

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-7 改13
提出年月日	平成30年6月28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28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が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	236
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	245
別紙 12. 浸水防護施設の耐震安全性評価について	247
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	257

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> <p style="padding-left: 20px;">①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</p> <p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p style="padding-left: 20px;">①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑥ 動的機器（部位）の抽出</p> <p>動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の保守管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、保守管理要領等の文書及び保守管理実績等により審査する。</p> <p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出</p> <p>経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出</p> <p>耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑳-1 耐震安全性の評価</p> <p>実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p>

表 1 (2/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>②-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p> <p>②-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</p> <p>④ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査 ① 長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑥ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <p>実用炉規則第 82 条第 1 項から第 3 項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後 30 年、40 年又は 50 年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、PLM基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。</p>

表 1 (3/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p>



### 3. 評価対象と評価手法

#### (1) 評価対象

##### ① 耐震安全性評価対象機器

「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。

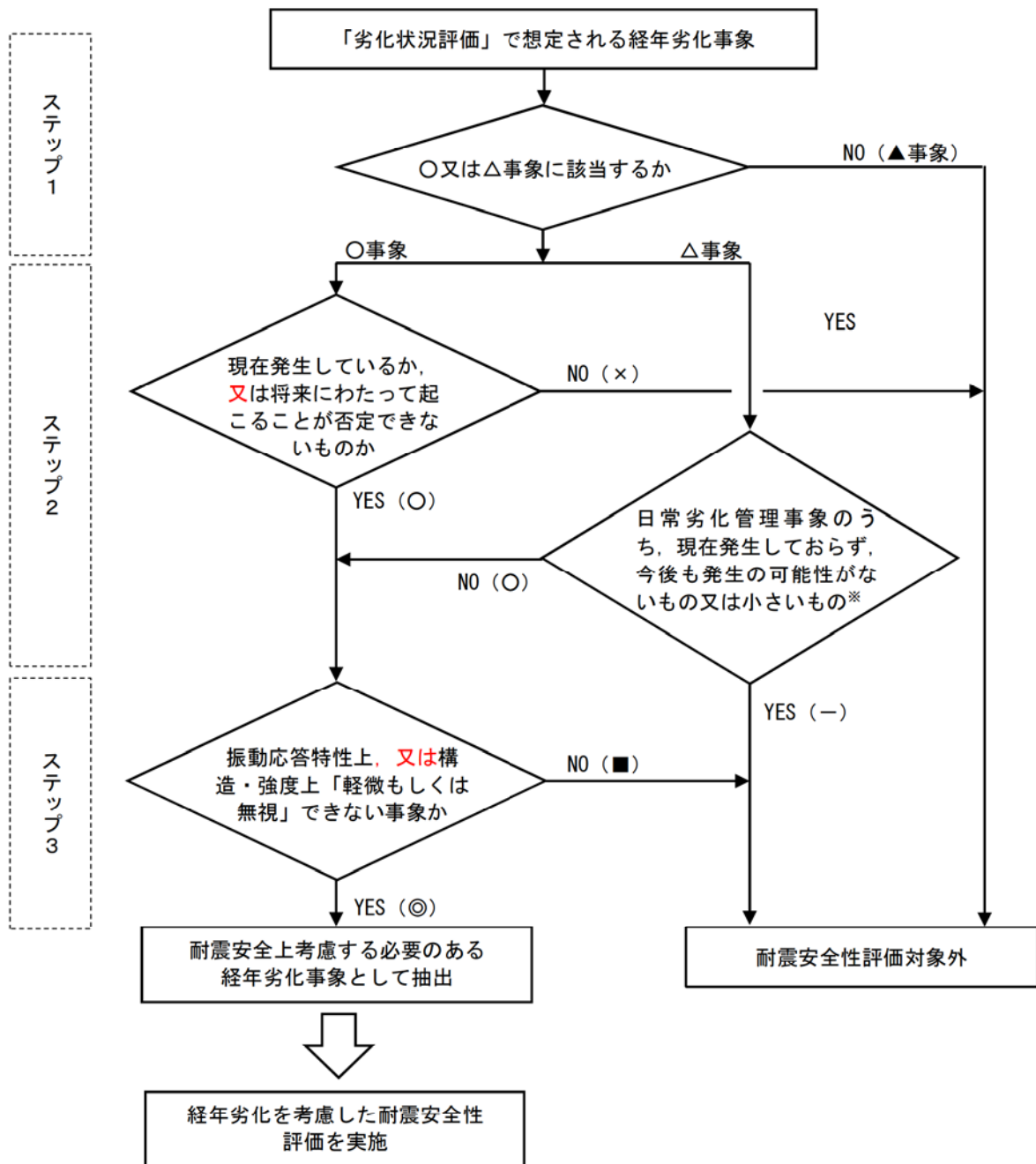
- a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
- b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象)  
(△事象)
- c. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象  
(日常劣化管理事象以外) (▲事象)

このうち, 耐震安全性評価を実施する機器として, a. 及び b. のうち「現在発生しているか, 又は将来にわたって起こることが否定できないもの」で且つ「振動応答特性上, 又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象ではない経年劣化事象について, 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出し, 経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施する。

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フローを図 1 に示す。

浸水防護施設についても, 表 2 に示す機器・構造物のうち弁, 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(原子炉圧力容器胴)

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, 不安定破壊しないことを確認する。

なお、劣化状況評価「熟時効」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。

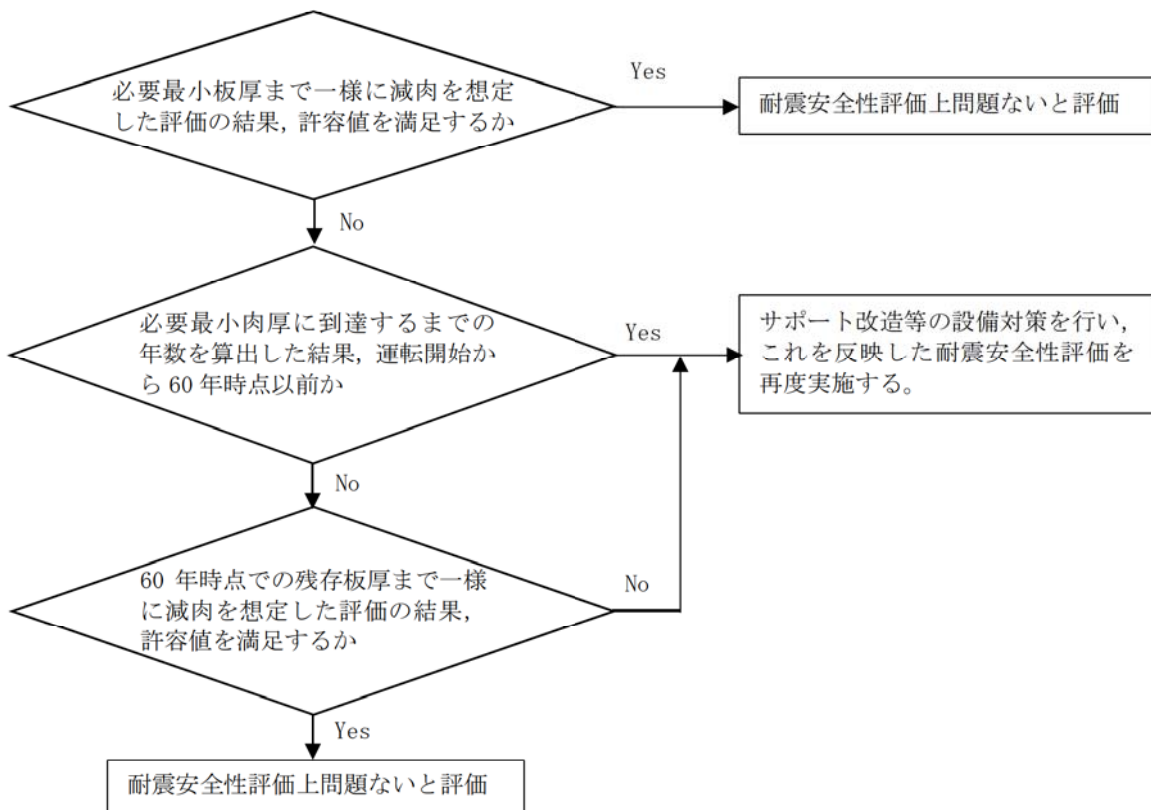


図2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

(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*3（以下、「弾性設計用地震力」という）
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力*4,*5
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力*5

- \*1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動 ( $S_s$ -D1)、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価による基準地震動 ( $S_s$ -11~14,  $S_s$ -21, 22) 及び震源を特定せず策定する基準地震動 ( $S_s$ -31)。
- \*2 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルは、基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルに、それぞれ係数 0.5 を乗じて設定している。
- \*3  $S_s$  地震力及び弾性設計用地震力による評価のうち、許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。  
また、許容値が異なり  $S_s$  地震力が弾性設計用地震力より大きく、 $S_s$  地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は、弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。
- \*4 支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力の 1/2 についても考慮する。
- \*5 耐震 S クラスへ波及的影響を及ぼす可能性のある耐震 B クラス及び耐震 C クラスの評価用地震力は  $S_s$  地震力を適用する。

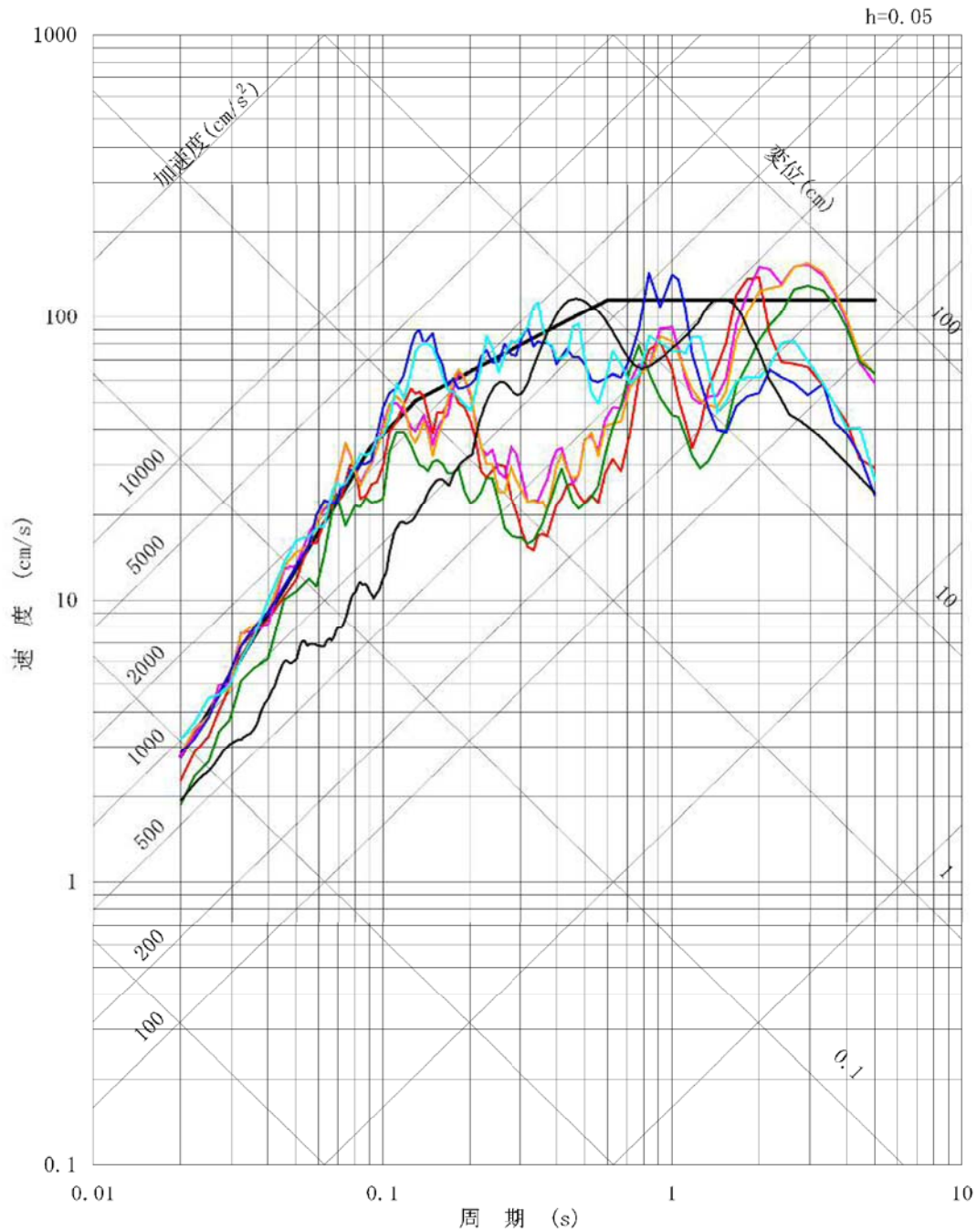
(4) 評価用地震動

劣化状況評価における耐震安全性評価では、設置変更許可申請（平成 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。

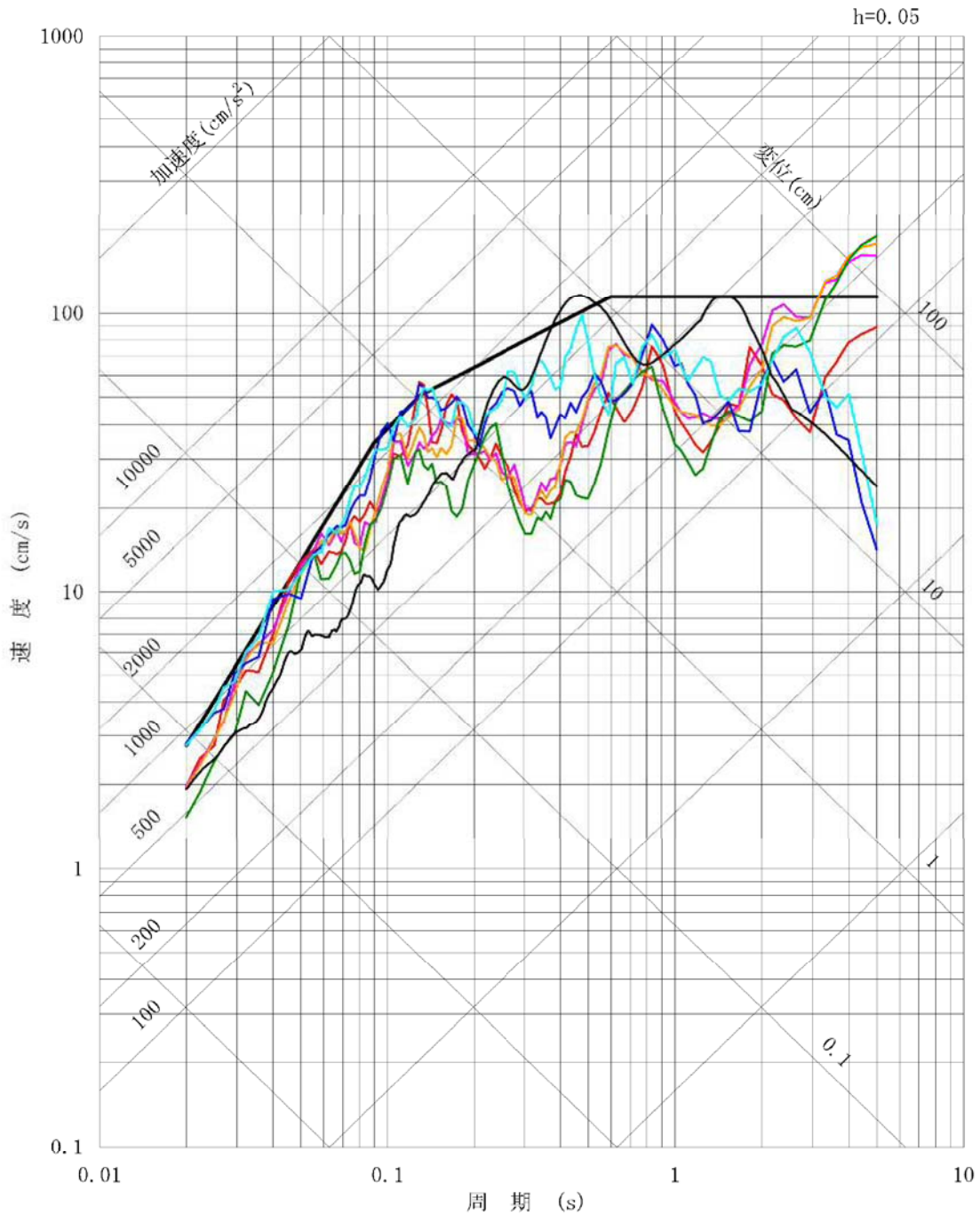
表 5 考慮した地震と地震動の最大加速度

	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 $280 \text{ cm/s}^2$



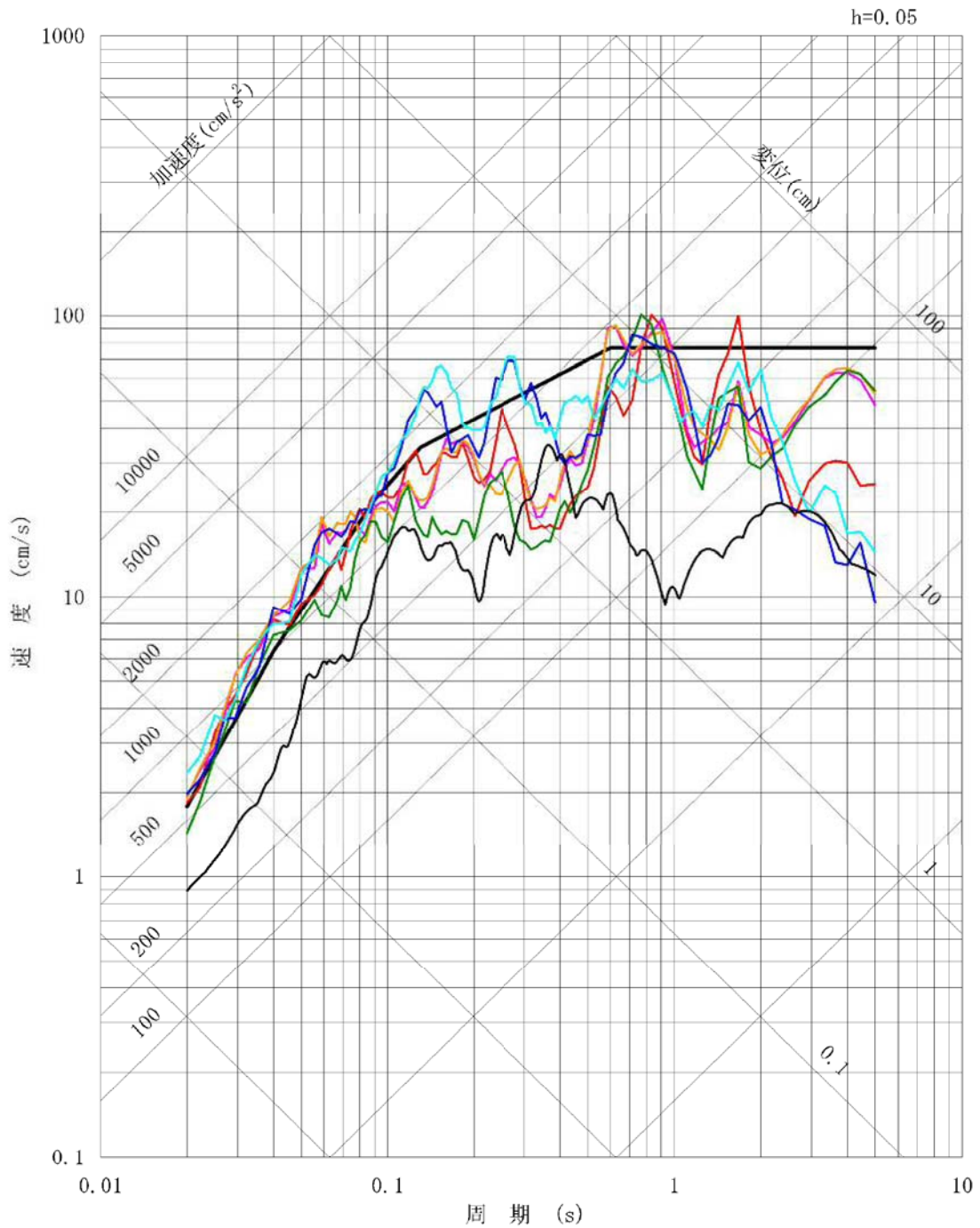
- $S_s-D1$
- $S_s-11$  F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- $S_s-12$  F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- $S_s-13$  F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- $S_s-14$  F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- $S_s-21$  2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)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

図3(1/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (NS) 方向)



- S<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)



- $S_s - D 1$
- $S_s - 1 1$  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)
- $S_s - 1 2$  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)
- $S_s - 1 3$  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)
- $S_s - 1 4$  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)
- $S_s - 2 1$  2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- $S_s - 2 2$  2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- $S_s - 3 1$  2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

図 3(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	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、ひび割れを残存させた状態で維持規格に基づく亀裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する箇所
	廃液濃縮器蒸発缶	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）附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	0.6558	0.7411

\*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（160 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)
			S <sub>d</sub>	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 に基づく配管減肉を考慮した 60 年時点板厚における疲労累積係数 (0.4580) を保守的に 60 年時点に至る評価期間中全てに適用し、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

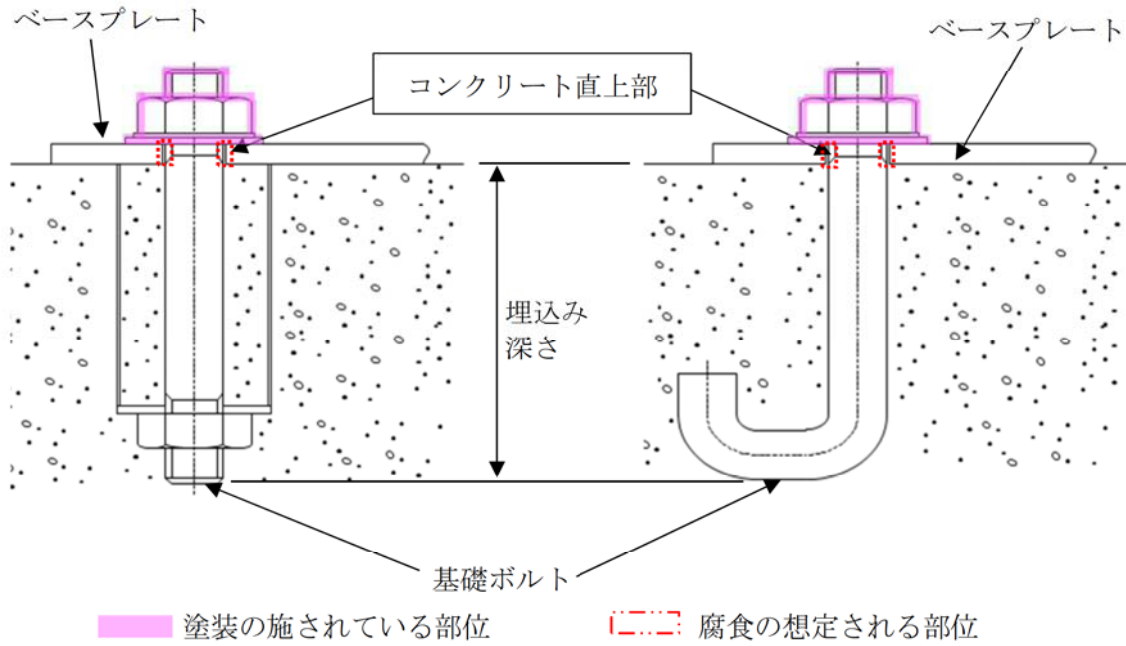


図4 基礎ボルト概要図

(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。

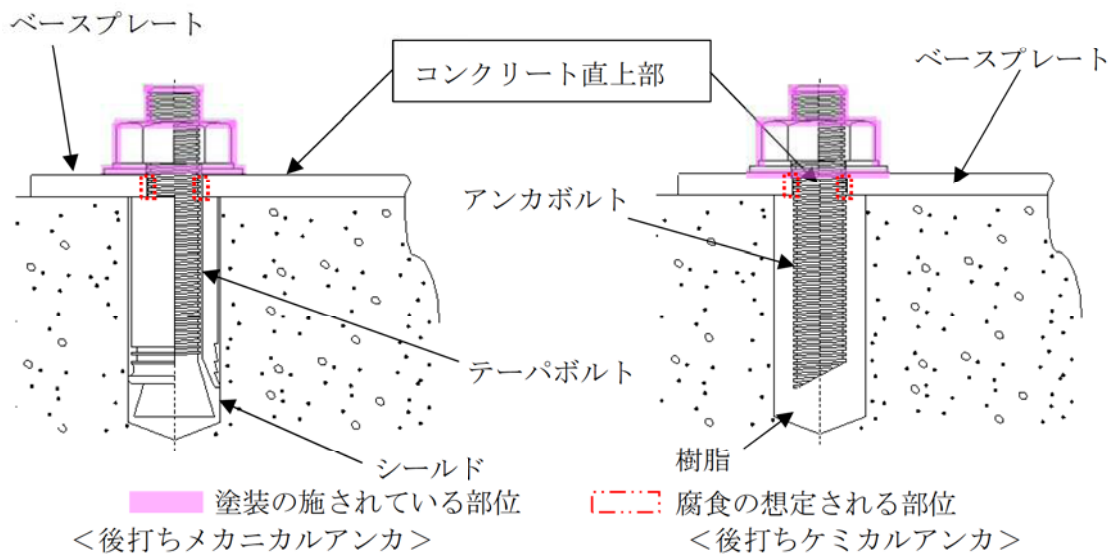


図5 後打ちアンカボルト概要図

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 ( $\times 9.8 \text{ m/s}^2$ )
Ss	水平	工認値	4.90 <sup>*1</sup>	6.0
		劣化状況評価値	4.90 <sup>*1</sup>	6.0
	鉛直	工認値	3.27 <sup>*1</sup>	6.0
		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>\*</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 40 mm 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>\*</sup> となり、機能確認済相対変位である約 40 mm 以下となる。

\*：「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。

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。

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を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。	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。	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、熱時効及び応力腐食割れを考慮した機器について、地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを確認した。
	○ 経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。	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
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑥ 動的機器(部位)の抽出 動的機器(部位)を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の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。	3. (1)②に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器(部位)を含めて評価対象としている。
	⑮-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。	3. (1)①, 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。
	⑰-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑳-1 耐震安全性の評価 実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。	4. (1)①～⑧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。
	㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。	4. (2), (3)に示すとおり、耐震安全性評価を実施して審査基準を満足していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。
	㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4. (4)に示すとおり、耐震安全評価において審査基準を満足し、耐震安全性が確保されているものの、炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針(長期保守管理方針)に記載した。
	㉔ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。	4. (1)①に示すとおり、現に発生した大規模地震等による影響が蓄積され、且つ地震による影響の大きいと考えられる地震時の疲労累積係数の大きい経年劣化事象及び部位を抽出し、耐震安全性評価を実施し、許容値を下回ることを確認した。
	(2) 長期保守管理方針の審査 ① 長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	4. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針(長期保守管理方針)に記載した。

表 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・建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・建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・建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。 *1：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 給水加熱器ドレン系配管	中長期

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

## 別紙

- 別紙 1. 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 2. 震災が評価に与える影響とその考え方について
- 別紙 3. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 4. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 5. 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 6. 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 7. 建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について
- 別紙 8. 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 9. 後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 10. 動的機能維持評価について
- 別紙 11. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せを考慮した影響評価
- 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

## 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について

## 1. 通常運転時における疲労累積係数

## (1) 過渡回数

原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労評価に用いた**運転開始後 60 年時点**（以下、「**60 年時点**」という）の推定過渡回数を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）における推定過渡回数

運転条件	過渡回数	
	2016年11月時点	60年時点*1
ボルト締付け	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75 %）	67	120
週末低出力運転（出力50 %）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（その他のスクラム）	20	24
停止	65	111
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
ボルト取外し	26	49

\*1：60 年時点過渡回数

＝実績過渡回数＋推定過渡回数

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

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

## (2) 解析モデル

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

### (3) 解析結果

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

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

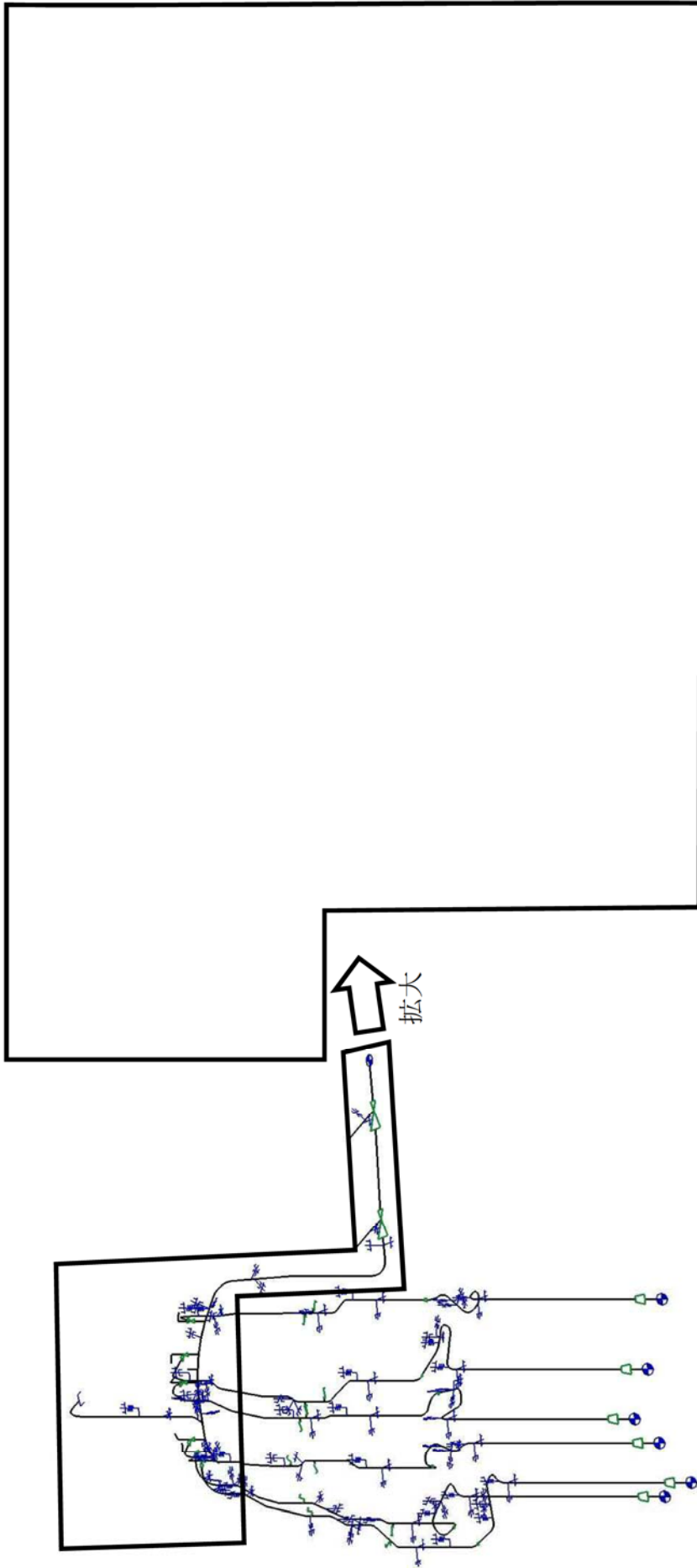


図1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

評価モデル全体図



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

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

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

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

: 最大評価点を示す

## 2. 基準地震動 $S_s$ による疲労累積係数

### (1) 評価仕様

原子炉系（蒸気部）の配管仕様を表 4 に示す。

表 4 原子炉系（蒸気部）配管の配管仕様

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

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

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

### (2) 解析モデル

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

### (3) 入力条件

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

また、等価繰返し回数は、基準地震動  $S_s$ 、弾性設計用地震動  $S_d$  とともに 160 回を用いた。なお、等価繰返し回数の 160 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。

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

表5 原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件

荷重	要素	モーメント [N・mm]		
		Mx	My	Mz
自重及び地震 S <sub>s</sub>	主管側			
	分岐管側			
自重及び地震 S <sub>d</sub>	主管側			
	分岐管側			
地震及び相対変位 S <sub>s</sub>	主管側			
	分岐管側			
地震及び相対変位 S <sub>d</sub>	主管側			
	分岐管側			

3. 評価結果

(1) 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表6に示す。

表6 地震時に生じる応力の解析結果

(単位：MPa)

	一次応力 (S)						一次+二次応力 (S <sub>n</sub> )	
	圧力*1	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震及び相対変位	許容値
S <sub>s</sub>				345		83		
S <sub>d</sub>				258		63		

\*1：圧力の算出は、以下のとおり。

<基準地震動 S<sub>s</sub>時>

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

$$= \frac{0.5 \times 8.62 \times \boxed{\phantom{0000}}}{2 \times \boxed{\phantom{0000}}} = \boxed{\phantom{0000}} \rightarrow \boxed{\phantom{0000}} \text{ [MPa]}$$

ここで、

B1 = 0.5 (主管側の応力係数)

P = 8.62 (負荷喪失時の圧力)

Do =  (主管側の配管口径)

t =  (主管側の配管肉厚)

<弾性設計用地震動  $S_d$ 時>

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

$$= \frac{0.5 \times 9.482 \times \boxed{\phantom{000}}}{2 \times \boxed{\phantom{000}}} = \boxed{\phantom{000}} \rightarrow \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

ここで、

$B1 = 0.5$  (主管側の応力係数)

$P = 8.62 \cdot 1.1 = 9.482$  (負荷喪失時の圧力)

$Do = \boxed{\phantom{000}}$  (主管側の配管口径)

$t = \boxed{\phantom{000}}$  (主管側の配管肉厚)

(2) 地震による疲労評価結果

① 基準地震動  $S_s$ による疲労評価

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

➤ 地震による一次+二次+ピーク応力

<分岐管側>

$$Spb = \frac{K_{2b} \times C_{2b} \times M_b \times 2}{Z_b}$$

$$= \frac{1.00 \times 3.96 \times \boxed{\phantom{000}} \times 2}{\boxed{\phantom{000}}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

<主管側>

$$Spr = \frac{K_{2r} \times C_{2r} \times M_r \times 2}{Z_r}$$

$$= \frac{1.75 \times 1.50 \times \boxed{\phantom{000}} \times 2}{\boxed{\phantom{000}}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

<合計>

$$Sp = Spb + Spr$$

$$= \boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}} = \boxed{\phantom{000}} \rightarrow 788 \text{ [MPa]}$$

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正前)

$$SI = \frac{K_e \times S_p}{2}$$

$$= \frac{2.20 \times 788}{2} = 866.8 \rightarrow 867 \text{ [MPa]}$$

<Ke の算出>

設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2) より

$$K = \frac{S_p}{S_n} = \frac{788}{757} = 1.04$$

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$  となる。

表 PVB-3315-1 より

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

$$\frac{S_n}{3S_m} = \frac{757}{3 \times 115} = 2.194 \dots \textcircled{1}$$

a.  $K < B_0$  のとき

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

$$= \frac{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.04} - 1\right) - \sqrt{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.04} - 1\right)^2 - 4 \times 0.66(3.1 - 1)}}{2 \times 0.66}$$

$$= 1.01 \dots \textcircled{2}$$

①式  $\geq$  ②式より (b) の Ke 式を使用する。

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

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

$$= 2.14293 \dots \rightarrow 2.20$$

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正後)

$$\begin{aligned}
 S_l' &= \frac{Sl \times (2.07 \times 10^5)}{E} \\
 &= \frac{867 \times (2.07 \times 10^5)}{182840} = 981.563 \dots \rightarrow 981.563 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

ここで、

- $K_e = 2.20$  (割増し係数)  
 $C_{2b} = 3.96$  (分岐管側の応力係数)  
 $C_{2r} = 1.50$  (主管側の応力係数)  
 $K_{2b} = 1.00$  (分岐管側の応力係数)  
 $K_{2r} = 1.75$  (主管側の応力係数)  
 $M_b = \boxed{\phantom{00000}}$  (N・mm) (分岐管側のモーメント, 解析により算出)  
 $M_r = \boxed{\phantom{00000}}$  (N・mm) (主管側のモーメント, 解析により算出)  
 $Z_b = \boxed{\phantom{00000}}$  (mm<sup>3</sup>) (分岐管側の断面係数)  
 $Z_r = \boxed{\phantom{00000}}$  (mm<sup>3</sup>) (主管側の配管の断面係数)  
 $E = 182840$  (材料の使用温度におけるヤング率)

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

表 7 基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数

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

※基準地震動  $S_s$  による評価では、簡易弾塑性評価による  $K_e$  ファクターを考慮しており、「一次+二次応力」が大きく  $K_e$  ファクターとヤング率  $(2.07 \times 10^5 / E)$  の積が 2 を超えるため、「繰返しピーク応力強さ」が「一次+二次+ピーク応力」を上回る。

表 8 原子炉系 (蒸気部) 配管 (解析モデル MS-C) の基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数 (全評価点)

評価点	評価点	評価点	評価点			
疲労評価結果	疲労評価結果 <table border="1" data-bbox="831 1133 871 1559"> <tr> <td>50</td> <td>USs</td> <td>0.6558</td> </tr> </table>	50	USs	0.6558	疲労評価結果	疲労評価結果
50	USs	0.6558				



#### 4. 通常運転時の疲労累積係数との組合せによる評価結果

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

表9 通常運転時の疲労累積係数と基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数との組み合わせによる評価結果

通常運転時の 疲労累積係数	基準地震動 $S_s$ による 疲労累積係数	合計
0.0853	0.6558	0.7411

## 震災が評価に与える影響とその考え方について

## (1) 評価対象機器の選定

東海第二発電所 運転期間延長認可申請（共通事項）補足説明資料にて TPO 地震における東海第二発電所への影響（震災影響）のうち耐震安全性評価について検討する。

耐震安全性評価は以下の経年劣化事象と組み合わせて実施している。

- ・疲労割れ
- ・中性子照射脆化
- ・照射誘起型応力腐食割れ
- ・腐食（流れ加速型腐食を含む）
- ・応力腐食割れ

このうち、TPO 地震を考慮した耐震安全性評価への影響が大きいと考えられる疲労割れについて、TPO 地震と組み合わせた、耐震安全性評価を実施する。

評価対象機器は疲労割れを考慮して耐震評価を実施した機器のうち、「基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数」が最大である原子炉系（蒸気部）配管を選定した。

## (2) 評価内容

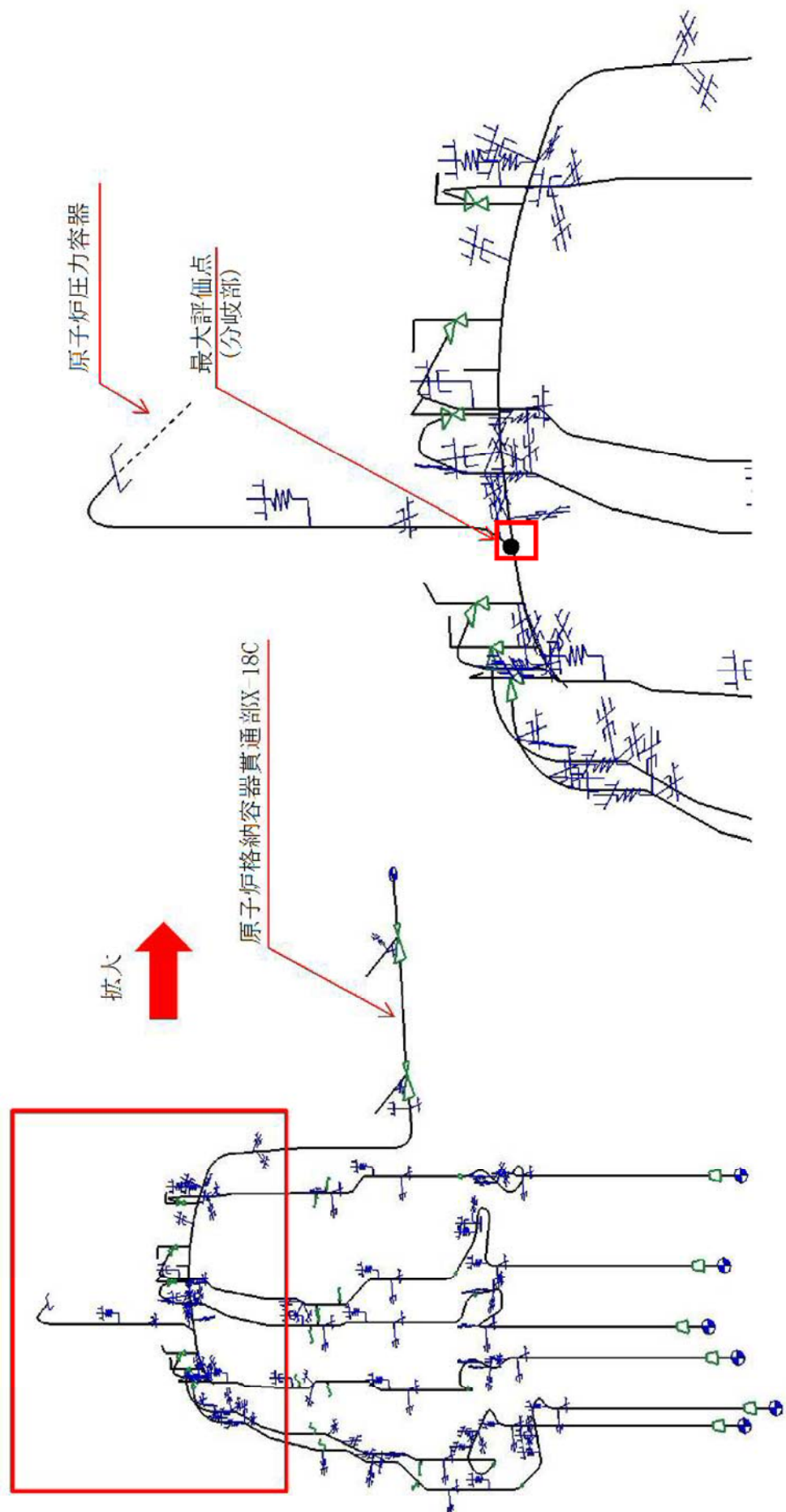
原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数に TPO 地震による疲労累積係数を足し合わせた合計値が、許容値 1 を下回ることを確認する。

- ① 原子炉系（蒸気部）配管の運転実績回数に基づく疲労累積係数並びに基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数（表 1 参照）

表 1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数

系統	運転実績回数に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数
原子炉系（蒸気部）	0.0853	追而

原子炉系（蒸気部）配管の疲労評価モデル図を図 1 に示す。



評価モデル全体図

図1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

## ② TPO 地震による疲労累積係数

### a. TPO 地震による繰返し回数の算定方法

TPO 地震による繰返し回数は「工事計画審査資料 補足-342 東海第二発電所 耐震性に関する説明書に係る補足説明資料（耐震評価対象の網羅性、既工認との手法の相違点の整理について）」に記載される繰返し回数の設定方法と同様、ピーク応力法による等価繰返し回数として算定した。

以下に TPO 地震による繰返し回数の算定方法を示す。

#### (a) 時刻歴変位応答波形の算定

原子炉格納容器内に設置される原子炉系（蒸気部）配管の TPO 地震による繰返し回数は、**評価対象設備（MS-C）**の繰返し回数を**算定**し設定する。

評価点の繰返し回数を求めるため、原子炉建屋—大型機器・炉内構造物連成解析の結果から算出される時刻歴加速度応答波を用いて、1 質点系の時刻歴変位応答波形を算定する。

原子炉建屋—大型機器・炉内構造物連成モデルを図 2 及び図 3 に、入力地震動の加速度時刻歴波形を図 4 に示す。

#### (b) 時刻歴ピーク応力値の設定

**評価対象設備（MS-C）**に発生するピーク応力の最大値を(a)で求めた時刻歴変位応答波形の最大値とすることで、応力の時刻歴波を作成する。最大ピーク応力に対する時刻歴波の応力算定概念図を図 5 に示す。

最大ピーク応力については、「耐震設計の標準化に関する調査報告書」（軽水炉改良標準型耐震設計小委員会、昭和 55 年）の検討において十分とされた値<sup>\*1</sup>である 150 kg/mm<sup>2</sup>（1471 MPa）を使用する。

\*1：「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」での整理。

現在用いられている材料において原子炉压力容器本体材料である SQV2A 及び SFV3 の一次+二次応力に対する許容値が最も高く、その値は  $3S_m=56.4$  kg/mm<sup>2</sup> となる。

応力係数の極大値 5 とすれば、ピーク応力の値としては片振幅に対して、 $56.4 \times 5 \div 2 = 141$  kg/mm<sup>2</sup> となることから、最大ピーク応力としては、150 kg/mm<sup>2</sup> まで考えれば十分としている。

#### (c) 疲労累積係数 UF の算定

各ピーク点の応力に対する許容繰返し回数を設計疲労線図より求め、疲労累積係数 UF を求める。

設計・建設規格 **容器** MANDATORY APPENDIX 添付 4-2 設計疲労線図「図 添付

4-2-1」の炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼の設計疲労線図を用い，応力時刻歴波に対して各時刻歴振幅に対する許容繰返し回数を算定する。設計疲労線図を図 6 に示す。

各応力時刻歴波の振幅に対する許容繰返し回数とピークのサイクル数から UF を算定する。UF 算定方法を図 7 に示す。

(d) 等価繰返し回数の算定

疲労累積係数 UF と，最大ピーク応力に対する許容繰返し回数  $N_0$  の積をとり，最大ピーク応力に対する等価繰返し回数  $N_e$  を求める。

$$N_e = UF \times N_0$$

b. 算定結果

原子炉压力容器等の大型機器の各質点の水平 (NS, EW) 及び鉛直 (UD) 方向の時刻歴加速度応答波から求めた 1 質点系の応答に対する等価繰返し回数を表 2 に示す。

原子炉系 (蒸気部) 配管の等価繰返し回数は，各評価点の等価繰返し回数を包絡した (追而) 回と設定する。

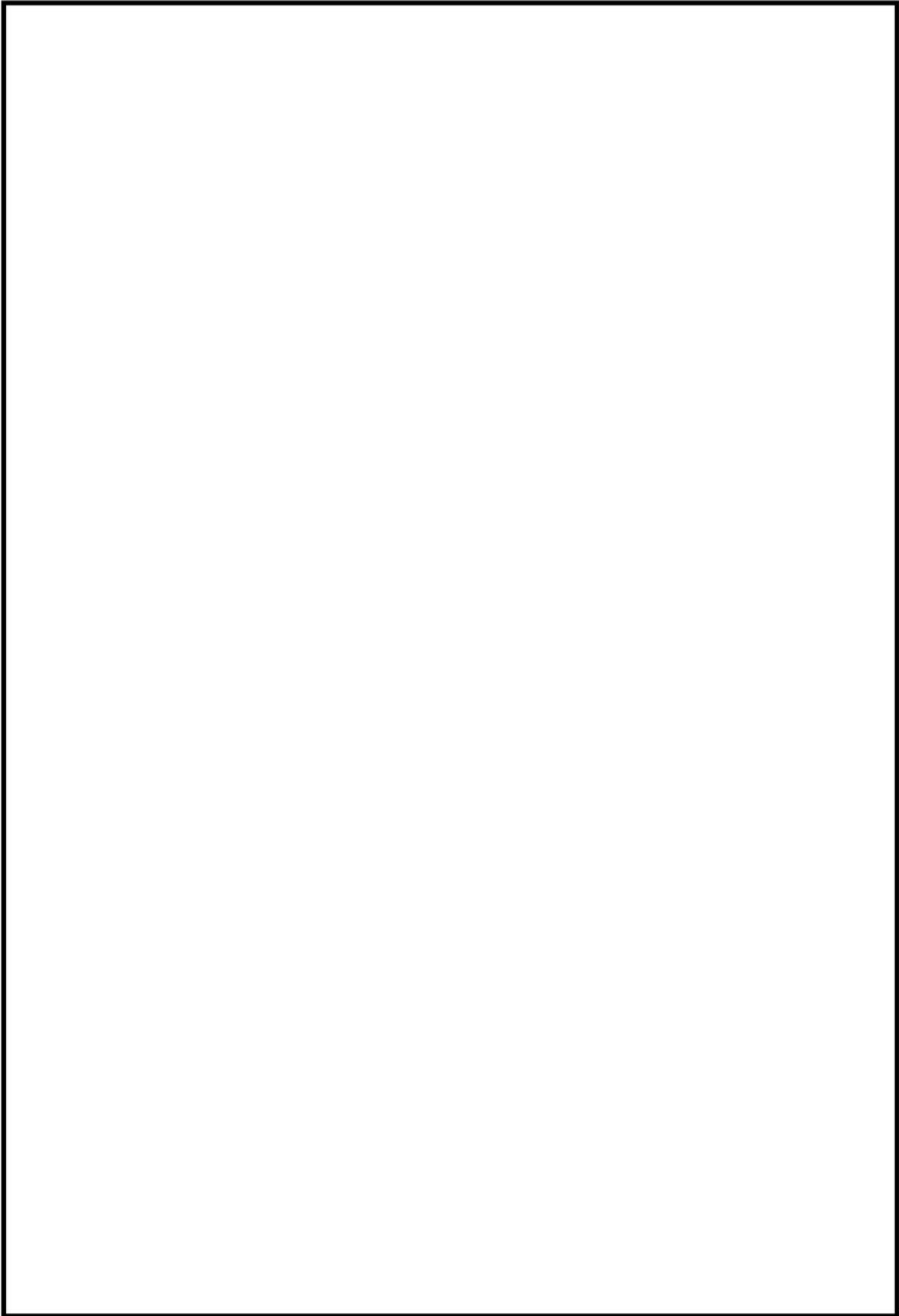


図2 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル（水平方向）

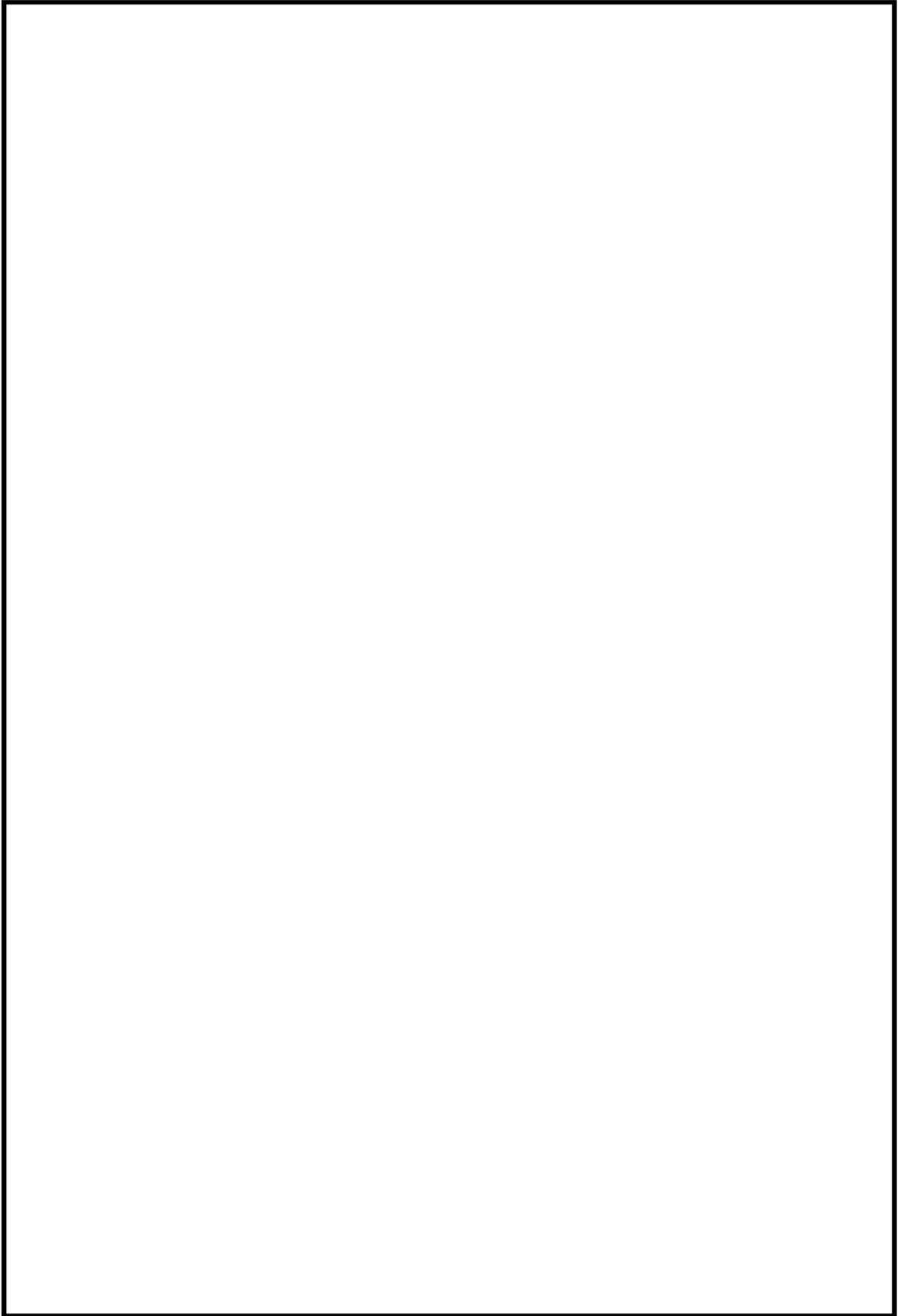


図3 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル（鉛直方向）

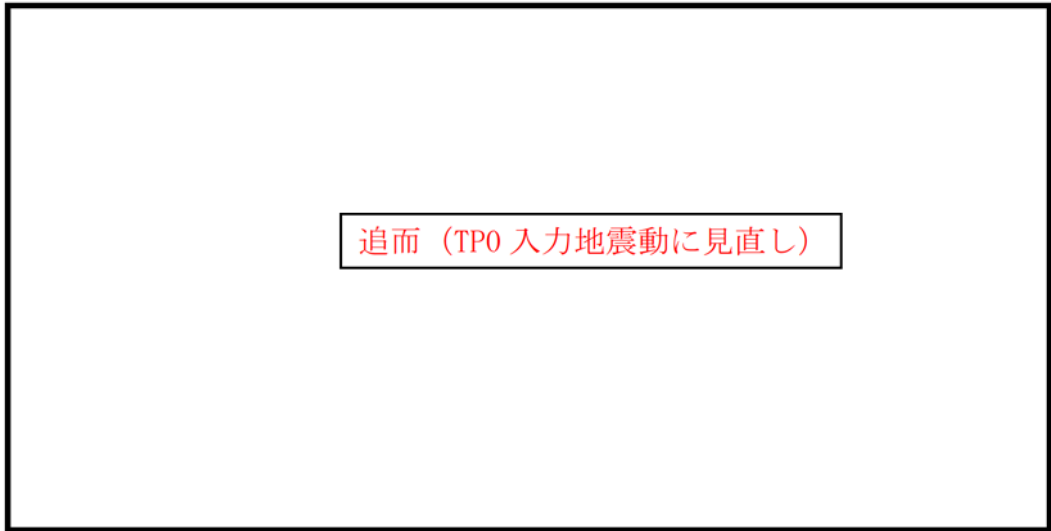


図4 入力地震動（水平（NS）方向）の加速度時刻歴波形 (1/3)

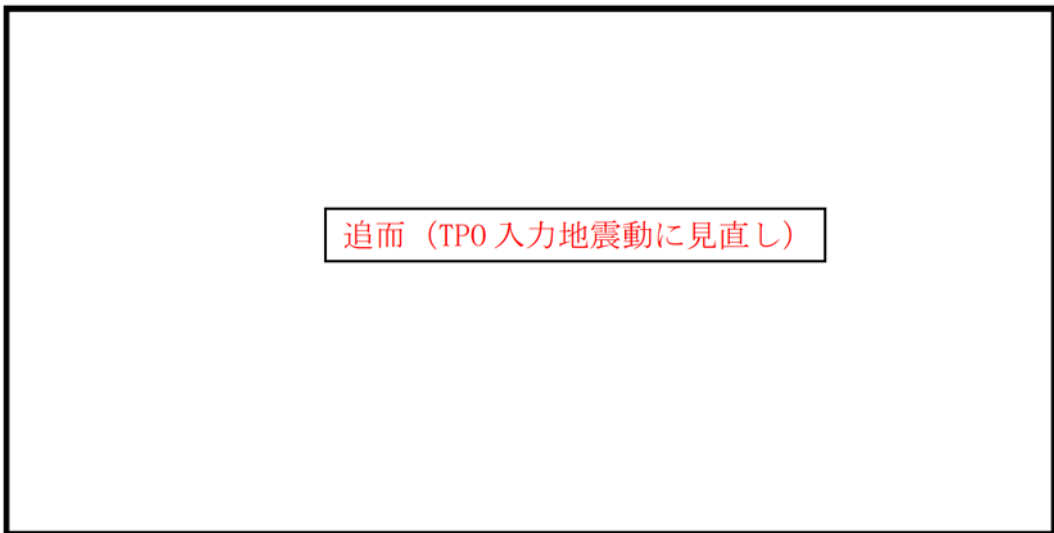


図4 入力地震動（水平（EW）方向）の加速度時刻歴波形 (2/3)

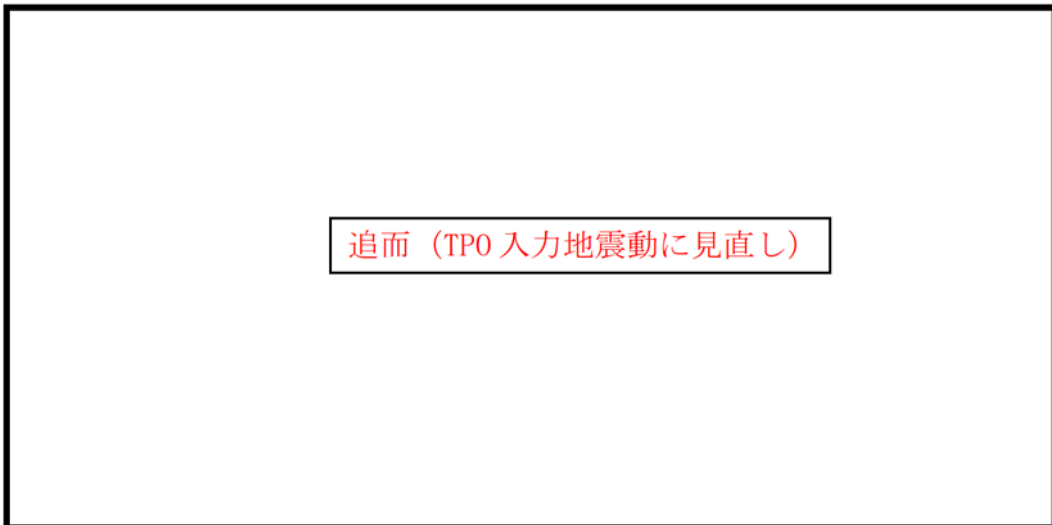


図4 入力地震動（鉛直（UD）方向）の加速度時刻歴波形 (3/3)



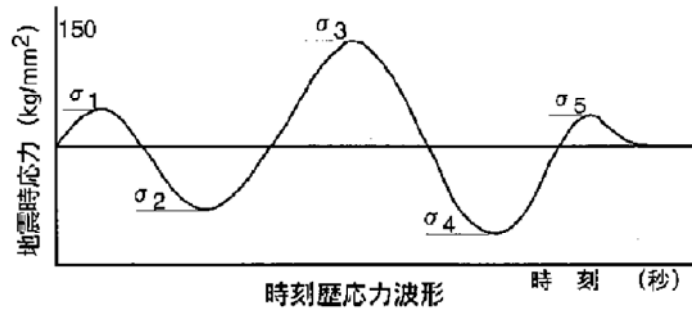


図5 最大ピーク応力に対する時刻歴波の応力算定概念図

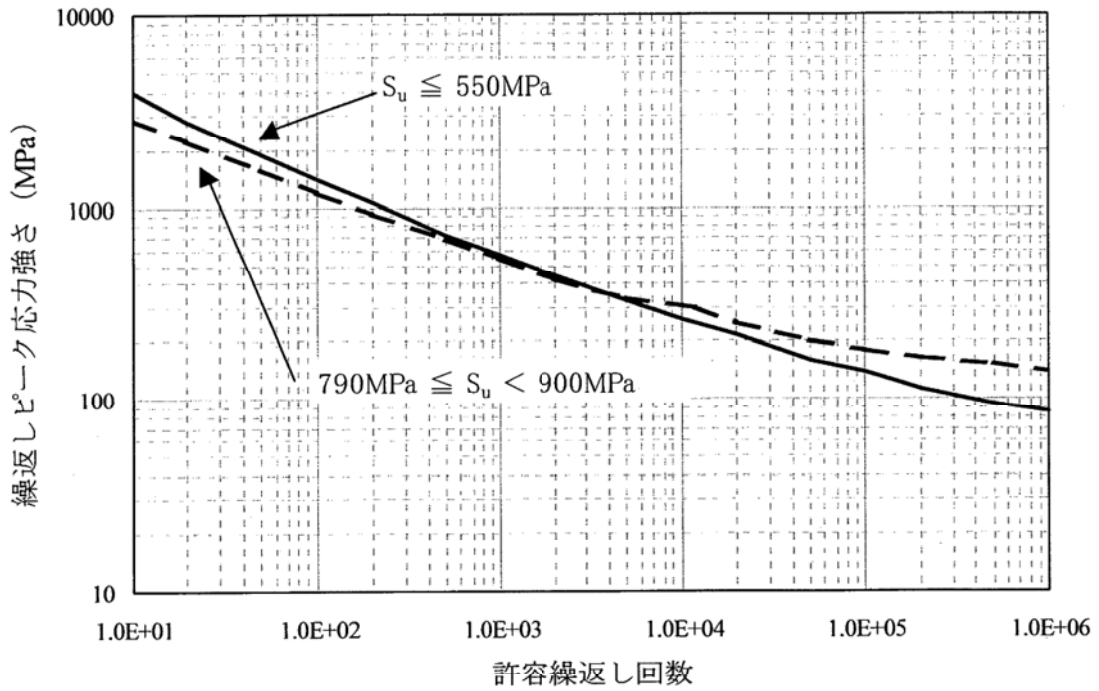


図6 炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼の設計疲労線図  
(設計・建設規格 図添付 4-2-1 抜粋)

$$\text{地震 UF} = \frac{n_{\max}}{N_{\max}} + \frac{n_1}{N_1} + \frac{n_2}{N_2}$$

ここで、 $n_i$  : 各ピークのサイクル数

$N_i$  : 各ピークに対する許容繰返し回数

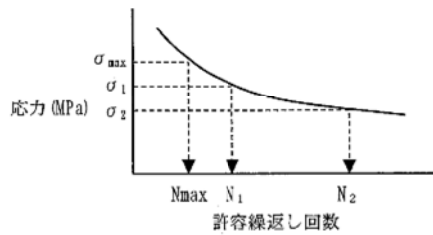


図7 UF 算定方法

表2 原子炉系（蒸気部）配管のNS, EW, 鉛直方向の等価繰返し回数

評価点	減衰定数	等価繰返し回数			評価用繰返し回数
		NS	EW	鉛直	
原子炉本体の基礎 EL. 19.856 m	h=2.0 %	追而	追而	追而	追而

(3) TPO 地震による疲労累積係数の算出

東海第二発電所 設置変更許可申請書（平成 29 年 11 月 8 日提出）で設定された基準地震動  $S_s$  においては、図 8 に示す TPO 地震の原子炉建屋床応答スペクトルの比較のとおり、TPO 地震の震度を上回る震度で設定されていることから、TPO 地震時の疲労累積係数の算出については、保守的に基準地震動  $S_s$  の疲労累積係数に対して TPO 地震による等価繰返し回数（追而）回を基に算定する。

なお、床応答スペクトルの一部の周期帯で、観測記録が設定震度（シミュレーション結果）を上回ることについての影響評価については、別紙 12 にて実施する。

基準地震動  $S_s$  での繰返し回数は、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）で適用している 160 回とする。

したがって、TPO 地震による疲労累積係数は以下のとおり算出される。

TPO 地震による疲労累積係数

$$= \text{基準地震動 } S_s \text{ での疲労累積係数} \times \frac{\text{TPO 地震での繰返し回数}}{\text{基準地震動での繰返し回数}}$$

$$= \text{追而}$$

運転開始後 60 年時点での運転実績回数に基づく疲労累積係数、基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数及び TPO 地震による疲労累積係数の算出結果(合計値)について表 3 に示す。

(評価結果について追而といたします)

表3 TPO 地震を考慮した原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数

系統	運転実績回数に基づく疲労累積係数	基準地震動 $S_s$ による疲労累積係数	TPO 地震による疲労累積係数	合計 (許容値：1 以下)
原子炉系 (蒸気部)	0.0853	追而	追而	追而

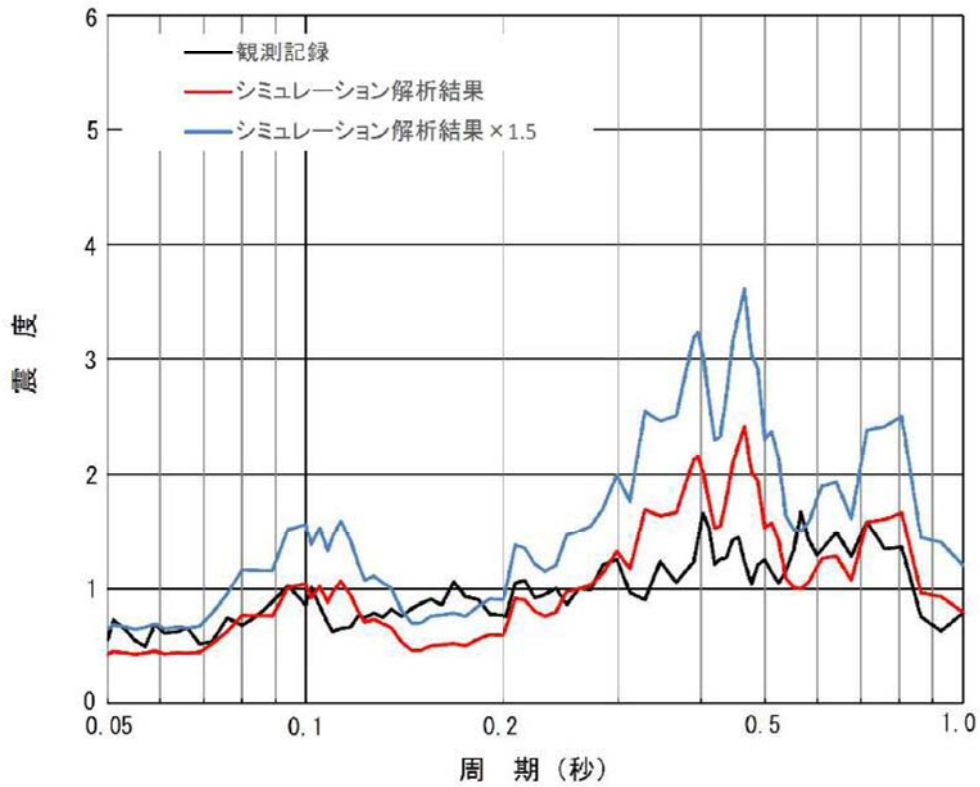


図8 原子炉建屋 (EL. [ ] m) 床応答スペクトル比較 (減衰 2.0%) (1/2)

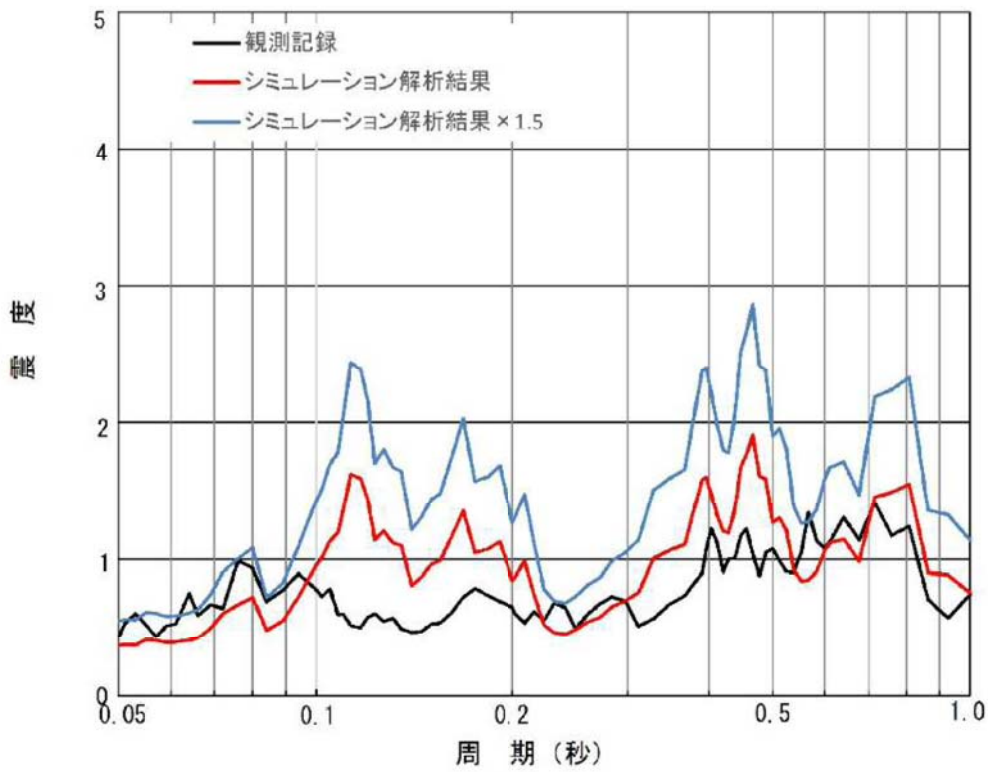


図8 原子炉建屋 (EL. [ ] m) 床応答スペクトル比較 (減衰 2.0%) (2/2)

## 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

## 1. 評価方針

## 1.1 はじめに

東海第二の炉内構造物であるシュラウドサポート溶接部については、第 21 回定期検査（平成 17 年度）において、粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが認められており、その後、第 24 回定期検査（平成 22 年度）の継続検査においても、その進展が確認されていることから、構造健全性評価を行い所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（現 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下、「技術基準」という））への適合性を確認している。

構造健全性評価の結果は、電気事業法第 55 条第 3 項（現 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 16 第 3 項）の設備に発見された技術基準に適合しなくなるおそれのある部分の措置に該当するため、平成 22 年 3 月に経済産業大臣に報告<sup>\*1</sup>しており、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は、運転開始後 60 年時点までを包絡するのに十分に安全側の時期<sup>\*2</sup>であることを報告した。

しかしながら、劣化状況評価における耐震安全性評価（以下、「耐震安全性評価」という）にあたっては、新規基準対応に伴う基準地震動の見直しがなされていることから、基準地震動  $S_s$  を用いた耐震安全性評価を実施し、所定の期間（運転開始後 60 年時点まで）での技術基準への適合性を確認する。

なお、評価にあたっては、第 25 回定期検査で実施した最新のシュラウドサポートの検査結果を考慮する。

図 1 に評価対象であるシュラウドサポートの概略図を示す。

\*1：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報告について（発室発第 556 号 平成 22 年 3 月 1 日：第 24 回定期検査）

\*2：技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は、評価時点から 45 年後（運転年数）と評価され、第 24 回定期検査は運転開始後 約 31 年であるため、運転開始後 60 年時点までを包絡できる時期となる。

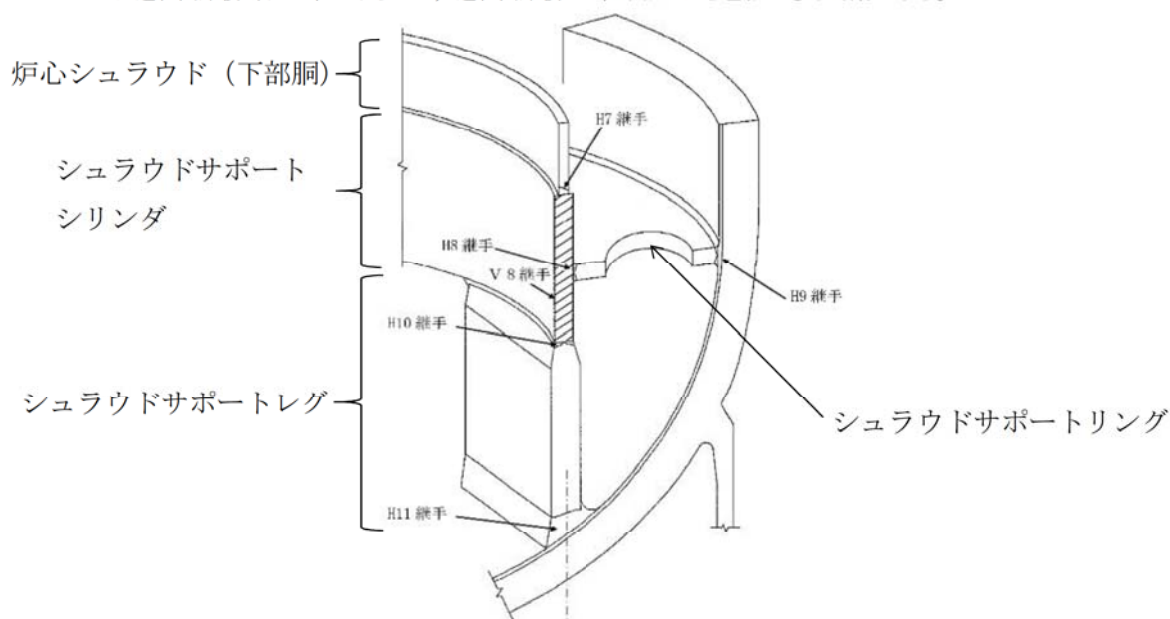


図 1 シュラウドサポート概略図

## 1.2 評価手順

第 24 回定期検査における構造健全性評価は、以下の評価①～④の順で実施している。

具体的には、経済産業省原子力安全・保安院「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」（平成 21・02・18 原院第 2 号 平成 21 年 2 月 27 日）（現原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（平成 26 年 8 月 6 日 原規技発第 1408063 号）の別紙 3 に基づき適用する日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008 年版）」（以下、「維持規格」という）の評価手法（以下、「極限解析」という）により、ひび割れを模擬したシュラウドサポートの解析モデルを用いて、シュラウドサポートの荷重と変位特性を有限要素法により解析し、得られた荷重変位曲線と弾性勾配の 2 倍の傾きの直線との交点を崩壊荷重とみなす 2 倍勾配法により評価している。

また、構造健全性の判断は、維持規格の添付 EJB-B-2-2（シュラウドの最小必要断面積の算出手法）で求められる安全率 1.5 より、2 倍勾配法によって得られた崩壊荷重が、**許容値（設計荷重（地震荷重）×安全率（1.5））**以上であれば健全性は確保されると判断している。

耐震安全性評価としては、評価①～③を実施することで運転開始後 60 年時点までの技術基準への適合性を確認できることから、構造健全性評価で実施した評価①～③を基に、解析モデルで模擬されているひび割れの包絡性を確認するとともに、変更となる地震荷重を評価条件に反映し耐震安全性評価を実施した。

### <第 24 回定期検査 構造健全性評価のプロセス>

評価①：ひび割れの形状、大きさを特定

評価②：ひび割れの進展予測

評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での技術基準への適合確認

評価④：技術基準に適合しなくなる時期の評価

## 2. 評価内容

### 2.1 第 24 回定期検査の構造健全性評価について

耐震安全性評価における極限解析の前提としている第 24 回定期検査の構造健全性評価の内容を記載する。

#### 2.1.1 評価①：ひび割れの形状，大きさを特定

評価①では，目視検査（MVT-1）によりひび割れを検出し，体積検査（UT）によりひび割れの長さ及び深さを測定することで，ひび割れを特定している。

第 24 回定期検査で検出されたひび割れの状況を表 1 に示す。

表 1 第 24 回定期検査で検出されたひび割れの状況

溶接部位	数量	検出部位	方向
H7	33 個 [検査範囲 47 %] ↓ 126 個*1	内面	軸方向
V8	8 個	内面及び外面	軸方向 周方向（ほう酸注入配管サポート溶接部）

\*1：日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] (第 3 版)」の「未点検範囲の欠陥想定」に基づき算出したもの

#### 2.1.2 評価②：ひび割れの進展予測

評価①で検出された H7 及び V8 の軸方向及び周方向（ほう酸注入配管サポート）のひび割れは，溶接部において全て貫通するものとしている。

また，H7 については，検査範囲と溶接残留応力の観点から，周方向ひび割れの発生が否定できないため，保守的に周方向亀裂が発生したものと仮定し，維持規格の添付 EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価 3. (4)a. (a)i. (i)に基づき，深さ 1 mm，長さ 10 mm の周方向半楕円の初期欠陥を設定し，残留応力を考慮した上で維持規格の低炭素系ステンレス鋼の亀裂進展速度を用いて，進展評価を実施している。（維持規格 添付 E-5 [応力拡大係数の算出] 5.3(6)a.，添付 E-2 [亀裂進展速度] 図 添付 E-2-SA-2）

進展評価の結果から，所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での亀裂深さは  mm に設定している。

図 2 にひび割れ深さと運転年数の関係を示す。

なお，第 24 回定期検査は運転開始後約 31 年であり，そこから 30 年（運転年数）を想定すると運転開始後 60 年時点を保絡する期間となる。

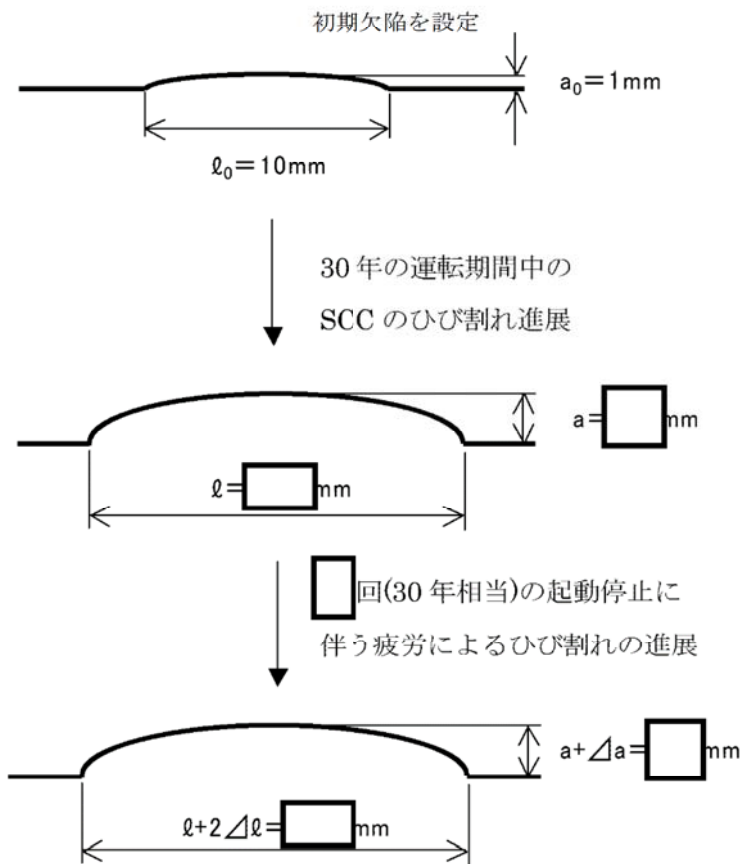


図2 ひび割れの深さと運転年数の関係 (1/2)

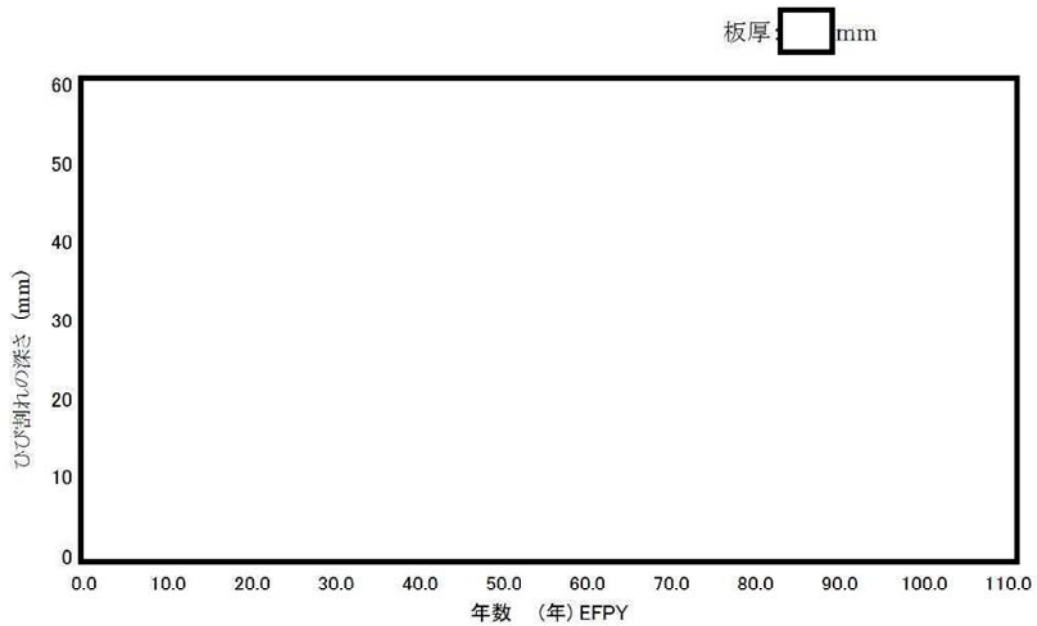


図2 ひび割れの深さと運転年数の関係 (2/2)

2.1.3 評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での技術基準への適合確認

(1) 解析モデル

解析モデルは評価対象が H7 及び V8 近傍であることからシュラウドサポートから炉心シュラウド下部胴までを模擬し、三次元シェル要素による全周モデルとしている。

解析モデルを図 3 に示す。

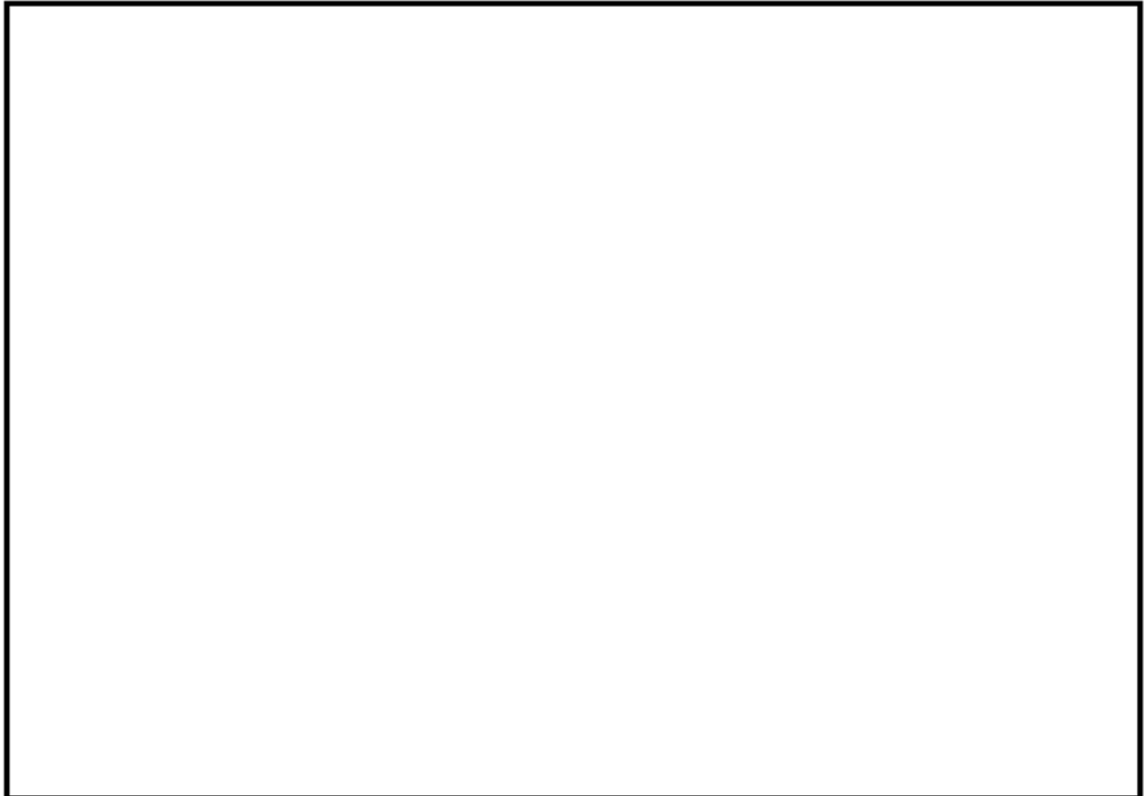


図 3 解析モデル

(2) ひび割れ（亀裂）の付与位置

解析モデル上のひび割れは、シュラウドサポートシリンダの V8 長手方向溶接部については、全 4 箇所（ $0^{\circ}$ 、 $90^{\circ}$ 、 $180^{\circ}$ 、 $270^{\circ}$ ）にシュラウドサポートシリンダの頂部からシュラウドサポートレグ接続部まで全長貫通亀裂（幅  mm の短形開口）を設定している。また、ほう酸注入配管サポート溶接部の上部に水平長さ  mm の周方向貫通亀裂（スリット）を設定している。

H7 周方向溶接部については、軸方向貫通亀裂（スリット）を  $1^{\circ}$  間隔で設定するとともに、溶接熱影響部の全周に周方向亀裂（内表面に深さ  mm、幅  mm）を設定している。

解析モデルにおけるひび割れの付与位置を図 4 に示す。



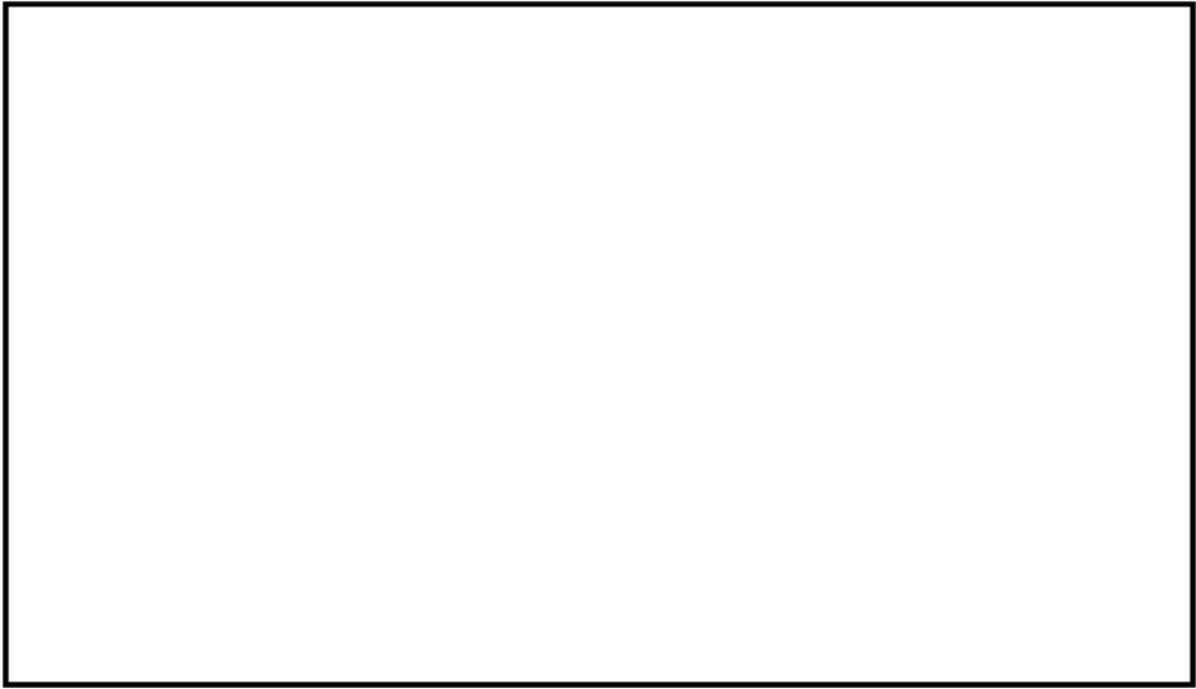


図4 ひび割れの付与位置

(3) 解析コード

三次元汎用有限要素法解析コード「MARC」を用いた。

(4) 荷重条件

解析に用いた供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）及び地震荷重を表 2 に示す。

供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）を負荷後，地震荷重を比例負荷し，設計上の地震に対する負荷荷重の比率（荷重倍率）と変位の関係を求め，2 倍勾配法により崩壊時の荷重倍率を求めている。

また，水平荷重の負荷方向は，90° ピッチで同じひびがある場合，180° 付近のほう酸注入配管サポート溶接部の上部に  mm の周方向貫通亀裂（ が中心）を加えているため，荷重負荷方向を  から  の方向とした場合が，周方向のひび割れをもっとも開口し易い地震荷重負荷方向となることから，構造健全性評価における地震荷重負荷は  から  の方向に設定している。

表2 荷重条件

荷重	種類	鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M (kN・m)	圧力 P (MPa)
供用状態 A, B の荷重	死荷重		—	—	—
	差圧	—	—	—	
地震時の荷重	地震荷重 S <sub>1</sub> *				—
	地震荷重 S <sub>2</sub>				—

S<sub>1</sub>\* : 水平地震力は動的解析結果から得られた地震力と静的震度から得られた地震力のうちいずれか大きい方の値を、鉛直地震力は鉛直地震動により定まる値を示す。

(5) 物性値

解析に用いた物性値を表3に示す。

表3 解析に用いた物性値

材質	温度 (°C)	Sm (MPa)	弾完全塑性体の 降伏点 (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)	加工硬化係数 (MPa)
SUS304L (シュラウド下部胴)	302	96.8	S <sub>1</sub> * : 1.5Sm = 145		
			S <sub>2</sub> : 2.3Sm = 222 (注1) 0.7Su = 253		
NCF600-P (シュラウドサポート)	302	164	S <sub>1</sub> * : 1.5Sm = 246		
			S <sub>2</sub> : 2.3Sm = 377 (注1) 0.7Su = 350		

(注1) : 2.3Sm と 0.7Su のいずれか小さい方を用いる。

(注2) : 加工硬化係数は、応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において、解析応力が降伏応力を超えると、荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため、極めて小さな加工硬化係数 (=E/1000) を与えることにより、降伏後の解析の収束性を上げている。

(6) 評価結果

保守的にひび割れを付与した解析モデルを用いて極限解析を実施した結果、崩壊荷重は設計上の地震荷重に対して余裕を有していることが確認されたことから、所定の期間(運転開始後60年時点までを包絡する期間)において、技術基準に適合しないものではないと評価している。(維持規格 添付 EJJ-B-2-2)

図5に評価結果がより厳しい地震荷重 S<sub>2</sub> の極限解析結果を示す。

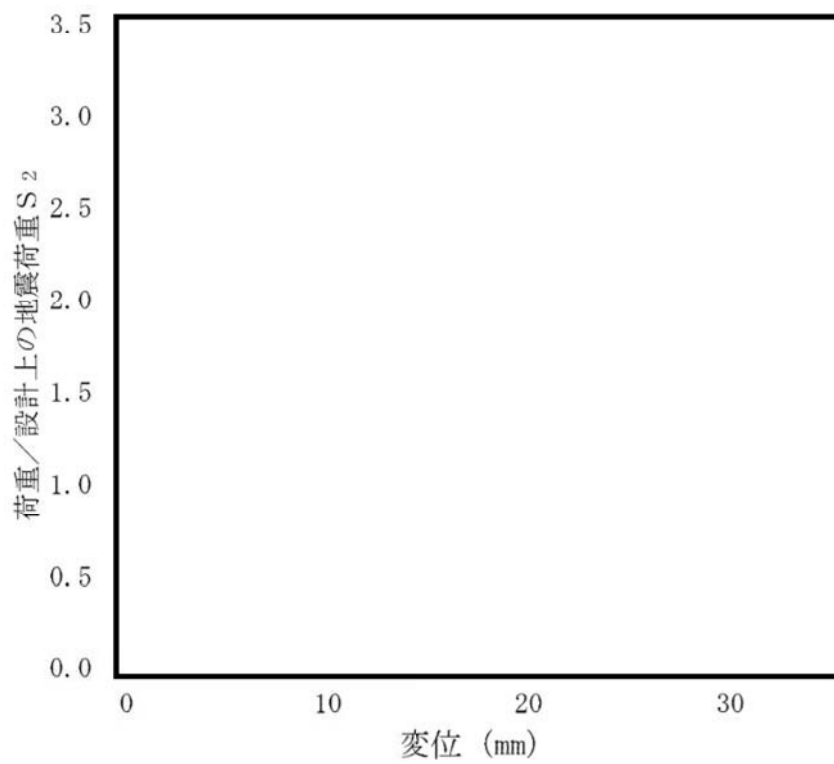


図5 極限解析結果 (地震荷重  $S_2$ )

## 2.2. 耐震安全性評価について

### 2.2.1 評価①：ひび割れの形状、大きさを特定

最新のシュラウドサポートの検査結果である、第 25 回定期検査での検査結果を確認した。確認の結果、検出されたひび割れは、以下に示す通り、第 24 回定期検査の構造健全性評価で想定している範囲内にとどまっていることが確認されている。

第 25 回定期検査で検出されたひび割れの状況を表 4 に示す。

①H7 及び V8 のひび割れの発生・進展は、予測した範囲にとどまっていた。

(H7 及び V8 に確認されたひび割れは、いずれも母材への発生・進展はなく、解析モデルに付与した想定ひび割れの範囲に包含されている)

②H7 溶接金属に周方向のひび割れは発生・進展していなかった。

③H7 軸方向のひび割れは、360 個を超えないと評価された。

表 4 第 25 回定期検査で検出されたひび割れの状況

溶接部位	数量	検出部位	方向
H7	59 個 [検査範囲 65.2 %] ↓ 91 個*1	内面	軸方向
V8	8 個	内面及び外面	軸方向 周方向（ほう酸注入配管サポート溶接部）

\*1：日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] (第 3 版)」の「未点検範囲の欠陥想定」に基づき算出したもの。

### 2.2.2 評価②：ひび割れの進展予測

第 25 回定期検査においては、ひび割れの進展は認められるものの、検出されたひび割れは、第 24 回定期検査の構造健全性評価で想定している範囲に包絡されることから、耐震安全性評価においては、第 24 回定期検査の評価と同条件で評価するものとした。

### 2.2.3 評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点まで）での技術基準への適合確認

#### (1) 解析モデル

耐震安全性評価では、第 24 回定期検査での評価と同一の解析モデルを用いた。

#### (2) ひび割れの付与位置

耐震安全性評価では、第 24 回定期検査での評価の付与位置と同一とした。

評価モデル及びひび割れの付与位置を図 6 に示す。



図 6 解析モデル及びひび割れの付与位置

(3) 解析コード

三次元汎用有限要素法解析コード「ABAQUS 6.13-1」を用いた。

(4) 荷重条件

耐震安全性評価で解析に用いた供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）及び地震荷重を表 5 に示す。

このうち、供用荷重 A, B の荷重は、第 24 回定期検査の評価と同一である。

一方、地震荷重については基準地震動  $S_s$  による地震荷重 ( $S_s$  8 波包絡荷重条件) を用いた。

表 5 耐震安全性評価で用いた荷重条件

荷重	種類	鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M (kN・m)	圧力 P (MPa)
供用状態 A, B の荷重	死荷重		—	—	—
	差圧	—	—	—	
地震時の荷重	基準地震動 $S_s$	*1	*2	*2	—

\*1 :  $S_s$ -21 による算出結果

\*2 :  $S_s$ -22 による算出結果

(5) 物性値

耐震安全性評価で解析に用いた物性値を表 6 に示す。

表 6 解析に用いた物性値

材質	温度 (°C)	$S_m$ (MPa)	弾完全塑性体の 降伏点 (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)	加工硬化係数 (MPa)
SUS304L (シュラウド下部胴)	301 (注 1)	96.9	$S_s$ : $2.3S_m=222$ (注 2) $0.7S_u=253$		(注 3)
NCF600-P (シュラウドサポート)	301 (注 1)	164	$S_s$ : $2.3S_m=377$ (注 2) $0.7S_u=350$		(注 3)

(注 1) : 供用状態 A, B の最高温度を用いた。

(注 2) :  $2.3S_m$  と  $0.7S_u$  のいずれか小さい方を用いる。

(注 3) : 加工硬化係数は、応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において、解析応力が降伏応力を超えると、荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため、極めて小さな加工硬化係数 (=E/1000) を与えることにより、降伏後の解析の収束性を上げている。

### (6) 評価結果

保守的にひび割れを付与した解析モデルを用いて極限解析を実施した結果、崩壊荷重は設計上の地震荷重に対して約 2.3 倍であることから、所定の期間（運転開始後 60 年時点まで）において、技術基準に適合しないものではないと評価した。（維持規格 添付 EJV-B-2-2）  
基準地震動  $S_s$  ( $S_s$  8 波包絡荷重条件) における極限解析結果を図 7 示す。

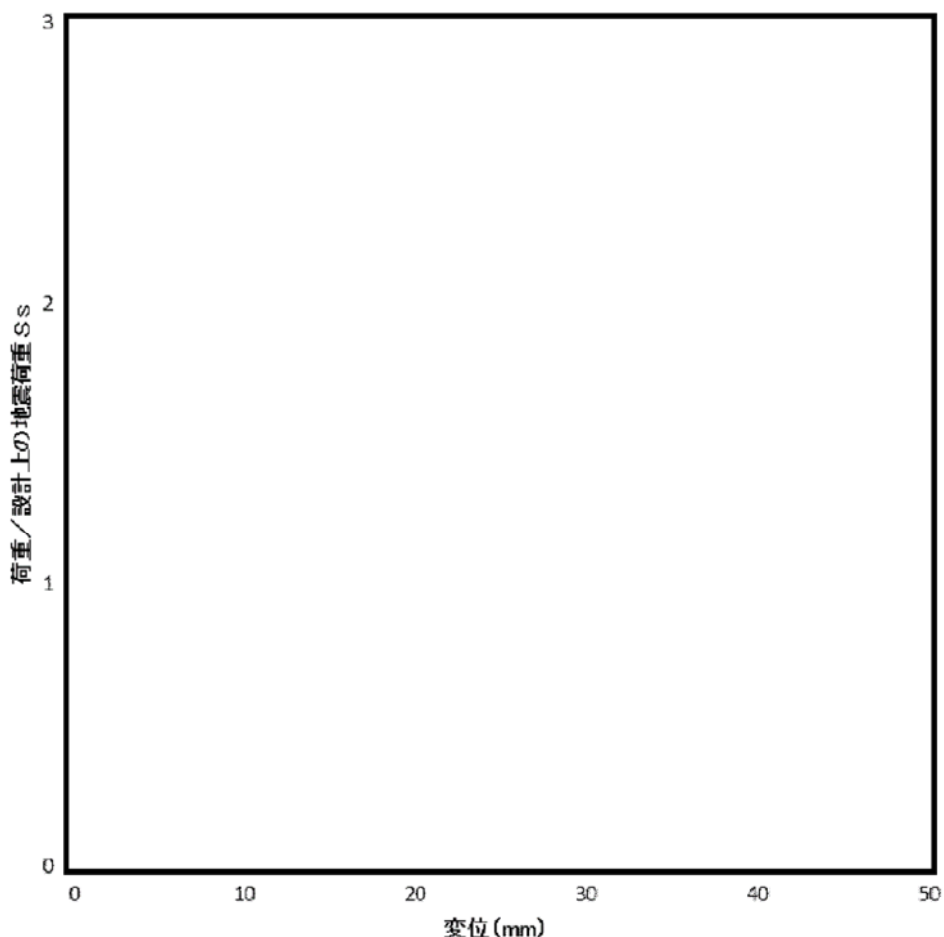


図 7 極限解析結果（基準地震動  $S_s$ ）

### 3. 耐震安全性評価結果

耐震安全性評価における極限解析の結果、運転開始後 60 年時点において、シュラウドサポートの崩壊荷重は許容値（設計荷重（地震荷重） $\times$ 安全率（1.5））を上回るため、耐震安全性評価上問題ない。

## 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

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、設計許容荷重を定めており、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。後打ちアンカ減肉後の応力比の算定条件及び算定結果を表 1 及び表 2 に示す。

S クラス機器について、基準地震動  $S_s$  に対する耐震安全性を確認しており、ボルトの減肉を考慮した場合であっても発生応力が許容応力以下になることを確認している。S クラス機器の後打ちアンカの基準地震動  $S_s$  に対する評価例を表 2 に示す。評価例として、工認耐震計算において応力比が厳しい「安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備」を選定した。

表 1 後打ちメカニカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M6	M8	M10	M12	M16	M20	
ボルトの断面積 (mm <sup>2</sup> ) *1	減肉前	19.98	34.68	55.07	80.17	150.25	234.78	
	減肉後	14.63	28.70	47.47	70.94	137.50	218.77	
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	1.50	追而 (確認中)				7	11.37
	せん断	0.98					2	6.86
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	83	62	52	57	44	49	
	せん断	52	39	32	34	27	30	
設計許容荷重負荷、減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	107	75	60	64	48	52	
	せん断	67	47	37	39	29	32	
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張	245	245	245	245	245	235	
	せん断	141	141	141	141	141	135	
応力比*3	引張	0.44	0.31	0.25	0.26	0.20	0.22	
	せん断	0.48	0.33	0.26	0.28	0.21	0.24	

\*1：谷径断面積

\*2：ボルトの許容応力は以下の通り。(JSME S NC1-2005/2007 及び JEAG4601-1984 による)

- ・ボルトの材質：SS400
- ・設計降伏点： $S_y$  (245 MPa ( $d \leq 16$  mm), 235 MPa ( $16$  mm  $< d \leq 40$  mm))
- 設計引張強さ： $S_u$  (400 MPa)

$$F = \text{MIN} (S_y, 0.7S_u) = 245 \text{ MPa} (d \leq 16 \text{ mm}), 235 \text{ MPa} (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

- ・許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S の許容応力 (引張)：

$$1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 245 / 1.5 = 245 \text{ MPa} (d \leq 16 \text{ mm})$$

$$1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 235 / 1.5 = 235 \text{ MPa} (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

- ・許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S の許容応力 (せん断)：

$$1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 245 / (1.5\sqrt{3}) = 141 \text{ MPa} (d \leq 16 \text{ mm})$$

$$1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 235 / (1.5\sqrt{3}) = 135 \text{ MPa} (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

\*3：応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力



表2 後打ちケミカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M12	M16	M20	M22	M25
ボルトの断面積 (mm <sup>2</sup> ) *1	減肉前	80.17	150.25	234.78	292.22	338.06
	減肉後	70.94	137.50	218.77	274.33	318.79
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	4.90	追而 (確認中)			33.34
	せん断	3.92				22.55
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	62	85	78	88	99
	せん断	49	58	53	58	67
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	70	93	83	93	105
	せん断	56	63	56	61	71
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張	245	245	235	235	235
	せん断	141	141	135	135	135
減肉時の応力比*3	引張	0.29	0.38	0.35	0.40	0.45
	せん断	0.40	0.45	0.42	0.45	0.53

\*1：谷径断面積

\*2：ボルトの許容応力は以下の通り。(JSME S NC1-2005/2007 及び JEAG4601-1984 による)

- ・ボルトの材質：SS400
- ・設計降伏点：Sy (245 MPa (d ≤ 16 mm), 235 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm))
- 設計引張強さ：Su (400 MPa)
- $F = \text{MIN} (Sy, 0.7Su) = 245 \text{ MPa} (d \leq 16 \text{ mm}), 235 \text{ MPa} (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$

・許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S の許容応力 (引張)：

$$1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 245 / 1.5 = 245 \text{ MPa} (d \leq 16 \text{ mm})$$

$$1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 235 / 1.5 = 235 \text{ MPa} (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

・許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S の許容応力 (せん断)：

$$1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 245 / (1.5\sqrt{3}) = 141 \text{ MPa} (d \leq 16 \text{ mm})$$

$$1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 235 / (1.5\sqrt{3}) = 135 \text{ MPa} (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

\*3：応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

表3 基準地震動 Ss に対する S クラス機器の評価例 (後打ちケミカルアンカ)

分類	設備	ボルト 呼び径	断面積 <sup>*1</sup>		荷重方向	設計許容荷重 (kN)	発生荷重 (kN)	減肉後発生 応力 <sup>*2</sup> (MPa)	許容応力 (MPa)	減肉後の 応力比 <sup>*3</sup>
			減肉前 (mm <sup>2</sup> )	減肉後 (mm <sup>2</sup> )						
計測制御 設備	安全パラメータ表 示システム (SPDS) 及びデータ伝送設 備基礎ボルト	M12	80.2	71.0	引張	追而	追而	168	追而	
					せん断	追而	追而	129	追而	

\*1：谷径断面積

\*2：保守的に運転開始後 60 年間の腐食量である半径方向 0.3 mm を想定

\*3：減肉後発生応力/許容応力

## 動的機能維持評価について

## 1. 動的機能維持評価の対象機器・経年劣化事象の抽出

地震時に動的機能維持が要求される機器（弁、ポンプ、ファン等）については、地震時の応答加速度が機器の機能確認済加速度以下であること等により動的機能が維持されることを確認しているが、想定される経年劣化を考慮した場合にも動的機能が維持されることを確認する。

動的機能の維持が要求される機器は、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）で対象に挙げている機器と同様である。そのうち、対象機器において想定される耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（弁の場合は接続される配管の経年劣化を含む）を考慮した状態において動的機能維持評価を実施する必要があるかについて、以下のとおり検討した。

## a. 弁

想定される経年劣化事象として低サイクル疲労及び腐食（流れ加速型腐食）がある。低サイクル疲労については、運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）及び基準地震動  $S_s$  を考慮した疲労累積係数の合計が許容値の 1 を下回るため、低サイクル疲労割れが発生しないことを確認したことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持される。

腐食（流れ加速型腐食）については、動的機能の維持が要求される弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮した場合、地震時の応答加速度に影響を及ぼす可能性があるため、配管減肉を考慮した耐震評価を行う際に得られる弁の地震時応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。

動的機能維持評価対象弁の選定フローを図 1 に示す。

## b. ポンプ、タービン設備、空調設備、機械設備等

想定される経年劣化事象として残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ガス再循環系排風機、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機等（以下、「機器等」という）の基礎ボルトの腐食（全面腐食）が想定されるが、60 年時点での経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力が許容応力を下回り、現状の保全対策により機器等に与える影響が十分小さいことを確認した。

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

これより、経年劣化を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器等における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものでないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断する。

地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認すべき対象を以下のとおり選定した。

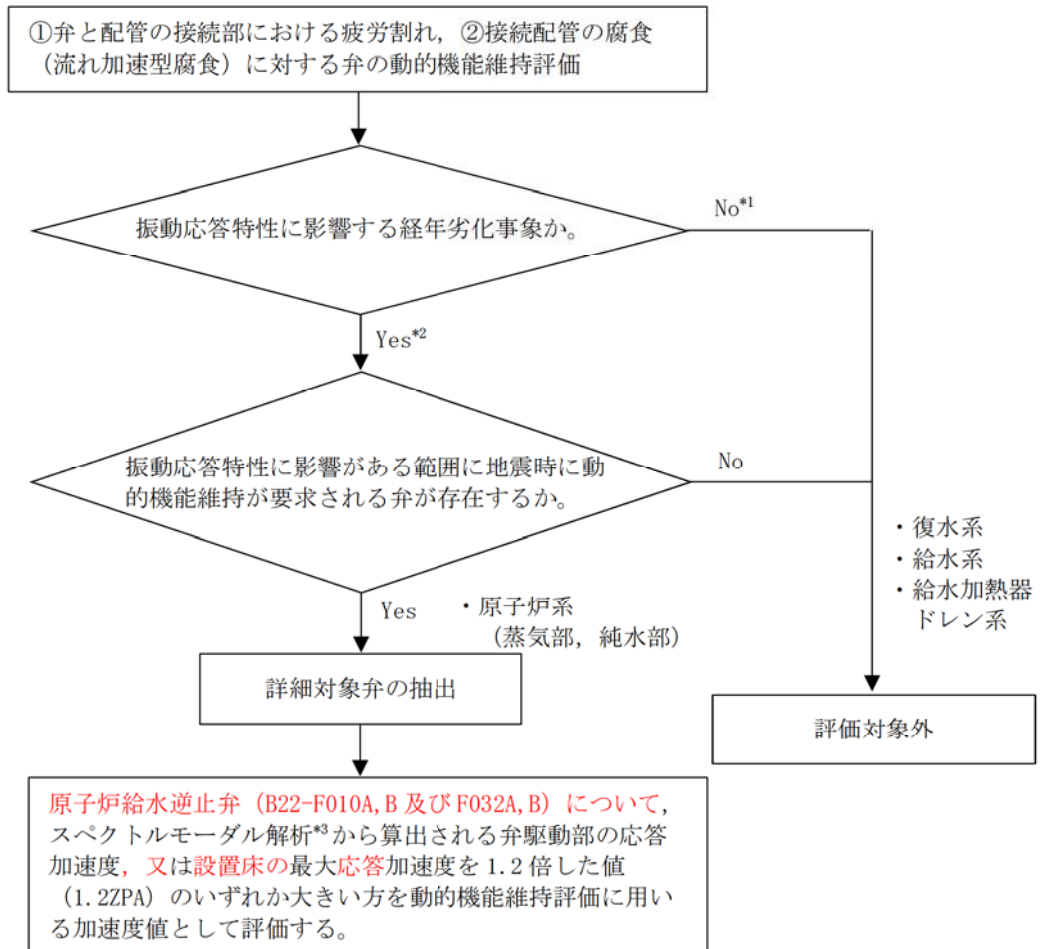


図1 動的機能維持評価対象弁の選定フロー

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

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

\*3: 振動数領域として50Hzまで考慮した地震応答解析により算定する。

## 2. 動的機能維持評価の結果

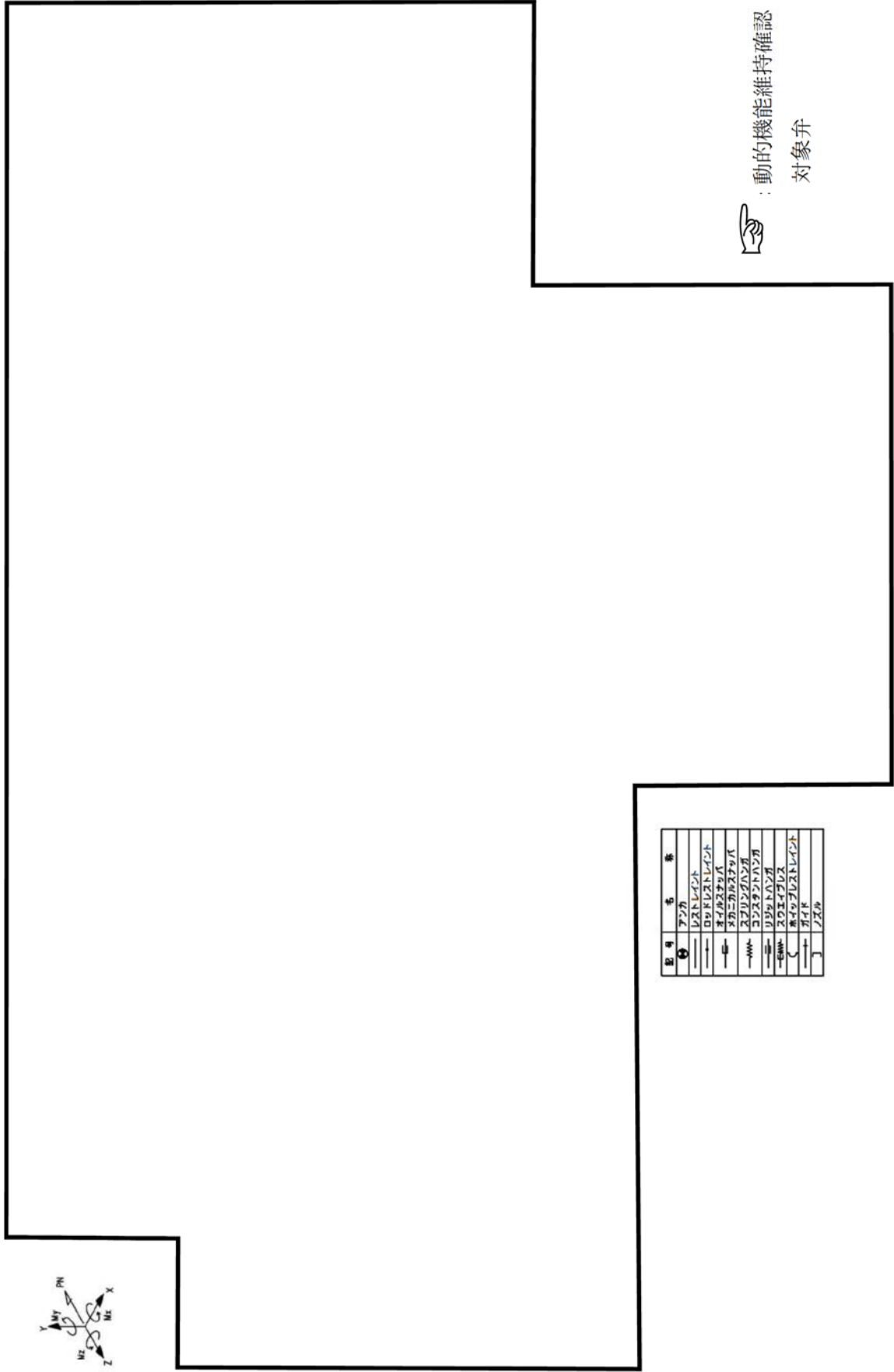
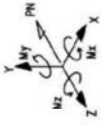
原子炉給水逆止弁に接続する原子炉系（純水部）配管の腐食（流れ加速型腐食）に係る減肉管理部位を必要最小肉厚まで一様に減肉させた、図1～6に示す解析モデルを用いて、計算法コードHISAPによりFRS（基準地震動Ss8波包絡）によるスペクトルモーダル解析を実施し、対象弁における応答加速度を算出した。

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

表 1 原子炉給水逆止弁の動的機能維持評価結果

地震力		振動数 (Hz)	種別	逆止弁（弁箱材料：炭素鋼，内部流体：純水）			
				原子炉系			
				原子炉給水逆止弁 (B22-F010A, B)		原子炉給水逆止弁 (B22-F032A, B)	
				応答加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	機能確認済 加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	応答加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	機能確認済 加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )
Ss	水平	50	工認値	4.90 <sup>*1</sup>	6.0	3.98 <sup>*1</sup>	6.0
			劣化状況 評価値	4.90 <sup>*1</sup>	6.0	3.88 <sup>*1</sup>	6.0
	鉛直	50	工認値	3.27 <sup>*1</sup>	6.0	1.31 <sup>*1</sup>	6.0
			劣化状況 評価値	3.37 <sup>*1</sup>	6.0	1.33 <sup>*1</sup>	6.0

\*1：A, B系の最大値（A系）を示す



記号	名称
⊕	アンカ
—	レストレイント
—	ロッドレストレイント
—	キールスタップ
—	スカーニカルスタップ
—	スプリングハンガ
—	コンスタントハンガ
—	スロエイブラス
—	スライプレストレイント
—	ガイド
—	ガス弁


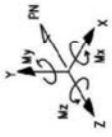
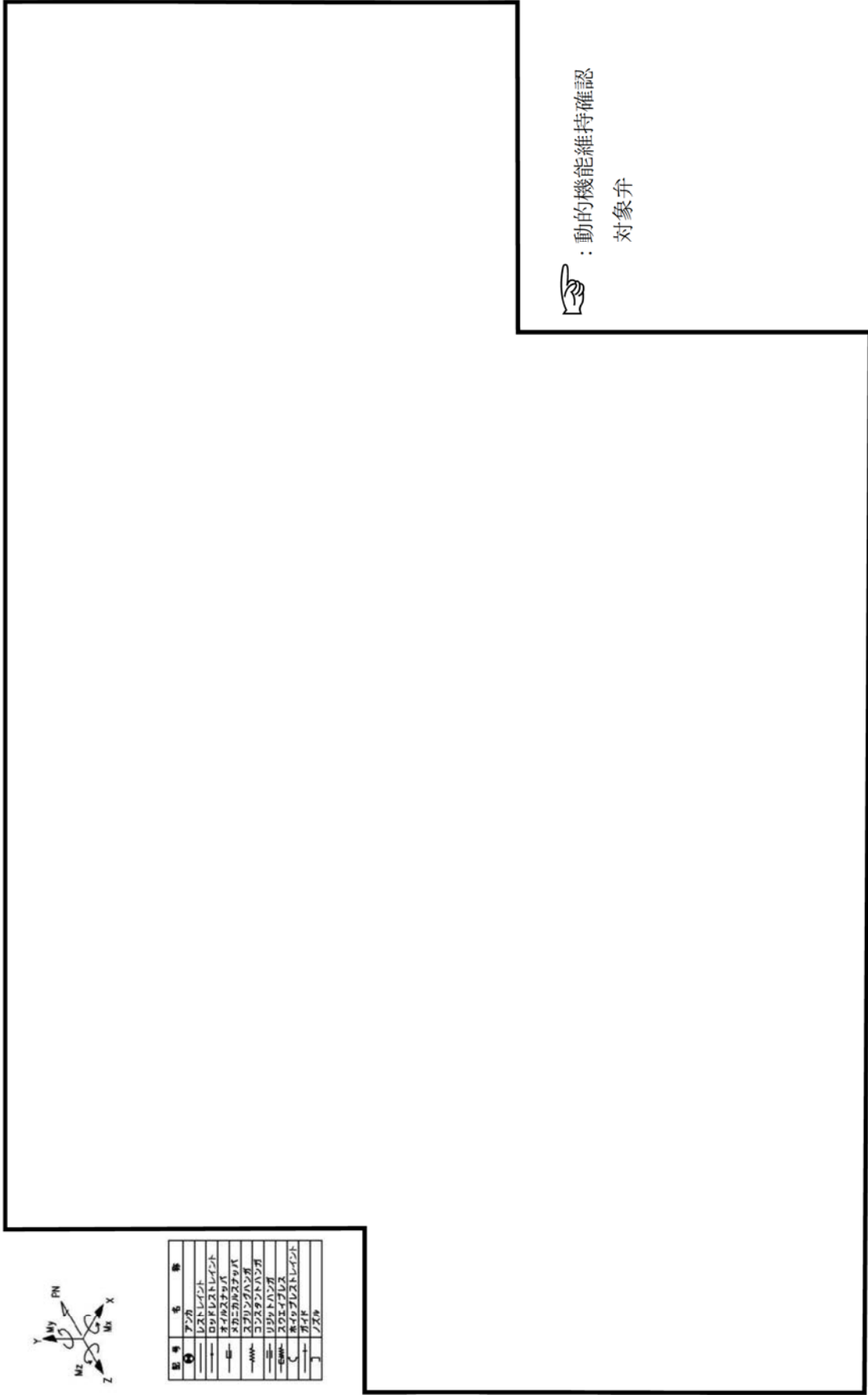

 : 動的機能維持確認  
 対象弁

図 1 原子炉系（純水部）A 系配管（解析モデル）



図号	名称
①	ファン
②	レストレイト
③	ロッドレストレイト
④	フィンスタブ
⑤	スプリング
⑥	スプリング
⑦	スプリング
⑧	スプリング
⑨	スプリング
⑩	スプリング
⑪	スプリング
⑫	スプリング
⑬	スプリング
⑭	スプリング
⑮	スプリング
⑯	スプリング
⑰	スプリング
⑱	スプリング
⑲	スプリング
⑳	スプリング
㉑	スプリング
㉒	スプリング
㉓	スプリング
㉔	スプリング
㉕	スプリング
㉖	スプリング
㉗	スプリング
㉘	スプリング
㉙	スプリング
㉚	スプリング
㉛	スプリング
㉜	スプリング
㉝	スプリング
㉞	スプリング
㉟	スプリング
㊱	スプリング
㊲	スプリング
㊳	スプリング
㊴	スプリング
㊵	スプリング
㊶	スプリング
㊷	スプリング
㊸	スプリング
㊹	スプリング
㊺	スプリング
㊻	スプリング
㊼	スプリング
㊽	スプリング
㊾	スプリング
㊿	スプリング


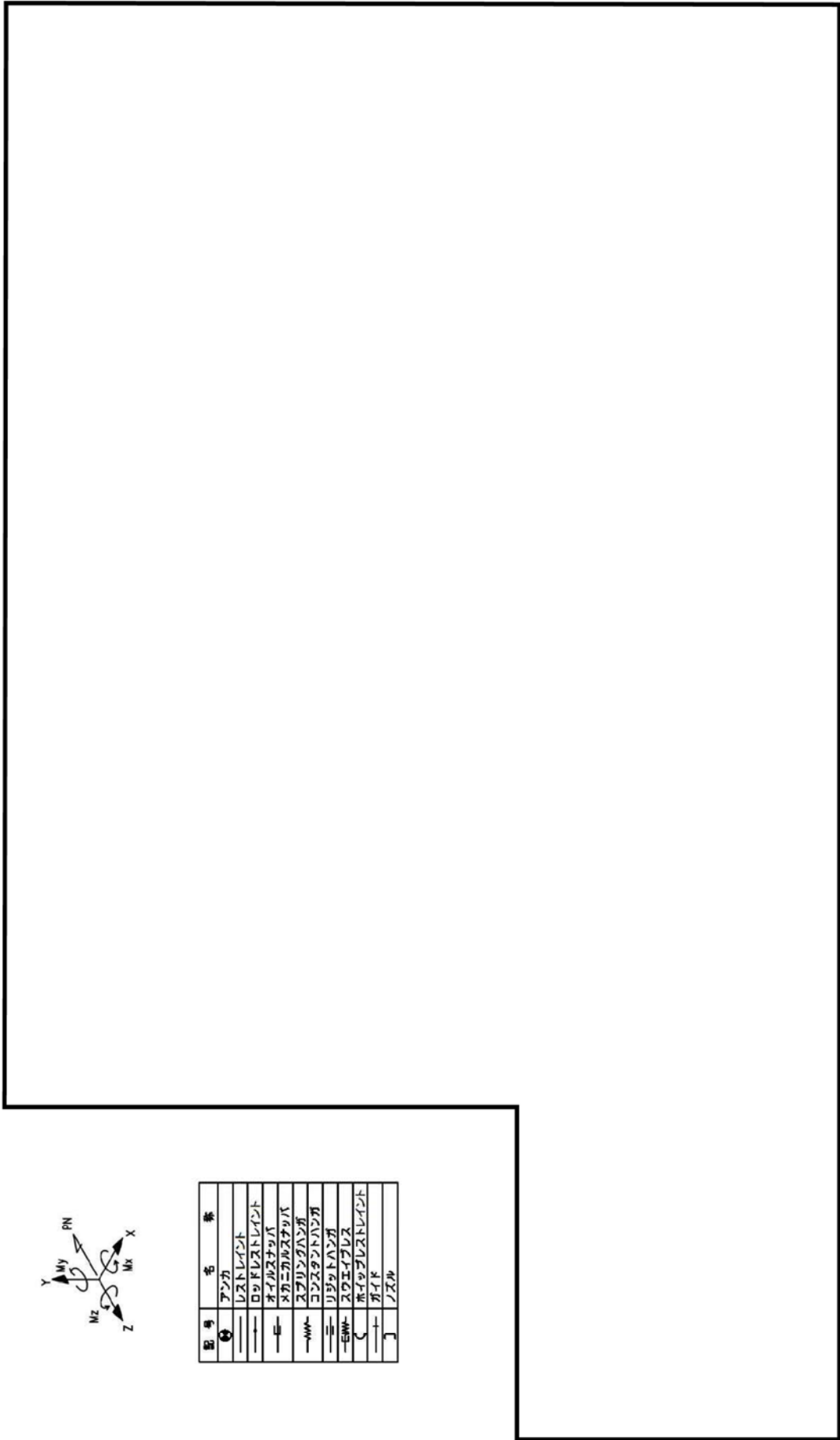

 : 動的機能維持確認  
 対象弁

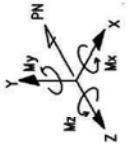
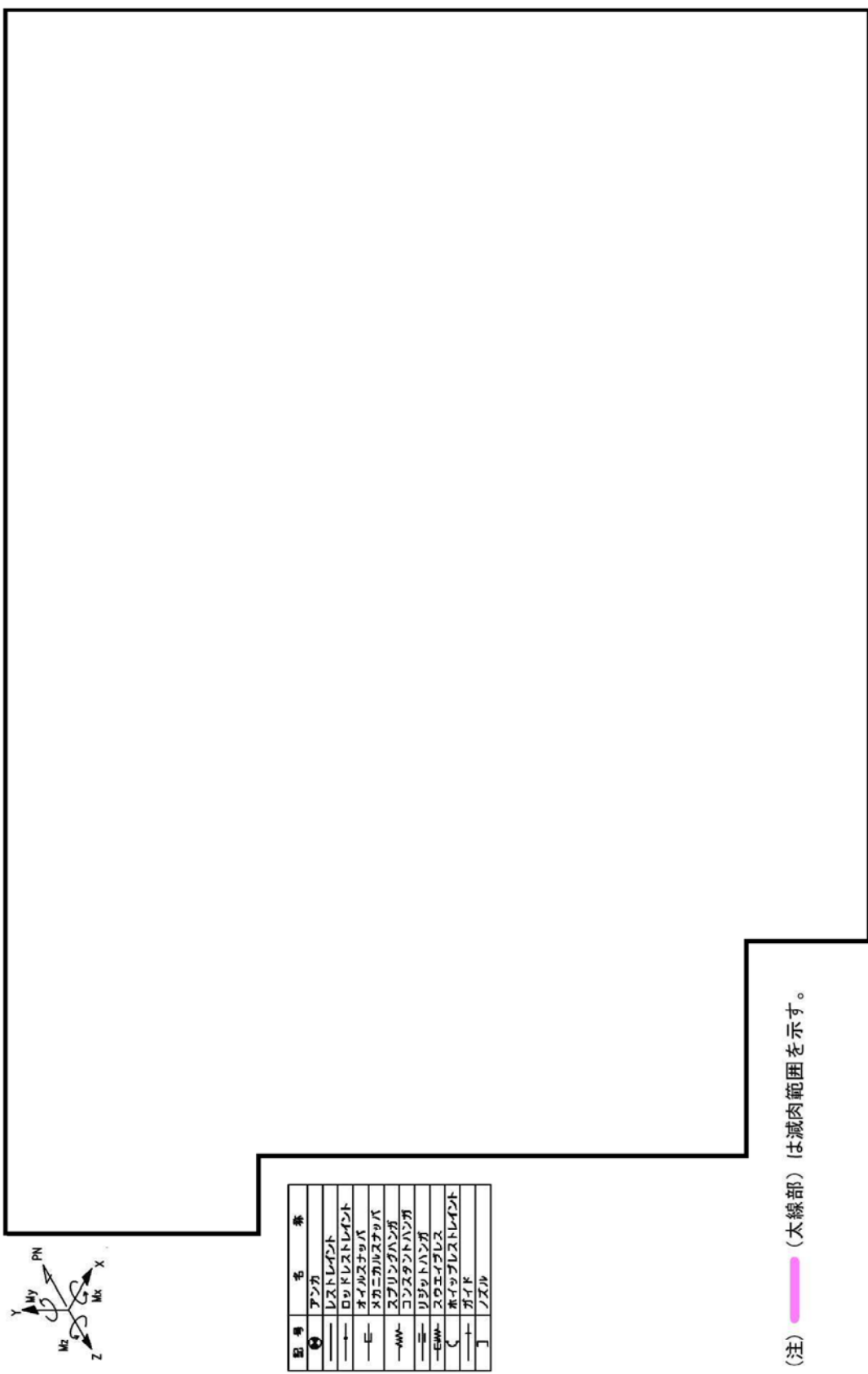
図2 原子炉系（純水部）B系配管（解析モデル）



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

図3 原子炉系（蒸気部）配管（1/3）（原子炉格納容器内）（解析モデル）





記号	名称
○	アンガ
—	レストレイント
—	ロットレストレイント
—	オイルブナックバ
—	ヌカニカルスラブ
—	スプリングハンダ
—	コンスタントハンダ
—	リジッドハンダ
—	スクエイクレス
—	新イップレストレイント
—	ガイト
—	ノズル

(注) (太線部) は減肉範囲を示す。

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



記号	名称
	ポンプ
	バスター
	ローレルバスター
	サイクロパス
	サイクロパス
	サイクロパス
	サイクロパス
	サイクロパス
	サイクロパス
	サイクロパス
	サイクロパス
	サイクロパス

: 動的機能維持確認  
対象弁

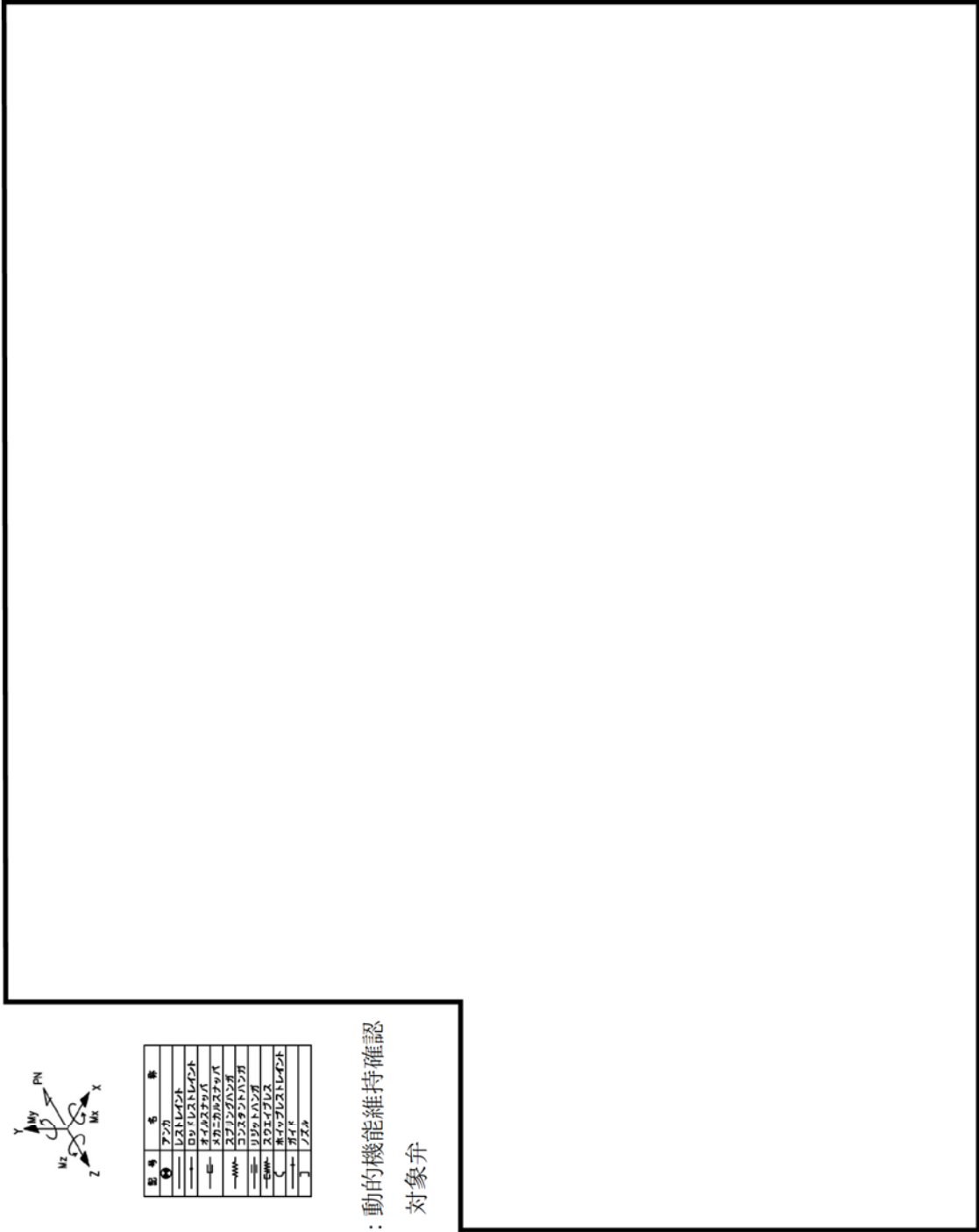
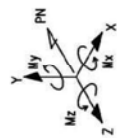
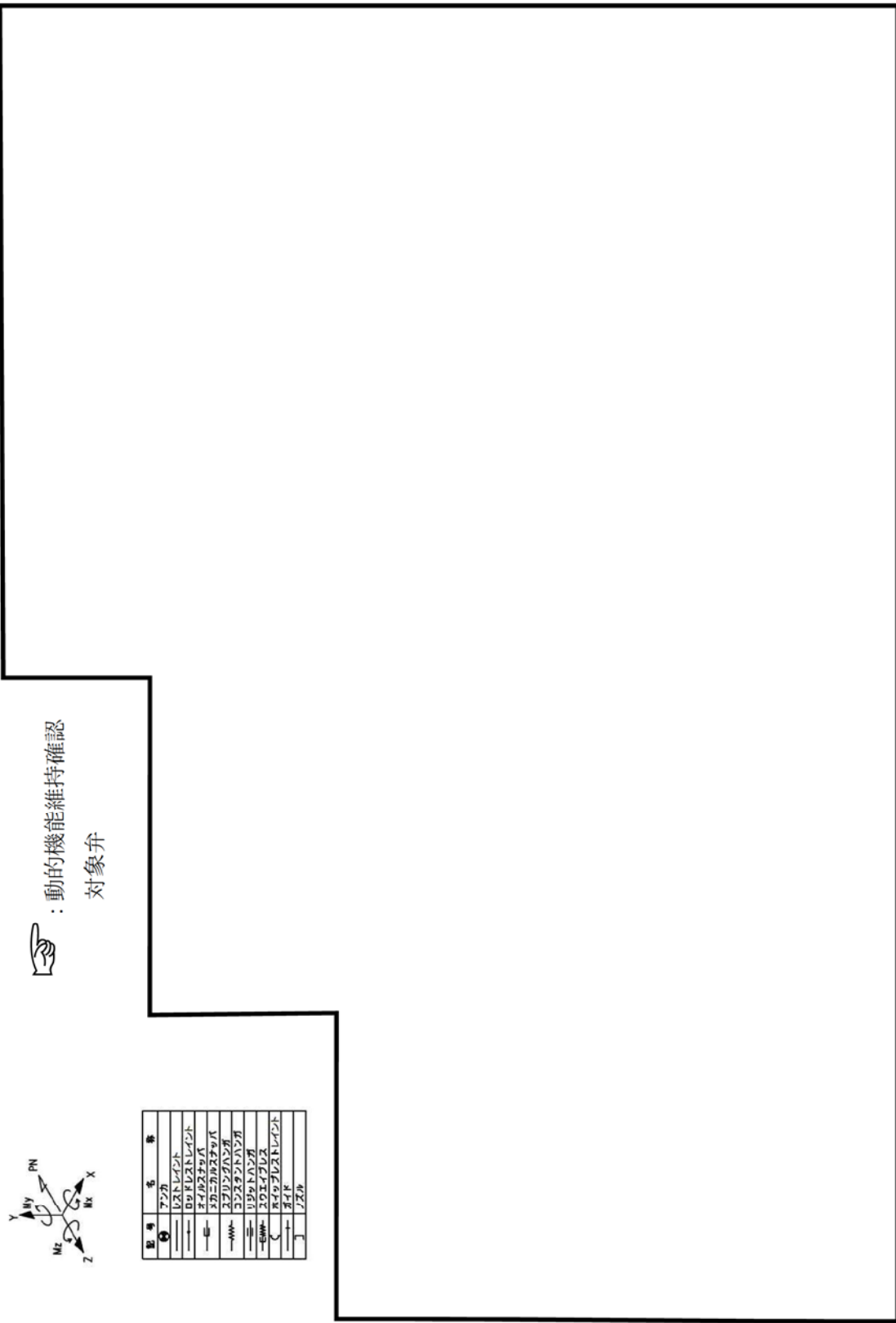



図 5 原子炉系（蒸気部）（原子炉格納容器内）配管（3/3）（解析モデル）




 : 動的機能維持確認  
 対象弁

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

図6 原子炉系（蒸気部）（原子炉格納容器外）（1/1）（解析モデル）

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

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）の審査内容を踏まえて、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。

1. 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

東海第二発電所の新規制基準への適合に係る工事計画認可申請の審査において、原子炉格納容器内大型機器及び機器・配管系の地震時の疲労累積係数の算出の際に一律に定める等価繰返し回数が 110 回から 160 回に見直されるため、地震時の疲労累積係数を再評価し、耐震安全性評価の見直しを行う必要がある。

(1) 影響範囲の抽出

原子炉格納容器内大型機器及び機器・配管系の地震時における疲労累積係数算出の際に一律に定める等価繰返し回数を使用して耐震評価を行っている機器及びその経年劣化事象を抽出する。

(2) 評価手法

(1)で抽出された機器について、工事計画認可申請の評価手法と同様に、等価繰返し回数 160 回における疲労累積係数を算出し、運転開始後 60 年時点での通常運転時の疲労累積係数との合計値が 1 を下回ることを確認する。

合計値が 1 を上回る機器については、運転開始後 60 年時点での通常運転時の疲労累積係数との合計値が 1 を下回ることを確認する。

(3) 評価結果

一部再評価未完了につき追而

評価結果を表 1 に示す。

表 1 (1/2) 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を見直しを反映した評価結果

機種	機器名称	部位	経年劣化事象	見直し前 (110回) での地震時の疲労累積係数	見直し後 (160回) での疲労累積係数	運転開始後 60年 時点での疲労累積係数	合計値
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ポンプケーシングと入口配管の溶接部	疲労割れ	0.0023	0.0033	0.0000	0.0033
		主フランジ		0.0000	0.0000	0.0177	0.0177
容器	原子炉圧力容器	スタッドボルト	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.2526	0.2526
		給水ノズル		0.0002	0.0002	0.6146	0.6148
		下鏡		0.0002	0.0002	0.4475	0.4477
		支持スカート		0.0002	0.0002	0.5691	0.5693
		主蒸気系配管貫通部 (ペローズ)		0.0000	0.0001	0.0071	0.0072
配管	機械ペネトレーション	給水系配管貫通部 (ペローズ)	疲労割れ	0.0000	0.0001	0.0064	0.0065
		原子炉再循環系	疲労割れ	0.1000	0.1455	0.1182	0.2637
	炭素鋼配管系	原子炉系 (純水部)	疲労割れ	0.0178	0.0259	0.5799	0.6058
		原子炉系 (蒸気部)	疲労割れ	0.4509	0.6558	0.0853	0.7411
		腐食 (流れ加速型腐食)	再評価中につき追而とさせていただきます。				
仕切弁	原子炉給水止め弁	弁箱	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.5373	0.5373
	原子炉再循環ポンプ 出口弁	弁箱	疲労割れ	0.0001	0.0001	0.0338	0.0339
逆止弁	原子炉給水逆止弁	弁箱	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.8848	0.8848

表 1 (2/2) 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を見直しを反映した評価結果

機種	機器名称	部位	経年劣化事象	見直し前 (110回)での地震時の疲労累積係数	見直し後 (160回)での疲労累積係数	運転開始後 60年時点での疲労累積係数	合計値
原子炉再循環ポンプ 主蒸気隔離弁 炉内構造物	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	疲労割れ	0.0001	0.0001	0.0738	0.0739
		弁箱	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.2278	0.02278
	炉心シュラウド	下部胴	疲労割れ	0.0005	0.0007	0.0351	0.0358
	シュラウドサポート	シリンダ, プレート, レグ	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.0647	0.0647

## 2. 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

東北地方太平洋沖地震に対する原子炉建屋のシミュレーション解析結果と観測記録を比較した結果、床応答スペクトルの一部の周期帯で観測記録がシミュレーション結果を上回ることが確認されたことから、原子炉建屋内機器への耐震評価への影響について確認する。

### (1) 評価方法

原子炉建屋内機器の固有周期を確認し、観測記録とシミュレーション解析の応答比率を踏まえた割り増しを考慮しても、設備の有する耐震裕度に収まることを確認する。

### (2) 評価結果

- ① 原子炉建屋の各床面のシミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルの比較結果を表2に示す。

表2 原子炉建屋の各床面のシミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルの比較結果

項目		シミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルの比較結果
減衰定数	a. 5.0 %	・シミュレーション解析結果の床応答スペクトルは観測記録の床応答スペクトルを包絡している
	b. 2.0 %	・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルの比較では、0.05秒から0.1秒において観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。 ・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトル以外の階高の床応答スペクトルにおいては、シミュレーション解析結果が観測記録を概ね包絡していることが確認できる。
	c. 1.0 %	・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルの比較では、0.05秒から0.1秒において観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。 ・EL. 29.0 m及びEL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルの比較では、一部の周期帯で観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。 ・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルにおいては、シミュレーション解析結果が観測記録を包絡していることが確認できる。
最大応答加速度		・全標高に対して、シミュレーション解析結果の最大応答加速度は観測記録の最大応答加速度を超えていることが確認できる。

- ② 各設置床レベルにおいて、観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えていることが確認される減衰定数の機器・配管系への影響検討を実施した結果、概ね耐震裕度が床応答スペクトル比率以上であり、観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

一部機器についても床応答スペクトル比率が耐震裕度を上回る結果となったため、詳細検討を行い、耐震裕度確保可能であることを確認した。

したがって、床応答スペクトルの一部の周期帯で観測記録がシミュレーション結果を上回ることによる原子炉建屋内機器への耐震評価への影響はない。

### 3. 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

海水ポンプについては、保守性を考慮した FRS（設備評価用 FRS）及び最大応答加速度（1.2ZPA）にて耐震計算を実施していたが、液状化検討対象層を考慮した地盤物性条件に基づく地震応答解析が完了したため、正規の FRS 及び最大応答加速度の包絡性を確認した結果、FRS については包絡性を確認できたが、最大応答加速度については包絡性を確認できなかったことから、最大応答加速度に基づく海水ポンプ基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価の再計算が必要となった。

#### (1) 影響範囲の抽出

海水ポンプ基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価の再計算が必要となる機器は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去海水系ポンプ
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系ポンプ

#### (2) 評価結果

再評価未完了につき追而