

*4：海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁, 取水ピット空気抜き配管逆止弁, 緊急用海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

(3) 津波監視設備：取水ピット水位計測装置…j

潮位計測装置…k

潮位監視盤…l

津波・構内監視設備…m

2. 想定される劣化事象*

(1) コンクリート構造物 (a, b)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

- ・中性化…①
- ・塩分浸透…②

(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)

- ・アルカリ骨材反応…③
- ・凍結融解…④
- ・耐火能力低下…⑤

(2) 鉄骨構造物 (a, c, d, e, f, g, h)

(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

(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)

- ・腐食…⑥
- ・風等による疲労…⑦

(3) 弁 (i)

(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

(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)

- ・腐食 (孔食・隙間腐食) (弁箱, 弁体ガイド, 基礎ボルト) …⑧

(4) 計測制御設備 (j, k, l, m)

(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

(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)

- ・腐食 (全面腐食) (スリーブ, 取付座, 上部閉止板及び取付ボルト・ナット, 筐体, チャンネルベース) …⑨ (j, l, m)
- ・腐食 (コンクリート埋設部) (ジベル) …⑩ (j)
- ・腐食 (孔食・隙間腐食) (水位検出器, 検出器ガイド, サポート, ベースプレート, 取付ボルト, 基礎ボルト) …⑪ (k)
- ・腐食 (基礎ボルト) …⑫ (l, m)
- ・樹脂の劣化 (後打ちケミカルアンカ) …⑬ (k, l, m)

*: 絶縁低下 (絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む), 特性変化及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。

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①～⑬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抽出した結果を表 1 に示す。

抽出の結果、潮位監視盤及び津波・構内監視設備の基礎ボルトの腐食が抽出されたため、耐震安全性評価を実施した。

なお、潮位監視盤及び津波・構内監視設備の基礎ボルトには、後打ちアンカが使用されていることから、具体的な耐震安全性評価については別紙 9 に示すものとする。

表1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順

「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 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	×	×
			ii 現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」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難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 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	—	—
			ii 現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ ⑫
	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えない、又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）	—	④ ⑤ ⑦ ⑩ ⑬	—	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ⑥ ⑧ ⑨ ⑪

○：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」できない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

△：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）

【凡例】

- T. P. +3.0m~T. P. +8.0m
- T. P. +8.0m~T. P. +11.0m
- T. P. +11.0m 以上

- : 津波防護施設
- : 浸水防止設備
- : 津波監視設備
- : 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画

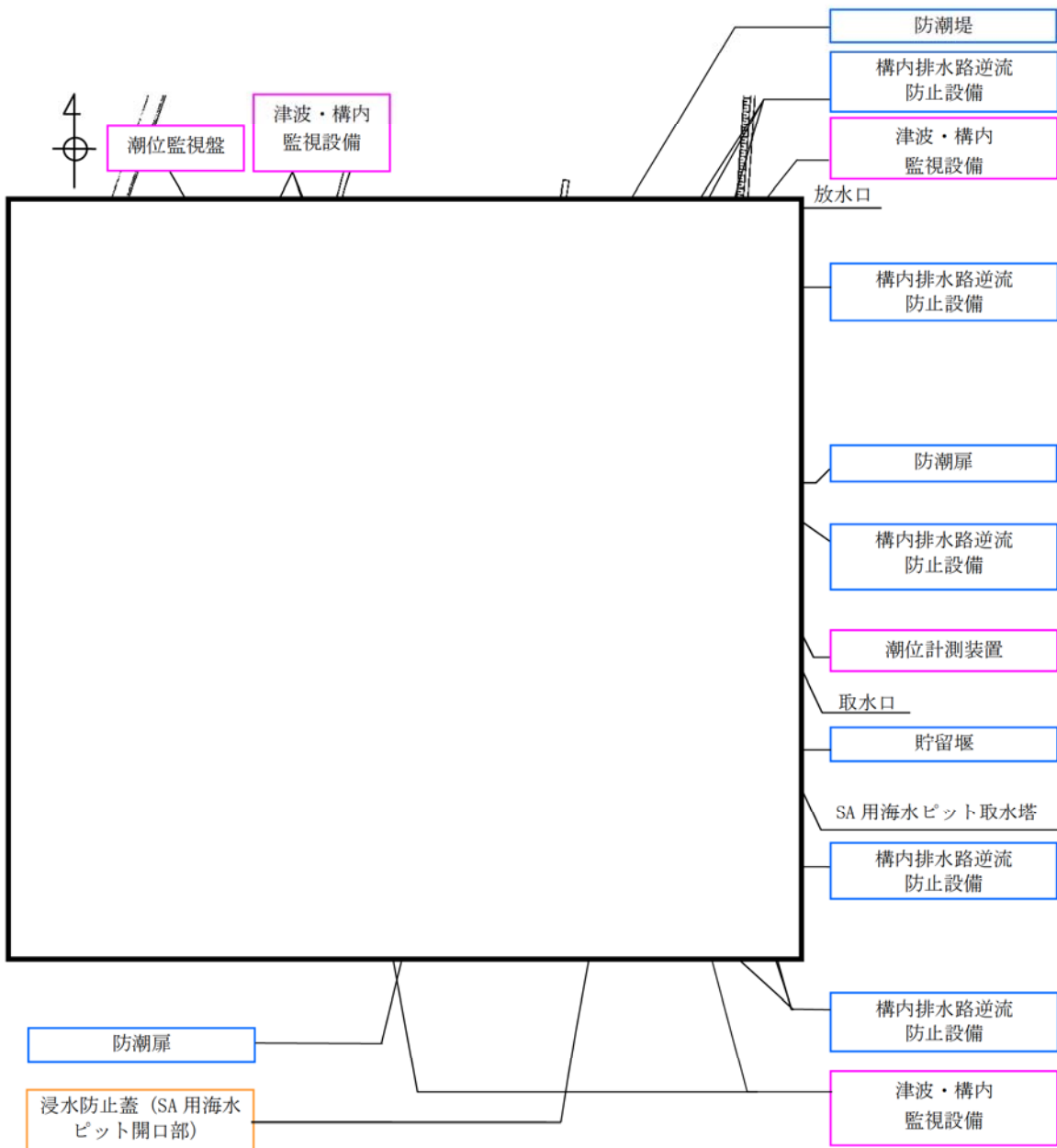
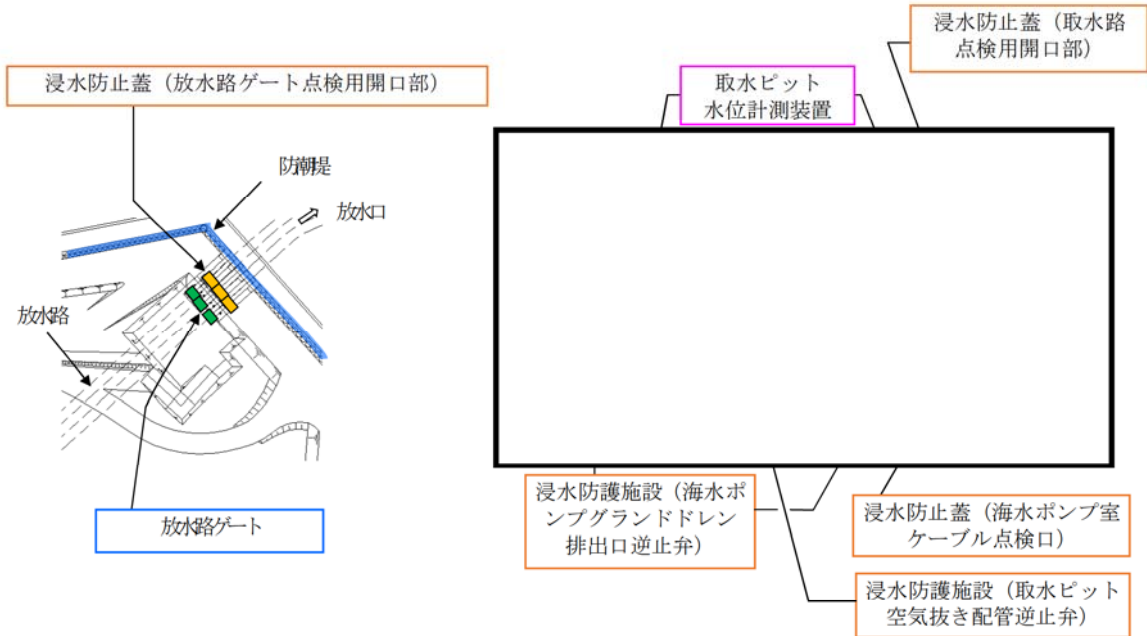


図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (1/5)

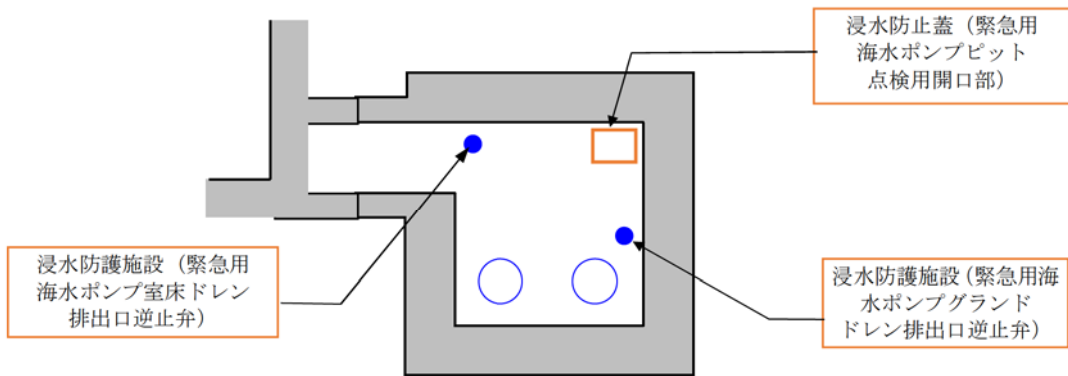
【凡例】

- 津波防護施設
- 浸水防止設備
- 津波監視設備
- 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画



図①（放水口周辺拡大図）

図②（海水ポンプエリア周辺拡大図）



図③（緊急用海水ポンプエリア周辺拡大図）

図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (2/5)

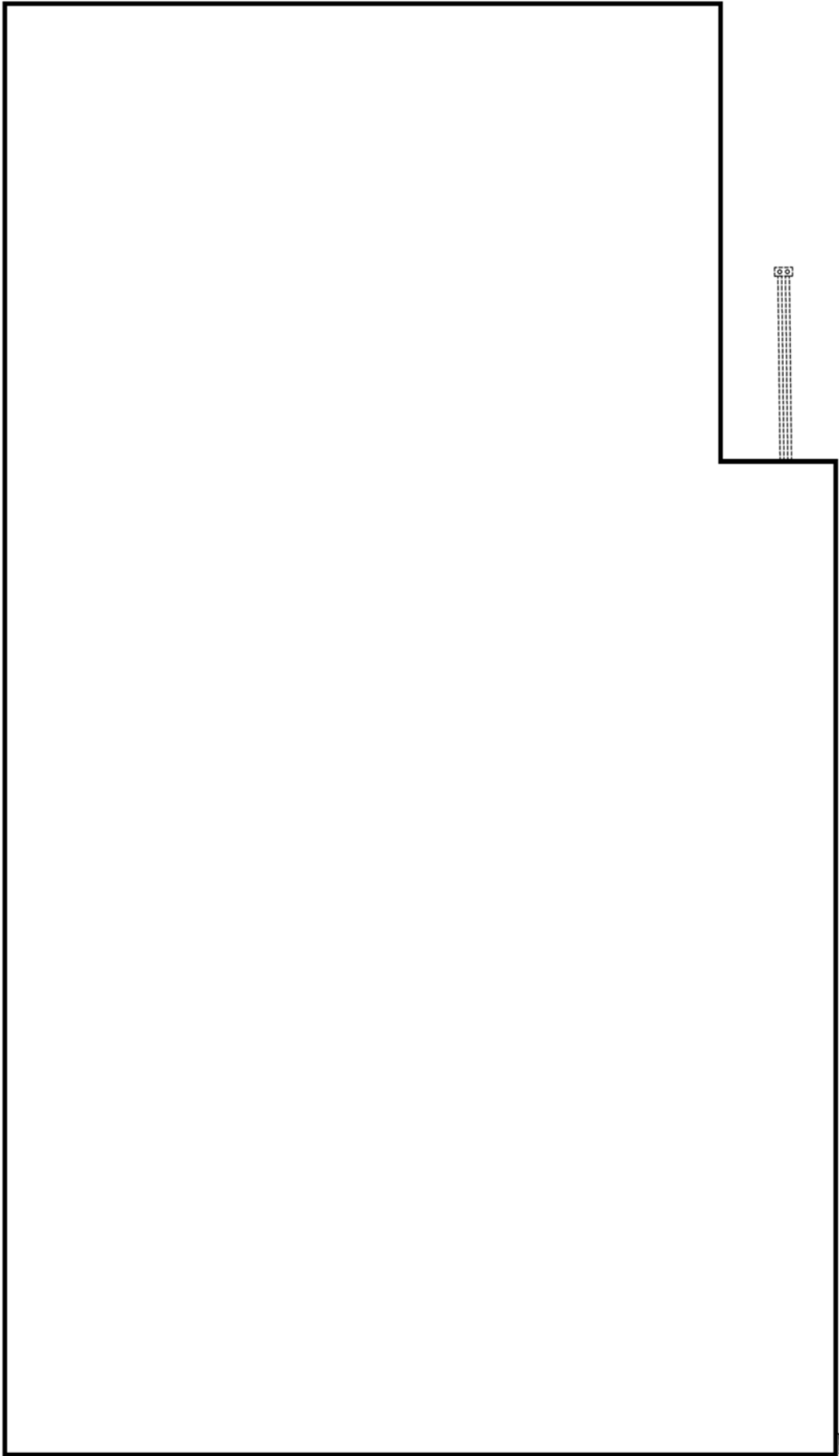
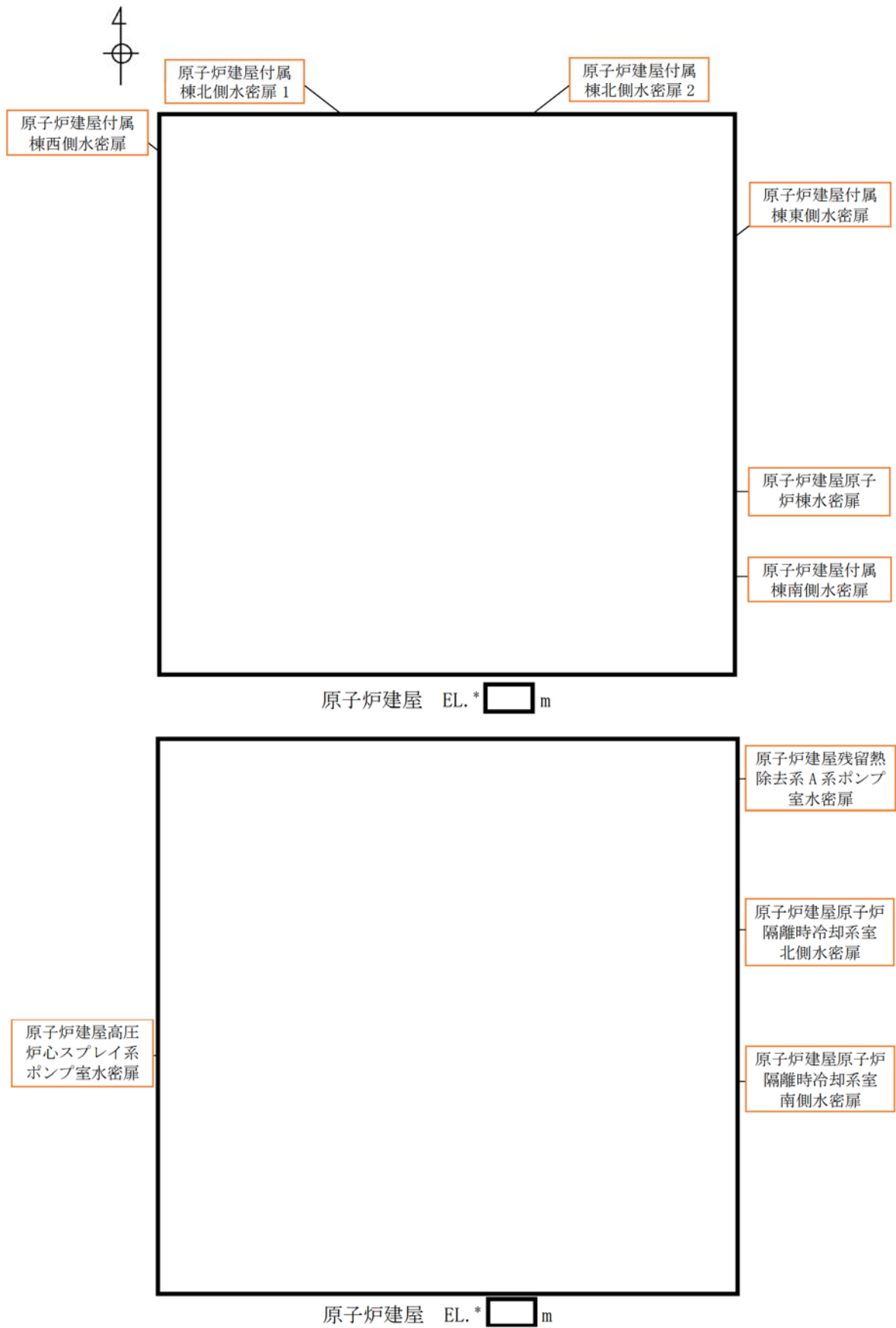
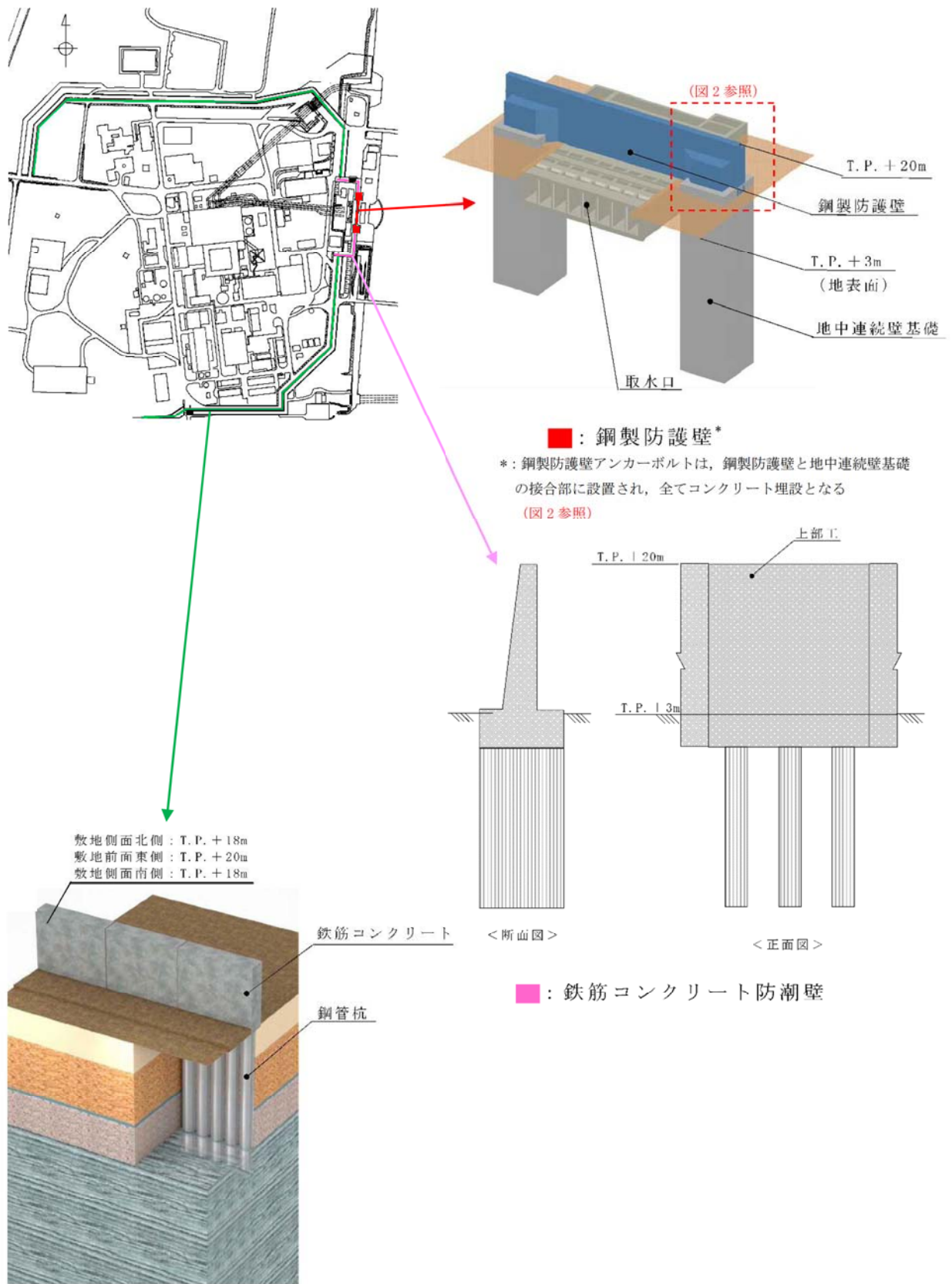


図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (3/5)



* : EL. (Elevation Level) は地盤の標高を示しており, T.P. ±0 m 基準としているため, T.P. = EL. となる

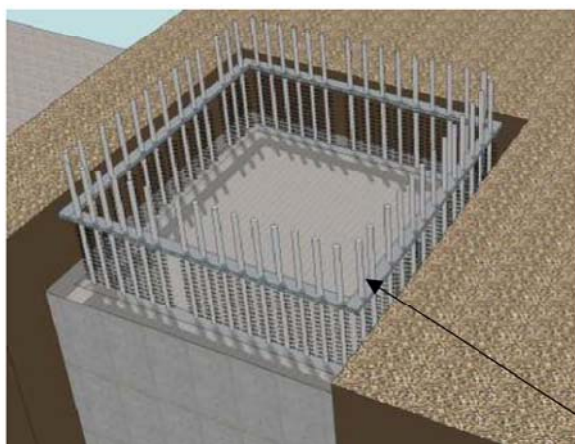
図 1 東海第二 浸水防護施設の概要 (4/5)



(鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁)

■：鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁

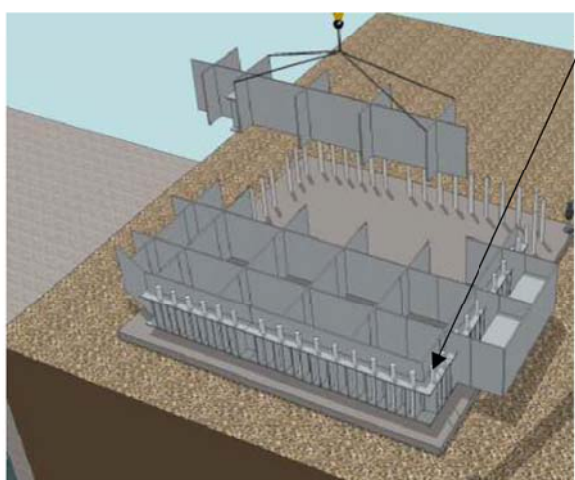
図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (5/5)



<STEP 1>

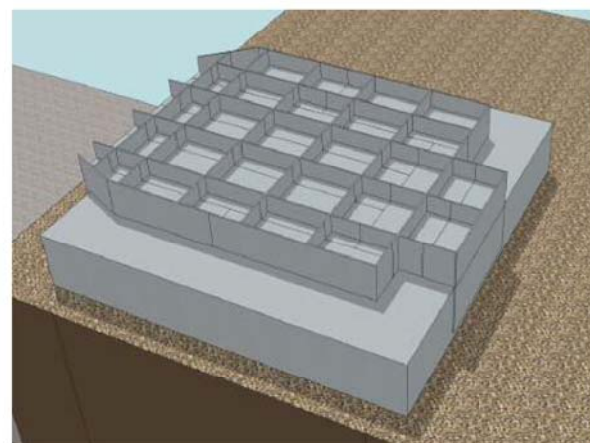
地中連続壁基礎上部へのアンカーボルト設置

アンカーボルト



<STEP 2>

コンクリート施工後，鋼製防護壁（支柱部ブロック）架設



<STEP 3>

鋼製防護壁（支柱部ブロック）架設後，アンカーボルト埋設（コンクリート施工）

図 2 東海第二 鋼製防護壁アンカーボルトの埋設手順