

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-7 改7
提出年月日	平成30年5月17日

東海第二発電所 劣化状況評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成30年5月17日
日本原子力発電株式会社

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	4
② 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出	4
(2) 評価手法	7
① 経年劣化を考慮した耐震安全性評価	7
② 動的機能維持に係る耐震安全性評価	8
③ 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価	10
④ 東北地方太平洋沖地震を考慮した耐震安全性評価	10
⑤ 浸水防護施設の耐震安全性評価	14
⑥ 工事計画認可申請で用いた耐震評価手法等の反映について	17
(3) 評価用地震力	19
(4) 評価用地震動	20
(5) 代表の選定	24
4. 代表の技術評価	25
(1) 健全性評価	25
① 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価	25
② 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価	25
③ 照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価	25
④ 熱時効を考慮した耐震安全性評価	26
⑤ 粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価	27
⑥ 腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価	27
⑦ 腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価	28
⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価	30
⑨ 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価	31
⑩ TPO 地震を考慮した耐震安全性評価	34
(2) 現状保全	34
(3) 総合評価	34
(4) 高経年化への対応	34
5. まとめ	35
(1) 審査基準適合性	35
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	38

別紙 1. 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について	40
別紙 2. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について	51
別紙 3. 照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について	69
別紙 4. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価に ついて	70
別紙 5. 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について	82
別紙 6. 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	107
別紙 7. 後打ちアンカの耐震安全性評価について	188
別紙 8. 建設後の耐震補強の実績について	121
別紙 9. 弁の動的機能維持評価について	216
別紙 10. 震災が評価に与える影響とその考え方について	225
別紙 11. 水平 2 方向を考慮した影響評価について	190
別紙 12. 浸水防護施設の耐震安全性評価について	237
別紙 13. 工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し 前後の相違点について	246

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

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（昭和 53 年通商産業省令第 77 号。以下、「実用炉規則」という）」第 114 条の規定に基づく、劣化状況評価における耐震安全性評価の補足として、耐震安全性の評価結果が適切であることを説明するとともに、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の劣化状況評価については劣化状況評価書に取りまとめている。

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

2. 基本方針

機器の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して劣化状況評価を行った結果、保全対策を講じることによっても管理ができないという経年劣化事象は抽出されていない。したがって、耐震性を考慮した場合にも、耐震性に影響を与える経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、耐震安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐震性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておく必要があると考えられることから、運転期間延長認可申請の劣化状況評価の中で耐震安全性の評価を実施するものである。

耐震安全性評価についての要求事項を表 1 に整理する。

表 1 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p><耐震安全性評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 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。【1】 ○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力, 亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果, 想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。【2】 ○ 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。【3】 ○ 経年劣化事象を考慮した, 地震時の燃料集合体の変位を評価した結果, 機能確認済相対変位以下であるか又は, 同様に制御棒挿入時間を評価した結果, 安全評価上の規定時間以下であること。【4】
<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>

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>④ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮</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>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑥ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <p>実用炉規則第 82 条第 1 項から第 3 項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後 30 年, 40 年又は 50 年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、P L M基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。</p> <p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

(1) 評価対象

① 耐震安全性評価対象機器

高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価における評価対象機器と同じ重要度分類審査指針クラス 1, 2 及び最高使用温度が 95℃を超える, 又は最高使用圧力が 1,900kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器 (浸水防護施設を含む), 並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とする。

上記の機器のうち, 以下の機器を耐震安全性評価における評価対象機器とする。

- ・各劣化状況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代表的な対象機器は表 2 に示す機器とし, 「4. 代表機器の技術評価」にて評価を実施する。

② 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

①にて抽出された耐震安全性評価対象機器において, 各劣化状況評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化については, 以下のとおり分類される。

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

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

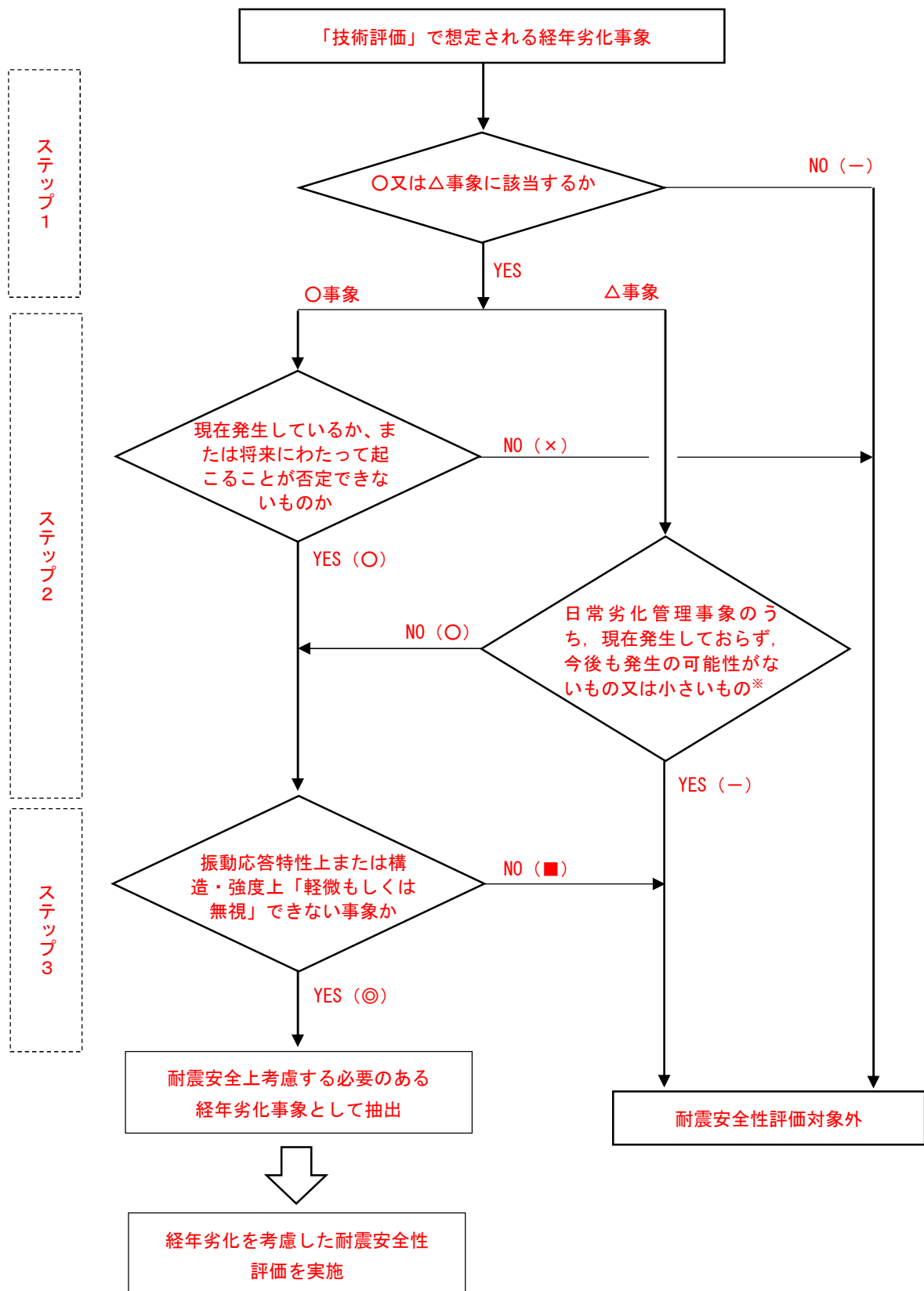
耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローを図 1 に示す。

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	中性子 照射に よる韌 性低下	粒界型 応力腐 食割れ	腐食	
							全面 腐食	流れ 加速型 腐食
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎*2	—
熱交換器	—	—	—	—	—	—	◎*1,*2	◎
ポンプ モータ	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎*2	—
配管	◎	—	—	—	—	—	◎*2	◎
弁	◎	—	—	◎	—	—	—	—
炉内構造 物	◎	—	◎	—	◎	◎	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
タービン 設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
コンクリ ート構造 物及び鉄 骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—
計測制御 設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
機械設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎*2	—

*1：胴，伝熱管の腐食

*2：基礎ボルト



YES/NO () 内の記号は耐震評価の分類を示す。

※ 保全活動によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象は「YES」に進む

図1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

(2) 評価手法

- ① 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の要求事項【1,2】（以下、「経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価」という）

経年劣化事象ごとの耐震安全性評価の評価手法について、表3に示す。

表3 (1/2) 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価手法

経年劣化事象	耐震安全性評価手法
低サイクル疲労（原子炉再循環ポンプ、原子炉压力容器、配管、弁等）	劣化状況評価における低サイクル疲労の考慮する必要がある機器として抽出された機器に対し、運転開始60年までの推定過渡回数を考慮して算出された疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）に、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年追補版含む） JSME S NC1-2005(2007)（以下、「設計・建設規格」という）に基づき基準地震動 S_s を考慮した疲労累積係数を算出し、合計が許容値の1を下回ることを確認する。
中性子照射脆化（原子炉压力容器）	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 に基づき60年運転時点での K_{IC} 下限包絡曲線と、耐圧・漏えい試験時の荷重に基準地震動 S_s の荷重を考慮した K_I 曲線を算出して、 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。
照射誘起型応力腐食割れ、中性子照射による靱性低下（炉心シュラウド）	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）に基づき亀裂を想定し、地震時の当該部位における応力拡大係数が、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。
熱時効（原子炉再循環ポンプ、原子炉再循環ポンプ入口弁）	「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格(JSME S ND1-2002)」に基づき想定した亀裂安定性評価用想定亀裂及び脆化予測モデル(H3T モデル)を用いて決定した評価対象部位の熱時効後の材料の『亀裂進展抵抗』と構造系に与えられた応力（供用状態 D_s の一次応力である内圧、自重、地震(S_s 地震)の応力値に、供用状態 A, B の一次+二次応力である熱膨張荷重による応力値を加えたもの）と亀裂長さから算出される『亀裂進展力』を求めて、その比較を行い、不安定性破壊しないことを確認する。
粒界型応力腐食割れ（シュラウドサポート）	最新の検査結果を考慮した亀裂進展予測の結果から所定の期間（運転開始後60年時点）でのひび割れ深さについて極限解析を実施して崩壊荷重を求め、設計上の地震荷重（新規基準対応での基準地震動 S_s （新 S_s 8波包絡条件）による地震荷重）に対して裕度があることを維持規格に基づき確認することで、技術基準への適合性を評価する。
腐食（流れ加速型腐食）（配管、熱交換器）	<p>（配管） 経年劣化管理対象範囲の炭素鋼系配管のうち、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 に従い FAC-2 及び FAC-S として管理している配管減肉管理対象範囲について保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を仮定して、日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987、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、「耐震 JEAG」という）に基づき地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを、又は、疲労累積係数が許容値の1を下回ることを確認する。図2に評価フローを示す。</p> <p>（熱交換器） 伝熱管の施栓基準である管支持板の喪失間隔又は伝熱管の減肉を考慮した状態で、伝熱管の固有周期を算出するとともに、機械工学便覧、機械設計便覧等の公式に基づき発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。</p>

表 3 (1/2) 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価手法

経年劣化事象	耐震安全性評価手法
腐食（全面腐食）（基礎ボルト等）	想定される最大の腐食減肉を仮定して，耐震 JEAG に基づき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。

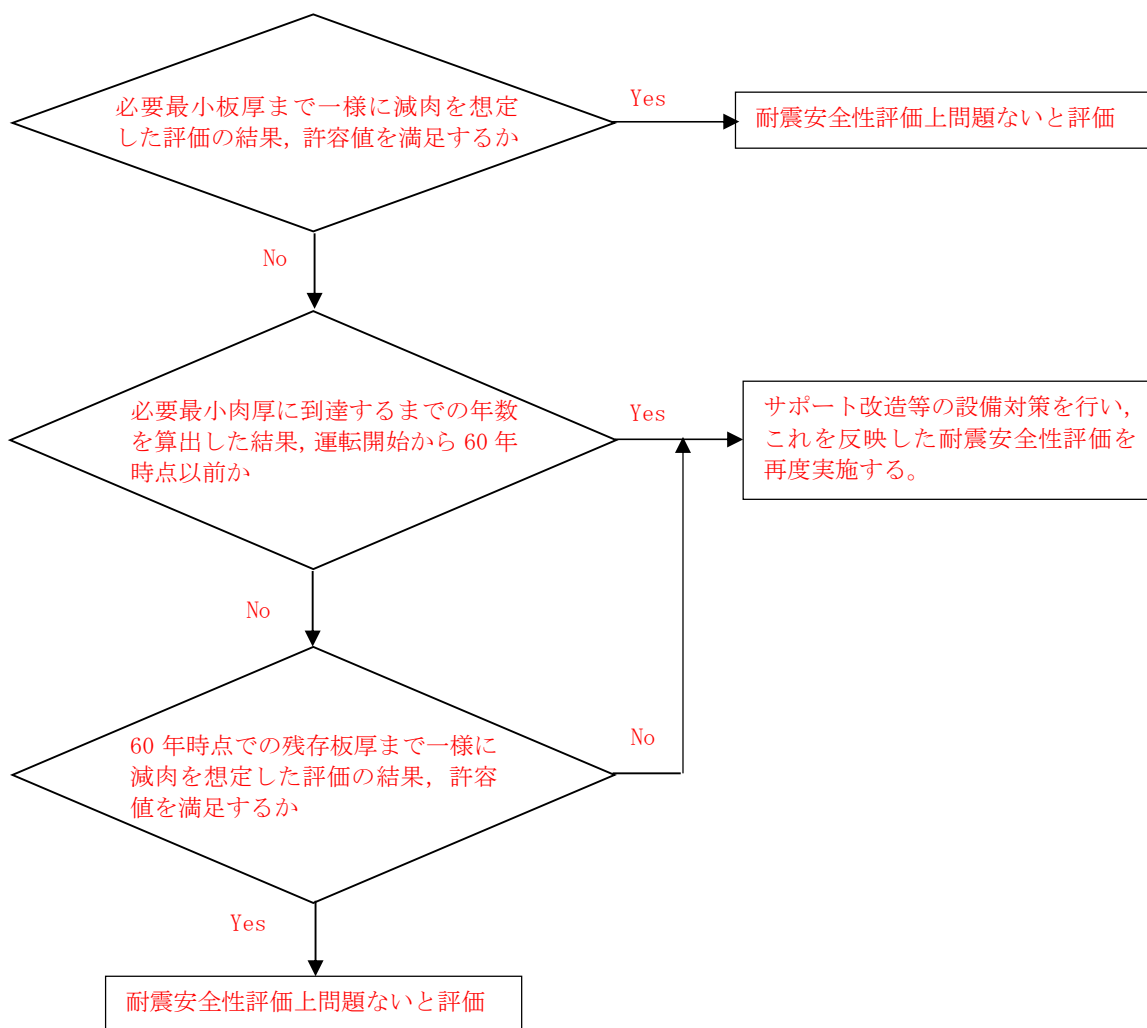


図 2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

② 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の要求事項【3】（以下、「動的機能維持に係る耐震安全性評価」という）

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

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

a. 弁

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

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

選定フローを図3に示す。

b. ポンプ、ポンプモータ、タービン設備、空調設備、機械設備等

想定される経年劣化事象として残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ガス再循環系排風機、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機等の基礎ボルトの腐食（全面腐食）が想定されるが、60年時点での経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力が許容応力を下回り、ボルトが支持する機器の支持機能への影響が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。

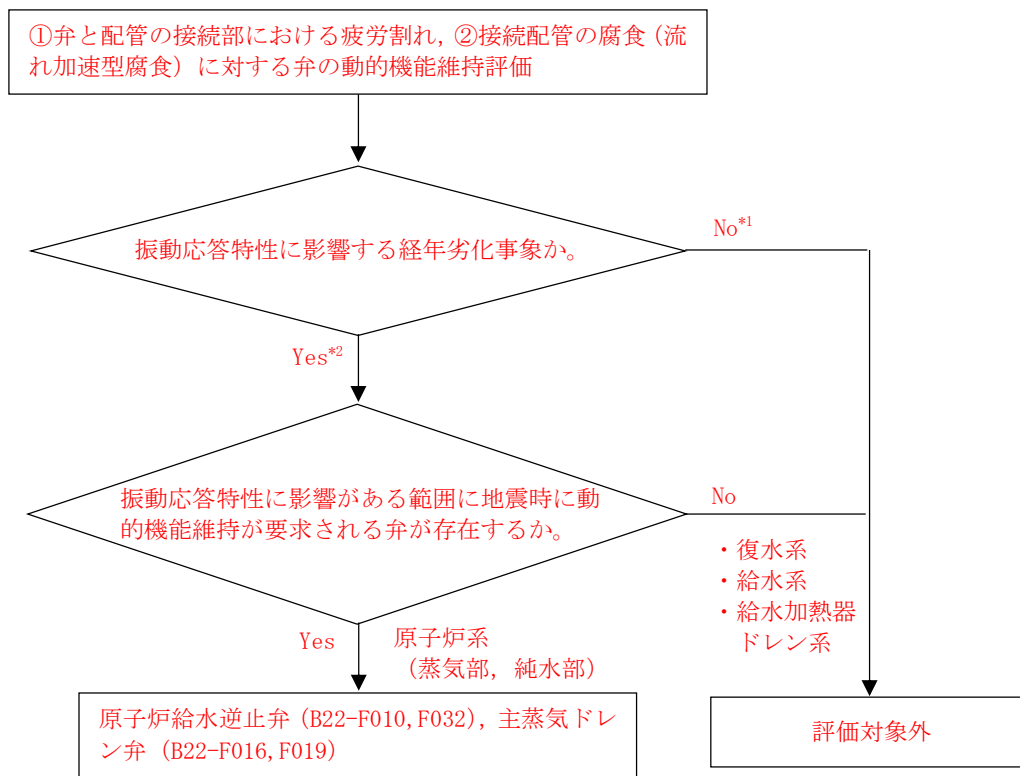


図3 弁の動的機能維持評価対象機器選定フロー

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

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

原子炉給水逆止弁（B22-F010, F032），主蒸気ドレン弁（B22-F016, F019）について，耐震 JEAG に基づきスペクトルモーダル解析*3から算出される弁駆動部の応答加速度または最大加速度を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する。

なお，応答加速度を算出する周波数領域については，工事計画認可申請（平成30年2月補正申請）と同様に50Hzまでとする。

*3：振動数領域として50Hzまで考慮した地震応答解析により算定する。

③ 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の要求事項【4】（以下、「制御棒挿入性に係る耐震安全性評価」という）

経年劣化を考慮した地震時の制御棒挿入性評価については、劣化状況評価の中から制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象を抽出する。

抽出された制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象に対して影響評価を行い、工事計画認可申請書「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」に記載される、以下の評価に影響を与える経年劣化事象のないことを確認する。

- ・ 燃料集合体の最大応答相対変位である 16.8 mm^{*1}
- ・ 相対変位を 40mm とした場合の制御棒の挿入時間（90%ストロークスクラム時間 3.5 秒以内）

*1：解析により得られた燃料集合体の最大応答相対変位である 11.1mm に、評価用に 1.5 倍の裕度を見込んで 16.8mm としている。

④ 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の要求事項【大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮】（以下、「東北地方太平洋沖地震（以下、「TPO 地震」という）を考慮した耐震安全性評価」という）

耐震安全性評価は以下の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象と組み合わせて評価し、審査基準の要求事項を満足することを確認する。

- ・ 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
- ・ 腐食（流れ加速型腐食を含む）
- ・ 応力腐食割れ

上記のうち、TPO 地震を考慮した耐震評価結果が耐震安全性評価書に記載される評価結果に加算されると考えられる低サイクル疲労の評価対象機器を TPO 地震を考慮すべき経年劣化事象の対象とする。

TPO 地震による繰返し回数については、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）での疲労評価時に使用する等価繰返し回数の設定に用いた方法と同様の方法にて、図 4 に示す耐震 JEAG に記載されるピーク応力法による等価繰返し回数算定フローに基づき算定する。

算定方法の概略を以下に示す。

a. 時刻歴変位応答波形の算定

原子炉格納容器内に設置される原子炉系（蒸気部）配管の TPO 地震による繰返し回数は、原子炉格納容器内の各設備の繰返し回数を包絡して設定する。

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

b. 時刻歴ピーク応力値の設定

設備に発生するピーク応力の最大値を(a)で求めた時刻歴変位応答波形の最大値とすることで、応力の時刻歴波を作成する。

最大ピーク応力については、「耐震設計の標準化に関する調査報告書」（軽水炉改良標準型耐震設計小委員会，昭和 55 年）の検討において十分とされた値*1である 150 kg/mm²（1471MPa）を使用する。

*1：「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」での整理。

現在用いられている材料において原子炉圧力容器本体材料である SQV2A 及び SFV3 の一次＋二次応力に対する許容値が最も高く，その値は $3S_m=56.4$ kg/mm² となる。

応力係数の極大値 5 とすれば，ピーク応力の値としては片振幅に対して， $56.4 \times 5 \div 2 = 141$ kg/mm² となることから，最大ピーク応力としては，150 kg/mm² まで考えれば十分としている。

c. 疲労累積係数 UF の算定

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

設計・建設規格 MANDATORY APPENDIX 添付 4-2 設計疲労線図「図 添付 4-2-1」の炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼に対する設計疲労線図を用い，応力時刻歴波に対して各時刻歴振幅に対する許容繰返し回数を算定する。設計疲労線図を図 5 に示す。

各応力時刻歴波の振幅に対する許容繰返し回数とピークのサイクル数から疲労累積係数 UF を算定する。疲労累積係数 UF 算定方法を図 6 に示す。

d. 等価繰返し回数の算定

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

$$N_e = UF \times N_0$$

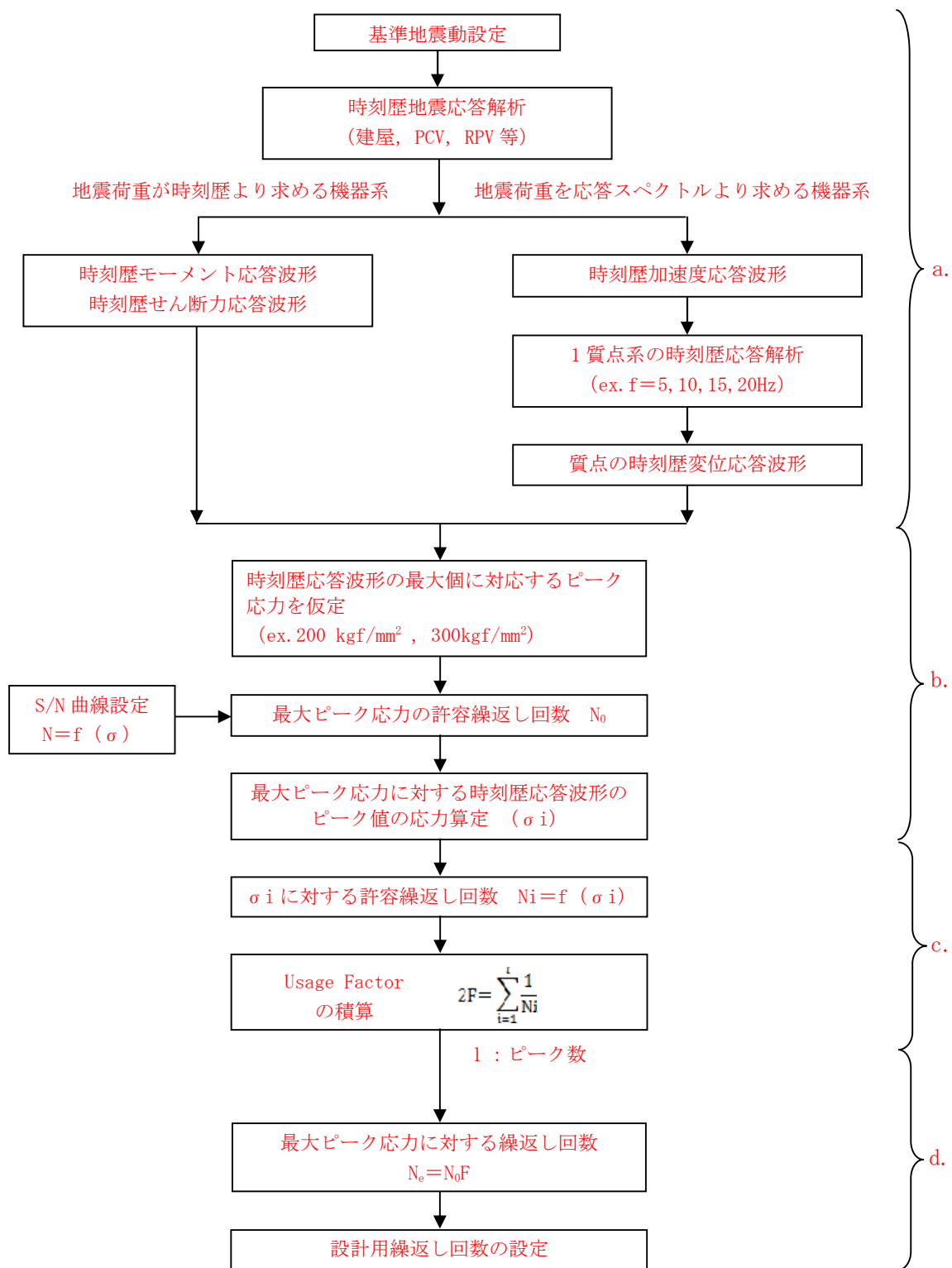


図 4 ピーク応力法による繰返し回数の算定フロー

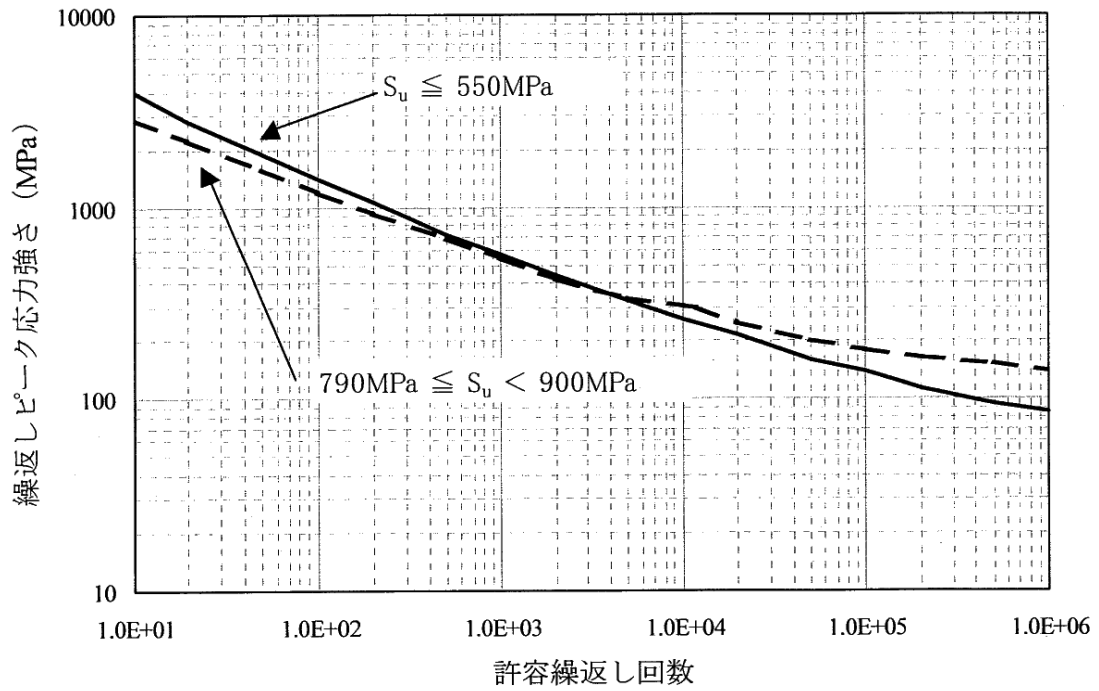


図5 炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼の設計疲労線図
(設計・建設規格 図添付 4-2-1 抜粋)

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

ここで、 n_i : 各ピークのサイクル数

N_i : 各ピークに対する許容繰返し回数

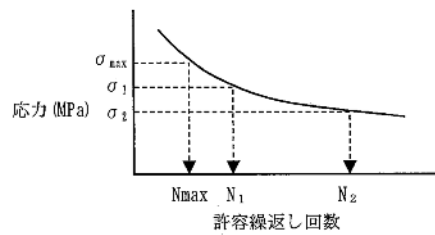


図6 疲労累積係数UF算定方法

⑤ 浸水防護施設に係る耐震安全性評価

a. 耐震安全性評価対象機器

浸水防護施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備）のうち，耐震安全性評価の対象設備設備を以下の(a)～(c)に示す。

- (a) 津波防護施設：防潮堤*1…a
原子炉建屋…b
防潮扉…c
放水路ゲート…d
構内排水路逆流防止設備…e
貯留堰…f

*1：コンクリート構造物（鉄筋コンクリート防潮壁及び鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）及び鉄骨構造物（鋼製防護壁）

- (b) 浸水防止設備：浸水防止蓋*2…g
水密扉*3…h
浸水防護施設*4…i

*2：海水ポンプ室ケーブル点検口 1, 2, 3，放水路ゲート点検用，SA 用海水ピット開口部 1, 2, 3, 4, 5, 6，緊急用海水ポンプ点検用開口部及び人員用開口部，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ 1, 2，常設低圧注水系格納槽点検用水密ハッチ及び可搬型ポンプ用水密ハッチ 1, 2

*3：原子炉建屋原子炉棟水密扉，原子炉建屋附属棟東側水密扉，原子炉建屋附属棟南側水密扉，原子炉建屋附属棟西側水密扉，原子炉建屋附属棟北側水密扉 1，原子炉建屋附属棟北側水密扉 2，原子炉建屋残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉，原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，原子炉建屋高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉

*4：海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁，取水ピット空気抜き配管逆止弁，緊急用海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

- (c) 津波監視設備：取水ピット水位計測装置…j
潮位計測装置…k
潮位監視盤…l
津波・構内監視設備…m

b. 想定される経年劣化事象

上記 a. の設備に想定される経年劣化事象を以下の以下の(a)～(d)に示す。

- (a) コンクリート構造物 (a, b)
a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
・中性化…①
・塩分浸透…②

- b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)
 - ・アルカリ骨材反応…③
 - ・凍結融解…④
 - ・耐火能力低下…⑤
- (b) 鉄骨構造物 (a, c, d, e, f, g, h)
 - a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
 - 該当なし
 - b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)
 - ・腐食…⑥
 - ・風等による疲労…⑦
- (c) 弁 (i)
 - a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
 - 該当なし
 - b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)
 - ・腐食 (孔食・隙間腐食) (弁箱, 弁体ガイド, 基礎ボルト) …⑧
- (d) 計測制御設備 (j, k, l, m)
 - a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
 - 該当なし
 - b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)
 - ・腐食 (全面腐食) (スリーブ, 取付座, 上部閉止板及び取付ボルト・ナット, 筐体, チャンネルベース) …⑨ (j, l, m)
 - ・腐食 (コンクリート埋設部) (ジベル) …⑩ (j)
 - ・腐食 (孔食・隙間腐食) (水位検出器, 検出器ガイド, サポート, ベースプレート, 取付ボルト, 基礎ボルト) …⑪ (k)
 - ・腐食 (基礎ボルト) …⑫ (l, m)
 - ・樹脂の劣化 (後打ちケミカルアンカ) …⑬ (k, l, m)

*: 絶縁低下 (絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む), 特性変化及び導通不良については, 耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため記載は省略する。

c. 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

「b. 想定される経年劣化事象」で整理した経年劣化事象①～⑬について, 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出した結果を表4に示す。

抽出の結果, 潮位監視盤及び津波・構内監視設備の基礎ボルトの腐食が抽出された。

表 4 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	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	×	×
			ii	現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象
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	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	—	—
	2)▲		ii	現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象
		—	—		—	

○：評価対象として抽出

—：評価対象から除外

×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外

■：振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象として評価対象から除外

◎：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

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

⑥ 工事計画認可申請で用いた耐震評価手法等の反映について

(a) 評価手法の反映状況

現状の設備状態に基づき耐震安全性評価を行うことを基本とするが、工事計画に係る設備については、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）どおりに工事が実施されることを前提とした耐震安全性評価を行う。

また、工事計画にて適用されている地震動、評価手法等（評価方法、評価モデル等）を適切に反映した評価を実施する。

既工認と異なる評価手法について、劣化状況評価への適用の状況を表 5 に整理した。

表 5 (1/2) 既工認と異なる評価手法の劣化状況評価への反映状況

項目	概要	工事計画認可申請における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
1. 先行プラントの知見反映を基本として変更する手法					
(1)	クレーンの非線形時刻歴応答解析の適用	すべり及び浮き上がりの条件を考慮した非線形時刻歴応答解析での評価	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC*1 建屋天井クレーン	×	耐震評価対象外機器のため
(2)	ポンプ等の応答解析モデルの精緻化	立形ポンプにおける JEAG4601-1981 追補版に基づく、モデルの精緻化	立形ポンプ(高圧炉心スプレイ系ポンプ他)	○	立形ポンプの耐震安全性評価（基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価）に反映
		架台及び熱交換器本体の相互影響を精緻に評価するための多質点系はりモデルを用いた地震応答解析による評価	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系熱交換器の耐震安全性評価（基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価）に反映
		集中質量を用いる質点モデルから等分布質量としたビーム要素に変更した解析モデルを用いた地震応答解析による評価	格納容器ベント管	×	耐震評価対象外機器のため
(3)	容器等の応力解析への FEM モデルの適用	実機の形状をシェル要素にて模擬し、JSME 等に基づく材料諸元を与えてモデル化	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッド、ディーゼル発電機始動用空気溜め及び燃料油デイトンク	×	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッドは耐震評価対象外機器である。 ディーゼル発電機始動用空気溜め及び燃料油デイトンクの基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価は、JEAG4601 の評価式で算出できるため、FEM モデルは適用していない。

表 5 (2/2) 既工認と異なる評価手法について、劣化状況評価への適用の状況

項目	概要	工事計画認可申請における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
(4)	解析コードの変更	実機形状を質点とはり要素に置き換えた多質点モデルでの応答解析	原子炉圧力容器内構造物(ジェットポンプ, 炉心スプレイスパーージャ, 出力領域計装検出器(LPRM))	×	耐震評価対象外機器のため
2. 鉛直方向地震の動的な取り扱いを踏まえて適用する手法					
(1)	鉛直方向地震の動的な取り扱いを踏まえて適用する手法	水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗平方根による組合せ鉛直方向応答解析モデルの追加	動的地震力を適用して耐震評価を行う機器・配管系	○	動的地震力を適用した耐震評価に対し、従来の絶対値和法並びに二乗平方根適切に反映している。
3. より現実的な応答を模擬する観点から採用する手法					
(1)	最新知見として得られた減衰定数の適用	振動試験結果等を踏まえて設定した減衰定数の採用	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC*1 建屋天井クレーン, 燃料取替機	×	耐震評価対象外機器のため
		新規制基準での PWR プラントでの適用実績及び BWR プラントへの適用を踏まえた検討がされた減衰定数の設定	配管系	○	機器・配管系の耐震安全性評価に反映
(2)	極限解析による評価の適用	JEAG4601 及び JSME 設計・建設規格で規定されている極限解析の適用	炉内構造物	○	シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価に適用

*1：使用済燃料乾式貯蔵建屋

(b) 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価

工事計画認可申請(平成 30 年 2 月補正申請)にて水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せを考慮した耐震評価の対象機器について、経年劣化事象を加味した状態での水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せを考慮した影響評価を実施する。

(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 6 のとおり選定する。

表 6 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度	評価用地震力
S クラス	基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力 (以下, S_s 地震力という)
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力と S クラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方 ^{*3} (以下, 「弾性設計用地震力」という)
B クラス	B クラスの機器に適用される静的地震力 ^{*4, *5}
C クラス	C クラスの機器に適用される静的地震力 ^{*5}

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

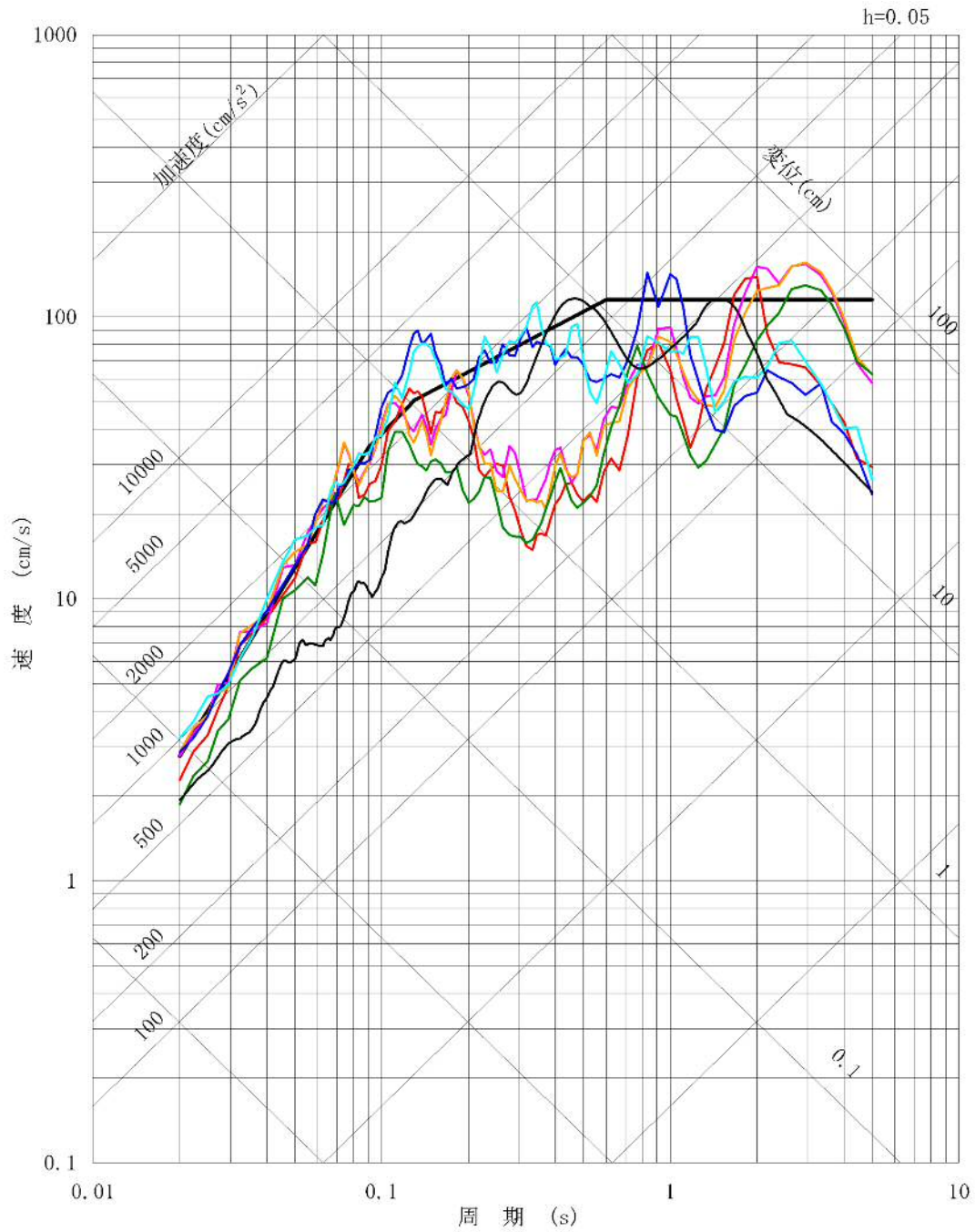
(4) 評価用地震動

劣化状況評価における耐震安全性評価では、設置変更許可申請（平成 29 年 11 月）にて設定されている基準地震動を用いて評価を実施する。

表 7 に考慮した地震と基準地震動の最大加速度、図 7 に基準地震動の応答スペクトルを示す。

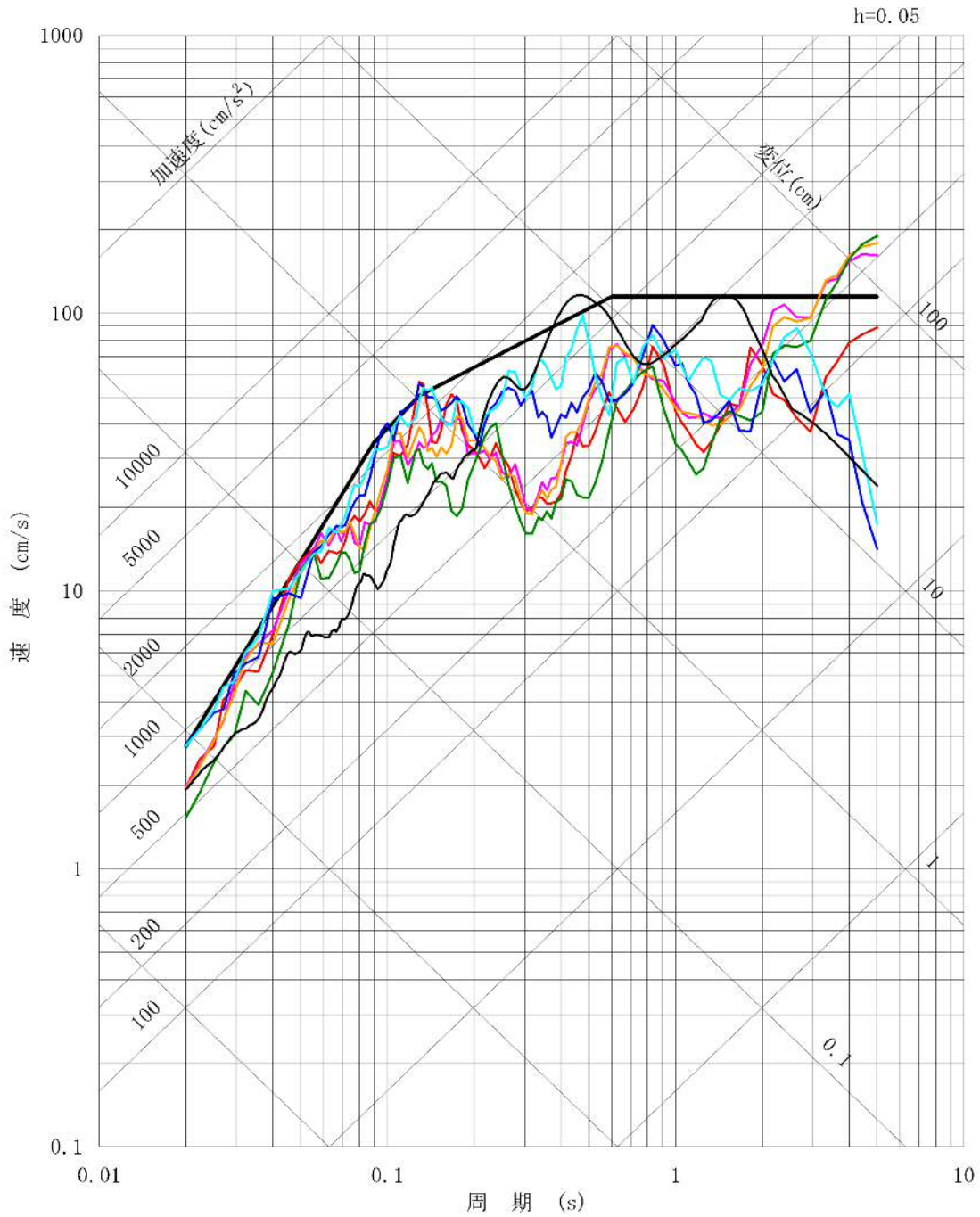
表 7 考慮した地震と地震動の最大加速度

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



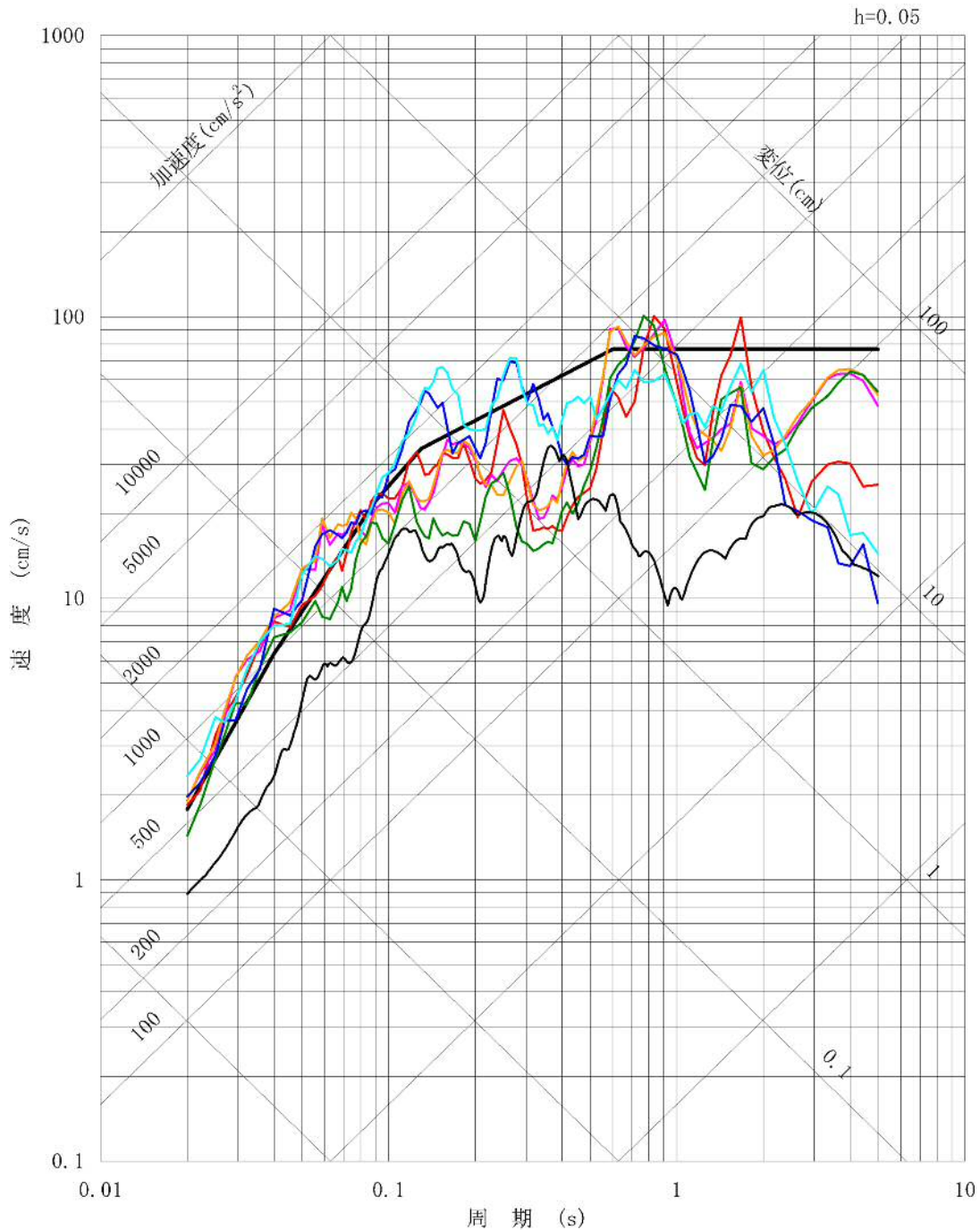
- S_s-D1
- S_s-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北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

図7(1/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (NS) 方向)



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

図7(2/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (EW) 方向)



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

図7(3/3) 基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

(5) 代表の選定

耐震安全性評価においては、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価における評価対象機器全てを対象として耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施することにより、耐震安全性評価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した機器のうち、主要な経年劣化事象ごとに評価結果が厳しい機器を表8に示すとおり代表として選定し、詳細な評価内容について記載する。

表8 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	詳細評価内容を記載する 機器・部位	選定理由
低サイクル疲労	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））	<ul style="list-style-type: none"> 安全上の重要度がクラス1、耐震Sクラス機器且つ地震による疲労累積係数が最も大きい機器 TPO地震を考慮した耐震安全性評価においては疲労割れを考慮して耐震評価を実施した機器のうち、「基準地震動S_gによる疲労累積係数」が最大であり、地震による影響が大きいと考えられる機器
中性子照射脆化	原子炉圧力容器（胴、低圧注水ノズル）	中性子照射脆化に対する評価が必要となる機器
照射誘起型応力腐食割れ、中性子照射による靱性低下	炉心シュラウド	60年時点でしきい照射量を超える中性子照射を受け、且つ亀裂を進展させる応力が存在する機器
熱時効	原子炉再循環ポンプ、原子炉再循環ポンプ入口弁	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェライト量が最大の機器又は機器に作用する応力が最大の機器
粒界型応力腐食割れ	シュラウドサポート	シュラウドサポート溶接部（H7、V8）にひび割れが確認され、ひび割れを残存させた状態で維持規格に基づく亀裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する箇所
配管の腐食 （流れ加速型腐食）	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））	配管の腐食（流れ加速型腐食）による配管減肉を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である箇所及び疲労累積係数が最大である箇所
	第3給水加熱器	管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
基礎ボルトの腐食 （全面腐食）	<ol style="list-style-type: none"> 機器付基礎ボルト <ul style="list-style-type: none"> 主排気筒 残留熱除去系熱交換器 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト 	<ul style="list-style-type: none"> 過去に耐震補強実績があり且つ今回の評価において補強を前提とした評価を行った機器 発生応力と許容応力の比が最大である機器 発生応力が最大である機器

4. 代表の技術評価

(1) 健全性評価

① 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価

原子炉系（蒸気部）配管における運転開始 60 年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数と、基準地震動 S_S を考慮した地震動による疲労累積係数の合計が許容値の 1 を下回ることを確認しており、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 1 に示す。

表 9 原子炉系（蒸気部）配管の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

系統	運転実績回数* ¹ に基づく 疲労累積係数	地震動による* ² 疲労累積係数 (基準地震動 S_S)	合計 (許容値：1)
原子炉系（蒸気部）	0.0853	0.4509	0.5362

*1：過渡実績を踏まえ、今後 60 年までの運転過渡を保守的に想定した疲労累積係数

*2：原子炉圧力容器出口から主蒸気隔離弁（第 2 弁）及び主蒸気逃がし安全弁排気管を考慮した解析モデルに、工事計画認可申請で適用している等価繰返し回数（110 回）を考慮して算出される疲労累積係数

② 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価

原子炉圧力容器について運転開始後 60 年時点における地震時に発生する応力、亀裂進展率及び応力拡大係数 K_I を評価した結果、破壊力学上の許容限界である K_{IC} を下回ることを確認しており、耐震安全性評価上問題ない。

なお、中性子照射脆化評価上最も厳しい評価となる部位は、低圧注水ノズルであるが、JEAC4206 解説-附属書 A-3220 (1) c. より、ノズルコーナ部に対しては、応力方向が異なること及びノズル管台が補強され発生応力が非常に小さいことから、地震荷重の影響は考慮不要となる。

詳細な算出過程を別紙 2 に示す。

③ 照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

炉心シュラウドの H4 溶接継手に亀裂が発生したと仮定し、想定亀裂に作用する荷重（差圧、死荷重及び地震荷重（軸力及びモーメント））による軸方向応力を考慮した応力拡大係数と維持規格に示される破壊靱性値を比較した結果、亀裂が発生してから不安定破壊を生ずるまでの期間が運転期間約 5.23 年と評価されることから、保全計画に定める点検期間（運転期間約 4.6 年）で適切に点検を継続すれば、破壊が生ずる前に検知可能であることを確認した。

詳細な計算過程を別紙 3 に示す。

④ 熱時効を考慮した耐震安全性評価

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ケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱とし、亀裂安定性評価用想定亀裂及び脆化予測モデルを用いて決定した熱時効後の材料の亀裂進展抵抗(J_{mat})と構造系に与えられた応力（運転状態の荷重条件に S_s 地震荷重を考慮した応力）と亀裂長さから算出される亀裂進展力(J_{app})を求めて、最小破壊靱性 $J(\Delta a)$ と比較して不安定破壊しないことを確認した。

図 8 に原子炉再循環ポンプケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果を示す。

評価の結果、亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることで、及び亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることから、原子炉再循環ポンプケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安定破壊することはないと確認した。

詳細な算出過程は熱時効の劣化状況評価の補足説明資料に記載のとおりである。

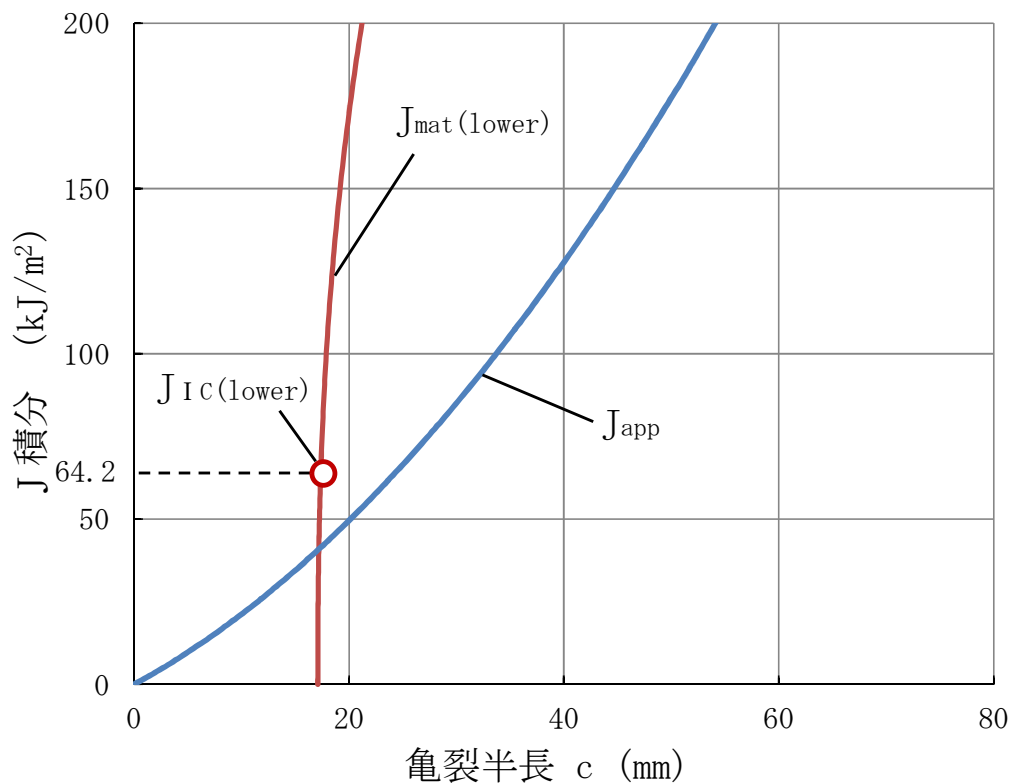


図 8 (1/2) 原子炉再循環ポンプケーシングの亀裂安定性評価結果

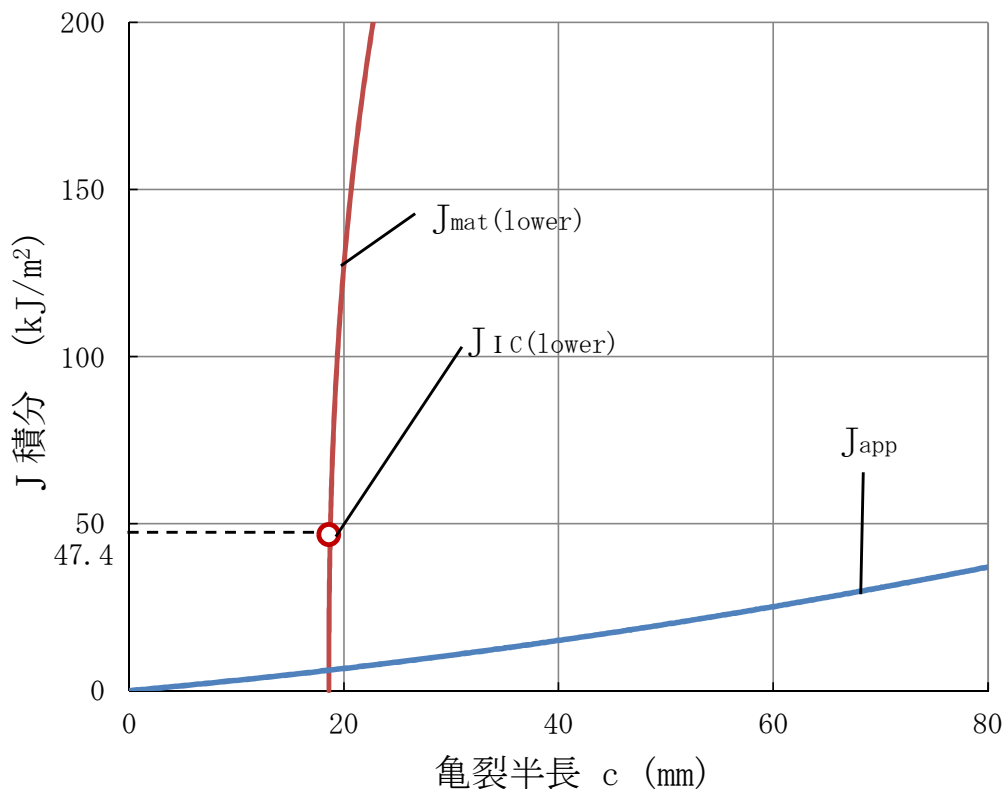


図 8 (2/2) 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果

⑤ 粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

第 24 回定期検査（平成 20 年 3 月）に経済産業大臣に報告している「東海第二発電所におけるシュラウドサポート溶接部のひび割れに関する評価書」における構造健全性評価にて想定したひび割れについて、第 25 回定期検査での継続検査にて想定している範囲内であることを確認したことから、従前の構造健全性評価で考慮したものと同一の想定欠陥に、死荷重、差圧及び基準地震動 S_s による地震荷重（鉛直力、水平力並びにモーメントを考慮する）を用いて運転開始後 60 年時点における極限解析を実施した結果、崩壊荷重は設計上の地震荷重に対して余裕を有することから、耐震安全性評価上問題のないことを確認した。

詳細な算出過程を別紙 4 に示す。

⑥ 腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価

炭素鋼配管系（原子炉系（蒸気部））の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 10 に、給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 11 に、非常用ディーゼル発電機の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 12 にそれぞれ示す。

必要最小板厚又は運転開始後 60 年時点での板厚までの減肉を想定し、地震時の発生応力又は疲労累積係数を評価した結果、許容値（許容応力若しくは疲労累積係数の許容値“1”）を下回ることを確認しており、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙 5 に示す。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強実績及び工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）及び今回の劣化状況評価に伴い耐震補強を想定した耐震評価を行った機器の補強概要を別紙 7 に示す。

表 10 炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1 (MPa)		許容応力*4 (MPa)
						必要最小板厚*2 (MPa)	60年時点板厚*3 (MPa)	
原子炉系 (蒸気部)	クラス 1	S	S _s	IV _A S	一次応力	1031	291	364
					一次+二次応力	2770	831 (疲労累積係数：0.9697)	366 (疲労累積係数許容値：1)
			S _d	III _A S	一次応力	649	225	274
					一次+二次応力	1531	556 (疲労累積係数：0.5657)	366 (疲労累積係数許容値：1)

*1：系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す

*2：配管の内圧等により決定される最小の板厚

*3：これまでの測定データに基づき想定した板厚

*4：設計設規格付録図表 Part5 表 1 又は表 8，表 9 より求まる値

表 11 給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
第 3 給水加熱器	クラス 3	B	S _d	B _A S	一次応力	121	163	166

*1：許容値は設計建設規格付録材料図 Part5 表 5 より定まる値に 1.2 を乗じた値

表 12 非常用ディーゼル発電機の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価中につき追々とさせていただきます。

⑦腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価

a. 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価

評価対象機器の基礎ボルトについて、東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果から運転開始後 60 年時点で全周に 0.3mm の減肉を想定した耐震安全性評価を行い、表 13 に示すとおり運転開始後 60 年時点の腐食を想定した場合においても、発生応力が許容応力を下回ることを確認しており、耐震安全性評価上問題ない。基礎ボルト概要図を図 9 に、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及び工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）及び今回の劣化状況評価に伴い耐震補強を想定した耐震評価を行った機器の補強概要を別紙 7 に示す。

表 13 基礎ボルトの腐食の耐震安全性評価結果

機器名称	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)
主排気筒	C*2	引張	257	324
		せん断	12	187
残留熱除去系熱交換器	S, 重*3	引張	344	488
		せん断	85	375

*1：設計建設規格 Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり、 S_s 地震力が S_d 地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、 S_s 地震力による評価応力が $III_A S$ の許容応力を下回る機器については、S クラス機器は $III_A S$ の許容応力を示す

*2：非常用ガス処理系排気筒（耐震 S クラス）を支持しているため、耐震 S クラス機器の間接支持構造物に該当するため、基準地震動 S_s を考慮した状態での機能維持が要求される

*3：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められることを示す

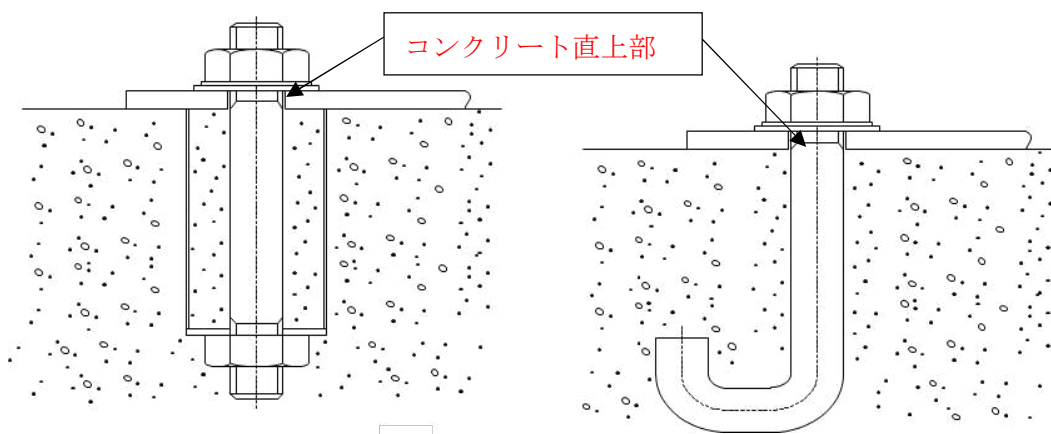


図 9 基礎ボルト概要図

b. 後打ちアンカ基礎ボルトの腐食の耐震安全性評価

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

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価にあたっては、機器付き基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価と同様、コンクリート直上部の全周に運転開始後 60 年時点での腐食量 (0.3mm) を仮定し、保守的に設計許容荷重が作用した場合の応力を評価した結果、発生応力は許容応力を下回ることを確認したことから、耐震安全性評価上問題ない。

後打ちアンカの概要図を図 10 に、詳細な算定過程を別紙 7 に示す。

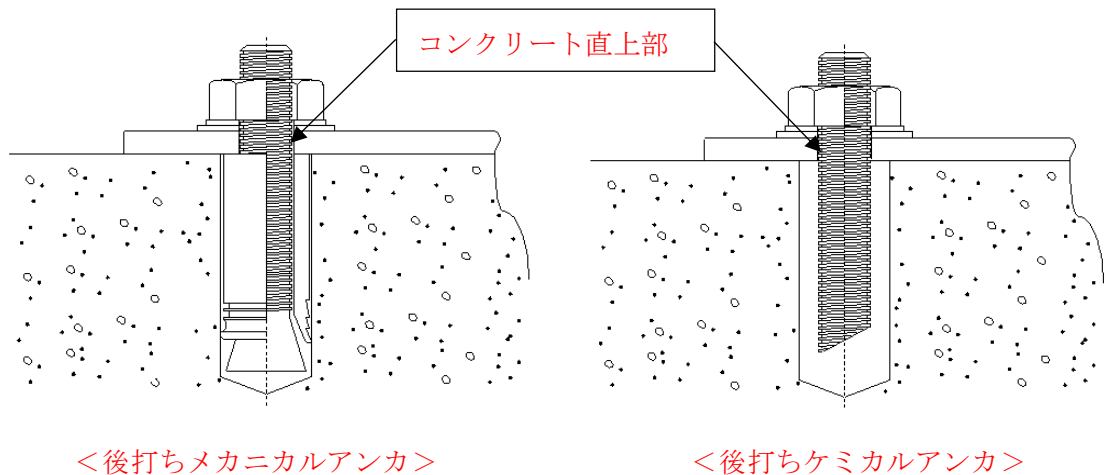


図 10 後打ちアンカボルト概要図

⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価

原子炉給水逆止弁 (B22-F010, F032)、主蒸気ドレン弁 (B22-F016, F019) について、耐震 JEAG 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最大加速度を 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、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であり、弁の動的機能が維持されることを確認した。

上記弁の動的機能維持評価結果を表 14 に、詳細な算出過程を別紙 9 に示す。

表 14 原子炉給水逆止弁、主蒸気ドレン弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	逆止弁（弁箱材料：炭素鋼，内部流体：純水）				仕切弁（弁箱材料：炭素鋼，内部流体：蒸気）			
			原子炉系				原子炉系			
			原子炉給水逆止弁 (B22-F010)		原子炉給水逆止弁 (B22-F032)		主蒸気ドレン弁*1 (B22-F016)		主蒸気ドレン弁*1 (B22-F019)	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
Ss	水平	工認値	工認未反映のため追而とします							
		劣化状況 評価値	4.90	6.0	3.88	6.0	5.82	6.0	1.74	6.0
		工認値	評価未完のため追而とします。							
		劣化状況 評価値								
	鉛直	工認値	工認未反映のため追而とします							
		劣化状況 評価値	3.37	6.0	1.31	6.0	1.24	6.0	1.01	6.0
		工認値	評価未完のため追而とします。							
		劣化状況 評価値								

* 1 : 「弁の技術評価書」における代表機器以外の弁

⑨ 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象の抽出及び制御棒挿入性への影響評価を行い、工事計画認可申請書「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」の評価に影響を与える経年劣化事象のないことを確認した。影響評価結果を表15に示す。

一方、工事計画認可申請書「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」において、以下2点が確認されている。

- ・基準地震動 S_s を用いて評価した燃料集合体の最大応答相対変位は 16.8^{*1} mmであること
- ・実機を模擬した試験により、燃料集合体の相対変位が約 40mm においても、90%ストロークスクラム時間が 3.5 秒以内であること

したがって、基準地震動 S_s を考慮しても制御棒の挿入性に影響を与えることはなく、考慮すべき経年劣化事象に対し、制御棒挿入時間を評価し、安全評価上の規定時間以下であることを確認した。

前述の通り、制御棒の挿入性に影響する経年劣化事象はないものと評価しており、経年劣化を考慮した地震時の燃料集合体の変位を評価した結果は工事計画認可申請書で確認した 16.8 mm^{*1} となり、機能確認済相対変位である約 40 mm 以下となる。

工事計画認可申請書添付書類「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」を添付資料1に示す。また、工事計画認可申請書添付書類「V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書」を添付資料2に示す。

- *1：「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」には、「V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書」で解析により得られた最大応答相対変位である 11.1mm に、裕度（1.5 倍）を見込んだ評価用の値。

表 15 制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象
及び制御棒挿入性への影響評価

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
制御棒	ローラ、ピンの摩耗	耐摩耗性の高いコバルト基合金、ニッケル基合金を使用されていること、且つ定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルの靱性低下、照射誘起型応力腐食割れ	制御棒の動作性に問題が生じていないことを、定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により確認しているため、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、ピン、上部ハンドルの粒界型応力腐食割れ		無
炉内構造物	炉心シュラウド、シュラウドサポートの疲労割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、また 60 年時点での疲労評価にて疲労累積係数が 1 より小さいことを確認し、疲労破壊を起こさないため、炉心支持機能に与える影響はない	無
	炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の粒界型応力腐食割れ	現状確認されているひびを保守的に拡大し健全性を評価した結果、60 年時点で破壊に至らないことを確認しており、また、ひびの方向性がは縦方向のみで変位影響を及ぼさないことから、炉心支持機能に与える影響はない。	無
		上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管現状目視点検で割れが確認されておらず、維持規格に基づき計画的に点検を実施するため、炉心支持機能に与える影響はない。	
	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、しきい照射量を超える炉心シュラウドと上部格子板のうち、炉心シュラウドはひび発生後から 5.23EFPY で破壊に至るが、4 定検毎に点検を実施する様計画されており、破壊を起こさない。上部格子板は溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないため、炉心支持機能に与える影響はない。その他の機器はしきい照射量に達せず、照射誘起型応力腐食割れが発生しない。	無
炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射スウェリング、照射下クリープ	炉心支持機能に与える影響はない。	無	
	燃料支持金具（中央）、制御棒案内管の熱時効	現状目視点検で割れが確認されておらず、亀裂の原因となる経年劣化事象がなく、熱時効による破壊に至らないため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
燃料集合体	燃料被覆管の腐食	燃料被覆管の腐食を考慮して燃料被覆管の地震時応力を算出し、制御棒挿入性を評価している。	無

⑩ TPO 地震を考慮した耐震安全性評価

運転開始後 60 年時点での運転実績回数に基づく疲労累積係数及び基準地震動 S_s による疲労累積係数と TPO 地震による疲労累積係数を足し合わせた合計値が、表 16 に示すとおり許容値“1”を下回り、TPO 地震を考慮しても低サイクル疲労を考慮した耐震安全性に影響を及ぼさないことを確認した。

詳細の算出過程は別紙 10 参照。

表 16 TPO 地震を考慮した原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数

系統	運転実績回数に基づく 疲労累積係数	基準地震動 S_s による 疲労累積係数	TPO 地震による 疲労累積係数	合計 (許容値：1)
原子炉系 (蒸気部)	0.0853	0.4509	0.2870	0.8232

⑪ 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価

水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価については追而とする。

詳細の算出過程は別紙 11 参照。

(2) 現状保全

耐震安全性評価対象機器の現状保全については、各劣化状況評価の補足説明資料に記載のとおりである。

また、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、耐震安全性評価対象機器について検査等を実施した結果、耐震安全性評価に影響を及ぼす有意な欠陥等は確認されていない。

(3) 総合評価

60 年間の供用を想定した各劣化状況評価対象機器の耐震安全性評価については、経年劣化事象を考慮した場合においても、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の要求事項を満足し、耐震安全性に問題ないことを確認した。

また、耐震安全性評価対象機器の現状保全については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化状況を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性評価に問題がないことを確認しており、各設備の現状保全は適切である。

なお、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

(4) 高経年化への対応

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

5. まとめ

(1) 審査基準適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。低サイクル疲労についての要求事項との対比を表 17 に示す。

表 17 延長しようとする期間における要求事項との対比 (1/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。	4. (1)①, ⑥, ⑦に示すとおり、低サイクル疲労及び腐食を考慮した機器について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。
	○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを確認した。	4. (1)②～⑤に示すとおり、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、熱時効及び粒界型応力腐食割れを考慮した機器について、地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを確認した。
	○ 経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した。	4. (1)⑧に示すとおり、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した。
	○ 経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であることを確認した。	4. (1)⑨に示すとおり、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、経年劣化事象を考慮した状態での地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、工事計画認可申請での評価結果（機能確認済相対変位以下であり、また、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下である）に影響を与えないことを確認した。

表 17 延長しようとする期間における要求事項との対比 (2/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>实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>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>3. (1)①, ②に示すとおり, 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにより, 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出している。</p>
	<p>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>4. (1)①～⑨に示すとおり, 運転開始後 60 年時点までの経年劣化を考慮した状態における耐震安全性評価を実施している。</p>
	<p>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>4. (2), (3)に示すとおり, 耐震安全性評価を実施して審査基準を満足していることから, 耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。</p>
	<p>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>4. (4)に示すとおり, 耐震安全評価において審査基準を満足し, 耐震安全性が確保されているものの, 炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)については, 今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い, 減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを, 保守管理に関する方針(長期保守管理方針)に記載した。</p>
	<p>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>4. (1)⑩に示すとおり, 現に発生した大規模地震等による影響が蓄積され, 且つ地震による影響の大きいと考えられる地震時の疲労累積係数の大きい経年劣化事象及び部位を抽出し, 耐震安全性評価を実施し, 許容値を下回ることを確認した。</p>

表 17 延長しようとする期間における要求事項との対比 (3/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(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>	<p>4. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に記載した。</p>
<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。</p>	<p>4. (1)～(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、審査基準を満足して耐震安全上問題のないことを確認しているとともに、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に記載した。</p>
	<p>実用炉規則第 82 条第 1 項から第 3 項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後 30 年、40 年又は 50 年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、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. (4)に示すとおり、設置変更許可申請（平成 29 年 11 月）にて規制基準の要求を満足する基準地震動及び弾性設計用地震動を用いて評価を実施している。</p>

表 17 延長しようとする期間における要求事項との対比 (4/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</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、運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価を行うに当たっては、30 年時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期保守管理方針の意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これら結果を適切に反映すること。</p>	<p>4. (4) に示すとおり、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に記載した。</p>

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する必要があるため、保守管理に関する方針を表 18 のとおり定め、運転期間延長認可申請書の「保守管理に関する方針」にて記載するとともに、当該方針を長期保守管理に関する方針として原子炉施設保安規定に定め、確実に実施していく。

表 18 保守管理に関する方針（抜粋）

No.	保守管理に関する方針	実施時期 ^{※2}
5	<p>炭素鋼配管*の腐食（流れ加速型腐食）について、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。</p> <p>*：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 給水加熱器ドレン系配管</p>	中長期

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

別紙

- 別紙 1. 低サイクル疲労割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 2. 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 3. 照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 4. シュラウドサポートの粒界型応力腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 5. 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 6. 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 7. 後打ちアンカの耐震安全性評価について
- 別紙 8. 建設後の耐震補強の実績について
- 別紙 9. 弁の動的機能維持評価について
- 別紙 10. 震災が評価に与える影響とその考え方について
- 別紙 11. 水平 2 方向を考慮した影響評価について
- 別紙 12. 浸水防護施設の耐震安全性評価について
- 別紙 13. 工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し
前後の相違点について

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し前後の相違点について

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）の審査の内容を踏まえて、劣化状況評価における耐震安全性評価の見直しを行うものは以下のとおり。

1. 原子炉格納容器内大型機器、機器・配管系の等価繰返し回数を見直しを反映した評価

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

(1) 影響範囲の抽出

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

(2) 評価手法

(1) で抽出された機器について、個別に設定する等価繰返し回数を算出し、現状の 110 回を超える若しくは 110 回以下で分類する。

① 個別に設定する等価繰返し回数が 110 回を超える場合

個別に設定する等価繰返し回数が 110 回を超える機器については、新規に設定される 160 回にて地震時の疲労累積係数を再評価し、運転開始後 60 年時点での疲労累積係数との合計値が許容値を下回ることを確認する。

② 個別に設定する等価繰返し回数が 110 回以下の場合

個別に設定する等価繰返し回数が 110 回以下の機器については、現状の疲労累積係数の評価結果の方が保守的となるため、再評価は行わず、現状の評価結果を評価値とする。

2. 東北地方太平洋沖地震の地震観測記録を踏まえた耐震評価

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

(1) 評価方法

原子炉建屋内機器の固有周期を確認し、観測記録とシミュレーション解析の応答比率を踏まえた割り増しを考慮しても、設備の有する耐震裕度に収まることを確認する。(地震計が設置されていない箇所については、3次元 FEM モデルの応答を踏まえた影響検討