

島根原子力発電所 2 号炉高経年化技術評価  
(耐震安全性評価)

補足説明資料

2023 年 5 月 11 日

中国電力株式会社

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
(1) 評価対象	4
①耐震安全性評価対象機器	4
②耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
(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工事計画認可補正申請で用いた耐震評価手法等の反映について	10
(3) 評価用地震力	11
(4) 評価用地震動	11
(5) 代表の選定	15
4. 代表の耐震安全性評価	16
(1) 耐震安全性評価	16
①低サイクル疲労	16
②中性子照射脆化	16
③照射誘起型応力腐食割れ	16
④熱時効	16
⑤摩耗	17
⑥腐食（流れ加速型腐食）	17
⑦腐食（全面腐食）	19
⑧動的機能維持に係る耐震安全性評価	21
⑨浸水防護施設の耐震安全性評価	22
(2) 現状保全	22
(3) 総合評価	22
5. まとめ	22
(1) 審査ガイド適合性	22
(2) 施設管理に関する方針として策定する事項	27

- 別紙 1. 建設後の耐震補強及び今後の予定について
- 別紙 2. 耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースについて
- 別紙 3. 新規制基準適合性に係る工事計画認可等における審査内容の反映について
- 別紙 4. 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 5. 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 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. 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 8. 後打ちアンカの耐震安全性評価について
- 別紙 9. 動的機能維持評価について
- 別紙 10. 機器・配管系の耐震安全性評価に用いた地震力について

## 1. 概要

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

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

高経年化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分類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

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

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

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

耐震安全性評価の基本方針は、評価対象機器について発生し得る経年劣化事象に対して実施した技術評価に耐震性を考慮した技術的評価を実施して、運転開始後 60 年時点までの期間において「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」および「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」に定める要求事項に適合することを確認することである。耐震安全性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 (1/2) 耐震安全性評価についての要求事項

が 付	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が 付</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑥動的機器（部位）の抽出</p> <p>動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。</p> <p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出</p> <p>経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出</p> <p>耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑳-1 耐震安全性の評価</p> <p>実施が 付 3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価</p> <p>耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定</p> <p>想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>①長期施設管理方針の策定</p> <p>すべての追加保全策について、長期施設管理方針として策定されているかを審査する。</p>

表 1 (2/2) 耐震安全性評価についての要求事項

が 付	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が 付</p>	<p>3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑥ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <p>実用炉規則第 82 条第 1 項から第 3 項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後 30 年、40 年又は 50 年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、PLM 基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。</p> <p>3. 2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p>

### 3. 評価対象と評価手法

#### (1) 評価対象

##### ①耐震安全性評価対象機器

評価対象機器は、技術評価における評価対象機器と同じとする。

上記の評価対象機器のうち、以下の機器を耐震安全性評価における評価対象機器とする。

- ・各高経年化技術評価書で行った機器のグループ化における「同一グループ内での代表機器」
- ・「同一グループ内での代表機器」より耐震重要度が上位の機器

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

なお、評価対象機器に対して建設後に実施した耐震補強の実績については別紙 1 に示す。

##### ②耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

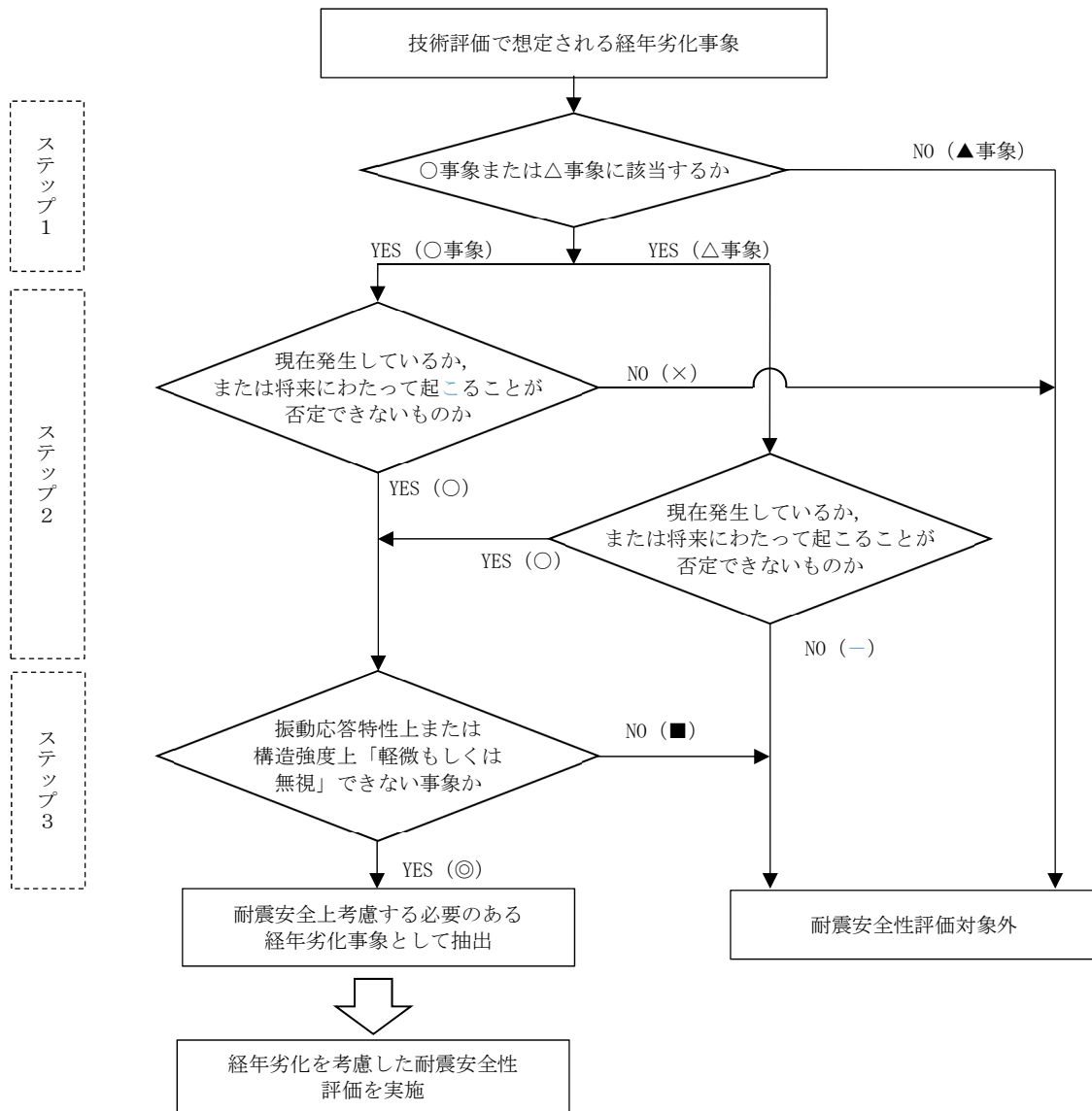
①にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、各高経年化技術評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

- 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、耐震安全性評価対象機器として、a. 及び b. のうち「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」でかつ「振動応答特性上、または構造強度上「軽微もしくは無視」できない経年劣化事象」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・構造物のうち配管、弁、コンクリート構造物および鉄骨構造物ならびに計測制御設備に分類されており、それぞれの機器に対して耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出する。



【凡例】

- ：評価対象として抽出
- ー：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、または小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外
- ◎：耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出
- 事象：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）

YES/NO（ ）内の記号は耐震評価の分類を示す。

図1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー



表2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							
	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	熱時効	摩耗	腐食		コンクリートの 強度・ 遮蔽能力低下
						流れ加速 型腐食	全面腐食	
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎*1	—
熱交換器	—	—	—	—	◎*2	◎	◎*1	—
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎*1	—
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎*1	—
弁	◎	—	—	◎	—	—	—	—
炉内構造物	◎	—	×	—	—	—	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
コンクリートおよび 鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	×
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
機械設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎*1	—

\*1：基礎ボルト

\*2：排ガス予熱器の管支持板に流れ加速型腐食による減肉を考慮した場合に発生する，管支持板と伝熱管外面の摩耗による減肉を考慮

【凡例】

- ◎：「現在発生しているか，または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できない事象」
- ×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが，現在発生しておらず，今後も発生の可能性がないもの，または小さいもの
- ：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，または小さいもの

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）のうち、図1の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て、耐震安全上考慮不要となる経年劣化事象は以下のとおり。

(a) 技術評価の結果、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がない事象、または小さい事象

a. 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ

炉心支持板、燃料支持金具及び制御棒案内管は、しきい照射量を超えないことから、照射誘起型応力腐食割れの可能性はない。

上部格子板のグリッドプレートは、しきい照射量を超えるものの、溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れの可能性はない。

炉心シュラウド溶接継手（熱影響部含む）は、しきい照射量を超える範囲について内外面にウォータージェットピーニング施工による残留応力の改善を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はない。

炉心シュラウド中間胴の母材部は、しきい照射量を超える範囲についても、溶接による引張残留応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はない。

b. コンクリート構造物の熱、放射線照射、中性化、塩分浸透および機械振動による強度低下ならびに熱によるしゃ蔽能力低下

いずれの事象も高経年化技術評価における評価結果から「現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの」であり、耐震性への影響はない。

(b) 振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象

a. 制御棒の照射誘起型応力腐食割れ

鉛直荷重については、スクラム荷重は地震荷重に比べ非常に大きく、地震荷重が制御棒に与える影響は極めて小さい。水平荷重については、制御棒上下に取り付けたローラが燃料集合体チャンネルボックスにあたりながら、燃料集合体の動きに呼応して挿入されることから、地震の影響は小さく、制御棒自体の健全性に影響を与えるものではない。

b. 絶縁特性低下、特性変化および導通不良

発生する部位に依らず機器の振動応答特性または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる。

c. シール材等の劣化（気密性低下）

シール材等は構造強度部材ではないことから、耐震性への影響はない。

## (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。)
- ・日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」(以下、「JEAG4613-1998」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。)

なお、現行の JEAG4601 以外の値を適用した耐震安全性評価を実施したケースについては、別紙 2 に記載する。

### ②耐震安全性評価の評価手法

各劣化事象に対する耐震安全性評価手法の概要を以下に示す。なお、別紙 3 に示す新規制基準適合に係る工事計画認可等において適用された事項については、高経年化技術評価における耐震安全性評価にも適用する。

#### (a) 低サイクル疲労 (ポンプ, 容器, 配管, 弁, 炉内構造物)

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

#### (b) 中性子照射脆化 (容器)

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) 熱時効 (ポンプ, 弁)

き裂を想定し、評価対象部位の地震時のき裂進展力が運転開始後 60 年時点の熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗を下回ることを確認する。

なお、高経年化技術評価「2 相ステンレス鋼の熱時効」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(d) 摩耗（熱交換器）

伝熱管の施栓基準である，管支持板の減肉による支持間隔喪失，または伝熱管内面の減肉を考慮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。

(e) 腐食（流れ加速型腐食）（配管，熱交換器）

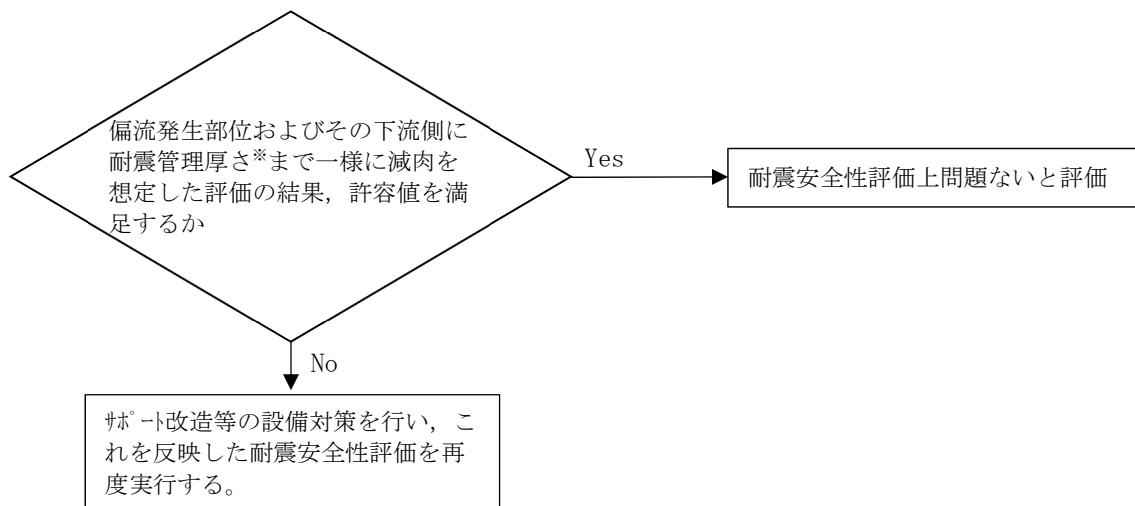
a. 熱交換器

伝熱管の施栓基準である，管支持板の減肉による支持間隔喪失，または伝熱管内面の減肉を考慮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. 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，または疲れ累積係数を算出し，許容値を下回ることを確認する。

腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フローを図2に示す。



※ 減肉を考慮した40年目の想定厚さと公称肉厚の80%を比較し，いずれか小さい値を耐震管理厚さとして設定

図2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

(f) 腐食（全面腐食）（熱交換器，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。

(g) 動的機能維持（ポンプ，ポンプモータ，弁，タービン設備，空調設備，機械設備）

地震時に動的機能維持が要求される耐震安全性評価対象機器について，耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を整理し，振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象か確認し，「軽微もしくは無視」できない事象については，評価を実施し耐震安全性評価上問題のないことを確認する。

### ③工事計画認可補正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，工事計画認可補正申請（2021 年 10 月 1 日，2021 年 12 月 22 日，2022 年 3 月 28 日，2022 年 5 月 25 日，2022 年 7 月 28 日，2022 年 10 月 31 日および 2022 年 12 月 23 日の計 7 回）（以下，「工認補正」という。）に係る設備については，工認補正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い，2023 年 2 月 28 日に工認補正申請書の内容を反映した高経年化技術評価の補正を実施した。

工事計画認可については，現在も審査中であるため，審査の過程で高経年化技術評価に影響する新たな変更が生じた場合には，今後，工事計画認可補正申請後に高経年化技術評価側に反映する。

なお，本補足説明資料には，工認補正後に生じた変更点（モデルの変更等）を一部反映している。工事計画認可等における審査内容の反映事項については別紙 3 に示す。

また，工認補正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。

### (3) 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各機器の耐震重要度に応じて表 3 のとおり選定する。

表 3 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度	評価用地震力
S クラス	基準地震動 $S_s^{*1}$ により定まる地震力 (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 クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方 (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>*3*4</sup>
C クラス	C クラスの機器に適用される静的地震力 <sup>*4</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結果による基準地震動 ( $S_s$ -D), 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価結果による基準地震動 ( $S_s$ -F1, F2), 観測記録に基づく地震動評価 ( $S_s$ -N1, N2)
- \*2 弾性設計用地震動  $S_d$  は, 基準地震動  $S_s$  との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないよう基準地震動  $S_s$  に係数 0.5 を乗じて設定している。さらに, 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)」における基準地震動  $S_1$  の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動  $S_d$  として設定している。
- \*3 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。
- \*4 S クラス設備または常設重大事故等対処設備へ波及的影響を及ぼす可能性のある B クラス設備および C クラス設備並びに溢水源としない B, C クラス設備の設計用地震力は  $S_s$  地震力を適用する。

### (4) 評価用地震動

高経年化技術評価における耐震安全性評価では, 原子炉設置変更許可 (2021 年 9 月 15 日) (以下, 「設置変更許可」という。) にて設定されている基準地震動  $S_s$  を用いて評価を実施する。表 4 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 4 考慮した地震と地震動の最大加速度

基準地震動		最大加速度 (cm/s <sup>2</sup> )	
		水平方向	鉛直方向
Ss-D	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [応答スペクトル手法による基準地震動]	820	547
Ss-F1	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [断層モデル手法による基準地震動（宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5 倍）破壊開始点 5）]	549 (NS) 560 (EW)	337
Ss-F2	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [断層モデル手法による基準地震動（宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5 倍）破壊開始点 6）]	522 (NS) 777 (EW)	426
Ss-N1	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 [2004 年北海道留萌支庁南部地震（K-NET 港町）の検討結果に保守性を考慮した地震動]	620	320
Ss-N2	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 [2000 年鳥取県西部地震の賀祥ダム（監査廊）の観測記録]	528 (NS) 531 (EW)	485

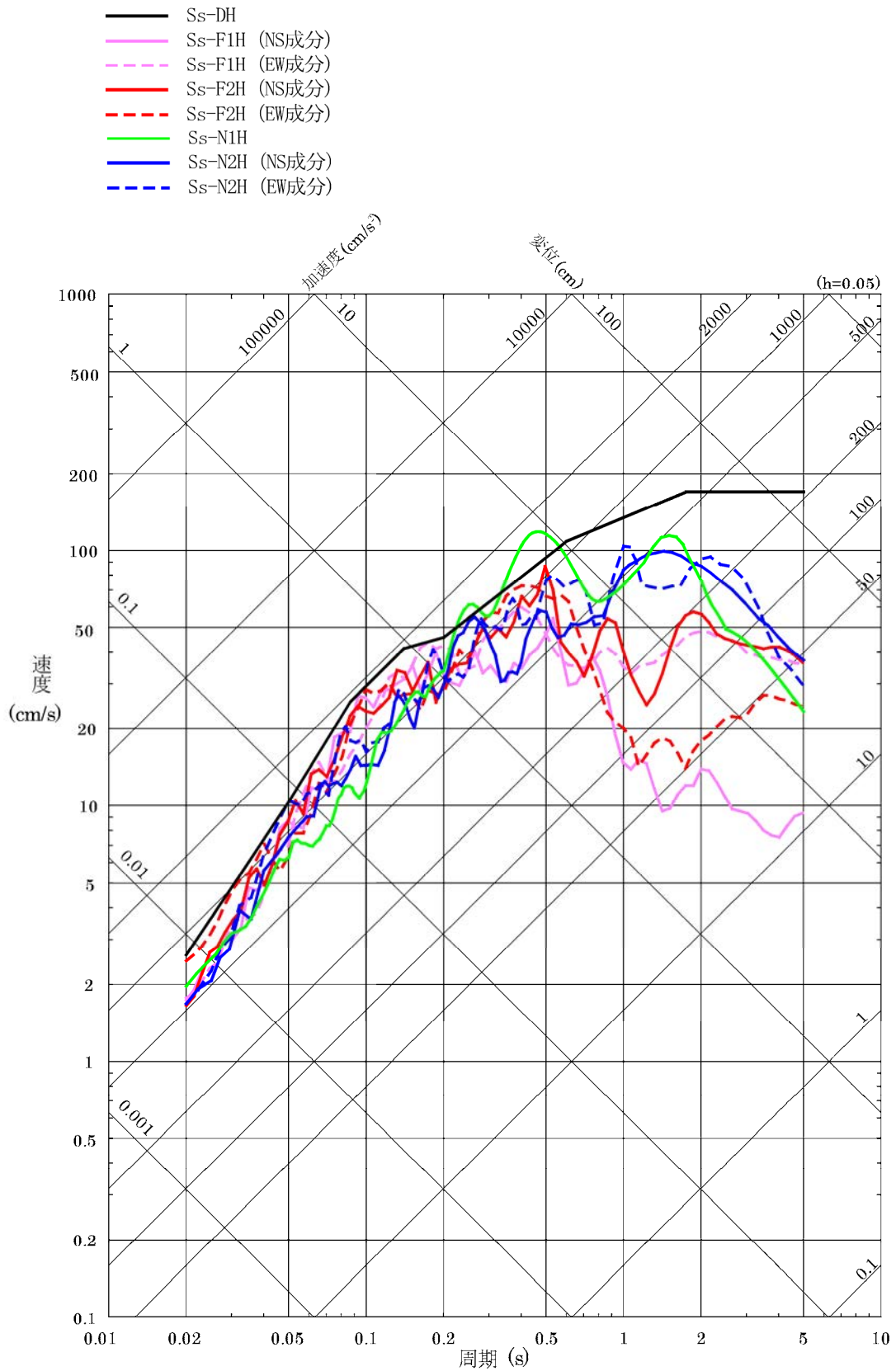


図 3(1/2) 基準地震動の応答スペクトル (水平方向)



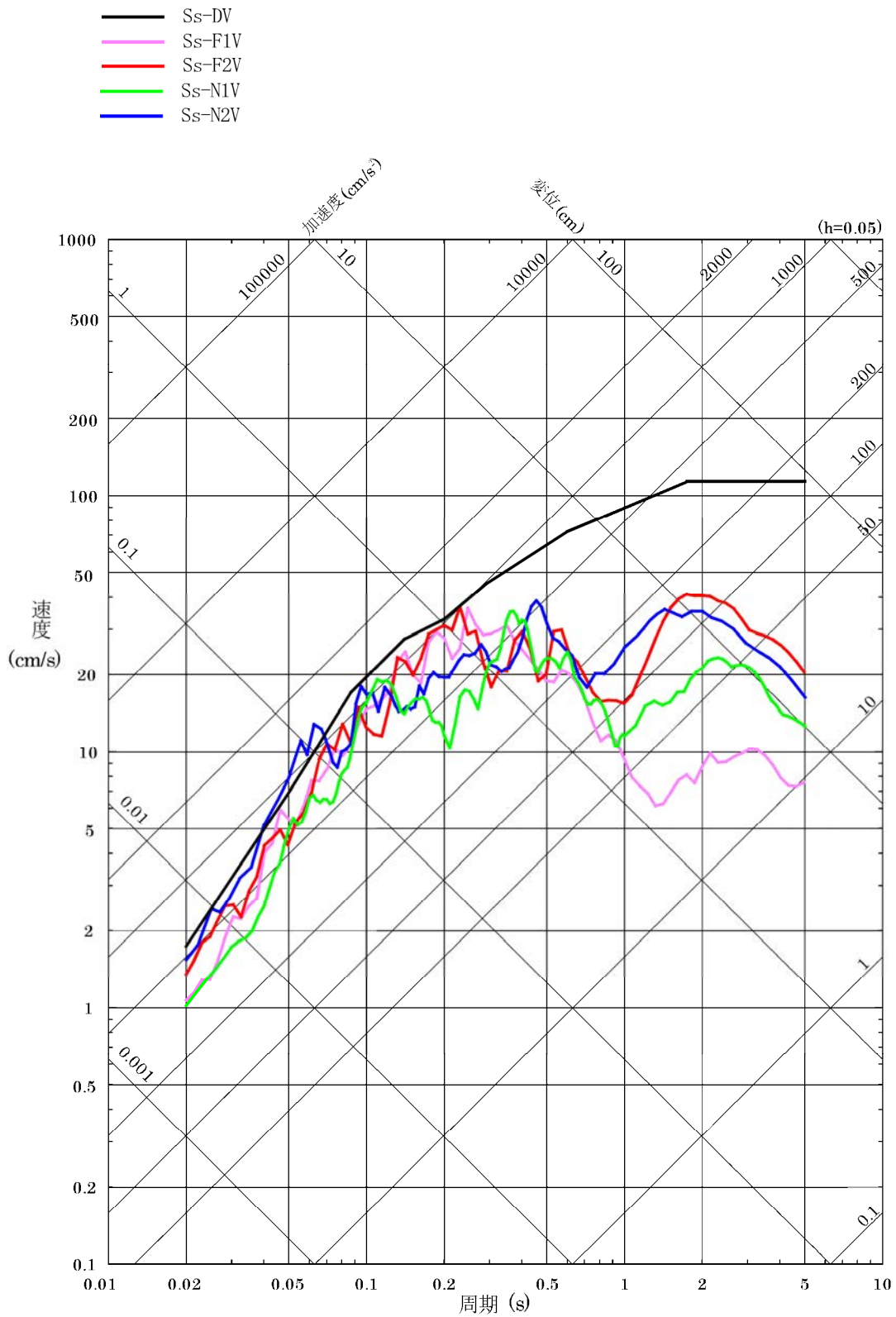


図 3(2/2) 基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

(5) 代表の選定

耐震安全性評価においては、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5に示すとおり代表を選定し、詳細な評価内容について記載する。

表5 補足説明資料における代表の選定

評価項目	詳細評価内容を記載する機器・部位	選定理由
低サイクル疲労	原子炉圧力容器	プラントの安全上の重要性を考慮し、原子炉冷却材圧力バウダリの機能上最も重要である機器
中性子照射脆化	原子炉圧力容器円筒胴	中性子照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
熱時効	原子炉再循環ポンプ（ケーシング）	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェーズ量が最大の機器かつ機器に作用する応力が最大の機器
摩耗	排ガス予熱器	管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による管支持板と伝熱管外面の摩耗を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
腐食（流れ加速型腐食）	原子炉ベントリ系配管	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および疲れ累積係数が最大である箇所
	原子炉補機冷却系熱交換器	耐震Sクラスかつ伝熱管の腐食（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
	排ガス予熱器	<ul style="list-style-type: none"> <li>管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による管支持板と伝熱管外面の摩耗を考慮した耐震評価が必要となる機器</li> <li>管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による伝熱管の支持機能の喪失を考慮した耐震評価が必要となる機器</li> </ul>
	原子炉浄化系再生熱交換器 排ガス予熱器	胴の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震評価が必要となる機器
腐食（全面腐食）	1. 機器付基礎ボルト ・ 残留熱除去系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>過去において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</li> <li>発生応力と許容応力の比が最大である機器*1</li> <li>発生応力が最大である機器</li> </ul>
	2. 後打ちケカルアカ、カニカルアカボルト	発電所構内で使用されている後打ちケカルアカ、カニカルアカボルトを抽出
動的機能維持	蒸気内側隔離弁	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

\*1：発生応力と許容応力の比が最大である機器は「原子炉浄化系補助熱交換器」だが、別紙3に記載の通り、今後耐震評価内容を見直し予定であるため、応力比第2位である「残留熱除去系熱交換器」を代表機器とする。

#### 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

原子炉圧力容器給水ノズルにおける運転開始後 60 年までの推定過渡回数を考慮した疲れ累積係数に基準地震動  $S_s$  または弾性設計用地震動  $S_d$  による疲れ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 6 に、算出過程を別紙 4 にそれぞれ示す。

表 6 原子炉圧力容器給水ノズルの低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

評価対象	運転実績回数* <sup>1</sup> に基づく疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数* <sup>2</sup>	合計 (許容値：1 以下)
給水ノズル	0.411	0.001	0.412

\*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（2015 年 7 月までの実績回数に基づく運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を算出し、プラント運転中に発生していない過渡事象を保守的に 1 回発生するものとして加算）した疲れ累積係数

\*2：基準地震動  $S_s$  および弾性設計用地震動  $S_d$  のうちいずれか大きい評価結果を示す。また、地震等価繰り返し回数は工認補正における条件と同様、 $S_s$  については 150 回、 $S_d$  については 300 回にて評価した

###### ②中性子照射脆化

原子炉圧力容器円筒胴について運転開始後 60 年時点において、地震時に発生する応力拡大係数  $K_I$  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。

評価結果および詳細な算出過程を別紙 5 に示す。

###### ③照射誘起型応力腐食割れ

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性が無いもの、または小さいもの」と分類し、耐震安全性評価は不要と判断している。

###### ④熱時効

熱時効の耐震安全性評価では、技術評価の評価手法と同様に、代表評価対象部位を原子炉再循環ポンプのケーシングとし、脆化予測モデル (H3T モデル: Hyperbolic Time Temperature Toughness) を用いて決定した運転開始後 60 年時点の熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) と、き裂安定性評価用想定き裂と構造系に与えられた応力（運転状態の荷重条件に基準地震動  $S_s$  による荷重を考慮）から算出されるき裂進展力 ( $J_{app}$ ) を「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D (1989) の volime1 1 章 2 項 2. 1~2. 3 節の J 積分の解析解に基づき算出し比較した結果、き裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) がき裂進展力 ( $J_{app}$ ) と交差し、き裂進展力 ( $J_{app}$ ) がき裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) を下回ることから、原子炉再循環ポンプのケーシングは不安定破壊することなく、耐震安全性評価上問題ない。

図4に原子炉再循環ポンプのケーシングのき裂安定性評価結果を示す。

なお、詳細な算出過程は、熱時効の高経年化技術評価の補足説明資料に記載のとおりである。

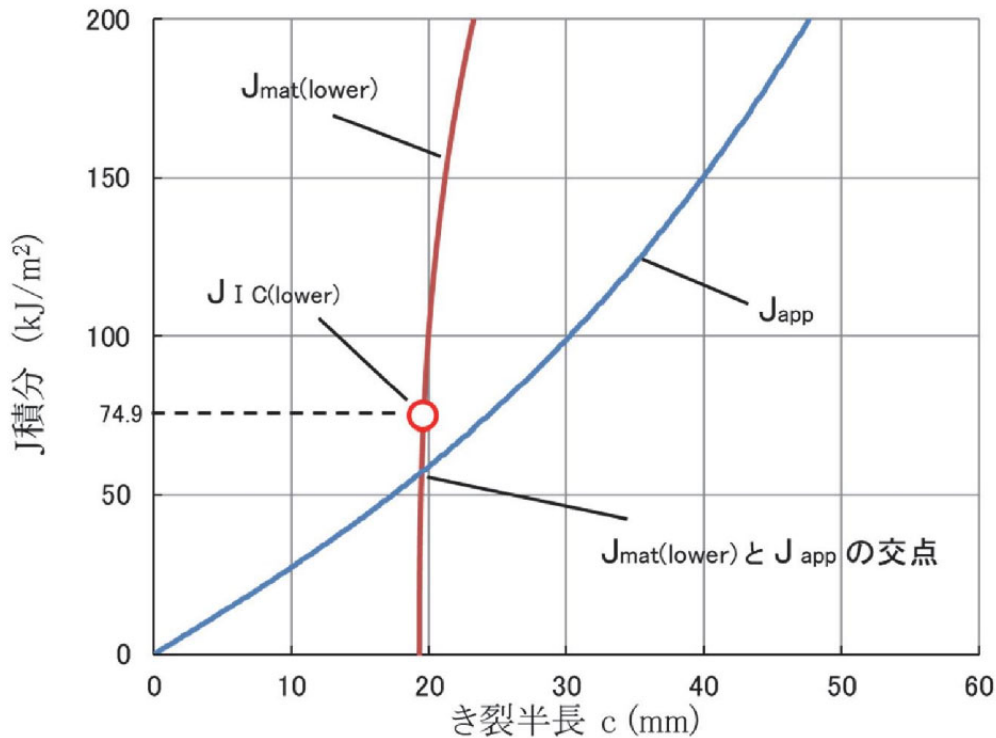


図4 原子炉再循環ポンプのケーシングのき裂安定性評価結果

⑤ 摩耗

排ガス予熱器の伝熱管の摩耗を想定した耐震安全性評価結果については、腐食及び摩耗を考慮した評価として、⑥腐食（流れ加速型腐食）項に示す。

⑥ 腐食（流れ加速型腐食）

(a) 配管の腐食（流れ加速型腐食）

炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管）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7に示す。

減肉を考慮した40年目の想定厚さと公称肉厚の80%を比較し、いずれか小さい値を耐震管理厚さとした評価において、地震時の発生応力また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。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強実績および工事計画認可及び今回の高経年化技術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1に示す。

表7 原子炉ベントドレン系配管の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	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*3 (MPa)
						耐震管理厚さ*2		
原子炉ベントドレン系配管	クラス1	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	166	364	
					一次+二次応力	868 (疲れ累積係数：0.868)	366 (疲れ累積係数許容値：1を下回る*4)	
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	107	274	
					一次+二次応力	487 (疲れ累積係数：0.171)	366 (疲れ累積係数許容値：1を下回る*4)	

\*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：減肉を考慮した40年目の想定厚さと公称肉厚の80%を比較し、いずれか小さい値

\*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表1または表8、表9より求まる値

\*4：JEAG4601に基づき、地震動による疲れ累積係数に通常運転時の疲れ累積係数を加えて評価する。なお、地震動による疲れ累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、工事計画認可と同様、一律に設定する等価繰返し回数を用いた地震動による疲れ累積係数と通常運転時の疲れ累積係数の合計が許容値1を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いて地震動による疲れ累積係数を算出し評価する

(b) 熱交換器（伝熱管）の腐食（流れ加速型腐食）

原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）について、伝熱管内面に施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力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。

また、排ガス予熱器の腐食（流れ加速型腐食）について、摩耗による伝熱管の施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力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8に、算出過程を別紙6にそれぞれ示す。

表8 原子炉補機冷却系熱交換器（伝熱管）および排ガス予熱器（伝熱管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	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
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管	クラス3	S, 重*2	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	44	54	337
						Sd	III <sub>A</sub> S	32
排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B <sub>A</sub> S	一次応力	38	38	139

\*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表8および表9より求まる値

\*2：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3として扱った

(c) 熱交換器（管支持板）の腐食（流れ加速型腐食）

排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持板 1 箇所の伝熱管支持機能喪失を想定した伝熱管の耐震評価において、地震時の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 9 に、詳細な算出過程を別紙 6 にそれぞれ示す。

表 9 排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を想定した伝熱管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	
排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B <sub>A</sub> S	一次応力	19	19	139

\*1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

\*2：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 3 として扱った

(d) 熱交換器の胴の腐食（流れ加速型腐食）

原子炉浄化系再生熱交換器および排ガス予熱器の胴の腐食（流れ加速型腐食）による胴の 60 年分の腐食量を想定した耐震評価において、地震時の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 原子炉浄化系再生熱交換器（胴）および排ガス予熱器（胴）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)
原子炉浄化系再生熱交換器胴	クラス 3	B	1.8Ci	B <sub>A</sub> S	一次一般膜応力	100	198
					一次応力	131	198
排ガス予熱器胴	—*2	B	1.8Ci	B <sub>A</sub> S	一次一般膜応力	29	198
					一次応力	35	198

\*1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

\*2：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 3 として扱った

⑦腐食（全面腐食）

(a) 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）

残留熱除去系熱交換器の機器付基礎ボルトについて、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 0.3 mm の減肉を想定した耐震安全性評価を行い、表 11 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、地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

基礎ボルト概要図を図 5 に、詳細な算出過程を別紙 7 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 1 に示す。

表 11 機器付基礎ボルトの腐食の耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	周囲環境温度 (°C)	地震の種類	応力分類	算出応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)
残留熱除去系 熱交換器 機器付基礎ボルト	S, 重*2	DB 条件 : 66	Sd または 静的震度	引張	232	455
				せん断	発生せず	350
			Ss	引張	436	455
				せん断	発生せず	350
		SA 条件 : 140	Ss	引張	436	444
				せん断	発生せず	341

\*1 : 許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

\*2 : 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ていることを示す

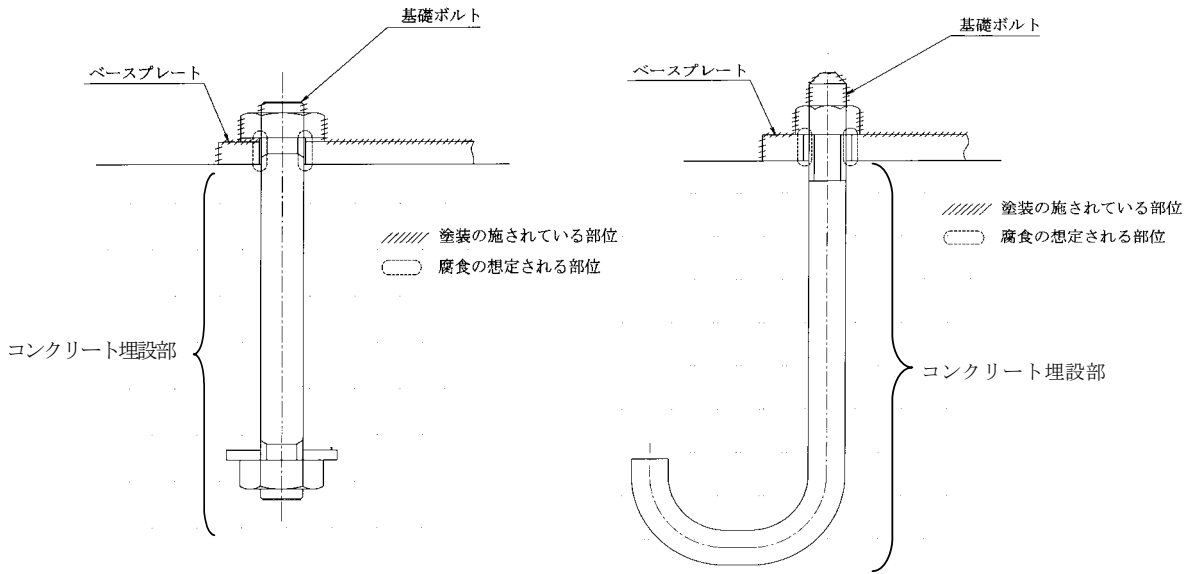


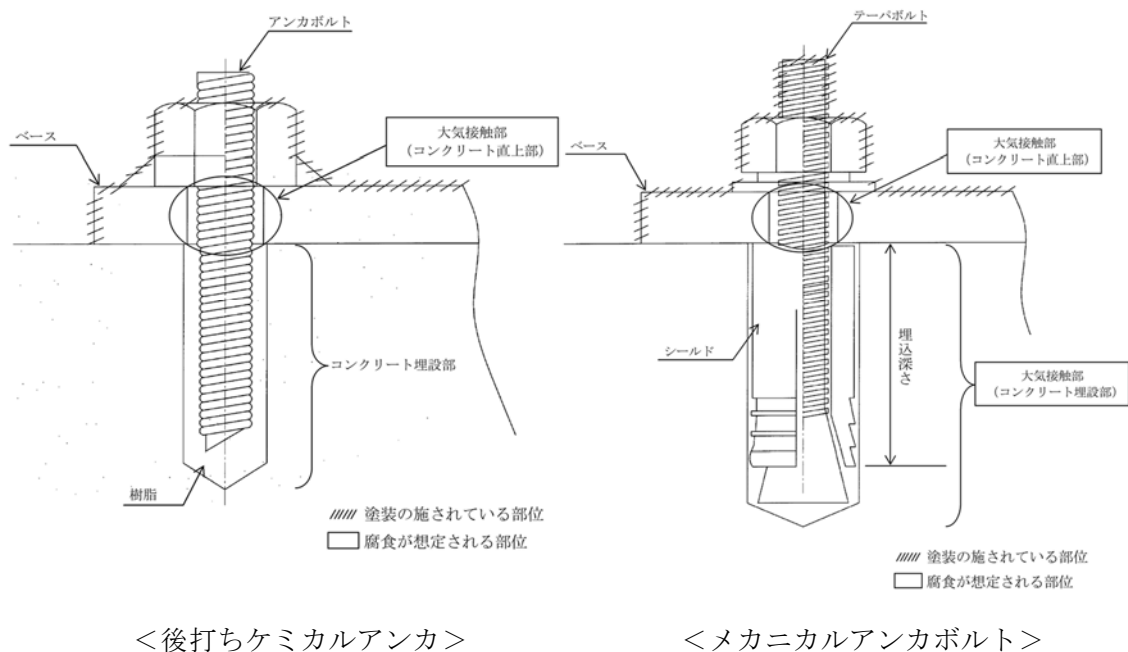
図 5 基礎ボルト概要図

(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 (0.3 mm) 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、地震時の発生応力は許容応力を下回ることから耐震安全性評価上問題ない。

後打ちアンカの概要図を図6に、詳細な算出過程を別紙8に示す。



＜後打ちケミカルアンカ＞

＜メカニカルアンカボルト＞

図6 後打ちアンカ概要図

⑧動的機能維持に係る耐震安全性評価

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

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

蒸気内側隔離弁への動的機能維持評価結果を表12に、接続する配管に流れ加速型腐食に伴う減肉により応答加速度に影響を及ぼす可能性のある動的機能維持が要求される弁の評価結果および弁以外の動的機能維持対象機器の詳細な検討結果を別紙9に示す。

表12 蒸気内側隔離弁の動的機能維持評価結果

地震力		蒸気内側隔離弁	
		機能維持評価用加速度 ( $\times 9.8 \text{ m/s}^2$ )	機能確認済加速度 ( $\times 9.8 \text{ m/s}^2$ )
Ss	水平	3.2	6.0
	鉛直	3.8	6.0



#### ⑨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機器付基礎ボルトおよび後打ちケミカルアンカの腐食（全面腐食）が抽出されているが、腐食による減肉を考慮した場合においても耐震安全性評価上問題ないことを確認した。

なお、技術評価における浸水防護施設の抽出において、他の機器と同様のプロセスで抽出し評価を実施している。

#### (2) 現状保全

耐震安全性評価対象機器の現状保全については、技術基準のとおりである。

#### (3) 総合評価

運転開始後 60 年間の供用を想定した各高経年化技術評価対象機器の耐震安全性評価については、経年劣化事象を考慮した場合においても、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」および「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の要求事項を満足し、耐震安全性に問題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事象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ことから、現状保全に追加すべき新たな保全策は抽出されなかった。

### 5. まとめ

#### (1) 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について耐震安全性評価を行った結果、全ての要求を満足しており、審査ガイドに適合していることを確認した。耐震安全性評価についての要求事項との対比および評価結果の分類を表 13 および表 14 に示す。

表 13 (1/2) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

が 什	要求事項	耐震安全性評価
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査が 什	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑥ 動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。	3. (1) ②に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器（部位）を含めて評価対象としている。
	⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。	3. (1) ①, 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により、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出している。
	⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑳-1 耐震安全性の評価 実施が 什 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) 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、想定される経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を実施し、審査が 什 の要求事項を満足していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。
	㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要のある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4. (3) に示すとおり、耐震安全性評価において審査が 什 の要求事項を満足していることから、現状保全に追加すべき新たな保全策はないと評価している。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期施設管理方針として策定されているかを審査する。	4. (3) に示すとおり、追加保全策については抽出されていないため、高経年化対策の観点から長期施設管理方針に充実すべき施設管理の項目はないと評価している。

表 13 (2/2) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガト	要求事項	耐震安全性評価
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガト	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑥耐震安全上考慮する必要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。	4. (1) ~ (3) 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、ガトの要求事項を満足して耐震安全上問題のないことを確認している。また、現状の保全策についても妥当であることを確認しており、追加保全策はないと評価している。
	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。 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。	3. (3) に示すとおり、設置変更許可にて規制基準の要求を満足することが確認された基準地震動 Ss および弾性設計用地震動 Sd を用いて評価を実施している。
	3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。	4. (3) に示すとおり、追加保全策については抽出されていないため、高経年化対策の観点から長期施設管理方針に充実すべき施設管理項目はないと評価している。

表 14 耐震安全性評価についての要求事項と評価結果の分類

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象								動的機能維持 評価
	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	熱時効	摩耗	腐食		コンクリートの 強度・ 遮蔽能力低下	
						流れ加速型腐食	全面腐食		
ポンプ	A2	—	—	B2-②	—	—	A1*1	—	C1
熱交換器	—	—	—	—	A1*2	A1	A1*1	—	—
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	—	C1
容器	A2	B3-①	—	—	—	—	A1*1	—	—
配管	A2	—	—	—	—	A1, A2	A1*1	—	—
弁	A2	—	—	B2-②	—	—	—	—	C1, C2
炉内構造物	A2	—	—	—	—	—	—	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	A1*1	—	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	A1*1	—	C1
コンクリート構造物およ び鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	A1*1	—	C1*3
空調設備	—	—	—	—	—	—	A1*1	—	C1
機械設備	—	—	—	—	—	—	A1*1	—	C1
電源設備	—	—	—	—	—	—	A1*1	—	C1*3

\*1：基礎ボルト

\*2：排ガス予熱器の管支持板への流れ加速型腐食による減肉とあわせて評価

\*3：電氣的機能維持評価を実施

## 審査基準の要求事項

- 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。

### [分類]

A1：応力評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

A2：疲れ累積係数評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

- 経年劣化事象を考慮した機器・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。

### [分類]

B1：応力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B2：亀裂進展力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

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

### [破壊評価手法の分類]

①：線形破壊力学評価法

②：弾塑性破壊力学評価法

③：2倍勾配法

④：極限荷重評価法

- 経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・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。

### [分類]

C1：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であり、地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器

C2：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象（接続機器の経年劣化事象を含む）が機器の振動応答特性に影響を及ぼす可能性があり、地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器

(2) 施設管理に関する方針として策定する事項

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ことから、現状保全に追加すべき新たな保全策はないと評価している。

## 建設後の耐震補強および今後の予定について

島根原子力発電所 2 号機における高経年化技術評価に係る耐震補強実績の例として、建設工認または改造工認で認可されている構造からの変更点のうち耐震性に影響がある設備のうち、耐震補強を実施または実施予定として補強後を想定した評価を実施している高経年化技術評価対象設備について、該当設備および構造変更の概要を表 1 に示す。

構造変更した設備の変更の概要について添付－1（添付図 1～添付図 2）に示す。

表 1 既工認からの構造変更実績のある設備（PLM 関係）一覧表\*

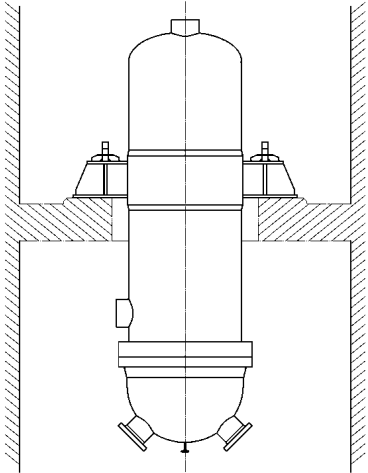
施設・設備名称	構造変更の概要	備考
残留熱除去系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ラック周辺に支持構造物を追設</li> <li>・下部サポートを追設</li> </ul>	添付図 1
燃料プール冷却系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・胴の脚付け根部の当板を拡張</li> </ul>	添付図 2
原子炉補機冷却系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・胴の脚付け根部の当板を拡張</li> <li>・脚底板の周囲に耐震補強サポートを追設</li> </ul>	添付図 3
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・胴の脚付け根部の当板を拡張</li> </ul>	添付図 4
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料タンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>・胴の脚付け根部の当板を拡張</li> </ul>	添付図 5
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料タンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>・胴の脚付け根部の当板を拡張</li> </ul>	添付図 6
原子炉浄化系補助熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・胴の脚付け根部の当板を拡張</li> <li>・脚へのサポート追設</li> </ul>	添付図 7
配管系	<ul style="list-style-type: none"> <li>・サポートの補強、追設等</li> </ul>	添付図 8

\*：工事計画認可申請（補正）に係る審査資料「NS2 補足-027-1-25 機器・配管系の設備の既工認からの構造変更について」より抜粋

構造変更した設備の変更の概要について添付－1（添付図 1～添付図 8）に示す。

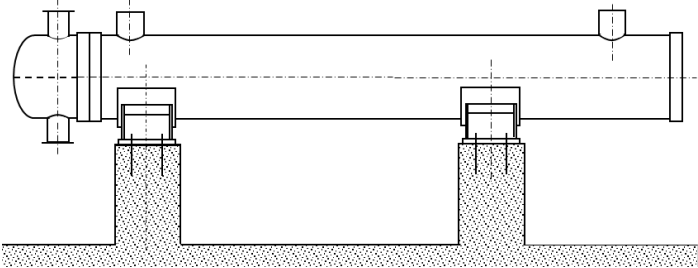
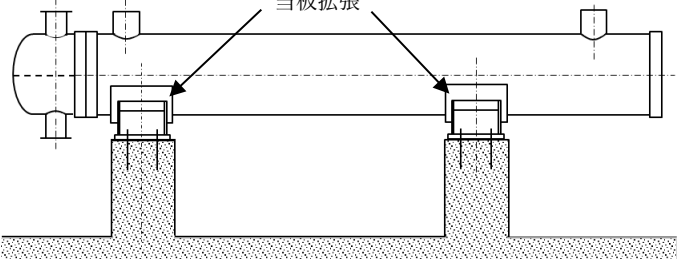
構造変更した設備の変更の概要

添付図 1. 残留熱除去系熱交換器

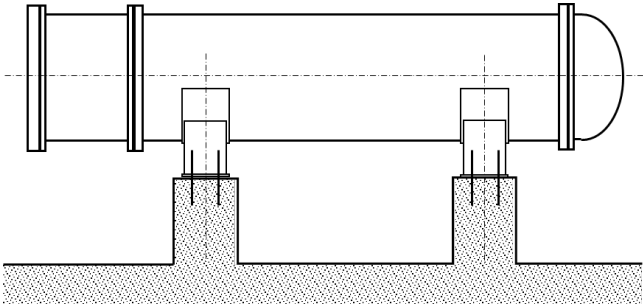
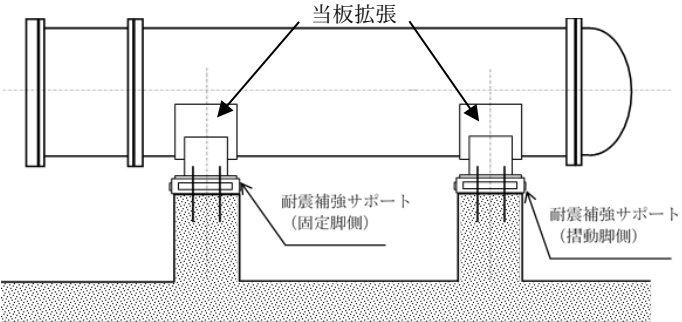
変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強を目的とし、以下の構造変更を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ラグ周辺に耐震補強サポートを追設（剛性向上およびラグの回転拘束）</li> <li>・下部サポートを追設（水平方向の変位拘束）</li> </ul>



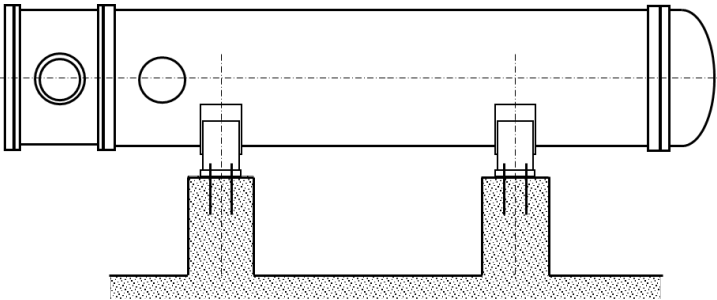
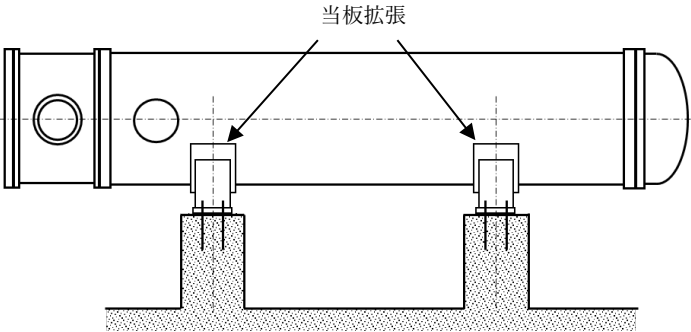
添付図2. 燃料プール冷却系熱交換器

変更前	変更後	備考
		<p>備考</p> <p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

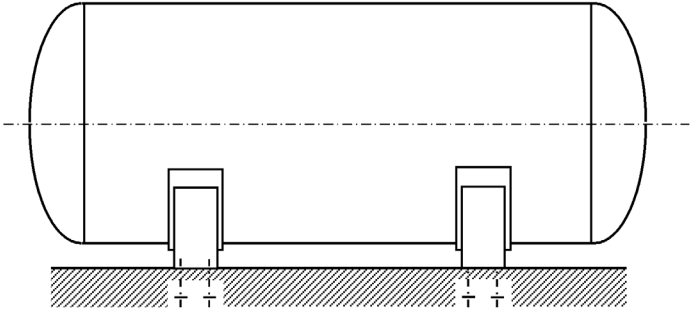
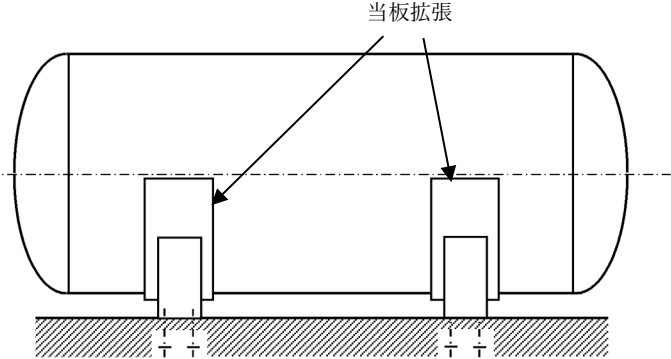
添付図3. 原子炉補機冷却系熱交換器

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強を目的とし, 以下の構造変更を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 胴の脚付け根部の当板を拡張 (胴の脚付け根部の応力低減)</li> <li>・ 脚底板の周囲に耐震補強サポートを追設 (脚底面のせん断荷重を基礎ボルトに作用させないための補強)</li> </ul>

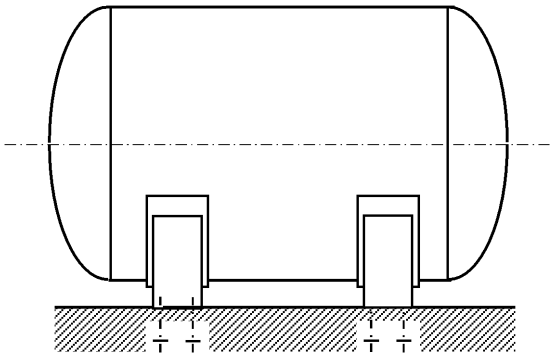
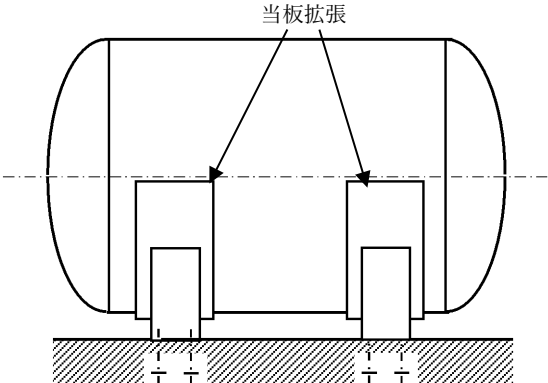
添付図4. 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器

変更前	変更後	備考
		<p>備考</p> <p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

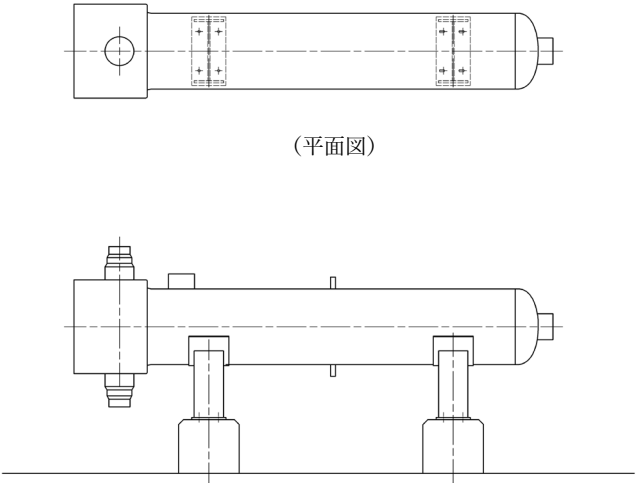
添付図5. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

添付図6. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク

変更前	変更後	備考
		<p>耐震補強（胴の脚付け根部の応力低減）を目的とし、胴の脚付け根部の当板を拡張</p>

添付図7. 原子炉浄化系補助熱交換器（波及的影響を及ぼすおそれのある設備）

変更前	変更後	備考
 <p>(平面図)</p> <p>(正面図)</p>		<p>耐震補強を目的とし、以下の構造変更を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 胴の脚付け根部の当板を拡張（胴の脚付け根部の応力低減）</li> <li>・ 脚への耐震補強サポート追設（基礎ボルトの荷重低減）</li> </ul>

添付図8. 配管系

変更前	変更後	備考
		耐震補強を目的とし、以下の構造変更を実施 ・サポートの追設、補強等 (左図は復水系配管の例)

耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースについて

配管系について、JEAG4601-1991 追補版ではなく、最新知見として得られた減衰定数を用いて耐震安全性評価を実施した。

#### 1. 評価に用いた設計用減衰定数

最新知見として反映した配管系の設計用減衰定数を表 1 に示す。

表 1 配管系の設計用減衰定数（「島根 2 号炉 設置許可審査資料」\*1より抜粋）

配管区分		設計用減衰定数 *4 (%)			
		保温材無		保温材有 *5	
		JEAG4601 *2	島根 2 号炉	JEAG4601 *2	島根 2 号炉
I	支持具がスナップ及び架構レストレイント主体の配管系で、その数が 4 個以上のもの	2.0	同左	2.5	3.0
II	スナップ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハカ等をも有する配管系で、アンカ及び U ボルトを除いた支持具の数が 4 個以上であり、配管区分 I に属さないもの	1.0	同左	1.5	2.0
III *3	U ボルトをも有する配管系で、架構で水平配管の自重を受ける U ボルトの数が 4 個以上のもの	—	2.0	—	3.0
IV	配管区分 I、II 及び III に属さないもの	0.5	同左	1.0	1.5

\*1:「島根原子力発電所 2 号炉設置許可審査資料 第 4 条 地震による損傷の防止 別紙-7 機器・配管系における手法の変更点について」より抜粋

\*2: 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版（社団法人日本電気協会）

\*3: 区分 III については新たに設定されたものであり、現行 JEAG4601 では区分 IV に含まれる。

\*4: 水平方向及び鉛直方向の設計用減衰定数は同じ値を使用。

\*5: 保温材有の設計用減衰定数は、無機多孔質保温材による付加減衰定数として、1.0%を考慮したものである。金属保温材による付加減衰定数は、配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合が 40%以下の場合 1.0%を適用してよいが、金属保温材使用割合が 40%を超える場合は 0.5%とする。



## 新規制基準適合性に係る工事計画認可等における審査内容の反映について

新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可および工事計画認可において新たに採用され、高経年化技術評価において同様に用いた耐震安全性評価内容を表 1 に示す。

表 1 (1/2) 新規制基準適合性に係る工事計画認可等の反映内容 (1/2)

項目	内容	評価対象	補足
原子炉設置変更許可の反映	基準地震動 Ss および弾性設計用地震動 Sd	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震安全性評価を行った S クラス設備および共振のおそれのある B クラス設備 (Ss, Sd)</li> <li>常設重大事故等対処設備 (Ss)</li> </ul>	補紙 (1)
	耐震重要度分類の見直し	<ul style="list-style-type: none"> <li>初回申請時に耐震重要度分類を B クラスから C クラスに変更していた設備について、B クラスに変更して再評価する。</li> </ul>	補紙 (2)
工事計画認可の反映	弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じく、1.2ZPA (従来は 1.0ZPA) とスペクトルモーダル解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。なお、スペクトルモーダル解析においては、剛領域の振動モードの影響を踏まえて、20Hz を超える振動数領域まで考慮した地震応答解析により、弁駆動部の応答加速度の算定を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管の流れ加速型腐食を考慮した蒸気内側隔離弁の動的機能維持評価</li> </ul> <p>—</p>
	水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事計画認可における水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮したうえで水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器 給水ノズルの疲労割れ</li> <li>原子炉格納容器 ベント管ベローズ、原子炉格納容器配管貫通部ベローズの疲労割れ</li> <li>配管系の疲労割れおよび流れ加速型腐食</li> <li>原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の基礎ボルトの腐食</li> </ul> <p>—</p>

表 1 (2/2) 新規制基準適合性に係る工事計画認可等の反映内容

項目	内容	評価対象	補足
工事計画認可の反映(続き) その他工事計画認可における評価手法等の適用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工事計画認可にて適用された評価モデル等の反映</li> </ul>		補紙(3)
	<ul style="list-style-type: none"> <li>【サブプレッションチェンバの耐震評価】</li> <li>・モデル化範囲, 内部水の考慮方法, サブプレッションチェンバサポート取付部の剛性について, 工事計画認可と同様の解析モデルを用いた耐震評価を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)の基礎ボルトの腐食</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>【配管の耐震評価】</li> <li>・復水系配管および給水系配管の一部は, 上位クラス施設に対する波及的影響を考慮し, 基準地震動 Ss に対して耐震性を有するよう耐震補強を実施している。これらの配管系については, 流れ加速型腐食を考慮したうえで基準地震動 Ss による耐震評価を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水系, 給水系配管の流れ加速型腐食</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>【縦置円筒形容器の耐震評価】</li> <li>・ラグ周辺への支持構造物の追設を反映した解析モデルを用いて基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの腐食</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>【横置円筒形容器の耐震評価】</li> <li>・横置円筒形容器の胴の応力評価は当板の考慮可否を判断し, 評価を実施する。</li> <li>・横置円筒形容器の当板拡張工事に伴い, 設計用震度および質量条件を見直したうえで基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・排ガス予熱器および原子炉浄化系再生熱交換器の胴の流れ加速型腐食</li> <li>・燃料プール冷却系熱交換器, 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料タンク他の基礎ボルトの腐食</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>【立形ポンプの耐震評価】</li> <li>・はり要素に鉛直方向剛性を設定したうえで, 新たにバルケシングフランジ部および電動機上部軸受部について鉛直ばねを考慮するとともに, バルケシングフランジ部の剛性を回転ばねとして考慮した応答解析モデルで評価を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去ポンプ, 高圧炉心スプレッドポンプ他の基礎ボルトの腐食</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>【横形ポンプの耐震評価】</li> <li>・質量条件を見直したうえで基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料移送ポンプの基礎ボルトの腐食</li> </ul>	別紙(2)

基準地震動 S<sub>s</sub> および弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> の適用

## 1. 初回申請からの変更点

初回申請では2013年12月25日付け設置変更許可申請における基準地震動 S<sub>s</sub> および弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> に基づく耐震安全性評価を行っていたが、これらの地震動が変更となったことから、設置変更許可を受けた基準地震動 S<sub>s</sub> および弾性設計用地震動 S<sub>d</sub>\* を適用することとした。基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトルおよび加速度時刻歴波形を図1～3に、弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> の応答スペクトルおよび加速度時刻歴波形を図4～6に示す。

なお、新たに制定された標準応答スペクトルについては、基準地震動 S<sub>s</sub> による応答スペクトル比を用いた検討に関する審議を受け、基準地震動が変更不要であることを認める通知を受領している（参考資料（1））。

※：弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> は、基準地震動 S<sub>s</sub> との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないよう基準地震動 S<sub>s</sub> に係数0.5を乗じて設定した。さらに、弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> の設定に当たっては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）」における基準地震動 S<sub>1</sub> の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> として設定した。

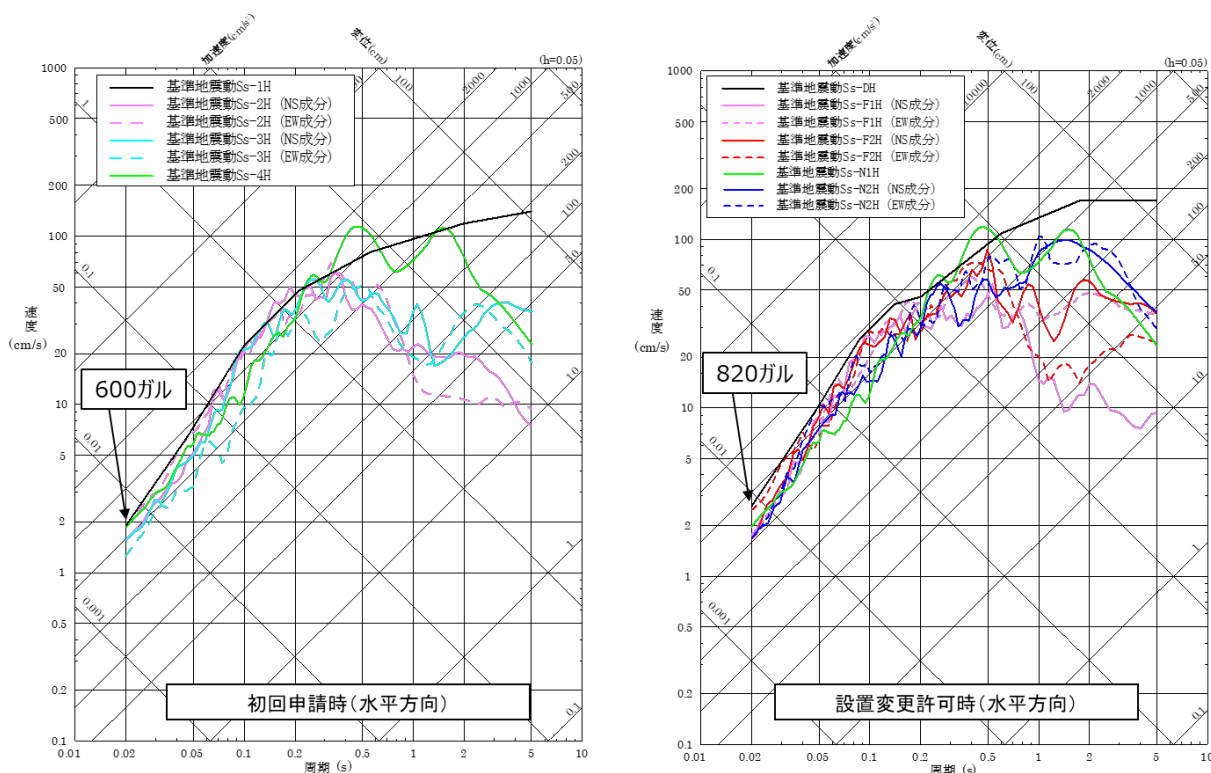


図1 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル（水平方向）  
（左側：初回申請時 右側：補正申請時）

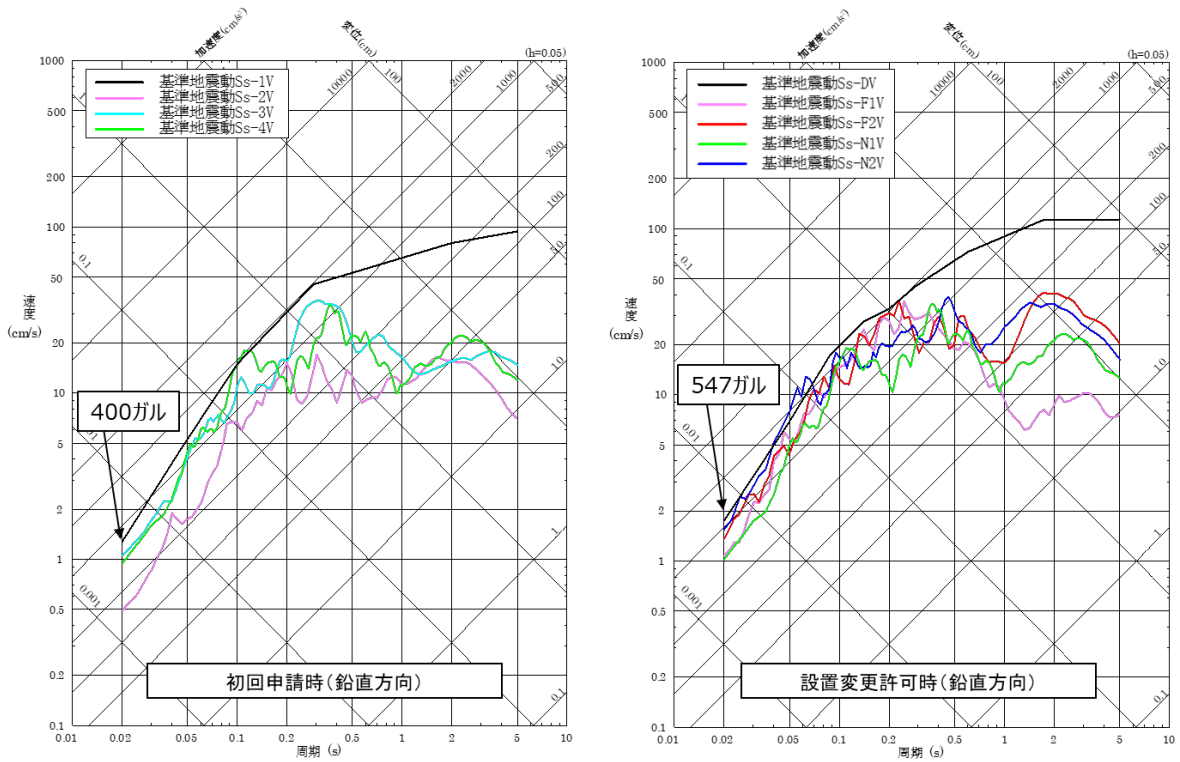


図2 基準地震動 Ss の応答スペクトル (鉛直方向)  
(左側：初回申請時 右側：補正申請時)

基準地震動		水平方向 (NS成分)	水平方向 (EW成分)	鉛直方向
Ss-D	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動 〔応答スペクトル手法による基準地震動〕			
Ss-F1	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動 〔断層モデル手法による基準地震動〕 〔突道断層による地震の中越中地震の短周期レベルの不確かさ 破壊開始点5〕			
Ss-F2	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動 〔断層モデル手法による基準地震動〕 〔突道断層による地震の中越中地震の短周期レベルの不確かさ 破壊開始点6〕			
Ss-N1	震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 〔2004年北海道留萌支庁南部地震 (K-NET港町) の検討結果に保守性を考慮した地震動〕			
Ss-N2	震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 〔2000年鳥取県西部地震の質祥ダム (監査廊) の観測記録〕			

※：表中のグラフは各基準地震動の加速度時刻歴波形 [縦軸：加速度 (cm/s<sup>2</sup>)，横軸：時間 (s)]

図3 基準地震動 Ss の加速度時刻歴波 (補正申請時)

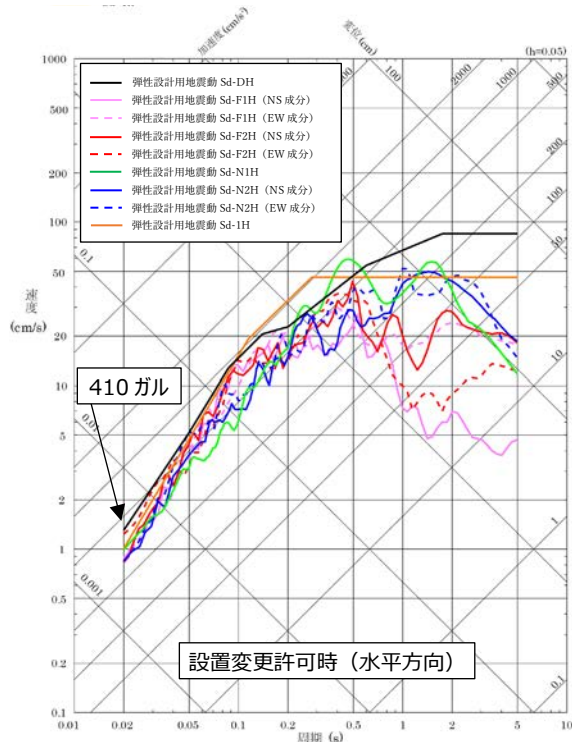
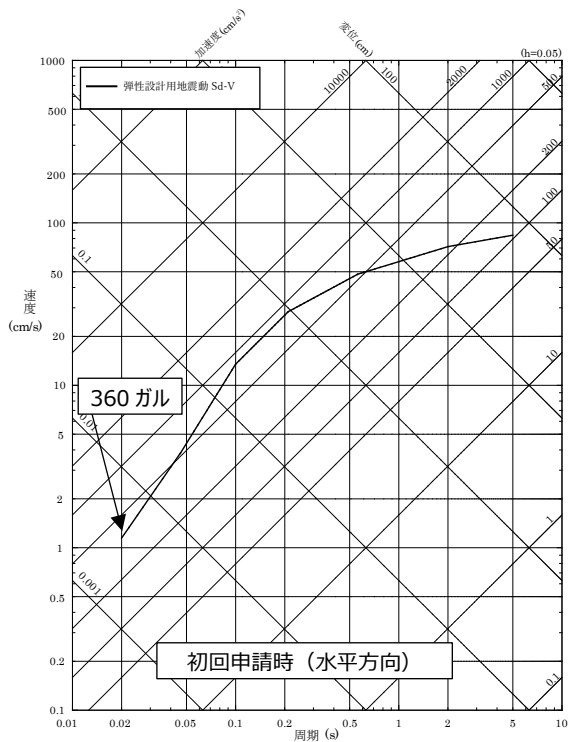


図4 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル (水平方向)  
(左側：初回申請時 右側：補正申請時)

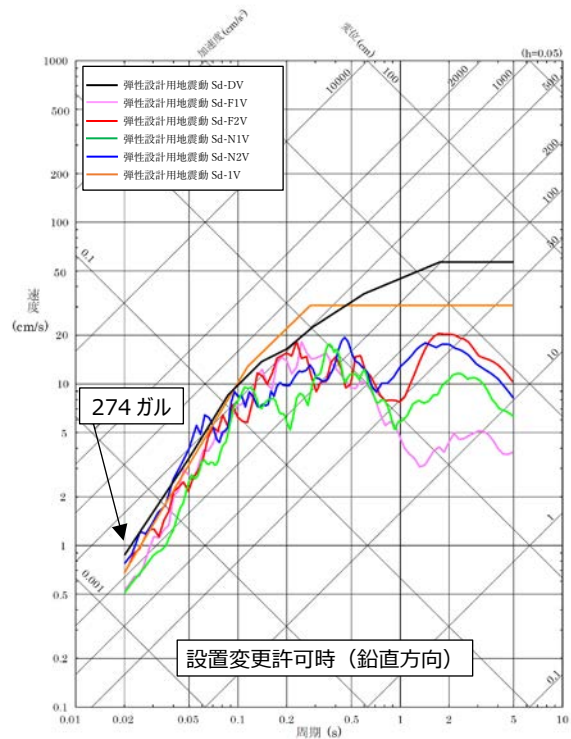
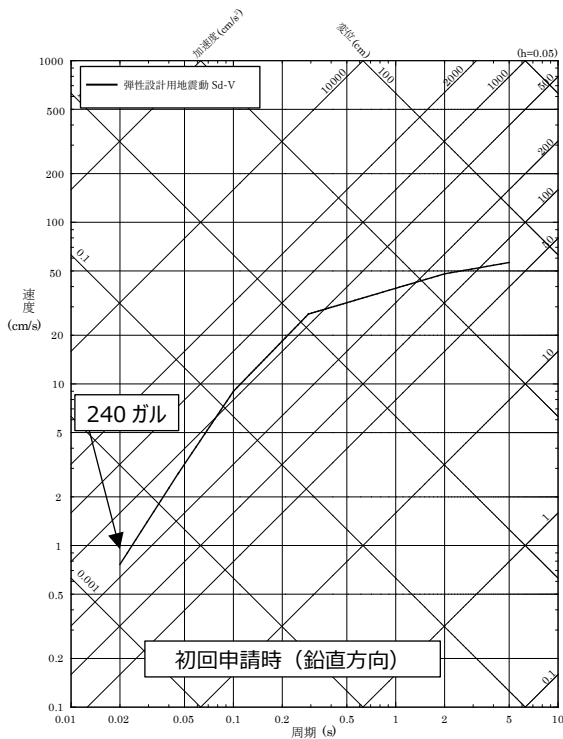
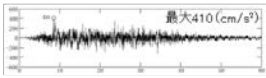
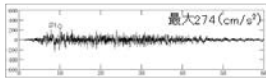



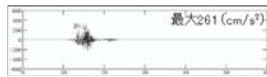

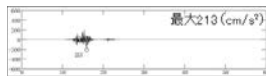
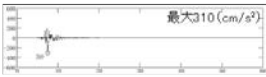
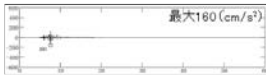
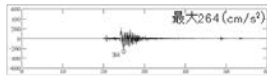
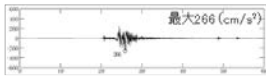
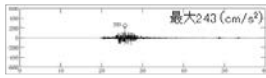
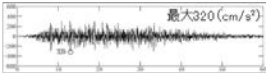
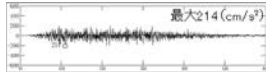


図5 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル (鉛直方向)  
(左側：初回申請時 右側：補正申請時)

弾性設計用地震動	水平方向 (NS成分)	水平方向 (EW成分)	鉛直方向
Sd-D			
Sd-F1			
Sd-F2			
Sd-N1			
Sd-N2			
Sd-1			

※：表中のグラフは各弾性設計用地震動の加速度時刻歴波形 [縦軸：加速度 (cm/s<sup>2</sup>)，横軸：時間 (s)]

図6 弾性設計用地震動 Sd の加速度時刻歴波 (補正申請時)

< 参考資料 >

- (1) 「標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う基準地震動の変更の要否に係る審議結果 (中国電力島根原子力発電所2号炉)」(令和3年12月8日 原子力規制庁)

## 耐震重要度分類の見直し

## 1. 初回申請からの変更点

平成 25 年 12 月 25 日付け設置変更許可申請では、公衆への放射線影響が小さいことが確認できた設備の耐震重要度分類を B クラスから C クラスに変更していたが、施設の耐震重要度分類の変更については、設置変更許可審査において平成 28 年 5 月 26 日および平成 28 年 7 月 12 日の審査会合を踏まえ、検討課題が多く多岐に亘る議論を要すると判断し、島根 2 号炉の新規制基準適合性審査において施設の耐震重要度分類の変更は取り止めた。

平成 25 年 12 月 25 日付け設置変更許可申請において B クラスから C クラスに変更した設備は、PLM 初回申請においても C クラスとしていたが、上記を踏まえて、耐震重要度分類を B クラスに変更した（表 1 参照）。なお、従前（平成 25 年 12 月 25 日付け設置変更許可申請以前）からの C クラス設備については、今回の補正においても C クラスとしている。

PLM 初回申請時に B クラスから C クラスに変更していた施設の耐震重要度分類の概要図を図 1 に示す。

表 1 C クラスから B クラスに見直した設備

評価書区分	設備名称	耐震重要度分類		備考
		初回申請時	補正申請時	
ポンプ	復水ポンプ	C	B	<b>【排ガス予熱器以外】</b> ・基礎ボルトの減肉耐震評価  <b>【排ガス予熱器】</b> ・基礎ボルト、伝熱管、胴および管支持板の減肉耐震評価
	復水昇圧ポンプ			
	制御棒駆動水圧ポンプ			
熱交換器	原子炉浄化補助熱交換器			
	第 3 給水加熱器			
	第 4 給水加熱器			
	グラント蒸気発生器			
	グラント蒸気復水器			
	排ガス予熱器			
	排ガス復水器			
容器	排ガス脱湿塔			
	原子炉建物機器ドレンサンプタンク			
	排ガス再結合器			
	原子炉浄化系サージタンク			
	復水ろ過脱塩器ストレナ			
タービン設備	低圧タービン			
機械設備	床ドレン濃縮器			
	化学廃液濃縮器復水器			
	床ドレン濃縮器復水器			
	排ガスブロウ			
	化学廃液濃縮器循環ポンプ			
	濃縮廃液タンク			
	濃縮廃液ポンプ			
	空気抽出器			
	雑固体焼却炉			
	1 次セラミックフィルタ			
	2 次セラミックフィルタ			
	排ガスフィルタ			

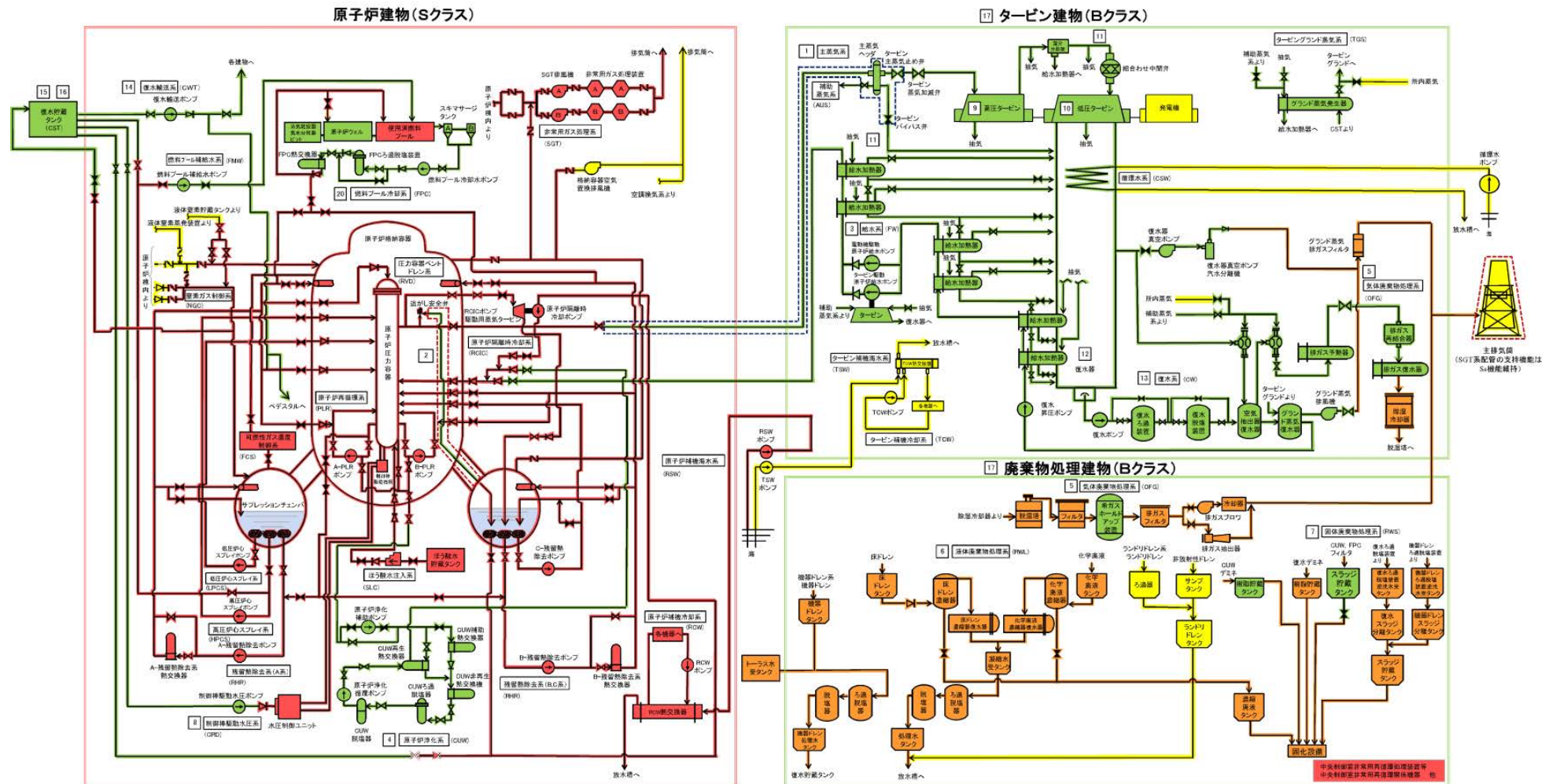
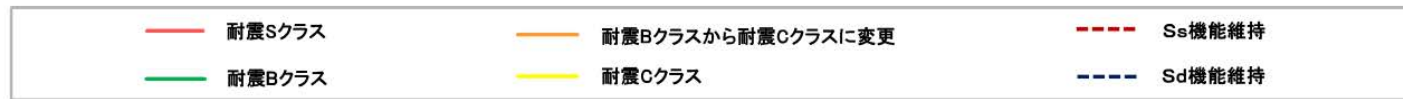


図1 島根原子力発電所2号炉 設計基準対象施設の耐震重要度分類概要図

(第379回審査会合(平成28年7月12日)資料「島根原子力発電所2号炉 施設の耐震重要度分類の変更について」より抜粋)



## 工事計画認可にて適用された評価モデル等の反映

## 1. サプレッションチェンバの耐震評価

サプレッションチェンバの基礎ボルトの腐食に対する耐震評価に用いる解析モデルについて、初回申請と補正申請の変更点を表1に、解析モデルを図1に示す。

表1 サプレッションチェンバの解析モデルの変更点

項目	初回申請	補正申請	変更理由
モデル化範囲	サプレッションチェンバの半周	サプレッションチェンバの全周	非対称に設置されたECCSストレナを適切にモデル化するため。
内部水の考慮方法	内部水全体を固定水として考慮 (スロッシング荷重は水平方向地震荷重に包含)	内部水質量に有効質量を適用 (FEMモデルにてスロッシング荷重を個別に算定)	地震応答を精緻に評価するため。
サプレッションチェンバサポート取付部の剛性	剛性が十分に高いと判断	局部変形をばね剛性として考慮	鉛直方向の地震応答を適切に表現するため。

初回申請	補正申請

図1 サプレッションチェンバの解析モデル（初回申請と補正申請の比較）

## 2. 配管の耐震評価

流れ加速型腐食を考慮した配管の耐震評価対象のうち、Bクラスの復水系配管および給水系配管（下位クラス配管）については、工事計画認可の審査において、基準地震動  $S_s$  に対して十分な構造強度を有していることを確認することで、直下又は近傍に設置された上位クラス施設に対して、下位クラス配管の転倒および落下による波及的影響を及ぼさないことを説明している。耐震安全性評価においては、当該復水系配管および給水系配管に対して、流れ加速型腐食を考慮したうえで工事計画認可と同様に基準地震動  $S_s$  による耐震評価を実施した。初回申請と補正申請における復水系配管の解析モデルの比較を図2に示す。

初回申請	補正申請

図2 復水系配管の解析モデル（初回申請と補正申請の比較）

### 3. 縦置円筒形容器の耐震評価

残留熱除去系熱交換器は、ラグ周辺への支持構造物の追設を反映した固有値解析モデルを用いて固有値解析を実施したうえで、基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価を実施した。補正申請における残留熱除去系熱交換器の固有値解析モデルを図3に、初回申請と補正申請の固有値解析結果および設計用震度の比較を表2に示す。

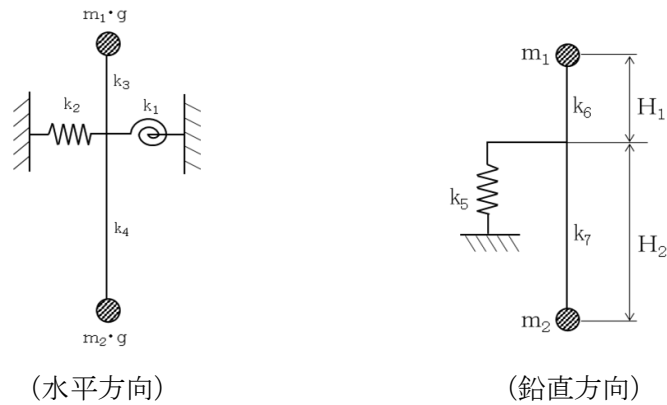


図3 残留熱除去系熱交換器の固有値解析モデル

表2 残留熱除去系熱交換器の固有値解析結果および設計用震度(初回申請と補正申請の比較)

項目		初回申請	補正申請	
固有周期(s)	水平			
	鉛直			
設計用震度	弾性設計用地震動 Sd	水平	1.68	3.02 <sup>※1</sup>
		鉛直	0.98	1.10 <sup>※2,3</sup>
	基準地震動 Ss	水平	3.00	5.85 <sup>※4</sup>
		鉛直	1.95	2.07 <sup>※3,5</sup>

※1：設計用床応答スペクトルⅡ（弾性設計用地震動 Sd）より得られる震度

※2：設計用震度Ⅱ（弾性設計用地震動 Sd）

※3：最大応答加速度を1.2倍した震度

※4：設計用床応答スペクトルⅡ（基準地震動 Ss）より得られる震度

※5：設計用震度Ⅱ（基準地震動 Ss）

4. 横置円筒形容器の耐震評価

排ガス予熱器および原子炉浄化系再生熱交換器の胴の流れ加速型腐食を考慮した耐震評価（応力評価）は、初回申請および補正申請では、脚付け根部に取り付く当板を考慮した評価としていたが、図4に示す有効板厚  $t_e$  の判定基準を設けることとしたため、今後、胴の応力評価においては当板を考慮せず、胴のみの板厚による応力評価を予定しており、工事計画認可の最終補正内容を反映し評価の見直しを実施する。

また、表3に示す横置円筒形容器については、胴の流れ加速型腐食を考慮した耐震評価は対象外だが、基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価の対象設備である。これらの設備については、工事計画認可の審査を踏まえて当板の拡張工事を実施しており、今後、工事計画認可の最終補正内容を反映し設計用震度および質量条件を見直したうえで基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価結果に見直す。

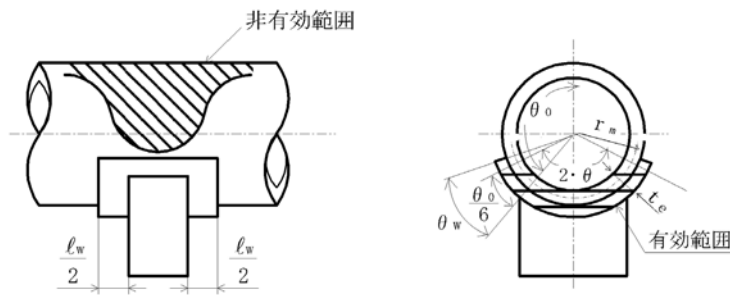


図5-2 脚付け根部の有効範囲

胴の脚付け根部に取り付く当板の大きさが

$$\text{周方向範囲} \quad \theta_w \geq \frac{\theta_0^{*1}}{6} \dots\dots\dots (5.3.1.1.13)$$

$$\text{長手方向範囲} \quad l_w \geq 1.56 \cdot \sqrt{\left(\frac{D_i + t}{2}\right) \cdot t}^{*2} \dots\dots\dots (5.3.1.1.14)$$

である場合、脚付け根部における胴の有効板厚  $t_e$  は胴板の厚さと当板の厚さの合計とする。また、当板が上記の範囲を満たさない場合、 $t_e$  は胴板の厚さとする。

注記\*1：引用文献(1)より引用

\*2：引用文献(3)より引用

7. 引用文献

- (1) Stresses in Large Horizontal Cylindrical Pressure Vessels on Two Saddle Supports, Welding Research Supplement, Sep. 1951.
- (3) 日本産業規格 J I S B 8 2 7 8 (2003) 「サドル支持の横置圧力容器」

図4 有効板厚  $t_e$  の判定基準

(VI-2-1-14「機器・配管系の計算書作成の方法 添付資料-4 横置一胴円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」から抜粋)

表3 横置円筒形容器の基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価対象設備

対象設備	耐震重要度分類
燃料プール冷却系熱交換器	B, 重 <sup>※1</sup>
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料タンク	S, 重 <sup>※1</sup>
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料タンク	S, 重 <sup>※1</sup>
原子炉補機冷却系熱交換器	S, 重 <sup>※1</sup>
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	S, 重 <sup>※1</sup>
原子炉浄化系補助熱交換器	B

※1：耐震重要度分類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ていることを示す。

## 5. 立形ポンプの耐震評価

以下に示す立形ポンプについては、工事計画認可の審査を踏まえて、今後、工事計画認可の最終補正内容を反映し応答解析モデルを変更（精緻化）したうえで、基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価結果に見直す。補正申請時と見直し後の立形ポンプの応答解析モデルの変更点を表4に示す。また、代表として残留熱除去ポンプの応答解析モデルの変更前後を図5に示すが、他の立形ポンプについても同様である。

立形ポンプの基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価対象設備を表5に示す。

表4 解析モデルの変更点

No.	変更点	補正申請	見直し後
1	自由度	2 自由度 ・ 水平 (X)  ・ 回転 (Z 軸回り)	3 自由度 ・ 水平 (X) ・ 鉛直 (Y) ・ 回転 (Z 軸回り)
2	鉛直方向剛性	鉛直方向は「剛」として 自由度なし	以下の鉛直方向剛性を考慮 ・ ロータ、コラムパイプおよびバルケージング等の鉛直方向剛性（はり要素に剛性を設定） ・ 電動機上部軸受部の鉛直方向剛性（鉛直ばね） ・ バルケージングフランジ部の鉛直方向剛性（鉛直ばね）
3	バルケージングフランジ部 回転剛性	考慮していない	考慮（回転ばね）

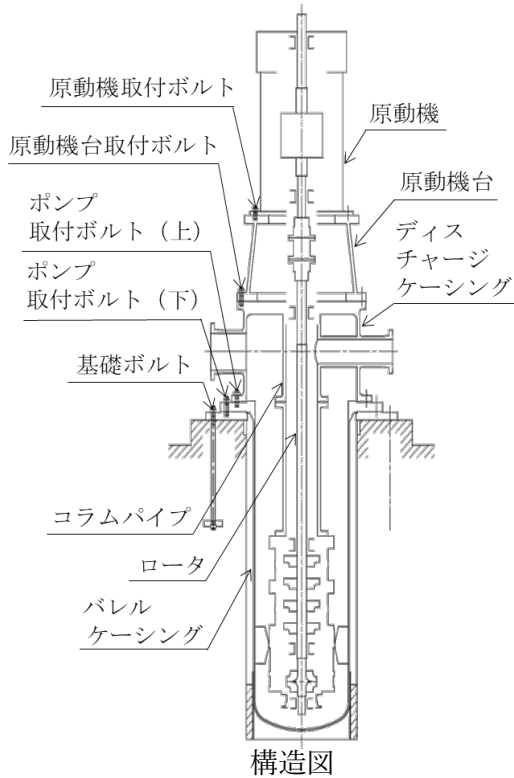


図5 残留熱除去ポンプ応答解析モデル図

表5 立形ポンプの基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価対象設備

対象設備	耐震重要度分類
残留熱除去ポンプ	S, 重 <sup>※1</sup>
高圧炉心スプレッドポンプ	S, 重 <sup>※1</sup>
低圧炉心スプレッドポンプ	S, 重 <sup>※1</sup>
復水ポンプ	C

※1：耐震重要度分類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ていることを示す。



## 6. 横形ポンプの耐震評価

横形ポンプのうち非常用ディーゼル機関付属設備の燃料移送ポンプおよびHPCSディーゼル機関付属設備の燃料移送ポンプについては、工事計画認可の審査を踏まえて、今後、工事計画認可の最終補正内容を反映し「ディーゼル燃料移送ポンプ防護対策設備」の質量を加味したうえで基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価結果に見直す。横形ポンプの概略構造図を図6に示す。

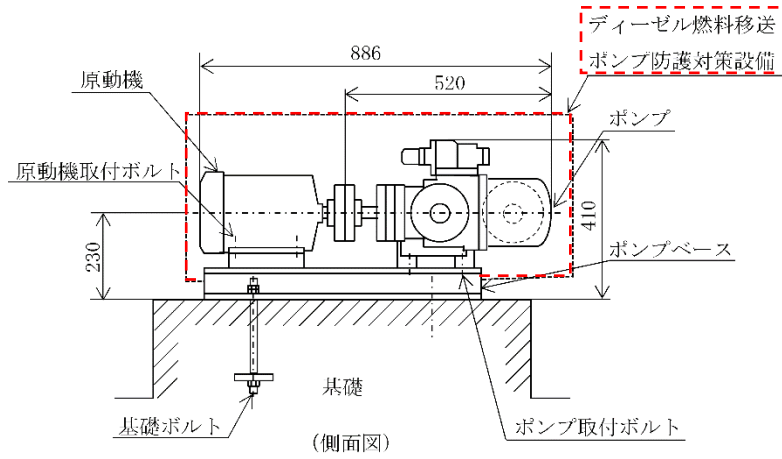


図6 燃料移送ポンプ（ディーゼル機関付属設備）の概略構造図

## 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について

原子炉圧力容器円筒胴の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価を以下に示す。

## 1. 通常運転時における疲れ累積係数

## (1) 過渡回数

原子炉圧力容器給水ノズル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 原子炉圧力容器給水ノズルにおける推定過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2015 年 7 月末時点)	60 年時点 推定回数
耐圧試験	24	55
起動（昇温，タービン起動）	36	74
夜間出力運転（出力 75%）	40	81
週末出力運転（出力 50%）	34	84
制御棒パターンの変更	58	143
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）	1	2
スクラム（その他のスクラム）	4	7
停止（タービン停止，高温待機，冷却， 容器満水，満水後冷却）	36	74
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0	1
スクラム（逃し安全弁誤作動）	0	1

## (2) 解析モデル

原子炉圧力容器給水ノズルの疲れ累積係数の算出に用いた疲労解析モデル図および評価点を図 1 に示す。解析コードは TACF（温度分布解析）および ASHSD2-B（応力解析）を使用した。

【解析モデル】

【評価点】

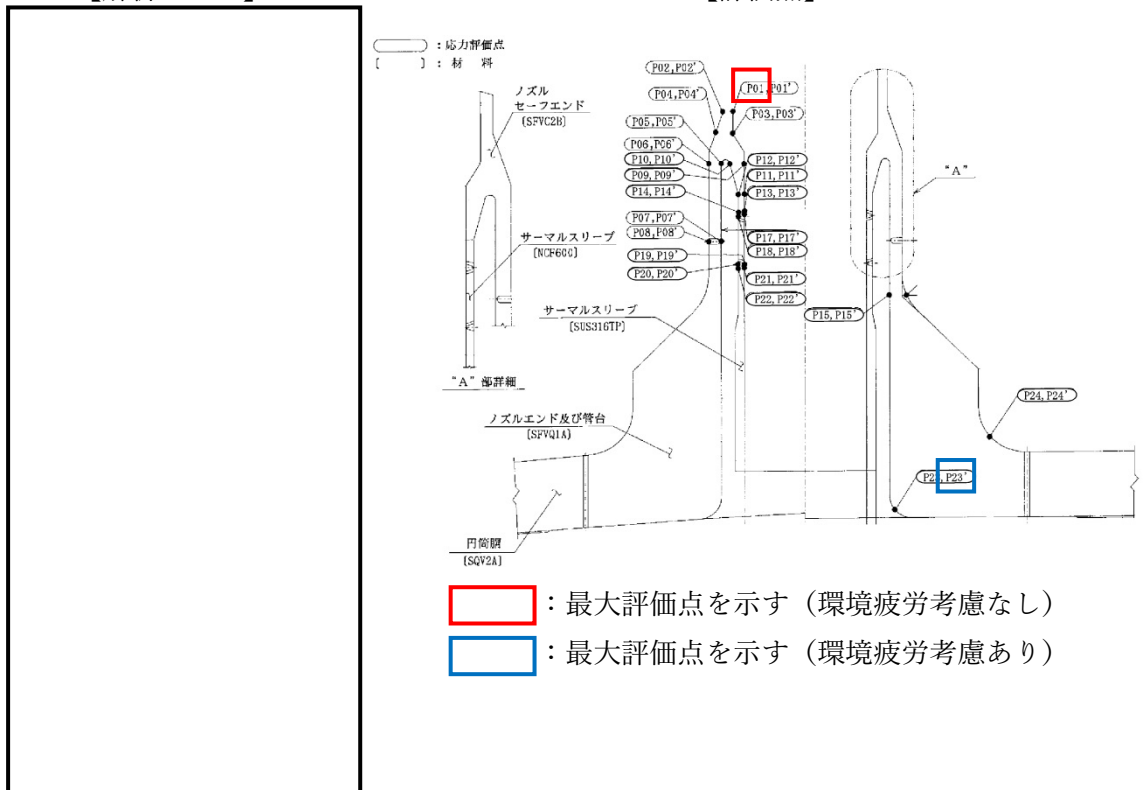


図1 原子炉圧力容器給水ノズルの疲労解析モデル図および評価点

(3) 解析結果

原子炉圧力容器給水ノズルの通常運転時における疲れ累積係数最大値は、設計・建設規格の疲労線図に基づく評価（環境疲労考慮なし）および環境疲労評価手法に基づく評価（環境疲労考慮あり）それぞれの最大評価点でそれぞれ 0.094, 0.411 となった。原子炉圧力容器給水ノズルの環境疲労考慮有無それぞれの疲れ累積係数の算出結果を表 2 に、環境疲労考慮なしでの全評価点の疲れ累積係数の算出結果を表 3 にそれぞれ示す。

表 2(1/2) 原子炉压力容器給水ノズルの通常運転時の疲れ累積係数（環境疲労考慮なし）

応力評価点 — P01

材 料 — SFVC2B



No.	S <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>e</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>ℓ</sub> (MPa)	S <sub>ℓ'</sub> (MPa)	N <sub>a</sub>	N <sub>c</sub>	N <sub>c</sub> /N <sub>a</sub>	F <sub>en, det</sub>	U <sub>en</sub>
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										
疲れ累積係数 U <sub>n</sub> =								0.0935		0.2235

表 2(2/2) 原子炉压力容器給水ノズルの通常運転時の疲れ累積係数（環境疲労考慮あり）

応力評価点 — P23'

材 料 — SFVQ1A



No.	$S_n$ (MPa)	$K_e$	$S_p$ (MPa)	$S_\ell$ (MPa)	$S_{\ell'}$ (MPa)	$N_a$	$N_c$	$N_c / N_a$	$F_{en, det}$	$U_{en}$
1										
2										
3										
4										
5										
6										
7										
8										
9										
10										
11										
12										
13										
14										
15										
疲れ累積係数 $U_n =$									0.0345	0.4104

表 3 原子炉圧力容器給水ノズルの通常運転時の疲れ累積係数（全評価点，環境疲労考慮なし）

評価点	$U_n$	環境条件	許容値
P01 ※	0.0935	給水	1
P01'	0.0302	給水	
P02	0.0114	—	
P02'	0.0206	—	
P03	0.0226	給水	
P03'	0.0136	給水	
P04	0.0003	—	
P04'	0.0002	—	
P05	0.0100	炉水	
P05'	0.0019	炉水	
P06	0.0009	—	
P06'	0.0002	—	
P07	0.0003	炉水	
P07'	0.0004	炉水	
P08	0.0002	—	
P08'	0.0003	—	
P09	0.0272	給水	
P09'	0.0284	給水	
P10	0.0030	炉水	
P10'	0.0016	炉水	
P11	0.0130	給水	
P11'	0.0125	給水	
P12	0.0158	炉水	
P12' ※	0.0161	炉水	
P13	0.0088	給水	
P13'	0.0088	給水	
P14	0.0069	炉水	
P14'	0.0070	炉水	
P15	0.0003	炉水	
P15'	0.0004	炉水	
P16	0.0024	—	
P16'	0.0007	—	
P17	0.0002	給水	1
P17'	0.0002	給水	
P18	0.0003	炉水	
P18'	0.0003	炉水	
P19 ※	0.0051	給水	
P19'	0.0051	給水	
P20	0.0034	炉水	
P20' ※	0.0034	炉水	
P21 ※	0.0251	給水	
P21'	0.0249	給水	
P22	0.0115	炉水	
P22' ※	0.0115	炉水	1
P23	0.0290	炉水	
P23' ※	0.0345	炉水	
P24	0.0250	—	
P24'	0.0157	—	

※：材料および環境条件（給水中または炉水中）ごとで疲れ累積係数が最大となる評価点

 ：最大評価点を示す（環境疲労考慮なし）

 ：最大評価点を示す（環境疲労考慮あり）

## 2. 基準地震動 $S_s$ または弾性設計用地震動 $S_d$ による疲れ累積係数

### (1) 評価仕様

原子炉压力容器給水ノズルの各評価点のうち、環境疲労評価手法に基づく評価を用いて得られた疲れ累積係数が最大となる評価点について、繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値を表 4 に示す。

表 4 給水ノズルの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/mm°C)	$S_m$ (MPa)	$S$ (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	$q$	$A_0$	$B_0$
SFVQ1A						3.1	1.0	1.25

〈記号の説明〉

- E : 運転温度 (  °C ) に対する縦弾性係数  
 $\alpha$  : 運転温度 (  °C ) に対する瞬時熱膨張係数  
 $S_m$  : 運転温度 (  °C ) に対する設計応力強さ  
 $S$  : 設計・建設規格 図 添付 4-2-1 の設計疲労線図より読み取った  $S_u \leq 550\text{MPa}$  の  $10^6$  回に対する繰返しピーク応力強さまたは設計・建設規格 図 添付 4-2-4 の曲線 2 の  $10^6$  回に対する繰返しピーク応力強さ  
 $E_0$  : 設計・建設規格 添付 4-2 に記載された縦弾性係数  
 $q, A_0, B_0$  : 設計・建設規格 表 PVB-3315-1 に示された簡易弾塑性解析に使用する係数

### (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れ累積係数」の算出に用いたものと同一の解析モデル (2次元軸対象モデル) を用いた。

### (3) 入力条件

耐震評価を行うにあたり適用する耐震条件は、設置変更許可および工事計画認可で記載される基準地震動  $S_s$ 、弾性設計用地震動  $S_d$  を用いて設定した設計用条件 I を上回る地震荷重にて評価を行った。

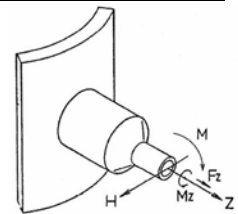
また、基準地震動  $S_s$  における等価繰返し回数は 150 回、弾性設計用地震動  $S_d$  における等価繰返し回数は 300 回を用いた。

地震応答解析により算出した原子炉压力容器給水ノズルの外荷重条件を表 5 に示す。

表5 原子炉压力容器給水ノズルの外荷重条件

荷重名称	力 <sup>*1,*2</sup>		モーメント <sup>*1,*2</sup>		荷重作用点位置 <sup>*3</sup> (mm)
	H(kN)	F <sub>Z</sub> (kN)	M(kN・m)	M <sub>Z</sub> (kN・m)	
設計機械的荷重					
死荷重					
熱変形力					
地震荷重 S <sub>s</sub> (一次)					
地震荷重 S <sub>s</sub> (二次)					
地震荷重 S <sub>d</sub> (一次)					
地震荷重 S <sub>d</sub> (二次)					

- \*1 : 表中の値は、小数点以下第2位を切り上げ
- \*2 : H, F<sub>Z</sub>, M および M<sub>Z</sub> は、配管からの荷重を示す  
なお、荷重方向は右図の通り
- \*3 : R は原子炉压力容器中心からの距離を示す



3. 評価結果

環境疲労評価を考慮する各評価点に対し、地震荷重 S<sub>s</sub> または S<sub>d</sub> を考慮した疲れ累積係数 U<sub>f</sub>, U<sub>fen</sub> 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。材料および環境条件（給水中または炉水中）ごとで疲れ累積係数が最大となる評価点（表3の※の評価点）の環境疲労評価結果を表6に、各評価点に対し地震動による疲れ累積係数（U<sub>sd</sub>またはU<sub>ss</sub>のいずれか大きい値）を加えた環境疲労評価結果を表7にそれぞれ示す。

表6 原子炉压力容器給水ノズルの環境疲労評価結果（地震考慮なし）

評価点	部 位	材 料	環 境 条 件	60年時点の見直し事象回数		
				U <sub>n</sub>	U <sub>en</sub>	等価 F <sub>en</sub> <sup>*1</sup>
P01	ノズルセーフエンド	SFVC2B	給水	0.0935	0.2235	2.3899
P12'			炉水	0.0161	0.0628	3.9051
P19	サーマルスリーブ	NCF600	給水	0.0051	0.0071	1.4042
P20'			炉水	0.0034	0.0052	1.5334
P21		SUS316TP	給水	0.0251	0.1589	6.3371
P22'			炉水	0.0115	0.0867	7.5853
P23'	管台	SFVQ1A	炉水	0.0345	0.4104	11.9002

\*1 : 等価 F<sub>en</sub> = U<sub>en</sub> / U<sub>n</sub>



表7 原子炉圧力容器給水ノズルの環境疲労評価結果（地震考慮あり）

評価点	部 位	材 料	環境 条件	60年時点の見直し事象回数	
				Uf	Ufen
P01	ノズルセーフエンド	SFVC2B	給水	0.0938	0.2238
P12'			炉水	0.0630	0.1097
P19	サーマルスリーブ	NCF600	給水	0.0051	0.0071
P20'			炉水	0.0034	0.0052
P21		SUS316TP	給水	0.0251	0.1590
P22'			炉水	0.0115	0.0867
P23'	管台	SFVQ1A	炉水	0.0348	0.4107

## 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について

原子炉圧力容器円筒胴の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価を以下に示す。

## 1. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の評価対象

耐震安全性評価の対象を、中性子照射脆化評価において原子炉圧力容器の代表としている炉心領域胴と低圧注水ノズルより検討する。

JEAC4206 解説-附属書 A-3220 1. (1) c. 「 $K_{IC}$  曲線の適用性」には、炉心領域胴及びノズルコーナ部について、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、「2. 炉心領域胴の耐震安全性評価」において、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る。

一方、JEAC4206 FB-4100 「Paris and Sih の計算に基づく解」には、ノズルコーナ部について、軸方向応力に関する記載はなく、円筒胴の周方向応力を用いることが規定されていることから、低圧注水ノズルについては評価対象外とし、炉心領域胴を評価対象として耐震安全性評価を実施する。

## 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

炉心領域の円筒胴に対して、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)  $RT_{NDT}$  初期値： $-40^{\circ}\text{C}$

(b) 運転開始後 60 年時点の  $\Delta RT_{NDT}$  予測値： $26.4^{\circ}\text{C}$

## 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： $-29^{\circ}\text{C}$

## 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／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，外面腐れ代  mm を考慮した寸法を用いる。）
- (a) 円筒胴の板厚  $T = t - \text{} = \text{}$  mm
  - (b) 円筒胴の内半径  $R_i = D_i / 2 = \text{}$  mm
  - (c) 円筒胴の外半径  $R_o = R_i + T = \text{}$  mm
  - (d) 円筒胴の断面積  $A = \pi (R_o^2 - R_i^2) = \text{} \times 10^6 \text{mm}^2$
  - (e) 円筒胴の断面係数  $Z_o = \pi / 4 \times (R_o^4 - R_i^4) / R_o = \text{} \times 10^9 \text{mm}^3$
- 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  $= \sigma_{t1m} = P_d \times R_i / T = \text{}$  MPa（一次膜応力）
  - (b) 軸方向応力  $= \sigma_{11m} = P_d \times R_i^2 / (R_o^2 - R_i^2) = \text{}$  MPa（一次膜応力）
  - (c) 円周方向応力  $= \sigma_{t2b} = P_d \times (1 + (R_o / R_i)^2) / ((R_o / R_i)^2 - 1) - \sigma_{t1m} = \text{}$  MPa  
（二次曲げ応力）
- c. 円筒胴の供用状態 A および B + 地震荷重による応力
- (a) 鉛直荷重  $V = \text{}$  kN（供用状態 A 及び B） +  kN（地震荷重  $S_s$ ）  
 $= \text{}$  kN
  - (b) モーメント  $M = \text{}$  kN・m（保守的にスカート下端での荷重を使用）
  - (c) 軸方向応力  $\sigma_{11ms} = V / A + M / Z_o = \text{}$  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。

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

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

\*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）

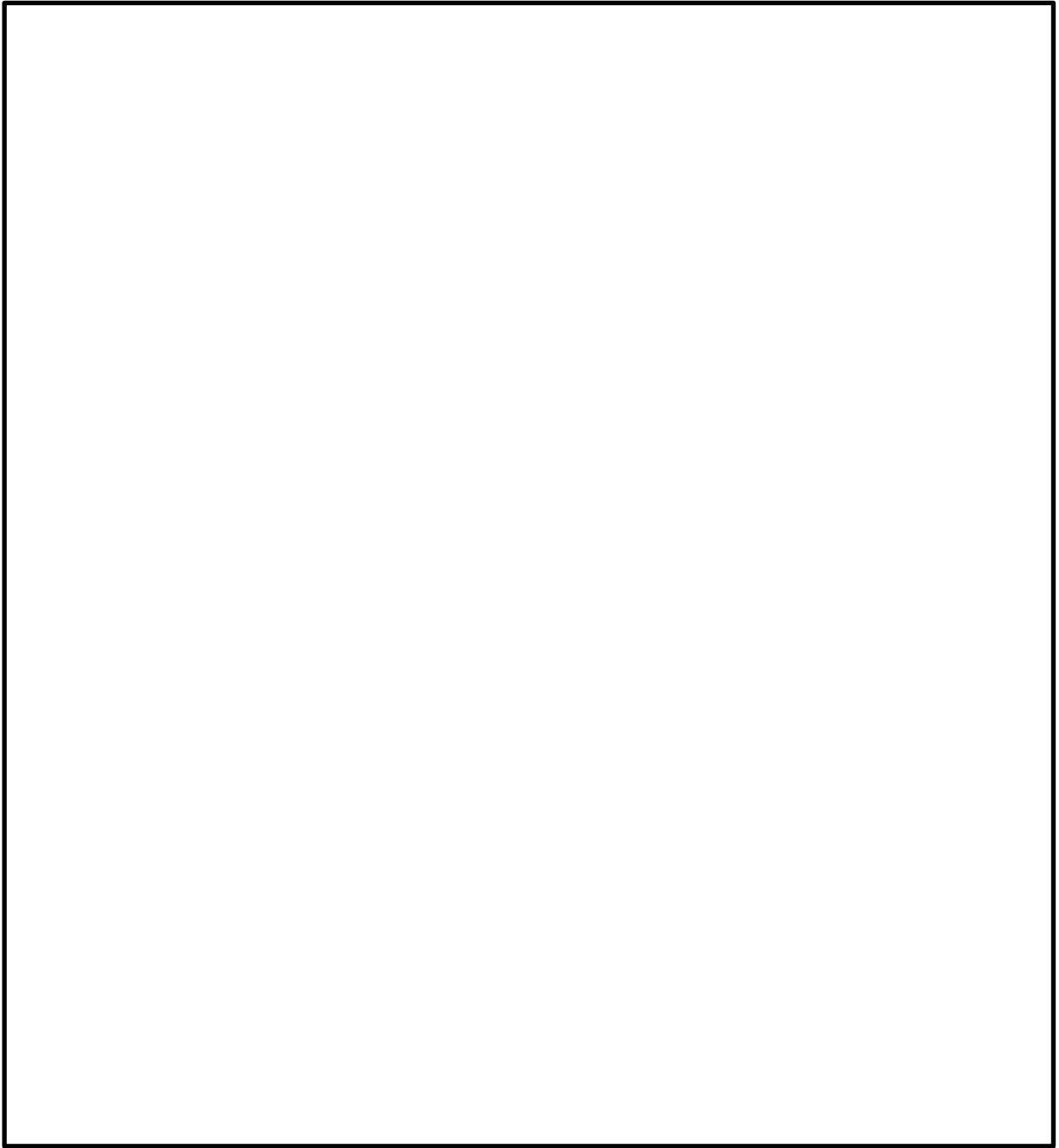


図1 円筒胴の温度分布解析結果

## ⑥円筒胴の破壊力学的手法による P-T 線図の想定ケース

円筒胴に対して仮想欠陥の方向および地震荷重の有無により、以下の 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に、JEAC4206 附属書 A の破壊力学的手法を適用し評価する。

以下に P-T 線図の作成手順を示す。

- a. 内圧による応力は、ケース 1 および 2 については、(1) ④b. で算出した最高使用圧力に対する円周方向応力  $\sigma_{t1m}$  および  $\sigma_{t2b}$  を、ケース 3 および 4 については  $\sigma_{11m}$  を、圧力値の比率で補正して用いる。  
これに加え、ケース 4 については (1) ④c. の供用状態 A および B+地震荷重による軸方向応力  $\sigma_{11ms}$  による  $K_I$  を考慮する。  
(なお、地震による応力は、(1) ④c. に示す通り軸方向応力のみであることから、ケース 1 とケース 2 は同一の結果となる)
- b.  $T-RT_{NDT}$  の算出は、JEAC4206 附属書 A-3222 (7) 式による。
- c. 各内圧に対して計算された  $T-RT_{NDT}$  から、計算上必要な T (要求温度) を計算する。  
 $RT_{NDT}$  調整値については、(1) ①の  $\Delta RT_{NDT}$  予測値を考慮するとともに、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定される炉心が臨界の場合のマージン  $22^\circ\text{C}$  を加える。

## 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。このうち、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 1 に示す。表 1 より供用状態 A および B の場合には、以下の制限線が設定される。

### a. $4^\circ\text{C}$ 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. $60^\circ\text{C}$ 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。

表 1 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	
供用状態 A および B (耐圧・漏えい試験 を除く。)	炉心未臨界	$\leq 20\%$	ボルト締付荷重が作用する部分の材料 の最も高い $RT_{NDT} + 33^\circ\text{C}$	$-29+33= 4^\circ\text{C}$
	炉心未臨界	$> 20\%$	(ボルト締付荷重が作用する部分の材 料の最も高い $RT_{NDT} + 67^\circ\text{C}$ ) 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	$38^\circ\text{C} (= -29 + 67)$ と $-13^\circ\text{C}$ の高い方
	炉心が臨界	$\leq 20\%$	沸騰水型原子炉圧力容器において、 通常水位内での運転がなされる場合 は、(ボルト締付荷重が作用する部分の 材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^\circ\text{C}$ ) の要求 を満たすこと。	$-29 + 33= 4^\circ\text{C}$
	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 $RT_{NDT} +$ $89^\circ\text{C}$ ) の高い方	$9^\circ\text{C}$ と $60^\circ\text{C}$ ( $= -29 + 89$ ) の高 い方

(2) 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の P-T 線図について

運転開始後 60 年時点における P-T 線図を図 2 に、要求温度の計算例 (ケース 4) を表 2 に示す。

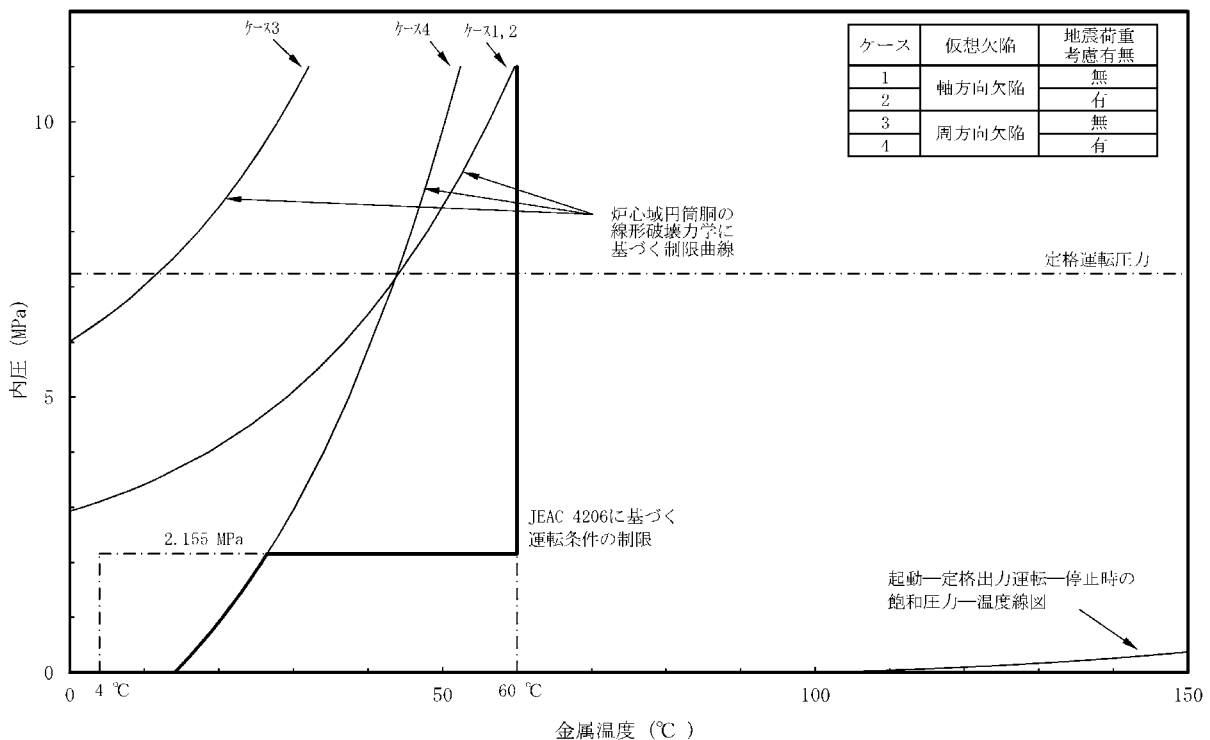


図 2 原子炉圧力容器の P-T 線図 (運転開始後 60 年時点, 運転時)

表 2 運転開始後 60 年時点における要求温度の計算例 (ケース 4)

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  $RT_{NDT} = -13$  °C (60年時点の推定値)  
 設計降伏点  $Sy = 302$  MPa at 302°C, SQV2A

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)	要求温度 + 22°C マージン T + 22 (°C)
		$\sigma_{m1}$	$\sigma_{b1}$	$\sigma_{m2}$	$\sigma_{b2}$	$M_m$ *2 ( $\sqrt{m}$ )	$M_b$ *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 (JEAC 4206-2007 附属書F-3100(2)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. 評価結果

脆性防止破壊の観点から、原子炉圧力容器の運転は、P-T 線図に示す制限曲線より高温側の条件で運転温度の管理が要求される。

図 2 に参考で示す通り、原子炉圧力容器の運転は飽和圧力-温度曲線に従うことから、中性子照射脆化に対する耐震性を考慮した運転制限に対し、十分な安全性が確保されていると判断する。



## 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について

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. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）および摩耗
3. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）
4. 胴の腐食（流れ加速型腐食）

## 1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

## (1) 評価対象配管の抽出について

配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価は、「発電用原子炉設備規格 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年度版）（JSME S NH1-2006）」（以下、「減肉規格（2006年度版）」という。）において、流れ加速型腐食の可能性が否定できないとされている FAC-2, FAC-S の箇所を含むラインのうち、炭素鋼配管を評価対象ラインとして選定した。

減肉規格（2006年度版）において溶存酸素濃度を高く保つことで流れ加速型腐食による減肉を抑制している範囲と定義している FAC-1 の範囲については評価対象外とした。また、FAC-2, FAC-S の範囲のうち、流れ加速型腐食に対して耐性を有する材料（ステンレス鋼、低合金鋼等）を使用している範囲についても評価対象外とした。

## (2) 評価対象モデル数

評価対象として抽出され評価を実施した配管は合計 62 モデルであり、各系統および耐震クラス毎のモデル数は表 1 に示す。

表1 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）の評価対象モデル数

評価対象配管 (系統名)	耐震クラス	モデル数 <sup>*1</sup>
給水系	S	1
	B (Ss) <sup>*2,*3</sup>	1
	B	12
原子炉ベントリ系	S	2
原子炉隔離時冷却系	S	3
復水系	B (Ss) <sup>*2</sup>	2
	B	40
タービンラフト蒸気系	B	3
残留熱除去系	S	3
補助蒸気系	B	1

\*1：同一モデル内に異なる系統，耐震クラスを有する管があるため，モデル数は一部重複あり

\*2：S クラス設備または常設重大事故等対処設備への波及的影響を考慮して，Ss 地震力による健全性評価を実施した

\*3：溢水源としないB，Cクラス設備に該当するため，Ss 地震力による健全性評価を実施した

### (3) 評価対象ラインおよび解析モデル

解析モデルは，3次元多質点系はりモデルとし，減肉量を考慮した寸法以外のモデル化の条件は，工事計画認可と同等とする。解析は，計算機コード「HISAP」を使用する。

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

### (4) 耐震評価条件

耐震評価を行うにあたり使用する地震動は，設置変更許可を受けた基準地震動 Ss (Ss-D, Ss-F1, Ss-F2, Ss-N1, Ss-N2) および弾性設計用地震動 Sd (Sd-D, Sd-F1, Sd-F2, Sd-N1, Sd-N2, Sd-1) に基づく入力地震動を用いた時刻歴応答解析に基づき作成された設計用床応答スペクトル I を適用する。

### (5) 評価内容

配管の腐食（流れ加速型腐食）に対しては，超音波厚さ計による肉厚測定等を実施した上でその結果に基づき耐震管理厚さ<sup>\*1</sup>を管理基準として予寿命を管理し，配管の取替等を検討することとしている。

耐震安全性評価では，JSME 減肉管理規格において流れ加速型腐食の発生の可能性が低いとされている FAC-1 管理範囲以外で，常時流れがあり減肉の想定される範囲については，減肉が想定される部位に耐震管理厚さまで減肉が生じたと想定して地震時の発生応力を評価した。

\*1：耐震管理厚さ＝min（40年目の想定厚さ，公称板厚の80%の厚さ）

配管の流れ加速型腐食に対する耐震安全性評価は，原則として以下の手順で実施した。

a. 耐震管理厚さの決定

- ①実機点検結果に基づいて系統全体における肉厚管理測定箇所から、評価対象ラインの中の減肉想定範囲において流体条件が類似する箇所の実機測定データを整理して各評価箇所に保守的になるよう減肉率を設定する。
- ②①で設定した減肉率を用いて運転開始後 40 年時点までの一様な減肉を想定し、40 年目の想定厚さを算出する。
- ③公称肉厚の 80% となる厚さと②で算出した 40 年目の想定厚さを比較し、小さい方を耐震管理厚さとする。

b. 耐震管理厚さを用いた耐震評価

- ①エルボ部、分岐部、レジューサ部等の偏流発生部およびその下流部の以下に示す減肉想定範囲（JSME 減肉管理規格に規程されている測定長さ）に耐震管理厚さまで一様な減肉が生じたと想定して三次元梁モデルに反映
  - ・管の呼び径 125A 以下 : 300 mm
  - ・管の呼び径 125A を超えるもの : 500 mmただし、弁およびオリフィス下流部については以下とする（D は配管口径を示す）。
  - ・弁下流部 : 1D の位置が上記を超える場合は 1D
  - ・オリフィス下流部 : 3D の位置が上記を超える場合は 3D
- ②評価対象ラインの全ての減肉想定範囲に対し①で選定した耐震管理厚さまで、全周一様な減肉を想定し、3次元多質点系はりモデルに反映
- ③評価対象ラインの耐震クラスに応じた地震力を用いて地震時の発生応力（一次応力）の評価を実施（振動試験結果を踏まえ設計評価用として安全側に設定した減衰定数を適用する。）
- ④耐震重要度 S クラスの配管については、一次+二次応力の評価を実施し、許容応力を満足しなかった場合には疲れ累積係数による評価を実施

(6) 評価結果

耐震管理厚さまでの減肉を想定し、地震時に発生する応力または疲れ累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性に問題ないことを確認した。

評価対象ラインの全ラインの評価結果一覧を表 2 に、疲れ累積係数による評価結果を表 3 に示す。

表2 配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する評価結果

系統	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 <sup>*1</sup> (MPa)	許容応力 <sup>*2</sup> (MPa)
給水系	クラス2	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	135	380
					一次+二次応力	156	418
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	100	209
					一次+二次応力	87	418
	クラス3	B	Ss <sup>*4,5</sup>	IV <sub>A</sub> S	一次応力	125	382
					一次+二次応力	139	458
			S <sub>B</sub>	B <sub>A</sub> S	一次応力	174	218
復水系	クラス3 <sup>*3</sup>	B	Ss <sup>*4</sup>	IV <sub>A</sub> S	一次応力	218	386
					一次+二次応力	311	464
			S <sub>B</sub>	B <sub>A</sub> S	一次応力	220	234
原子炉ベント ドレン系	クラス1	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	166	364
					一次+二次応力	868	366
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	107	274
					一次+二次応力	487	366
	クラス3	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	108	363
					一次+二次応力	193	364
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	64	182
					一次+二次応力	96	364
原子炉隔離時 冷却系	クラス1	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	138	364
					一次+二次応力	505	366
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	89	274
					一次+二次応力	263	366
	クラス2 クラス3	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	136	363
					一次+二次応力	256	364
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	102	182
					一次+二次応力	181	364
残留熱除去系	クラス1	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	96	364
					一次+二次応力	609	366
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	78	274
					一次+二次応力	364	366
	クラス3	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	160	394
					一次+二次応力	865	374
			Sd	III <sub>A</sub> S	一次応力	114	187
					一次+二次応力	520	374
タービンゲランド 蒸気系	クラス3 <sup>*3</sup>	B	S <sub>B</sub>	B <sub>A</sub> S	一次応力	151	210
補助蒸気系	クラス3 <sup>*3</sup>	B	S <sub>B</sub>	B <sub>A</sub> S	一次応力	119	182

\*1：評価モデル内の最大発生応力を示す

\*2：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））＜第I篇 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」付録材料図表Part5 表8, 表9より求まる値

\*3：設計・建設規格区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

\*4：Sクラス設備または常設重大事故等対処設備への波及的影響を考慮して、Ss地震力による健全性評価を実施した

\*5：溢水源としないB, Cクラス設備に該当するため、Ss地震力による健全性評価を実施した

表3 配管の腐食に対する評価結果（疲れ累積係数による評価結果）

系統	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容応力 状態	疲れ累積係数 <sup>*1</sup> (許容値：1以下)
原子炉ベントリ系	クラス1	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	0.868
			Sd	III <sub>A</sub> S	0.171
原子炉隔離時冷却系	クラス1	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	0.087
			Sd	III <sub>A</sub> S	0.010
残留熱除去系	クラス1	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	0.260
			Sd	III <sub>A</sub> S	0.025
	クラス3	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	0.474
			Sd	III <sub>A</sub> S	0.073

\*1：評価モデル内の1次+2次応力最大の疲れ累積係数

## 2. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

### (1) 評価対象部位の抽出について

伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価は、PLM 技術評価書対象機器のうち熱交換器の伝熱管内部流体による腐食（流れ加速型腐食）が想定される部位であって、現状保全によって管理される減肉を想定した場合に固有振動数および構造強度評価への影響が有意であると判断したものを評価対象とした結果、原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管を評価対象部位として選定した。

また、熱交換器の伝熱管については、管支持板との摩耗による減肉を想定した場合に固有振動数および構造強度評価への影響が有意であると判断したものを評価対象とした結果、気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管を評価対象部位として選定した。

### (2) 算出過程

#### ① 原子炉補機冷却系熱交換器

原子炉補機冷却系熱交換器はSクラスであり、原子炉建物 EL. 15.300 に設置されている。熱交換器の構造を踏まえ支持条件ごとに評価モデルを作成し、伝熱管厚さに対し管内面側から50%減肉したものとして、JEAG4601 および機械工学便覧に定める式に基づき、固有振動数を求めた結果、いずれのモデルにおいても剛構造であることを確認した。

評価モデルと各モデルの固有振動数を表4に示す。

表4 原子炉補機冷却系熱交換器の評価モデルと伝熱管腐食時の伝熱管の固有振動数

評価モデル		固有振動数[Hz]
管板－管支持板	片側固定・他端支持 はりモデル	
管支持板－管支持板	両端支持 はりモデル	

#### a. 応力成分

原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管について、伝熱管厚さに対し管内面側から50%減肉したものとして、JEAG4601 および機械工学便覧に定める式に基づき、以下(a)～(f)の各成分を算出し地震時に発生する応力を求めた。算出に用いた各記号の説明は表5に示す。

表5 計算に使用する記号の説明 (1/3)

記号	記号の説明	単位
$A_{stbc}$	減肉を考慮した場合の伝熱管のせん断断面積	mm <sup>2</sup>
$A_{tbc0}$	減肉を考慮した場合の伝熱管断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$D_{ico}$	減肉を考慮した場合の伝熱管内径	mm

表5 計算に使用する記号の説明 (2/3)

記号	記号の説明	単位
$D_o$	伝熱管外径	mm
$g$	重力加速度 (=9.80665)	m/s <sup>2</sup>
$L_{an}$	管板－管支持板間の長さ	mm
$L_{ho}$	管支持板－管支持板間の長さ	mm
$m_{ec}$	減肉を考慮した場合の伝熱管相当質量	kg/m
$M_{anc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm
$M_{Haanc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
$M_{Hahoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
$M_{hoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm
$M_{Vaanc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
$M_{Vahoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
$P_{ig}$	最高使用圧力	MPa
$t_{co}$	伝熱管減肉厚さ	mm
$t_{tb}$	伝熱管厚さ	mm
$Z_{tbc}$	減肉を考慮した場合の伝熱管の断面係数	mm <sup>3</sup>
$\pi$	円周率	—
$\sigma_{anc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{hoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{Hx3hanc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{Hx3hhoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{Vx3hanc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{Vx3hhoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における鉛直方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{x1c}$	減肉を考慮した場合の伝熱管における内圧により生じる軸方向応力	MPa
$\sigma_{x2ganc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{x2ghoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa

表5 計算に使用する記号の説明 (3/3)

記号	記号の説明	単位
$\sigma_{xanc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における軸方向一次応力の和	MPa
$\sigma_{xhoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における軸方向一次応力の和	MPa
$\sigma_{\phi anc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における周方向一次応力の和	MPa
$\sigma_{\phi 1c}$	減肉を考慮した場合の伝熱管における内圧により生じる周方向応力	MPa
$\sigma_{\phi hoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における周方向一次応力の和	MPa
$\tau_{anc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間におけるせん断方向一次応力の和	MPa
$\tau_{hoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間におけるせん断方向一次応力の和	MPa
$\tau_{H1anhc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における水平方向地震荷重によるせん断応力	MPa
$\tau_{H1hoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重によるせん断応力	MPa
$\tau_{V1anhc}$	減肉を考慮した場合の管板－管支持板間における鉛直方向地震荷重によるせん断応力	MPa
$\tau_{V1hoc}$	減肉を考慮した場合の管支持板－管支持板間における鉛直方向地震荷重によるせん断応力	MPa

(a) 内圧により生じる膜応力成分

内圧により生じる膜応力は、以下の式により算出した。

$$\text{周方向} : \sigma_{\phi 1c} = \frac{P_{ig} \cdot [D_{ico} + 1.2(t_{tb} - t_{co})]}{2 \cdot (t_{tb} - t_{co})}$$

$$\text{軸方向} : \sigma_{x1c} = \frac{P_{ig} \cdot [D_{ico} + 1.2(t_{tb} - t_{co})]}{4 \cdot (t_{tb} - t_{co})}$$

(b) 自重により生じる曲げ応力成分

自重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板－管支持板} : \sigma_{x2ganc} = \frac{M_{anc}}{Z_{tbc}}$$

$$\text{管支持板－管支持板} : \sigma_{x2ghoc} = \frac{M_{hoc}}{Z_{tbc}}$$

なお、 $M_{anc}$ 、 $M_{hoc}$ および $Z_{tbc}$ は以下の式により算出した。

$$M_{anc} = \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16}$$



$$M_{hoc} = \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

$$Z_{tbc} = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{(D_o^4 - D_{ico}^4)}{D_o}$$

(c) 水平地震荷重により生じる曲げ応力成分

水平地震荷重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板 - 管支持板} : \sigma_{Hx3hanc} = \frac{M_{Haanc}}{Z_{tbc}}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{Hx3hhoc} = \frac{M_{Hahoc}}{Z_{tbc}}$$

なお、 $M_{Haanc}$ および $M_{Hahoc}$ は以下の式により算出した。

$$M_{Haanc} = C_H \cdot \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16}$$

$$M_{Hahoc} = C_H \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

(d) 水平地震荷重により生じるせん断応力成分

水平地震荷重により生じるせん断応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板 - 管支持板} : \tau_{H1anhc} = C_H \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g}{A_{stbc}}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \tau_{H1hohc} = C_H \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}}$$

なお、 $A_{stbc}$ は以下の式により算出した。

$$A_{stbc} = \frac{3 \cdot \left[ \left( \frac{D_o}{2} \right)^2 + \left( \frac{D_{ico}}{2} \right)^2 \right]}{4 \left[ \left( \frac{D_o}{2} \right)^2 + \left( \frac{D_o}{2} \right) \cdot \left( \frac{D_{ico}}{2} \right) + \left( \frac{D_{ico}}{2} \right)^2 \right]} \cdot A_{tbco}$$

(e) 鉛直地震荷重により生じる曲げ応力成分

鉛直地震荷重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板 - 管支持板} : \sigma_{Vx3hanc} = \frac{M_{Vaanc}}{Z_{tbc}}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{Vx3hhoc} = \frac{M_{Vahoc}}{Z_{tbc}}$$

なお、 $M_{Vaanc}$ および $M_{Vahoc}$ は以下の式により算出した。

$$M_{Vaanc} = C_V \cdot \frac{3 \cdot (m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g) \cdot L_{an}}{16}$$

$$M_{Vahoc} = C_V \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

(f) 鉛直地震荷重により生じるせん断応力成分

鉛直地震荷重により生じるせん断応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板 - 管支持板} : \tau_{V1anhc} = C_V \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{an} \cdot g}{A_{stbc}}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \tau_{V1hohc} = C_V \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}}$$

b. 組合せ応力

一次応力は、以下の式により組み合わせた。

$$\text{管板 - 管支持板} : \sigma_{anc} = \frac{1}{2} \left[ \sigma_{\phi anc} + \sigma_{xanc} + \sqrt{(\sigma_{\phi anc} - \sigma_{xanc})^2 + 4 \cdot \tau_{anc}^2} \right]$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{hoc} = \frac{1}{2} \left[ \sigma_{\phi hoc} + \sigma_{xhoc} + \sqrt{(\sigma_{\phi hoc} - \sigma_{xhoc})^2 + 4 \cdot \tau_{hoc}^2} \right]$$

なお、各方向の応力は算出した各成分を用いて以下のとおりとした。

$$\text{周方向応力} : \sigma_{\phi anc} = \sigma_{\phi 1c}, \quad \sigma_{\phi hoc} = \sigma_{\phi 1c}$$

$$\text{軸方向応力} : \sigma_{xanc} = \sigma_{x1c} + \sigma_{x2ganc} + \sigma_{Hx3hanc} + \sigma_{Vx3hanc}$$

$$\sigma_{xhoc} = \sigma_{x1c} + \sigma_{x2ghoc} + \sigma_{Hx3hhoc} + \sigma_{Vx3hhoc}$$

$$\text{せん断応力} : \tau_{anc} = \tau_{H1anhc} + \tau_{V1anhc}, \quad \tau_{hoc} = \tau_{H1hohc} + \tau_{V1hohc}$$

c. 許容応力

伝熱管の一次応力に対する許容応力は、使用材料により設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表 8, 9 より得られる  $S_y$ ,  $S_u$  に基づき、JEAG4601 に規定されている横置円筒型容器の胴（容器）の許容応力を適用した。なお、許容応力は基準地震動  $S_s$  については許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S, 弾性設計用地震動  $S_d$  については許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S に基づいた値とした。

② 気体廃棄物処理系排ガス予熱器

気体廃棄物処理系排ガス予熱器は B クラスであり、タービン建物 EL. 12.500 に設置されている。原子炉補機冷却系熱交換器と同様の考え方でモデルを作成し固有振動数を求めた結果、いずれのモデルにおいても剛構造であることを確認した。

評価モデルと各モデルの固有振動数を表 6 に示す。

表 6 気体廃棄物処理系排ガス予熱器の評価モデルと伝熱管腐食時の伝熱管の固有振動数

評価モデル		固有振動数 [Hz]
管板 - 管支持板	片側固定・他端支持 はりモデル	
管支持板 - 管支持板	両端支持 はりモデル	

a. 応力成分

発生応力は原子炉補機冷却系熱交換器と同様の手法で算出した。ただし、Bクラス機器であるため地震荷重は水平方向のみ考慮することから、①a. (e)および(f)は対象外とした。

b. 組合せ応力

一次応力の組合せ応力は原子炉補機冷却系熱交換器と同様の手法で算出した。ただし、前述の通り鉛直方向の荷重を考慮しないため、 $\sigma_{Vx3hanc} = \tau_{V1hohc} = 0$ とした。

c. 許容応力

伝熱管の一次応力に対する許容応力は、使用材料により設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表 8 より求まる  $S_y$  に基づき、JEAG4601 に規定されている横置円筒型容器の胴（容器）の許容応力を適用した。

(3) 評価結果

熱交換器伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価結果を表 7 に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。

表 7 熱交換器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）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 *1
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
原子炉補機冷却系熱交換器伝熱管	クラス 3	S	Ss	IV <sub>A</sub> S	一次応力	44	54	337
			Sd	III <sub>A</sub> S		32	38	337
気体廃棄物処理系排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B <sub>A</sub> S	一次応力	38	38	139

\*1：設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

\*2：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 3 として扱った

### 3. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

#### (1) 評価対象部位の抽出について

気体廃棄物処理系排ガス予熱器については、経年劣化事象として管支持板の腐食（流れ加速型腐食）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、管支持板の評価モデルは2.における排ガス予熱器と同様とし、「管板（固定端）から管支持板」、「管支持板から管支持板」までのそれぞれの伝熱管の管支持板について、腐食により管支持機能が1箇所喪失する場合を想定して評価を実施した。

#### (2) 算出過程

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の耐震重要度分類等の条件は2.のとおりであり、各モデルで管支持機能の喪失による固有振動数を求めた結果、いずれのモデルにおいても剛構造であることを確認した。

評価モデルと各モデルの固有振動数を表8に示す。

表8 気体廃棄物処理系排ガス予熱器の評価モデルと管支持機能の喪失時の伝熱管の固有振動数

評価モデル		固有振動数[Hz]
管板－管支持板	片側固定・他端支持 はりモデル	
管支持板－管支持板	両端支持 はりモデル	

#### a. 応力成分

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管について、管支持板の腐食により1箇所の管支持機能を喪失したものとして、JEAG4601および機械工学便覧に定める式に基づき、以下(a)～(d)の各成分を算出し地震時に発生する応力を求めた。算出に用いた各記号のうち、表5にて記載していない記号の説明を表9に示す。

表9 計算に使用する記号の説明 (1/2)

記号	記号の説明	単位
$A_{stb}$	伝熱管のせん断断面積	mm <sup>2</sup>
$A_{tb}$	伝熱管断面積	mm <sup>2</sup>
$D_i$	伝熱管内径	mm
$l'_{an}$	管支持機能の1箇所喪失を考慮した場合の管板－管支持板間の最長長さ	mm
$l'_{ho}$	管支持機能の1箇所喪失を考慮した場合の管支持板－管支持板間の最長長さ	mm
$m_e$	伝熱管相当質量（伝熱管の単位長さ当たり質量および伝熱管内外の流体の単位長さ当たり質量の和）	kg/m
$M_{an}$	管板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm

表9 計算に使用する記号の説明 (2/2)

記号	記号の説明	単位
$M_{aan}$	管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
$M_{aho}$	管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
$M_{ho}$	管支持板－管支持板間における自重による曲げモーメント	N・mm
$Z_{tb}$	伝熱管の断面係数	mm <sup>3</sup>
$\sigma_{an}$	管板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{ho}$	管支持板－管支持板間における組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{x3han}$	管板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{x3hho}$	管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{x1}$	伝熱管における内圧により生じる軸方向応力	MPa
$\sigma_{x2gan}$	管板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{x2gho}$	管支持板－管支持板間における自重による曲げ応力	MPa
$\sigma_{xan}$	管板－管支持板間における軸方向一次応力の和	MPa
$\sigma_{xho}$	管支持板－管支持板間における軸方向一次応力の和	MPa
$\sigma_{\phi an}$	管板－管支持板間における周方向一次応力の和	MPa
$\sigma_{\phi 1}$	伝熱管における内圧により生じる周方向応力	MPa
$\sigma_{\phi ho}$	管支持板－管支持板間における周方向一次応力の和	MPa
$\tau_{an}$	管板－管支持板間におけるせん断方向一次応力の和	MPa
$\tau_{ho}$	管支持板－管支持板間におけるせん断方向一次応力の和	MPa
$\tau_{1anh}$	管板－管支持板間における水平方向地震荷重によるせん断応力	MPa
$\tau_{1hoh}$	管支持板－管支持板間における水平方向地震荷重によるせん断応力	MPa

(a) 内圧により生じる膜応力成分

内圧により生じる膜応力は、以下の式により算出した。

$$\text{周方向} : \sigma_{\phi 1} = \frac{P_{ig} \cdot [D_i + 1.2t_{tb}]}{2 \cdot t_{tb}}$$

$$\text{軸方向} : \sigma_{x1} = \frac{P_{ig} \cdot [D_i + 1.2t_{tb}]}{4 \cdot t_{tb}}$$

(b) 自重により生じる曲げ応力成分

自重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板－管支持板} : \sigma_{x2gan} = \frac{M_{an}}{Z_{tb}}$$

$$\text{管支持板－管支持板} : \sigma_{x2gho} = \frac{M_{ho}}{Z_{tb}}$$

なお、 $M_{an}$ 、 $M_{ho}$ および $Z_{tb}$ は以下の式により算出した。

$$M_{an} = \frac{3 \cdot (m_e \cdot L'_{an} \cdot g) \cdot L'_{an}}{16}$$

$$M_{ho} = \frac{(m_e \cdot L'_{ho} \cdot g) \cdot L'_{ho}}{4}$$

$$Z_{tb} = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{(D_o^4 - D_i^4)}{D_o}$$

(c) 水平地震荷重により生じる曲げ応力成分

水平地震荷重により生じる曲げ応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \sigma_{x3han} = \frac{M_{aan}}{Z_{tb}}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{x3hho} = \frac{M_{aho}}{Z_{tb}}$$

なお、 $M_{aan}$ および $M_{aho}$ は以下の式により算出した。

$$M_{aan} = C_H \cdot \frac{3 \cdot (m_e \cdot L'_{an} \cdot g) \cdot L'_{an}}{16}$$

$$M_{aho} = C_H \cdot \frac{(m_e \cdot L'_{ho} \cdot g) \cdot L'_{ho}}{4}$$

(d) 水平地震荷重により生じるせん断応力成分

水平地震荷重により生じるせん断応力は、以下の式により算出した。

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \tau_{1anh} = C_H \cdot \frac{m_e \cdot L'_{an} \cdot g}{A_{stb}}$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \tau_{1hoh} = C_H \cdot \frac{m_e \cdot L'_{ho} \cdot g}{A_{stb}}$$

なお、 $A_{stb}$ は以下の式により算出した。

$$A_{stb} = \frac{3 \cdot \left[ \left( \left( \frac{D_o}{2} \right)^2 + \left( \frac{D_i}{2} \right)^2 \right) \right]}{4 \left[ \left( \frac{D_o}{2} \right)^2 + \left( \frac{D_o}{2} \right) \cdot \left( \frac{D_i}{2} \right) + \left( \frac{D_i}{2} \right)^2 \right]} \cdot A_{tb}$$

b. 組合せ応力

一次応力は、以下の式により組み合わせた。

$$\text{管板 - 管支持板} \quad : \sigma_{an} = \frac{1}{2} \left[ \sigma_{\varphi an} + \sigma_{xan} + \sqrt{(\sigma_{\varphi an} - \sigma_{xan})^2 + 4 \cdot \tau_{an}^2} \right]$$

$$\text{管支持板 - 管支持板} : \sigma_{ho} = \frac{1}{2} \left[ \sigma_{\varphi ho} + \sigma_{xho} + \sqrt{(\sigma_{\varphi ho} - \sigma_{xho})^2 + 4 \cdot \tau_{ho}^2} \right]$$

なお、各方向の応力は算出した各成分を用いて以下のとおりとした。

$$\text{周方向応力} : \sigma_{\varphi an} = \sigma_{\varphi 1}, \quad \sigma_{\varphi ho} = \sigma_{\varphi 1}$$

$$\text{軸方向応力} : \sigma_{xan} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2gan} + \sigma_{x3han}, \quad \sigma_{xho} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2gho} + \sigma_{x3hho}$$

$$\text{せん断応力} : \tau_{an} = \tau_{1anh}, \quad \tau_{ho} = \tau_{1hoh}$$

c. 許容応力

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管の一次応力に対する許容応力は、2.にて算出済みの値と同値とした。

(3) 評価結果

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持機能の喪失を考慮した伝熱管の耐震安全性評価結果を表 10 に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。

表 10 排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を想定した伝熱管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 <sup>*1</sup> (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
気体廃棄物処理系排ガス予熱器伝熱管	— <sup>*2</sup>	B	1.8Ci	B <sub>AS</sub>	一次応力	19	19	139

\*1：許容値は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求まる値

\*2：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 3 として扱った

4. 胴の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象機器の抽出について

胴の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価は、PLM 技術評価書対象機器のうち熱交換器、容器等の胴部分に腐食（流れ加速型腐食）が想定される部位であって、現状保全によって管理される減肉を考慮した場合に固有振動数および構造強度評価への影響が有意であると判断したものを評価対象とした結果、原子炉浄化系再生熱交換器および気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴を評価対象部位として選定した。

(2) 算出過程

① 原子炉浄化系再生熱交換器

原子炉浄化系再生熱交換器は B クラスであり、原子炉建物 EL. 23.800 に設置されている。熱交換器本体を 2 次元多質点系はりモデルとし、公称板厚から 1.47mm の腐食量を想定して有限要素法で固有振動数および胴板と脚の付け根部に作用する荷重とモーメントを算出した。固有値解析結果を表 11 に示す。

表 11 原子炉浄化系再生熱交換器の胴の腐食時の固有値解析結果

支配モード		固有振動数 [Hz]
一次	水平	

a. 応力評価

原子炉浄化系再生熱交換器の胴の応力評価は、工認耐震計算書の基本方針「VI-2-1-14\_機器・配管系の計算書作成の方法」のうち、「添付資料-4 横置一胴円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」と同様の手法にて許容応力および発生応力を算出した。

② 気体廃棄物処理系排ガス予熱器

気体廃棄物処理系排ガス予熱器は耐震重要度分類 B クラスであり、タービン建物 EL. 12.500 に設置されている。熱交換器の形状が JEAG4601 に示されている横置円筒型容器であるため、公称板厚から 0.58mm の腐食量を想定して JEAG の手法に基づき評価を実施した。固有振動数の算出結果を表 12 に示す。

表 12 気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴の腐食時の固有振動数

	固有振動数[Hz]
水平方向（長手方向）	
水平方向（横方向）	
鉛直方向	

a. 応力評価

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴の応力評価は、工認耐震計算書の基本方針「VI-2-1-14\_機器・配管系の計算書作成の方法」のうち、「添付資料-4 横置一胴円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」と同様の手法にて許容応力および発生応力を算出した。

(3) 評価結果

原子炉浄化系再生熱交換器および気体廃棄物処理系排ガス予熱器の胴の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価結果を表 13 に示す。評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。



表 13 熱交換器の胴の腐食（流れ加速型腐食）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*1 (MPa)
原子炉浄化系 再生熱交換器	クラス3	B	1.8Ci	B <sub>A</sub> S	一次一般膜応力	100	198
					一次応力	131	198
排ガス予熱器	—*2	B	1.8Ci	B <sub>A</sub> S	一次一般膜応力	29	198
					一次応力	35	198

\*1：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））＜第 I 篇 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」付録材料図表Part5 表8, 表9より求まる値

\*2：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））＜第 I 篇 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」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3として扱った

## 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

耐震安全性評価書における基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価に伴う計算過程については、表 1 に示す理由により代表機器を選定して説明する。また、腐食を考慮しない代表機器の発生応力については、工認耐震計算書「VI-2-5-4-1-1 残留熱除去系熱交換器の耐震性についての計算書」と同様の算出方法とする。

表 1 補足説明代表機器の選定

補足説明資料として 代表する機器	選定理由
残留熱除去系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過去において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</li> <li>・発生応力と許容応力の比が最大である機器<sup>*1</sup></li> <li>・発生応力が最大である機器</li> </ul>

\*1：発生応力と許容応力の比が最大である機器は「原子炉浄化系補助熱交換器」だが、別紙 3 に記載の通り、今後耐震評価内容を見直し予定であるため、応力比第 2 位である「残留熱除去系熱交換器」を代表機器とする。

## 1. 基礎ボルトの設計降伏点および設計引張強さ

代表機器の基礎ボルトに使用されている材料の設計降伏点  $S_y$  および設計引張強さ  $S_u$  を表 2 に示す。

表 2 代表機器の基礎ボルト使用材料の  $S_y$ ,  $S_u$  <sup>\*1</sup>

材料	最小引張強さ (MPa)	最小降伏点 (MPa)	$S_y$ , $S_u$	温度 (°C)			
				-30~40	75	100	150
SCM435 直径 ≤ 60mm							

\*1：JSME S NC1 2005 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より抜粋

各代表機器の周囲環境温度を踏まえ、計算に使用する  $S_y$ ,  $S_u$  を表 3 に示す。なお、 $S_y$ ,  $S_u$  は「JSME S NC1 2005 付録材料図表 Part5 表 8 および表 9」に定められている各温度での数値を周囲環境温度で線形補完して算出した。

表3 代表機器基礎ボルトの Sy, Su 算出値

代表機器	材料	周囲環境温度 (°C)	設計降伏点 Sy (MPa)	設計引張強さ Su (MPa)
残留熱除去系 熱交換器	SCM435 直径 ≤ 60mm	DB 条件 : 66	730	868
		SA 条件 : 140	659	847

2. 発生応力の算出

発生応力の算出に用いる耐震条件に関しては、設置変更許可を受けた基準地震動 Ss および弾性設計用地震動 Sd をもとに、工認で耐震条件として設定した設計用条件 I または II に基づき、評価に用いる耐震条件を設定している。

残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトについて、基礎ボルトの腐食による減肉を考慮しない場合の評価については工認耐震計算書にて耐震安全上問題ないことを確認している。ここで、最大引張応力  $\sigma_b$  および最大せん断応力  $\tau_b$  は、解析等により得られた水平力および鉛直力に対して引張力またはせん断力を受ける基礎ボルトの軸断面積  $A_b$  で除することで算出している。したがって、腐食による減肉を考慮した場合の基礎ボルトに生じる最大引張応力および最大せん断応力は、評価に用いる耐震条件が工認耐震計算書と同じである場合、腐食を考慮した場合の基礎ボルトの引張応力およびせん断応力は、腐食を考慮しない場合の引張応力  $\sigma_b$ 、せん断応力  $\tau_b$  および減肉を考慮したボルト断面積  $A'_b$  を用いて表 4 のとおり算出できる。

表4 残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトに生じる最大引張応力  
および最大せん断応力の算出方法

応力分類	腐食考慮なし *1	腐食考慮あり
引張応力	$\sigma_b$ (5.4.1.3.1)式	$\sigma_b \times \frac{A_b}{A'_b}$
せん断応力	$\tau_b$ (5.4.1.3.2)式	$\tau_b \times \frac{A_b}{A'_b}$

\*1：腐食を考慮しない場合の基礎ボルトの最大引張応力  $\sigma_b$  および最大せん断応力  $\tau_b$  の算出方法は、工認耐震計算書に記載されている式番号を記載。

表 4 に従い、代表機器の基礎ボルトの腐食を考慮した引張応力、せん断応力の算出結果および算出過程を表 5 に示す。

表 5 基礎ボルトの腐食を考慮した引張応力、せん断応力

代表機器	地震の種類	応力分類	算出応力 (MPa)	算出過程
残留熱除去系熱交換器	Sd または 静的震度	引張	232	$\sigma_b \times \frac{A_b}{A_b} = 226 \times \frac{(48 \div 2)^2 \times \pi}{\{(48 - 0.6) \div 2\}^2 \times \pi} = 231.7 \rightarrow 232 \text{MPa}$
		せん断	0	ラグの回転が拘束されており、基礎ボルトはせん断方向の応力が発生しない
	Ss	引張	436	$\sigma_b \times \frac{A_b}{A_b} = 424 \times \frac{(48 \div 2)^2 \times \pi}{\{(48 - 0.6) \div 2\}^2 \times \pi} = 435.2 \rightarrow 436 \text{MPa}$
		せん断	0	ラグの回転が拘束されており、基礎ボルトはせん断方向の応力が発生しない

### 3 許容応力の算出

#### 3.1 残留熱除去系熱交換器

表 3 より、基礎ボルトの許容応力算定用基準値  $F$ 、 $F^*$  は以下の通りであり、DB 条件、SA 条件それぞれの許容応力状態での基準値をもとに許容引張応力 ( $f_{to}$ )、許容せん断応力 ( $f_{sb}$ ) および組合せを考慮した許容引張応力 ( $f_{ts}$ ) を以下の(1)～(3)の算出式にて算出する。

#### 【DB 条件】

<許容応力状態 III<sub>AS</sub>>

$$F = \min[S_y, 0.7S_u]$$

$$= \min[730.7, 0.7 \times 868.3] = \min[730.7, 607.8] = 607 \text{ MPa}$$

<許容応力状態 IV<sub>AS</sub>>

$$F^* = \min[1.2S_y, 0.7S_u]$$

$$= \min[1.2 \times 730.7, 0.7 \times 868.3] = \min[876.8, 607.8] = 607 \text{ MPa}$$

#### 【SA 条件】

<許容応力状態 IV<sub>AS</sub>>

$$F^* = \min[1.2S_y, 0.7S_u]$$

$$= \min[1.2 \times 659.4, 0.7 \times 847.0] = \min[791.2, 592.9] = 592 \text{ MPa}$$

(1) 許容引張応力 ( $f_{to}$ ) の算出

【DB 条件】

<許容応力状態 III<sub>AS</sub>, IV<sub>AS</sub>>

$$f_{to} = \frac{F}{2} \cdot 1.5 = \frac{607}{2} \times 1.5 = 455.2 \quad \doteq \quad 455 \text{ MPa}$$

【SA 条件】

<許容応力状態 IV<sub>AS</sub>>

$$f_{to} = \frac{F^*}{2} \cdot 1.5 = \frac{592}{2} \times 1.5 = 444.0 \quad \doteq \quad 444 \text{ MPa}$$

(2) 許容せん断応力 ( $f_{sb}$ ) の算出

【DB 条件】

<許容応力状態 III<sub>AS</sub>, IV<sub>AS</sub>>

$$f_{sb} = \frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5 = \frac{607}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 350.4 \quad \doteq \quad 350 \text{ MPa}$$

【SA 条件】

<許容応力状態 IV<sub>AS</sub>>

$$f_{sb} = \frac{F^*}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5 = \frac{592}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 341.7 \quad \doteq \quad 341 \text{ MPa}$$

(3) 組合せを考慮した許容引張応力 ( $f_{ts}$ ) の算出

$$\begin{aligned} \text{【DB 条件】 } f_{ts} &= \min[1.4 \times f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b, f_{to}] = \min[1.4 \times 455.2 - 1.6 \times 0, 455.2] \\ &= \min[637.28, 455.2] \\ &= 455 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{【SA 条件】 } f_{ts} &= \min[1.4 \times f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b, f_{to}] = \min[1.4 \times 444.0 - 1.6 \times 0, 444.0] \\ &= \min[621.6, 444.0] \\ &= 444 \text{ MPa} \end{aligned}$$

#### 4. 評価結果

表 6 に代表機器の機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価結果を示す。算出結果より、代表機器の引張、せん断ともに発生応力は、許容応力以下であることを確認した。

表 6 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価結果

代表機器	周囲環境温度 (°C)	地震の 種類	応力 分類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
残留熱除去系 熱交換器	DB 条件 : 66	Sd または 静的震度	引張	232	455
			せん断	0	350
		Ss	引張	436	455
			せん断	0	350
	SA 条件 : 140	Ss	引張	436	444
			せん断	0	341

後打ちアンカの耐震安全性評価について

後打ちアンカ（後打ちメカニカルアンカおよび後打ちケミカルアンカ）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。

後打ちアンカの許容荷重は、ボルト部の破損、コンクリートのコーン状破壊および引抜（付着力喪失）を想定して定められるが、技術評価においてボルトの直上部および後打ちメカニカルアンカのコンクリート埋設部に腐食が想定されると評価しており、ボルトの腐食により影響を受けるのは、上記想定の中で「ボルト部の破損」である。

このことから、保守的に設定した運転開始後 60 年間の腐食量である 0.3mm を想定し、設計許容荷重が負荷された時のボルト発生応力と許容応力を算出した結果、ボルトの発生応力はいずれも許容応力を下回ることが確認できた。確認結果を表 1 および表 2 に示す。

以上より、後打ちアンカについては、機種に関わらず、コンクリート直上部および後打ちメカニカルにおけるコンクリート埋設部の腐食を想定した場合においても、耐震安全性は確保できると評価する。

表1 後打ちメカニカルアンカの許容荷重とボルト発生応力および許容応力

		M6	M8	M10	M12	M16	M20
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	1.5	2.4	3.3	4.8	5.6	10.1
	せん断	1.8	3.0	5.3	8.3	14.2	22.4
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	79	70	60	60	38	43
	せん断	95	87	97	104	95	96
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	103	84	70	68	41	47
	せん断	123	105	112	117	104	103
ボルトの許容応力 (MPa)*1	引張	183	183	183	183	183	176
	せん断	141	141	141	141	141	135

\*1：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））<第 I 篇 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」付録材料図表Part5 表8, 表9より求まる値

表2 後打ちケミカルアンカの許容荷重とボルト発生応力および許容応力

		M12	M16	M20	M22	M24
アンカの設計許容荷重(kN)	引張	12.4	22.5	34.5	42.7	50.1
	せん断	7.7	14.3	21.4	26.5	33.9
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力(MPa)	引張	155	150	147	147	149
	せん断	96	96	92	91	101
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力(MPa)	引張	175	164	158	156	158
	せん断	109	104	98	97	107
ボルトの許容応力(MPa)*1	引張	183	183	176	176	176
	せん断	141	141	135	135	135

\*1: 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))  
 <第I篇 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」付録材料図表Part5 表8, 表9より求まる値



## 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・整理方法について

地震時に動的機能維持が要求される機器については、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おいても動的機能が維持されることを確認する。

## (1) 対象機器の整理

高経年化対策実施ガイドで要求されている動的機能維持評価の対象は、“地震時または地震後に動的機能維持が要求される機器の振動特性に有意な影響を及ぼす経年劣化事象”が想定される機器である。また、動的機能の維持が要求される機器については、工事計画認可で対象機器を整理している。

したがって、耐震安全性評価で抽出した振動応答特性上または構造強度上、「軽微もしくは無視」できない事象（弁の場合は接続される配管の経年劣化を含む）のうち、工事計画認可で動的機能維持が要求される機器を動的機能維持の評価対象機器とする。

動的機能維持評価対象機器の抽出フローを図1に、抽出手順を表1に示す。

## (2) 整理結果

前項にて抽出された機器の動的機能維持評価の実施要否について、以下のとおり検討した。

## a. 配管、弁

想定される経年劣化事象として低サイクル疲労割れおよび腐食（流れ加速型腐食）がある。

低サイクル疲労割れについては、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れ累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲れ累積係数）を基準地震動 $S_s$ または弾性設計用地震動 $S_d$ を考慮した疲れ累積係数が1を下回り、疲労割れが発生しないことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持される。

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。

## b. ポンプ、熱交換器、容器、炉内構造物、機械設備

評価対象機器のうち、熱交換器、容器および炉内構造物については、経年劣化事象が想定されるが、動的機能維持要求のない機器であり評価は不要と判断した。

評価対象機器のうち、ポンプおよび機械設備等については動的機能維持要求があるが、基礎ボルトの腐食（全面腐食）を想定したうえで、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。

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はないと考えられ、地震時の動的機能について維持されると判断する。上記を踏まえた動的機能維持評価対象機器の整理結果を表2に示す。

## 2. 動的機能維持評価の結果

経年劣化事象による影響を考慮した動的機能維持評価結果を表3に示す。経年劣化事象による振動応答特性への影響を考慮しても、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、動的機能が維持されることを確認した。

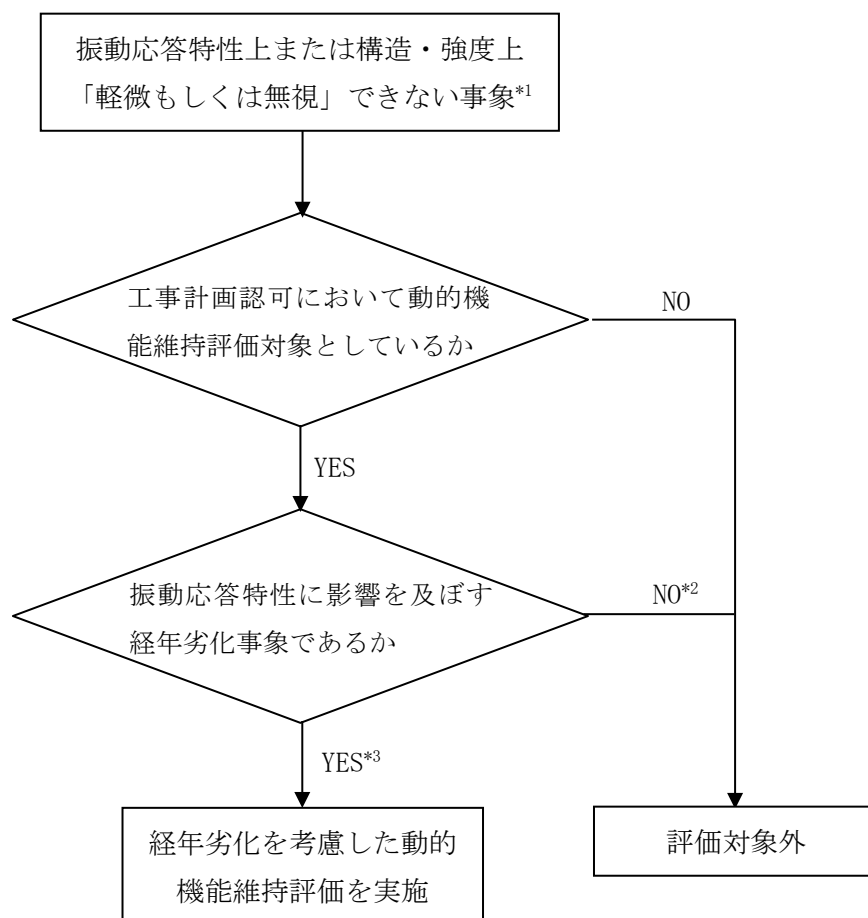


図1 動的機能維持評価対象機器の抽出フロー

- \*1：現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できない事象のうち、振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象（◎事象）
- \*2：低サイクル疲労、基礎ボルトの全面腐食について発生値が許容値（疲れ累積係数または許容応力）を下回ることを確認しているため振動応答特性に影響を与える経年劣化事象ではない。
- \*3：弁の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ため、弁については動的機能維持評価対象として整理する。

表1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順

技術評価で想定される経年劣化事象		ステップ1	ステップ2		ステップ3	
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	下記①, ②を除く経年劣化事象	○	i	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの	×	×
			ii	現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象 ● 振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象 ■
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	○	i	日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの	—	—
			ii	現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象 ● 振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象 ■
	②	—	—	—	—	—

○：評価対象として抽出。

—：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象であり、日常劣化管理事象以外であるもの、あるいは日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外。

×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外。

■：振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外。

●：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出。

表2 動的機能維持評価対象機器の抽出に関する整理 (1/3)

機種	機器	耐震重要度	部位	振動応答特性に有意な影響を及ぼす経年劣化事象	耐震評価	動的機能要求有無	評価要否	判断した理由
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	S	ケーシング	低サイクル疲労	◎	無※	否	①
				熱時効	◎	無※	否	①
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器	S	伝熱管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①
	排ガス予熱器	B	伝熱管	摩耗	◎	無	否	①
			胴	流れ加速型腐食	◎	無	否	①
			管支持板	流れ加速型腐食	◎	無	否	①
	原子炉浄化系再生熱交換器	B	胴	流れ加速型腐食	◎	無	否	①
高压炉心スプレ補機冷却系熱交換器	S	伝熱管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①	
容器	原子炉圧力容器	S	ノズル等	低サイクル疲労	◎	無	否	①
			円筒胴	中性子照射脆化	◎	無	否	①
	原子炉格納容器	S	ベント管ヘローズ	低サイクル疲労	◎	無	否	①
	機械ネトレーション	S	主蒸気系配管貫通部ヘローズ	低サイクル疲労	◎	無	否	①
			給水系配管貫通部ヘローズ	低サイクル疲労	◎	無	否	①

①：動的機能要求の無い機器のため評価不要

②：経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、許容値を下回ることを確認している機器のため評価不要

③：経年劣化を考慮した場合に、振動応答特性に影響を及ぼす可能性があるため影響評価を行う必要がある

※：回転機器であるが、原子炉圧力容器のバウンダリ機能維持の要求のみ有りのため、動的機能維持の要求は無い

表2 動的機能維持評価対象機器の抽出に関する整理 (2/3)

機種	機器		耐震 重要度	部位	振動応答特性に有意な影響 を及ぼす経年劣化事象	耐震評価	動的機能 要求有無	評価要否	判断した 理由
配管 (接続弁 ※ 含む)	ステンレス鋼 配管	原子炉再循環系	S	配管	低サイクル疲労	◎	無	否	①
		原子炉浄化系	S	配管	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		残留熱除去系	S	配管	低サイクル疲労	◎	無	否	①
	炭素鋼 配管	給水系	S	配管	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		主蒸気系	S	配管	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		原子炉浄化系	S	配管	低サイクル疲労	◎	無	否	①
		原子炉隔離時冷却系	S	配管	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		残留熱除去系	S	配管	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		低圧炉心スプレイ系	S	配管	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		高圧炉心スプレイ系	S	配管	低サイクル疲労	◎	有	否	②
	給水系	S	配管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①	
	復水系	B	配管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①	
	原子炉ベントリ系	S	配管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①	
	原子炉隔離時冷却系	S	配管	流れ加速型腐食	◎	有	<b>要</b>	③	
	残留熱除去系	S	配管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①	
	タービンラント蒸気系	B	配管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①	
補助蒸気系	B	配管	流れ加速型腐食	◎	無	否	①		

①：動的機能要求の無い機器のため評価不要

②：経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、許容値を下回ることを確認している機器のため評価不要

③：経年劣化を考慮した場合に、振動応答特性に影響を及ぼす可能性があるため影響評価を行う必要がある

※：接続先に動的機能要求の弁が有る場合

表2 動的機能維持評価対象機器の抽出に関する整理 (3/3)

機種	機器	耐震 重要度	部位	振動応答特性に有意な影 響を及ぼす経年劣化事象	耐震評価	動的機能 要求有無	評価要否	否とした 理由	
弁	原子炉再循環ポンプ 出口弁	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	無	否	①	
				熱時効	◎	無	否	①	
	残留熱除去ポンプ 炉水戻り弁	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②	
	原子炉給水内側隔離逆止弁	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②	
	主蒸気隔離弁	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②	
	仕切弁	原子炉再循環系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	無	否	①
		原子炉浄化系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		残留熱除去系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		低圧炉心スプレイ系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		高圧炉心スプレイ系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
	逆止弁	給水系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		残留熱除去系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		低圧炉心スプレイ系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
		高圧炉心スプレイ系	S	弁箱	低サイクル疲労	◎	有	否	②
炉内構造物	炉心シュラウド	S	上部胴, 中間胴, 下部胴, リング	低サイクル疲労	◎	無	否	①	
	シュラウドサポート	S	シリンダ, プレート, レグ	低サイクル疲労				①	
機械設備	基礎ボルト	S	基礎ボルト	全面腐食	◎	有	否	②	

- ①：動的機能要求の無い機器のため評価不要  
 ②：経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、許容値を下回ることを確認している機器のため評価不要  
 ③：経年劣化を考慮した場合に、振動応答特性に影響を及ぼす可能性があるため影響評価を行う必要がある

表3 経年劣化事象を考慮した動的機能維持評価結果

経年劣化事象	地震力		仕切弁	
			蒸気内側隔離弁	
			機能維持評価用加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )	機能確認済加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )
流れ加速型腐食	Ss	水平	3.2	6.0
		鉛直	3.8	6.0

弁に接続する配管の経年劣化事象（流れ加速型腐食）による弁の振動応答特性への影響を考慮しても、弁の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ことを確認した。

## 機器・配管系の耐震安全性評価に用いた地震力について

機器・配管系の耐震安全性評価において適用する耐震評価条件の概要を以下に示す。

なお、本資料は以下の工事計画認可申請（補正）の耐震計算書の内容を抜粋して作成した。

- ・ VI-2-1-7 設計用床応答スペクトルの作成方針
- ・ VI-2-1-9 機能維持の基本方針
- ・ VI-2-2-1 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書

## 1. 耐震評価条件の基本方針

## (1) 設計用床応答スペクトル

- ① 各原子炉施設の解析モデルに対して，基準地震動  $S_s$ ，弾性設計用地震動  $S_d$  に基づく入力地震動を用いた時刻歴応答解析を行い，各質点位置における加速度応答時刻歴を求める。
  - ② ①で求めた各質点の加速度応答時刻歴を入力として，減衰付 1 自由度系の応答スペクトルを求め，床応答スペクトルを作成する。
  - ③ ②で求めた床応答スペクトルに対し，各施設の固有周期のシフトを考慮し，周期方向に  $\pm 10\%$  の拡幅を行う。
  - ④ ③で求めた床応答スペクトルに対し，材料物性の不確かさを考慮した条件を「設計用床応答スペクトルⅠ」とする。
  - ⑤ ③で求めた床応答スペクトルに対し，震度に 1.5 以上の係数を乗じて設定した，設計用床応答スペクトルⅠに対して余裕のある条件を「設計用床応答スペクトルⅡ」とする。
  - ⑥ ④および⑤以外の条件を適用する場合，全ての固有周期における震度が「設計用床応答スペクトルⅠ」以上となる床応答スペクトルを適用する。
- 以上，④～⑥で得られた床応答スペクトルを総称して「設計用床応答スペクトル」という。

## (2) 設計用震度

- ① 1. (1)①で求めた各質点の加速度応答時刻歴の最大値（最大応答加速度）に対し，材料物性の不確かさを考慮して設定した条件を「設計用震度Ⅰ」とする。
- ② 1. (1)①で求めた各質点の最大応答加速度に 1.5 以上の係数を乗じて設定した，設計用床応答スペクトルⅠに対して余裕のある条件を「設計用震度Ⅱ」とする。
- ③ ①および②以外の条件を適用する場合，「設計用震度Ⅰ」以上となる床応答スペクトルを適用する。

以上，①～③の震度を総称して「設計用震度」という。



### (3) 設計用荷重

炉心，原子炉圧力容器，原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉格納容器ペデスタル等（大型機器系）の解析モデルを用いて，基準地震動  $S_s$  および弾性設計用地震動  $S_d$  による地震応答解析から得られた地震力を 1.2 倍した値および材料物性の不確かさを考慮した地震応答解析から得られた地震力を 1.0 倍した値を包絡した地震力を「設計用荷重 I」という。

## 2. 設計用地震力

機器・配管系の耐震安全性評価について，耐震重要度に応じて表 1 に示す設計用地震力にて評価を実施している。

表 1 機器・配管系の設計用地震力

耐震重要度 分類	静的地震力 *1		動的地震力 *1, *2	
	水平	鉛直	水平	鉛直
S	$3.6 C_i^{*3}$	$1.2 C_v^{*4}$ (0.29)	$S_s, S_d$	$S_s, S_d$
B	$1.8 C_i^{*3}$	—	$S_d \times 1/2^{*5}$	$S_d \times 1/2^{*5}$
C	$1.2 C_i^{*3}$	—	—	—
重大事故等 対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設耐震重要重大事故防止設備は，基準地震動 <math>S_s</math> による地震力</li> <li>常設重大事故緩和設備は，基準地震動 <math>S_s</math> による地震力</li> </ul>			

\*1：機器・配管系については設置された床の応答を入力とする。

\*2： $S_s$ ：基準地震動  $S_s$  により定まる地震力， $S_d$ ：弾性設計用地震動  $S_d$  により定まる地震力

\*3：地震層せん断力係数  $C_i$  は標準せん断力係数を 0.2 とし，建物・構築物の振動特性，地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

$$C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_o \quad (R_t: \text{振動特性係数 } 0.8, A_i: C_i \text{ の分布係数}, C_o: \text{標準せん断力係数 } 0.2)$$

\*4：震度 0.3 とし，建物・構築物の振動特性，地盤の種類等を考慮し，高さ方向に一定とする。また次式により求めた値を表に記載した。

$$C_v = 0.3 \cdot R_v \quad (R_v: \text{鉛直方向振動特性係数 } 0.8)$$

\*5：地震動に対して共振のおそれのある施設について適用する。

## 3. 初回申請時からの変更要否の確認

前述の手法に基づき設定した設計用条件に対して，評価対象機器ごとに以下の通り耐震安全性評価に用いる震度等を分類しており，一部の機器については初回申請時に保守的な条件で評価していたことから，初回申請時の評価結果をそのまま適用している。

(例：設計用震度にて評価する場合)

- ・設計用震度 I
- ・設計用震度 I を上回る設計震度
- ・設計用震度 II

・設計用震度Ⅱを上回る設計震度

初回申請時の評価用条件にて評価成立と判断した機器について、その考え方を以下に示す。

(1) 耐震重要度分類の見直し (C→B) に伴う影響

別紙3に記載の通り、初回申請時に耐震重要度分類をBクラスからCクラスに変更していた設備について、Bクラスとして再評価した。耐震重要度分類見直しに伴い評価用条件が変更となるが、一部機器については、初回申請当時のCクラスでの評価時点で保守的な条件にて評価していたため、初回申請時の評価条件が補正申請におけるBクラスの評価条件を包絡していることを確認し、初回申請時の評価用条件にて耐震安全性評価上問題ないと判断した。

初回申請時の評価条件で包絡していることを確認した機器の、基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価の例を表2に示す。

表2 基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価（初回申請時の評価条件で包絡していることを確認した機器）

評価機器・ 部位	初回申請					補正申請					
	耐震 重要度	評価に用いた 震度	荷重 種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震 重要度 *1	設計用震度 I（弾性設計 用地震動 $S_d \times 1/2$ ） および静的震度	評価に用いた 震度	荷重 種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
復水ポンプ 基礎ボルト	C	$C_H=0.46$	引張 応力	10	158	B (柔)	$C_H^{*2}=0.30$ $1.8C_i(NS)=0.29$ $1.8C_i(EW)=0.29$	$C_H=0.46$	引張 応力	10	161*3
			せん断 応力	14	122				せん断 応力	14	124*3
排ガス 再結合器 基礎ボルト	C	$C_H=0.42$	引張 応力	16	173	B (剛)	$1.8C_i(NS)=0.34$ $1.8C_i(EW)=0.33$	$C_H=0.42$	引張 応力	16	173
			せん断 応力	5	133				せん断 応力	5	133

\*1：耐震重要度分類にあわせ、括弧書きで以下事項を示す

(柔)：柔構造（1次固有周期が0.05秒超過）

(剛)：剛構造（1次固有周期が0.05秒以下）

\*2：動的震度であり、最大応答加速度を1.2倍した震度

\*3：その他の変更として、環境温度の見直し（50℃→40℃）を実施しているため許容応力が初回申請から変更となった

(2) 原子炉圧力容器中間胴の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価

原子炉圧力容器中間胴の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価においては設計用荷重 I を上回る荷重で評価している。(詳細な算出過程等は別紙 5 参照)

初回申請時に原子炉圧力容器中間胴の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価を実施した荷重条件に対して、設計用荷重 I における荷重条件を比較した結果、初回申請時の条件が設計用荷重 I を包絡していることを確認し、初回申請時の評価用条件にて耐震安全性評価上問題ないと判断した。

初回申請時および補正申請時の評価に用いた荷重と、設計用荷重 I の比較を表 3 に示す。

表 3 原子炉圧力容器中間胴の中性子照射脆化を考慮した評価条件

評価機器・部位	耐震 重要度	設計用荷重 I			初回申請および補正申請の 評価に用いた荷重 <sup>*1</sup>		
		水平力 (kN)	鉛直力 (kN)	モーメント (kN・m)	水平力 (kN)	鉛直力 (kN)	モーメント (kN・m)
原子炉圧力容器 中間胴	S						

\*1：荷重は絶対値を記載