

東二総発第42号

平成30年9月20日

茨城県知事 大井川 和彦 殿

日本原子力発電株式会社

東海事業本部東海第二

所長 江口 藤

東海第二発電所の運転期間延長認可申請に関する報告
の一部変更について

拝啓 時下ますますご清栄のこととお慶び申し上げます。

平素は弊所事業運営に格別のご高配を賜り、厚く御礼申し上げます。

さて、平成29年11月21日付原対第259号のご要請に基づき、弊所より平成29年11月24日付東二総発第41号（平成30年2月23日付東二総発第65号及び平成30年5月8日付東二総発第5号にて一部変更）にてご回答申しあげました件につきまして、下記のとおり一部変更させていただきたいと存じますので、よろしくお願い申し上げます。

敬 具

記

1. 変更箇所

「添付書類二 劣化状況評価書」の一部

2. 変更内容

- (1) 経年劣化主要6事象の審査内容の反映
- (2) 共通事項の審査内容の反映
- (3) 工事計画審査及び機器設計進捗の反映
- (4) 燃料有効長頂部の記載誤りの水平展開の反映
- (5) 記載の適正化

3. 変更理由

運転期間延長認可申請の審査内容及び平成30年9月20日付で原子力規制委員会殿に提出した「東海第二発電所の工事計画認可補正申請書」に伴う設計進捗等に伴い、「添付書類二 劣化状況評価書」の記載内容を変更したため。

4. 添付書類

「東海第二発電所 劣化状況評価書」

以上

東海第二発電所の運転期間延長認可申請に関する報告の一部変更について

参考資料

1. 変更の経緯

運転期間延長認可申請の審査結果及び平成30年9月20日付で原子力規制委員会殿に提出した「東海第二発電所の工事計画認可補正申請書」に伴う設計進捗等に伴い、「添付書類二 劣化状況評価書」の記載内容を変更したため。

2. 変更内容

(下記の添付1~12は、各変更内容の代表例を示しています。)

(1) 経年劣化主要6事象の審査結果の反映

- ①低サイクル疲労：反映事項なし
- ②中性子照射脆化：「原子炉圧力容器」の低圧注水ノズルを含めた最低使用温度評価の変更 添付1参照
- 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の進展を考慮した評価の追加 添付2参照
- ④2相ステンレス鋼の熱時効：「原子炉再循環ポンプ」、「仕切弁」の熱時効の定量評価を追加 添付3参照
- ⑤電気計装品の絶縁低下：事故時条件の見直し及び環境条件の反映、震災影響評価を追加 添付4参照
- ⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下：震災影響評価を追加 添付5参照
- ⑦上記事象の評価結果に関する耐震評価への反映 添付6参照

(2) 共通事項の審査結果の反映

- ①日常劣化管理事象(△)から日常劣化管理事象以外(▲)への変更 添付7参照

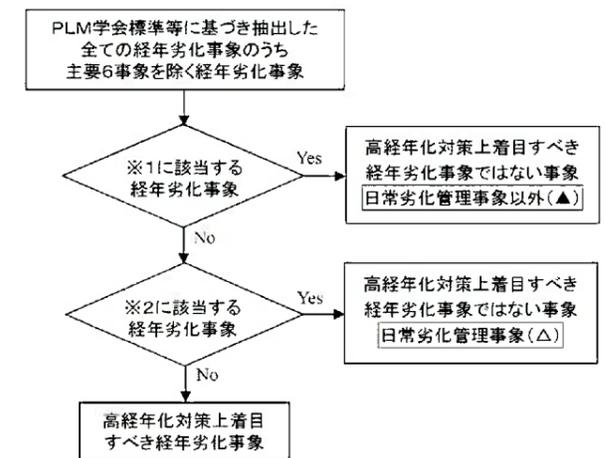
評価書		経年劣化事象	評価機器名	部位
大分類	中分類			
容器	原子炉圧力容器	内面の腐食(全面腐食、流れ加速型腐食)	原子炉圧力容器	主蒸気ノズル、給水ノズル及び上鏡内面等
容器	その他容器	クリープ	活性炭ベツト、排ガス再結合器	鏡板、脚板、フランジカバー
炉内構造物	炉内構造物	照射下クリープ	炉内構造物	①炉心シュラウド、②上部格子板、③炉心支持板、④中央・周辺燃料支持金具、⑤制御棒案内管
炉内構造物	炉内構造物	照射スウェリング	炉内構造物	①炉心シュラウド、②上部格子板、③炉心支持板、④中央・周辺燃料支持金具、⑤制御棒案内管
機械設備	制御棒	中性子吸収による制御能力低下	ボロン・カーバイド型制御棒	制御材
弁	①逆止弁 ②安全弁 ③主蒸気隔離弁 ④主蒸気逃がし安全弁 ⑤制御弁 ⑥電動弁用駆動部 ⑦空気作動弁用駆動部	へたり	①スプリングのある逆止弁共通 ②安全弁共通 ③主蒸気隔離弁 ④主蒸気逃がし安全弁 ⑤制御用圧縮空気系ドライウエル N2供給ライン圧力調整弁 ⑥電動弁用駆動部共通 ⑦空気作動弁用駆動部共通	スプリング
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	熱時効	原子炉再循環ポンプ	羽根車、水中軸受、ケーシングカバー、ケーシングリング
機械設備	制御棒	中性子照射による脆性低下	ボロン・カーバイド型制御棒	制御材

②日常劣化管理事象以外(▲)から日常劣化管理事象(△)への変更 添付8参照

評価書		経年劣化事象	評価機器名	部位
大分類	中分類			
機械設備	廃棄物処理設備	摩耗及び高サイクル疲労割れ	【濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備】 廃液濃縮器加熱器、廃液濃縮器復水器 【機器ドレン系設備】 クラッドスラリ濃縮器加熱器、クラッドスラリ濃縮器復水器、減容固化系設備乾燥機復水器	伝熱管
機械設備	廃棄物処理設備	内面の腐食(全面腐食)	雑固体焼却系設備廃棄物処理建屋排気筒	排気筒筒身

【参考】主要6事象は、原則、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とし、それ以外の経年劣化事象のうち、下記※1、※2のいずれかに該当する場合は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として整理。

- ※1: 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象。
- ※2: 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。



(3) 工事計画審査及び機器設計進捗の反映

- ①「原子炉格納容器本体」の技術評価書に「コリウムシールド」を追加 添付9参照
- ②「コンクリート構造物及び鉄骨構造物」の技術評価書に「ブローアウトパネル閉止装置」を追加 添付10参照
- ③追加機器及び工事計画審査により変更となった評価手法の耐震・耐津波安全性評価への反映、その他機器設計進捗の反映等 添付11参照

(4) 燃料有効長頂部の記載誤りの水平展開の反映

燃料有効長頂部の記載誤りを受け、根拠となる図書と異なった数値が確認された箇所について関連する評価書へ展開し正しい記載に見直した。 添付12参照

(5) 記載の適正化

3. 今後の変更(補正)予定

今回の補正は、審査が継続されている耐震耐津波に関連する審査反映事項の一部は含まれていないため、別途反映し補正する必要がある。

その他、新規基準に関連する工事計画認可・届出の情報を反映し補正を行う予定。

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付2

補正前	補正後	備考								
<p><u>炉心シュラウド（中間胴）には溶接部があり、外面の溶接熱影響部に対してはウォータージェットピーニング施工により残留応力の改善を行い、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性を低減している。</u></p> <p>3. 環境要因</p> <p>評価対象機器は炉心近傍に位置していることから、照射による水の放射線分解の影響が顕著となる可能性がある。</p> <p>なお、1997年度より水素注入を行い、応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っている。</p> <p>また、炉心シュラウド（中間胴）の内面の溶接部及び熱影響部に対しては水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングすることにより、局部的に腐食環境の改善効果を向上させている。</p> <p>4. 評価結果</p> <p>① 健全性評価</p> <p><u>上部格子板のグリッドプレートには溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、しきい照射量を超えるものの照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。</u></p> <p><u>炉心シュラウド（中間胴）の溶接熱影響部には、ウォータージェットピーニング施工により残留応力の改善を図るとともに、溶接部及び熱影響部には水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングして、局部的に腐食環境の改善効果を向上させているため、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。</u></p> <p><u>また、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、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発生の可能性はない。</u></p> <p>② 現状保全</p> <p>炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については、<u>維持規格及びガイドラインに基づき計画的に水中テレビカメラによる目視点検並びに長期保守管理方針に基づきMVT-1による目視点検を実施しており、これまでの目視点検において、有意な欠陥は確認されていない。</u></p> <p>③ 総合評価</p> <p><u>炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については、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は発生しないものと評価する。</u></p> <p><u>炉心シュラウド、上部格子板については、維持規格及びガイドライン等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。</u></p>	<p><u>炉心シュラウド（中間胴）の母材部及び上部格子板のグリッドプレートについてはしきい照射量を超えるものの、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いことから、照射誘起型応力腐食割れの主要因となる可能性はないものと評価する。</u></p> <p>3. 環境要因</p> <p>評価対象機器は炉心近傍に位置していることから、照射による水の放射線分解の影響が顕著となる可能性がある。</p> <p>なお、1997年度より水素注入を行い、応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っている。</p> <p>また、炉心シュラウド（中間胴）の内面の溶接部及び熱影響部に対しては水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングすることにより、局部的に腐食環境の改善効果を向上させている。</p> <p>4. 照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価</p> <p>以上の1.～3.の結果から、炉心シュラウド（中間胴）の内面の溶接部については、これまでの点検でき裂は認められていないが、将来にわたって照射誘起型応力腐食割れが発生することを否定できないため、周方向溶接部の内面に全周き裂を想定し、照射誘起型応力腐食割れの発生、進展に中性子照射量の増加による靱性低下を考慮した評価を実施した。</p> <p>その結果、表2.3-3に示すように応力拡大係数は、運転開始後60年時点の破壊靱性値を下回ることから、不安定破壊することはないと判断する。</p> <p style="text-align: center;">表 2.3-3 炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れ評価</p> <table border="1" data-bbox="1650 1346 2395 1507"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>評価 地震力</th> <th>想定き裂応力 拡大係数(MPa\sqrt{m})</th> <th>破壊靱性値^{*1} (MPa\sqrt{m})</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心シュラウド (中間胴内面溶接部)</td> <td>S_s^{*2}</td> <td>73.8</td> <td>75</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：維持規格 添付E-14 3.に基づき定めた、運転開始後60年時点の中性子照射量を考慮した破壊靱性値 *2：静的地震力及び基準地震動S_sの最大値</p>	評価対象	評価 地震力	想定き裂応力 拡大係数(MPa \sqrt{m})	破壊靱性値 ^{*1} (MPa \sqrt{m})	炉心シュラウド (中間胴内面溶接部)	S _s ^{*2}	73.8	75	<p>照射誘起型応力腐食割れの審査結果の反映 上部格子板の応力腐食割れ発生の可能性を見直し</p> <p>照射誘起型応力腐食割れの審査結果の反映 照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価の追記</p>
評価対象	評価 地震力	想定き裂応力 拡大係数(MPa \sqrt{m})	破壊靱性値 ^{*1} (MPa \sqrt{m})							
炉心シュラウド (中間胴内面溶接部)	S _s ^{*2}	73.8	75							

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補 正 前	補 正 後	備 考
<p>(2) ケーシングの熱時効</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>ケーシングに使用しているステンレス鋳鋼は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む2相組織であり、使用環境温度は250℃以上（最高使用温度302℃）であるため、熱時効による靱性低下等の機械的特性が変化することが想定される。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>熱時効による靱性低下は、フェライト量が多く、使用温度が高いほど大きくなる。</p> <p>靱性が低下した状態でき裂が存在する場合には小さな荷重でき裂が進展し、不安定破壊を引き起こす可能性があるが、前述の(1)で述べたとおり、高経年化対策上着目すべき経年化事象としているケーシングの疲労割れについて技術評価した結果、き裂の原因となる疲労割れが発生する可能性は小さいとしている。</p> <p>② 現状保全</p> <p>ケーシングの熱時効については、分解点検時の目視点検によりき裂の有無を確認しており、これまでの点検結果からき裂は確認されていない。</p> <p>③ 総合評価</p> <p>健全性評価及び現状保全から、ケーシングについては、高温環境下のため熱時効により靱性が低下する可能性はあるが、分解点検時の目視点検によりき裂がないことを確認しており、熱時効が問題となる可能性は小さい。</p> <p>c. 高経年化への対応</p> <p>ケーシングの熱時効については、現状保全の内容に追加すべき項目はなく、今後現状保全を継続していく。</p>	<p>(2) ケーシングの熱時効</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>ケーシングに使用しているステンレス鋳鋼は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む2相組織であるため、高温での長期の使用に伴い、時間とともにフェライト相内でより安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起こることにより、靱性の低下、材料特性変化を起こす可能性がある。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>プラントの長期間運転中に熱時効を受けたステンレス鋳鋼は、引張強さは増加するので材料強度の評価上の余裕は向上するが、材料の靱性が低下する。</p> <p>ここでは、保守的に初期欠陥を想定し、破壊力学的手法を用いて、ステンレス鋳鋼の熱時効後のき裂の安定性評価を実施した。</p> <p>熱時効による健全性評価への影響は、発生応力（荷重）が大きいほど大きくなることから、初期欠陥を想定したステンレス鋳鋼の部位の中で発生応力が最も大きい原子炉再循環ポンプケーシングを評価部位として選定した。</p> <p>具体的には、評価対象部位の熱時効後の材料のき裂進展抵抗^{*1}（J_{mat}）と構造系に作用する応力から算出されるき裂進展力^{*2}（J_{app}）を求めてその比較を行った。</p> <p>その結果、図2.3-2に示すように運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂^{*3}を想定しても、J_{mat}がJ_{app}と交差し、J_{mat}がJ_{app}を上回ること、およびJ_{mat}とJ_{app}の交点においてJ_{mat}の傾きがJ_{app}の傾きを上回ることから、ケーシングは不安定破壊することはなく、健全性評価上問題とならないと判断する。</p> <p>*1：き裂進展抵抗は、「S.Kawaguchi et al., " PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING", ASME PVP 2005-71528」にて公開されている脆化予測モデル（H3Tモデル：Hyperbolic Time Temperature Toughness）を用いて、評価部位のフェライト量を基に、運転開始後60年時点の熱時効時間におけるき裂進展抵抗を予測した。また、予測の下限値を採用した。</p> <p>*2：初期き裂の想定、き裂進展、貫通き裂の想定は、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG4613-1998）」の評価手法を参考にした。き裂進展力は、EPRI NP-6301-D(1989)のJ積分の解析解に基づき算出した。また、き裂進展力の算出において考慮する応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力（内圧、自重、地震(Ss))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。</p>	<p>ポンプの技術評価書</p> <p>3. 原子炉再循環ポンプ</p> <p>2相ステンレス鋼の熱時効の審査結果の反映</p> <p>2相ステンレス鋼の熱時効のき裂安定性評価の内容を記載</p>

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補 正 前	補 正 後	備 考
補正前なし	<p style="color: red;">*3：原子炉再循環系の疲労評価用過渡条件及び地震動による運転開始後 60 年時点までの疲労き裂の進展を考慮しても、当該き裂はケーシングを貫通しない評価結果となったが、その後のき裂の安定性評価においては、保守的に貫通き裂を想定した。</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図 2.3-2 原子炉再循環ポンプケーシングのき裂安定性評価結果</p> <p>② 現状保全 ケーシングは、製造時に、放射線透過検査及び浸透探傷検査を実施しており、き裂のないことを確認している。現状保全としては、分解点検時のポンプの内表面の目視点検により、異常のないことを確認している。また、供用期間中検査として定期的にケーシングと配管の溶接部の超音波探傷検査及びケーシングの内表面の目視点検を実施し、判定基準を満足していることを確認している。</p> <p>③ 総合評価 運転開始後60年時点を想定したケーシングの健全性評価結果から判断して、当該部位は不安定破壊することはなく、延長しようとする期間において熱時効が構造健全性で問題となる可能性はない。 また、現状保全において、目視点検又は超音波探傷検査を実施し、異常の無いことを確認している。</p> <p>c. 高経年化への対応 ケーシングの熱時効については、現状保全の内容に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。</p>	<p>2相ステンレス鋼の熱時効の審査結果の反映 2相ステンレス鋼の熱時効のき裂安定性評価の内容を記載及びそれに伴うページの追加</p>

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付4

補正前		補正後		備考																
<p>表 2.3-5 難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件 (電気学会推奨案)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験条件</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化</td> <td>121 ℃×168 時間 原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 (通常時+事故時)</td> <td>放射線照射線量 : 500 kGy 東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量約 116.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値 116.0 kGy を加えた線量) を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>事故時雰囲気曝露</td> <td>最高温度 : 171 ℃ (171 ℃×1 時間, 121 ℃×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 ℃、最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 105 ℃、最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。</td> </tr> </tbody> </table>		試験条件	説明	加速熱劣化	121 ℃×168 時間 原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。	放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy 東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量約 116.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値 116.0 kGy を加えた線量) を包絡する。	事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ (171 ℃×1 時間, 121 ℃×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 ℃、最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 105 ℃、最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。	<p>表 2.3-5 難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件 (電気学会推奨案)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験条件</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化</td> <td>121 ℃×168 時間 原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 (通常時+事故時)</td> <td>放射線照射線量 : 500 kGy 東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量約 101 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値 100 kGy を加えた線量) を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>事故時雰囲気曝露</td> <td>最高温度 : 171 ℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。</td> </tr> </tbody> </table>		試験条件	説明	加速熱劣化	121 ℃×168 時間 原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。	放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy 東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量約 101 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値 100 kGy を加えた線量) を包絡する。	事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。	<p>ケーブルの技術評価書 2. 低圧ケーブル</p>
試験条件	説明																			
加速熱劣化	121 ℃×168 時間 原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。																			
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy 東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量約 116.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値 116.0 kGy を加えた線量) を包絡する。																			
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ (171 ℃×1 時間, 121 ℃×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 ℃、最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 105 ℃、最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。																			
試験条件	説明																			
加速熱劣化	121 ℃×168 時間 原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。																			
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy 東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量約 101 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値 100 kGy を加えた線量) を包絡する。																			
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。																			
<p>表 2.3-6 難燃 CV ケーブル長期健全性試験結果 (電気学会推奨案)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>試験手順</th> <th>判定基準</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>屈曲浸水耐電圧試験</td> <td>① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (26.7 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。</td> <td>絶縁破壊しないこと。</td> <td>良</td> </tr> </tbody> </table>		項目	試験手順	判定基準	結果	屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (26.7 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良	<p>表 2.3-6 難燃 CV ケーブル長期健全性試験結果 (電気学会推奨案)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>試験手順</th> <th>判定基準</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>屈曲浸水耐電圧試験</td> <td>① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (14.0 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。</td> <td>絶縁破壊しないこと。</td> <td>良</td> </tr> </tbody> </table>		項目	試験手順	判定基準	結果	屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (14.0 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良	<p>仕様等変更の反映 設計進捗による重大事故等時の放射線・周囲温度の反映</p> <p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 当該ケーブルの使用箇所の見直しに伴う修正</p>
項目	試験手順	判定基準	結果																	
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (26.7 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良																	
項目	試験手順	判定基準	結果																	
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (14.0 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良																	
<p>表 2.3-7 難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件 (ACA ガイド)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験条件</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱・放射線同時劣化</td> <td>100 ℃-99.3 Gy/h-2,500 時間 「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 (事故時)</td> <td>放射線照射線量 : 100 kGy 東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>事故時雰囲気曝露</td> <td>最高温度 : 171 ℃ (171 ℃×1 時間, 121 ℃×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 ℃、最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。</td> </tr> </tbody> </table>		試験条件	説明	熱・放射線同時劣化	100 ℃-99.3 Gy/h-2,500 時間 「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。	放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 100 kGy 東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy を包絡する。	事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ (171 ℃×1 時間, 121 ℃×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 ℃、最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。	<p>表 2.3-7 難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件 (ACA ガイド)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験条件</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱・放射線同時劣化</td> <td>100 ℃-99.3 Gy/h-2,500 時間 「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 (事故時)</td> <td>放射線照射線量 : 100 kGy 東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>事故時雰囲気曝露</td> <td>最高温度 : 171 ℃ 最高圧力 : 0.177 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。</td> </tr> </tbody> </table>		試験条件	説明	熱・放射線同時劣化	100 ℃-99.3 Gy/h-2,500 時間 「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。	放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 100 kGy 東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy を包絡する。	事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ 最高圧力 : 0.177 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。	<p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 長期健全性試験データの見直しによる修正</p> <p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 評価書間の記載の統一に伴う削除</p> <p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 TAF 水平展開による数値の妥当性確認結果の反映 最高圧力の修正</p>
試験条件	説明																			
熱・放射線同時劣化	100 ℃-99.3 Gy/h-2,500 時間 「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。																			
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 100 kGy 東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy を包絡する。																			
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ (171 ℃×1 時間, 121 ℃×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 ℃、最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。																			
試験条件	説明																			
熱・放射線同時劣化	100 ℃-99.3 Gy/h-2,500 時間 「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。																			
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 100 kGy 東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy を包絡する。																			
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 ℃ 最高圧力 : 0.177 MPa 曝露時間 : 25 時間 東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃、最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。																			

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補 正 前	補 正 後	備 考																																								
<p style="text-align: center;">表 2.3-15 難燃 PN ケーブル長期健全性試験条件 (ACA ガイド)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;"></th> <th style="width: 25%;">試験条件</th> <th style="width: 60%;">説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱・放射線同時劣化</td> <td>100℃-94.7 Gy/h-6,990 時間</td> <td>「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年間の通常運転期間を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 (事故時)</td> <td>放射線照射線量 : 500 kGy</td> <td>東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>事故時雰囲気曝露</td> <td>最高温度 : 171℃ (171℃×9 時間, 121℃×312 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間</td> <td>東海第二における設計基準事故時の最高温度 171℃, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2.3-16 難燃 PN ケーブル長期健全性試験結果 (ACA ガイド)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 25%;">試験手順</th> <th style="width: 25%;">判定基準</th> <th style="width: 35%;">結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>JIS 耐電圧試験</td> <td>AC 1,500 V-1 分間</td> <td>絶縁破壊しないこと。</td> <td>良</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 現状保全 難燃 PN ケーブルの絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。 また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。 さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替を行うこととしている。</p> <p>③ 総合評価 健全性評価結果から判断して、絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さく、<u>また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。</u>今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考ええる。</p>		試験条件	説明	熱・放射線同時劣化	100℃-94.7 Gy/h-6,990 時間	「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年間の通常運転期間を包絡する。	放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy を包絡する。	事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ (171℃×9 時間, 121℃×312 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171℃, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。	項目	試験手順	判定基準	結果	JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良	<p style="text-align: center;">表 2.3-15 難燃 PN ケーブル長期健全性試験条件 (ACA ガイド)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;"></th> <th style="width: 25%;">試験条件</th> <th style="width: 60%;">説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱・放射線同時劣化</td> <td>100℃-94.7 Gy/h-6,990 時間</td> <td>「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年間の通常運転期間を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 (事故時)</td> <td>放射線照射線量 : 500 kGy</td> <td>東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy を包絡する。</td> </tr> <tr> <td>事故時雰囲気曝露</td> <td>最高温度 : 171℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間</td> <td>東海第二における設計基準事故時の最高温度 171℃, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2.3-16 難燃 PN ケーブル長期健全性試験結果 (ACA ガイド)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 25%;">試験手順</th> <th style="width: 25%;">判定基準</th> <th style="width: 35%;">結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>JIS 耐電圧試験</td> <td>AC 1,500 V-1 分間</td> <td>絶縁破壊しないこと。</td> <td>良</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 現状保全 難燃 PN ケーブルの絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。 また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。 さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替を行うこととしている。</p> <p>③ 総合評価 健全性評価結果から判断して、絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さく、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。 また、<u>原子炉格納容器内設計最高温度の 65.6℃を上回る箇所に布設された難燃 PN ケーブル及び東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内設計最高温度の 65.6℃を上回った難燃 PN ケーブルについては、長期健全性試験結果をもとに確認を行い健全性に影響のないことを確認した。</u>今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考ええる。</p>		試験条件	説明	熱・放射線同時劣化	100℃-94.7 Gy/h-6,990 時間	「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年間の通常運転期間を包絡する。	放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy を包絡する。	事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171℃, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。	項目	試験手順	判定基準	結果	JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良	<p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 工認の最高使用温度の反映</p> <p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 評価書間の記載の統一に伴う削除</p> <p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 設計温度超過及び震災影響について記載を追加</p>
	試験条件	説明																																								
熱・放射線同時劣化	100℃-94.7 Gy/h-6,990 時間	「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年間の通常運転期間を包絡する。																																								
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy を包絡する。																																								
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ (171℃×9 時間, 121℃×312 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171℃, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。																																								
項目	試験手順	判定基準	結果																																							
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良																																							
	試験条件	説明																																								
熱・放射線同時劣化	100℃-94.7 Gy/h-6,990 時間	「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年間の通常運転期間を包絡する。																																								
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy を包絡する。																																								
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171℃, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。																																								
項目	試験手順	判定基準	結果																																							
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良																																							
- 2-40 -	- 2-40 -																																									

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補正前	補正後	備考																
<p>表 2.3-1 原子炉压力容器ベデスタルにおけるコンクリートの破壊試験結果</p> <table border="1" data-bbox="332 485 1175 621"> <thead> <tr> <th>評価対象部位</th> <th>実施時期 (運転開始後経過年数)</th> <th>設計基準強度</th> <th>平均圧縮強度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋 (原子炉压力容器 ベデスタル)</td> <td>2016年 (38年)</td> <td>22.1 N/mm² (225 kgf/cm²)</td> <td>39.3 N/mm² (401 kgf/cm²)</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 現状保全</p> <p>原子炉压力容器ベデスタルコンクリートについては、鉄板で覆われているため目視点検等は実施していない。しかし、原子炉压力容器ベデスタルに近く、他の部位より熱の影響を受けていると思われる一次遮へい壁において、構造物の健全性維持の観点から、定期的にコンクリート表面の目視点検を実施している。</p> <p>目視点検の結果、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要なものを除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、実施している。</p> <p>③ 総合評価</p> <p>健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は小さい。</p> <p>また、定期的な目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を計画、実施しており、現状の保全方法は、コンクリート構造物の健全性を維持する上で適切である。</p> <p>6. 高経年化への対応</p> <p>熱によるコンクリート構造物の強度低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対し追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。</p>	評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度	原子炉建屋 (原子炉压力容器 ベデスタル)	2016年 (38年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)	<p>縮強度の変化は加熱開始後比較的初期に収束すると推察されている。</p> <p>なお、特別点検における破壊試験の結果、原子炉压力容器ベデスタルから採取したコアサンプルの平均圧縮強度は、設計基準強度を上回っている(表 2.3-1)。</p> <p>以上より、熱による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。</p> <p>表 2.3-1 原子炉压力容器ベデスタルにおけるコンクリートの破壊試験結果</p> <table border="1" data-bbox="1537 703 2392 840"> <thead> <tr> <th>評価対象部位</th> <th>実施時期 (運転開始後経過年数)</th> <th>設計基準強度</th> <th>平均圧縮強度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋 (原子炉压力容器 ベデスタル)</td> <td>2016年 (38年)</td> <td>22.1 N/mm² (225 kgf/cm²)</td> <td>39.3 N/mm² (401 kgf/cm²)</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 震災影響評価</p> <p>震災時に原子炉格納容器頂部周辺温度は最高で約 144℃まで上昇したため、一次遮へい壁のコンクリート温度が制限値を超えた可能性があり、影響を評価した結果、震災時の最高温度での、加熱冷却後における圧縮強度が設計基準強度を上回っていることを確認した。よって、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力は設計荷重を上回ると判断した。</p> <p>以上より、熱による強度低下に係る劣化状況評価に対して震災による影響はない。</p> <p>③ 現状保全</p> <p>原子炉压力容器ベデスタルコンクリートについては、鉄板で覆われているため目視点検等は実施していない。しかし、原子炉压力容器ベデスタルに近く、他の部位より熱の影響を受けていると思われる一次遮へい壁において、構造物の健全性維持の観点から、定期的にコンクリート表面の目視点検を実施している。</p> <p>目視点検の結果、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要なものを除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、実施している。</p> <p>④ 総合評価</p> <p>健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は小さい。</p> <p>また、定期的な目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を計画、実施しており、現状の保全方法は、コンクリート構造物の健全性を維持する上で適切である。</p>	評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度	原子炉建屋 (原子炉压力容器 ベデスタル)	2016年 (38年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)	<p>コンクリート構造物の 審査結果の反映 震災影響評価を追加</p> <p>コンクリート構造物の 審査結果の反映 見出し番号の修正 (補正前②に対応)</p> <p>コンクリート構造物の 審査結果の反映 見出し番号の修正 (補正前③に対応)</p>
評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度															
原子炉建屋 (原子炉压力容器 ベデスタル)	2016年 (38年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)															
評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度															
原子炉建屋 (原子炉压力容器 ベデスタル)	2016年 (38年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)															

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補正前	補正後	備考																																																																								
<p>3.6.4 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</p> <p>3.6.3項で整理した経年劣化事象及び2.2項(2)bの表2における検討結果より、弁の代表機器において、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対して耐震安全性評価を実施する。</p> <p>(1) 弁箱の疲労割れに対する耐震安全性評価 [原子炉給水止め弁、原子炉再循環ポンプ出口弁、原子炉給水逆止弁、原子炉再循環ポンプ流量制御弁、主蒸気隔離弁]</p> <p>弁箱の疲労割れに関しては、「技術評価」において運転開始後60年時点での疲労累積係数を評価し、健全性を確認している。ここでは、「技術評価」での疲労累積係数に基準地震動 S_s による疲労解析から求められる疲労累積係数を加味した疲労評価を行う。</p> <p>評価の結果、疲労累積係数の和は、許容値1以下であり、弁箱の疲労割れは耐震安全性に問題のないことを確認した (表3.6-44参照)。</p> <p style="text-align: center;">表3.6-44 弁箱の疲労解析結果</p> <table border="1" data-bbox="290 915 1166 1318"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>区分</th> <th>評価地震力</th> <th>運転実績回数に基づく疲労累積係数</th> <th>地震動による疲労累積係数 (基準地震動 S_s)</th> <th>合計 (許容値: 1以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉給水止め弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.5373^{*1}</td> <td>0.0000</td> <td>0.5373</td> </tr> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ出口弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.0338^{*1}</td> <td>0.0001</td> <td>0.0339</td> </tr> <tr> <td>原子炉給水逆止弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.8848^{*1}</td> <td>0.0000</td> <td>0.8848</td> </tr> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ流量制御弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.0738^{*1}</td> <td>0.0001</td> <td>0.0739</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.2278</td> <td>0.0000</td> <td>0.2278</td> </tr> </tbody> </table> <p>^{*1}: 環境を考慮</p> <div style="border: 1px dashed red; height: 80px; width: 250px; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center;">- 3.6-60 -</p>	評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲労累積係数	地震動による疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値: 1以下)	原子炉給水止め弁	クラス1	S_s	0.5373 ^{*1}	0.0000	0.5373	原子炉再循環ポンプ出口弁	クラス1	S_s	0.0338 ^{*1}	0.0001	0.0339	原子炉給水逆止弁	クラス1	S_s	0.8848 ^{*1}	0.0000	0.8848	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	クラス1	S_s	0.0738 ^{*1}	0.0001	0.0739	主蒸気隔離弁	クラス1	S_s	0.2278	0.0000	0.2278	<p>3.6.4 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</p> <p>3.6.3項で整理した経年劣化事象及び2.2項(2)bの表2における検討結果より、弁の代表機器において、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対して耐震安全性評価を実施する。</p> <p>(1) 弁箱の疲労割れに対する耐震安全性評価 [原子炉給水止め弁、原子炉再循環ポンプ出口弁、原子炉給水逆止弁、原子炉再循環ポンプ流量制御弁、主蒸気隔離弁]</p> <p>弁箱の疲労割れに関しては、「技術評価」において運転開始後60年時点での疲労累積係数を評価し、健全性を確認している。ここでは、「技術評価」での疲労累積係数に基準地震動 S_s による疲労解析から求められる疲労累積係数を加味した疲労評価を行う。</p> <p>評価の結果、疲労累積係数の和は、許容値1以下であり、弁箱の疲労割れは耐震安全性に問題のないことを確認した (表3.6-44参照)。</p> <p style="text-align: center;">表3.6-44 弁箱の疲労解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1507 915 2383 1318"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>区分</th> <th>評価地震力</th> <th>運転実績回数に基づく疲労累積係数</th> <th>地震動による疲労累積係数 (基準地震動 S_s)</th> <th>合計 (許容値: 1以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉給水止め弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.5373^{*1}</td> <td>0.0000</td> <td>0.5373</td> </tr> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ出口弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.0338^{*1}</td> <td>0.0001</td> <td>0.0339</td> </tr> <tr> <td>原子炉給水逆止弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.8848^{*1}</td> <td>0.0000</td> <td>0.8848</td> </tr> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ流量制御弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.0738^{*1}</td> <td>0.0001</td> <td>0.0739</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>クラス1</td> <td>S_s</td> <td>0.2278</td> <td>0.0000</td> <td>0.2278</td> </tr> </tbody> </table> <p>^{*1}: 等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した160回を用いた。弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を2回分考慮しても基準地震動 S_s の等価繰返し回数である160回以下となるため、弾性設計用地震動 S_d による評価は省略した</p> <p>^{*2}: 環境を考慮</p> <p>(2) 弁箱の熱時効に対する耐震安全性評価 [原子炉再循環ポンプ出口弁、原子炉再循環ポンプ流量制御弁]</p> <p>弁箱の熱時効に関しては、「技術評価」の評価手法と同様に、原子炉再循環ポンプ出口弁及び原子炉再循環ポンプ流量制御弁より、フェライト量が多く、発生応力が大きい原子炉再循環ポンプ入口弁の健全性評価を実施した。</p> <p style="text-align: center;">- 3.6-60 -</p>	評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲労累積係数	地震動による疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値: 1以下)	原子炉給水止め弁	クラス1	S_s	0.5373 ^{*1}	0.0000	0.5373	原子炉再循環ポンプ出口弁	クラス1	S_s	0.0338 ^{*1}	0.0001	0.0339	原子炉給水逆止弁	クラス1	S_s	0.8848 ^{*1}	0.0000	0.8848	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	クラス1	S_s	0.0738 ^{*1}	0.0001	0.0739	主蒸気隔離弁	クラス1	S_s	0.2278	0.0000	0.2278	<p>耐震安全性評価 弁</p> <p>仕様等変更の反映 工事計画認可申請における等価繰返し回数の見直しによる注釈の変更・追記</p> <p>2相ステンレス鋼の熱時効の審査結果の反映 弁箱の熱時効に対する耐震安全性評価を追加</p>
評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲労累積係数	地震動による疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値: 1以下)																																																																					
原子炉給水止め弁	クラス1	S_s	0.5373 ^{*1}	0.0000	0.5373																																																																					
原子炉再循環ポンプ出口弁	クラス1	S_s	0.0338 ^{*1}	0.0001	0.0339																																																																					
原子炉給水逆止弁	クラス1	S_s	0.8848 ^{*1}	0.0000	0.8848																																																																					
原子炉再循環ポンプ流量制御弁	クラス1	S_s	0.0738 ^{*1}	0.0001	0.0739																																																																					
主蒸気隔離弁	クラス1	S_s	0.2278	0.0000	0.2278																																																																					
評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲労累積係数	地震動による疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値: 1以下)																																																																					
原子炉給水止め弁	クラス1	S_s	0.5373 ^{*1}	0.0000	0.5373																																																																					
原子炉再循環ポンプ出口弁	クラス1	S_s	0.0338 ^{*1}	0.0001	0.0339																																																																					
原子炉給水逆止弁	クラス1	S_s	0.8848 ^{*1}	0.0000	0.8848																																																																					
原子炉再循環ポンプ流量制御弁	クラス1	S_s	0.0738 ^{*1}	0.0001	0.0739																																																																					
主蒸気隔離弁	クラス1	S_s	0.2278	0.0000	0.2278																																																																					

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補 正 前	補 正 後	備 考
補正前なし	<p>評価においては、保守的に初期欠陥を想定し、破壊力学的手法を用いて、ステンレス鋼の熱時効後のき裂の安定性評価を実施した。</p> <p>耐震安全性評価のための評価用荷重としては、通常運転状態で働く荷重に加え、地震発生時（地震力はSs地震力）の荷重を考慮し、弁箱の健全性を評価した。</p> <p>具体的には、評価対象部位の熱時効後の材料のき裂進展抵抗（J_{mat}）と構造系に作用する応力から算出されるき裂進展力（J_{app}）を求めてその比較を行った。</p> <p>その結果、図3.6-1に示すように運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、J_{mat}がJ_{app}と交差し、J_{app}がJ_{mat}を下回ることから、弁箱は不安定破壊することなく、耐震安全性に問題のないことを確認した。</p> <p>したがって、より条件の厳しい原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱で不安定破壊を起こさないことが確認されていることから、原子炉再循環ポンプ出口弁、原子炉再循環ポンプ流量制御弁の弁箱についても熱時効による不安定破壊は起こらないと判断する。</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図 3.6-1 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱のき裂安定性評価結果</p>	2相ステンレス鋼の熱時効の審査結果の反映 弁箱の熱時効に対する耐震安全性評価を追加

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補正前

表 2.2-1 原子炉再循環ポンプに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象				備考		
					減肉		割れ			材質変化	その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ			
ポンプ容量と揚程の確保	エネルギー伝達	主軸		ステンレス鋼	△		△ ^{#2}	△ ^{#4}	*1：高サイクル熱疲労割れ		
	エネルギー変換	軸継手		ステンレス鋼					*2：高サイクル疲労割れ		
	軸支持	羽根車		ステンレス鋼	△ ^{#3}			△ ^{#4}	*3：キヤビテーション		
		水中軸受		ステンレス鋼			△	△	*4：粒界型応力腐食割れ		
バウイングの維持	耐圧	ケーシング		ステンレス鋼				○			
		ケーシングカバー		ステンレス鋼				△ ^{#1}			
		ケーシングリング		ステンレス鋼	△				△		
		スタッドボルト		低合金鋼		△					
その他	軸シール		◎	—							
	メカニカルシール		◎	—							
	メカニカルシールパージ			ステンレス鋼				△ ^{#4}			

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
△：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）

補正後

表 2.2-1 原子炉再循環ポンプに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象				備考		
					減肉		割れ			材質変化	その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ			
ポンプ容量と揚程の確保	エネルギー伝達	主軸		ステンレス鋼	△		△ ^{#2}	△ ^{#4}	*1：高サイクル熱疲労割れ		
	軸支持	軸継手		ステンレス鋼					*2：高サイクル疲労割れ		
		羽根車		ステンレス鋼	△ ^{#3}			△ ^{#4}	*3：キヤビテーション		
	バウイングの維持	耐圧	水中軸受		ステンレス鋼			△	△	*4：粒界型応力腐食割れ	
ケーシング				ステンレス鋼				○			
ケーシングカバー				ステンレス鋼				△ ^{#1}	▲		
ケーシングリング				ステンレス鋼	△				▲		
その他	スタッドボルト			低合金鋼		△					
	ガスケット		◎	—							
	メカニカルシール		◎	—							
	メカニカルシールパージ			ステンレス鋼				△ ^{#4}			

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
△：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）
▲：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）

共通事項の審査結果の反映
熱時効は点検担保できるものではないため、評価を日常劣化管理事象から日常劣化管理事象以外に変更

共通事項の審査結果の反映
熱時効の評価変更に伴う注釈の追加

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付8

機能達成に必要な項目	サブシステム	装置	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象				備考		
						減肉	割れ	応力腐食割れ	材質変化			
バウンダリ の維持	耐圧	廃液中和タンク	上板		ステンレス鋼	△ ^{#2}					*1:内面エポキシ シラマイエポキシ *2:孔食 *3:高サイクル 疲労割れ	
			胴		ステンレス鋼	△ ^{#2}						
		濃縮廃液貯蔵タンク	上板		炭素鋼 ^{#1}	△						
			胴		炭素鋼 ^{#1}	△						
		濃縮廃液ポンプ	ケーシング		鋼	△ ^{#4}						
			主軸		ステンレス鋼	△	△ ^{#3}					
			メカニカルシール	◎	—							
			ガスケット	◎	—							
		廃液濃縮器蒸発缶	軸受(ころがり)	◎	—							
			ケーシングボルト・ナット		ステンレス鋼							
			胴(上鏡, 下部胴を含む)		ステンレス鋼	△ ^{#2}	△					
			ガスケット		—							
廃液濃縮器加熱器	フランジボルト・ナット		炭素鋼	△	△							
	フランジボルト・ナット		低合金鋼, 炭素鋼	△	△							
	伝熱管		ステンレス鋼	▲	△ ^{#3}							
	管板		ステンレス鋼	△ ^{#2}	△							
廃液濃縮器加熱器	水室		ステンレス鋼	△ ^{#2}	△							
	胴		炭素鋼	△	△							
ガスケット	フランジボルト・ナット		低合金鋼, 炭素鋼	△	△							
	ガスケット	◎	—									

△: 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)

機能達成に必要な項目	サブシステム	装置	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象				備考		
						減肉	割れ	応力腐食割れ	材質変化			
バウンダリ の維持	耐圧	廃液中和タンク	上板		ステンレス鋼	△ ^{#2}					*1:内面エポキシ シラマイエポキシ *2:孔食 *3:高サイクル 疲労割れ	
			胴		ステンレス鋼	△ ^{#2}						
		濃縮廃液貯蔵タンク	上板		炭素鋼 ^{#1}	△						
			胴		炭素鋼 ^{#1}	△						
		濃縮廃液ポンプ	ケーシング		ステンレス鋼	△ ^{#2}						
			主軸		ステンレス鋼	△	△ ^{#3}					
			メカニカルシール	◎	—							
			ガスケット	◎	—							
		廃液濃縮器蒸発缶	軸受(ころがり)	◎	—							
			ケーシングボルト・ナット		ステンレス鋼							
			胴(上鏡, 下部胴を含む)		ステンレス鋼	△ ^{#2}	△					
			ガスケット		—							
廃液濃縮器加熱器	フランジボルト・ナット		低合金鋼, 炭素鋼	△	△							
	フランジボルト・ナット		低合金鋼, 炭素鋼	△	△							
	伝熱管		ステンレス鋼	△	△ ^{#3}							
	管板		ステンレス鋼	△	△							
廃液濃縮器加熱器	水室		ステンレス鋼	△ ^{#2}	△							
	胴		炭素鋼	△	△							
ガスケット	フランジボルト・ナット		低合金鋼, 炭素鋼	△	△							
	ガスケット	◎	—									

△: 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)

備考

共通事項の審査結果の反映
伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れは、保全活動により機能を維持しているため、評価を日常劣化管理事象以外から日常劣化管理事象に変更

共通事項の審査結果の反映
伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れの評価変更に伴う注釈の削除

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付9

補正前	補正後	備考																																																																																																																																							
補正前なし	<div style="text-align: center;"> <p>表 2.2-1(2/2) 原子炉格納容器に想定される経年劣化事象</p> <table border="1" style="margin: auto; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機能達成に必要な項目</th> <th rowspan="2">サブシステム</th> <th rowspan="2">部位</th> <th rowspan="2">消耗品・定期取替品</th> <th rowspan="2">材料</th> <th colspan="6">経年劣化事象</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>減損</th> <th>疲労割れ</th> <th>応力腐食割れ</th> <th>脆化</th> <th>熱時効</th> <th>材質変化</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10" style="text-align: center;">その他</td> <td rowspan="10" style="text-align: center;">その他</td> <td>ドライウエルスプレイヘッド</td> <td></td> <td>炭素鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td rowspan="10" style="text-align: center;">*1: 閉器</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド</td> <td></td> <td>ジルコニア</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器床下ドレンサンブ</td> <td></td> <td>ステンレス鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>サブポート</td> <td></td> <td>ステンレス鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>アンカーボルト</td> <td></td> <td>ステンレス鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>サブプレッジョン・チエムバスブルイヘッド</td> <td></td> <td>炭素鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ダウンカムパイプ</td> <td></td> <td>炭素鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>クエンチヤ</td> <td></td> <td>ステンレス鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ストレーナ</td> <td></td> <td>ステンレス鋼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; font-size: small;">△：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）</p> </div>	機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考	減損	疲労割れ	応力腐食割れ	脆化	熱時効	材質変化	その他	その他	その他	ドライウエルスプレイヘッド		炭素鋼									*1: 閉器	コリウムシールド		ジルコニア									格納容器床下ドレンサンブ		ステンレス鋼									サブポート		ステンレス鋼									アンカーボルト		ステンレス鋼									サブプレッジョン・チエムバスブルイヘッド		炭素鋼									ダウンカムパイプ		炭素鋼									クエンチヤ		ステンレス鋼									ストレーナ		ステンレス鋼																							<p>仕様等変更の反映 設計進捗によりコリウムシールド関連部位を原子炉格納容器の構成部品として追加及びそれに伴う表の分割及びページの追加</p>
機能達成に必要な項目	サブシステム						部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考																																																																																																																									
		減損	疲労割れ	応力腐食割れ	脆化	熱時効				材質変化	その他																																																																																																																														
その他	その他	ドライウエルスプレイヘッド		炭素鋼									*1: 閉器																																																																																																																												
		コリウムシールド		ジルコニア																																																																																																																																					
		格納容器床下ドレンサンブ		ステンレス鋼																																																																																																																																					
		サブポート		ステンレス鋼																																																																																																																																					
		アンカーボルト		ステンレス鋼																																																																																																																																					
		サブプレッジョン・チエムバスブルイヘッド		炭素鋼																																																																																																																																					
		ダウンカムパイプ		炭素鋼																																																																																																																																					
		クエンチヤ		ステンレス鋼																																																																																																																																					
		ストレーナ		ステンレス鋼																																																																																																																																					

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付10

補正前			補正後			備考		
安全重要度分類審査指針等に定める要求機能 電源供給機能（非常用を除く）	重要度 高 ^{*1}	主要設備 温分離器 高圧タービン 低圧タービン 所内ボイラ設備 所内蒸気系 計装用圧縮空気系設備 タービンバイパス弁 制御機駆動系 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク含む） 常設高圧代替注水ポンプ 緊急用直流125V蓄電池 西側除水貯水設備	対象構造物 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系格納槽 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプピット 格納容器圧力逃がし装置格納槽（カルバート含む） 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク基礎含む） 原子炉建屋（廃棄物処理棟含む） 原子炉建屋（西側除水貯水設備）	安全重要度分類審査指針等に定める要求機能 電源供給機能（非常用を除く）	重要度 高 ^{*1}	主要設備 温分離器 高圧タービン 低圧タービン 所内ボイラ設備 所内蒸気系 計装用圧縮空気系設備 タービンバイパス弁 制御機駆動系 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク含む） 常設高圧代替注水ポンプ 緊急用直流125V蓄電池 西側除水貯水設備	対象構造物 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系格納槽 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプピット 格納容器圧力逃がし装置格納槽（カルバート含む） 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク基礎含む） 原子炉建屋（プロローブトハネル閉止装置含む） 原子炉建屋（廃棄物処理棟含む） 取水口構造物 非気筒基礎 貯留堰 西側除水貯水設備	仕様等変更の反映 設計進捗による評価対象構造物の追加及び主要設備名称の変更
プラント運転補助機能	高 ^{*1}							
原子炉圧力の上昇の緩和機能	高 ^{*1}							
原子炉冷却材の補給機能	高 ^{*1}							
浸水防護施設	設 ^{*2}							
常設重大事故等対処設備	重 ^{*3}							
<p>*1：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900 kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器 *2：設計基準対象施設として評価対象とした機器及び構造物を示す *3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物を示す</p>								
安全重要度分類審査指針等に定める要求機能 電源供給機能（非常用を除く）	重要度 高 ^{*1}	主要設備 温分離器 高圧タービン 低圧タービン 所内ボイラ設備 所内蒸気系 計装用圧縮空気系設備 タービンバイパス弁 制御機駆動系 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク含む） 常設高圧代替注水ポンプ 緊急用直流125V蓄電池 西側除水貯水設備	対象構造物 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系格納槽 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプピット 格納容器圧力逃がし装置格納槽（カルバート含む） 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク基礎含む） 原子炉建屋（プロローブトハネル閉止装置含む） 原子炉建屋（廃棄物処理棟含む） 取水口構造物 非気筒基礎 貯留堰 西側除水貯水設備	安全重要度分類審査指針等に定める要求機能 電源供給機能（非常用を除く）	重要度 高 ^{*1}	主要設備 温分離器 高圧タービン 低圧タービン 所内ボイラ設備 所内蒸気系 計装用圧縮空気系設備 タービンバイパス弁 制御機駆動系 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク含む） 常設高圧代替注水ポンプ 緊急用直流125V蓄電池 西側除水貯水設備	対象構造物 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 タービン建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 防熱堤 防熱扉 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 水密扉 常設低圧代替注水系格納槽 常設代替高圧電源装置 SA用海水ピット（取水塔含む） 緊急用海水ポンプピット 格納容器圧力逃がし装置格納槽（カルバート含む） 緊急時対策所建屋（発電機燃料油貯蔵タンク基礎含む） 原子炉建屋（プロローブトハネル閉止装置含む） 原子炉建屋（廃棄物処理棟含む） 取水口構造物 非気筒基礎 貯留堰 西側除水貯水設備	仕様等変更の反映 設計進捗による評価対象構造物の追加及び主要設備名称の変更
プラント運転補助機能	高 ^{*1}							
原子炉圧力の上昇の緩和機能	高 ^{*1}							
原子炉冷却材の補給機能	高 ^{*1}							
浸水防護施設	設 ^{*2}							
常設重大事故等対処設備	重 ^{*3}							
<p>*1：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900 kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器 *2：設計基準対象施設として評価対象とした機器及び構造物を示す *3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物を示す</p>								
記載の適正化 評価対象構造物一覧との記載統一								

東海第二発電所
運転期間延長認可申請における燃料有効長頂部
の寸法値に係る対応のうち
数値の妥当性確認結果について

平成30年4月5日

3. 数値の妥当性確認結果(1/2)

確認の結果、添付書類一：特別点検結果報告書及び添付書類三：保守管理に関する方針書には異なった数値は確認されなかったが、添付書類二：劣化状況評価書には下表に示す9個の異なった数値を確認した。

劣化状況評価書 異なる数値確認箇所と影響確認結果一覧

劣化状況評価書名	異なった数値が確認された箇所	現状の記載	正しい記載	評価書への影響確認結果	再評価要否	
井の技術評価書	1.仕切弁	重大事故等対処設備 最高使用圧力	静水頭～ 10.35MPa	静水頭～ 10.70MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		制御棒駆動系 最高使用温度	66～ 150℃	66～ 138℃	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		原子炉系 主蒸気隔離弁第3弁口径	600A	650A	代表機器であるが、評価に用いていない値であることを確認	否
		制御用圧縮空気系 最高使用圧力	1.22MPa	1.38MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		重大事故等対処設備 最高使用圧力	1.37～ 10.35MPa	1.37～ 10.70MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
ケーブルの技術評価書	5.安全弁	空気抽出系 最高使用圧力 最高使用温度	2.41MPa 205℃	0.35MPa 164℃	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		タービン・グランド蒸気系 最高使用圧力	1.02MPa	1.04MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
ケーブルの技術評価書	14.空気作動弁用駆動部	格納容器霧困気監視系 口径	9.52mm～ 20A	9.52mm～ 10A	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		2.低圧ケーブル	難燃CVケーブル長期健全性試験条件(ACAガイド) 事故時霧困気曝露 最高圧力	0.427MPa	0.177MPa	対象ケーブルの環境条件を包絡していることを確認。