

柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉
高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

2019 年 6 月 20 日

東京電力ホールディングス株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 評価対象	4
3.1.1 耐震安全性評価対象機器	4
3.1.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
3.2 評価手法	7
3.2.1 主な適用規格	7
3.2.2 劣化想定期間	7
3.2.3 耐震安全性評価の評価手法	9
3.3 評価用地震動	10
3.4 評価用地震力	12
3.5 代表の選定	13
4. 耐震安全性評価	14
4.1 代表の耐震安全性評価	14
4.1.1 低サイクル疲労	14
4.1.2 中性子照射脆化	15
4.1.3 中性子照射による靱性低下	16
4.1.4 全面腐食	17
4.2 動的機能維持に係る耐震安全性評価	19
4.3 現状保全	20
4.4 総合評価	20
5. まとめ	21
5.1 審査ガイド適合性	21
5.2 保守管理に関する方針として策定する事項	25

別紙 1 建設後に実施した耐震補強実績について（追而）

別紙 2 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）について耐震性への影響を軽微とした理由... 2-1

別紙 3 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて... 3-1

別紙 4 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価結果について（追而）

別紙 5 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について（追而）

別紙 6 炉内構造物の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価結果について（追而）

別紙 7 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について（追而）

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、冷温停止状態が維持されることを前提と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。

高経年化技術評価における耐震安全性評価とは、耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器・構造物の経年劣化を加味して耐震重要度クラスに応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

2. 基本方針

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高経年化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、運転期技術評価の中で耐震安全性の評価を実施するものである。

耐震安全性評価に対する評価の基本方針は、評価対象機器について発生しうる経年劣化事象に対して実施した技術評価に対し、耐震性を考慮した評価を実施し、運転開始後40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」（以下、「審査ガイド」という。）及び「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」（以下、「実施ガイド」という。）の要求事項を満たす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

ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑥ 動的機器（部位）の抽出</p> <p>動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の保守管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、保守管理要領等の文書及び保守管理実績等により審査する。</p> <p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出</p> <p>経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出</p> <p>耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑳-1 耐震安全性の評価</p> <p>実施ガイド 3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p> <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>㉔ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮</p> <p>現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>① 長期保守管理方針の策定</p> <p>すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>

表 1 (2/2) 耐震安全性評価についての要求事項

ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 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 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。</p>

3. 評価対象と評価手法

3.1 評価対象

3.1.1 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機器とする。

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代表機器とする。

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

なお、評価対象機器に対し、建設後に実施した耐震補強実績について別紙 1 に示す。

3.1.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

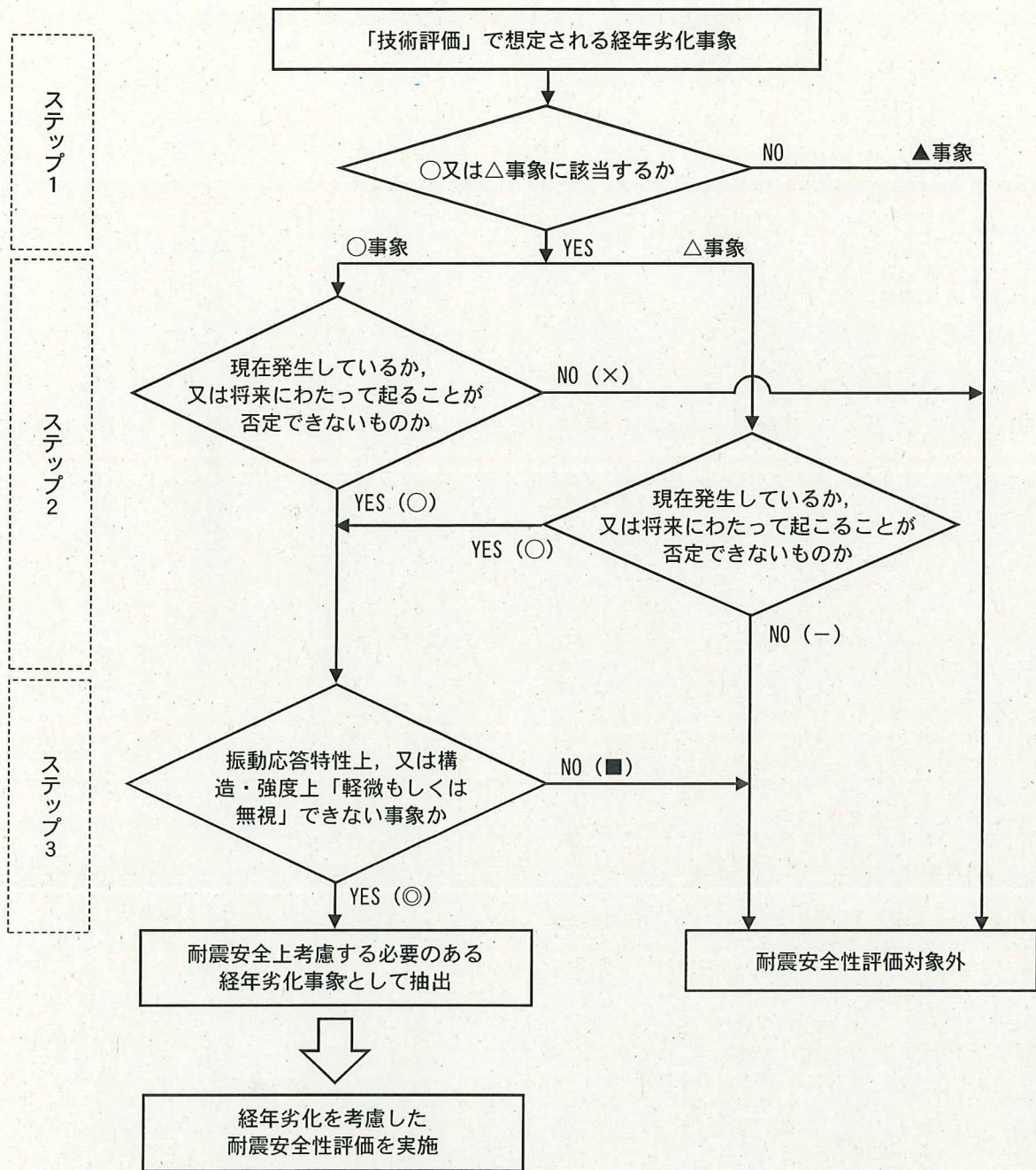
3.1.1 項にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、「技術評価」で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

- (1) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
- (2) 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)
- (3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象以外) (▲事象)

このうち、耐震安全性評価を実施する機器として、(1) 及び (2) のうち「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの」でかつ「振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象ではない経年劣化事象」について、耐震安全上考慮する必要の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のある経年劣化事象の抽出フローを図 1 に示す。

また、抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象及び評価対象機種を表 2 に示す。



【凡例】

- ：評価対象として抽出
- －：評価対象から除外
- ×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」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
- 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のある経年劣化事象の抽出フロー

表2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・構造物※1	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	中性子照射による靱性低下	全面腐食
ポンプ	—	—	—	—
熱交換器	—	—	—	◎※2
ポンプモータ	—	—	—	—
容器	◎※3	◎※3	—	—
配管	◎	—	—	—※4
弁	◎	—	—	—
炉内構造物	◎	—	◎	—
ケーブル	—	—	—	—
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—
空調設備	—	—	—	—
機械設備	—	—	—	—
電源設備	—	—	—	—
基礎ボルト	—	—	—	◎

※1：「技術評価」の機種分類

(耐震評価において、基礎ボルトは機械設備から独立させて評価した)

※2：胴の全面腐食

※3：原子炉圧力容器

※4：炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC）については、構造等からFACは生じにくく、耐震性への影響は軽微であると判断。詳細を別紙2に示す。

【凡例】

◎：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象もしくは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）のうち、振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象

3.2 評価手法

3.2.1 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)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」(以下、「JEAC4601」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、別紙 3 に記載する。

3.2.2 劣化想定期間

冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価では、運転開始後 40 年時点までの健全性確認を実施する。ただし、現時点(2018年3月31日)から運転開始後 40 年時点までの期間はプラントの冷温停止を想定すること及び至近のプラント停止時点から現時点まではプラントが冷温停止していたことから、劣化の想定期間は劣化事象毎に異なり、以下のとおりである。(表 3 参照)

- (1) 冷温停止状態において発生・進展しない事象(低サイクル疲労, 中性子照射脆化, 中性子照射による靱性低下)
劣化の想定期間は、至近のプラント停止時点(第 13 回定期検査開始日)までとする。
- (2) 冷温停止状態において発生・進展の可能性が想定される事象(全面腐食)
劣化の想定期間は、評価期間と同じ運転開始から 40 年時点までとする。

表3 冷温停止の維持状態での劣化の想定期間

経年劣化事象	評価対象機器	劣化の想定期間	至近のプラント停止時点	現時点	運転開始後40年時点
			2012. 1. 25	2018. 3. 31	2030. 4. 9
全面腐食	熱交換器 基礎ボルト	運転開始後 40年まで	▼		
低サイクル疲労	炉内構造物 RPV, 配管等 弁	至近のプラント 停止時点 (第13回定期 検査開始まで)	▼		
中性子照射脆化	RPV	至近のプラント 停止時点 (第13回定期 検査開始まで)	▼		
中性子照射による靱性低下	炉内構造物	至近のプラント 停止時点 (第13回定期 検査開始まで)	▼		

3.2.3 耐震安全性評価の評価手法

(1) 低サイクル疲労（容器，配管，弁，炉内構造物）

運転開始後 40 年時点までの過渡回数を考慮した疲労累積係数，基準地震動 S_8 を考慮した疲労累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

(2) 中性子照射脆化（容器（原子炉圧力容器））

原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域）に，運転開始後 40 年時点までの中性子照射脆化と地震を考慮した場合の温度・圧力制限曲線を求め健全性を確認する。

(3) 中性子照射による靱性低下（炉内構造物）

初期亀裂を想定し，地震時の応力拡大係数が，運転開始後 40 年時点の中性子照射量を考慮した破壊靱性値を下回ることを確認する。

(4) 腐食（全面腐食）（熱交換器，基礎ボルト）

運転開始後 40 年時点の腐食減肉を想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。

3.3 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、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附則（経過措置）に従い、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 18 年 9 月 19 日）により策定した基準地震動 S_s 並びに弾性設計用地震動 S_d による評価を実施する。

○発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 18 年 9 月 19 日）により策定した基準地震動 S_s

耐震安全性評価に用いる基準地震動 S_s は、「敷地毎に震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せずに策定する地震動」を考慮し、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定する。

基準地震動 S_s の応答スペクトル図を図 2 に、弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトル図を図 3 にそれぞれ示す。

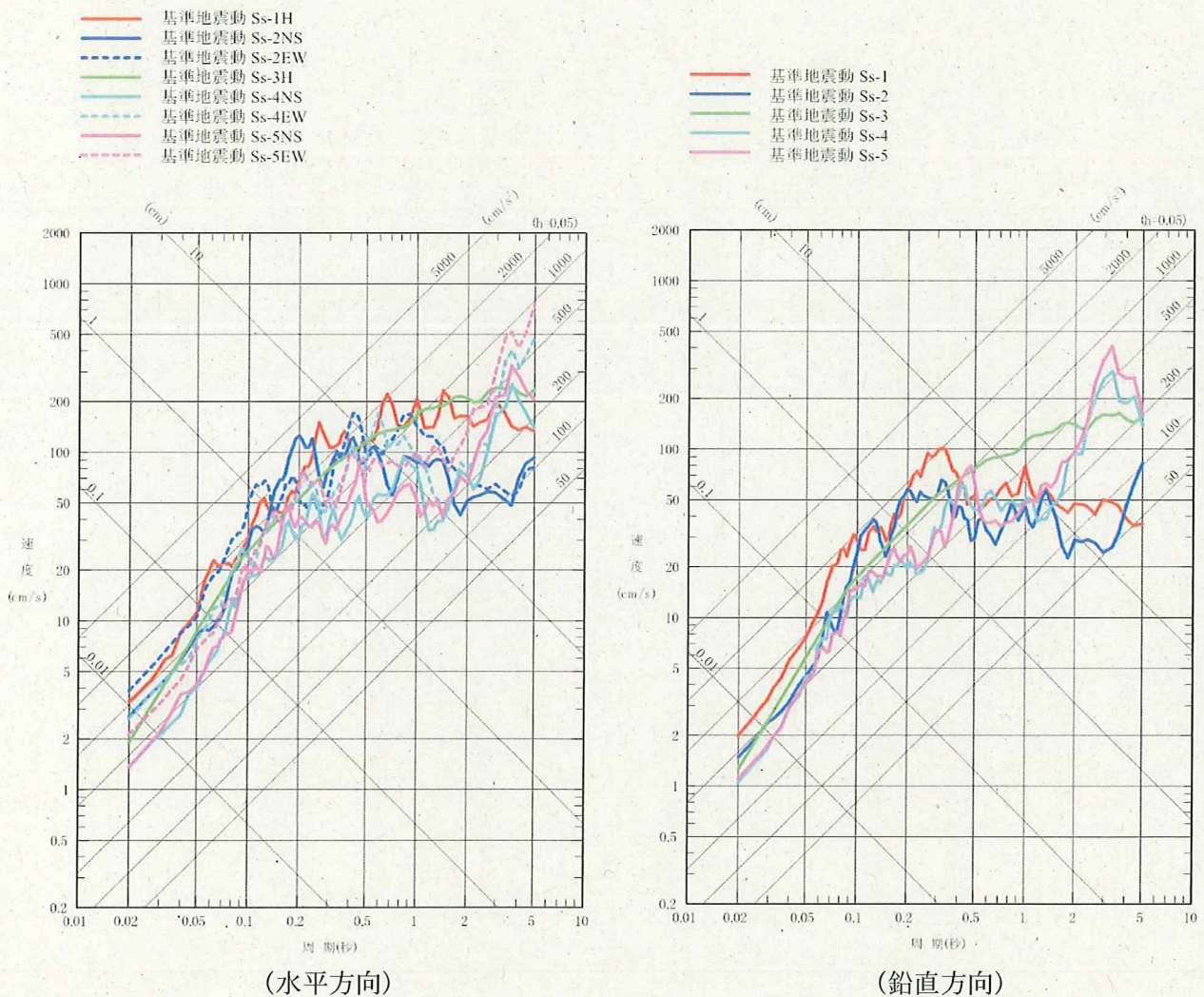
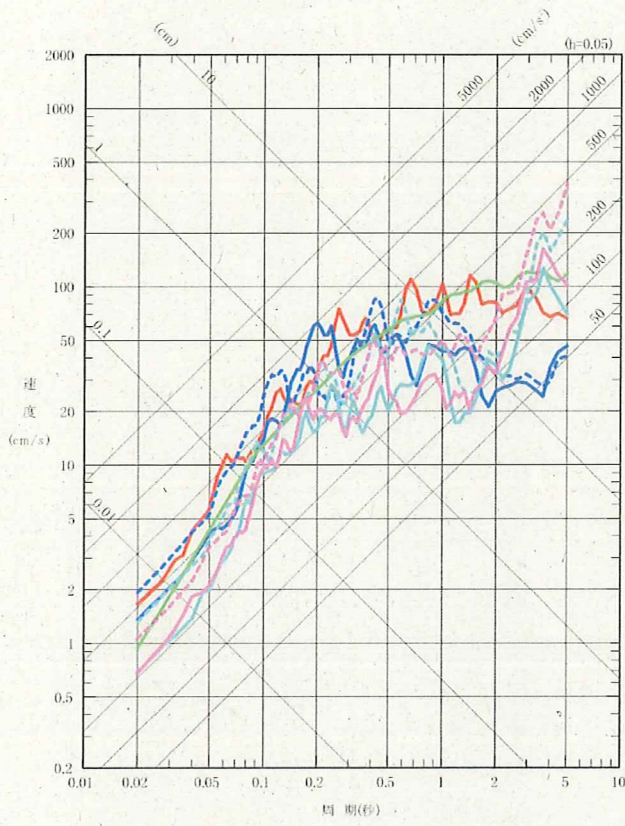


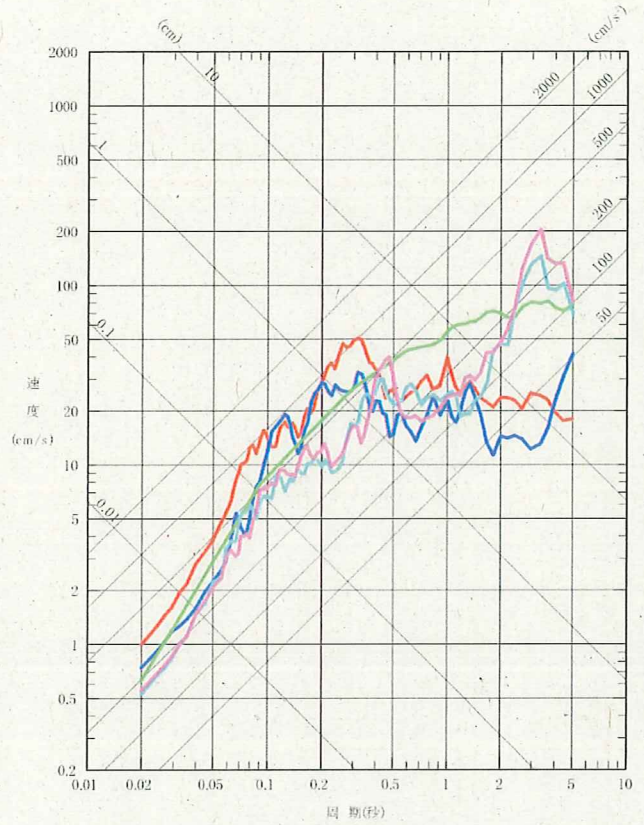
図 2 基準地震動 S_s の応答スペクトル図

- 弾性設計用地震動 Sd-1H
- 弾性設計用地震動 Sd-2NS
- - 弾性設計用地震動 Sd-2EW
- 弾性設計用地震動 Sd-3H
- 弾性設計用地震動 Sd-4NS
- - 弾性設計用地震動 Sd-4EW
- 弾性設計用地震動 Sd-5NS
- - 弾性設計用地震動 Sd-5EW

- 弾性設計用地震動 Sd-1
- 弾性設計用地震動 Sd-3
- 弾性設計用地震動 Sd-4
- 弾性設計用地震動 Sd-5



(水平方向)



(鉛直方向)

図3 基準地震動 S_d の応答スペクトル図

3.4 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は、各機器の耐震重要度に応じて表4のとおり選定する。

表4 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力と Sクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方
Bクラス	Bクラスの機器に適用される地震力 ^{*3}
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

*1：「柏崎刈羽原子力発電所における平成 19 年新潟県中越沖地震時に取得された地震観測データの分析及び基準地震動に係る報告書」（平成 20 年 5 月 22 日（平成 20 年 9 月 22 日補正））

*2：弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s に係数 0.5 を乗じて設定している。

*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。

3.5 代表の選定

耐震安全性評価では3.1.2項に示したとおり、技術評価における全ての評価対象機器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している。

補足説明資料では、抽出された経年劣化事象毎に代表を選定し（後打ちケミカルアンカ、後打ちメカニカルアンカを除く）、詳細な評価内容について説明する。

表5に事象毎の代表機器と選定理由を示す。

表5 補足説明資料における代表の選定

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象	代表機器	選定理由
低サイクル疲労	炉心シュラウド	地震による疲労累積係数が最も高い機器
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	中性子照射脆化が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された唯一の機器
中性子照射による靱性低下	上部格子版	最も中性子の照射を受ける機器
全面腐食	1. 熱交換器 残留熱除去系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> ・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. 基礎ボルト 非常用ディーゼル機関 (A, B, H号機) 附属設備_軽油タンク	<ul style="list-style-type: none"> ・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
	3. 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト	(代表を選定せずに、全数一括評価)

4. 耐震安全性評価

4.1 代表の耐震安全性評価

4.1.1 低サイクル疲労

・炉心シュラウド

炉心シュラウドについて、「技術評価」にて実施した運転実績過渡回数による疲れ累積係数に、基準地震動 Ss による疲れ累積係数を加え、さらに新潟県中越沖地震による影響評価として、同地震による疲れ累積係数を加えて評価を実施した。

評価の結果、表 6 に示すとおり、疲れ累積係数の全ての合計値は許容値 1 以下となり、耐震安全性に問題のないことを確認した。

低サイクル疲労の詳細な評価内容を別紙 4 に示す。

表6 炉心シュラウドの疲れ解析結果

評価対象	耐震重要度	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮)	地震動による疲れ累積係数 (Ss地震動)	地震動による疲れ累積係数 (NCO地震動)	合計* (許容値1以下)
炉心シュラウド	S	0.008	0.007	0.001	0.016

*：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）」により算出

4.1.2 中性子照射脆化

・原子炉压力容器

原子炉压力容器胴（炉心領域）について、中性子照射脆化と基準地震動 S_8 を考慮した場合の温度・圧力制限曲線を求め健全性を評価した。

現在は冷温停止状態ではあるが、保守的に炉心臨界時の原子炉压力容器の温度・圧力制限曲線（平成30年3月31日時点）を図4に示す。

評価の結果、周方向欠陥に地震が作用した場合が最も厳しくなるものの、原子炉压力容器の運転は図4に示した飽和圧力-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・冷温停止状態での制限に対し、十分な安全性が確保されていると判断する。

なお、冷温停止状態においても原子炉冷却材温度は管理されており、図4に示した温度・圧力制限曲線を満足していることを確認している。

中性子照射脆化の詳細な評価内容を別紙5に示す。

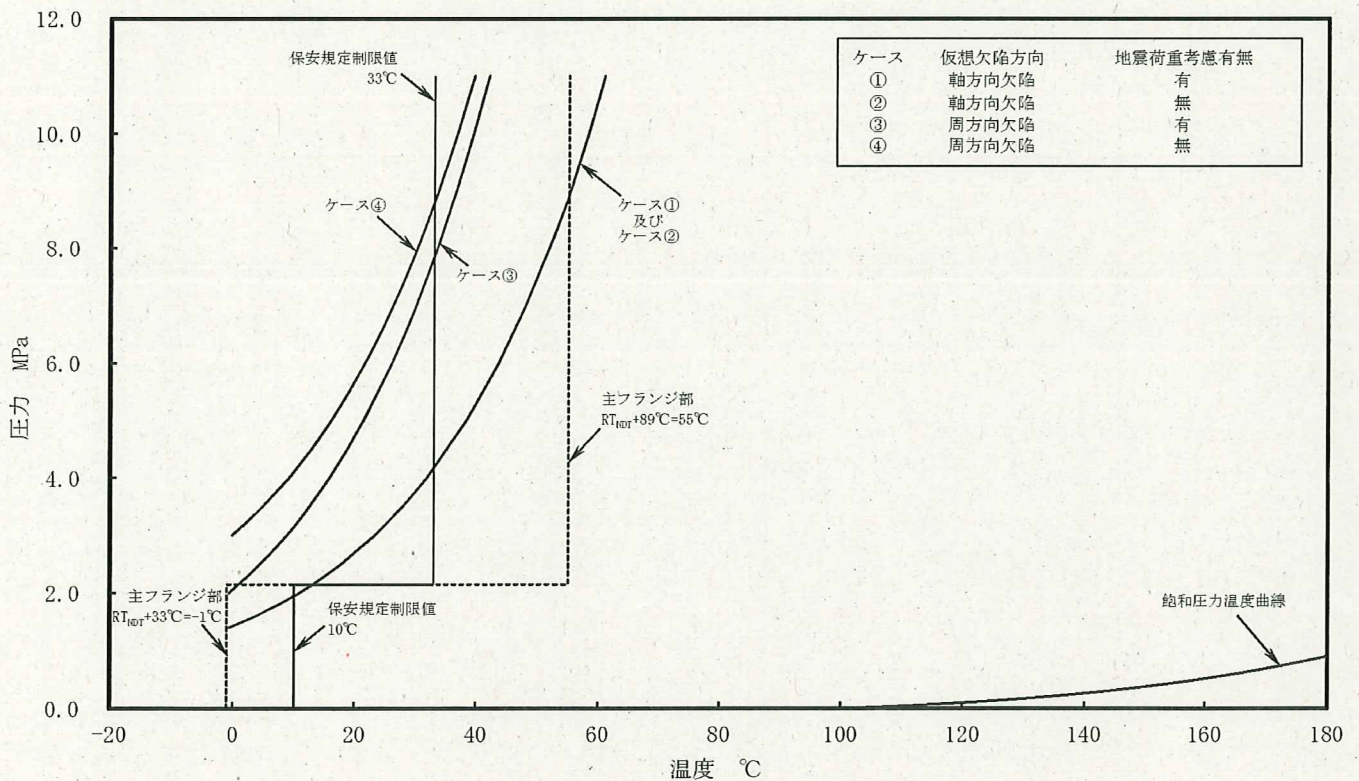


図4 原子炉压力容器の圧力-温度制限図（平成30年3月31日時点）
（炉心領域円筒胴，炉心臨界時）

4.1.3 中性子照射による靱性低下

・上部格子板

上部格子板について、中性子照射による靱性低下の発生を想定し、グリッドプレート切り欠き部に亀裂が発生したと仮定して、基準地震動 S_s に対する評価を実施した。

評価の結果、表7に示すとおり、想定欠陥の応力拡大係数は中性子照射材料の破壊靱性値の下限値を下回り、不安定破壊は生じず、耐震安全性に問題のないことを確認した。

中性子照射による靱性低下の詳細な評価内容を別紙6に示す。

表7 上部格子板の靱性低下評価結果

評価対象	耐震重要度	想定欠陥 応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値* ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
上部格子板	S	7.2	43.2

*：発電設備技術検査協会「プラントの長寿命化技術開発に関する調査報告書」における照射ステンレス鋼の破壊靱性値の下限値（BWR）

4.1.4 全面腐食

・残留熱除去系熱交換器胴の腐食

熱交換器胴について、熱交換器胴に40年間分の腐食量0.8mmを想定し、各荷重の組み合わせと地震による評価を実施した。

評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題のないことを確認した。評価結果を表8に、詳細な算出過程を別紙7に示す。

表8 残留熱除去系熱交換器胴の腐食に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容 [*] 応力 (MPa)
残留熱除去系熱交換器	S	Sd	III _A S	一次一般膜応力	96	228
				一次応力	104	342
				一次+二次応力	169	456
		Ss	IV _A S	一次一般膜応力	96	253
				一次応力	114	379
				一次+二次応力	381	456

*：設計・建設規格付録材料図表Part5表8、9より求まる値

・機器付基礎ボルトの腐食（軽油タンク）

非常用ディーゼル機関（A、B、H号機）軽油タンクの基礎ボルトに対し、40年時点で0.3mmの腐食を想定し、基準地震動Ssにより基礎ボルトに発生する応力を算出した。

評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題がないことを確認した。評価結果を表9に、詳細な算出過程を別紙7に示す。

表9 機器付基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価結果

機器名	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 [*] (MPa)
非常用ディーゼル機関（A、B号機）付属設備			
軽油タンク	引張荷重	発生せず	247
	せん断荷重	57	190
HPCSディーゼル機関付属設備			
軽油タンク	引張荷重	発生せず	247
	せん断荷重	57	190

*：設計・建設規格付録材料図表Part5表8、表9より求まる値

・後打ちアンカ及び後打ちケミカルアンカ

後打ちアンカ及び後打ちケミカルアンカについて、40年時点で0.3mmの腐食を想定し、基準地震動 S_s を考慮した設計許容荷重が負荷されたときのボルトの発生応力と許容応力との関係性を評価した。ボルトの発生応力はいずれも許容応力を下回っていることが確認できた。

評価の結果、ボルトの発生応力はいずれも許容応力を下回っており、後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカについては機種に係わらず耐震安全性に問題がないことを確認した。

評価結果を表10に、詳細な算出過程を別紙7に示す。

表10 (1/2) 後打ちメカニカルアンカの腐食に対する耐震安全性評価

評価項目		ボルト径			
		M10	M12	M16	
応力比 (発生応力/許容応力*)	荷重種別	引張	0.28	0.27	0.17
		せん断	0.79	0.82	0.73

*：設計・建設規格付録材料図表Part5 表8, 表9より求まる値

表10 (2/2) 後打ちケミカルアンカの腐食に対する耐震安全性評価

評価項目		ボルト径					
		M12	M16	M20	M22	M24	
応力比 (発生応力/許容応力*)	荷重種別	引張	0.42	0.57	0.53	0.59	0.67
		せん断	0.59	0.67	0.62	0.68	0.79

*：設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 8, 表 9 より求まる値

4.2 動的機能維持に係る耐震安全性評価

冷温停止維持状態に必要な動的機能と対象設備は「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」を参考に抽出しており、表 11 に必要な動的機能と対象機種を示す。

動的機能維持が必要な機器に想定される、「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」とされる経年劣化事象について、その評価結果が以下のいずれかであることを確認し、地震時の動的機能が維持されることを確認している。

- 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であるが、機器の振動応答特性または構造強度への影響が軽微もしくは無視できること。
- ②運転開始後 40 年時点の経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施し、地震時または地震後の動的機能に影響を与えないこと。

表 11 JEAG4601 に基づく冷温停止維持状態に必要な動的機能と対象機種

必要な動的機能	動的機能維持評価の対象機種
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁による、その健全性の維持	・弁
崩壊熱除去	・弁 ・ポンプ ・非常用ディーゼル発電機
放射性物質の放出を伴うような事故の際の外部拡散抑制	・弁 ・ポンプ ・非常用ディーゼル発電機 ・可燃性ガス濃度制御系設備 ・非常用ガス処理系設備
使用済み燃料プール水補給	・弁 ・ポンプ

4.3 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、「技術評価」に記載のとおりである。

4.4 総合評価

「技術評価」の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」及び「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、耐震安全性に問題の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、耐震安全性上考慮する必要のある経年劣化を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性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

5.1 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、すべ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及び評価結果の分類を表 12 及び表 13 に示す。

表 12 (1/2) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑥ 動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の保守管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、保守管理要領等の文書及び保守管理実績等により審査する。	3.1.1, 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, 3.1.2 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにより、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出している。
	⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑳-1 耐震安全性の評価 実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。	3.2.2, 4.1.1～4.1.4 に示すとおり、運転開始後 40 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。	4.4 に示すとおり、耐震安全性評価を実施し、審査ガイドへの適合を確認していることから、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。	4.1～4.4 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を実施した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、ガイド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。
	㉔ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。	4.1.1 に示すとおり、現に発生した大規模地震等による影響が蓄積され、影響があると考えられる低サイクル疲労事象において、地震時の疲労累積係数の大きい機器・部位に対し耐震安全性評価を実施し、許容値を下回ることを確認した。
	(2) 長期保守管理方針の審査 ① 長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	4.4 に示すとおり、追加保全策は抽出されていないため、長期保守管理方針は高経年化対策の視点から充実すべき保守管理の項目はないと評価している。

表 12 (2/2) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	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。	4.1~4.4に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、耐震安全上問題のないことを確認している。また、現状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。	3.4に示すとおり、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日)により策定した基準地震動Ss並びに弾性設計用地震動Sdによる評価を実施している。
	3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策(発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。)について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りではない。	4.4に示すとおり、追加保全策は抽出されていないため、長期保守管理方針は高経年化対策の観点から充実すべき保守管理の項目はないと評価している。

表 13 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のある経年劣化事象				動的機能 維持評価
	低サイクル 疲労	中性子 照射脆化	中性子照射 による 靱性低下	全面腐食	
ポンプ	—	—	—	—	C1
熱交換器	—	—	—	A1	—
ポンプモータ	—	—	—	—	C1
容器	A2	B2	—	—	—
配管	A2	—	—	—	—
弁	A2	—	—	—	C1, C2
炉内構造物	A2	—	B1	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—
コンクリート 構造物及び鉄 骨構造物	—	—	—	—	—
計測制御 設備	—	—	—	—	—
空調設備	—	—	—	—	C1
機械設備	—	—	—	—	C1
電源設備	—	—	—	—	C1
基礎ボルト	—	—	—	A1	—

凡例

- 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、線形破壊力学評価法に基づき地震時に発生する応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満足すること。

[分類]

- B1：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
- B2：破壊力学評価上の許容限界から制限温度を求め、機器の使用温度が制限温度を満足する評価を行った事象

- 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上または構造強度への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認し、経年劣化事象を考慮しても、機器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も維持されると判断した機器
- C2：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が機器の振動応答特性に影響を及ぼす可能性があるが、耐震安全性評価の実施により、振動応答特性に影響を与える経年劣化事象ではないことを確認している機器

5.2 保守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を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性に問題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、現状保全に追加する必要のある新たな保全策はないと評価している。

別紙

別紙 1 建設後に実施した耐震補強実績について（追而）

別紙 2 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）について耐震性への影響を軽微とした理由

別紙 3 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて

別紙 4 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価結果について（追而）

別紙 5 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について（追而）

別紙 6 炉内構造物の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価結果について（追而）

別紙 7 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について（追而）

別紙 2 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）について耐震性への影響を軽微とした理由

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））については、高経年化技術評価において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）として抽出されているが、以下の理由により、機器の振動応答特性または構造強度への影響が「軽微もしくは無視」できるものと判断した。

1. 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象ラインの抽出について

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））に対する耐震安全性評価は、「発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）」において、流れ加速型腐食（FAC）発生の可能性が小さいとされているFAC-1管理範囲以外の箇所を含むラインを評価対象ラインとして選定した。評価対象ラインを表2-1に示す。

表2-1 炭素鋼配管の流れ加速型腐食（FAC）の評価対象ライン

評価対象ライン	管理ランク	備考
炭素鋼配管（給水系）	FAC-1	原子炉格納容器内
	FAC-1及びFAC-S	原子炉格納容器外

(2) 耐震性への影響について

評価対象ラインの炭素鋼配管（給水系）のうち、原子炉格納容器外の範囲は、「発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）」において、FAC-Sを含む範囲に分類されるため、流れ加速型腐食（FAC）発生の可能性を否定できない。

しかし、流れ加速型腐食（FAC）の想定される偏流部となる原子炉冷却材浄化系との合流部については、耐食性に優れた低合金鋼を使用しており、当該合流部以外に偏流部は存在しない。評価対象ラインの配管施工図を添付-1に示す。

このため、FAC-Sを含む範囲に分類される範囲においても、流れ加速型腐食（FAC）の可能性は小さいため、耐震性への影響は軽微であると判断する。

以上

評価対象ライン（炭素鋼配管（給水系））の配管施工図

別紙 3 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて

以下については、現行の JEAG4601 ではなく、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」に定められた設計用減衰定数を適用した評価を実施している。

(1) 配管関連の評価

配管関連の動的地震動による評価においては、JEAC4601-2008 で定められている設計用減衰定数の値を適用している。

評価を実施した配管の対象系統及び適用した設計用減衰定数を表 3-1 に示す。

表 3-1 配管関連の動的地震動による評価に適用した設計用減衰定数

対象系統	設計用減衰定数 [%]
給水系	2.5
原子炉冷却材再循環系	2.5

以上