

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-7 改12
提出年月日	平成30年6月21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21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機器	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 主な適用規格	8
② 耐震安全性評価の評価手法	8
③ 工事計画認可申請で用いた耐震評価手法等の反映について	11
(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	19
(1) 耐震安全性評価	19
① 低サイクル疲労	19
② 中性子照射脆化	19
③ 応力腐食割れ	19
④ 腐食（流れ加速型腐食）	20
⑤ 腐食（全面腐食）	22
⑥ 動的機能維持に係る耐震安全性評価	24
⑦ 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価	24
⑧ 浸水防護施設の耐震安全性評価	27
⑨ 工事計画認可申請の内容を踏まえた劣化状況評価の見直し	27
(2) 現状保全	27
(3) 総合評価	27
(4) 高経年化への対応	28
5. まとめ	29
(1) 審査基準適合性	29
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	32

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	34
別紙 2. 震災が評価に与える影響とその考え方について	46
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	58
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	81
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	93
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	136
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	208
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	233
別紙 10. 動的機能維持評価について	235
別紙 11. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せを考慮した影響評価	244
別紙 12. 浸水防護施設の耐震安全性評価について	246
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	256

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

添付資料 3 原子炉系（蒸気部）配管及び原子炉冷却材浄化系配管の腐食減肉を考慮した耐震評価



## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 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を説明するものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の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。

耐震安全性評価に対する評価の基本方針は、評価対象機器について発生しうる経年劣化事象に対して実施した劣化状況評価に耐震性を考慮した技術的評価を実施して、運転開始後 60 年時点までの期間において実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準に定める要求事項に適合することを確認することである。耐震安全性を評価するにあたっての要求事項を表 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>&lt;耐震安全性評価&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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。</li> <li>○ 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。</li> <li>○ 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。</li> <li>○ 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。</li> </ul>
<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</li> </ul>
<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>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。</p> <p>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>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。</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、P L M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

「劣化状況評価」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 °C を超える、又は最高使用圧力が 1,900 kPa 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、「TPO 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。

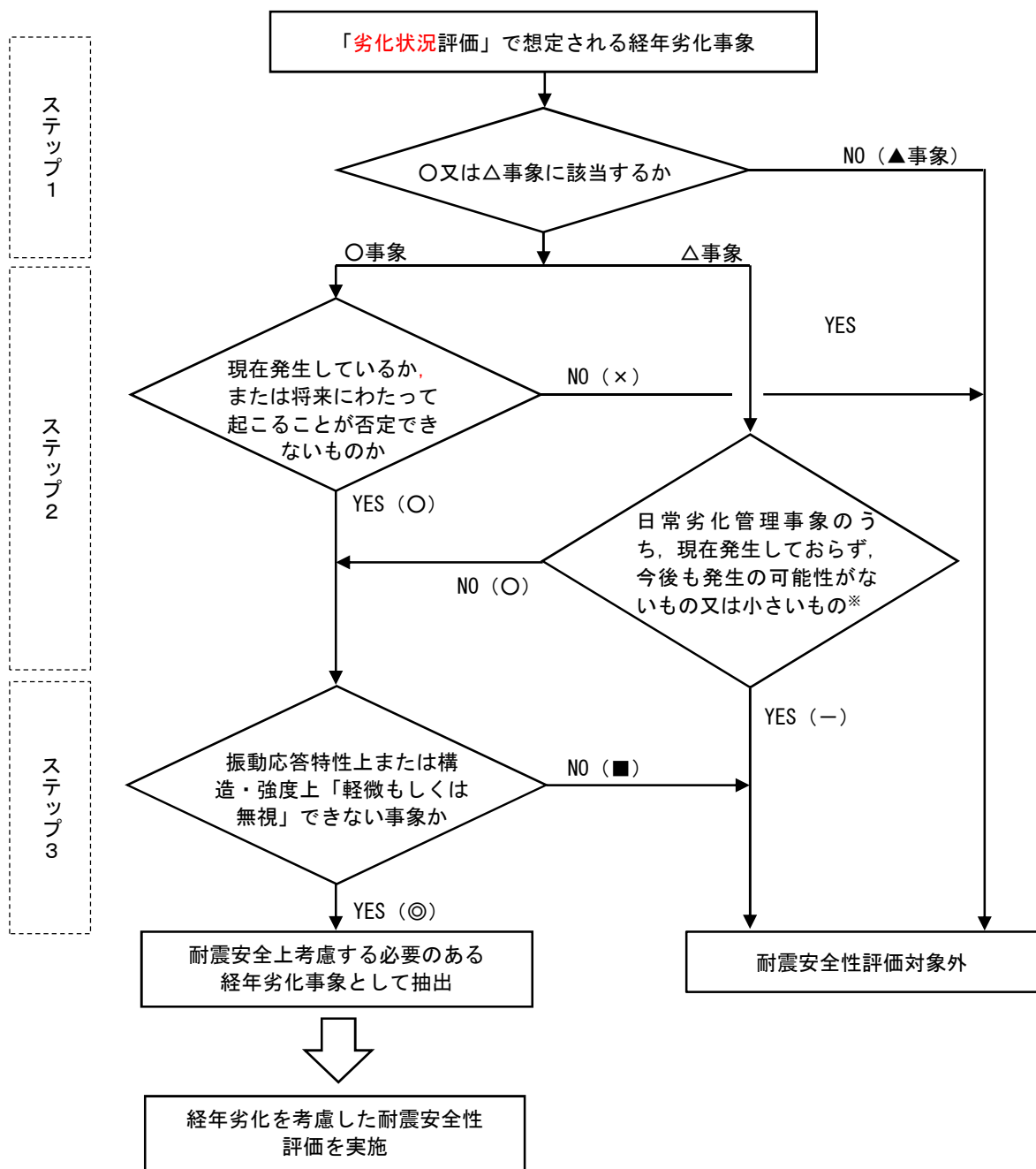
- 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）
- 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）（△事象）
- 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）（▲事象）

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・構造物のうち、**コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測制御設備**に分類されており、それぞれの機器に対して耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出する。

また、TPO 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、TPO 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。



【凡例】

- ：評価対象として抽出
- －：評価対象から除外
- ×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象として評価対象から除外
- ◎：耐震安全上考慮する必要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）

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のある経年劣化事象の抽出フロー

表2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象						
	低サイクル 疲労	中性子 照射 脆化	照射誘起型応 力腐食割れ (中性子照射 による靱性低 下)	熱時効	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

【凡例】

◎：振動応答特性上，又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象

—：日常劣化管理事象のうち，現在発生しておらず，今後も発生の可能性がないもの又は小さい事象

## (2) 評価手法

### ① 主な適用規格

耐震安全性評価に用いた規格を以下に示す。

- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版(2007年追補版を含む) JSME S NC1-2005(2007)」(以下、「設計・建設規格」という)
- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008年版 JSME S NA1-2008」(以下、「維持規格」という)
- ・ 日本機械学会「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、運転開始後 60 年までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

#### (b) 中性子照射脆化(原子炉圧力容器の胴及び低圧注水ノズル)

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。

なお、劣化状況評価「照射誘起型応力腐食割れ」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。



(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基準地震動  $S_s$  による地震荷重を考慮した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。

なお，劣化状況評価「熱時効」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(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（設計荷重×安全率）以上となることを確認する。

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。

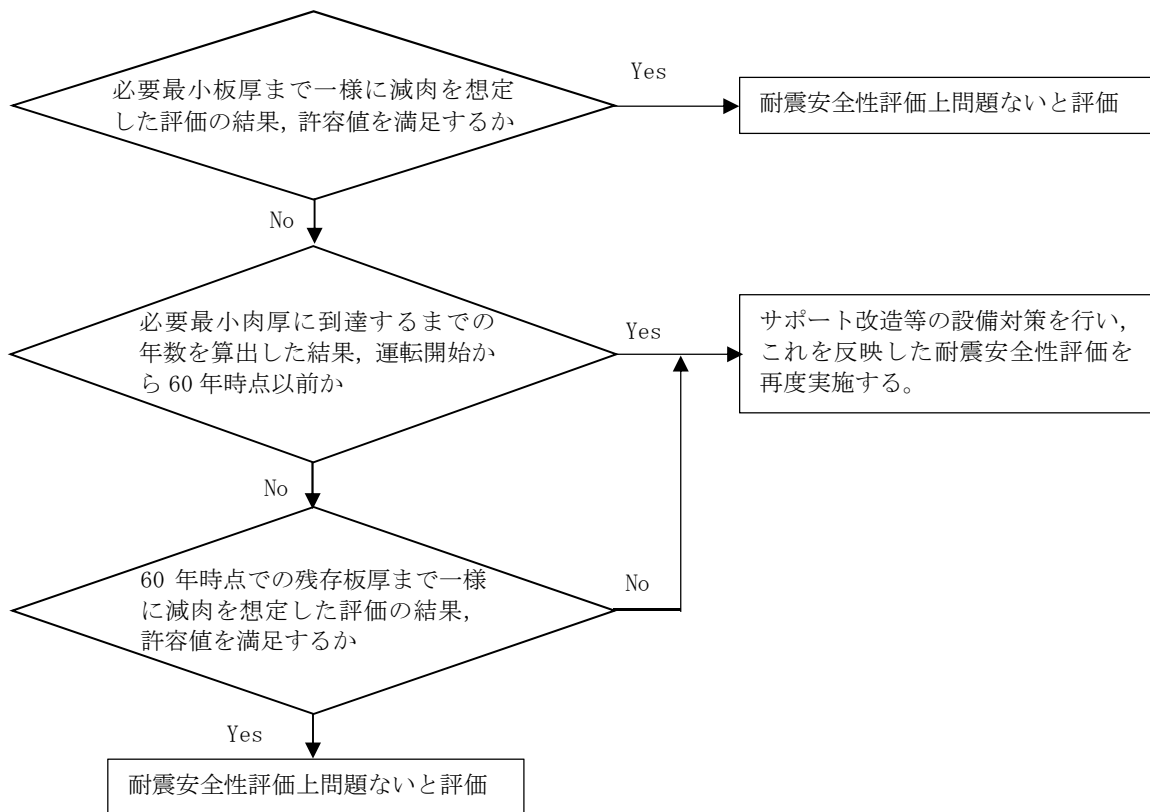


図2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

(g) 腐食（全面腐食）（機器付基礎ボルト（残留熱除去系熱交換器，主排気筒），後打ちアンカ（後打ちケミカルアンカ，後打ちメカニカルアンカ）

a. 機器付基礎ボルト

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

b. 後打ちアンカ

運転開始後 60 年時点の腐食減肉を仮定して設計許容荷重負荷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（原子炉給水逆止弁）

経年劣化事象を考慮し，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が，機能確認済加速度以下であることを確認する。

(i) 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，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する。

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 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

表 3 (2/2) 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	
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。
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 <sup>*3</sup> （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 <sup>*4, *5</sup>
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力 <sup>*5</sup>

- \*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。

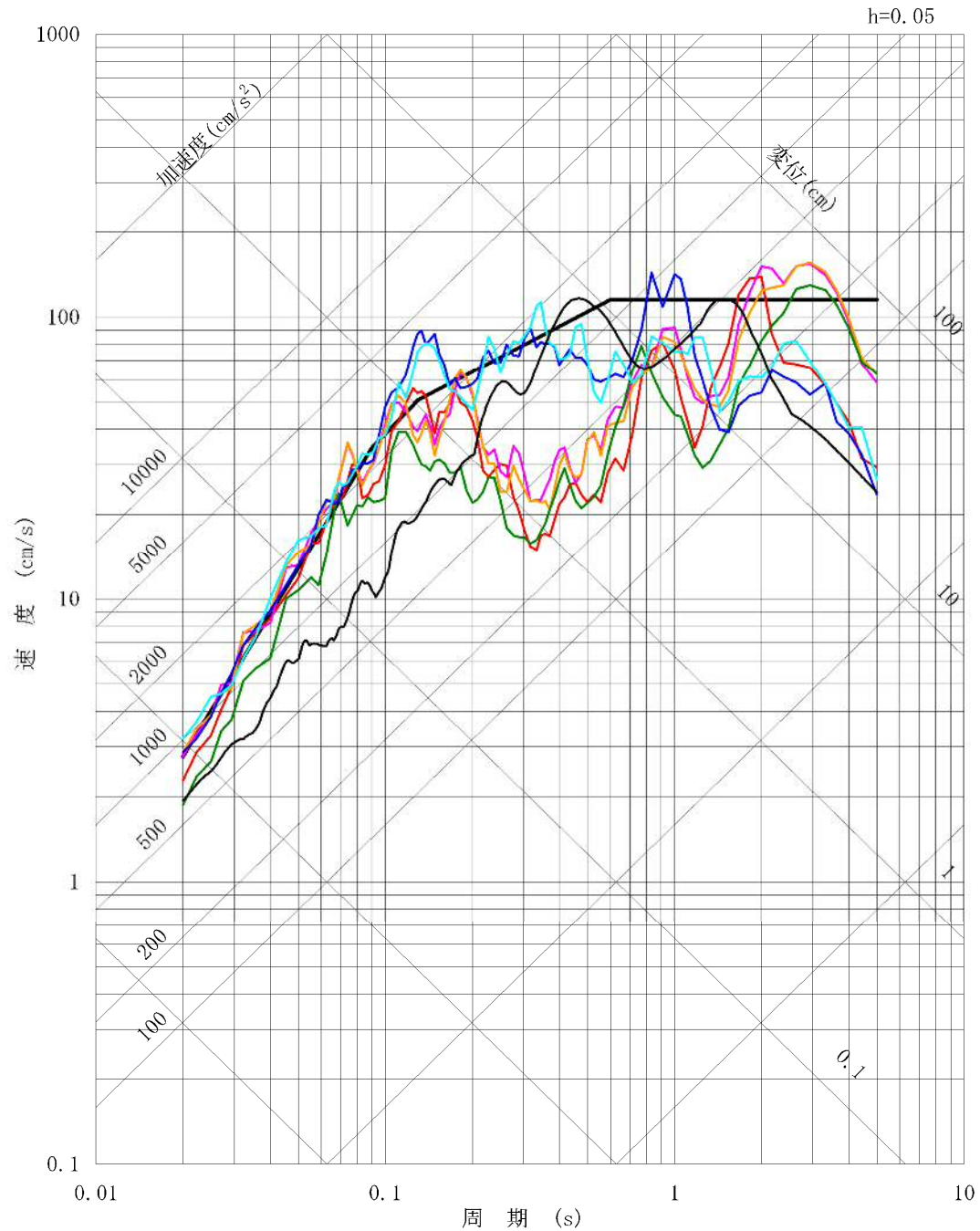
(4) 評価用地震動

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 30 年 5 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

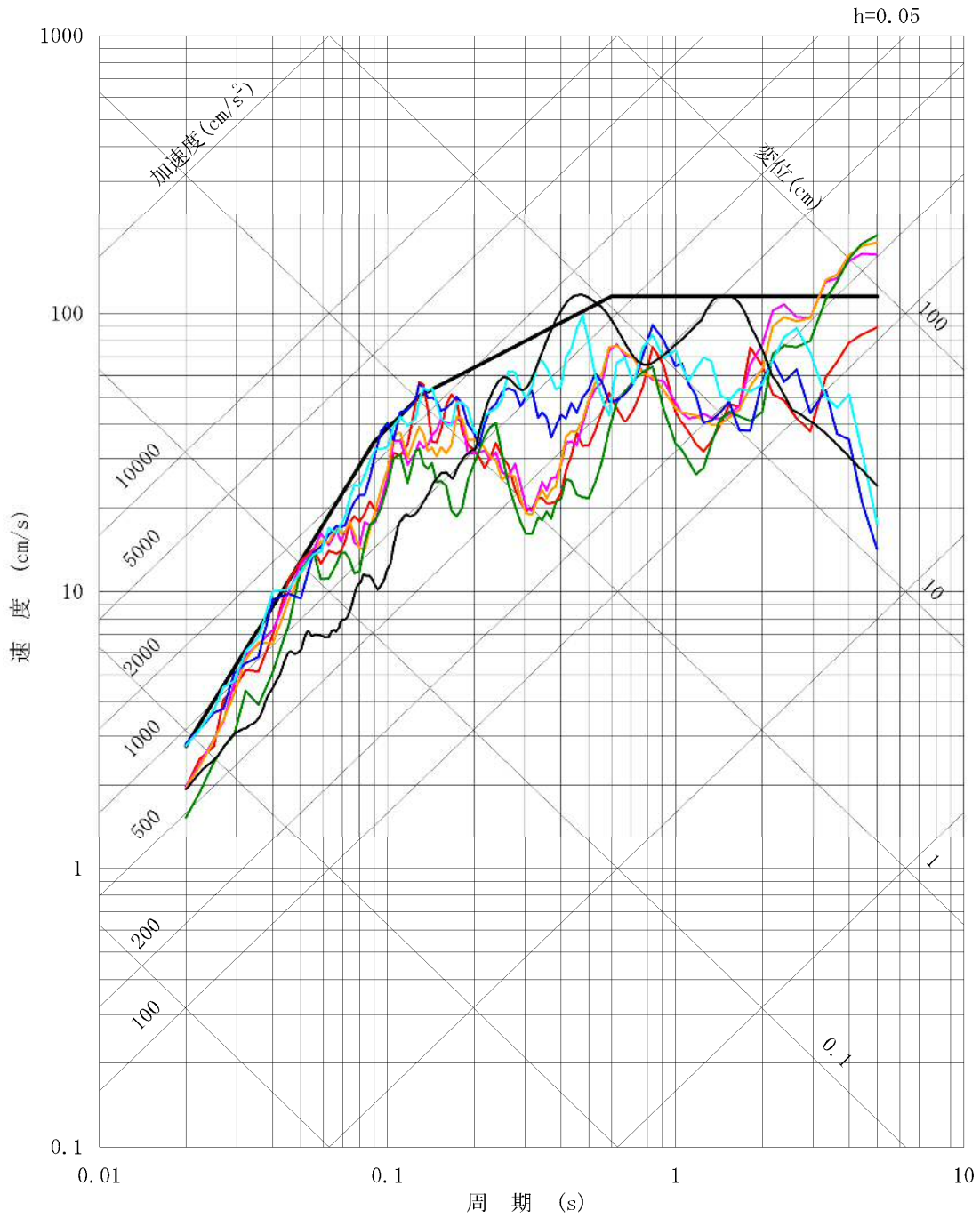
	項目	内容
基準地震動 $S_S$ 策定に考慮した地震	模擬地震波 ( $S_S$ -D1)	応答スペクトル手法による基準地震動
	内陸地殻内地震 ( $S_S$ -11~14)	F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震
	プレート間地震 ( $S_S$ -21~22)	2011 年東北地方太平洋沖型地震
	震源を特定せず策定する地震動 ( $S_S$ -31)	2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震
地震動の最大加速度	$S_S$ -D1	水平 (NS・EW) $870 \text{ cm/s}^2$ 鉛直 $560 \text{ cm/s}^2$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



- S<sub>s</sub>-D 1
- S<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-2 2 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<sub>s</sub>-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(1/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (NS) 方向)

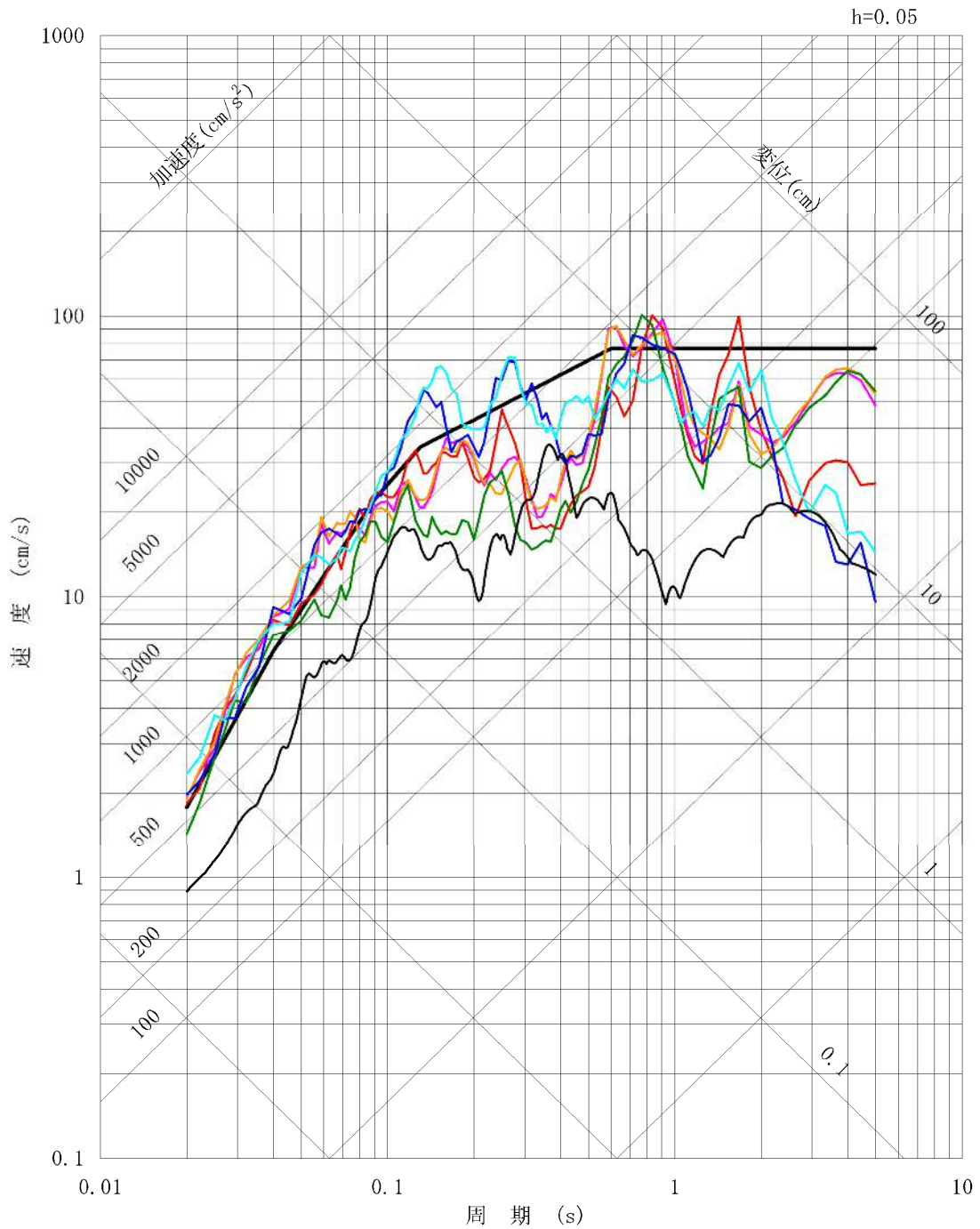




- S<sub>s</sub>-D 1
- S<sub>s</sub>-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S<sub>s</sub>-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S<sub>s</sub>-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S<sub>s</sub>-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-2 2 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<sub>s</sub>-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(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））	・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
中性子照射脆化	原子炉圧力容器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
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、ひび割れを残留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	使用年数が長期であり、且つ最高使用圧力が高い機器
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
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	原子炉給水逆止弁	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

#### 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）配管における基準地震動  $S_s$  を考慮した疲労累積係数と、運転開始後 60 年までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 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 地震時の影響評価を別紙 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

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 $S_s$ )	合計 (許容値：1 以下)
原子炉系 (蒸気部)	0.0853	0.4509	0.5362

\*1：過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を保守的に想定した疲労累積係数

\*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、個別に設定する等価繰返し回数に裕度を考慮した等価繰返し回数（110 回）を用いて算出される疲労累積係数

###### ② 中性子照射脆化

原子炉圧力容器胴及び低圧注水ノズル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 応力腐食割れ

###### (a) 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、崩壊荷重は設計荷重（地震荷重）の約 2.3 倍であり、許容値（設計荷重（地震荷重）×安全率（1.5））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。

(b) 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、地震時の発生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

④ 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は許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙 6 に示す。

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	60 年時点板厚*3	
原子炉系 (蒸気部)	クラス 1	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> S	一次応力	1031	291	364
					一次+二次応力	2770	831 (疲労累積係数: 0.5117*5)	366 (疲労累積係数許容値: 1 以下)
				III <sub>A</sub> S	一次応力	649	225	274
					一次+二次応力	1531	556 (疲労累積係数: 0.1077*5)	366 (疲労累積係数許容値: 1 以下)

\*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：JEAG4601 に基づく運転開始後 60 年時点での板厚における通常運転時の疲労累積係数 (0.4580) と地震動の疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る。

なお、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。

(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において、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 <sub>d</sub>	B <sub>A</sub> 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において、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 <sub>S</sub> *2	IV <sub>A</sub> 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<sub>S</sub>地震力が S<sub>d</sub>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<sub>S</sub>地震力による評価応力が S<sub>d</sub>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<sub>d</sub>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

## ⑤ 腐食（全面腐食）

### a. 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）

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 4 に、詳細な算出過程を別紙 8 に示す。

水平 2 方向及び鉛直方向地震力を考慮した影響評価について、**評価結果及び詳細**の算出過程を別紙 11 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*1	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*4
		せん断	85	375*4

\*1：補助鉄塔脚部，鉄塔脚部及び筒身脚部基礎ボルトを評価した結果，最も厳しい結果を示す補助鉄塔脚部基礎ボルトの評価値

\*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

\*4：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<sub>A</sub>S の許容応力を下回る機器については，S クラス機器は III<sub>A</sub>S の許容応力を示す



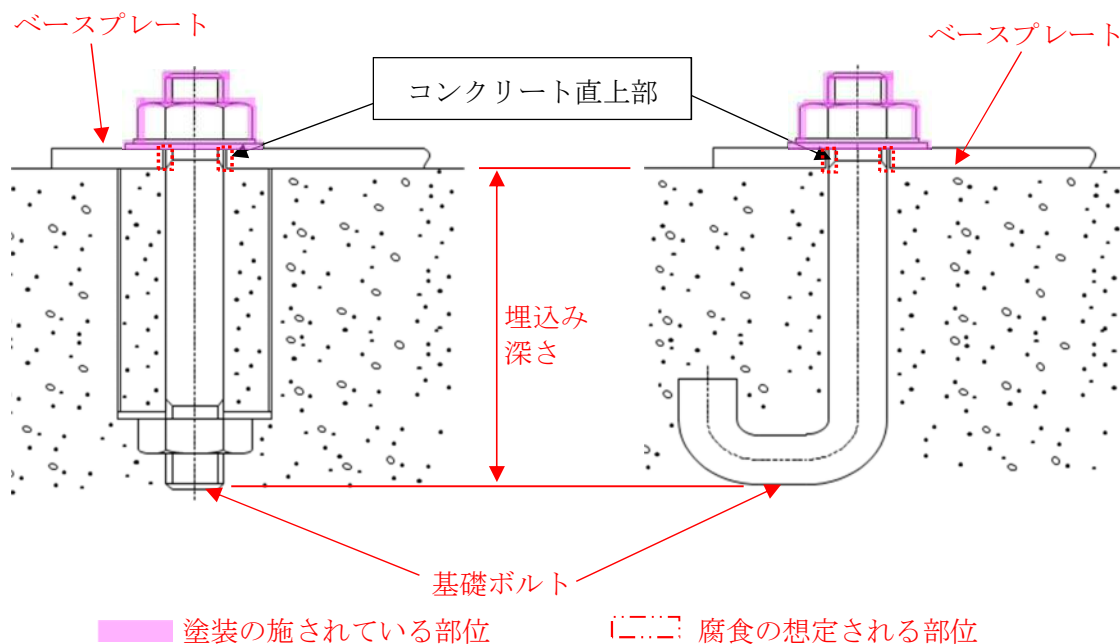


図4 基礎ボルト概要図

b. 後打ちアンカの腐食（全面腐食）

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

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価にあたっては、機器付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5に、詳細な算定過程を別紙9に示す。

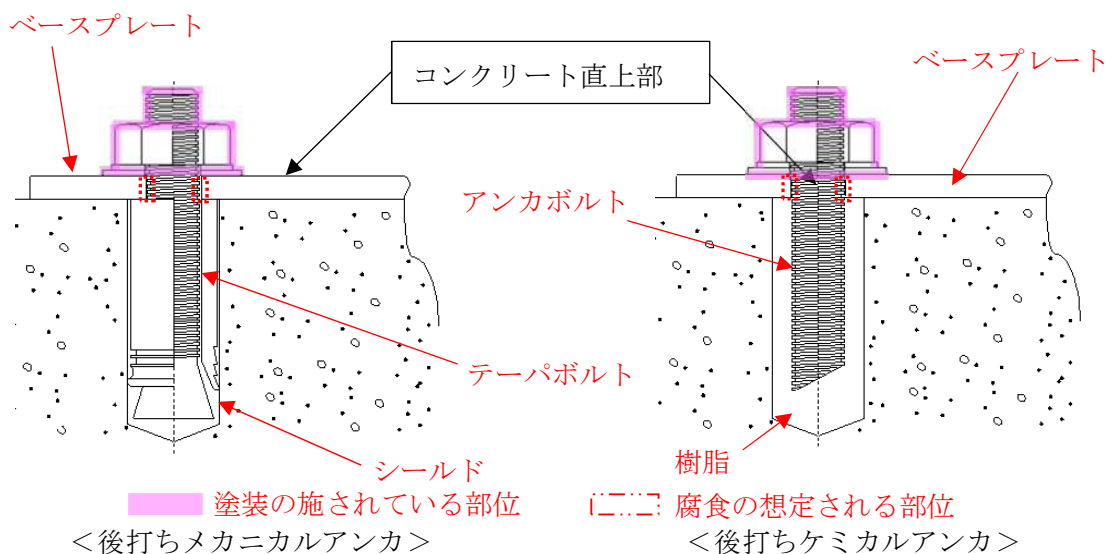


図5 後打ちアンカボルト概要図

⑥ 動的機能維持に係る耐震安全性評価

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

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		
			応答加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	機能確認済加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	
S <sub>s</sub>	水平	20	工認値	工認未反映のため追而とします	
			劣化状況評価値	4.90 <sup>*1</sup>	6.0
		50	工認値	工認未反映のため追而とします	
			劣化状況評価値	4.90 <sup>*1</sup>	6.0
	鉛直	20	工認値	工認未反映のため追而とします	
			劣化状況評価値	3.37 <sup>*1</sup>	6.0
		50	工認値	工認未反映のため追而とします	
			劣化状況評価値	3.37 <sup>*1</sup>	6.0

\*1 : B22-F010A, B, B22-F032A, Bの最大値（全てB22-F010Aの評価値）を示す

⑦ 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。

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<sub>s</sub> 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<sup>\*1</sup> 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<sup>\*1</sup> 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。

評価結果を表 14 に、影響評価検討結果一覧を表 15 に示す。

表 14 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

	経年劣化考慮前	経年劣化考慮後
燃料集合体相対変位	16.8 mm	16.8 mm
制御棒挿入時間	3.5 秒以内	3.5 秒以内

なお、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 15(1/2) 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。	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、燃料集合体の照射による腐食減肉は制御棒挿入性に影響を与えない。	無

### ⑧ 浸水防護施設の耐震安全性評価

浸水防護施設については、耐震安全上考慮すべき経年劣化事象として腐食（後打ちアンカ）が抽出され、⑤b. で後打ちアンカに腐食を場合においても耐震安全性評価上問題ないことが確認されている。

浸水防護施設に該当する機器の抽出及び耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出過程を別紙 12 に示す

### ⑨ 工事計画認可申請の内容を踏まえた劣化状況評価の見直し

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

(a) 原子炉格納容器内大型機器、機器・配管系の等価繰返し回数の見直しを反映した評価

(b) 東北地方太平洋沖地震の地震観測記録を踏まえた耐震評価

(c) 海水ポンプ室の床応答曲線及び最大応答加速度の見直しを反映した評価

耐震安全性評価への影響範囲や見直し前後の相違点について別紙 13 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

**運転開始後** 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 16 に示す。

表 16 (1/3) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
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, ④, ⑤, ⑧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, ③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 <b>応力腐食割れ</b> 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。	4. (1)⑥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。	4. (1)⑦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がある経年劣化事象の抽出フローにより、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出した結果、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 16 (2/3) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点                      (1) 高経年化技術評価の審査                      ⑩ 動的機器(部位)の抽出                      動的機器(部位)を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の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>3. (1)②に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器(部位)を含めて評価対象としている。</p>
	<p>⑩-1 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。</p>	<p>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。</p>
	<p>⑩-1 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。</p>	
	<p>⑩-1 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。</p>	<p>4. (1)①～⑧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。</p>
	<p>⑩-1 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>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。</p>
	<p>⑩-1 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。</p>	<p>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。</p>
	<p>⑭ 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>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。</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>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>

表 16 (3/3) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>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>4. (1)～(4)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、P L M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 30 年 5 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>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>	<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 17 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 17 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 <sup>*2</sup>
5	炭素鋼配管 <sup>*1</sup> 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。  <sup>*1</sup> ：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

<sup>\*2</sup>：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 方向及び鉛直方向地震力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
- 添付資料 3 原子炉系（蒸気部）配管及び原子炉冷却材浄化系配管の腐食減肉を考慮した耐震評価

## 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压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、原子炉压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（原子炉压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（原子炉压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 附属書 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  $\Delta RT_{NDT}$  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  $\Delta RT_{NDT}$  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)

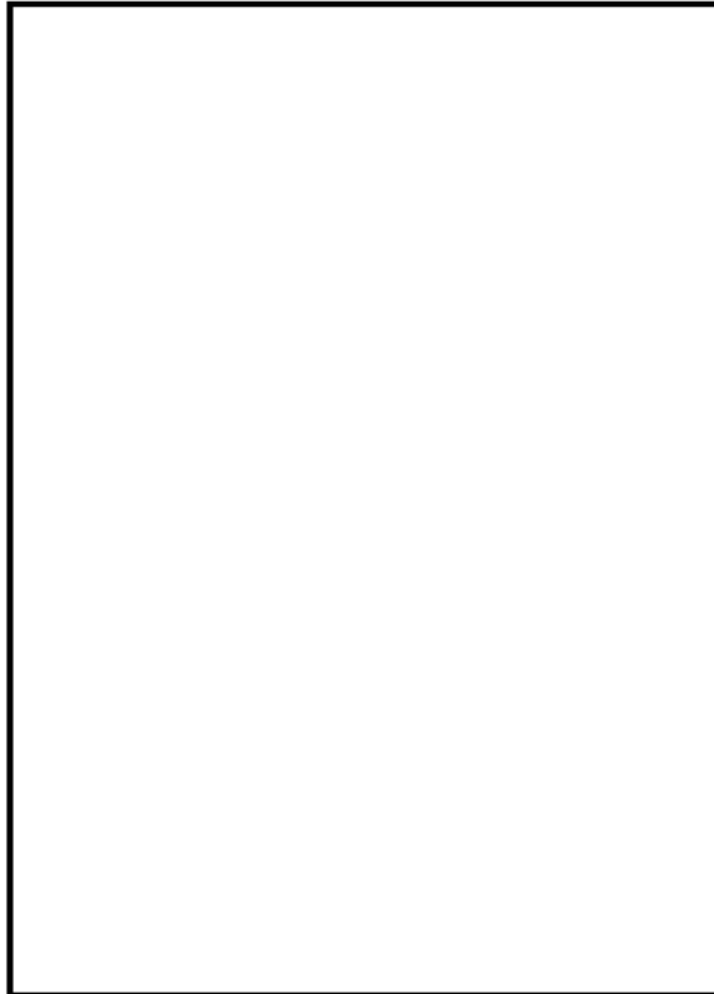


図1 円筒胴の温度分布解析結果

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 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  $\sigma_{t1m}$  及び  $\sigma_{t2b}$  を、ケース3及びケース4については供用状態 A 及び B の軸方向応力  $\sigma_{l1m}$  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<sub>NDT</sub>

T-RT<sub>NDT</sub> 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<sub>NDT</sub> 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<sub>NDT</sub> 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<sub>NDT</sub> 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 <sup>2</sup> ) *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)
		$\sigma_{m1}$	$\sigma_{b1}$	$\sigma_{m2}$	$\sigma_{b2}$	Mm *2 (√m)	Mb *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 $RT_{NDT} + 33 \text{ °C}$	$-16 + 33 = 17 \text{ °C}$
	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 $RT_{NDT} + 50 \text{ °C}$ ）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 $RT_{NDT} + 33 \text{ °C}$	$-12 + 33 = 21 \text{ °C}$
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 $RT_{NDT} + 33 \text{ °C}$	$-16 + 33 = 17 \text{ °C}$
	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 $RT_{NDT} + 67 \text{ °C}$ ）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 $RT_{NDT} + 33 \text{ °C}$	$-16 + 33 = 17 \text{ °C}$
	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 $RT_{NDT} + 89 \text{ °C}$ ）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 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。

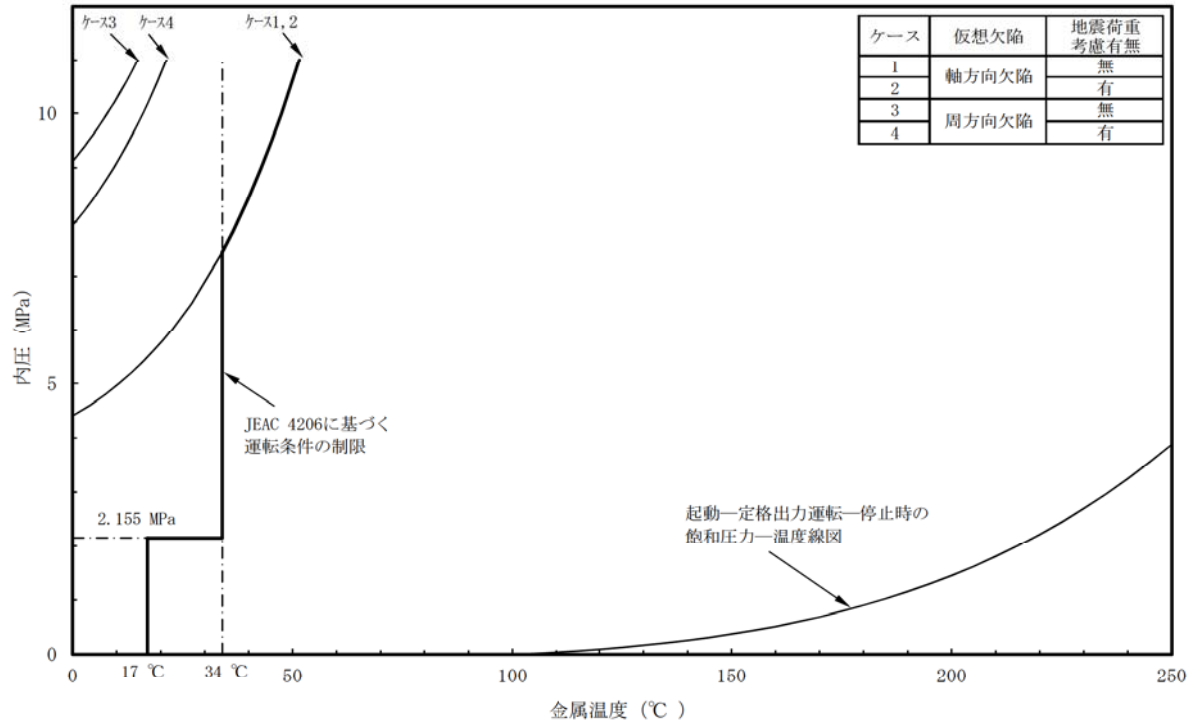


図2 原子炉圧力容器のP-T線図（監視試験による結果：耐圧・漏えい試験時）  
 （運転開始後60年時点：関連温度11℃）

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)
		$\sigma_{m1}$	$\sigma_{b1}$	$\sigma_{m2}$	$\sigma_{b2}$	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

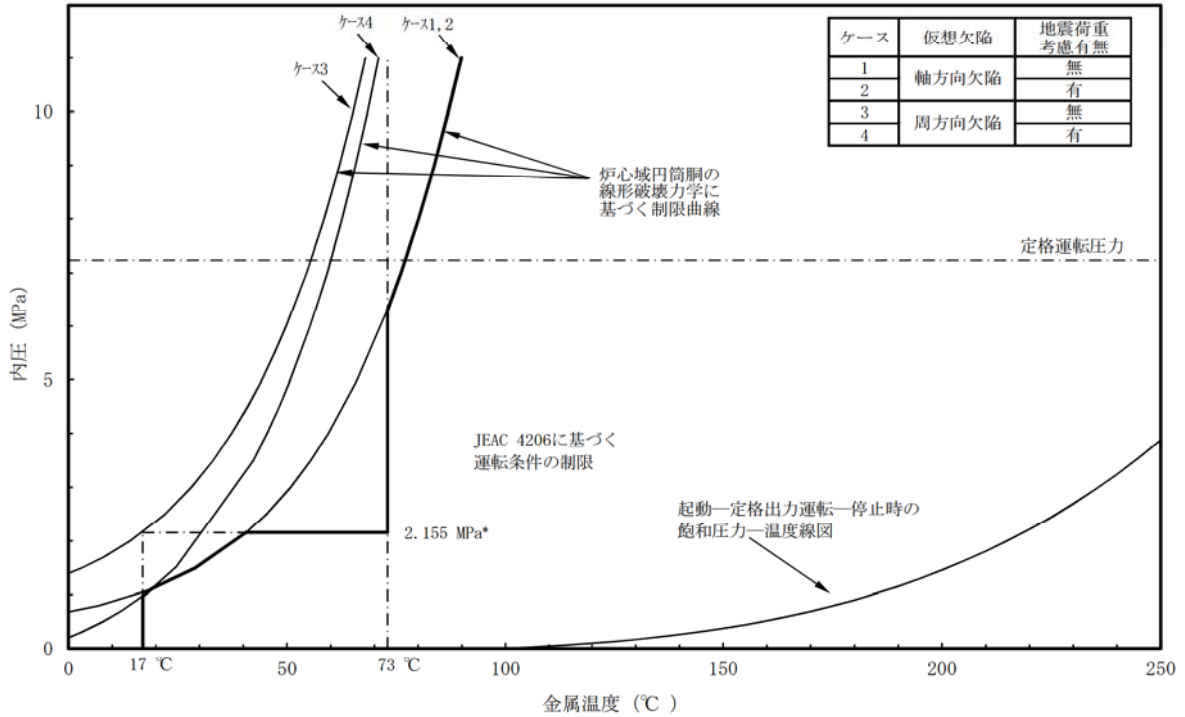
供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求の比較	
			監視試験結果	チャージ No. 毎の構成材料 による結果
耐圧・漏えい 試験（未臨 界）	燃料装荷後	≤ 20 %	-16+33 = 17 °C	
	燃料装荷後	> 20 %	34 °C	
			34 °C (= -16+50) と 11 °C の higher 方	34 °C (= -16+50) と 24 °C の higher 方
燃料装荷前	すべて	-12 + 33 = 21 °C		
供用状態 A 及 び B（耐圧・ 漏えい試験 を除く）	炉心が未臨界	≤ 20 %	-16 + 33 = 17 °C	
	炉心が未臨界	>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

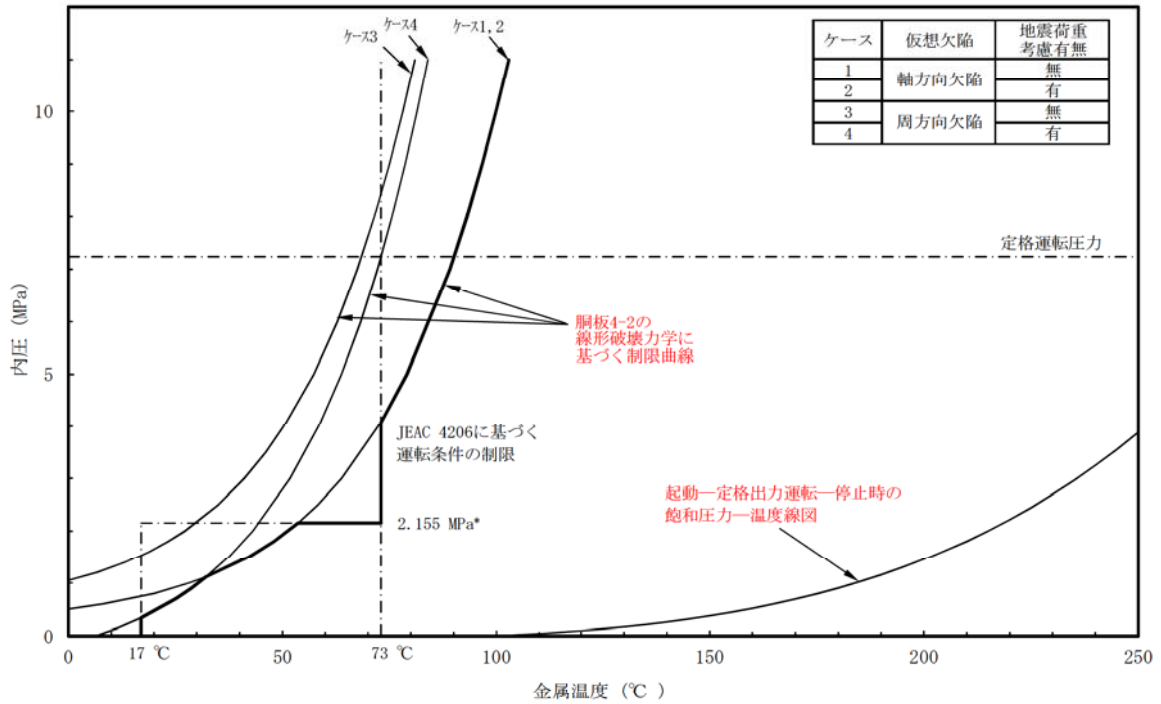
炉心臨界時における監視試験結果による P-T 線図を図 3 に、炉心領域チャージ No. 毎の構成材料による算出結果による P-T 線図を図 4 に、それぞれ示す。

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。



\*: 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 °C)



\*: 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 °C)

### 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  $\Delta RT_{NDT}$  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  $1.6\text{ mm}$  及び外面腐食代  $0.8\text{ mm}$  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  $\sigma_h$  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℃）

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	計算された	要求温度	要求温度 + 22℃マージン
	P (MPa)	σ <sub>t</sub> (MPa)	内径 (mm)	コーナR (mm)	r <sub>n</sub> (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<sub>t</sub> h  
 板厚：t =  mm  
 欠陥深さ：a = t/16  
 関連温度：RT<sub>NPT</sub> = 27 °C (60年中長期の推定値)

\*1：内圧による応力  
 \*2：K<sub>I</sub>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<sub>It</sub>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。

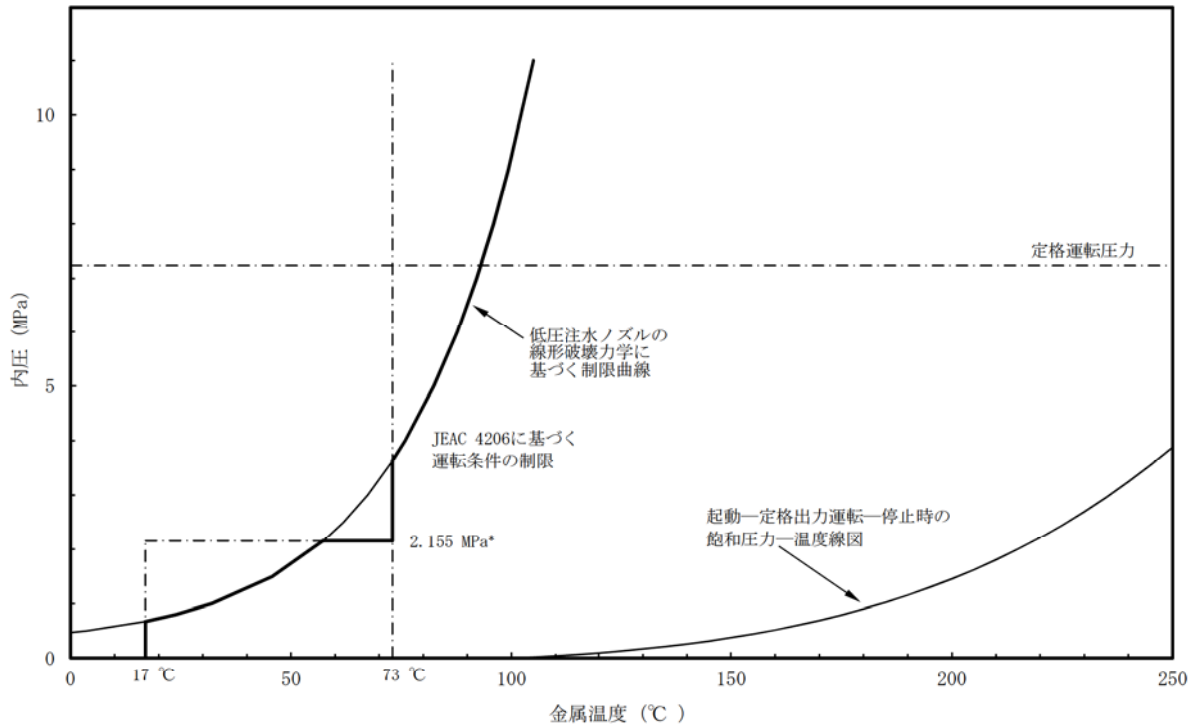
- a. 17 °Cの制限線
- b. 73 °Cの制限線

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。

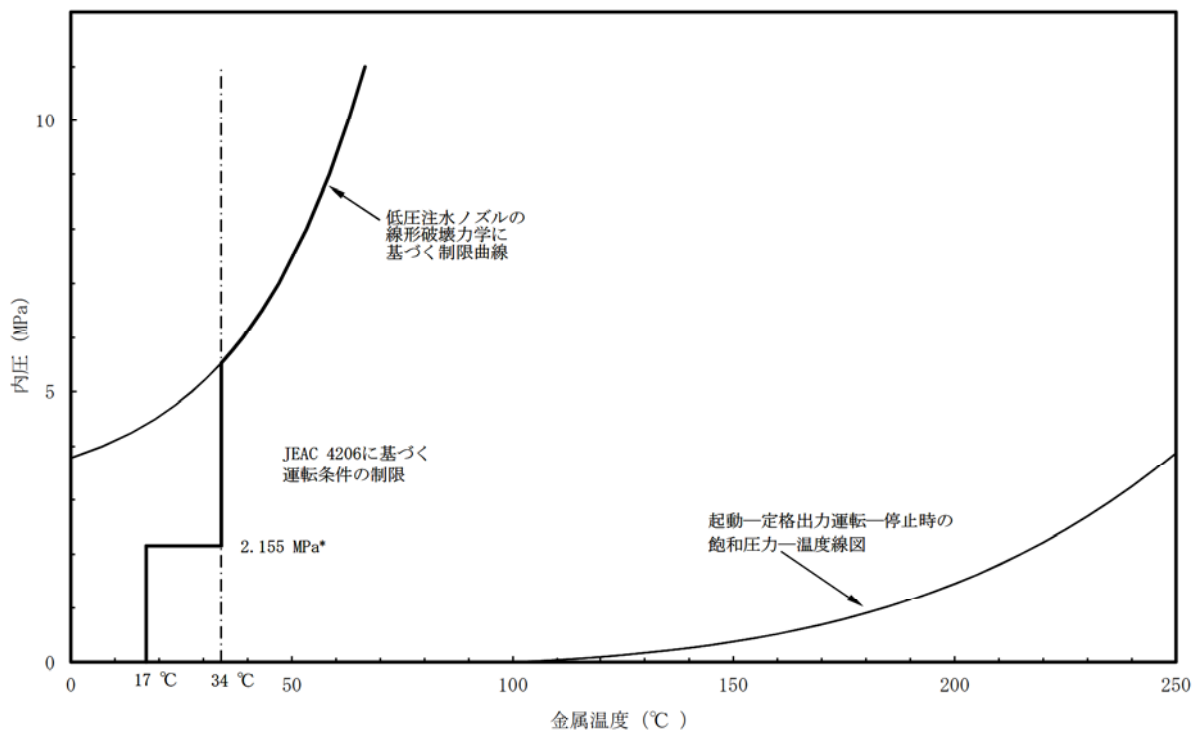
表8 最低温度要求の結果

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



\*: 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 °C)



\*: 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 °C)

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	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	計算された	要求温度
	P (MPa)	$\sigma h$ (MPa)	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： $\sigma h$   
 板厚：t=  mm  
 欠陥深さ：a=  t/16  
 関連温度：R<sub>TNOT</sub>= 27 °C (60年中長期の推定値)

\*1：内圧による応力  
 \*2：K<sub>I</sub>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<sub>I t</sub>を加えたもの。

#### 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、原子炉压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

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、クラッドがないことから内面腐食 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  $\sigma_h$  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、**最大温度差による  $K_{IT}$  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「V-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」では、中性子照射脆化を考慮した破壊靱性の評価は円筒胴 3 及び 4 について実施することとしており、中性子照射量を考慮する位置は内表面及び表面欠陥からの仮想欠陥深さ  $1/4t$ 、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 JEAC4206 附属書 A 及び附属書 F による評価結果として  MPa・ $\sqrt{m}$ 、耐圧・漏えい試験温度は 55 °C である。

一方、中性子照射脆化評価では、円筒胴 3 及び 4 については補正工認と同様の評価であるものの、低圧注水ノズルコーナー部については、運転開始後 60 年時点での中性子照射量は  $1.0 \times 10^{21}$  n/m<sup>2</sup> 未満の範囲であり炉心領域胴に比して脆化の程度が小さく、特別点検 (RPV) 追加評価に合わせて実施した点検結果として有意な欠陥が確認されていないため、仮想き裂深さ  $1/16t$  は検出可能であることから、JEAC4206 附属書 F-4000 に基づき、仮想き裂深さ  $1/16t$  を考慮した評価としている。

(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。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。図 6 及び図 8 には補正工認における評価点をプロットしている。

以上より、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。

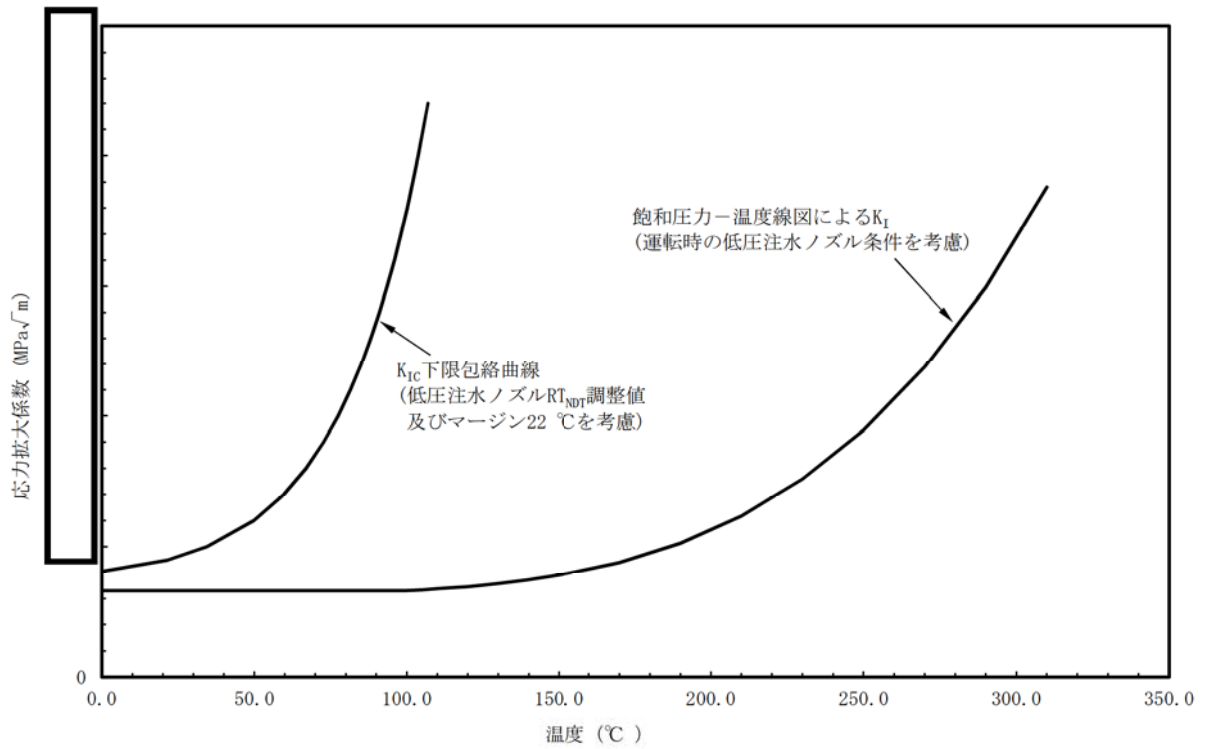


図5 原子炉压力容器  $K_{Ic}$  下限包絡曲線と  $K_I$  曲線 (低圧注水ノズル：炉心臨界時)  
(運転開始後 60 年時点：関連温度 27 °C)

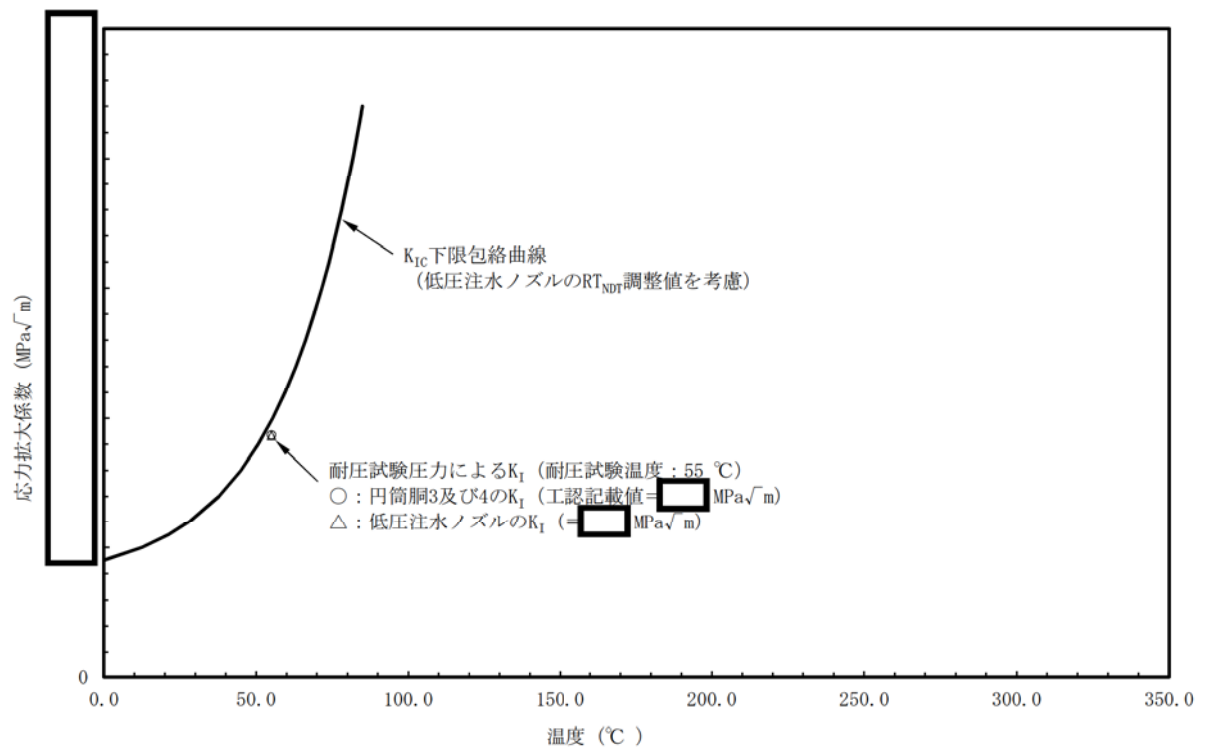
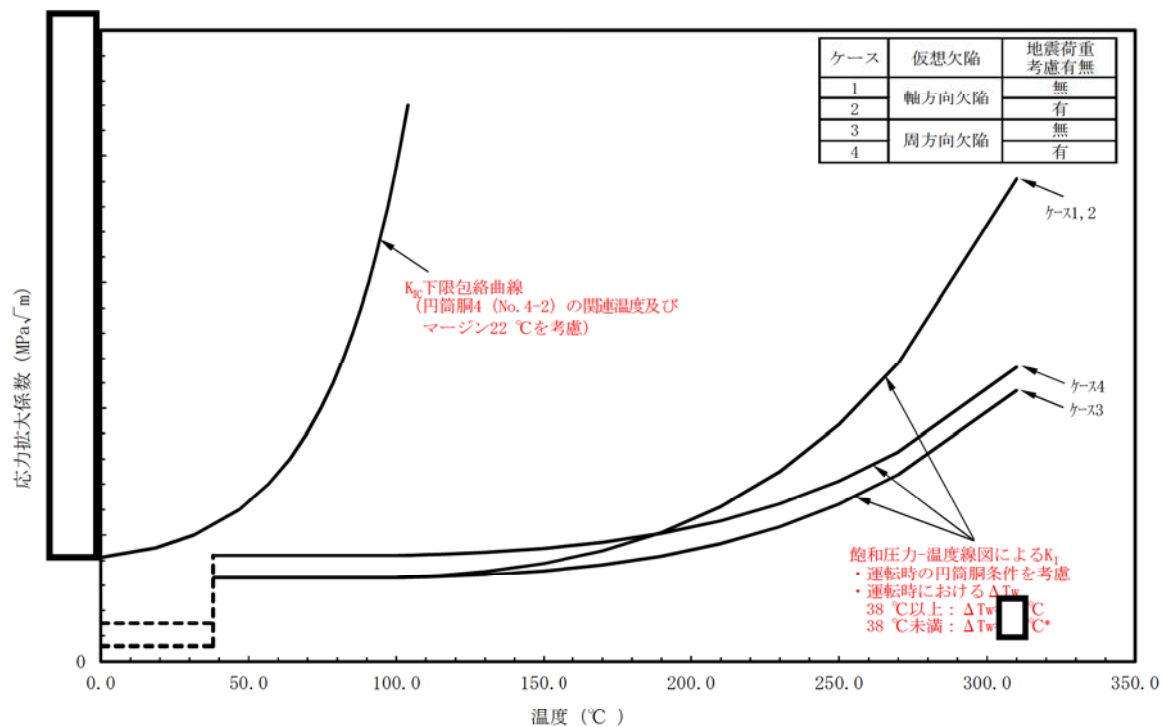


図6 原子炉压力容器  $K_{Ic}$  下限包絡曲線と  $K_I$  (低圧注水ノズル：耐圧・漏えい試験時)  
(運転開始後 60 年時点：関連温度 27 °C)



\*: 東海第二の熱サイクル図上, 38 °C以下の条件はないことから  $K_I$  曲線を破線とし, 円筒胴内面の金属温度が 40 °C を下回る際の最大値として  $\Delta T_w = \square$  °C を設定している。

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)

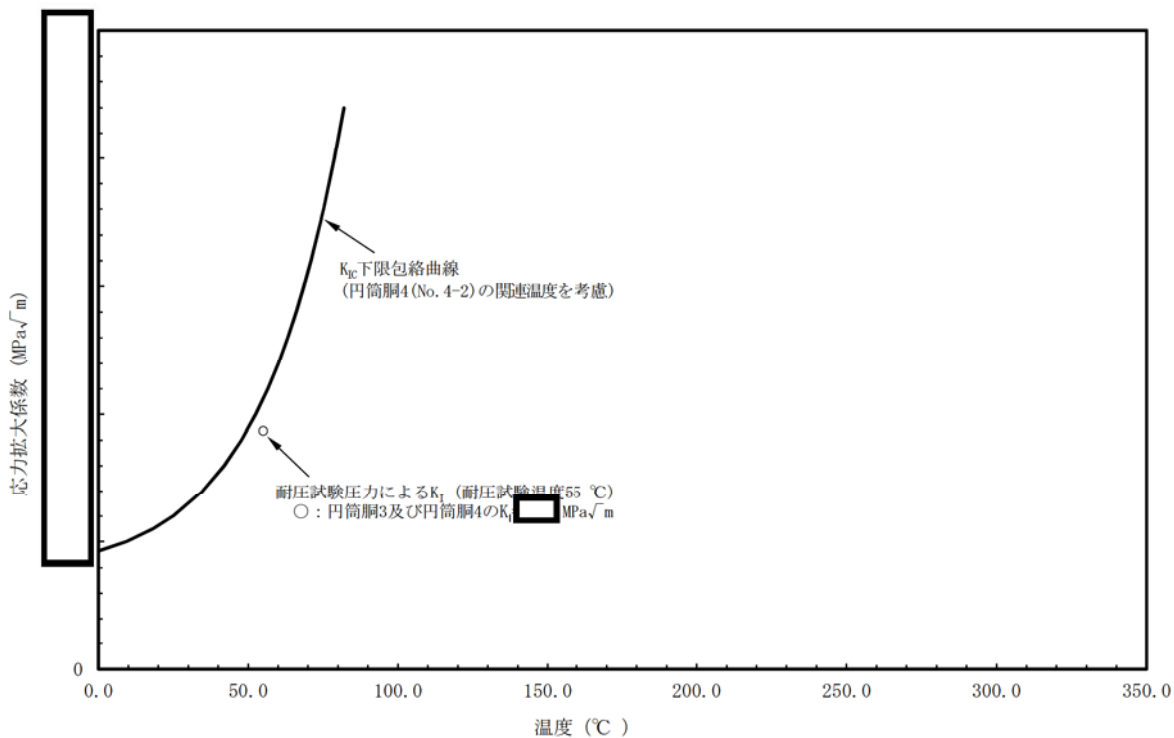


図8 原子炉压力容器  $K_{IC}$  下限包絡曲線と  $K_I$  (炉心領域胴: 耐圧・漏えい試験時)  
(運転開始後 60 年時点: 関連温度 24 °C)

## 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。</p>	<p>「4. <math>K_{IC}</math> 下限包絡曲線と <math>K_I</math> 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 <math>K_I</math> を評価した結果、破壊力学上の許容限界である <math>K_{IC}</math> 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を考慮した耐震安全性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	°	$2\theta$	180
胴外径	mm	do	
胴内径	mm	di	
胴板断面二次モーメント	mm <sup>4</sup>	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 <sub>0</sub>	
質点質量 (図2参照)	kg	m <sub>1</sub>	4450
	kg	m <sub>2</sub>	7850
設計降伏点	MPa	S <sub>y</sub>	141
設計引張強さ	MPa	S <sub>u</sub>	437
基準点からの距離 (図2参照)	mm	H <sub>1</sub>	
	mm	H <sub>2</sub>	
設計地震力	-	C <sub>H</sub>	2.325
胴板材質	-	-	SUS316L
重力加速度	m/s <sup>2</sup>	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に示すとおり1gpm(0.2271m<sup>3</sup>/h)の漏えい量以上となる半周の貫通亀裂<sup>\*</sup>を想定し、図2に示すとおり2質点系のモデルにて評価している。

<sup>\*</sup> 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(0.2271m<sup>3</sup>/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。

漏えい亀裂角度35°の算出過程を添付資料1に示す。

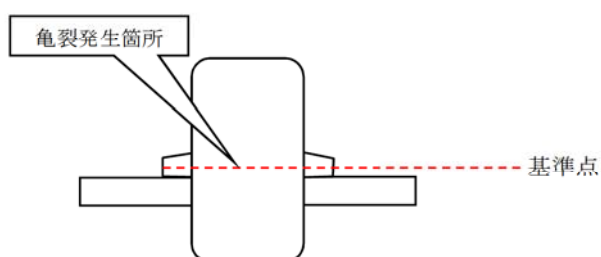


図1 廃液濃縮器蒸発缶亀裂想定箇所

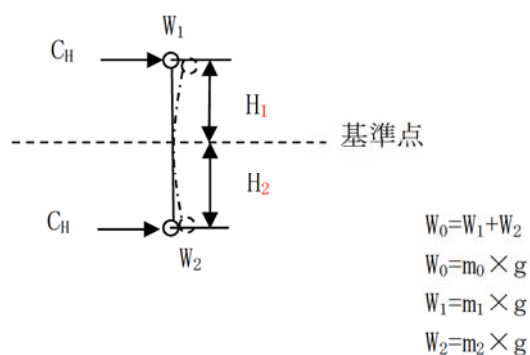


図2 地震評価モデル

### 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,  $S_d$ -14,  $S_d$ -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%

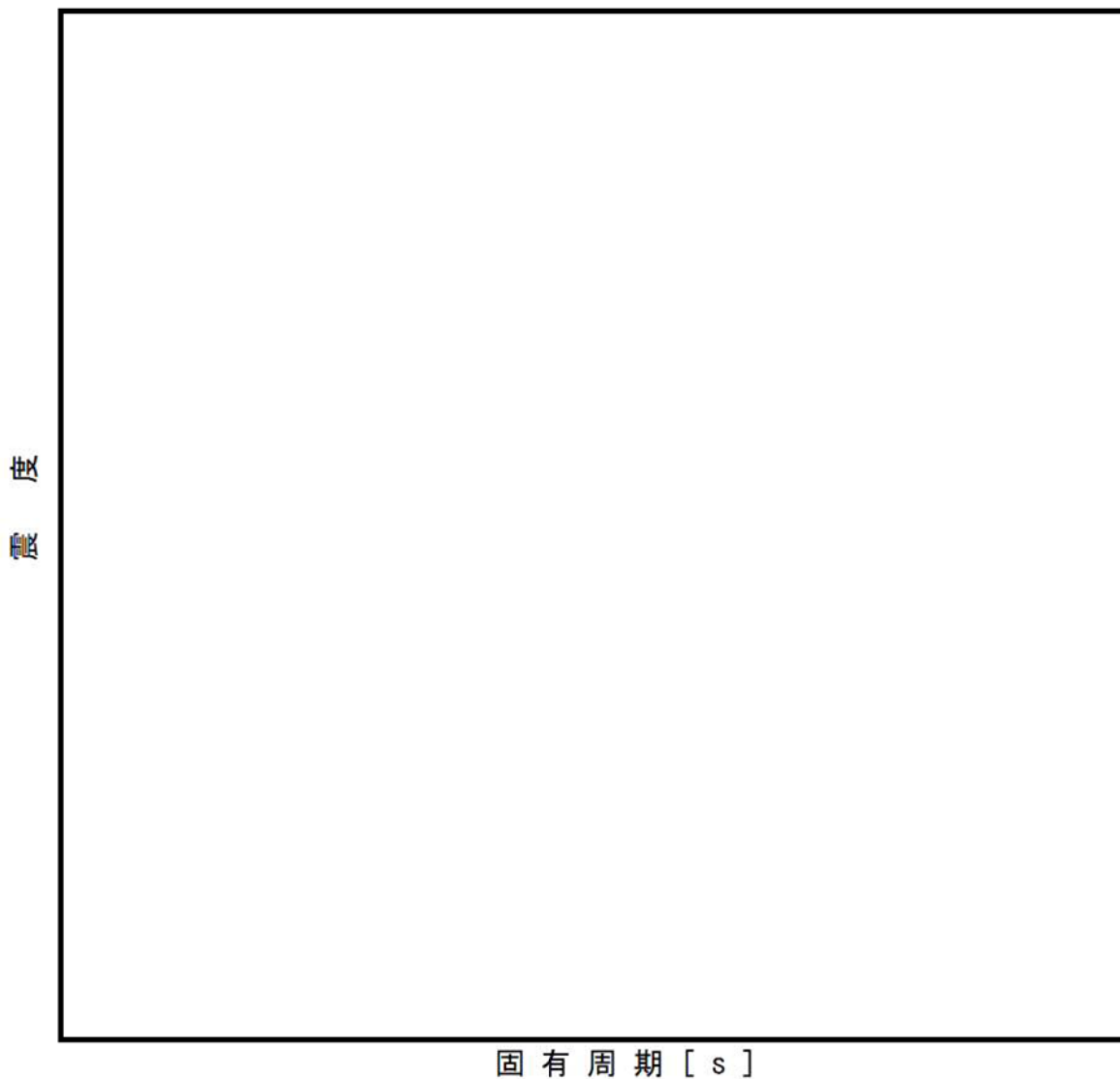


図3 廃液濃縮器蒸発缶設置場所（原子炉建屋3階）の床応答スペクトル

#### 4. 算出過程

##### (1) 地震時発生応力

JEAG4601-1987 6.6.3(1)f. ラグ支持たて置円筒型の算出式を準用し地震時の発生応力を算出する。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

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

##### 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

$$\begin{aligned}
 P_m &= \frac{P \times d_o}{4 \times t} \\
 &= \frac{0.35 \times \square}{4 \times \square} = 21.175 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

$P_b'$  : 曲げ応力

$$\begin{aligned}
 P_b' &= \frac{2 \times \sigma_f \times (2 \sin \beta - \sin \alpha)}{\pi} \\
 &= \frac{2 \times 289 \times (2 \sin(0.670306 \dots) - \sin(1.57079 \dots))}{3.14159} = 44.6070 \dots \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \sigma_f &= \frac{S_y + S_u}{2} \\
 &= \frac{141 + 437}{2} = 289 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \beta &= \frac{\left[ \pi - \alpha - \left( \frac{P_m}{\sigma_f} \right) \times \pi \right]}{2} \\
 &= \frac{\left[ 3.14159 \dots - 1.57079 \dots - \left( \frac{21.175}{289} \right) \times 3.14159 \dots \right]}{2} = 0.670306 \dots \text{ [rad]}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \alpha &= \frac{\theta}{180 \times \pi} \\
 &= \frac{90}{180} \times 3.14159 \dots = 1.57079 \dots \text{ [rad]}
 \end{aligned}$$

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

漏えい亀裂角度35° の算出過程

- (1) 廃液濃縮器蒸発缶からの溢水の流出流量は、スリット状の亀裂面積から損失係数を考慮した以下の計算式より求められる。

$$v^2 = \frac{2 \times g \times h}{\xi} \quad (\text{機械工学便覧 A5-78より})$$

$$v = \sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}}$$

両辺にAを掛けて、流量を求める式とすると

$$Q = A \times \sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}} \times 3600$$

Q : 流出流量 (m<sup>3</sup>/h)    1gpm=0.2271(m<sup>3</sup>/h)

A : 断面積 (m<sup>2</sup>)

H : 水頭 (m)    0.35MPa=35m

g : 重力加速度 9.8(m/sec<sup>2</sup>)

ξ : 損失係数    1.5\*1 (機械工学便覧より)

- (2) (1)より1gpm (0.2271m<sup>3</sup>/h) の漏えい時の亀裂面積は以下の計算式により求められる。

$$A = \frac{Q}{\sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}} \times 3600}$$

- (3) 亀裂角度は、亀裂面積をSCCによる亀裂幅で割って亀裂周長を求め角度に変換する以下の計算式によって求まる。

$$\theta = \frac{A}{t} \times \frac{360}{\pi \times Di}$$

θ : 亀裂角度 (°)

Di : 胴内径 (m) 2.4m

t : SCCによる亀裂幅 (m) 4×10<sup>-6</sup>(m)

- (4) よって、1gpm の漏えいが発生する時の亀裂角度は以下の計算式のとおり算出される。

$$\begin{aligned} \theta &= \frac{Q}{\sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}} \times 3600} \times \frac{360}{\pi \times Di \times t} \\ &= \frac{0.2271}{\sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times 35}{1.5}} \times 3600} \times \frac{360}{\pi \times 2.4 \times 4 \times 10^{-6}} \\ &\doteq 35^\circ \end{aligned}$$

\*ξ：損失係数 1.5

スリット状のき裂からの流出計算においては、以下の考え方に基づき機械工学便覧のA5-77の(c)の損失係数 Kを用いている。スリット状のき裂部の損失係数は、き裂の入口部の損失係数と出口部の損失係数の合計となる。入口部の損失係数は、その形状より、新版機械工学便覧A5-77, 11・3・3の(c)が最も近いことから0.5となる。一方、出口部の損失係数は、断面積が急激に広がることから新版機械工学便覧A5-77, 11・3・4のa. のiから1.0となる。

以上より、損失係数は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}\text{損失係数 } \Sigma K &= \text{入口部の損失係数} + \text{出口部の損失係数} \\ &= 0.5 + 1.0 \\ &= 1.5\end{aligned}$$



図1 入口部及び出口部の損失係数

## 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全評価について

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

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

## 1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）に対する耐震安全性評価

## (1) 評価対象ラインの抽出について

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

## (2) 評価対象ライン数

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

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

## (3) 評価対象ライン

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

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

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



#### (4) 使用する地震動

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

#### (5) 評価内容

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

#### (6) 評価結果

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

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



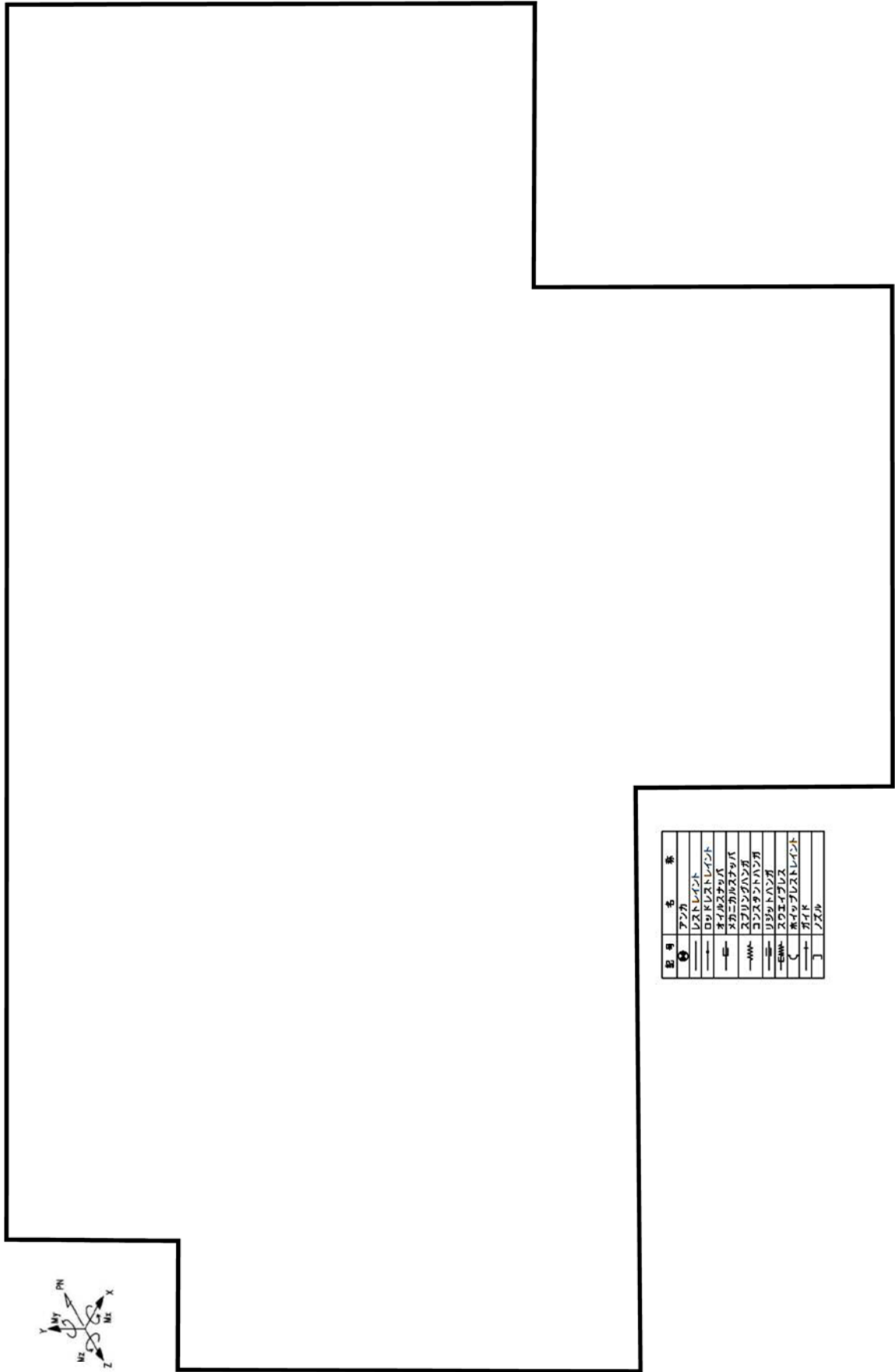
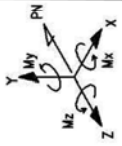
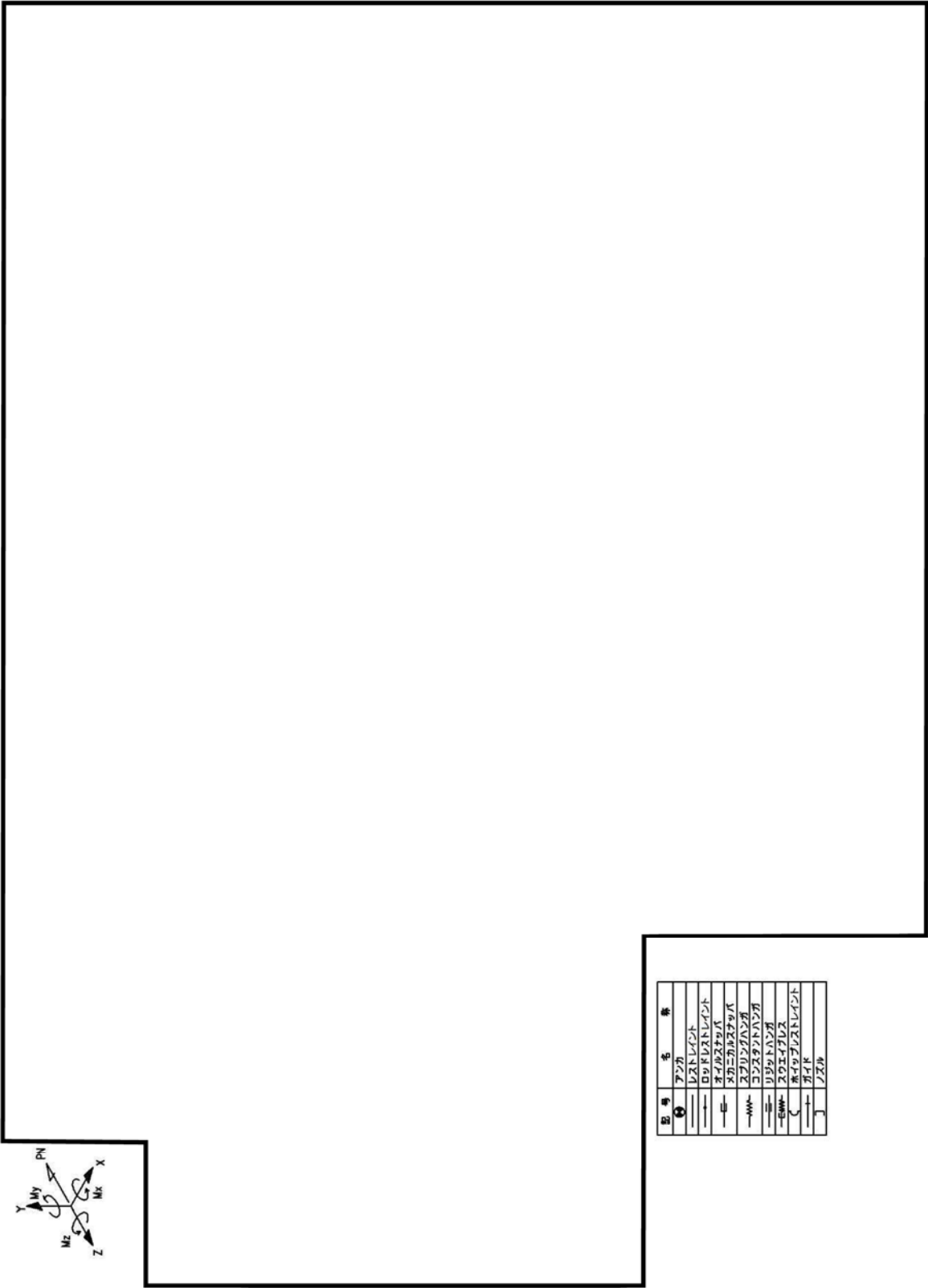


図2 原子炉系（純水部）[クラス1ー耐震Sクラス] アイソメ図





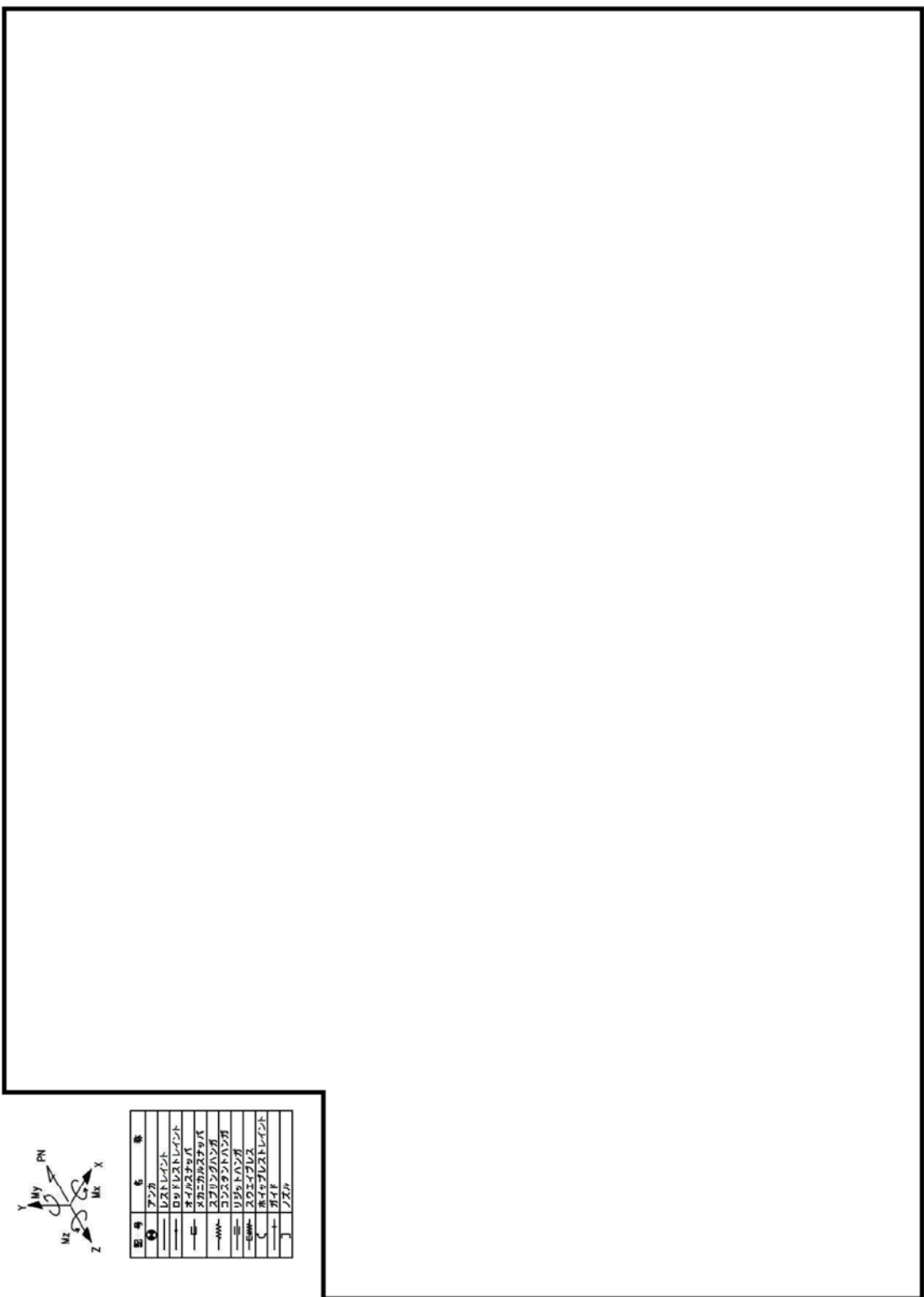


記号	名	番
①	アンカ	
—	レストレイント	
—	ロッドレストレイント	
—	オイルスタップ	
—	マカニカルスタップ	
—	スプリングハンダ	
—	コンスタントハンダ	
—	リフトハンダ	
—	スウェーブル	
—	ワイヤブレストレイント	
—	ワイヤ	
—	ノズル	

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

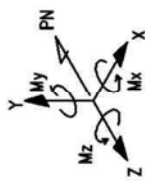






記号	記号	名称
$\odot$	ア	ア
—	レ	レ
—	ロ	ロ
—	ハ	ハ
—	ニ	ニ
—	ホ	ホ
—	ヘ	ヘ
—	ト	ト
—	チ	チ
—	リ	リ

図6 復水系 [クラス3-耐震Bクラス] アイソメ図



記号	名称
●	アソカ
○	レストレイント
→	ロックレストレイント
⇄	オイルスタンプ
⇄	メカニカルスタンプ
—	スプリングハンガ
—	コンスタントハンガ
—	リジッドハンガ
—	スウェイブレス
⌋	ホイップレストレイント
+	ブレイク
]	フズル

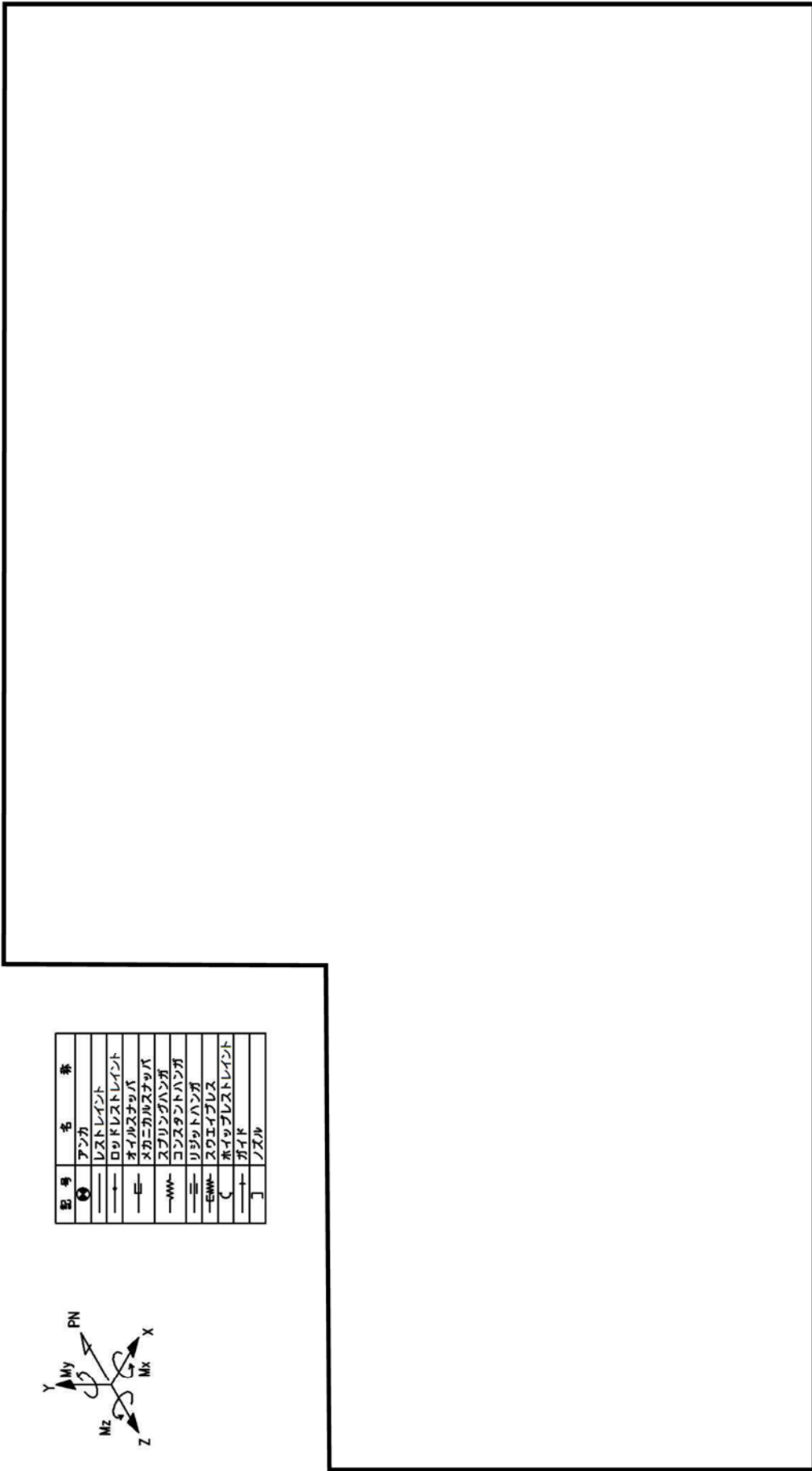
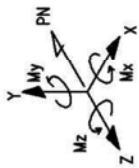


図7 給水系 [クラス2-耐震Sクラス] アイソメ図



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

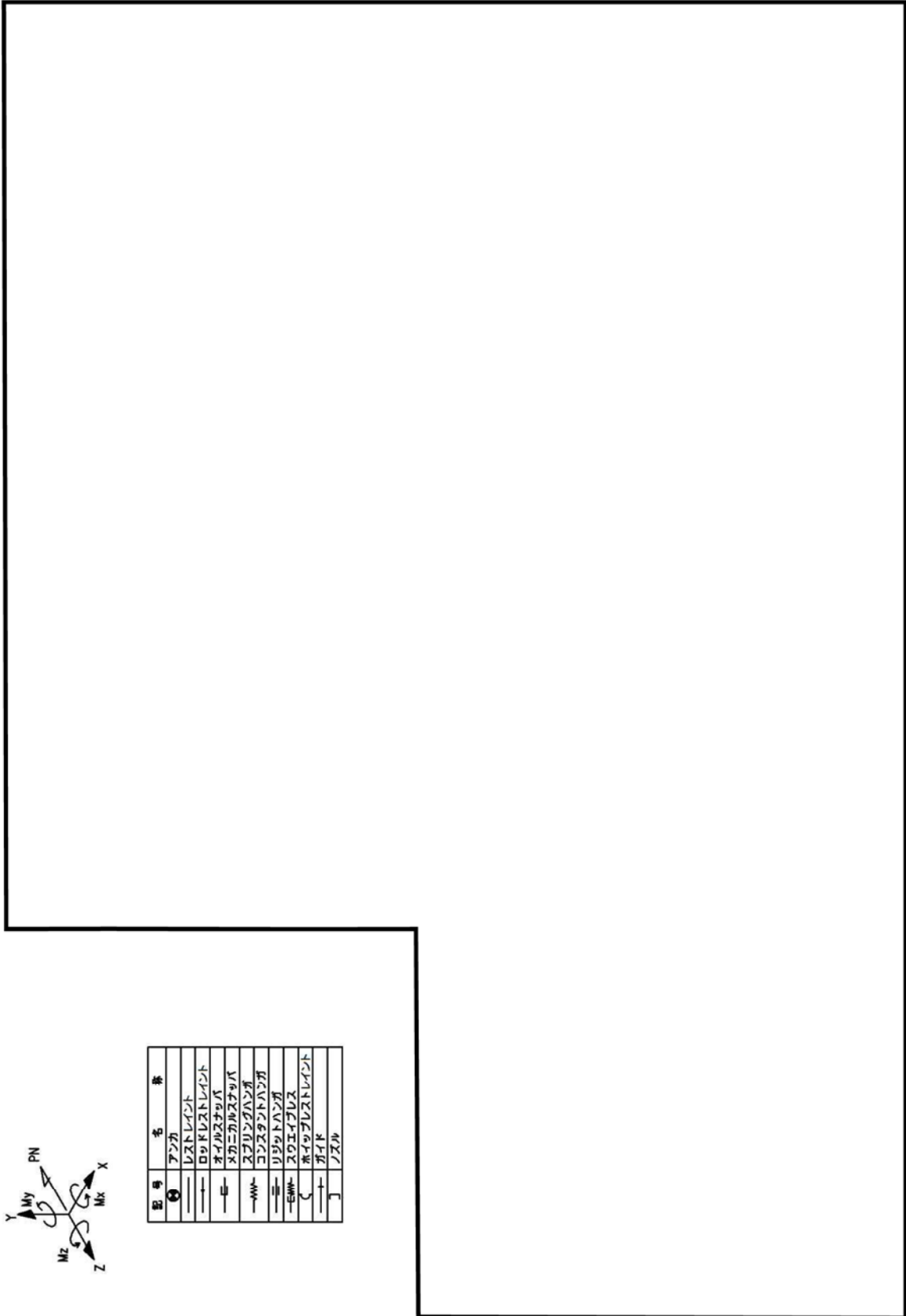
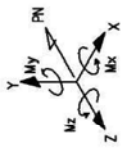


図8 給水系 [クラス2-耐震Bクラス] アイソメ図



記号	名称
$\odot$	アング
$\ominus$	レストレスト
$\rightarrow$	ロトルストレスト
$\leftarrow$	キカスツバ
$\sim$	クハニクツバ
$\sim$	スツバツバ
$\sim$	コナツバ
$\sim$	リツバ
$\sim$	スツエツバ
$\sim$	クハツバ
$\sim$	レストレスト
$\sim$	アング

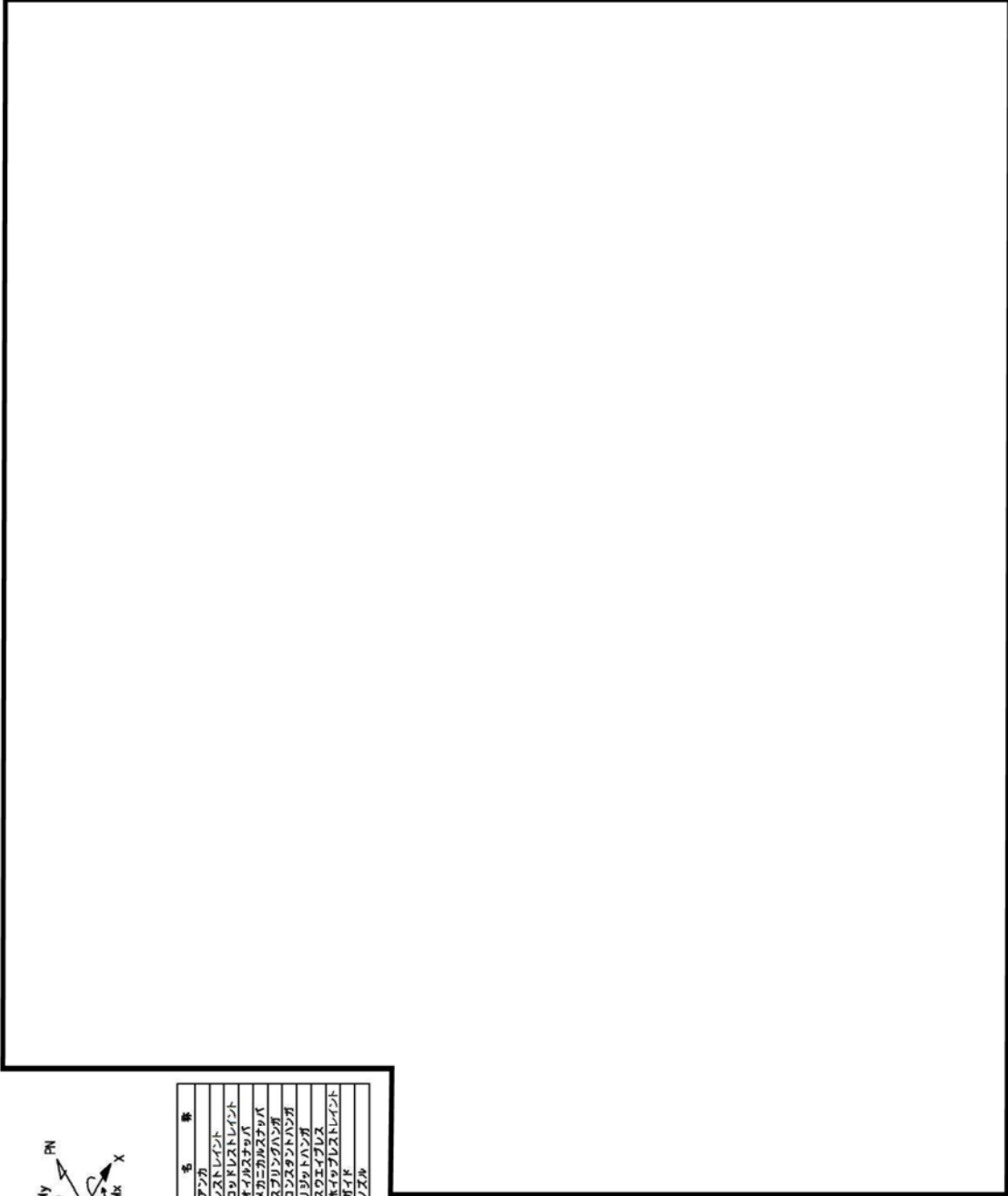
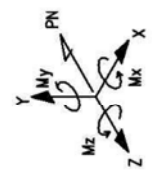


図9 給水系 [クラス3-耐震Bクラス] アイソメ図



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

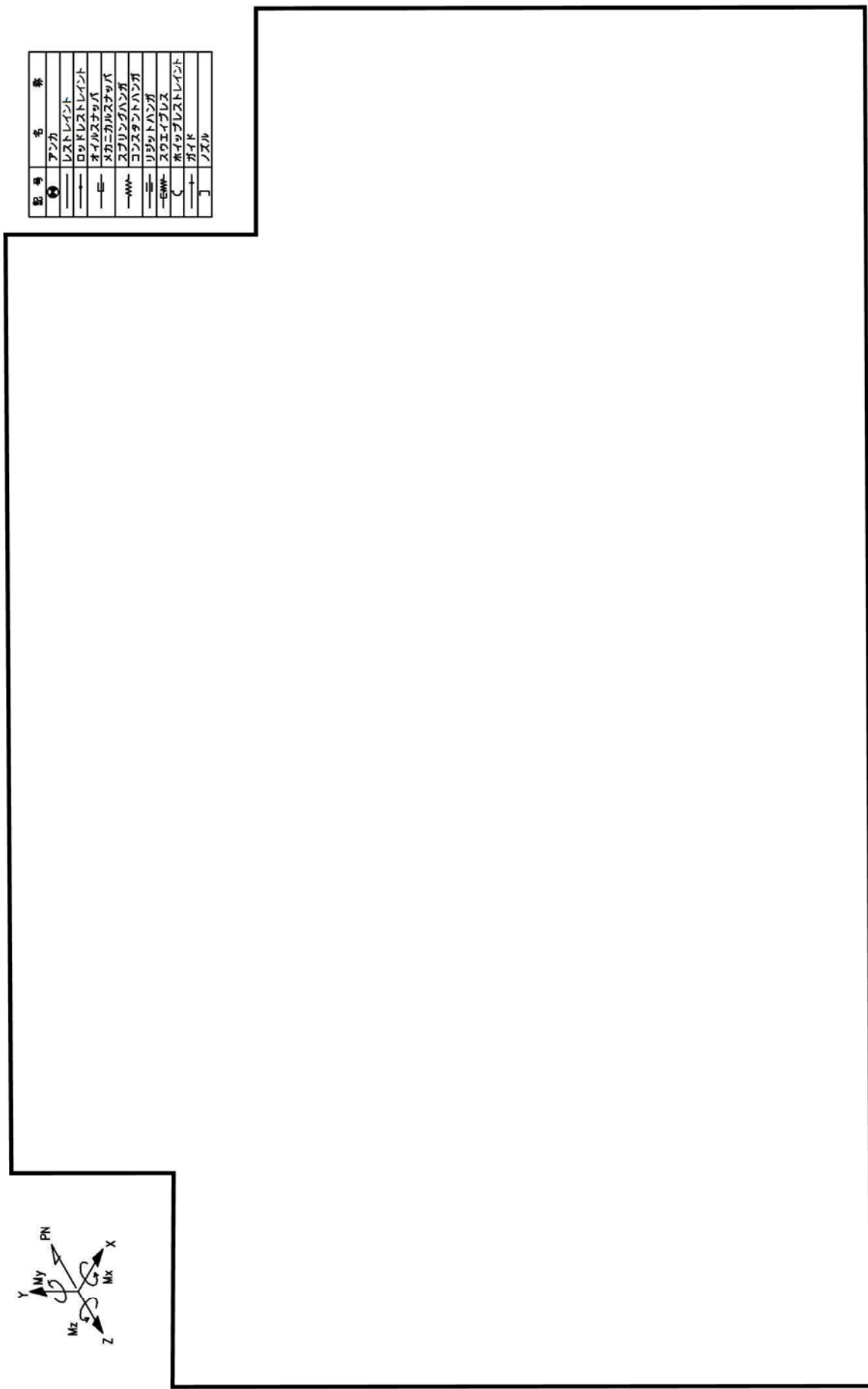


図 10 給水加熱器ドレン系 [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図

表1 原子炉系（蒸気部）配管の60年時点板厚における疲労累積係数の算出結果

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

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

## 原子炉系（蒸気部）配管の 60 年時点板厚における疲労累積係数の算出過程

## 1. 評価仕様

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

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

疲労累積係数の算出に用いる配管仕様を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）配管の配管仕様

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

\* 1 : ( ) 内の数値は減肉前の公称板厚を示す

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

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



## 2. 算出過程

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

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

算出に用いた諸元を表2に示す。

表2 原子炉系（蒸気部）配管の諸元

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

注：諸元欄の“—”は計算結果を参照

(2) Ss 地震動による疲労累積係数の算出過程

➤ 一次+二次応力を算出する。

JEAG4601 2.2.1 項 第1種管の許容応力の解説(6)

“a. 管台及び突合せ溶接式テーパー” より

$$\begin{aligned}
 S_n &= \frac{C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} + \frac{3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} \\
 &= \boxed{\phantom{000000}} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ ピーク応力強さを算出する。

JEAG4601 2.2.1 項 第1種管の許容応力の解説(8)

“a. 管台及び突合せ溶接式テーパー” より

$$\begin{aligned}
 S_p &= \frac{K_{2b} \cdot C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{K_{2r} \cdot C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} + \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} \\
 &= \boxed{\phantom{000000}} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ 繰り返しピーク応力強さを算出する。

JEAG4601 2.2.1 項 第1種管の許容応力の解説(7)より

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

A式のK e係数を算出する。

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

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

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$  となる。

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

表 PVB-3315-1 より

材料の種類	炭素鋼
q	3.1
A <sub>0</sub>	0.66
B <sub>0</sub>	2.59

a.  $K < B_0$  のとき

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

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

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

①式  $\geq$  ②式より (b) の  $K_e$  式を使用する。

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

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

$$= 2.17509 \dots \rightarrow 2.20$$

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

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

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

➤ 設計疲労線図より許容繰返し回数を算出する。

JSME 設計・建設規格 第4章 添付 4-2 より

繰返しピーク応力強さの縦弾性係数による補正

( $E$  は使用温度である  $302^\circ\text{C}$  の値)

$$E = 1.82840E + 05$$

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

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

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

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

➤ 疲労累積係数（UF）を算出する。

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

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

### 3. 評価結果

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

表3 原子炉系（蒸気部）配管の60年時点板厚における疲労累積係数

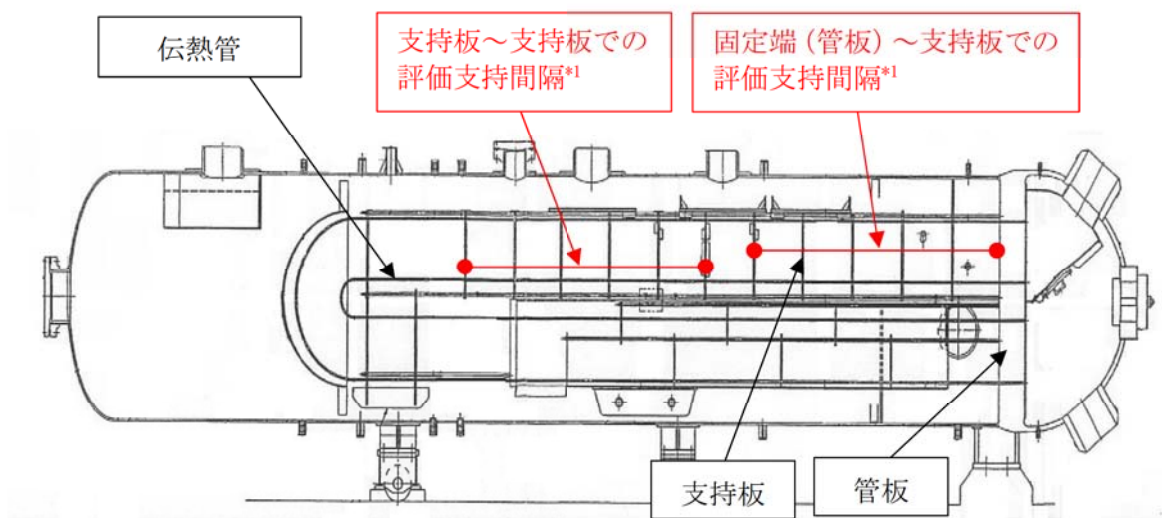
	地震動による 疲労累積係数	通常運転時の 疲労累積係数	合計	許容値
Sd 地震時	0.1077	0.4580	0.5657	1以下
Ss 地震時	0.5117	0.4580	0.9697	

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<sup>\*1</sup>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* <sup>1</sup>
外径	Do	[Redacted]
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	[Redacted]
最高使用温度	—	205 °C
支持間隔（固定（管板）～支持（管支持板））	L	[Redacted]
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* <sup>2</sup>

\*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 (%)

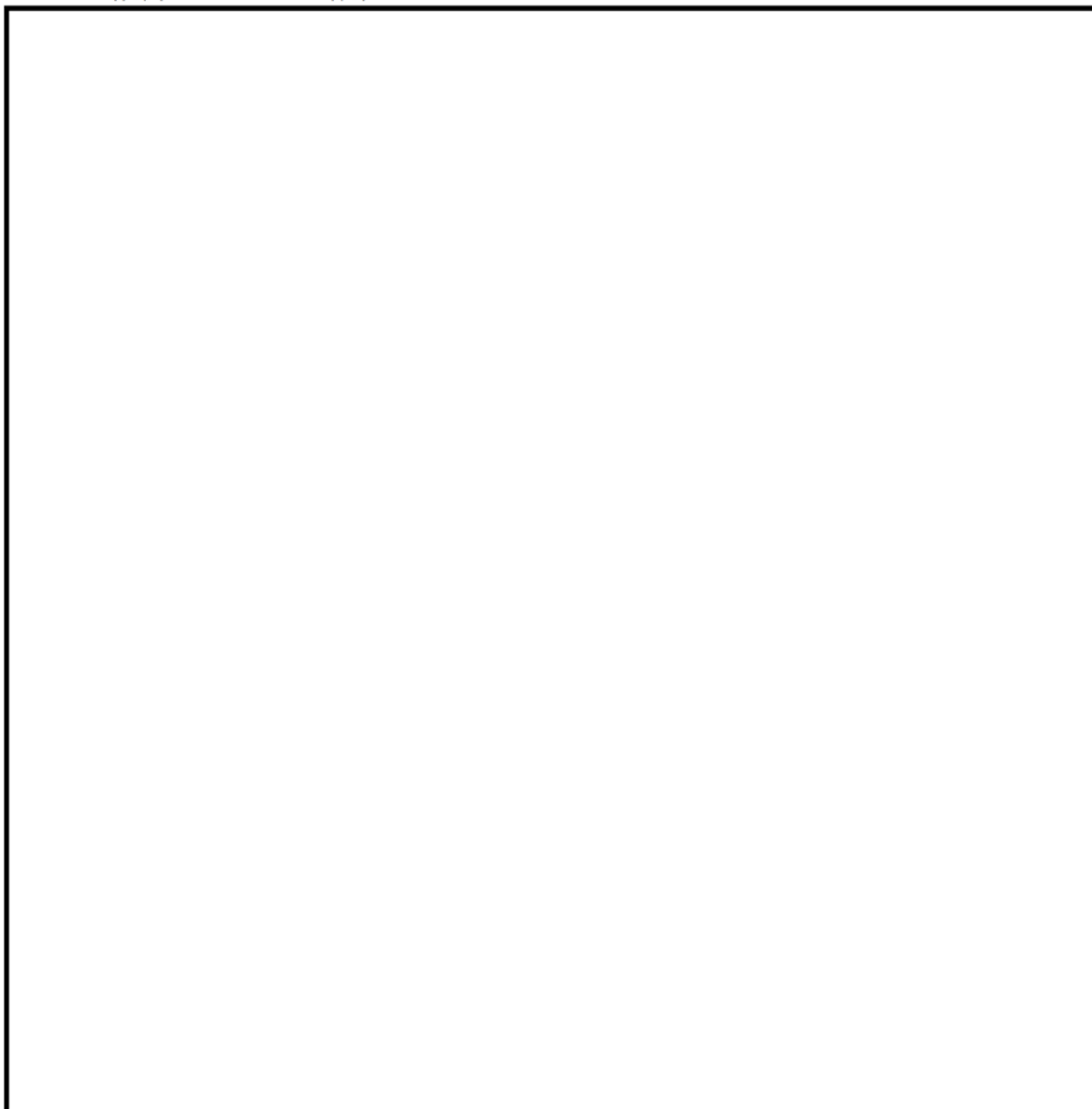


図2 第3給水加熱器設置場所(タービン建屋1階)の床応答スペクトル



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[m<sup>4</sup>]を以下により求める。

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

D<sub>o</sub> : 伝熱管外形[m]

D<sub>i</sub> : 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。

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

γ : 伝熱管比重[kg/m<sup>3</sup>]

(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<sub>e</sub>を以下より求める。

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

m<sub>e1</sub> : チューブ内付加重量[kg/m]

m<sub>e2</sub> : チューブ外付加重量[kg/m]

m<sub>e3</sub> : チューブの単位当たりの重量[kg/m]

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

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

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

ρ<sub>i</sub> : 内部流体重量[lb/ft<sup>3</sup>]

(内部流体の温度及び圧力より非体積を算出)



$$\begin{aligned}
me2[\text{kg/m}] &= 0.00545 \times \rho_o[\text{lb/ft}^3] \times Do^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
&= 0.00545 \times \boxed{\phantom{000}} [\text{lb/ft}^3] \times (\boxed{\phantom{000}})^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
&= \boxed{\phantom{000}} [\text{kg/m}]
\end{aligned}$$

$\rho_o$  : 外部流体重量[ $\text{lb/ft}^3$ ]

(外部流体の圧力から飽和蒸気の非体積を算出)

$$me3 = m = \boxed{\phantom{000}} [\text{kg/m}]$$

したがって、チューブの相当重量 :  $me$  は

$$\begin{aligned}
me &= me1 + me2 + me3 \\
&= \boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}} \\
&= \boxed{\phantom{000}} [\text{kg/m}]
\end{aligned}$$

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

$$\begin{aligned}
fn &= \frac{\lambda^2}{2\pi L^2} \times \sqrt{\frac{E \times 10^6 \times I}{me}} \quad (\text{機械工学便覧 A3 編 力学・機械力学より}) \\
&= \frac{\pi^2}{2 \times \pi \times (\boxed{\phantom{000}})^2} \times \sqrt{\frac{1.824 \times 10^5 \times 10^6 \times \boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{000}}}} \\
&= \boxed{\phantom{000}} [\text{Hz}]
\end{aligned}$$

$\lambda$  : 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。

$$\begin{aligned}
T &= \frac{1}{fn} \\
&= \frac{1}{\boxed{\phantom{000}}} = \boxed{\phantom{000}} [\text{s}]
\end{aligned}$$

(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。

$$\begin{aligned}
Z &= \frac{\pi (Do^4 - Di^4)}{32 Do} \\
&= \frac{\pi}{32} \times \frac{((\boxed{\phantom{000}})^4 - (\boxed{\phantom{000}})^4)}{\boxed{\phantom{000}}} = \boxed{\phantom{000}} [\text{m}^3]
\end{aligned}$$

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：Sa[MPa]を以下より求める。

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

許容応力は、評価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「1次膜応力+1次曲げ応力」を考慮しているが、JEAG4601-1987の表6.3.3-8 (Bクラス)にその評価部位及び評価応力に対する許容応力の規定がないことから、保守的に当該材料の許容引張応力S値を用いて、JEAG4601-1987の表6.3.3-1 (Sクラス)の「1次膜応力+1次曲げ応力」で規定している1.5倍を準用し許容応力としている。

(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

3.1 伝熱管の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の影響を確認するた  
め、伝熱管内面に施栓基準までの一様減肉を仮定した耐震安全性評価を実施する。

評価対象である各冷却器の概略図を図1に示す。

また、伝熱管の評価仕様を表1及び表2に示す。

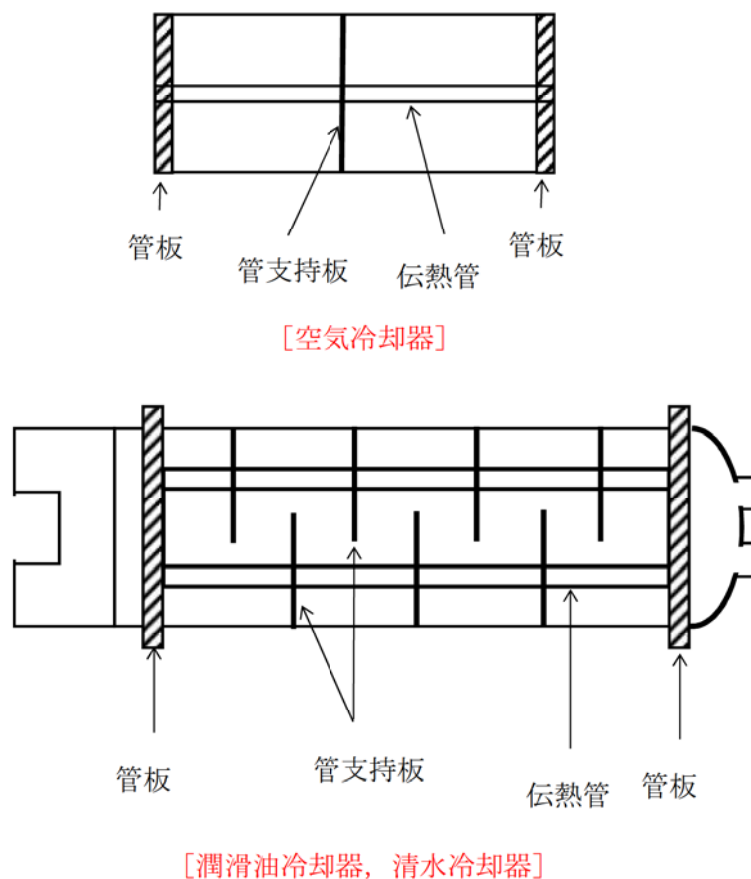


図1 非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関  
及び付属設備の冷却器概略図

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評価仕様

項目	記号	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）	P	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	do	mm			
伝熱管厚さ	t	mm			
伝熱管減肉後内径*1	dic	Mm			
伝熱管減肉後厚さ*1	tc	mm			
減肉を考慮した伝熱管の単位長さ当たりの相当質量	mc	kg/mm			
伝熱管材質	—	—	C7150T	C6871	C6871
支持間隔（固定（管板）～支持（管支持板））*2	La	mm			
支持間隔（支持（管支持板）～支持（管支持板））*2	Lh	mm			
設計引張強さ*4	Su	MPa	365	375	375
評価用震度（水平方向）Ss	CH	—			
評価用震度（鉛直方向）Ss	CV	—			

\*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

\*5：[ ]内は柔構造となる「管支持板から管支持板」の値であり、床応答曲線による震度である。その他は全て剛構造となるため、設置床の最大加速度（1.2ZPA）を用いる

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	記号	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)	P	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	do	mm			
伝熱管厚さ	t	mm			
伝熱管減肉後内径*1	dic	Mm			
伝熱管減肉後厚さ*1	tc	mm			
減肉を考慮した伝熱管の単位長さ当たりの相当質量	mc	kg/mm			
伝熱管材質	—	—	C7150T	C6871	C6871
支持間隔 (固定 (管板) ~ 支持 (管支持板)) *2	La	mm			
支持間隔 (支持 (管支持板) ~ 支持 (管支持板)) *2	Lh	mm			
設計引張強さ (Su) *4	Su	MPa	365	375	375
評価用震度 (水平方向) Ss	CH	—			
評価用震度 (鉛直方向) Ss	CV	—			

\* 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

### 3.2 評価方法

支持間隔の片方の端部形状が固定端（管板），支持端（管支持板）であっても計算手法は同様であるため，ここでは，評価結果において発生応力と許容応力の比が最大である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「管支持板から管支持板」の計算方法について示す。

計算に使用する記号の説明を表3に示す。

表3 計算に使用する記号の説明

記号	記号の説明	単位
$\sigma_{\phi}, \sigma_x$	内圧により伝熱管に生じる周方向一次応力，軸方向一次応力	MPa
Mhc1	自重による曲げモーメント	N・mm
Mhc2	水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
Mhcv	鉛直方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
$\sigma_{xhc1}$	自重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
$\sigma_{xhc2}$	水平方向地震荷重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
$\sigma_{xhcv}$	鉛直方向地震荷重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
Zc	減肉を考慮した伝熱管の断面係数	mm <sup>3</sup>
$\tau_{h2}$	水平方向地震荷重により生じるせん断応力	MPa
$\tau_{hv}$	鉛直方向地震荷重により生じるせん断応力	MPa
Asc	減肉を考慮した伝熱管のせん断断面積	mm <sup>2</sup>
Ac	減肉を考慮した伝熱管の断面積	mm <sup>2</sup>
$\sigma_{\phi h}$	水平方向地震力が作用した場合の伝熱管の周方向一次応力の和	MPa
$\sigma_{xh}$	水平方向地震力が作用した場合の伝熱管の軸方向一次応力の和	MPa
$\tau_h$	鉛直方向地震力が作用した場合の伝熱管のせん断応力の和	MPa
$\sigma_h$	伝熱管の組合せ一次応力	MPa
Su	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表6による最小引張強さ	MPa
Sa	伝熱管の組合せ一次応力に対する許容応力	MPa



### 3.3 入力（地震動）条件

非常用ディーゼル機関（2C，2D号機）附属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管の入力地震動条件として，原子炉建屋（EL. -4.0m）の床応答曲線（基準地震動Ss8波包絡条件，1.5倍の裕度考慮）による震度を用いる。

評価に用いた床応答曲線を図2及び図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：Ss-D1，Ss-11，Ss-12，Ss-13，Ss-14，Ss-21，Ss-22 及び Ss-31  
標高：EL. -4.0m  
減衰：1.0%

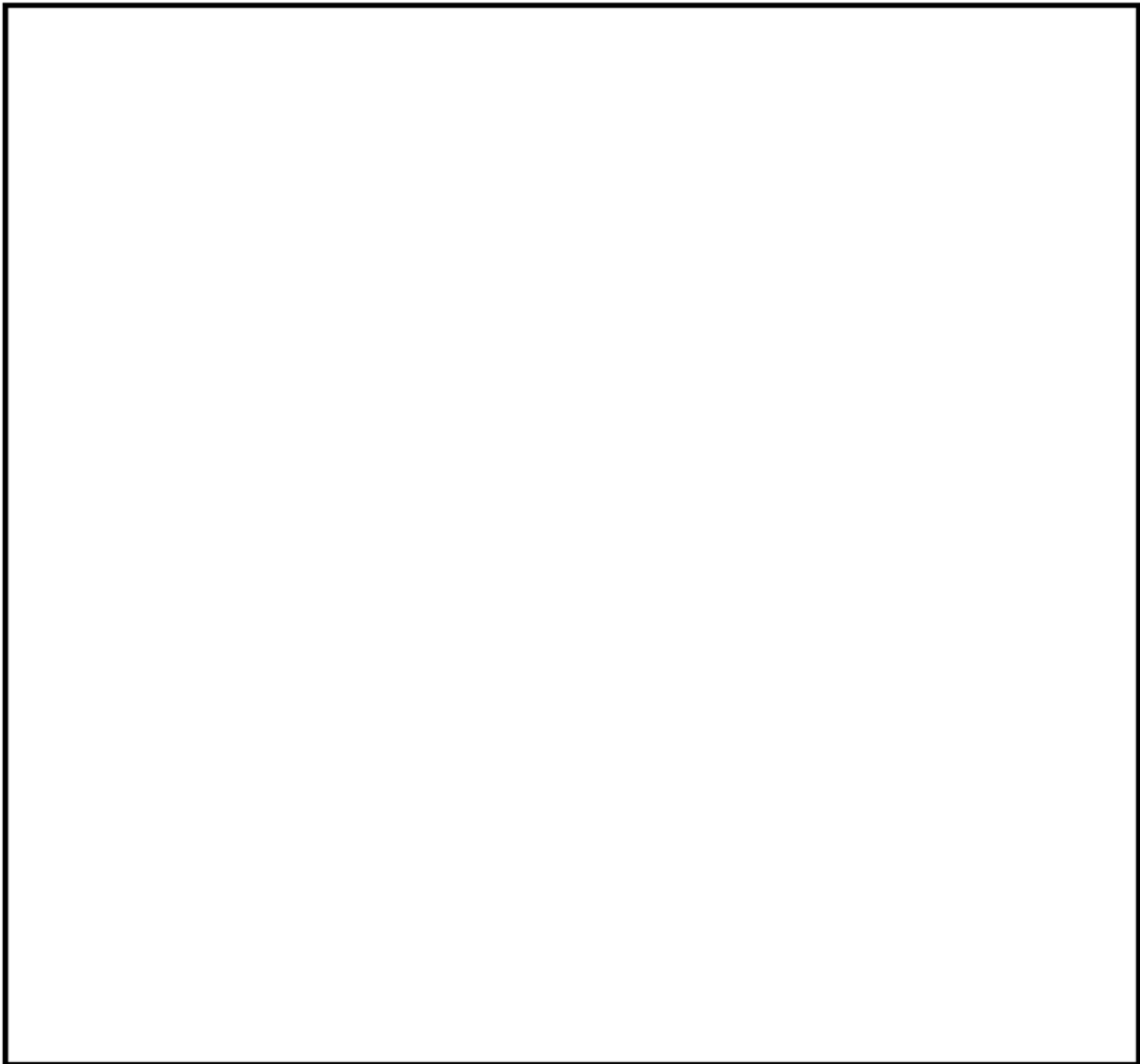


図2 非常用ディーゼル機関（2C，2D号機）附属設備冷却水系清水冷却器設置場所の床応答曲線（水平方向）

プラント名 : 東海第二発電所  
構造物名 : 原子炉建屋  
方向 : 鉛直方向  
波形名 : Ss-D1, Ss-11, Ss-12, Ss-13, Ss-14, Ss-21, Ss-22 及び Ss-31  
標高 : EL. -4.0m  
減衰 : 1.0%

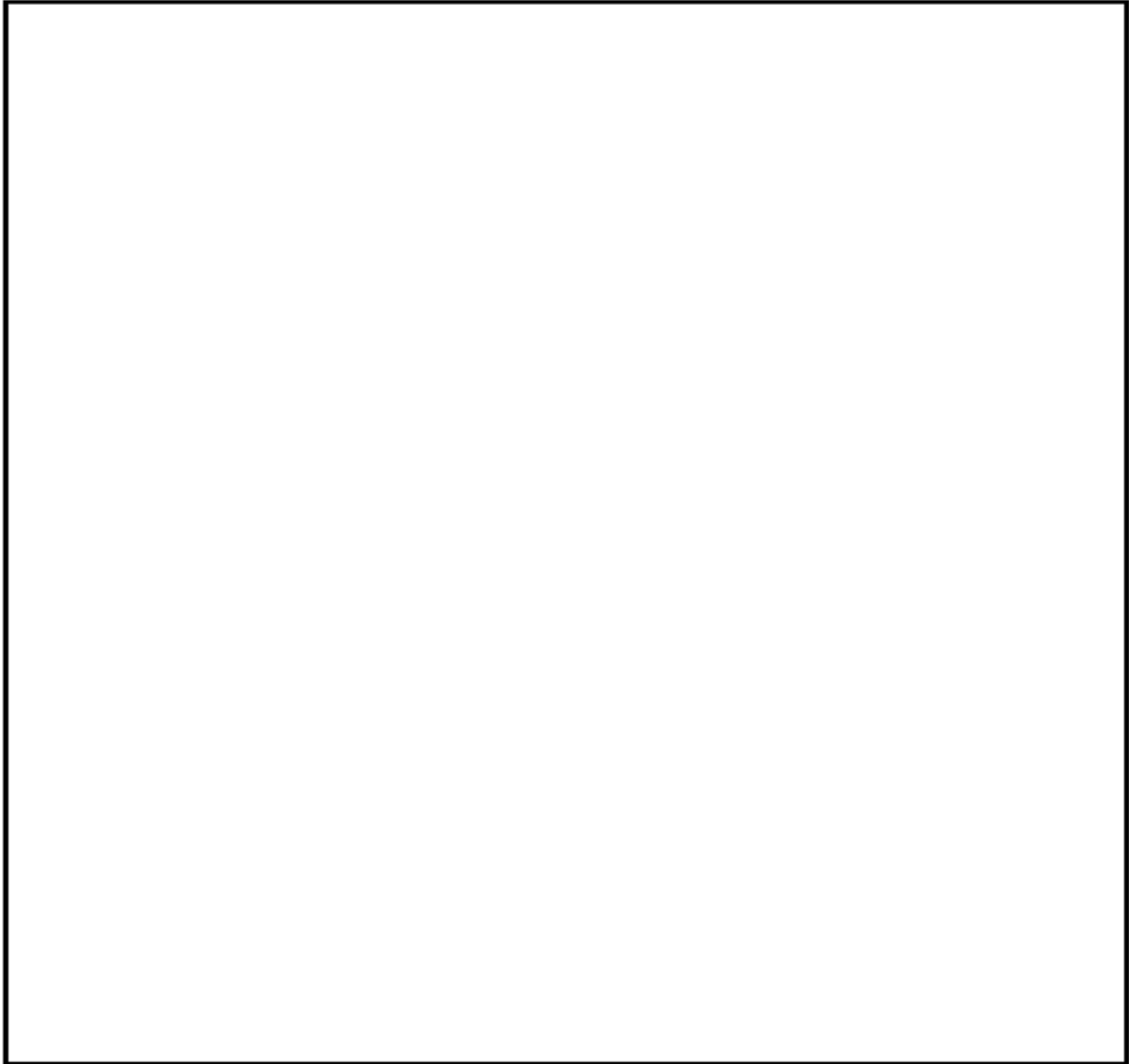


図3 非常用ディーゼル機関（2C, 2D号機）付属設備冷却水系清水冷却器設置場所の床応答曲線（鉛直方向）

### 3.4 算出過程

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「管支持板から管支持板」  
 <伝熱管の応力算出>

#### (1) 内圧により生じる膜応力

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-306・307 式より)

周方向

$$\sigma_{\phi} = \frac{P \cdot (d_{ic} + 1.2 \cdot t_c)}{2 \cdot t_c} = \boxed{\phantom{000000}} = \boxed{\phantom{000000}} \text{ (MPa)}$$

軸方向

$$\sigma_x = \frac{P \cdot (d_{ic} + 1.2 \cdot t_c)}{4 \cdot t_c} = \boxed{\phantom{000000}} = \boxed{\phantom{000000}} \text{ (MPa)}$$

#### (2) 自重による曲げ応力

自重による曲げモーメント  $M_{hc1}$  は以下により求める。

(機械工学便覧 1987 : A4 編 材料力学 表 7 より)

$$M_{hc1} = \frac{(m_c \cdot L_h \cdot g) \cdot L_h}{4} = \boxed{\phantom{000000000000}} = \boxed{\phantom{000000000000}} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

したがって、伝熱管に生じる曲げ応力  $\sigma_{xhc1}$  は以下により求める。

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-310 式より)

$$\sigma_{xhc1} = \frac{M_{hc1}}{Z_c} = \boxed{\phantom{000000000000}} = \boxed{\phantom{000000000000}} \text{ (MPa)}$$

ここで、減肉を考慮した伝熱管の断面係数  $Z_c$  は以下となる。

(機械工学便覧 1987 : A4 編 材料力学 表 6 より)

$$Z_c = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{d_o^4 - d_{ic}^4}{d_o} = \boxed{\phantom{000000000000}} = \boxed{\phantom{000000000000}} \text{ (mm}^3\text{)}$$



ここで、減肉を考慮した伝熱管のせん断断面積  $A_{sc}$  は以下となる。

(機械工学便覧 1987 : A4 編 材料力学 表 9 より)

$$A_{sc} = \frac{3 \cdot \left\{ (d_o/2)^2 + (d_{ic}/2)^2 \right\}}{4 \cdot \left\{ (d_o/2)^2 + (d_o/2) \cdot (d_{ic}/2) + (d_{ic}/2)^2 \right\}} \cdot A_c$$

$$= \boxed{\hspace{15em}}$$

$$= \boxed{\hspace{2em}} \text{ (mm}^2\text{)}$$

なお、 $A_c$  は減肉を考慮した伝熱管の断面積である。

$$A_c = \frac{\pi}{4} \cdot (d_o^2 - d_{ic}^2) = \boxed{\hspace{4em}} = \boxed{\hspace{2em}} \text{ (mm}^2\text{)}$$

(6) 鉛直地震荷重により生じるせん断応力

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-355 式を参考とした)

$$\tau_{hv} = \frac{C_v \cdot (m_c \cdot L_h \cdot g)}{A_{sc}} = \boxed{\hspace{10em}} = \boxed{\hspace{2em}} \text{ (MPa)}$$

(7) 組合せ応力

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-345, 346, 347 式より)

$$\sigma_{\phi h} = \sigma_{\phi} = \boxed{\hspace{4em}} \text{ (MPa)}$$

$$\sigma_{xh} = \sigma_x + \sigma_{xhc1} + \sigma_{xhc2} + \sigma_{xhev}$$

$$= \boxed{\hspace{15em}}$$

$$= \boxed{\hspace{2em}} \text{ (MPa)}$$

$$\tau_h = \tau_{h2} + \tau_{hv}$$

$$= \boxed{\hspace{10em}}$$

$$= \boxed{\hspace{2em}} \text{ (MPa)}$$

$$\sigma_h = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_{\phi h} + \sigma_{xh} + \sqrt{(\sigma_{\phi h} - \sigma_{xh})^2 + 4 \cdot \tau_h^2} \right\}$$

$$= \boxed{\hspace{15em}}$$

$$= \boxed{\hspace{2em}} \rightarrow 105 \text{ (MPa)}$$

### <許容応力の算出>

当該熱交換器は、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、設計・建設規格の解説 PVC-3600 に準じて、クラス 2 容器扱いによる評価としているためクラス 2 容器の許容応力を適用する。

伝熱管は、材料が C6871 であるため、設計・建設規格の付録材料図表より、

$$C6871 : S_u = 375 \text{ MPa}$$

なお、伝熱管の評価温度としては、設計温度を想定しているが、C6871 については、設計・建設規格の付録材料図表 Part5 表 9 において、各温度による  $S_u$  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使用した。

#### 一次応力の許容応力 ( $S_a$ )

許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S の場合は、

$$S_a = 1.5 \cdot (0.6 \cdot S_u) = 1.5 \times (0.6 \times 375) = 337.5 \rightarrow 337 \text{ (MPa)}$$

許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S 供用状態  $C_s$  の場合は、

$S_a = 1.5 \cdot \min(S_y, 0.6 \cdot S_u)$  となるが、 $S_y$  値が規定されていないため、 $S_u$  値のみ使用して

$$S_a = 1.5 \cdot (0.6 \cdot S_u) = 1.5 \times (0.6 \times 375) = 337.5 \rightarrow 337 \text{ (MPa)}$$

とする。

### 3.5 評価結果

算出結果より、伝熱管内面に施栓基準までの減肉を考慮した際の地震時の発生応力は 105MPa であり、許容応力である 337MPa を下回ることから、伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）は耐震安全性評価上問題ない。

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以外を含む全評価対象機器の評価結果を表 4 に示す。

表 4 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	Ss*2	IV <sub>A</sub> 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	Ss*2	IV <sub>A</sub> 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	Ss*2	IV <sub>A</sub> 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	Ss*2	IV <sub>A</sub> 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	Ss*2	IV <sub>A</sub> 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	Ss*2	IV <sub>A</sub> 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 : Ss 地震力が Sd 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、Ss 地震力による評価応力が Sd 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、Sd 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

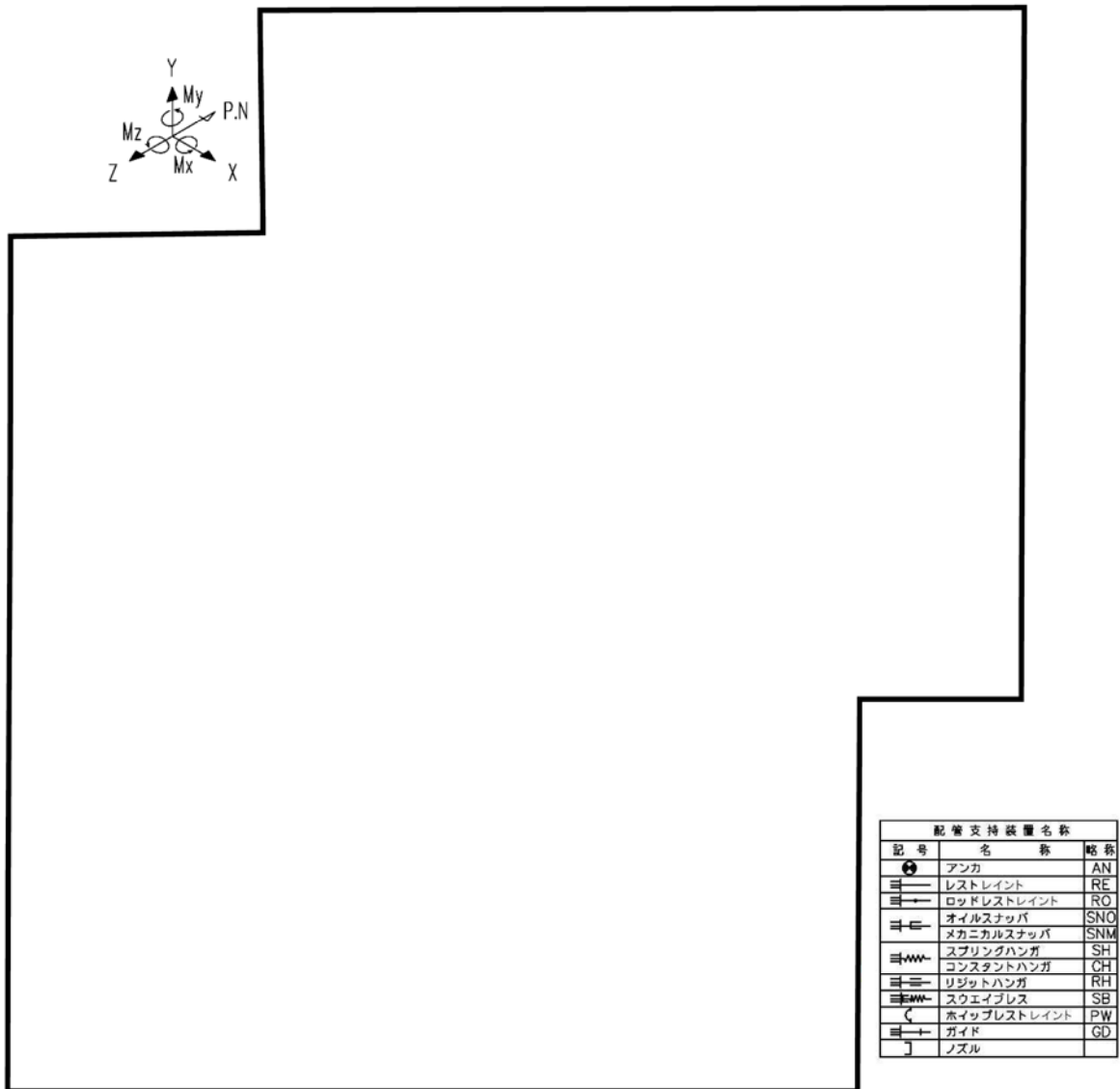
\*2：配管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価におけるサポート追設等の実施箇所数を示す

\*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

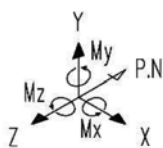


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

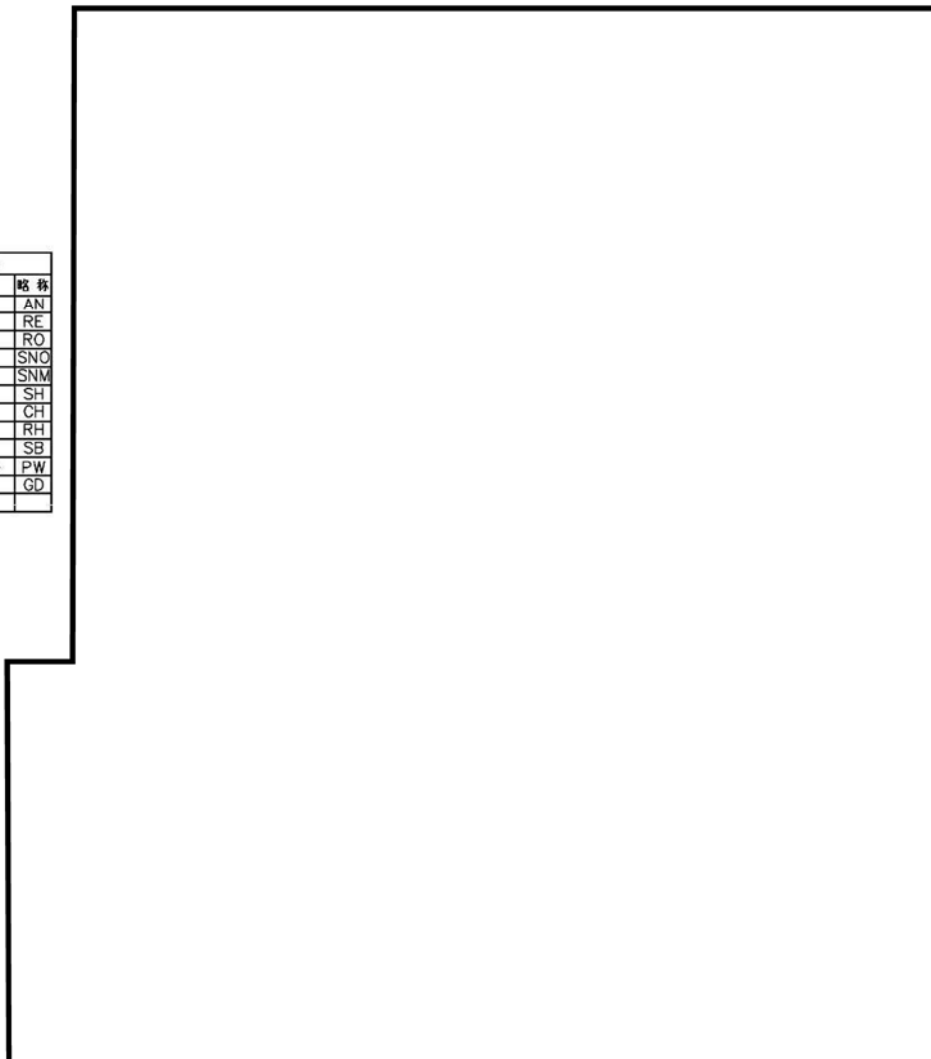
図 1 (1/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

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

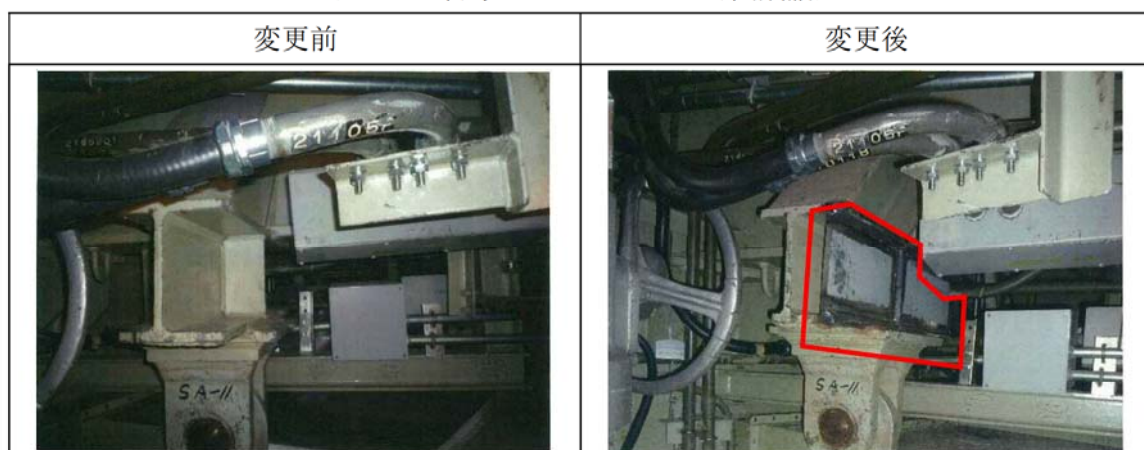


図2 サポート変更概要現場写真

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

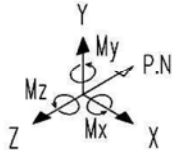




図 3 (2/3) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

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

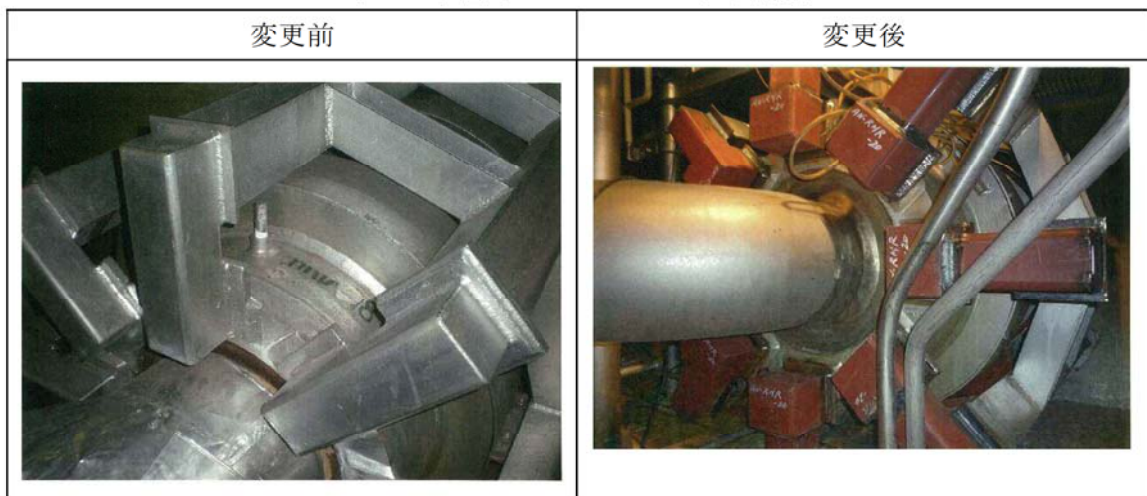
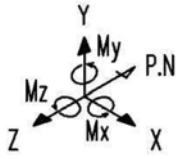


図 4 サポート変更概要現場写真



③ 原子炉系（蒸気部）



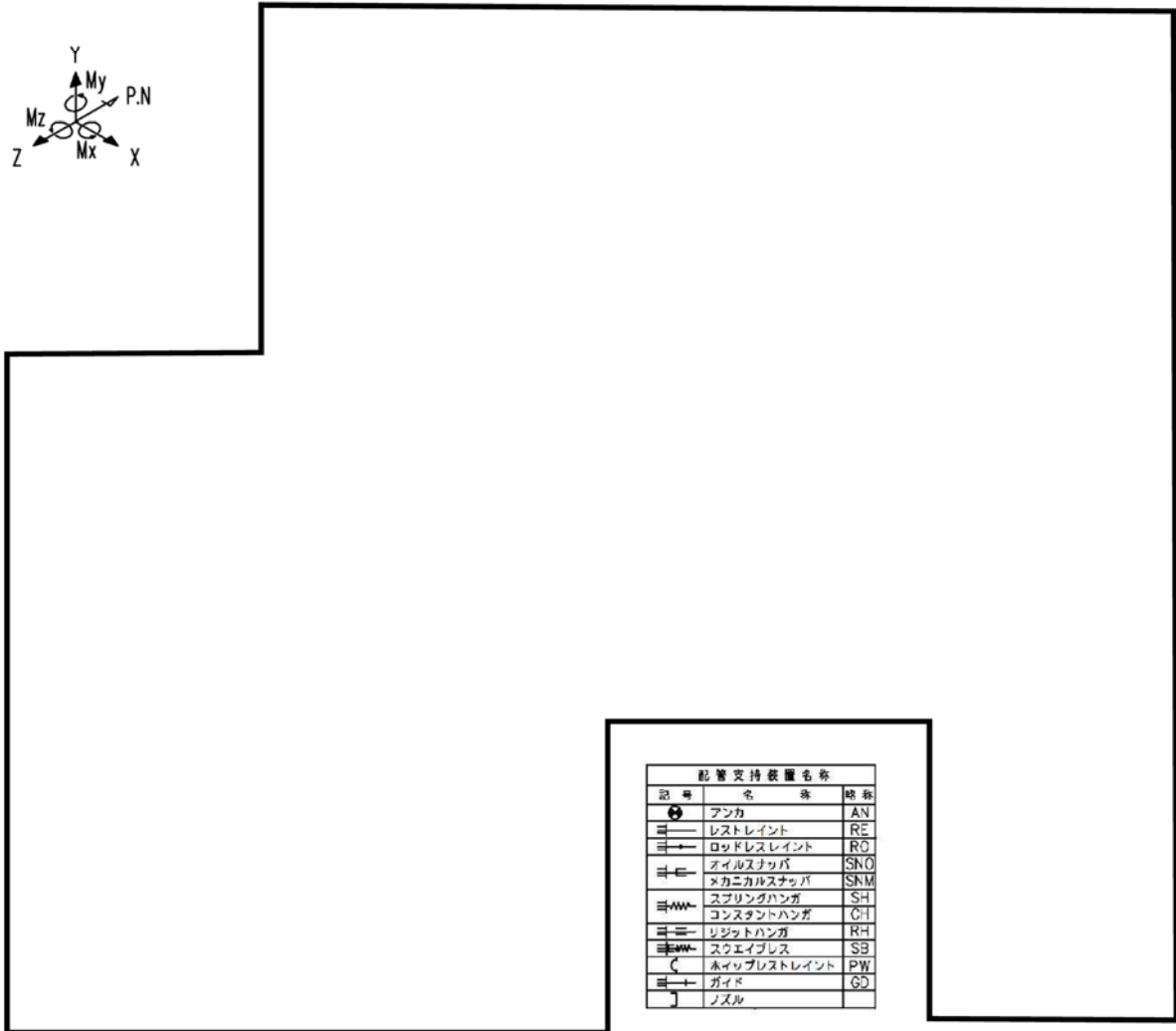
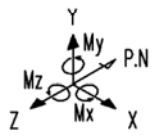
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 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)

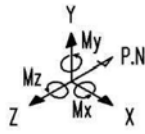


⊙ : 耐震 BC による耐震補強箇所

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)



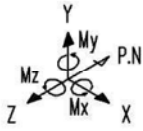
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	ニカルストップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スタイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 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



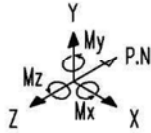
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
☉	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡E	オイルスナッチ	SNO
≡E	メカニカルスナッチ	SNM
≡→	スプリングハンガ	SH
≡→	コンスタントハンガ	CHI
≡→	リジッドハンガ	RH
≡→	スウェイブレス	SB
C	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
J	ノズル	

☉ : 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



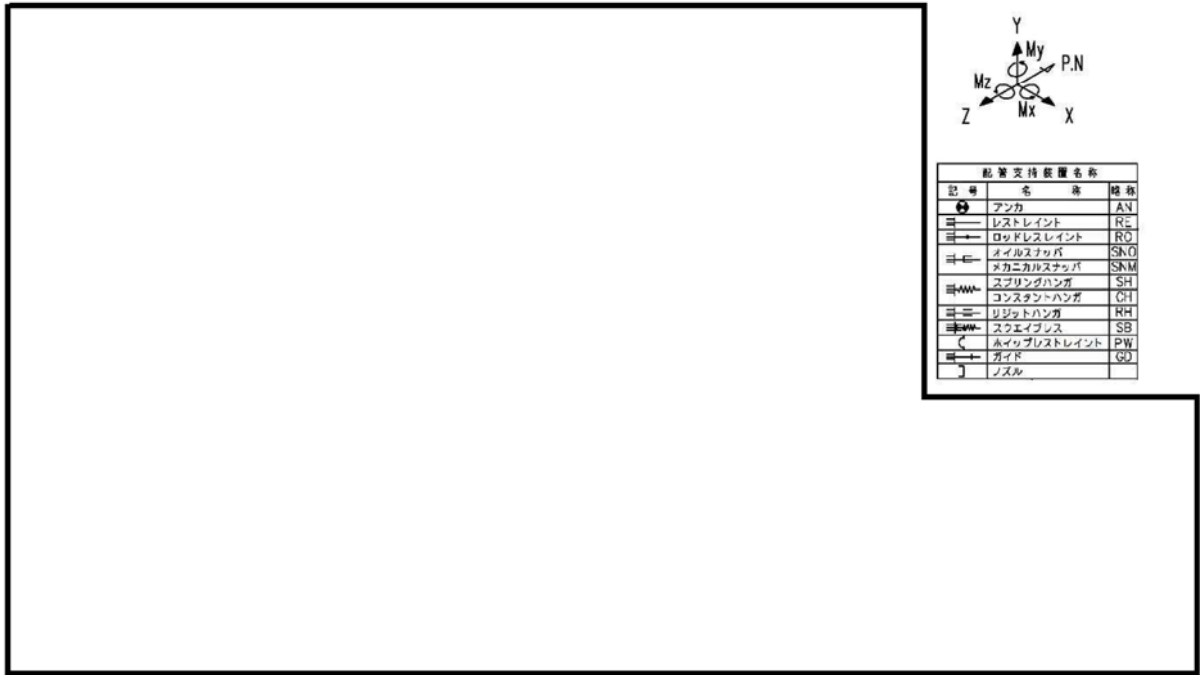
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 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

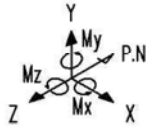


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

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
SN0-MS-SC4	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SN0-MS-SC6	架構補強
SN0-MS-SC7	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



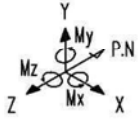
配管支持装置名		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SNO
	メカニカルスナッチャ	SNM
	スプリングハンガ	S-H
	コンスタントハンガ	C-H
	レジットハンガ	R-H
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

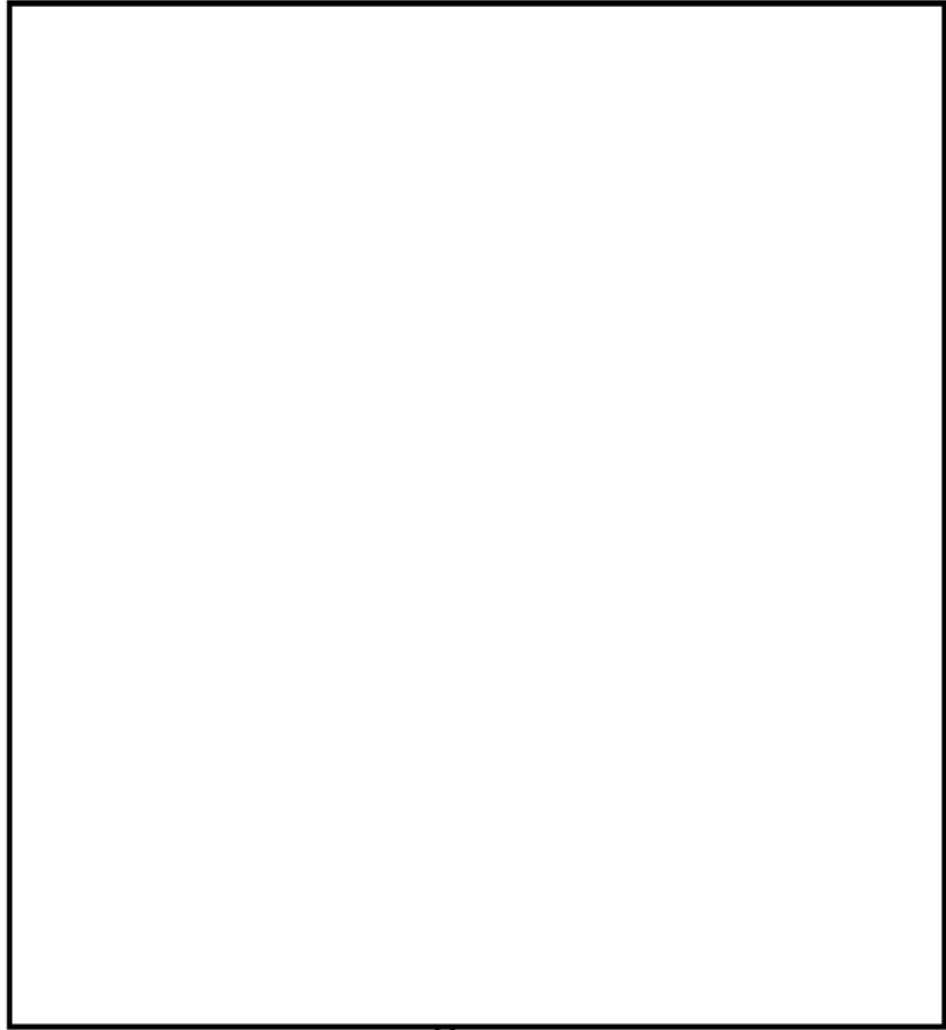
図 5 (7/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

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	



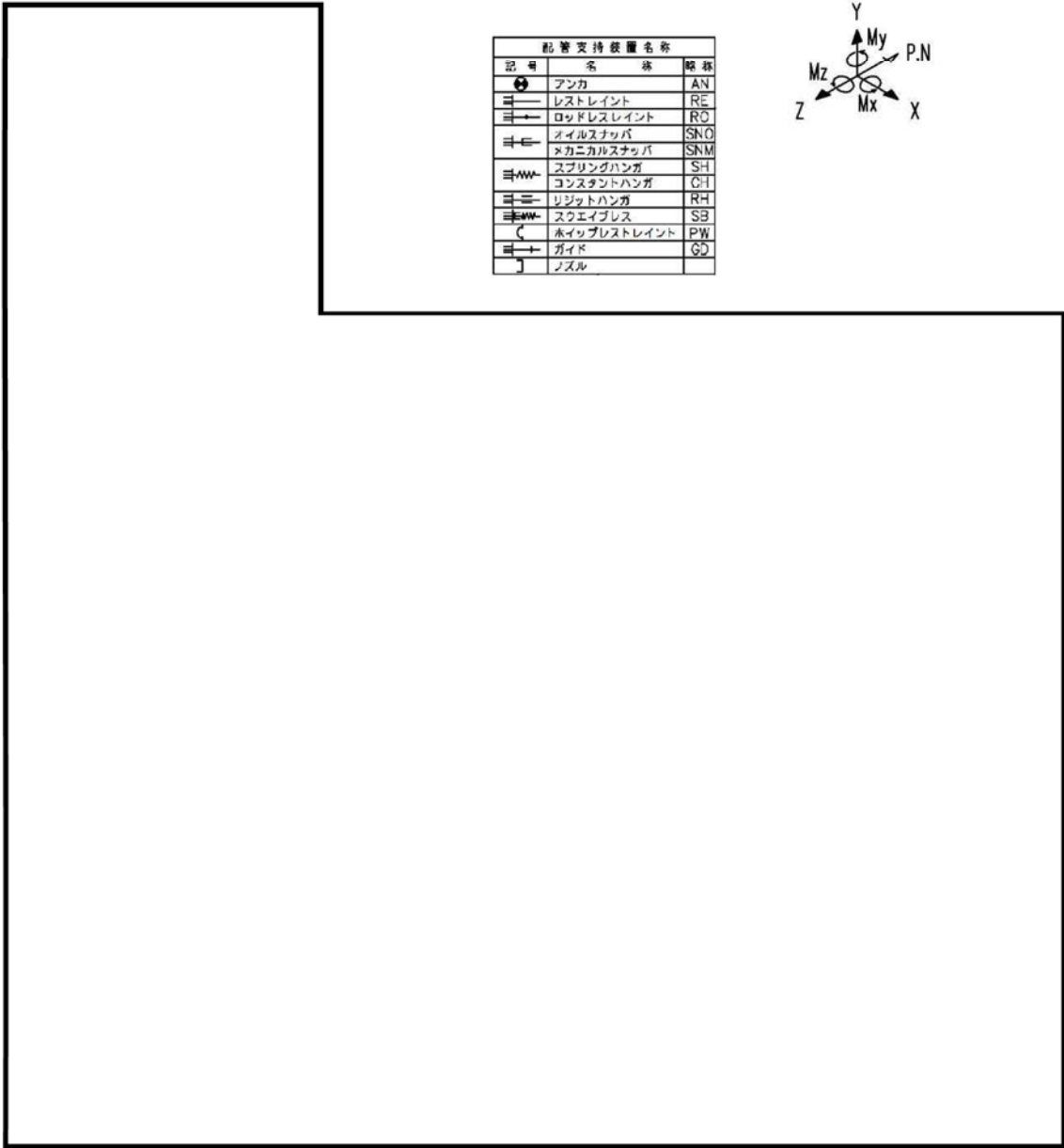
: 耐震 BC による耐震補強箇所

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）】

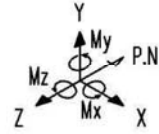
表 6 (8/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

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	

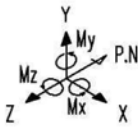


: 耐震 BC による耐震補強箇所

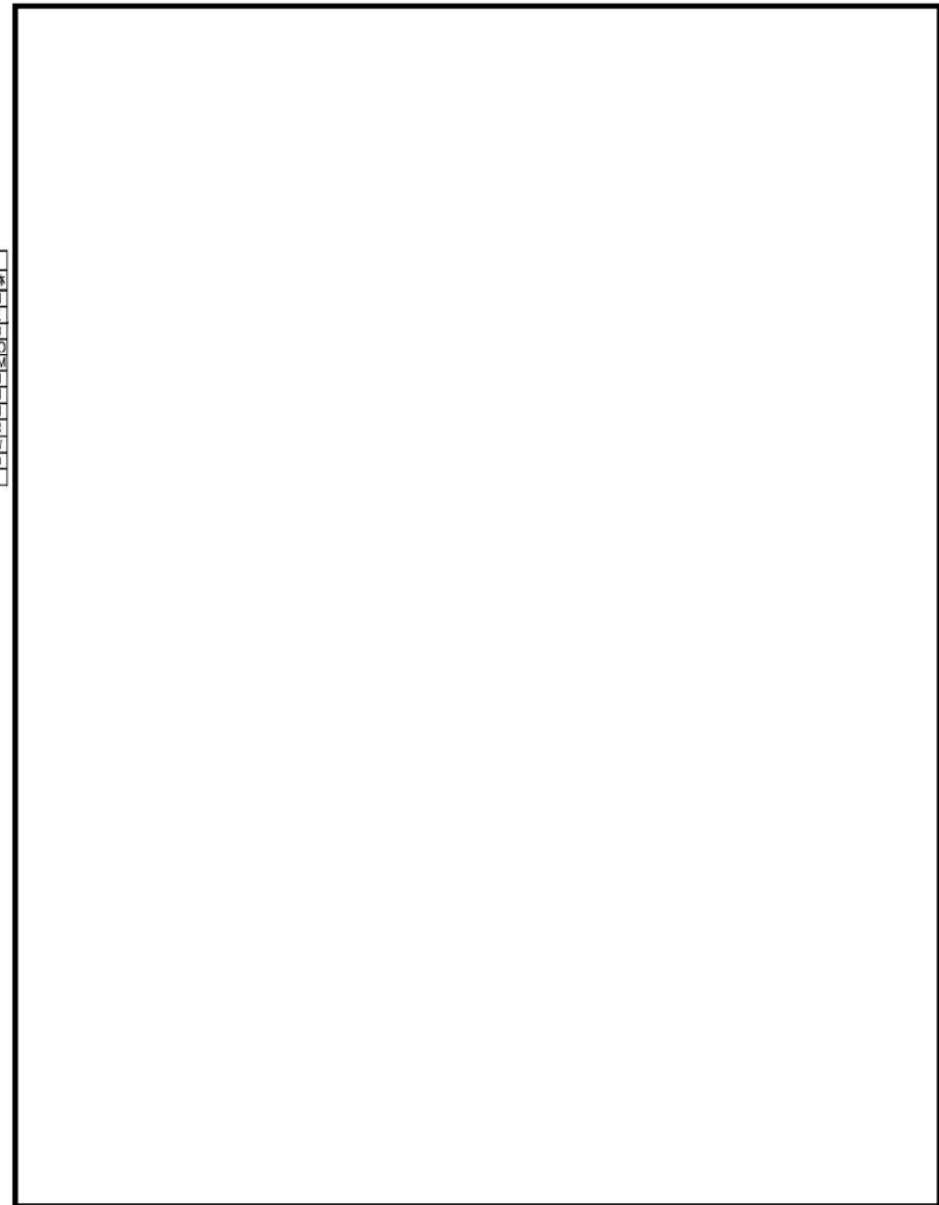
図 5 (9/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

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	SN/O
	メカニカルスナッチ	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
	ホィップレストレスト	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

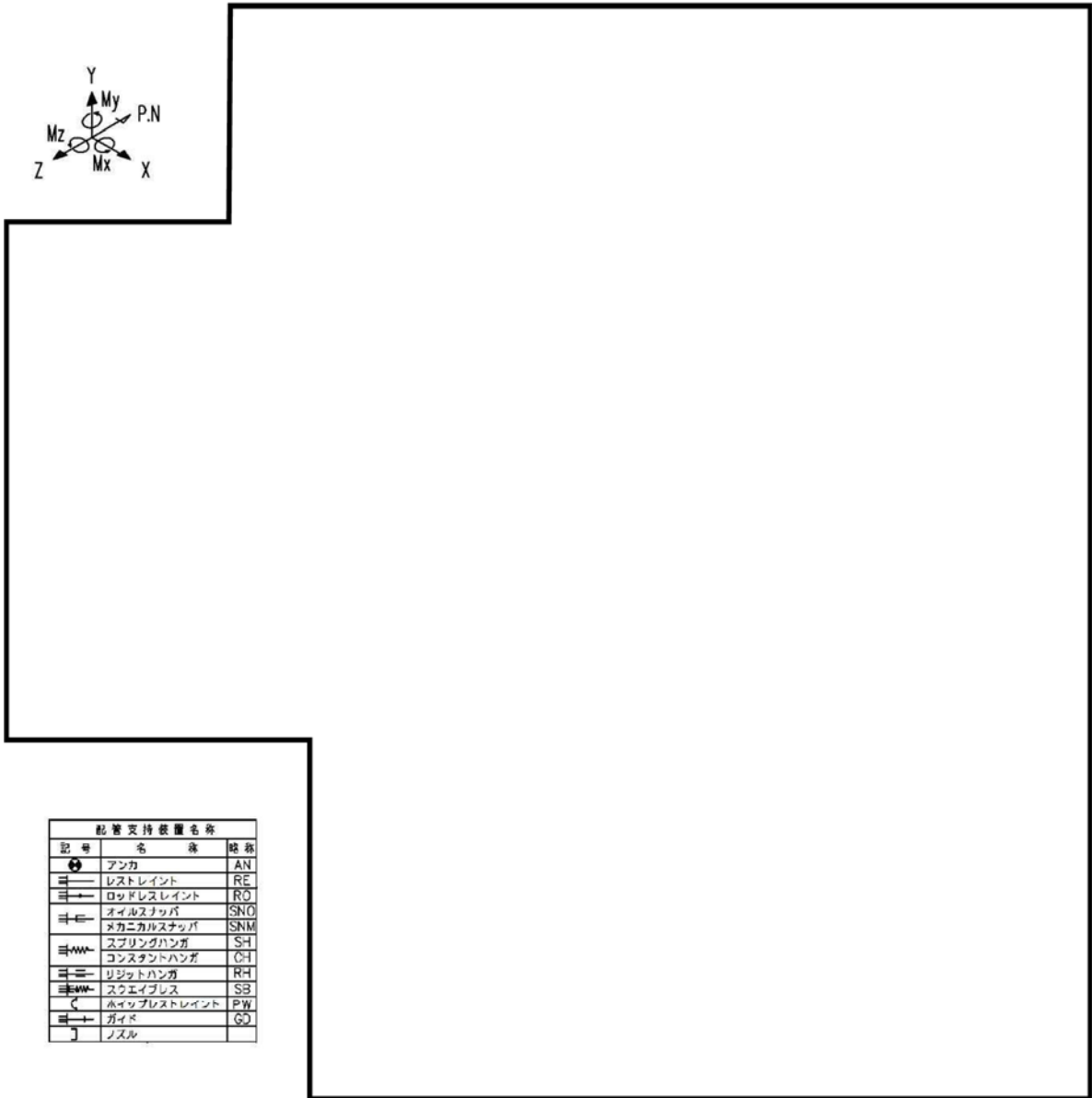
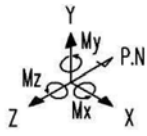


: 耐震 BC による耐震補強箇所

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)



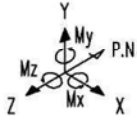
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
⊙	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡←	オイルスナッチ	SNO
≡←	メカニカルスナッチ	SNM
≡↔	スプリングハンガ	SH
≡↔	コンスタントハンガ	CH
≡↔	リジットハンガ	RH
≡↔	スウェイブレス	SB
↔	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
└	ノズル	

○ : 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	GD
J	ノズル	

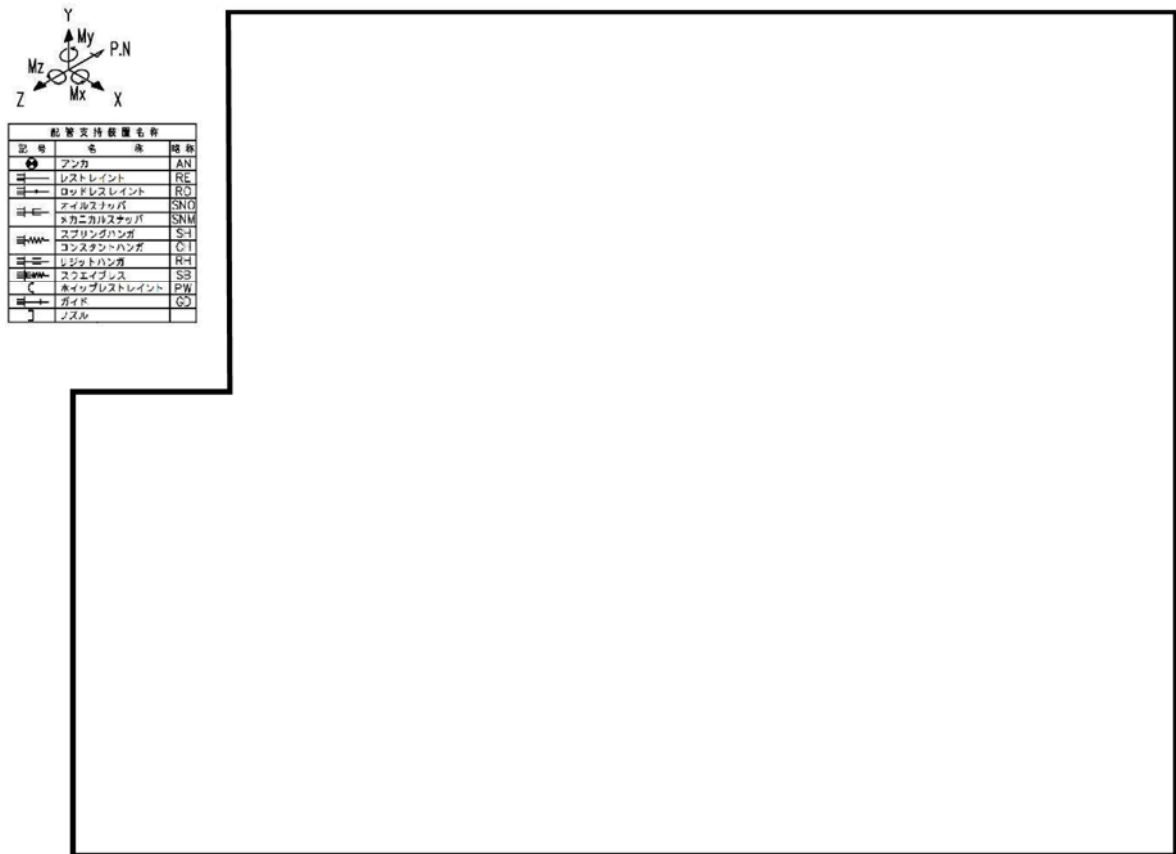
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

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）

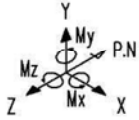


☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所

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	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	

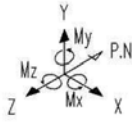
: 耐震 BC による耐震補強箇所

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

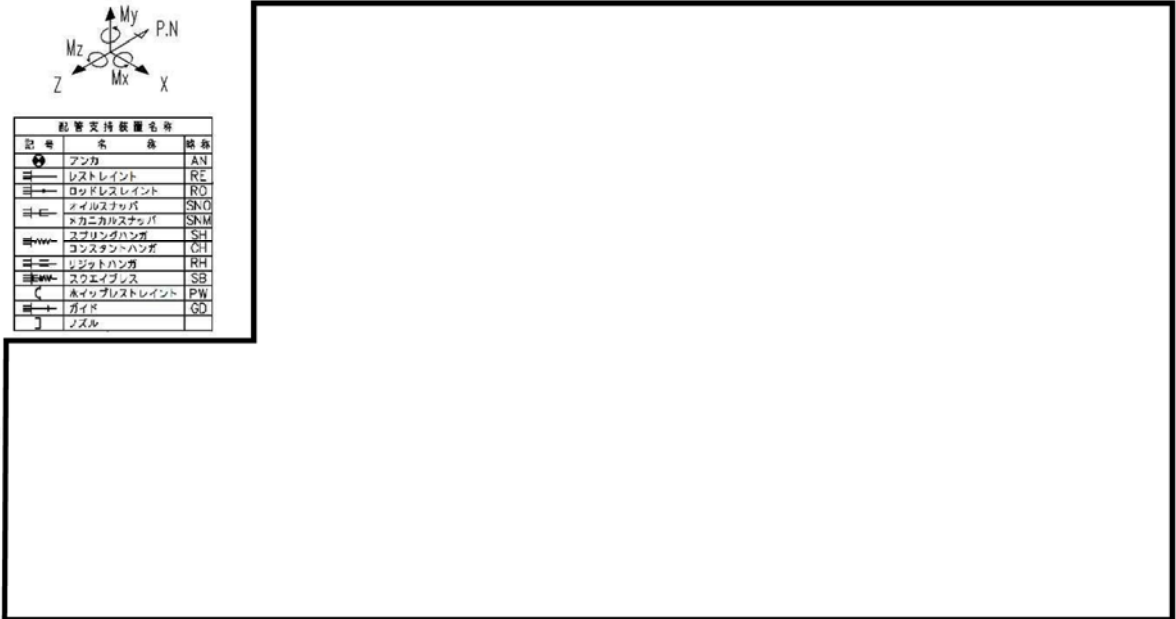
表 7 (2/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

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
—	スライプレストレイント	PW
—	ガイド	GD
—	ノズル	



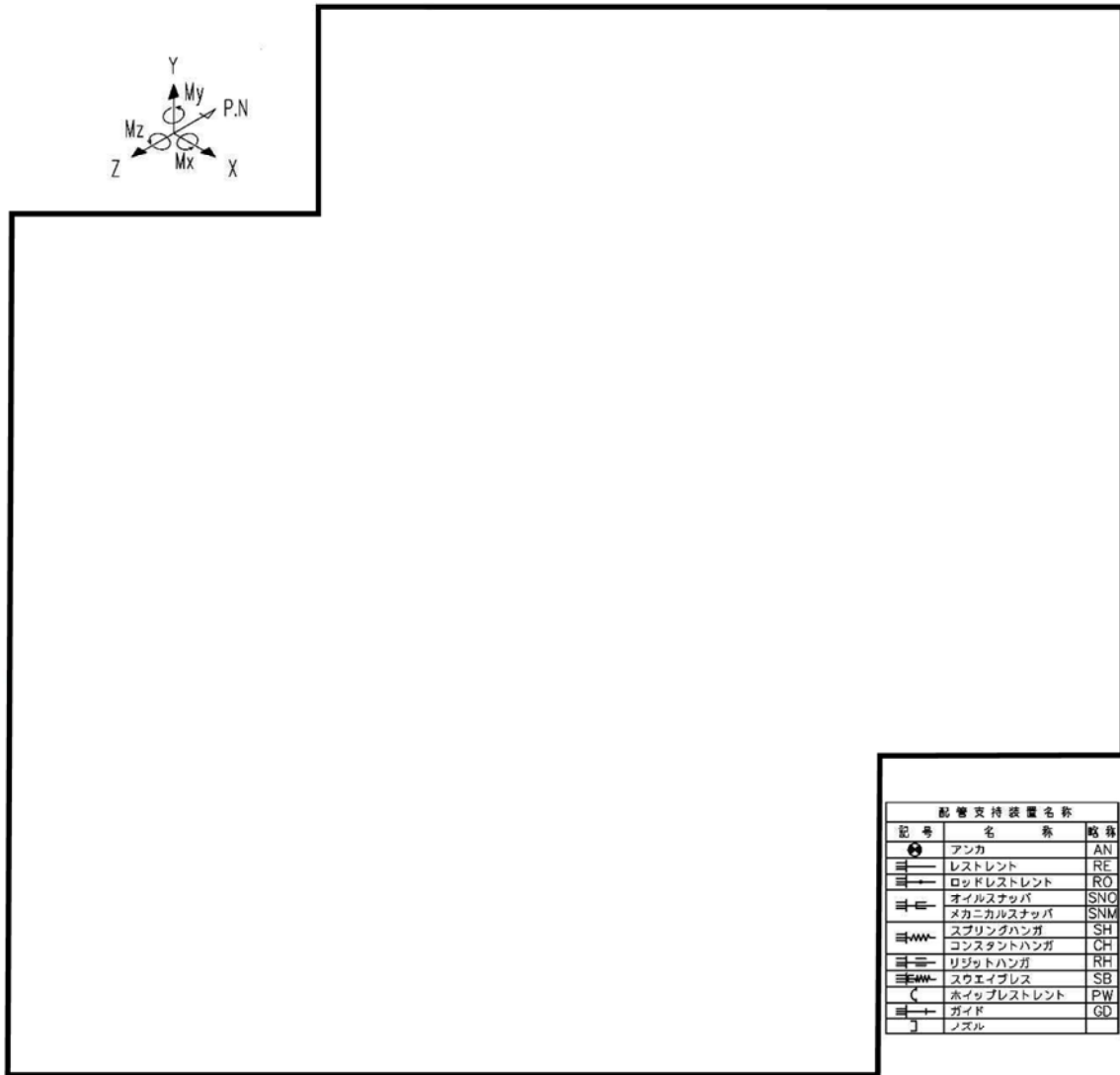
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 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



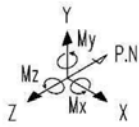
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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】

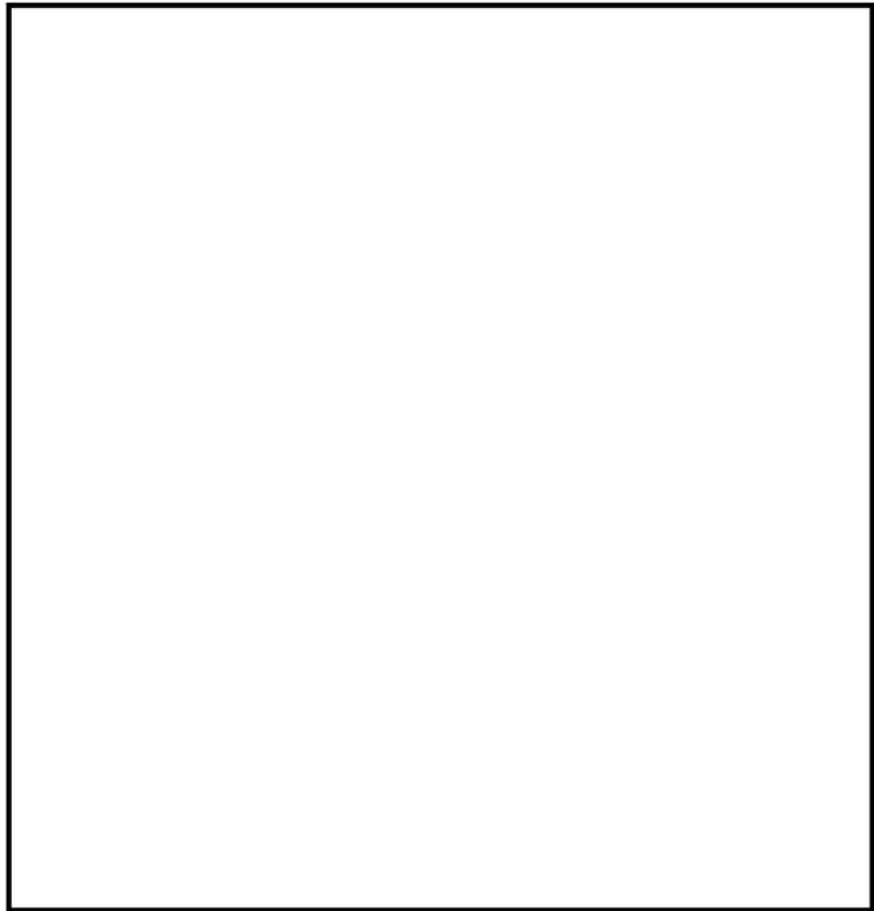
表 9 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容

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)





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	



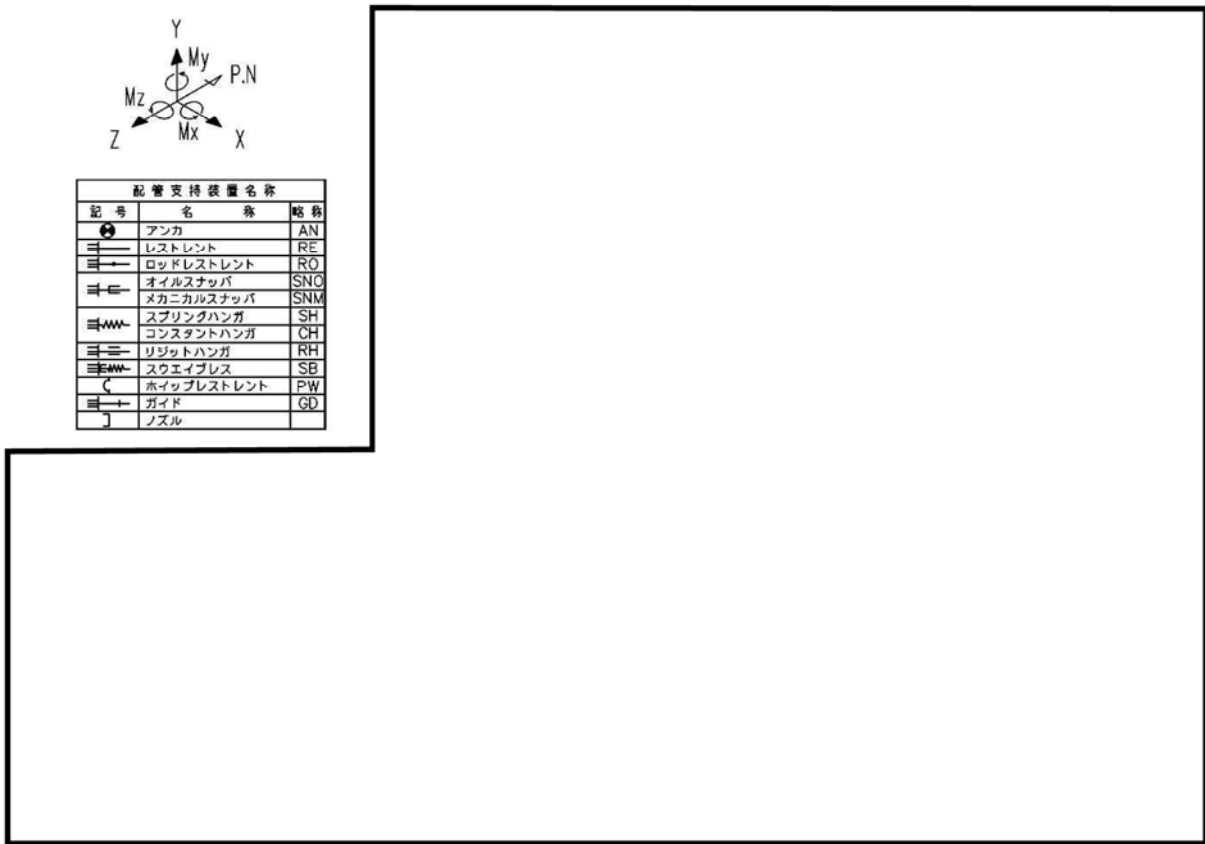
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 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

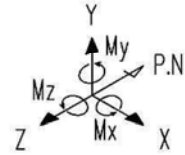
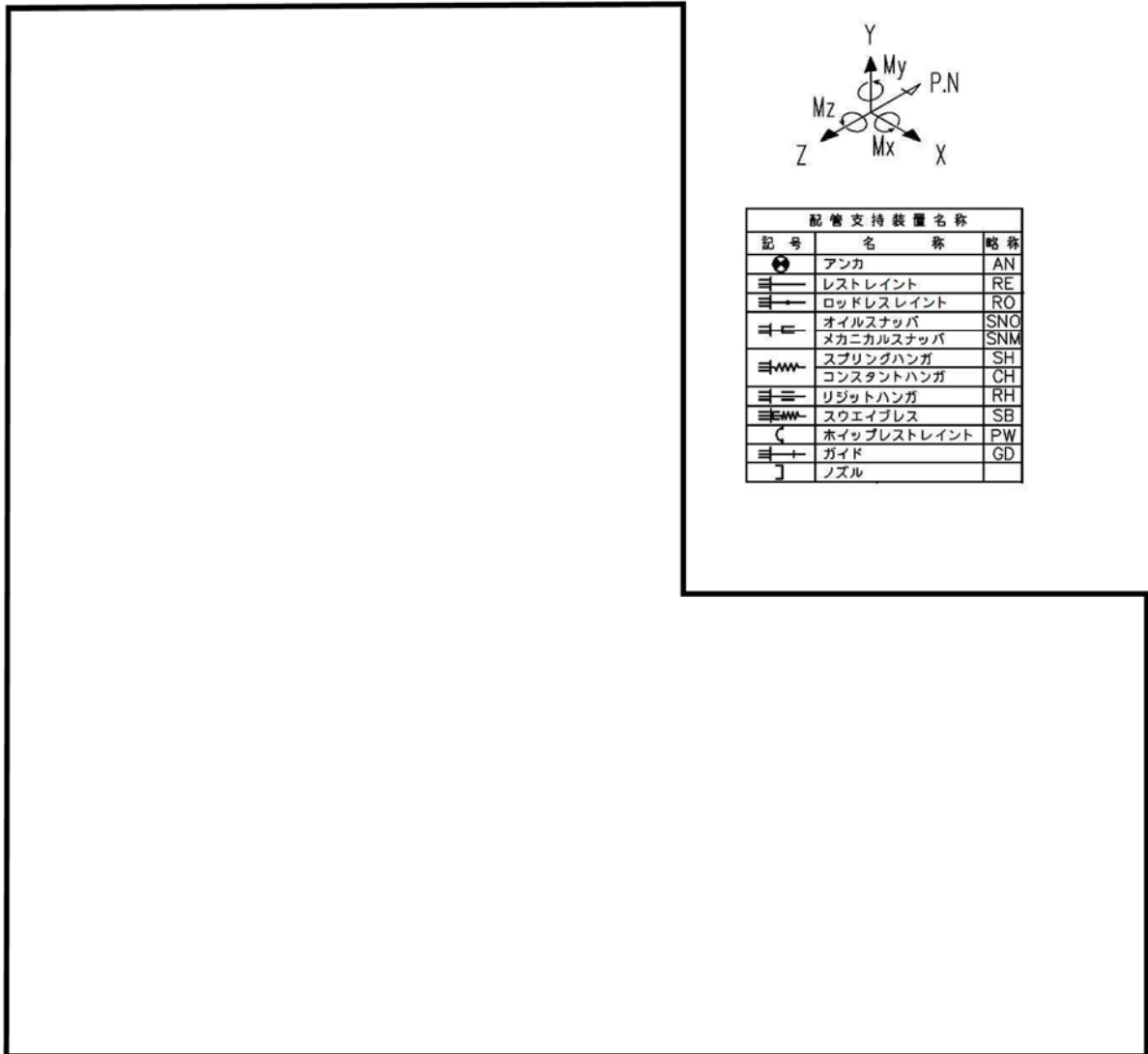


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)



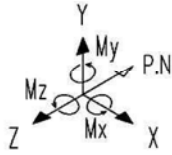
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルスナッパ	SNO
≡	メカニカルスナッパ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジットハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
⌒	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
J	ノズル	

○ : 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	

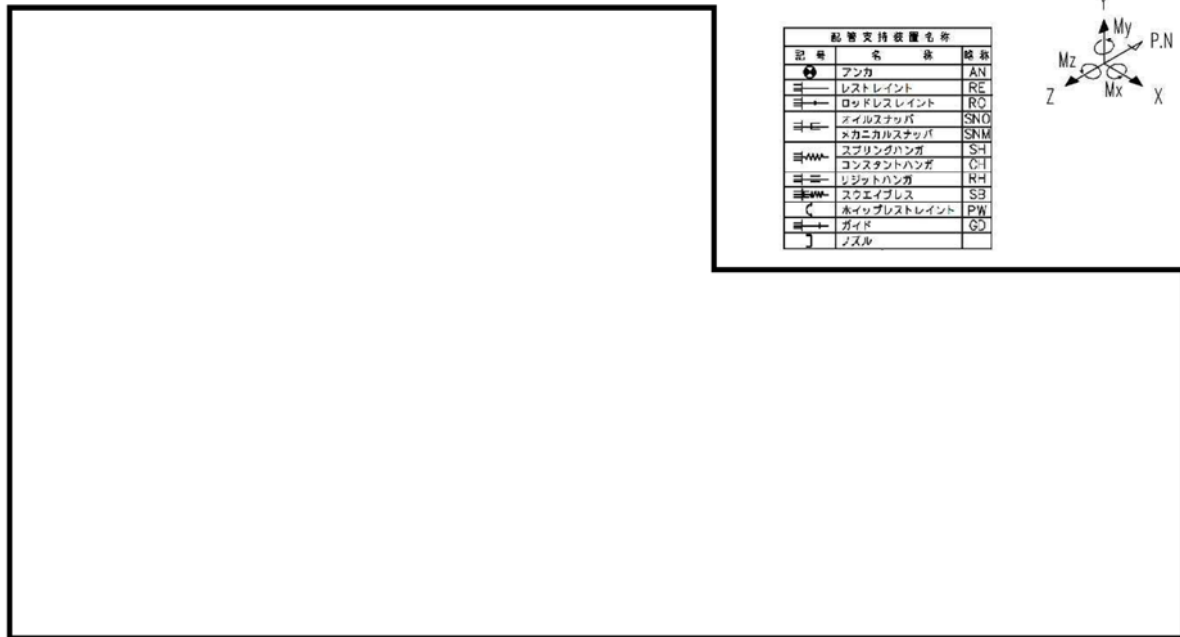
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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）

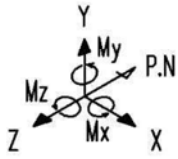


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

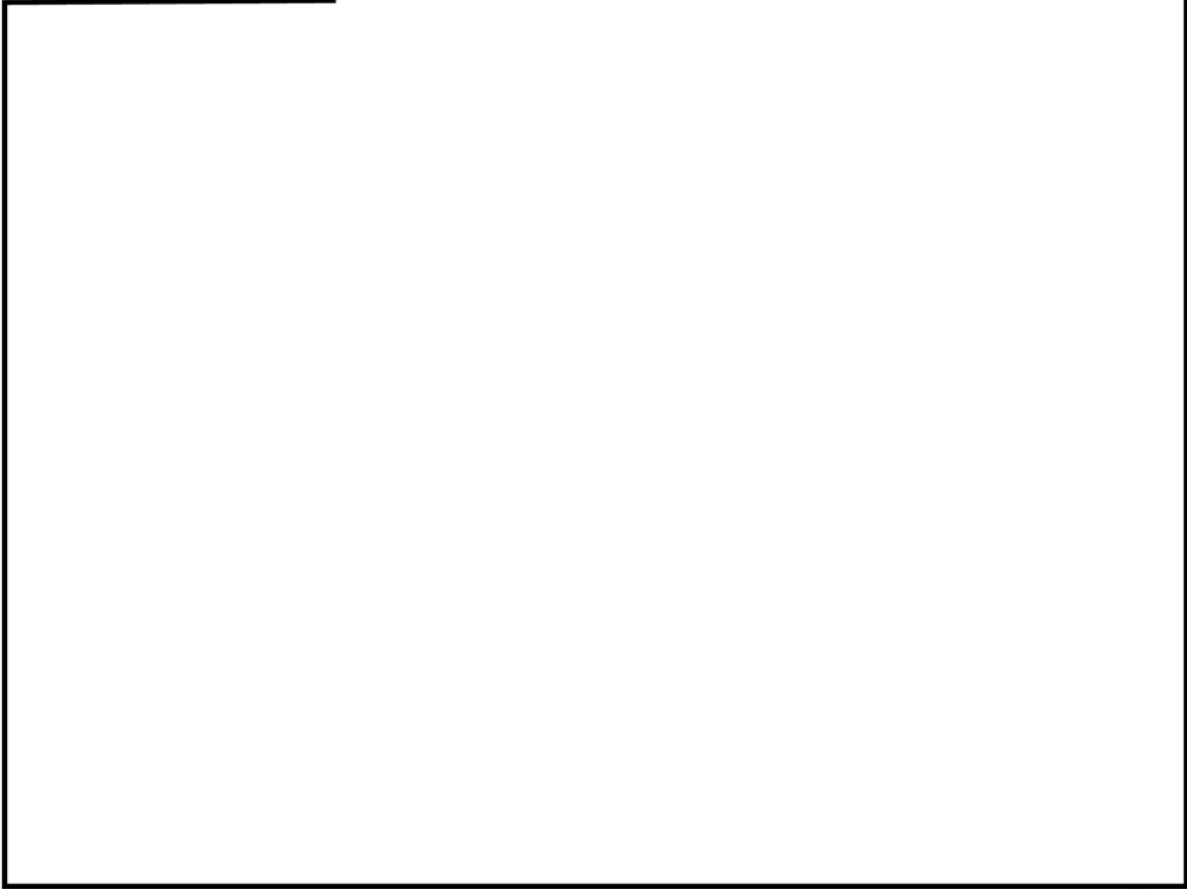
図 10 (1/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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	



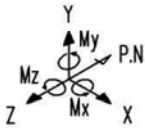
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

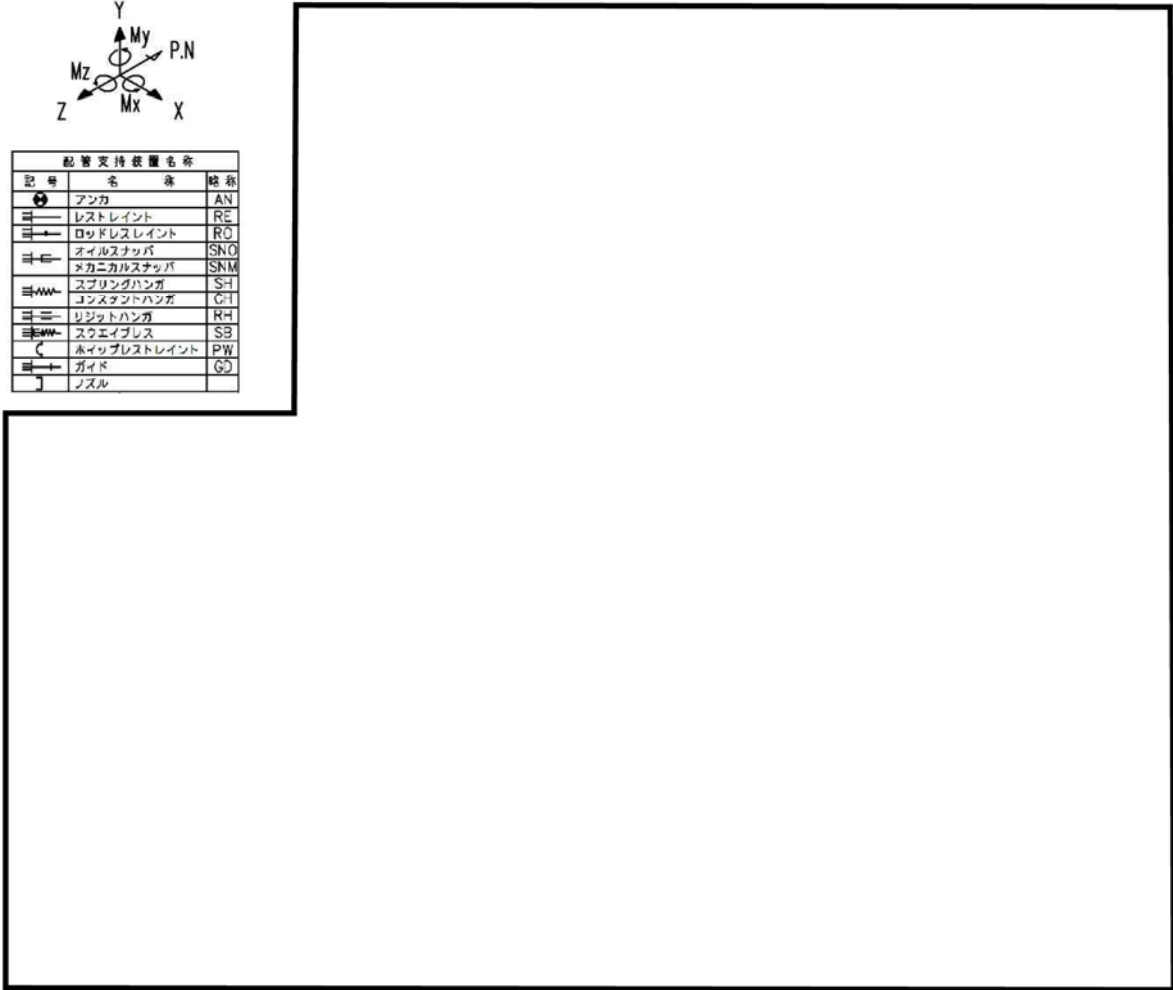
図 10 (2/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

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
	ガイド	GD
	スズル	

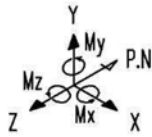


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

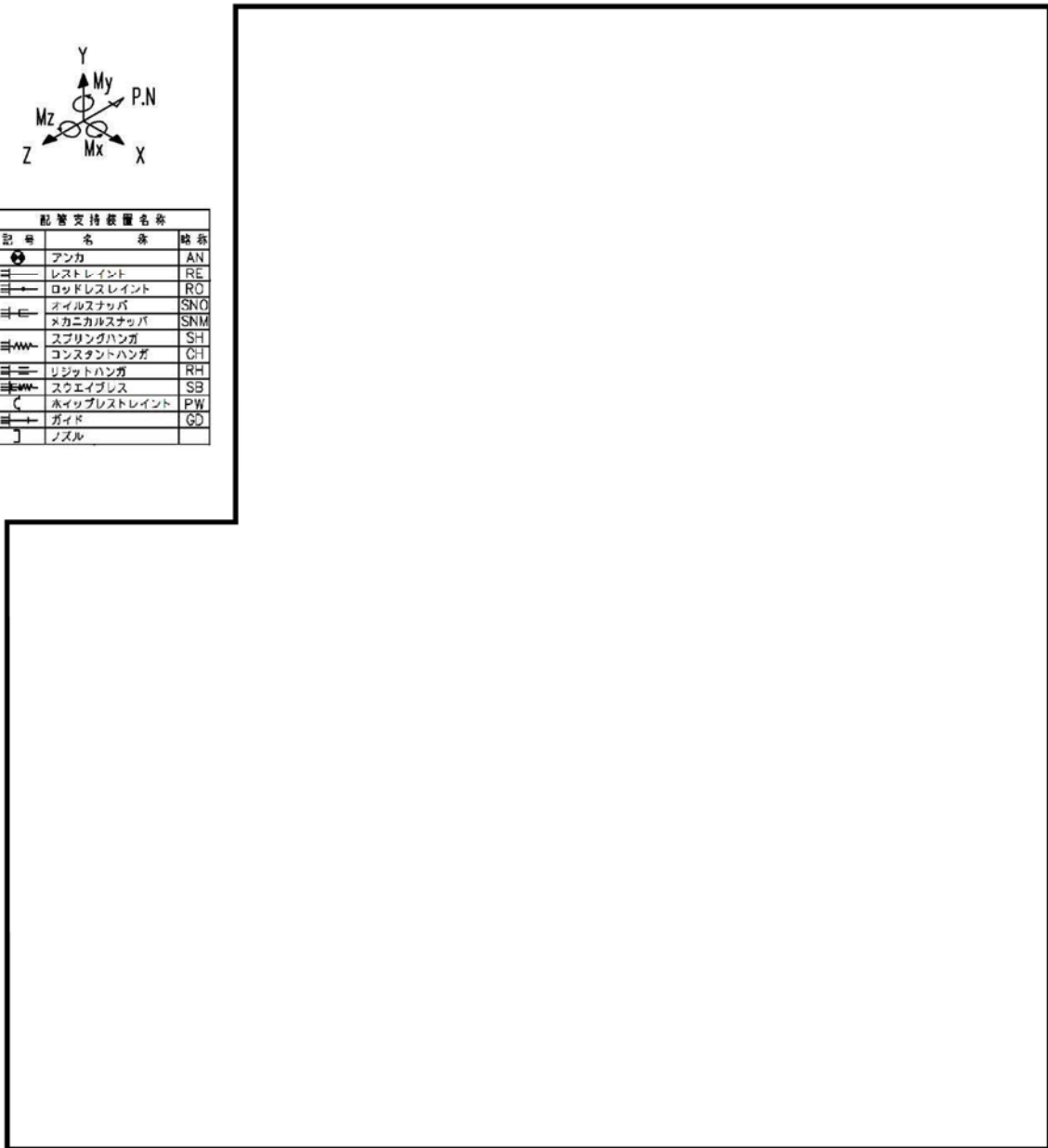
図 10 (3/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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	



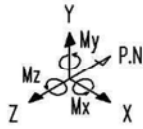
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)





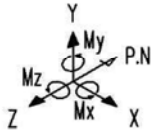
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
→	ロッドレストレイント	RO
—	オイルスナップ	SNO
—	メカニカルスナップ	SNM
—	スプリングハンガ	SH
—	コンスタントハンガ	C-I
—	リジッドハンガ	RH
—	スクエイブレス	SB
—	ホイップレストレイント	PW
→	ガイド	GD
—	ノズル	

○ : 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

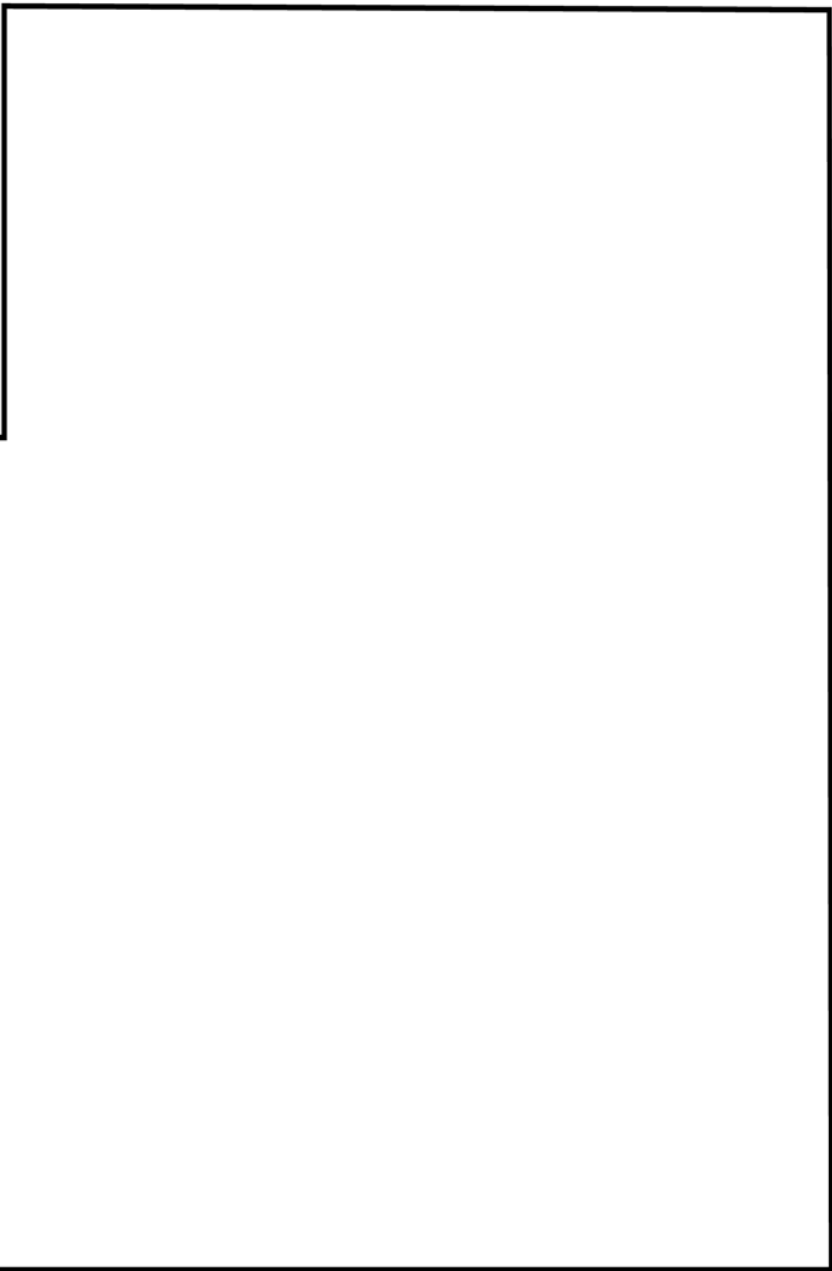
図 10 (5/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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	

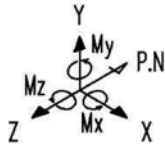


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

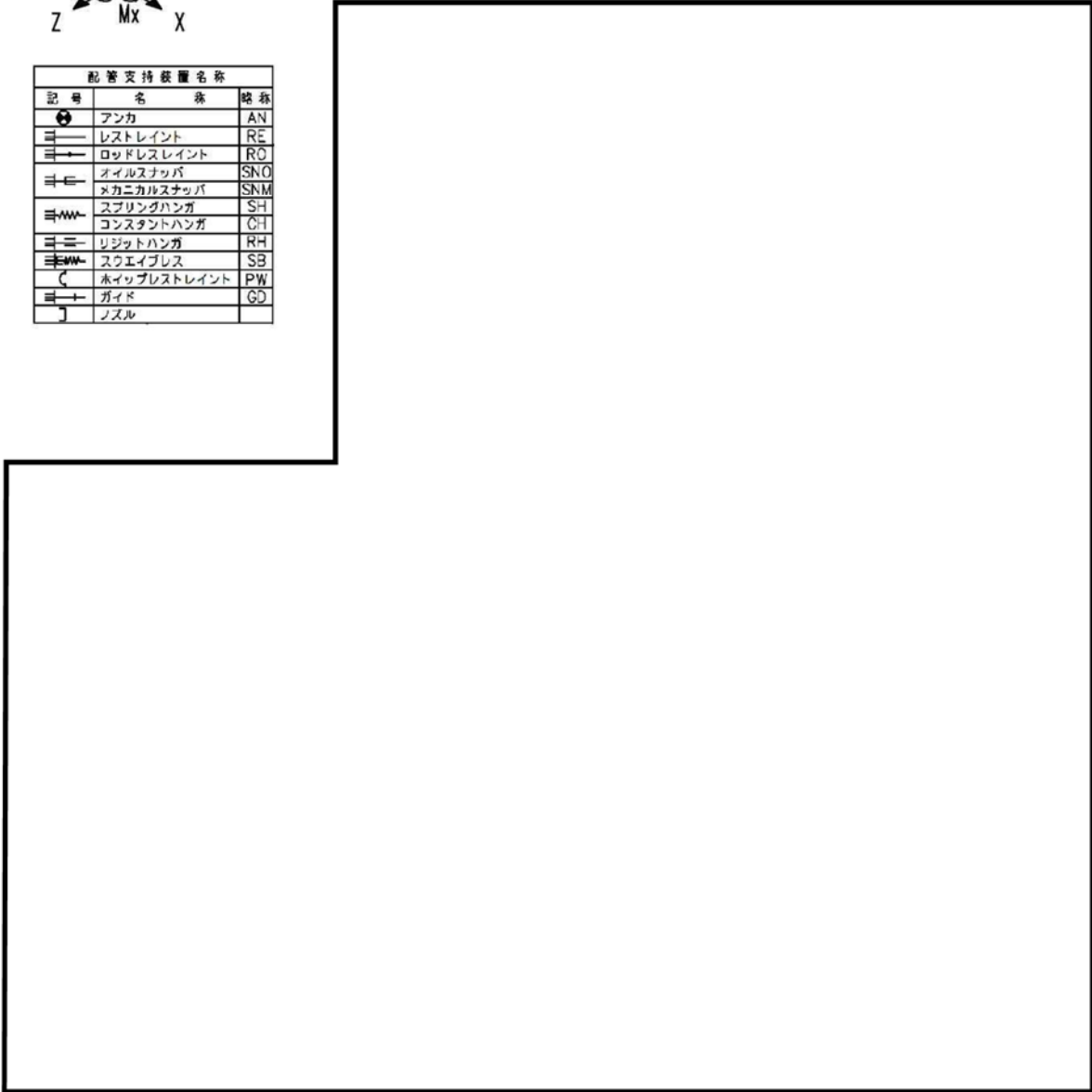
図 10 (6/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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	

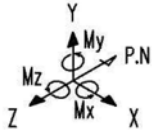


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)



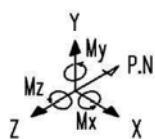
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロードレスレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 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)



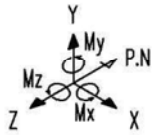
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチ	SNO
	メカニカルスナッチ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 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)



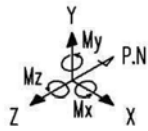
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	メカニカルストップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スチールアイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

○ : 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)



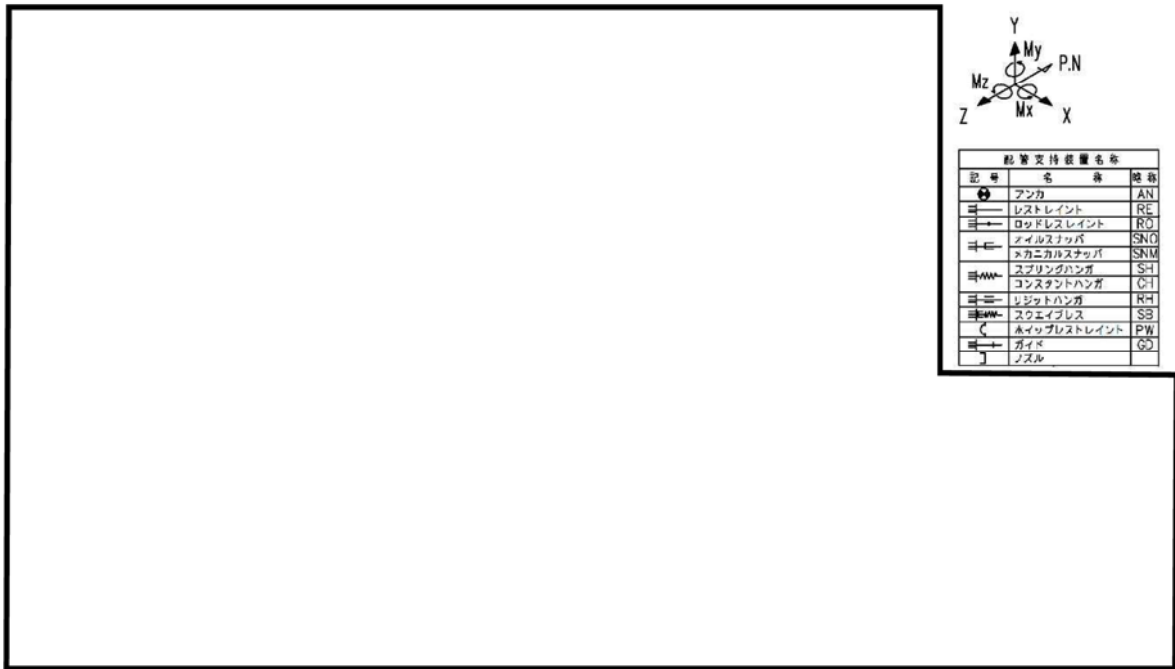
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CI
	リジッドハンガ	RH
	スクエイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 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)



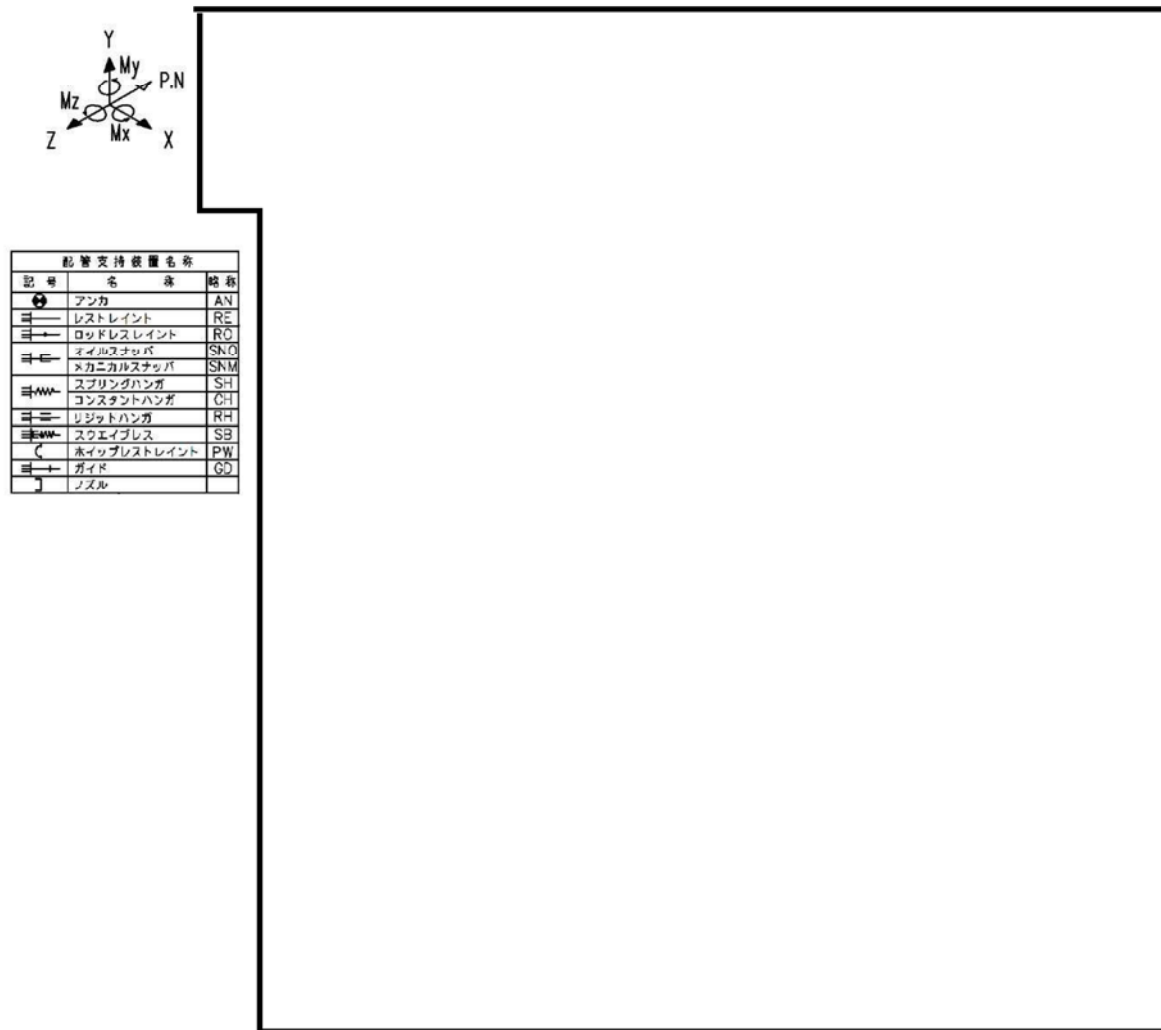
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所    ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)





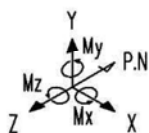
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	メカニカルストップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スクエイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

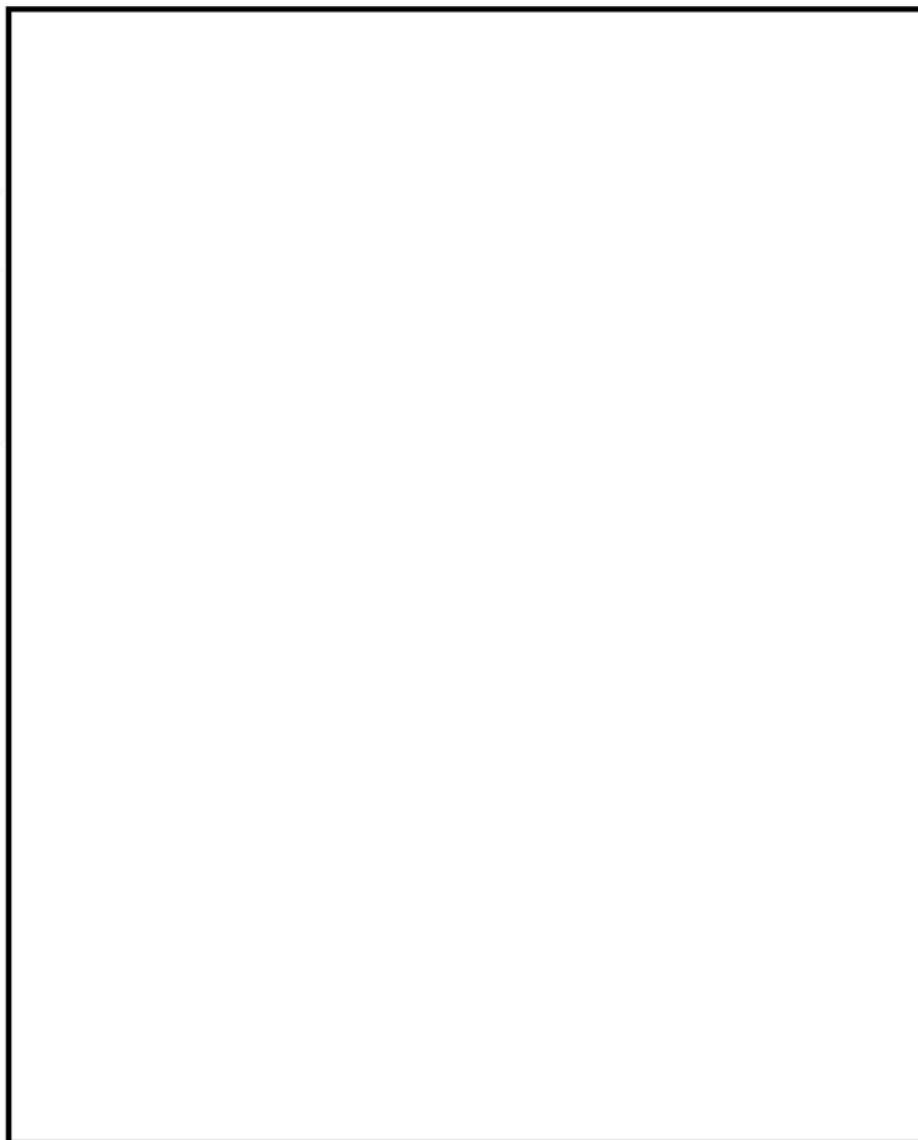
図 10 (13/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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	

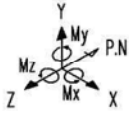


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

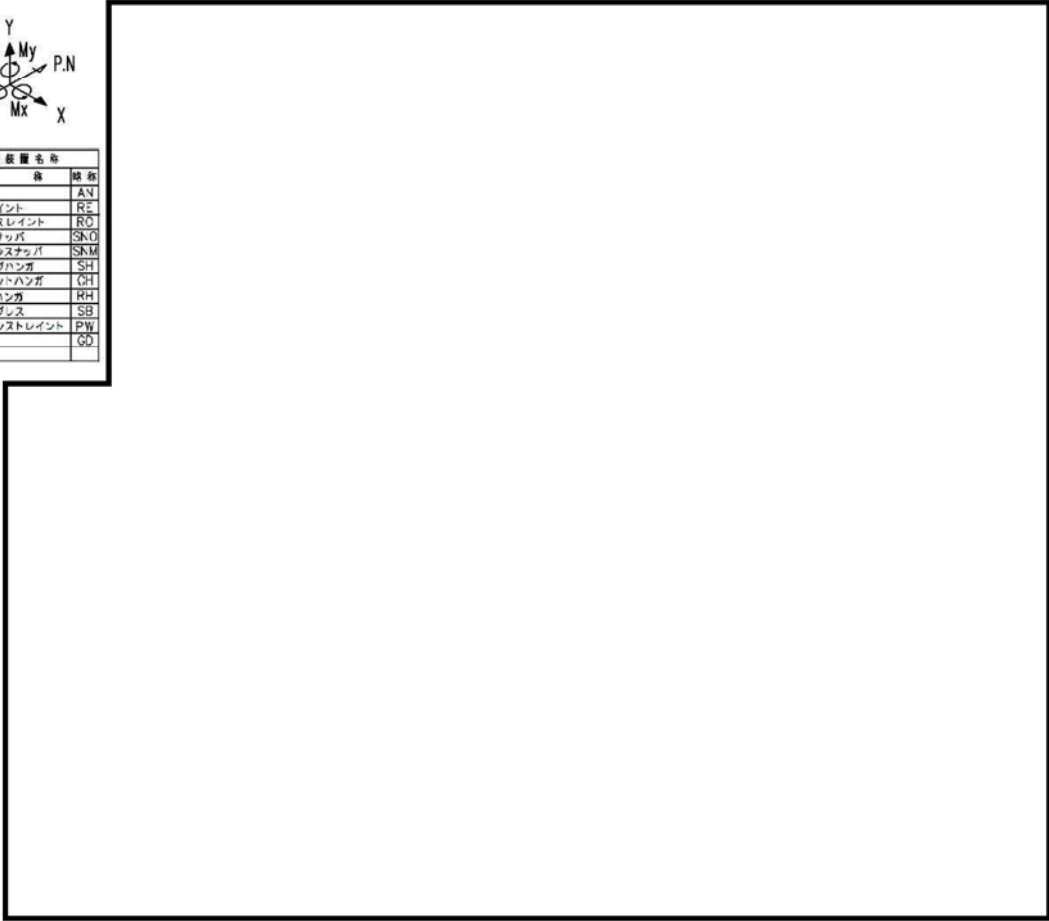
図 10 (14/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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
	レストレイント	RE
	ロッドレスレイント	RO
	ノズルスナップ	SKO
	メカニカルスナップ	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
	ノズルレストレイント	PW
	ガイド	GD
	インスル	

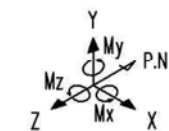


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)



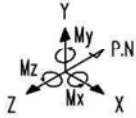
配管支持装置名称		
記号	名称	線形
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SNO
	メカニカルスナッチャ	SNM
	スプリングハンガ	S-H
	コンスタントハンガ	C-H
	レジットハンガ	R-H
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

○ : 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

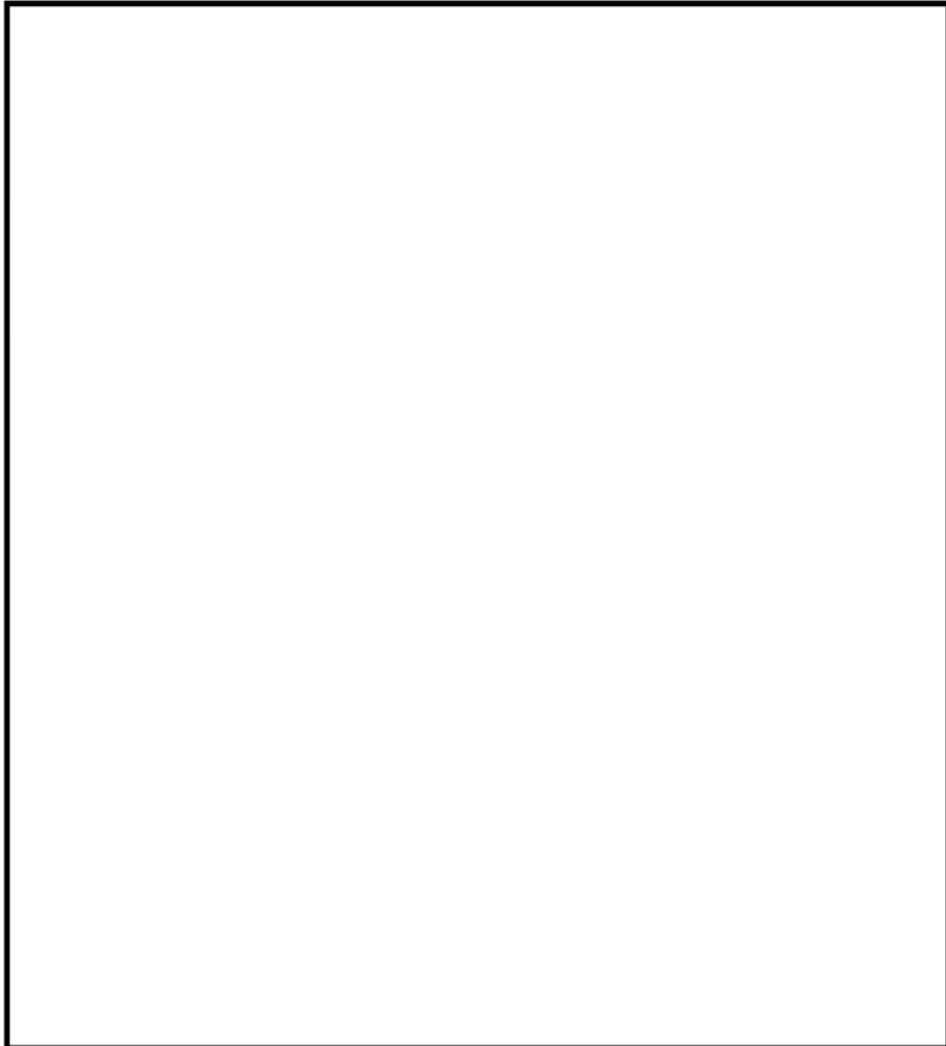
図 10 (16/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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
—	ロッドレストレイント	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
—	リジッドハンガ	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	

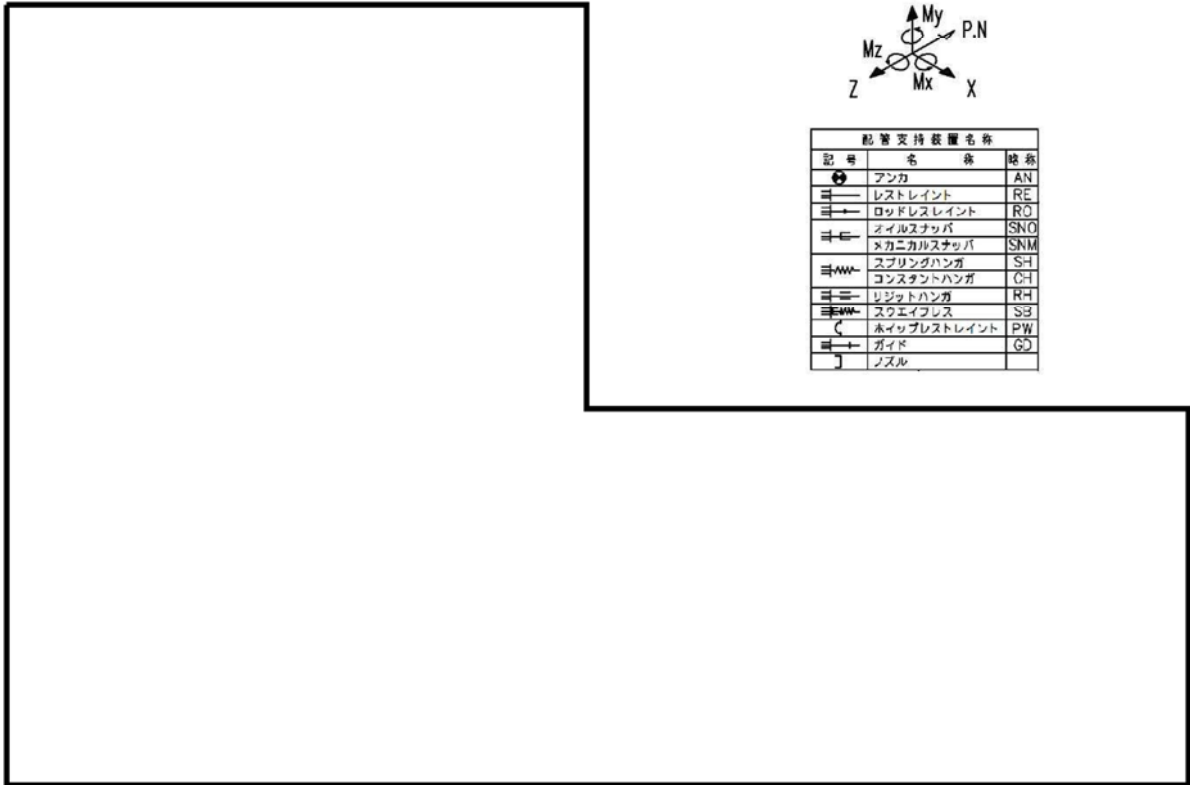


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)

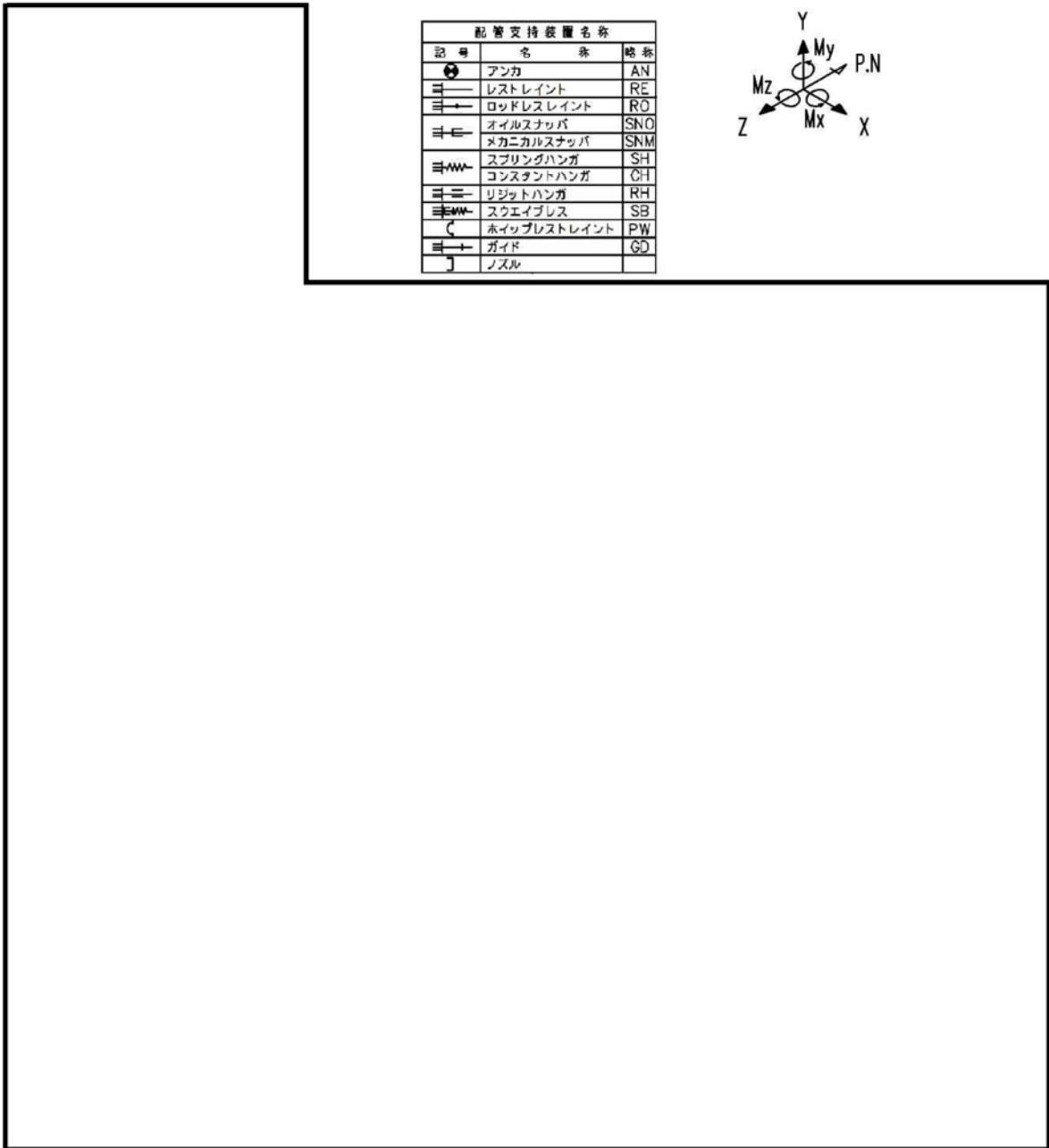


— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

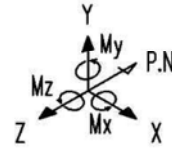
図 10 (18/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

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	



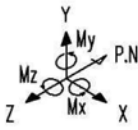
:耐震 BC による耐震補強箇所

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

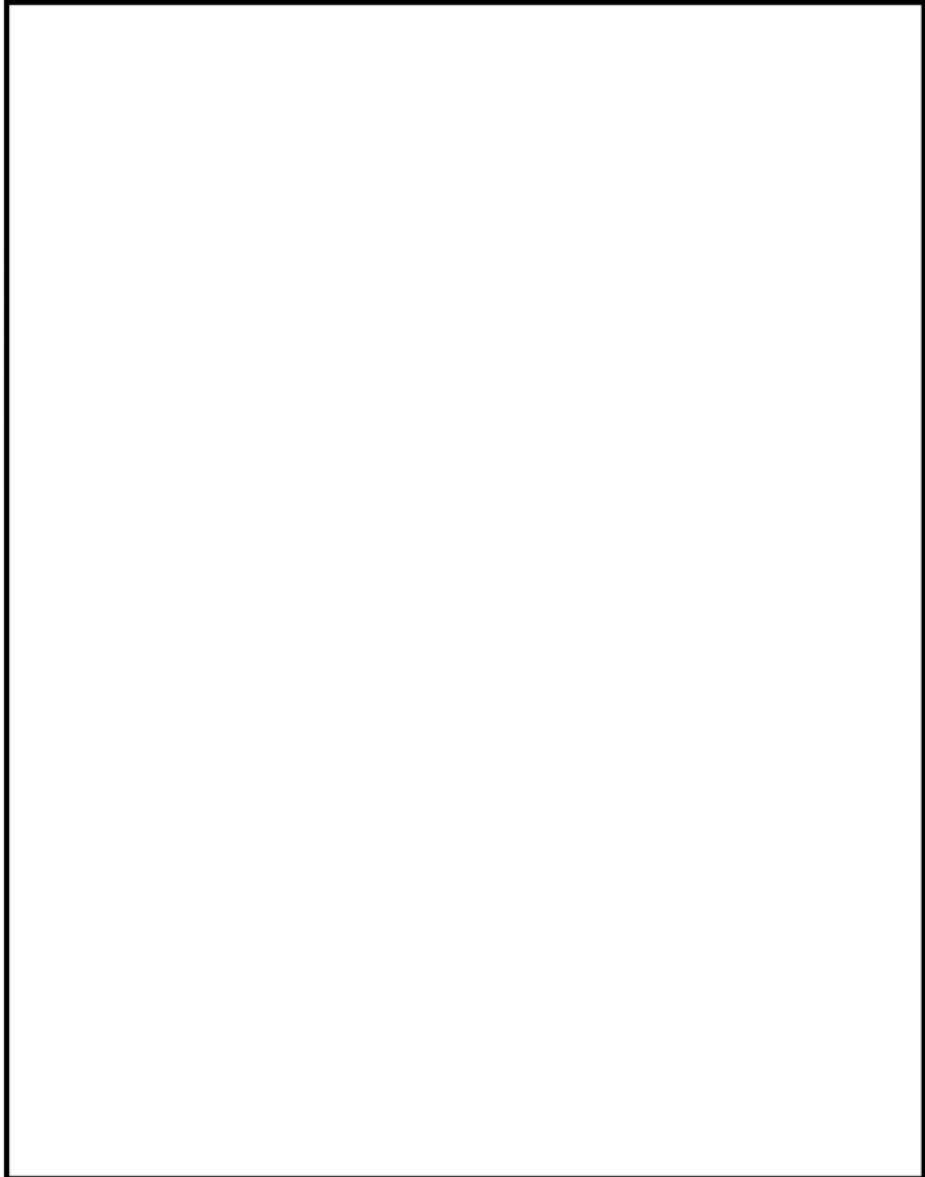
図 10 (19/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

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straint	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	



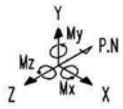
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)】

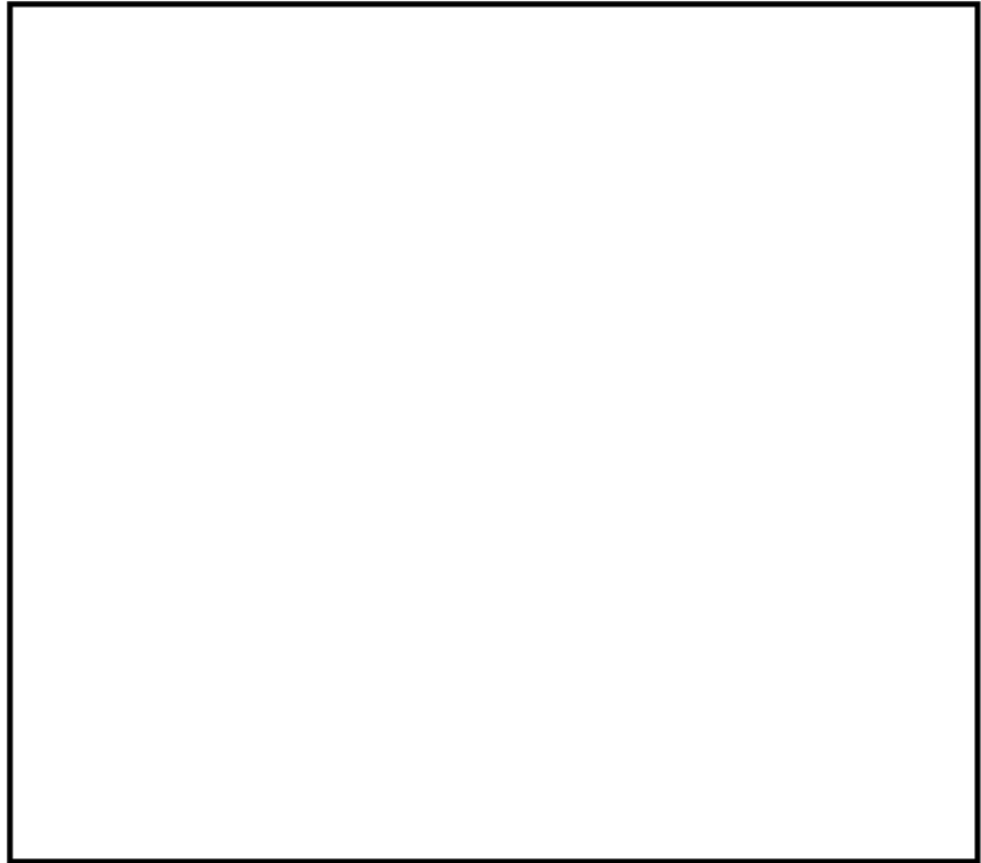
表 11 (20/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

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		

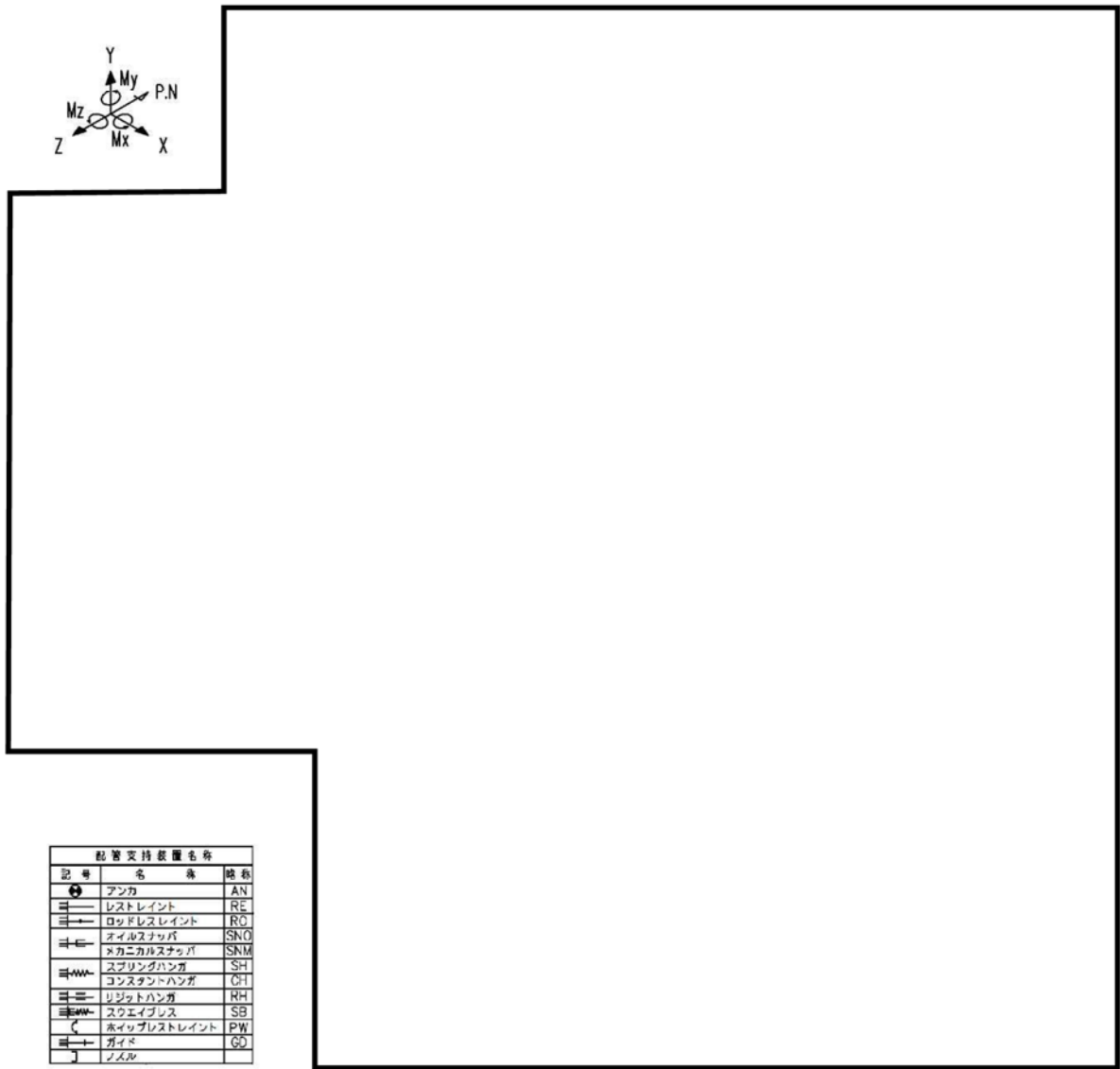


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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)

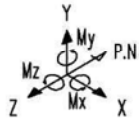


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ≡ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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	

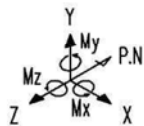


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所      — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

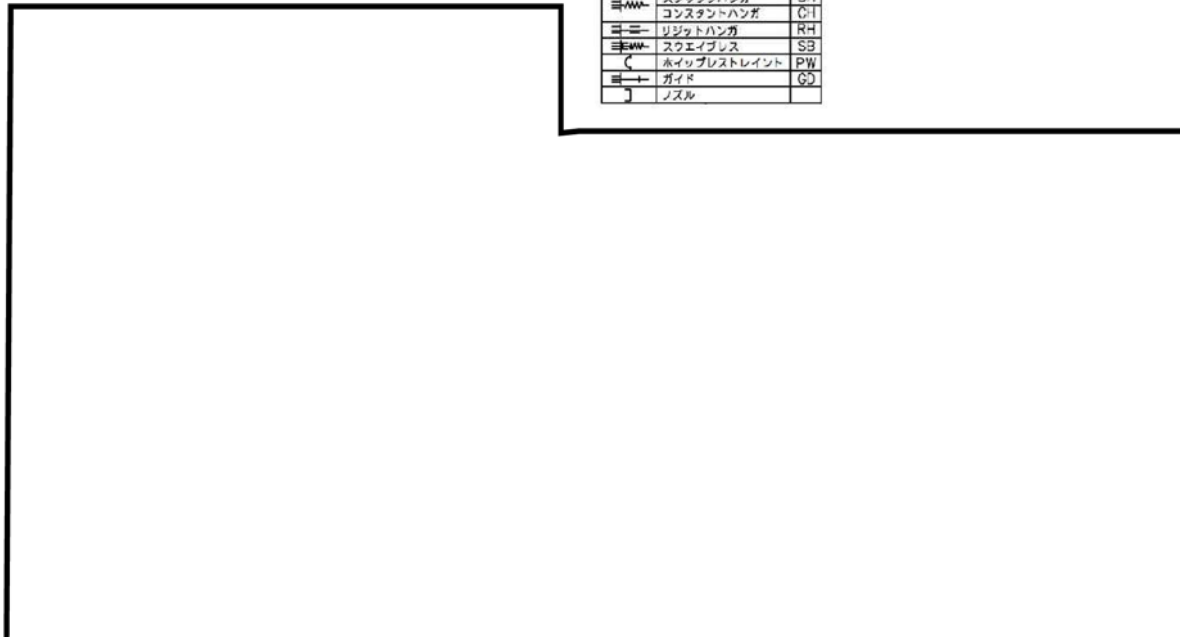
図 10 (23/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

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	



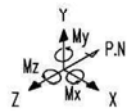
: 補正工認等による耐震補強実施箇所

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）



配管支持装置名称		
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	

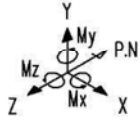


☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所      ☉ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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
	ソーエイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ナツル	



○ : 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

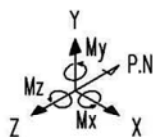
図 11 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

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）】

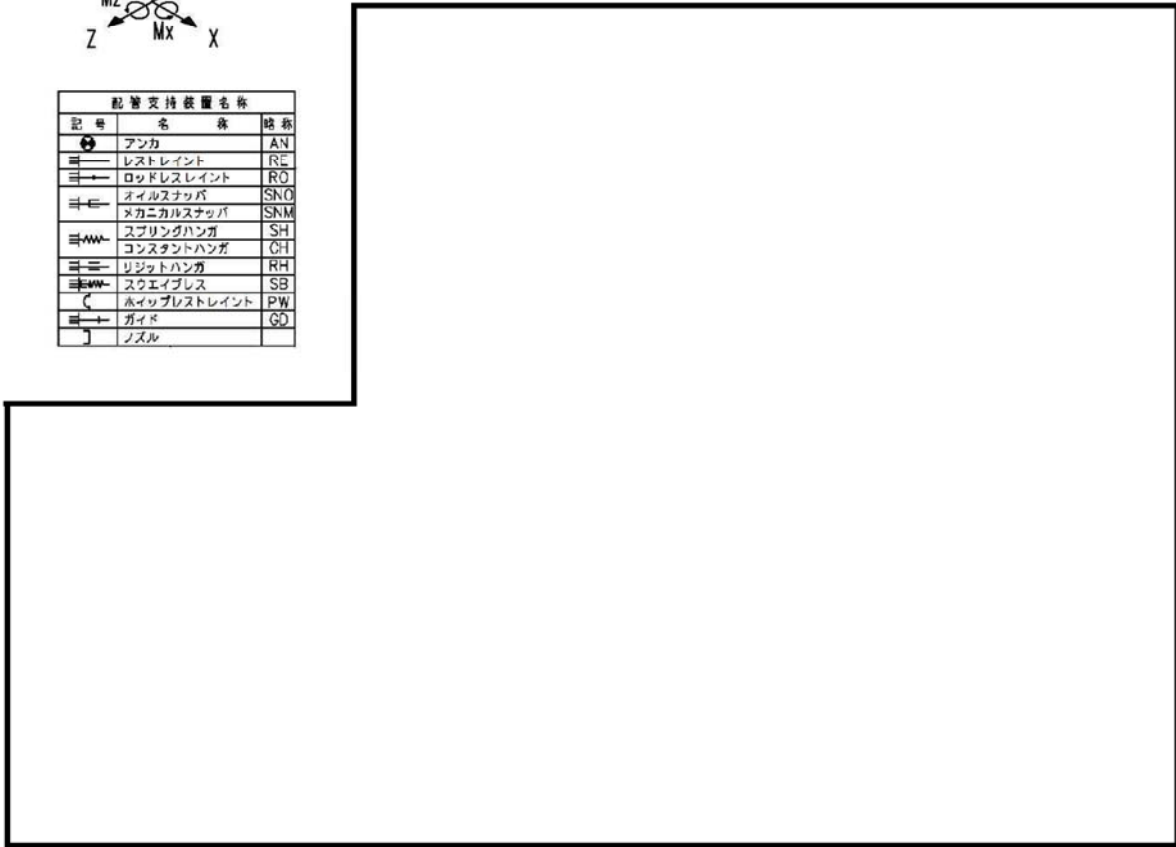
サポート番号	補強内容
SNO-FDW-134 (C)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-134 (D)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-137-3	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-FDW-138-5	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



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	

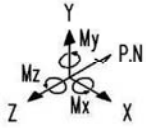


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

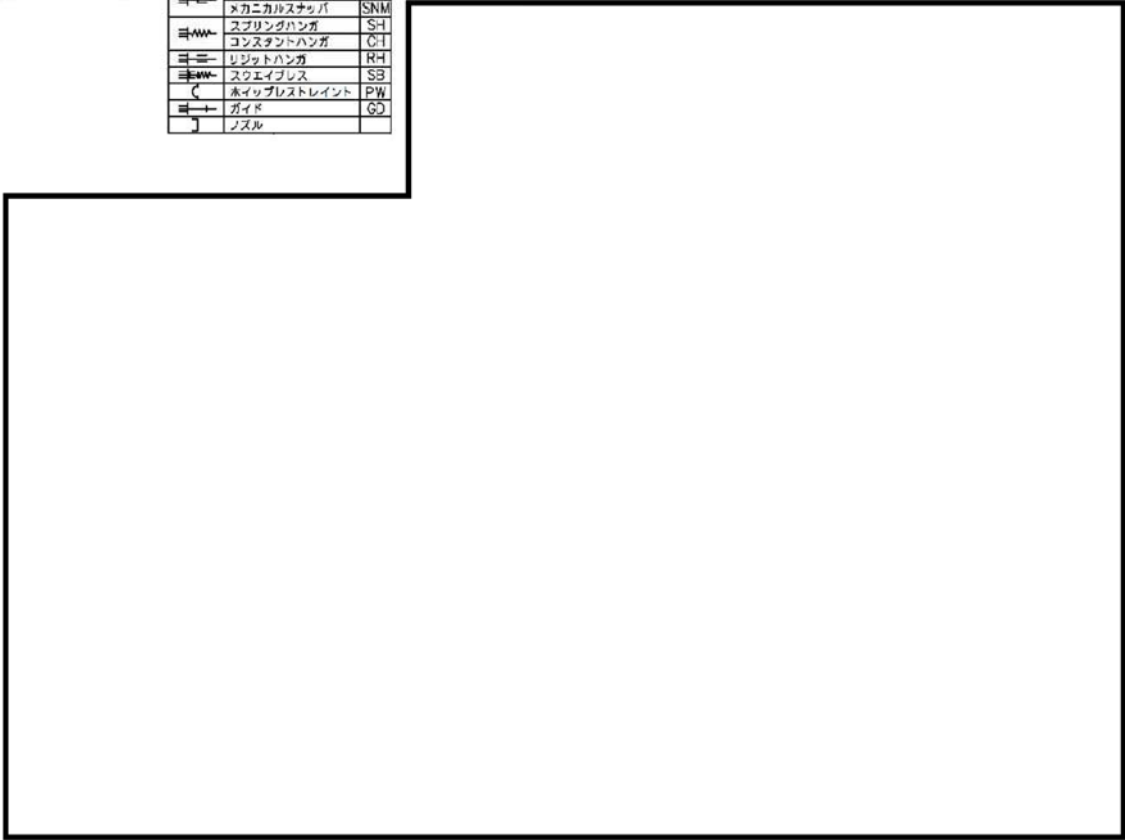
図 12 (1/2) 補正工認等による耐震耐震補強実施箇所【給水系】

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	



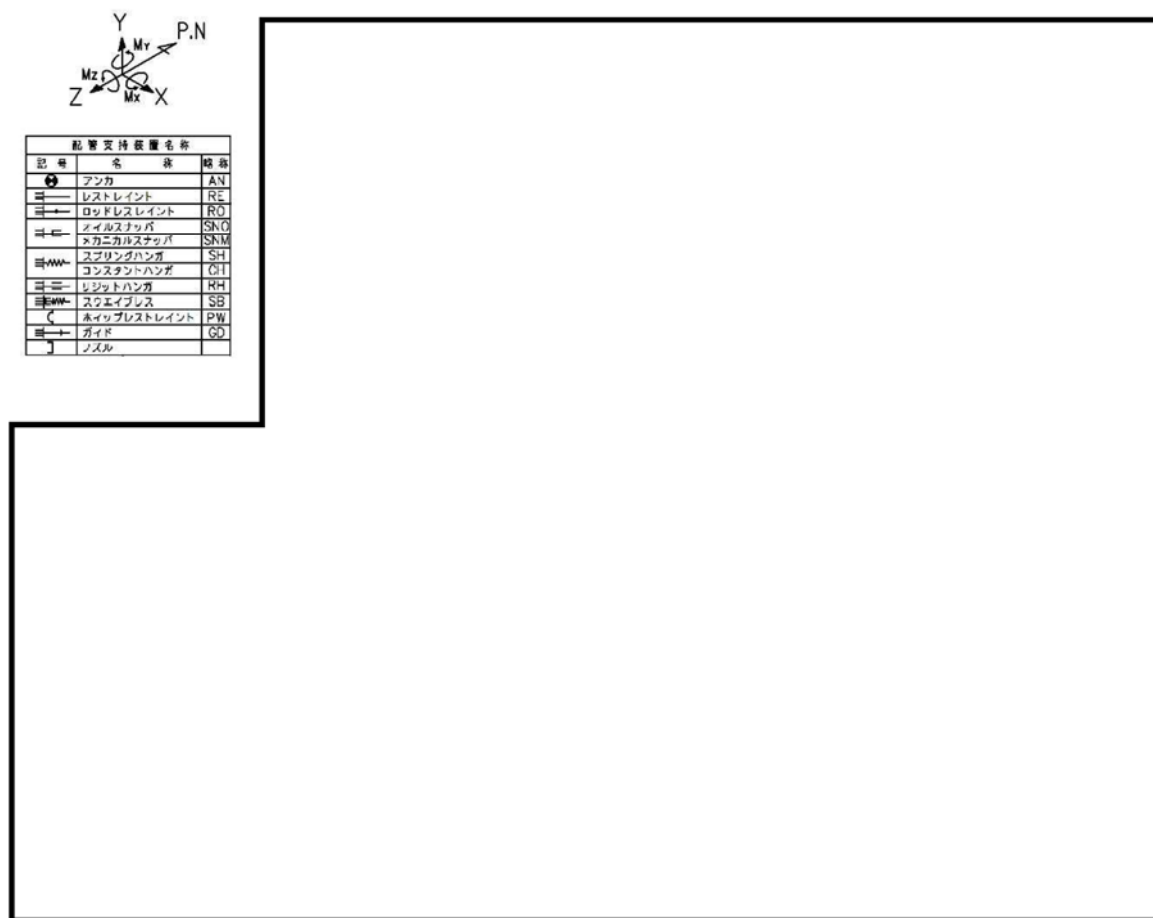
○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

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

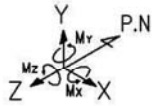


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

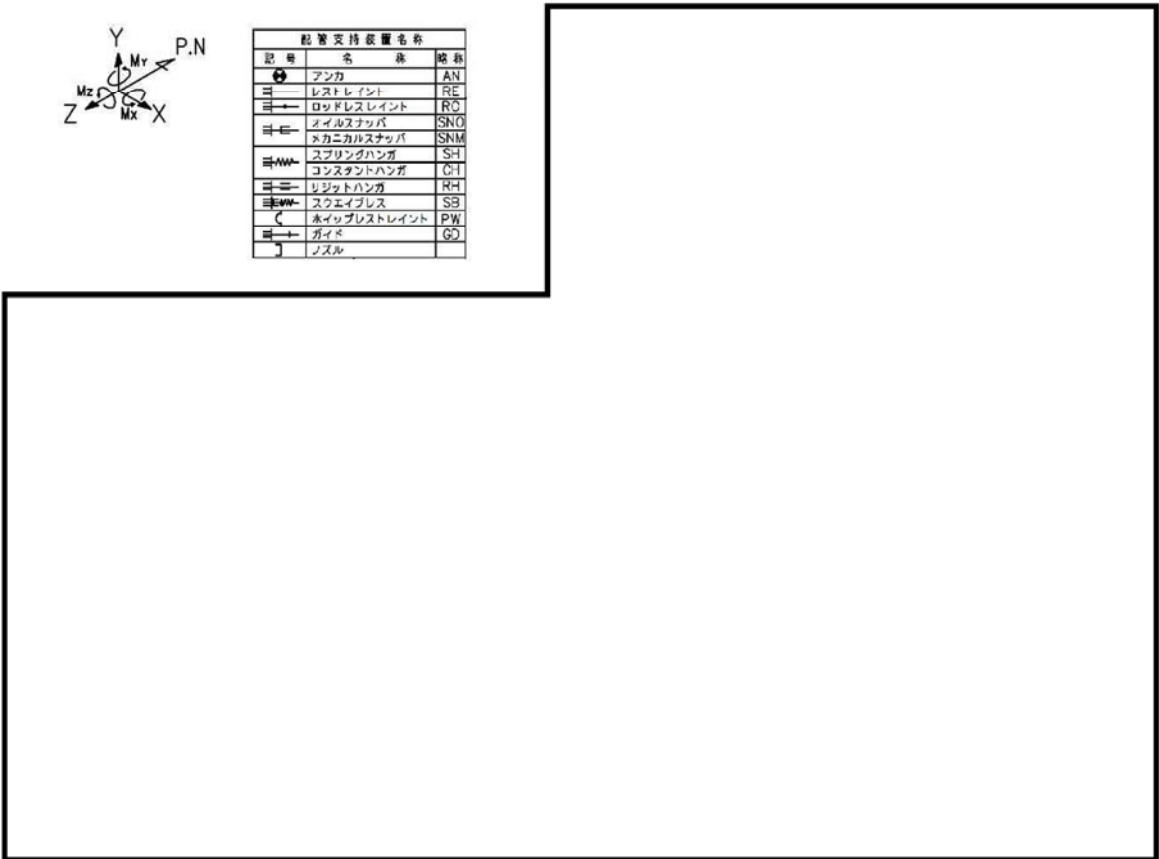
図 13 (1/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

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
—	オイルスナッチ	SNO
—	スカルスナッチ	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	

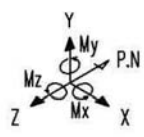


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

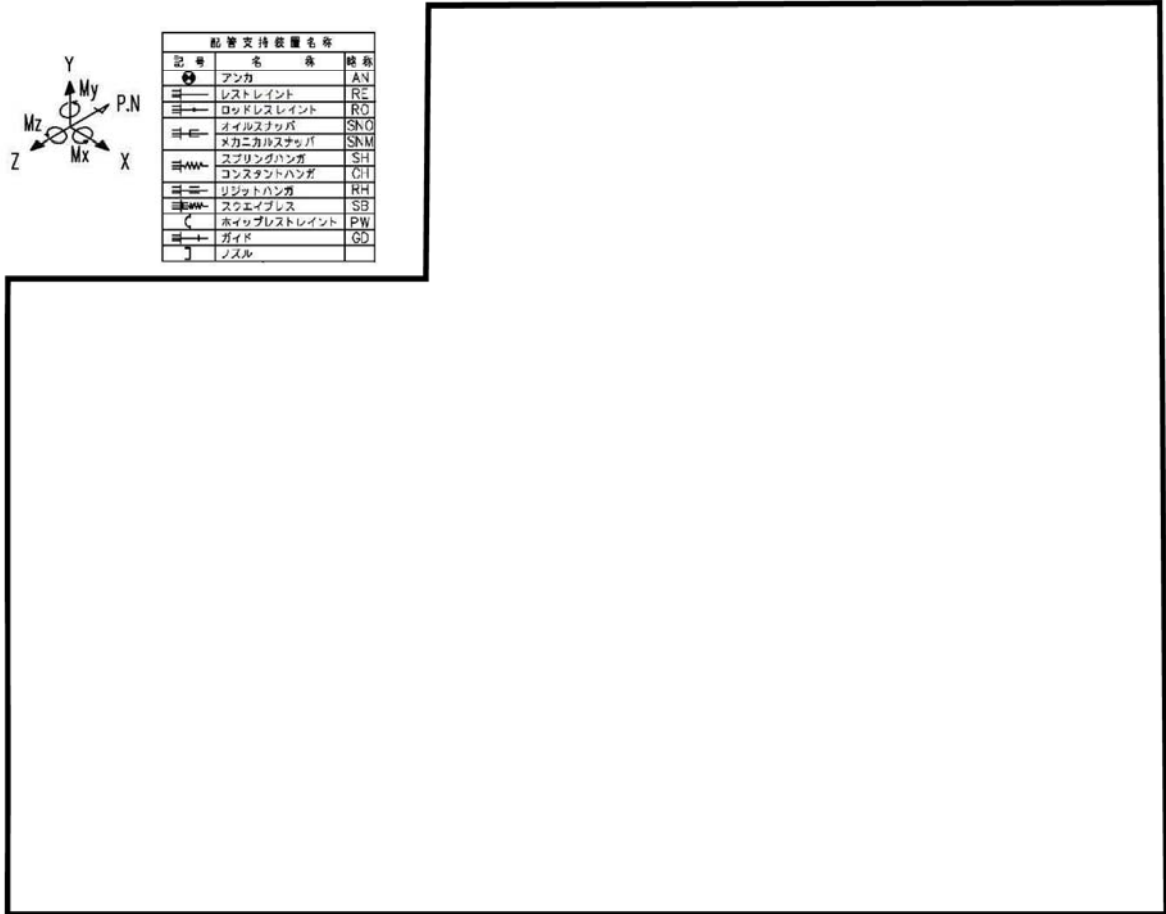
図 13 (2/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

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	



○ : 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

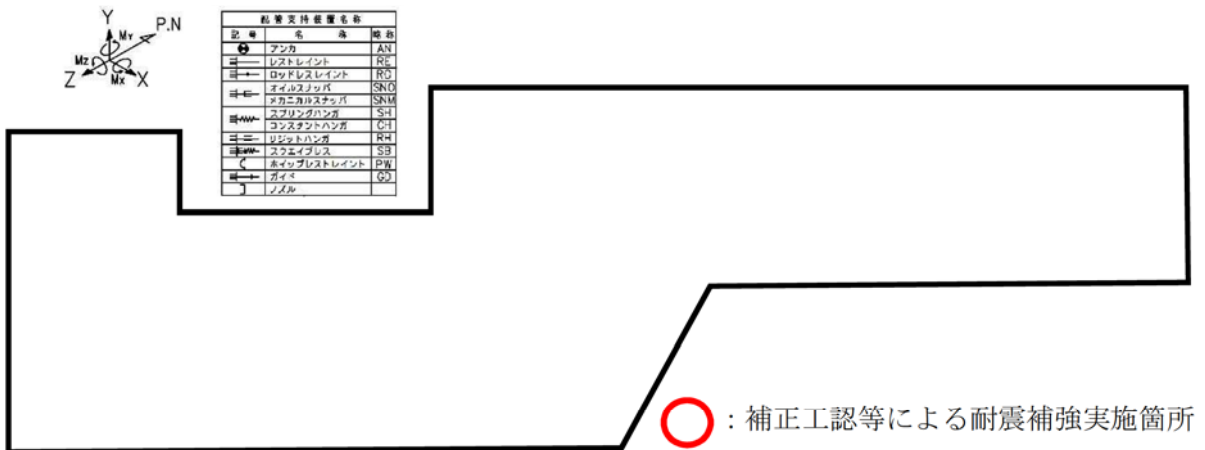


図 14 (1/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【給水加熱器ドレン系】

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)



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)

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の説明を添付番号 1 に示す。

(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。

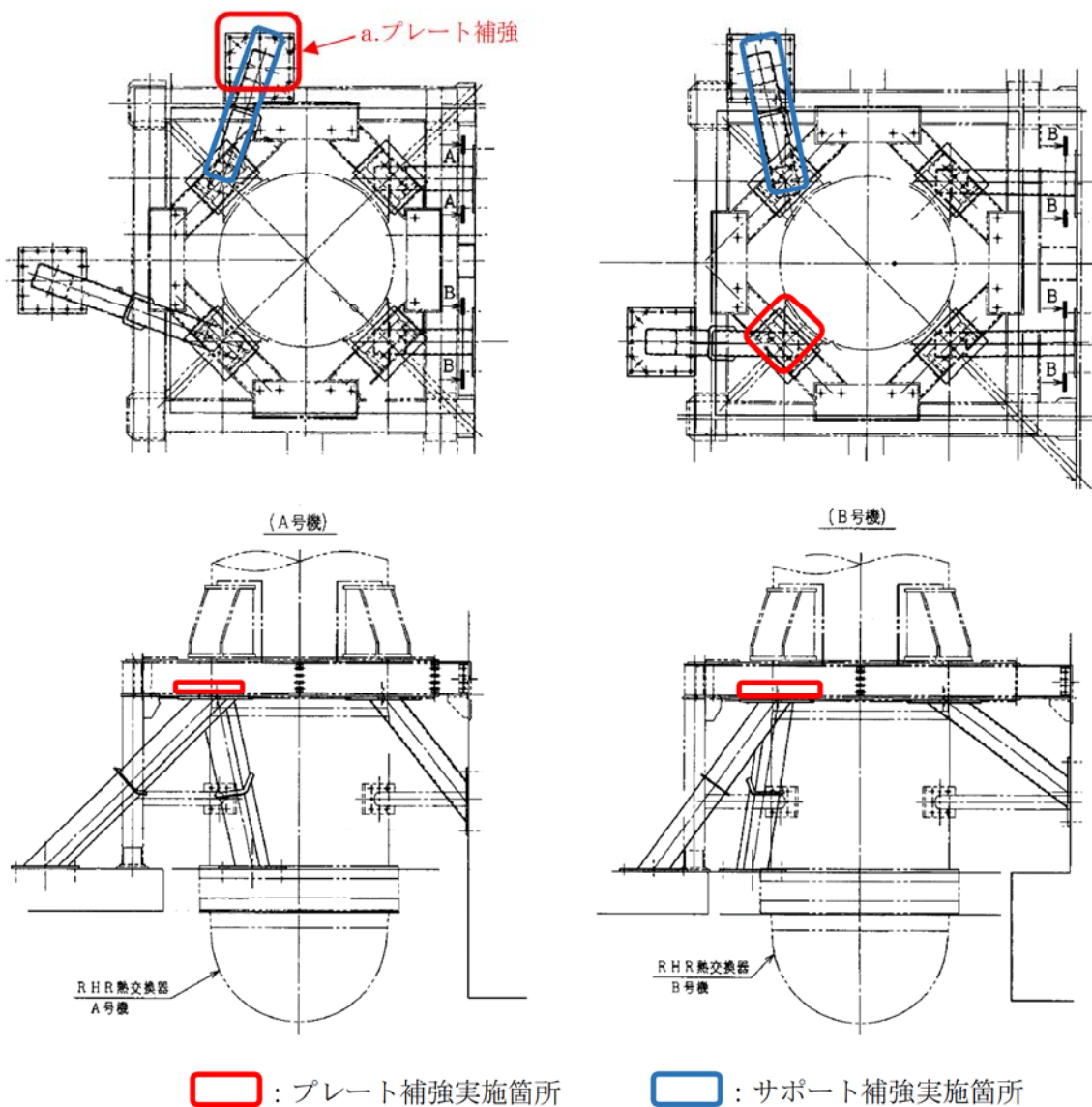
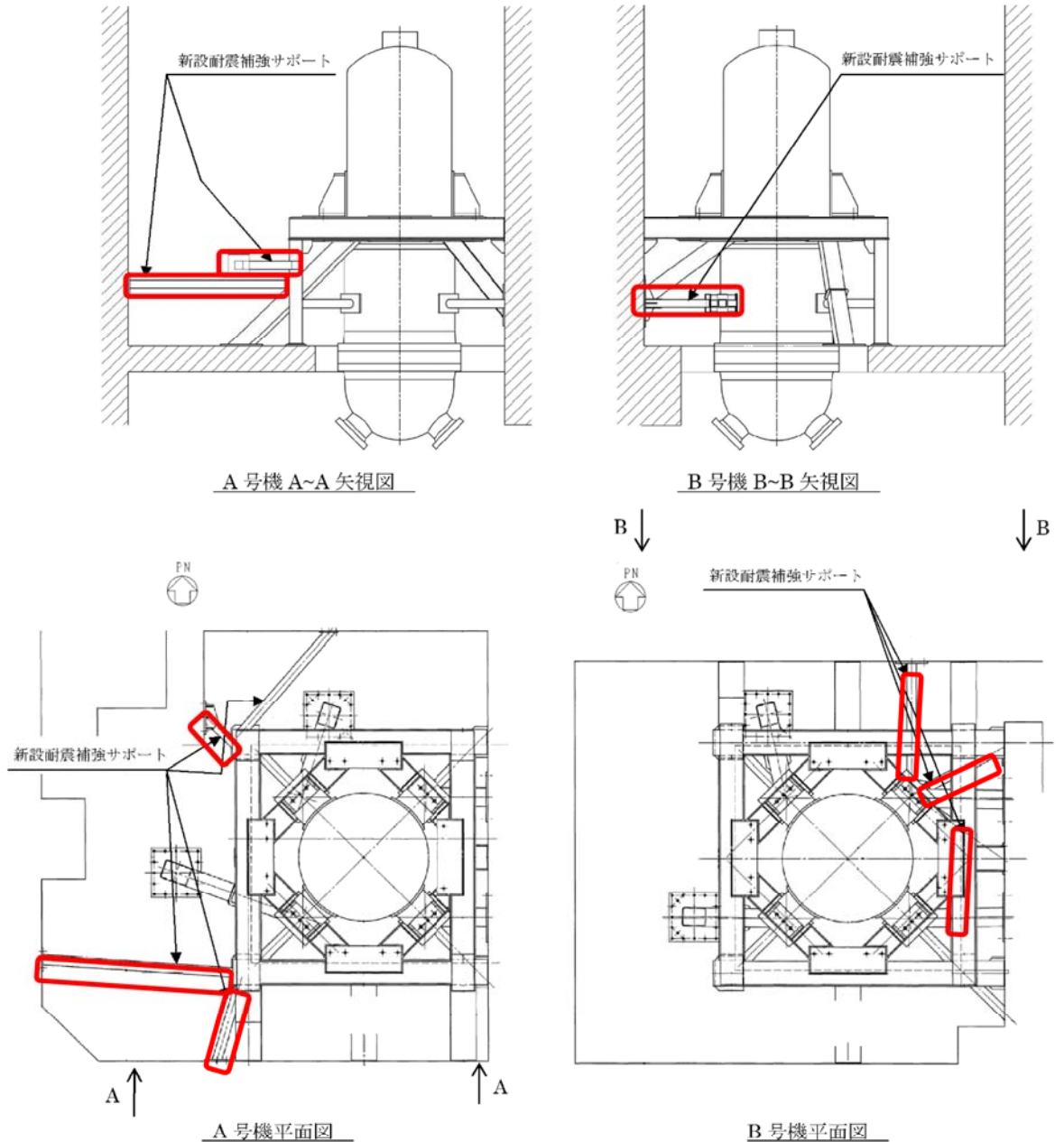


図 15 耐震 BC による耐震補強概要図

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。

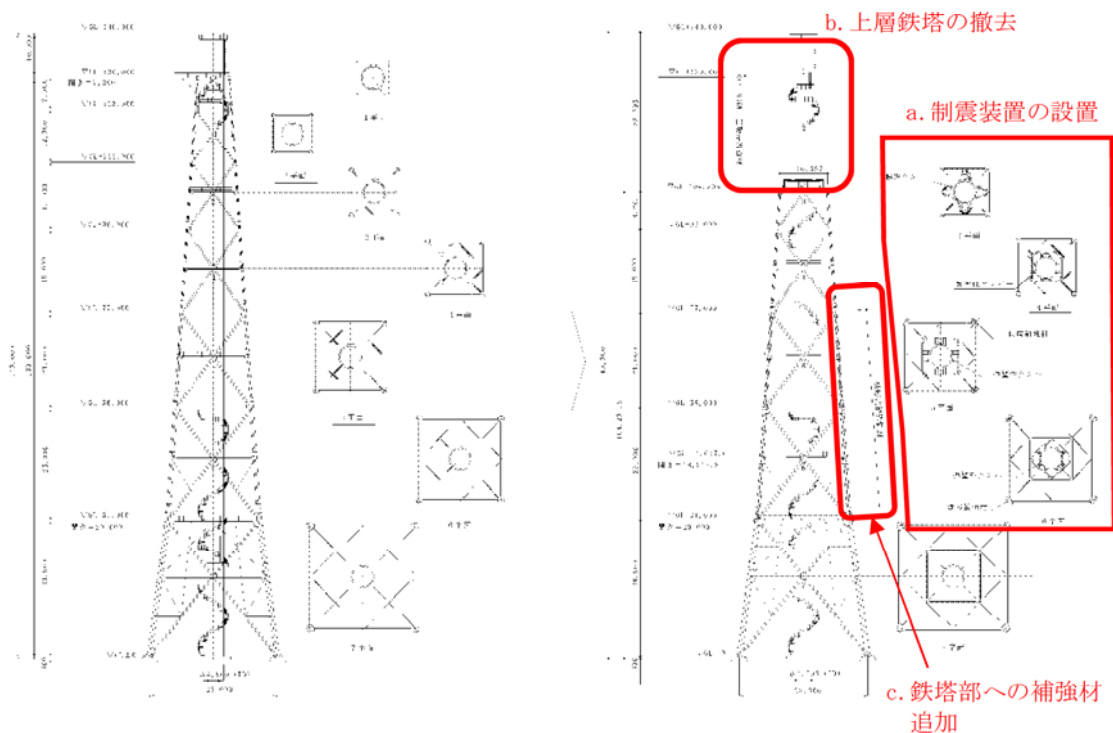


図 17 耐震 BC 時の主排気筒耐震補強概略図

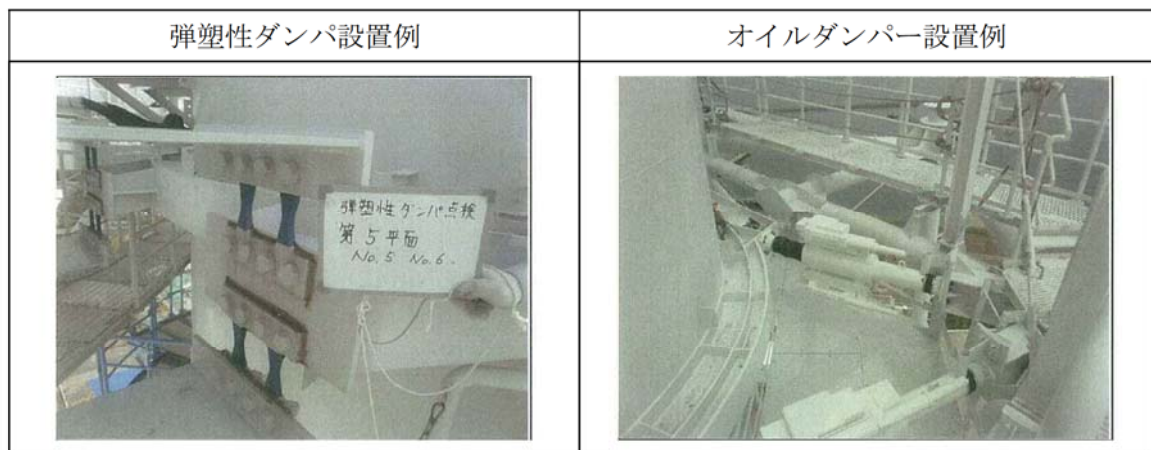


図 18 弾塑性ダンパ、オイルダンパ設置状況

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。

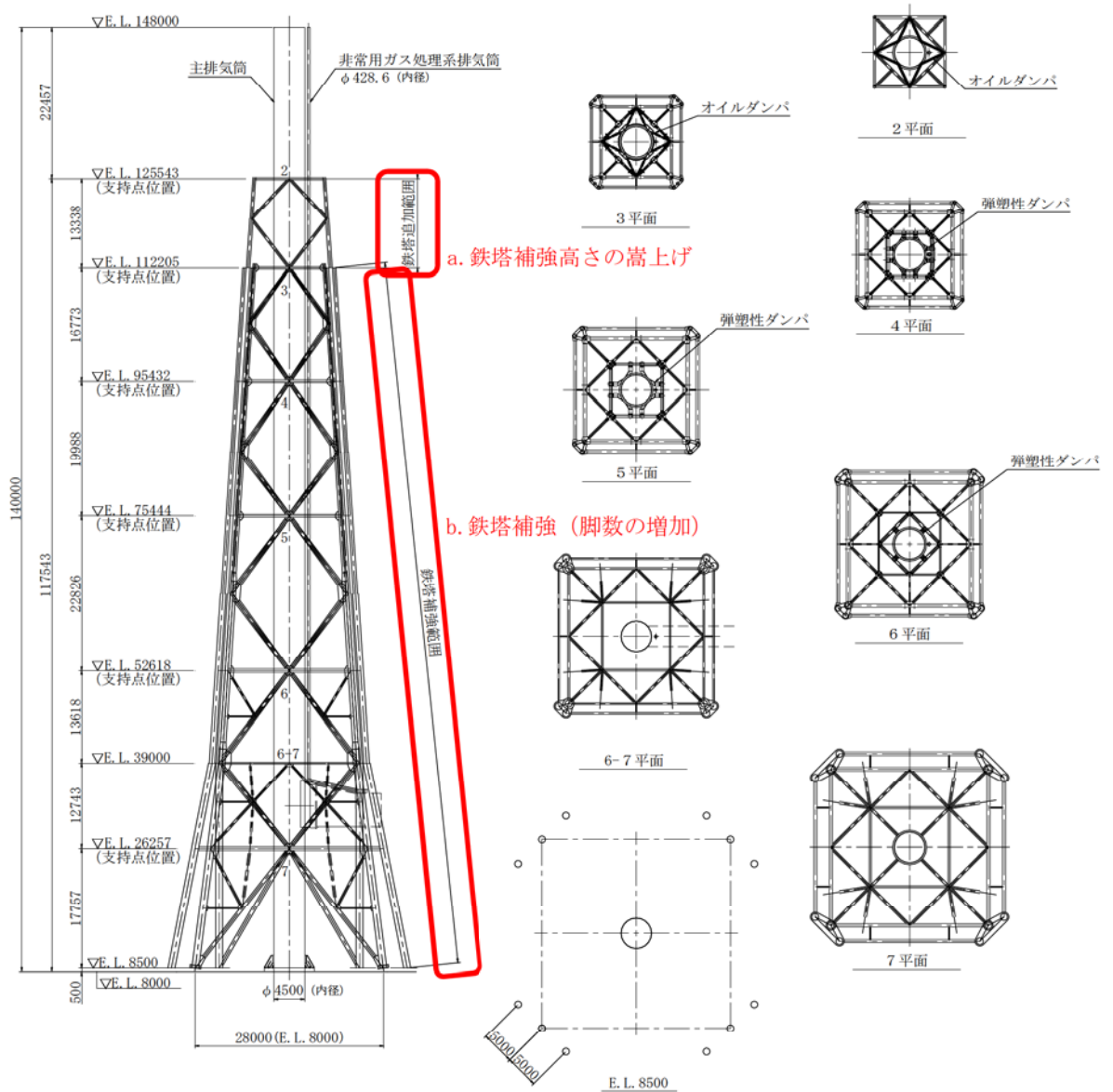


図 19 補正工認による耐震補強概要図【鉄塔部】

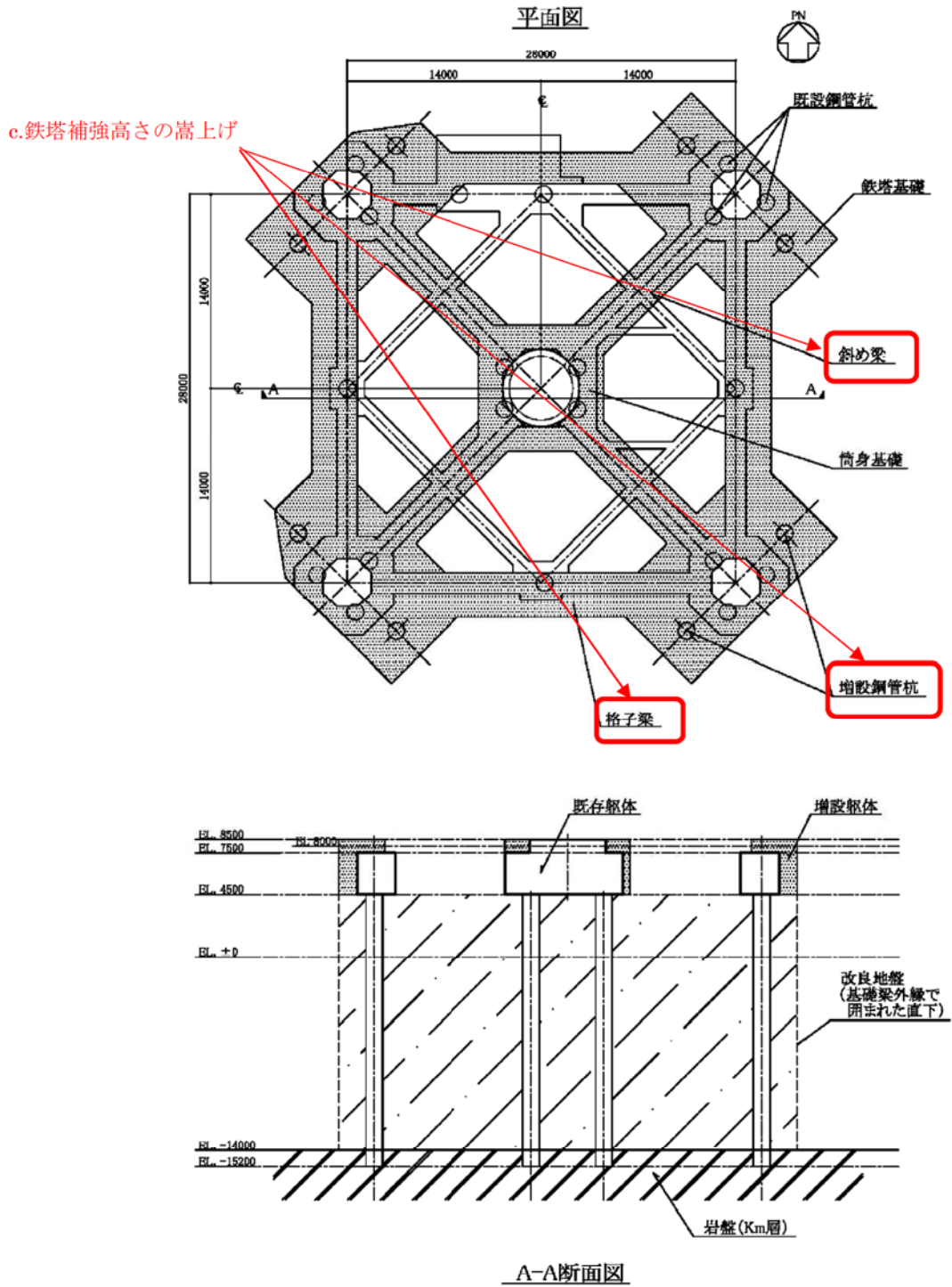


図 20 補正工認による耐震補強概要図【基礎部】

#### (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

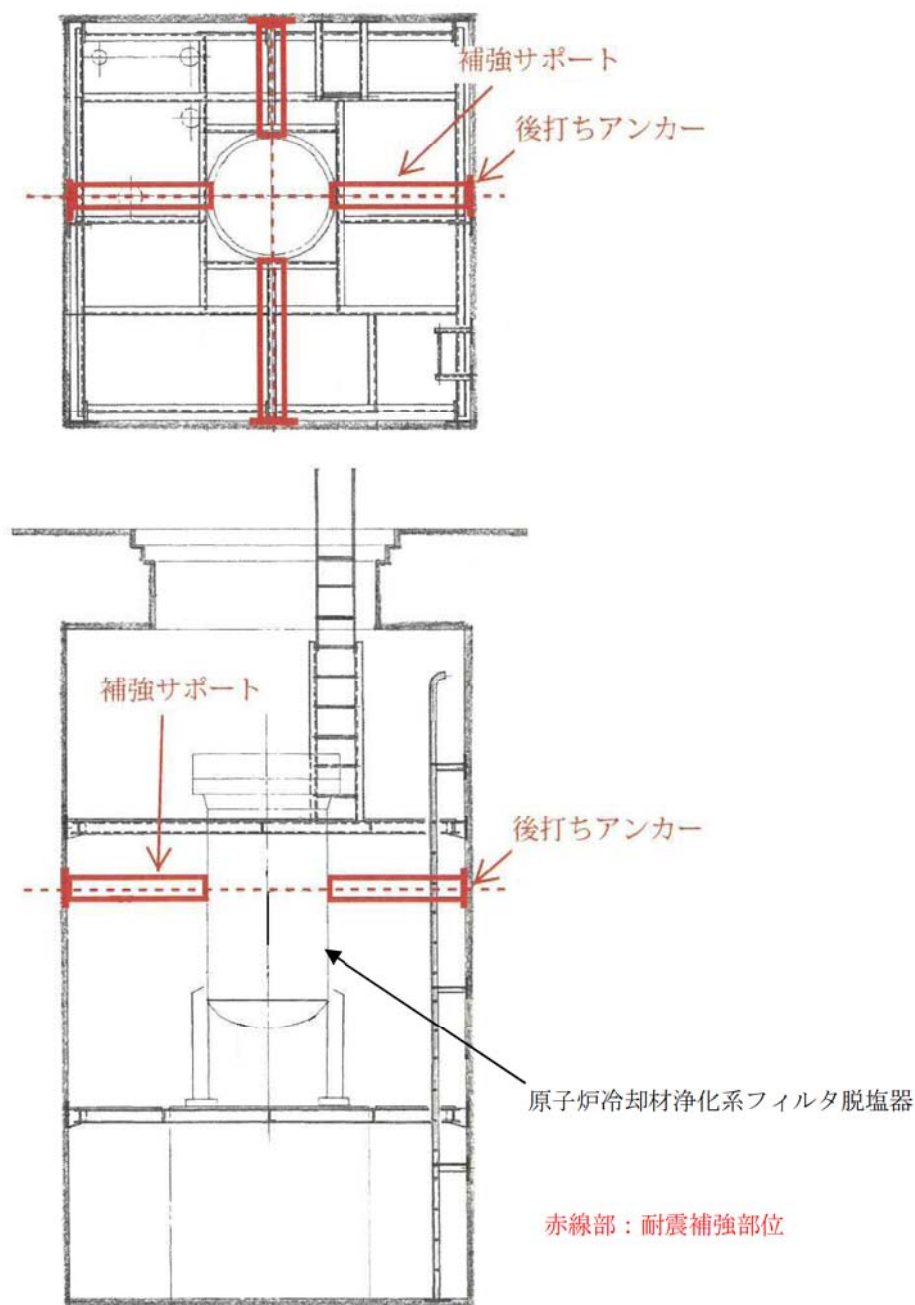


図 21 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器耐震補強概要図



② 雑固体焼却系設備焼却炉

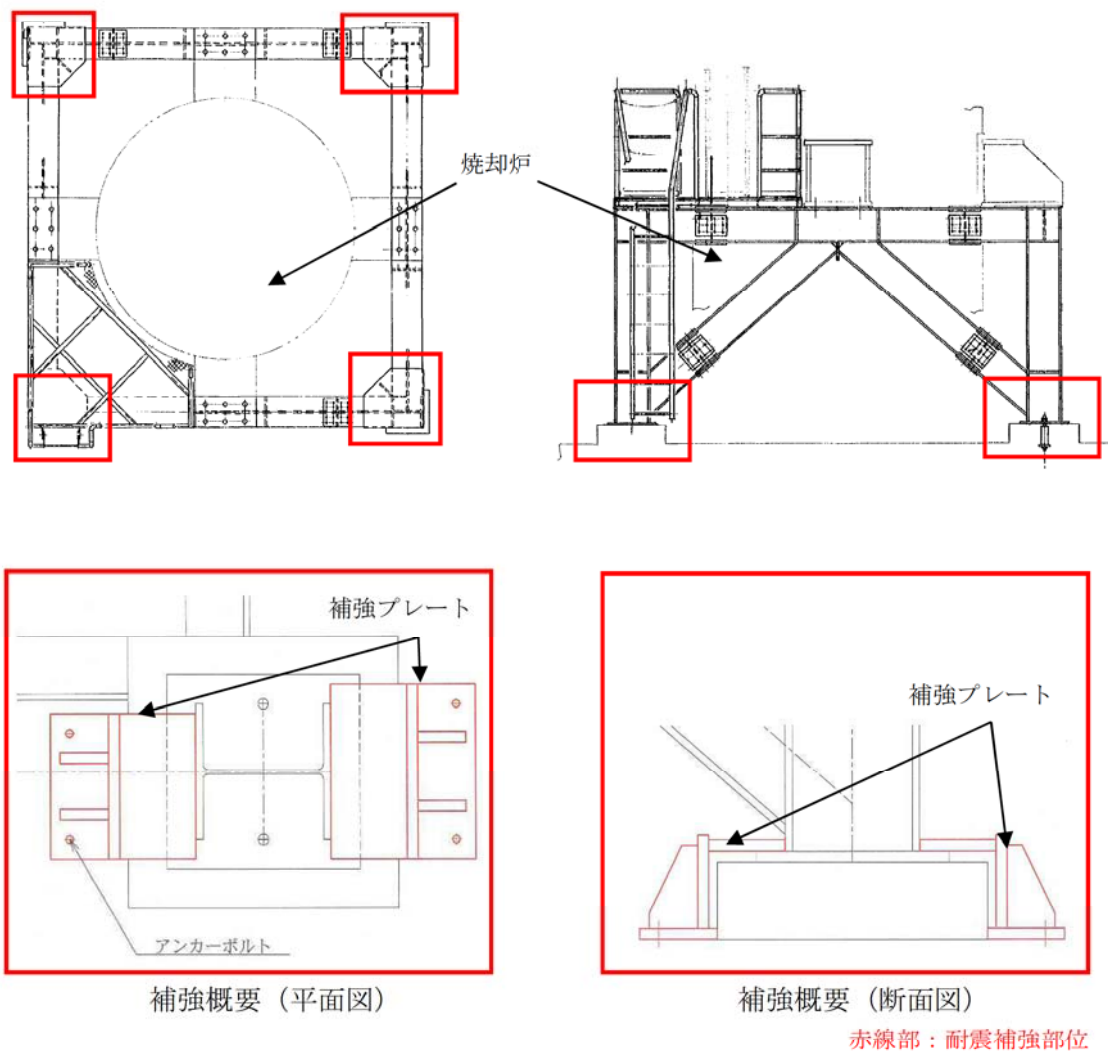
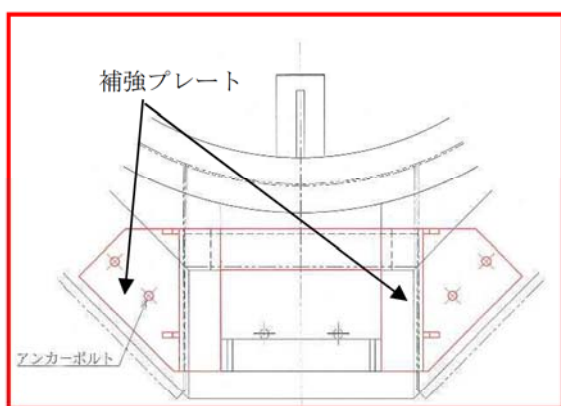
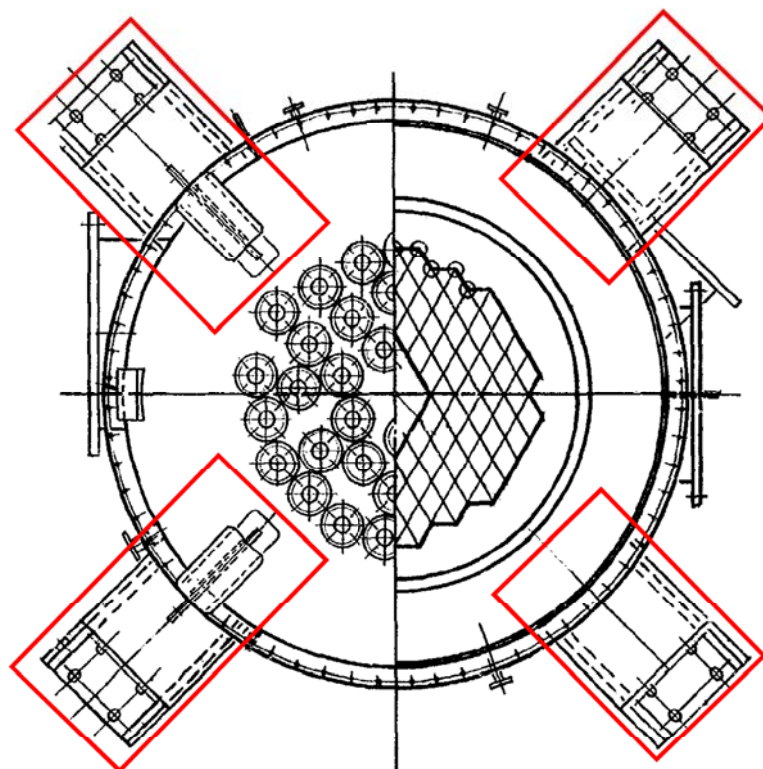
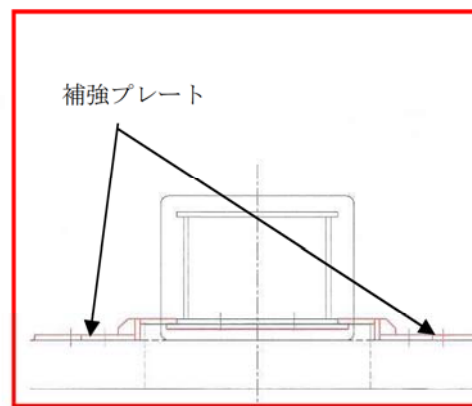


図 22 雑固体焼却系設備焼却炉耐震補強概要図

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。

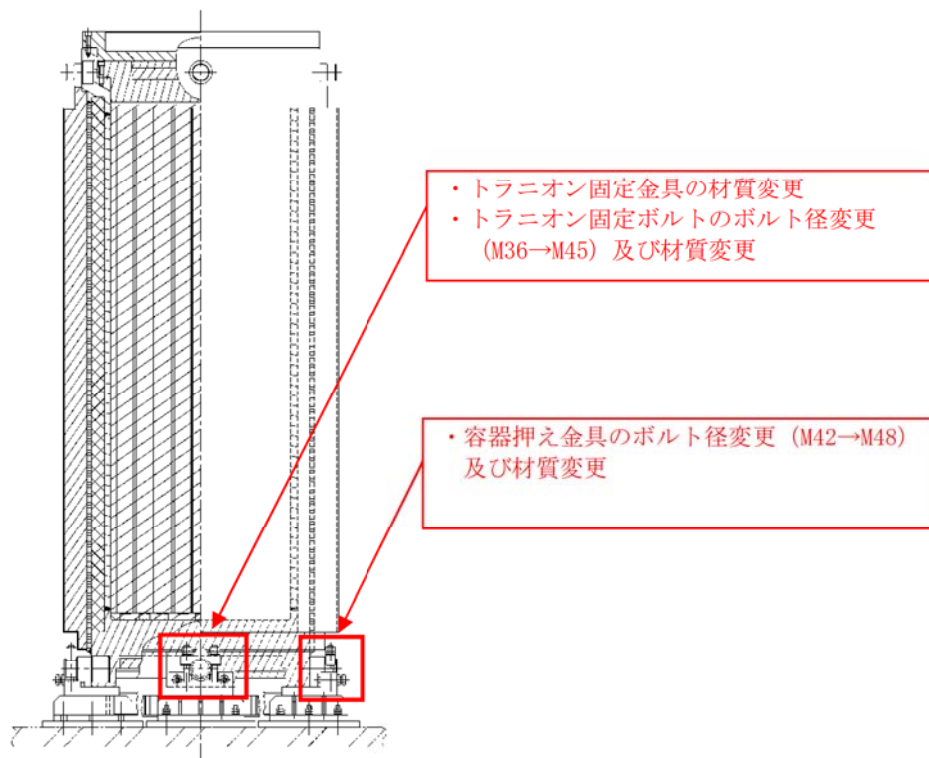


図24 (1/2) 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1～15号機) 耐震補強概要図

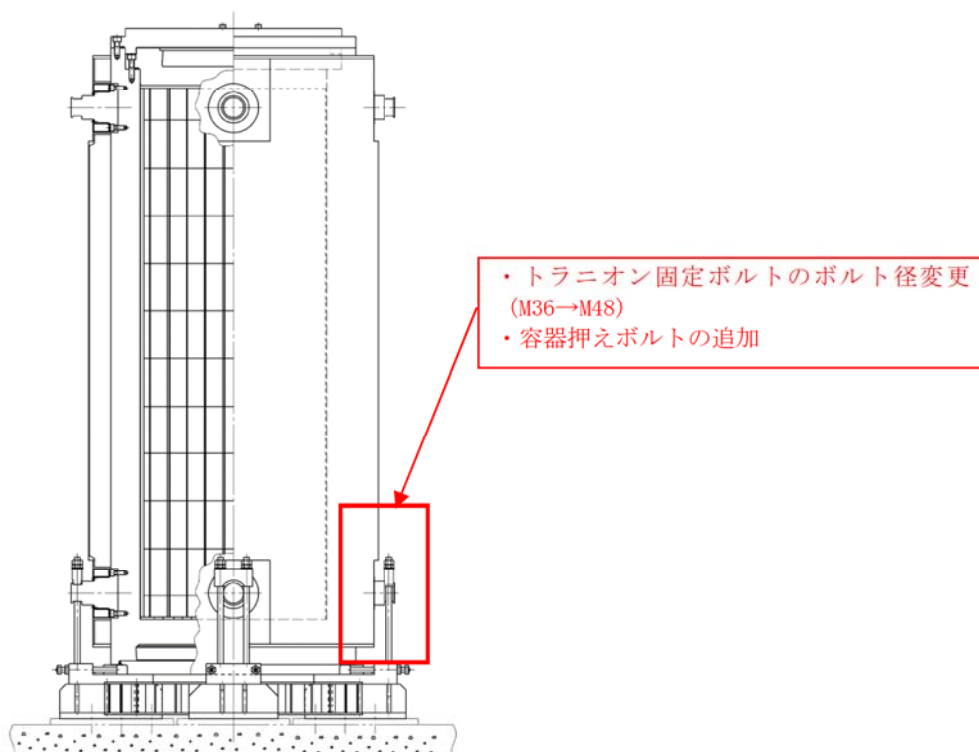


図24 (2/2) 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (16,17号機) 耐震補強概要図

## 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1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2に耐震補強が必要となった要因を示す。

表1 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2 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



## 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\*<sup>1</sup>

### (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\*<sup>2</sup>
- ・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)

\*<sup>1</sup>: 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。

\*<sup>2</sup>: 防潮堤のうち鉄骨構造物 (鋼製防護壁) のアンカーボルトは, 全てコンクリート埋設となることから評価対象から除外としている。(図1及び図2参照)

### 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が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		
			i	ii			
高経年化対策上 着目すべき経年 劣化事象	○	○	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 ①②	×	×	×	◎
			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	◎
			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	○	○	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) △	○	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 ⑧ ⑨ ⑪
		—	—	④ ⑤ ⑦ ⑩ ⑬	—	—	—

○：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がある経年劣化事象として抽出

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

【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

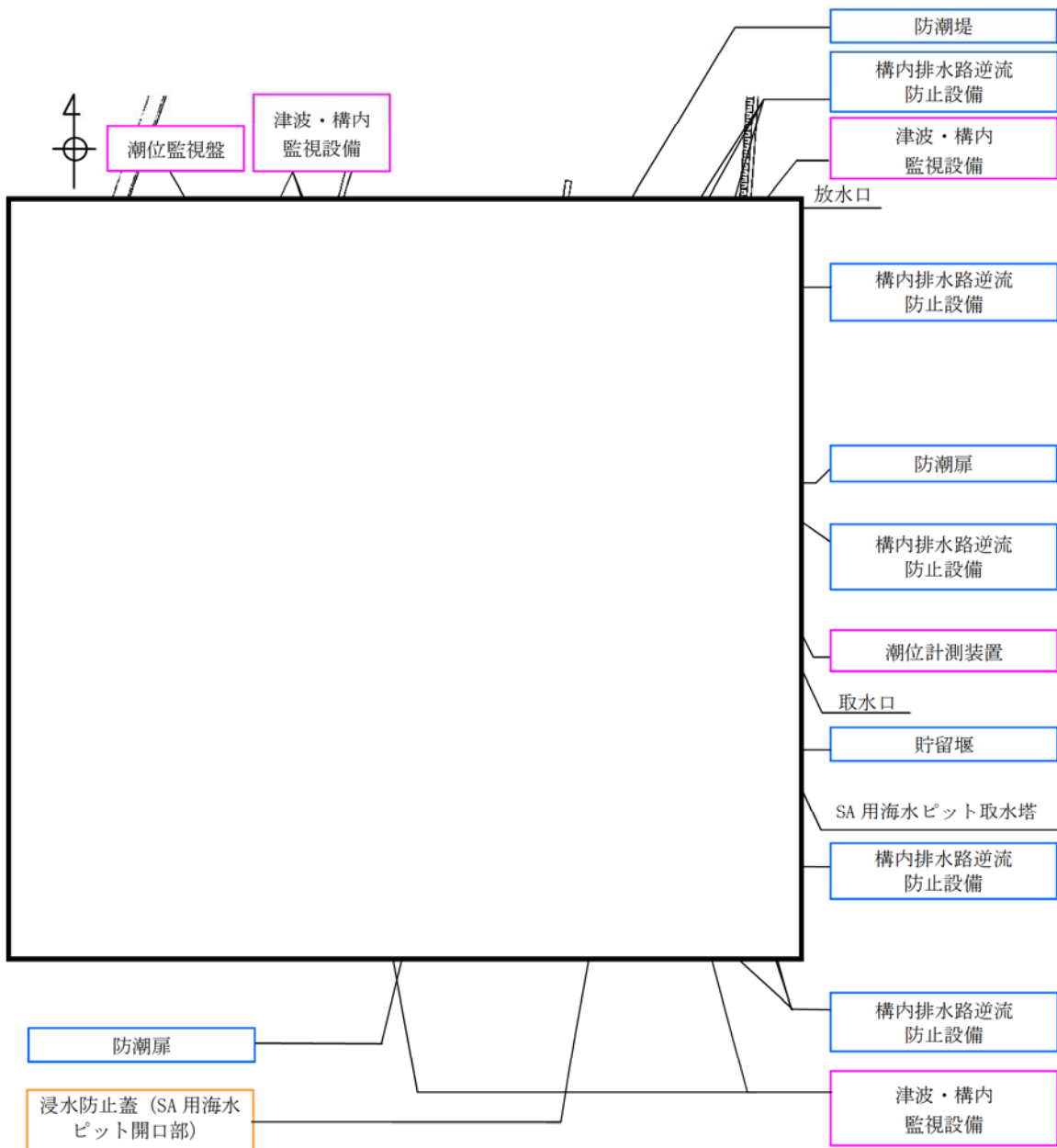
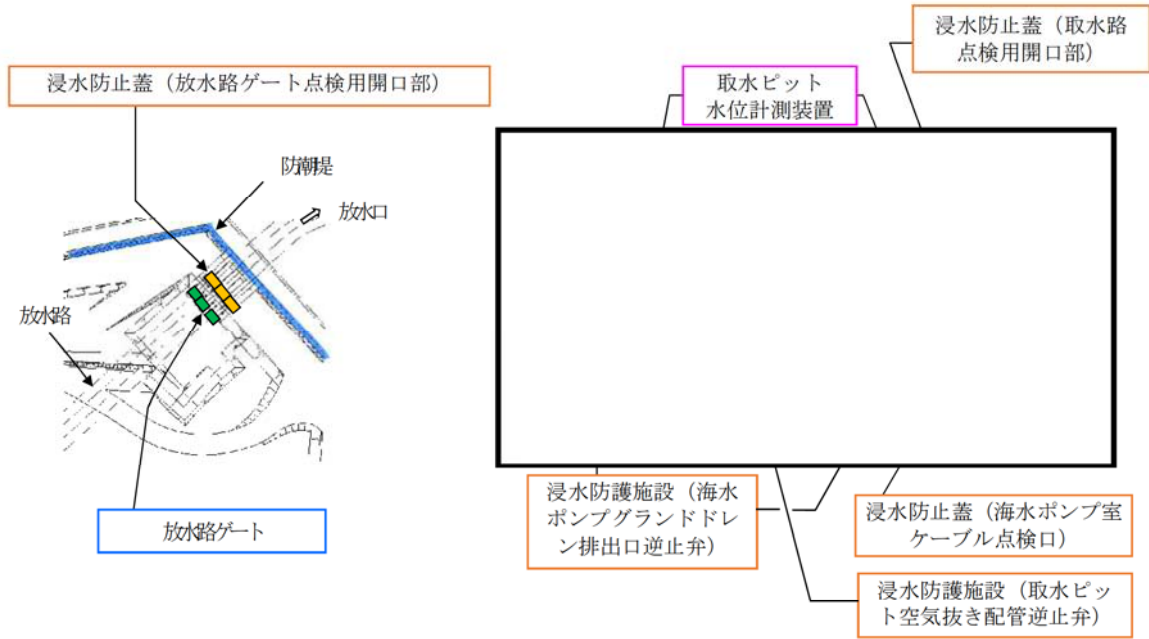


図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (1/5)

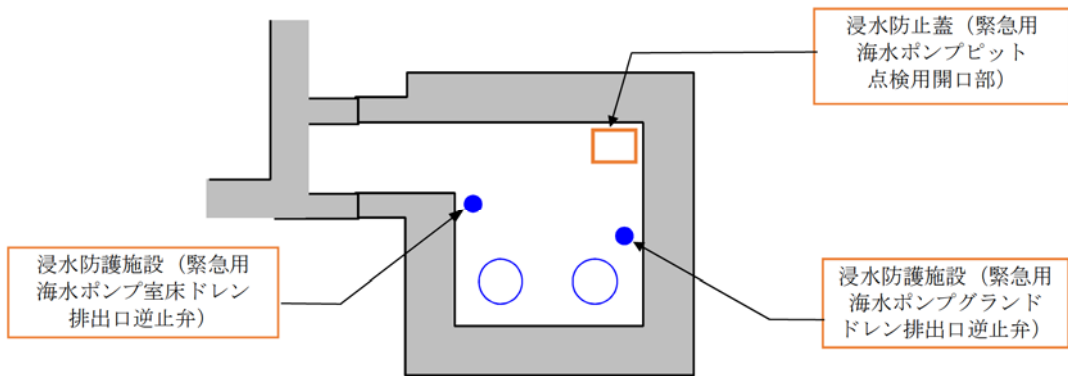
【凡例】

- 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)

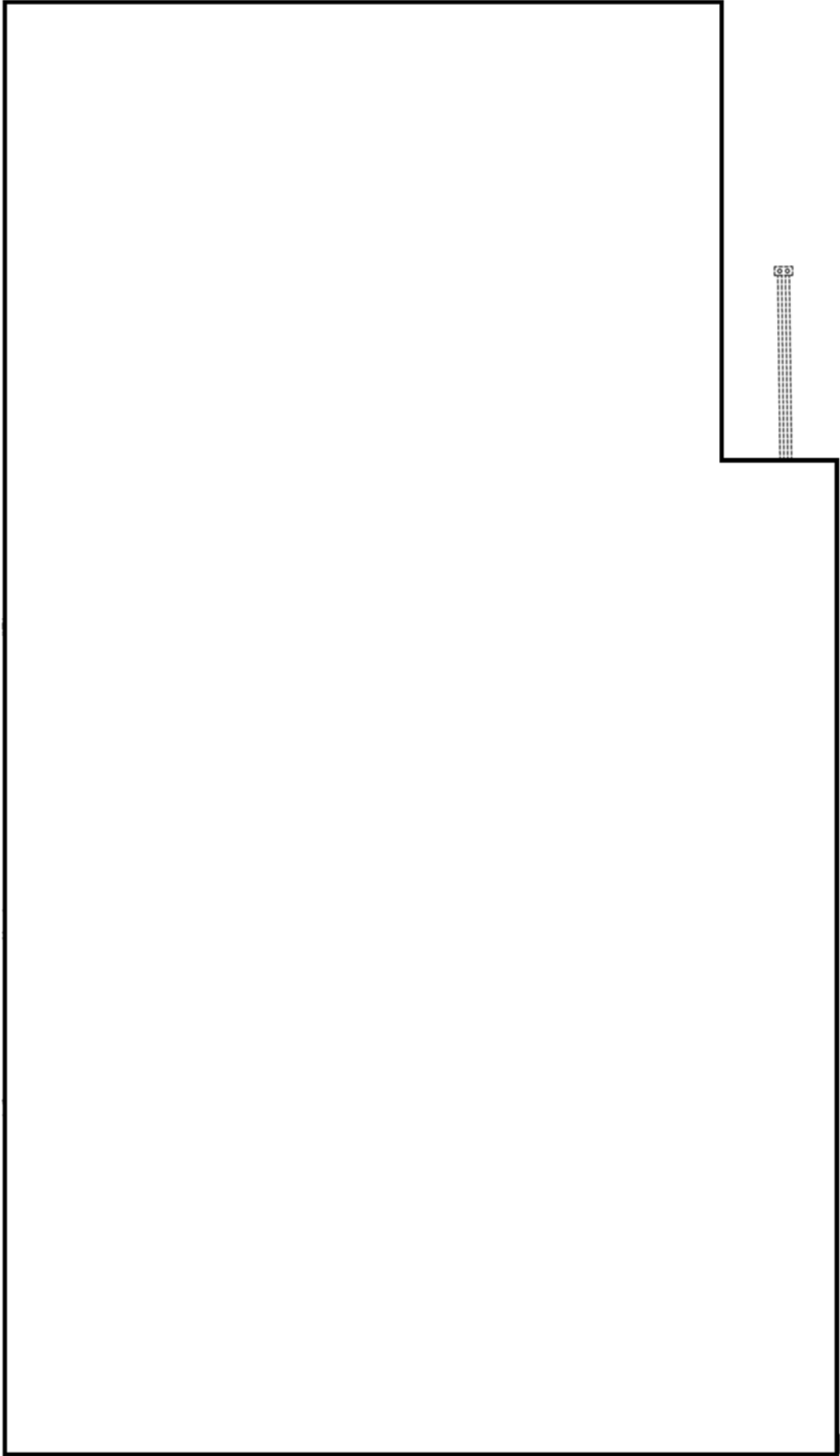
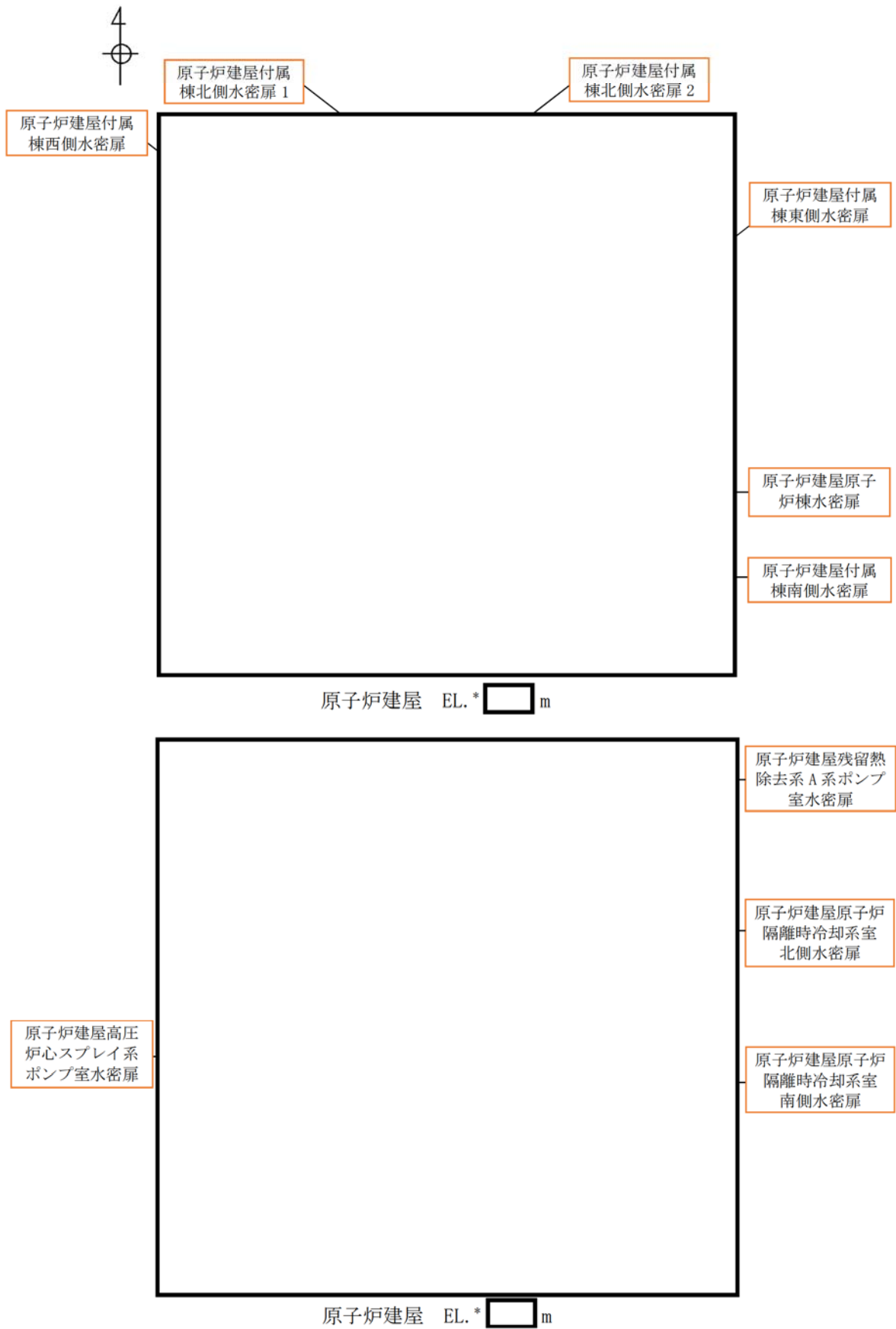


図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (3/5)

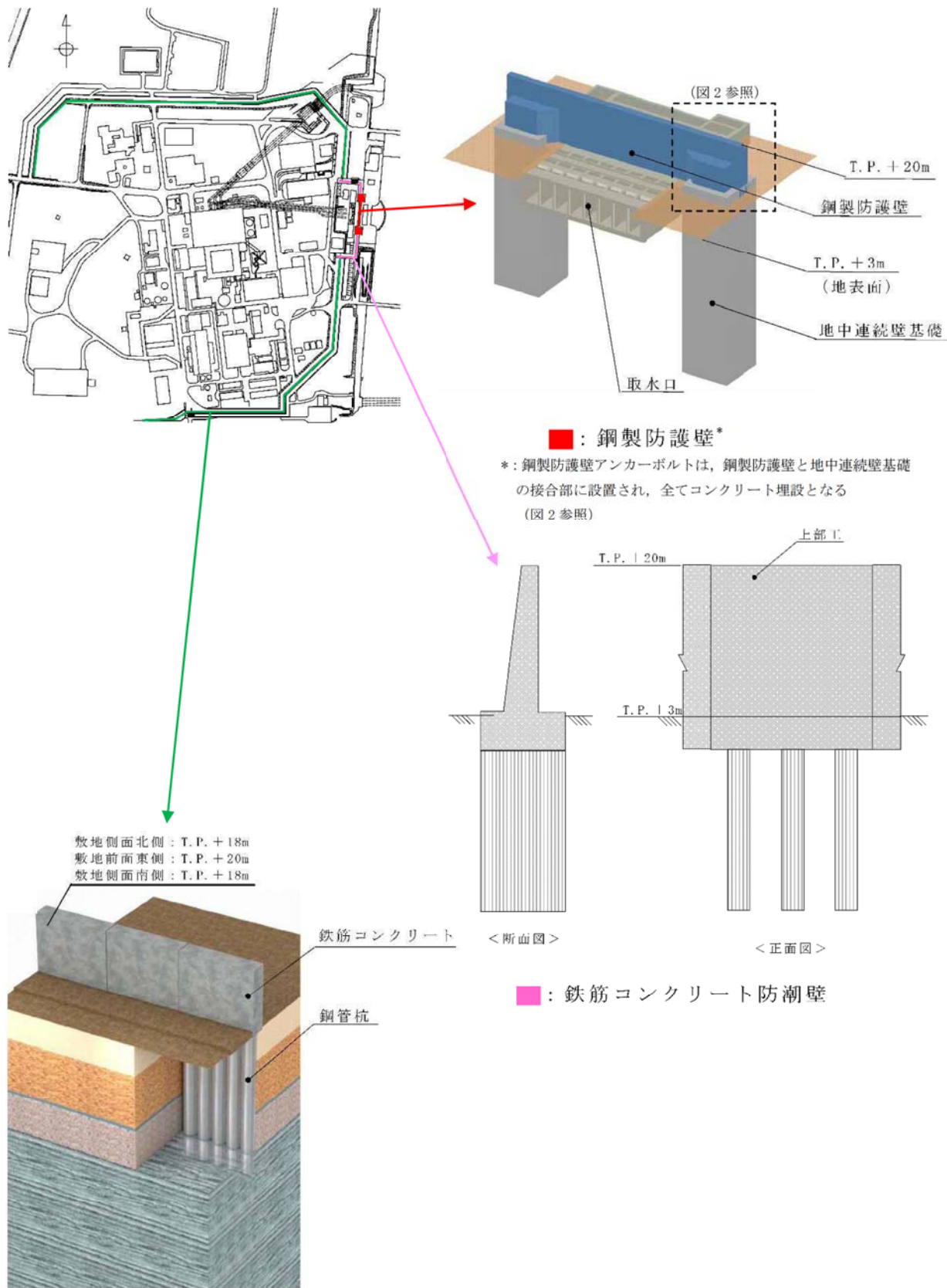




\*: EL. (Elevation Level) は地盤の標高を示しており, T.P. ±0 m 基準としているため, T.P. = EL. となる

図 1 東海第二 浸水防護施設の概要 (4/5)

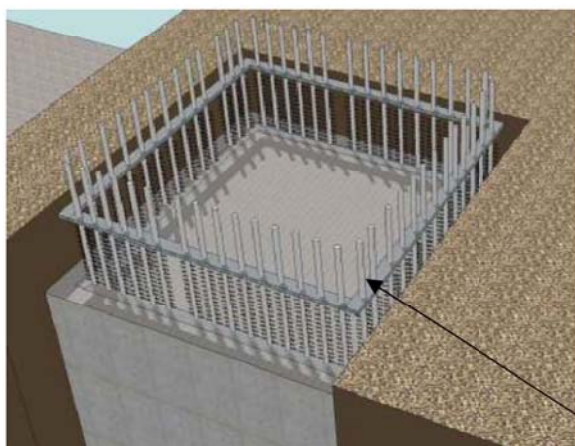




(鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁)

■：鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁

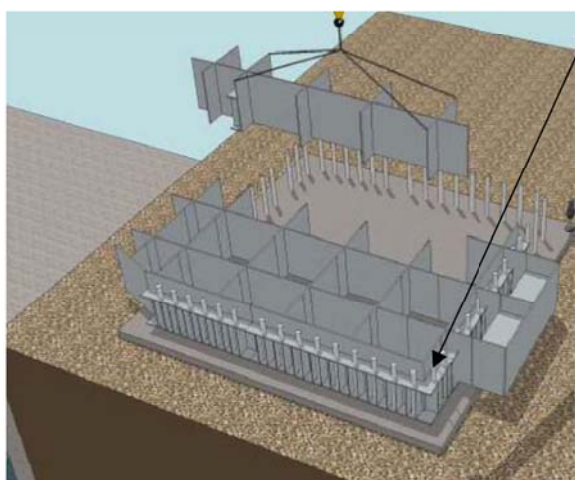
図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (5/5)



<STEP 1>

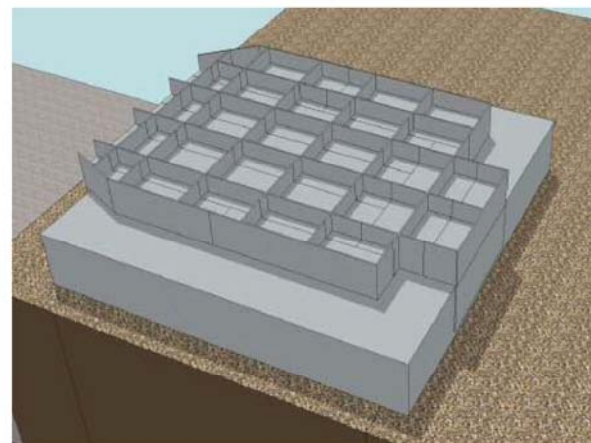
地中連続壁基礎上部へのアンカーボルト設置

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

## 原子炉系（蒸気部）配管及び原子炉冷却材浄化系配管の腐食減肉を考慮した耐震評価

他プラントで評価実績のある原子炉系（蒸気部）主蒸気配管並びに原子炉内への水素注入による炭素鋼配管内表面の酸化被膜低減による腐食量増加の可能性がある原子炉冷却材浄化系配管において、腐食減肉を想定した耐震評価を実施した。

### 1. 評価対象配管

原子炉系（蒸気部）主蒸気配管及び原子炉冷却材浄化系配管の評価対象を以下のとおり選定した。

#### (1) 原子炉系（蒸気部）配管

原子炉系（蒸気部）配管の A～D 系配管のうち、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正）の主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁の動的機能維持評価における地震時の加速度評価において、加速度が最も高い値を示した B 系配管を選定した。

#### (2) 原子炉冷却材浄化系配管

原子炉冷却材浄化系配管のうち酸化被膜低減による影響を考慮する必要のある炭素鋼配管であり、耐震 S クラスで耐震重要度が高い原子炉圧力容器底部ノズル～原子炉再循環系からの取出配管合流部までを選定した。

### 2. 評価条件

#### (1) 配管板厚

原子炉系（蒸気部）配管及び原子炉冷却材浄化系配管ともに日本機械学会 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（2006 年版）JSME S NH1-2006 に規定される配管減肉管理対象ランクである FAC-2 及び FAC-S に該当しない。

このため、通常の減肉耐震評価を行う際に考慮する必要最小板厚での耐震評価は行わずこれまでの肉厚測定記録を基にした運転開始後 60 年時点での想定板厚での耐震評価を実施した。

(2) 解析モデル及び床応答曲線、解析手法は、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正）と同様のものを用いて耐震評価を実施した。

(3) 解析により算出する結果については、原子炉系（蒸気部）配管及び原子炉冷却材浄化系配管の地震時発生応力及び主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし安全弁及び原子炉冷却材浄化系内側隔離弁の地震時応答加速度を算出する。

### 3. 評価結果

#### (1) 減肉考慮後の配管応力評価

##### ① 原子炉系（蒸気部）配管応力評価

原子炉系（蒸気部）の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)
						60 年時点板厚		
原子炉系 (蒸気部)	クラス 1	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> S	一次応力	評価結果は追而		
					一次+二次 応力			
			S <sub>d</sub>	III <sub>A</sub> S	一次応力			
					一次+二次 応力			

##### ② 原子炉冷却材浄化系配管

原子炉系（蒸気部）の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価を表 2 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。

表 2 原子炉冷却材浄化系の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1 (MPa)		許容応力*4 (MPa)
						60 年時点板厚*3		
原子炉冷却 材浄化系	クラス 1	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> S	一次応力	333	414	
					一次+二次 応力	1015 (疲労累積係数： 0.5093*5)	354 (疲労累積係数 許容値：1 以下)	
			S <sub>d</sub>	III <sub>A</sub> S	一次応力	228	310	
					一次+二次 応力	563 (疲労累積係数： 0.0287*5)	354 (疲労累積係数 許容値：1 以下)	

\*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：JEAG4601 に基づく運転開始後 60 年時点での板厚における通常運転時の疲労累積係数（0.0085）と地震動の疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る。



## (2) 動的機能維持対象弁における応答加速度評価

### ① 主蒸気隔離弁，主蒸気逃がし安全弁

接続配管の配管減肉を考慮した状態において主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁の応答加速度を算出し，機能確認済加速度以下であることを確認した。

主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁の動的機能維持評価結果を表 3 に示す。

### ② 原子炉冷却材浄化系内側隔離弁

接続配管の配管減肉を考慮した状態において原子炉冷却材浄化系内側隔離弁の応答加速度を算出し，機能確認済加速度以下であることを確認した。

原子炉冷却材浄化系内側隔離弁の動的機能維持評価結果を表 4 に示す。

表3 主蒸気隔離弁，主蒸気逃がし安全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：炭素鋼鑄鋼，内部流体：蒸気)				安全弁 (弁箱材質：炭素鋼鑄鋼，内部流体：蒸気)				
			主蒸気隔離弁 (B22-F022B)		主蒸気隔離弁 (B22-F028B)		主蒸気逃がし安全弁 (B22-F013)				
Ss 水平	20	工認値	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 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	応答加速度*1 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	機能確認済 加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )			
			7.86	10.0	4.90	10.0	6.84*2	9.6			
			工認未反映のため追而とします								
	50	劣化状況評価値	工認値	7.86	10.0	4.90	10.0	6.84*2	9.6		
				工認未反映のため追而とします							
				工認未反映のため追而とします							
鉛直	20	工認値	5.41	6.2	4.29	6.2	1.94*3	6.1			
			工認未反映のため追而とします								
			工認未反映のため追而とします								
	50	劣化状況評価値	工認値	5.51	6.2	42.9	6.2	2.15*3	6.1		
				工認未反映のため追而とします							
				工認未反映のため追而とします							

\*1：B22-F013B, F, K, M, P, S の最大値を示す

\*2：B22-F013K の値を示す

\*3：B22-F013F の値を示す

表 4 原子炉冷却材浄化系原子炉格納容器内側隔離弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	仕切弁（弁箱材質：ステンレス鋼鋳鋼，内部流体：純水）		
			原子炉冷却材浄化系		
			原子炉冷却材浄化系内側隔離弁 (G33-F001)		
			応答加速度*1 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	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	
			劣化状況評価値	4.70	6.0
		50	工認値	工認未反映のため追而とします	
			劣化状況評価値	評価中のため 追而とします	6.0
	鉛直	20	工認値	工認未反映のため追而とします	
			劣化状況評価値	1.18	6.0
		50	工認値	工認未反映のため追而とします	
			劣化状況評価値	評価中のため 追而とします	6.0