

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	PLM-09
提出年月日	2023 年 3 月 23 日

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 3 月 23 日

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	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. 各設備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

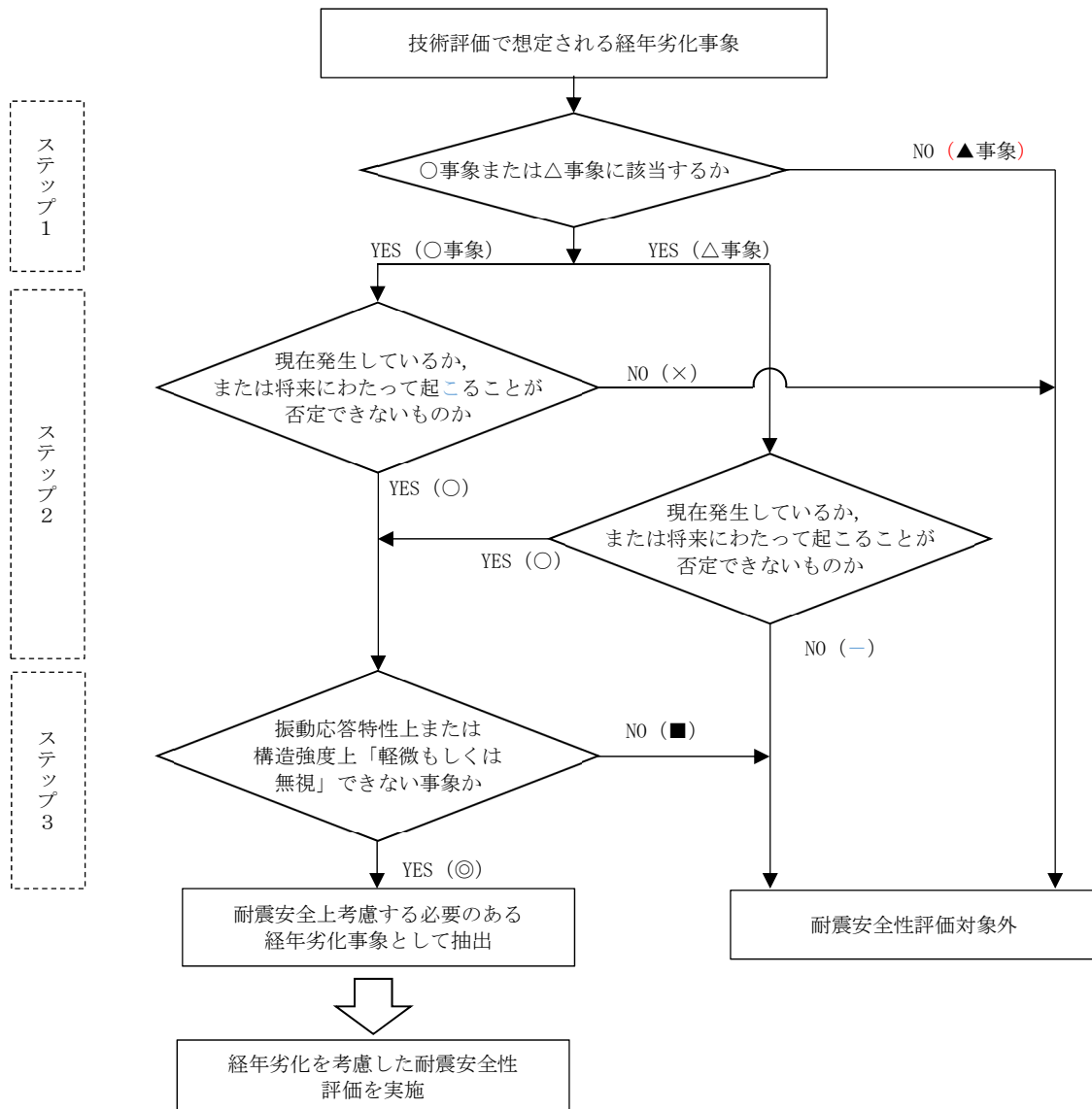
①にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、各高経年化技術評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

- 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
- －：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）

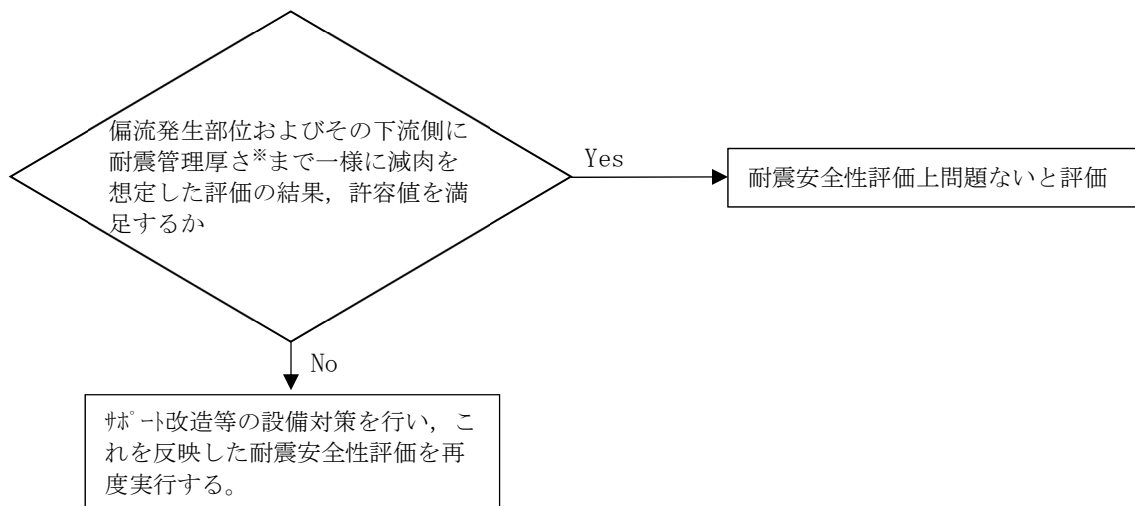
a. 熱交換器

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う。

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 ^{*3*4}
C クラス	C クラスの機器に適用される静的地震力 ^{*4}

- *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 ²)	
		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

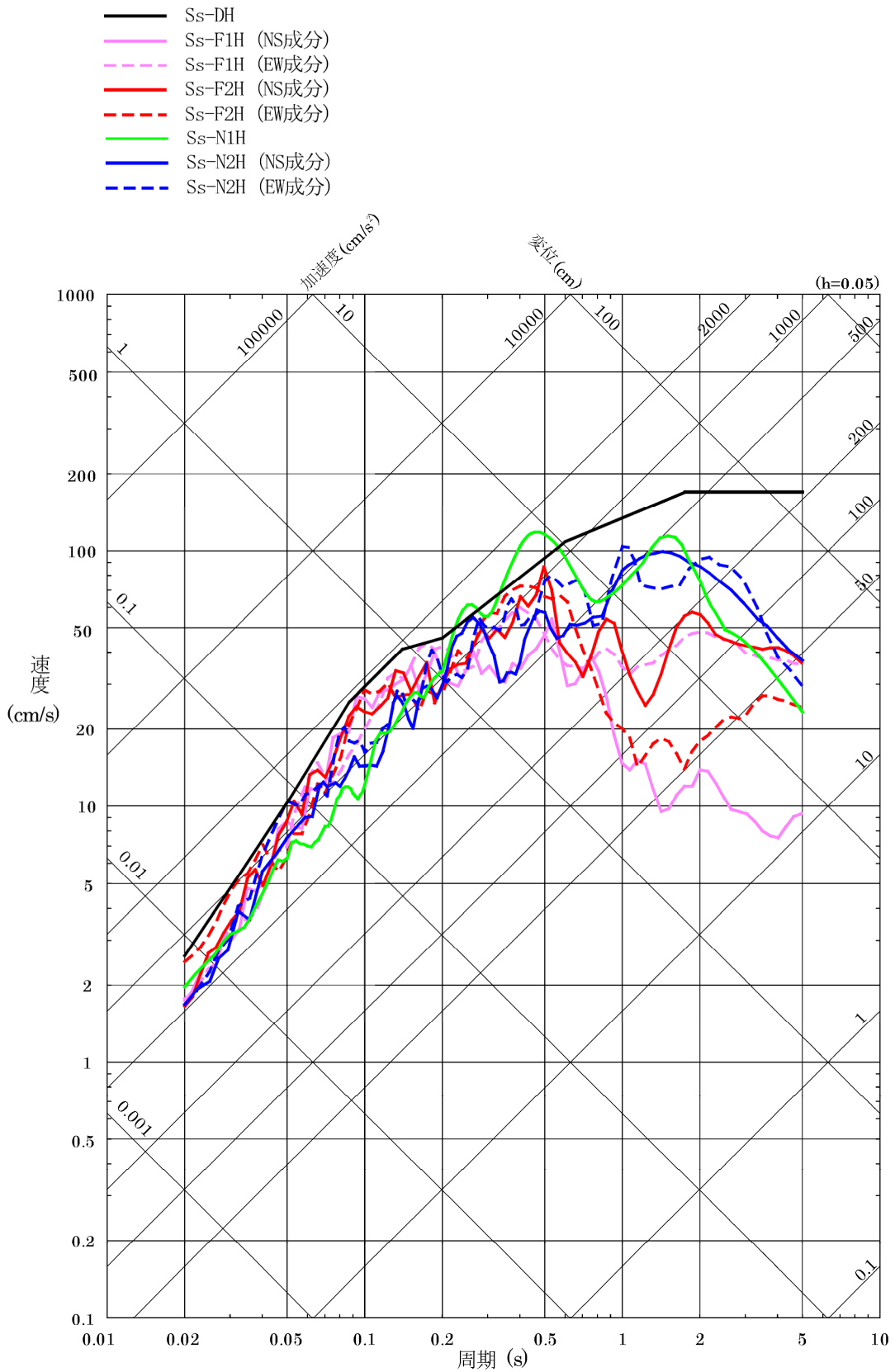


図 3(1/2) 基準地震動の応答スペクトル (水平方向)

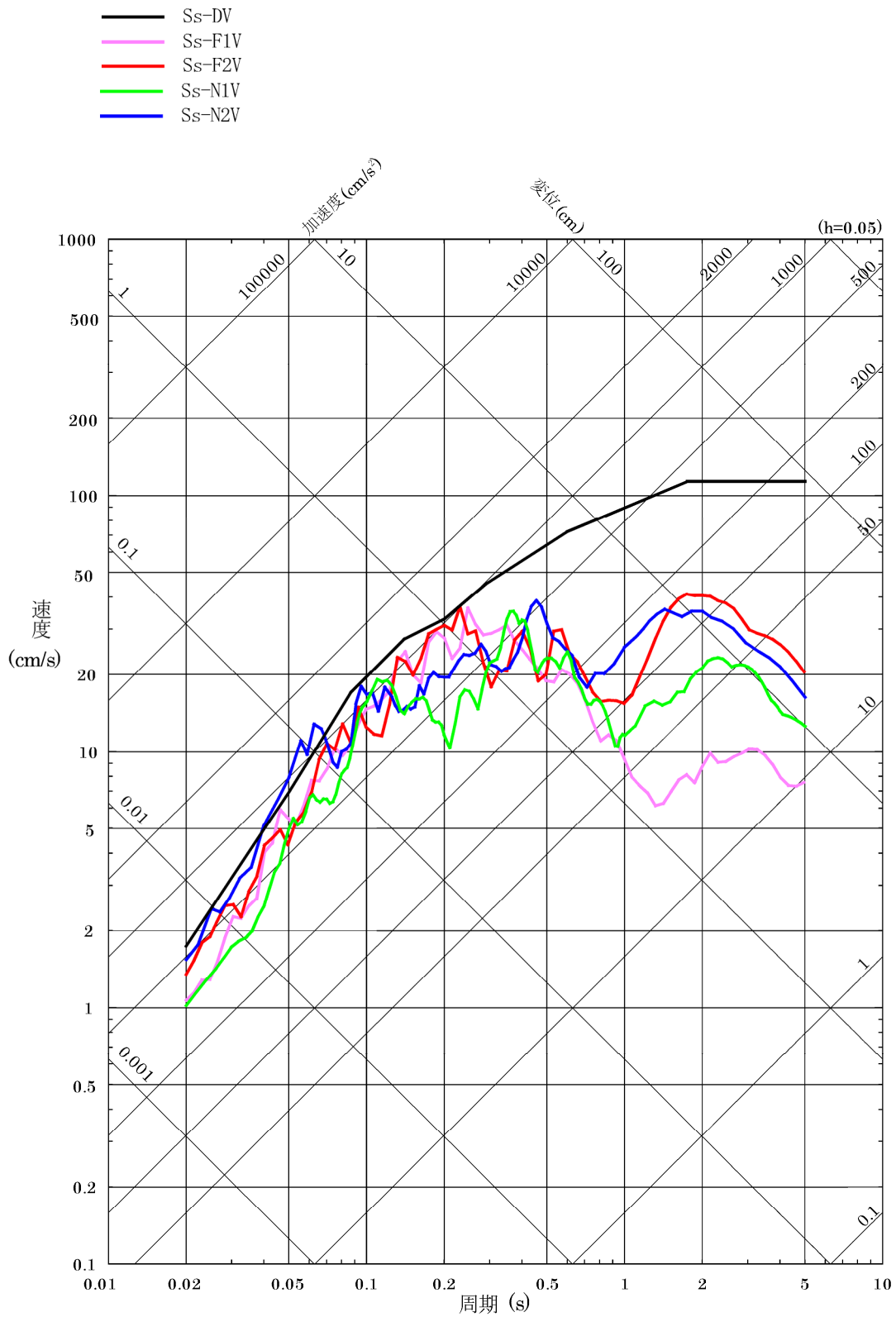


図 3(2/2) 基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

(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、フェラシ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	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
	原子炉浄化再生熱交換器 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 ・ 残留熱除去系熱交換器 ・ 原子炉浄化系補助熱交換器	・ 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 ・ 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. 後打ちケミカルナカ、メカニカルナカボルト	発電所構内で使用されている後打ちケミカルナカ、メカニカルナカボルトを抽出
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

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

原子炉压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 原子炉压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* ¹ に基づく疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数* ²	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

原子炉压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。

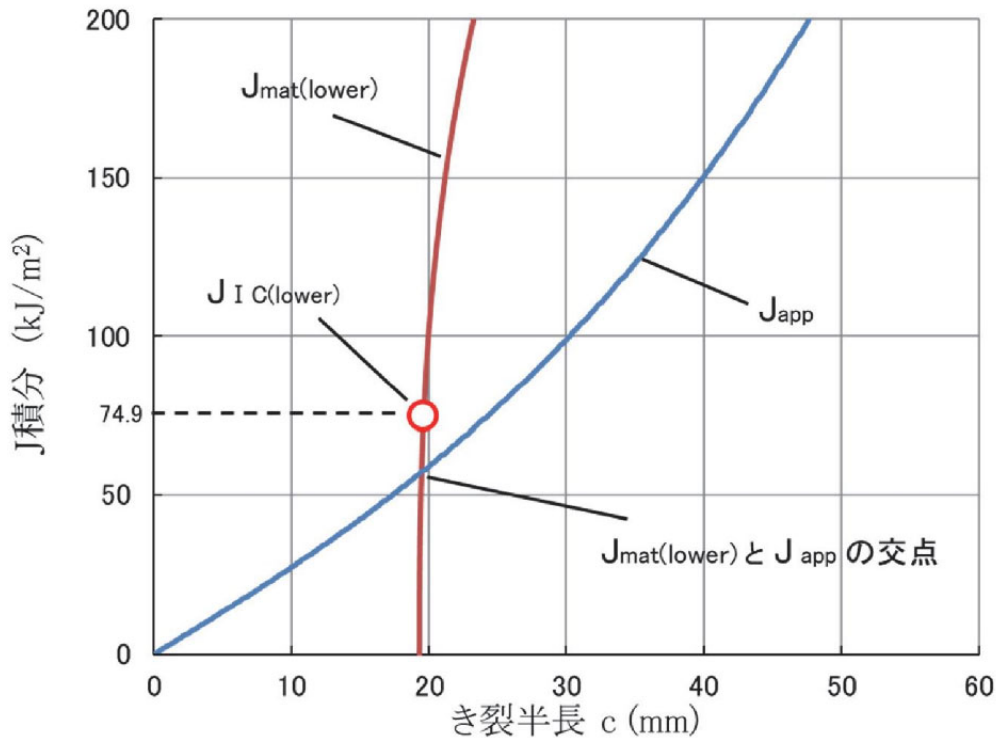


図4 原子炉再循環ポンプのケーシングのき裂安定性評価結果

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 _A 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 _A 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、伝熱管内面の施栓基準肉厚までの減肉および管支持板と伝熱管外面の摩耗による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 _A S	一次応力	44	54	337
						Sd	III _A S	32
排ガス予熱器伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A 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）による伝熱管の支持間隔喪失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 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）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	
排ガス予熱器管支持板	—*2	B	1.8Ci	B _A 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 _A 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 _A 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および原子炉浄化系補助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		応力種別	発生応力 (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	Ss	引張応力	436	444
			せん断応力	発生せず	341
		Sd	引張応力	232	455
			せん断応力	発生せず	350
原子炉浄化系 補助熱交換器 機器付基礎ボルト	B*3		引張応力	275	276
			せん断応力	発生せず	159

*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

*3：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

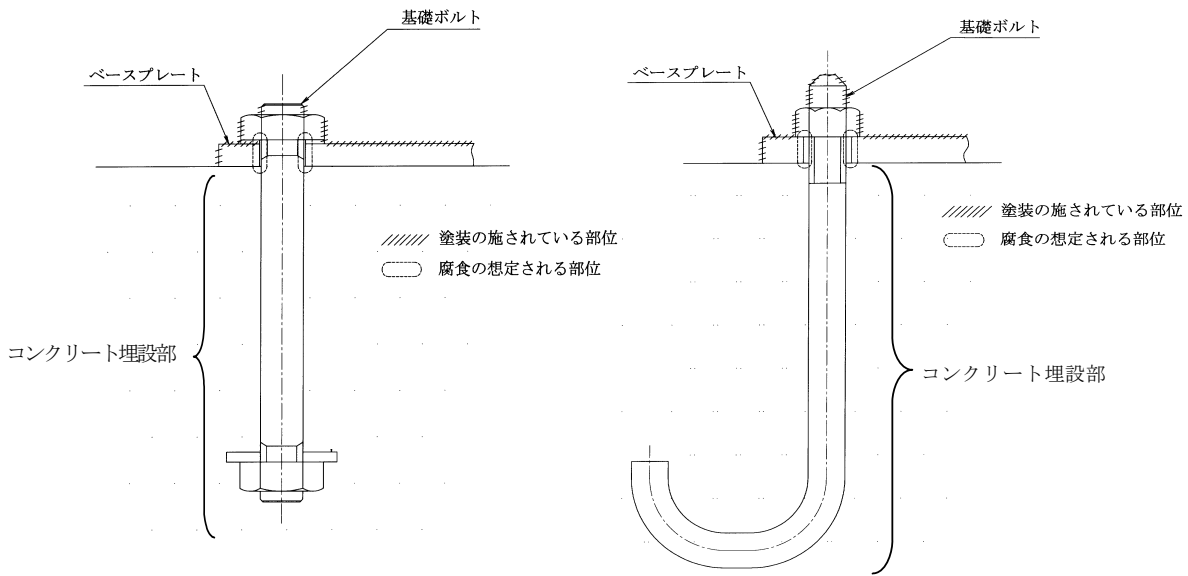


図 5 基礎ボルト概要図

(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。

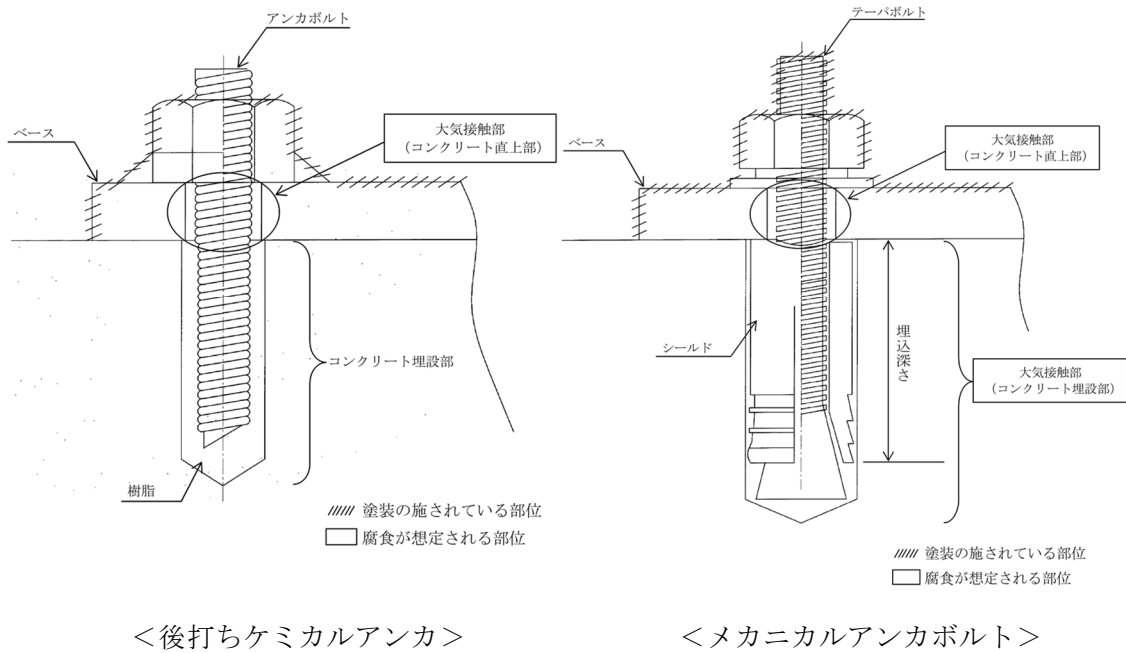


図 6 後打ちアンカ概要図

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

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が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がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。	4. (1) ~ (3) に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、ガ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 S_s および弾性設計用地震動 S_d 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。

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 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、ロッドレスト、 ハカ等をも有する配管系で、ア ンク及び 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。

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。

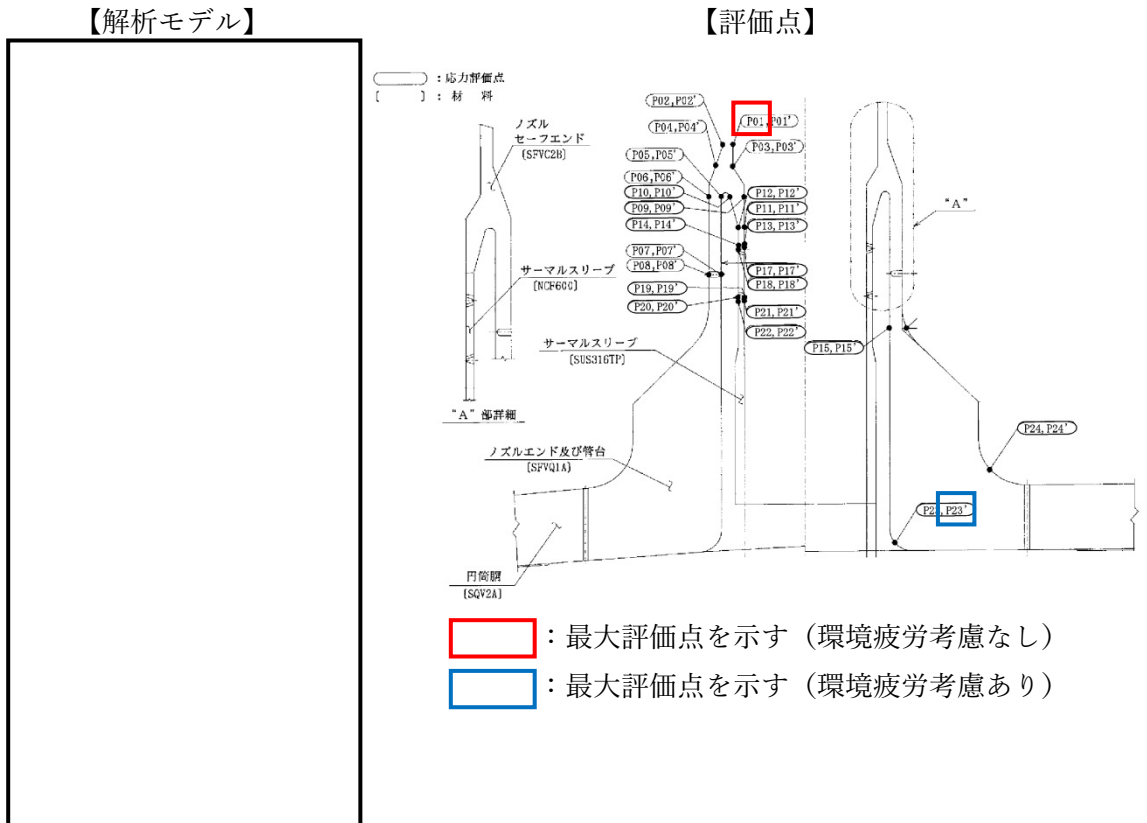


図1 原子炉圧力容器給水ノズルの疲労解析モデル図および評価点

(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 _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _{ℓ'} (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										
16										
17										
18										
19										
20										
21										
22										
23										
24										
25										
26										
27										
疲れ累積係数 U _n =								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 _ℓ (MPa)	S _ℓ ' (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	—	1
P17	0.0002	給水	
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

原子炉圧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
 α : 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。

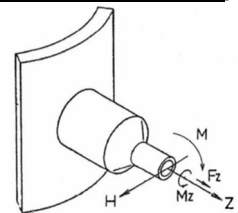
また、基準地震動 S_s における等価繰返し回数は 150 回、弾性設計用地震動 S_d における等価繰返し回数は 300 回を用いた。

地震応答解析により算出した原子炉圧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*1,*2		モーメント*1,*2		荷重作用点位置*3 (mm)
	H (kN)	F _Z (kN)	M (kN・m)	M _Z (kN・m)	
設計機械的荷重					
死荷重					
熱変形力					
地震荷重 S _s (一次)					
地震荷重 S _s (二次)					
地震荷重 S _d (一次)					
地震荷重 S _d (二次)					

- *1 : 表中の値は、小数点以下第2位を切り上げ
- *2 : H, F_Z, M および M_Z 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_s または S_d を考慮した疲れ累積係数 U_f, U_{fen} 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_{Sd} または U_{Ss} 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 _n	U _{en}	等価 F _{en} *1
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_{en} = U_{en} / U_n

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