

東二総発第54号
平成30年10月19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、平成30年5月8日付東二総発第5号及び
平成30年9月20日付東二総発第42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

- (1) 「添付書類一 特別点検結果報告書」の一部
- (2) 「添付書類二 劣化状況評価書」の一部
- (3) 「添付書類三 保守管理に関する方針書」の一部

2. 変更内容

- (1) 耐震安全性評価の審査内容の反映
- (2) 経年劣化主要6事象の審査内容の反映
- (3) 工事計画審査及び機器設計進捗の反映
- (4) 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10月5日付及び
10月12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、記載内容を変更
したため。

4. 添付書類

- (1) 「東海第二発電所 特別点検結果報告書」(変更分)
- (2) 「東海第二発電所 劣化状況評価書」
- (3) 「東海第二発電所 保守管理に関する方針書」

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

1. 変更の経緯

運転期間延長認可申請の審査内容及び平成30年10月5日付及び10月12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、記載内容を変更したため。

2. 変更内容

(下記の添付1～10は、各変更内容の代表例を示しています。)

(1)耐震安全性評価の審査内容の反映

- ①東北地方太平洋沖地震の影響評価の追加 添付1参照
- ②評価対象の追加
 - ・非常用ディーゼル機関空気冷却器等の伝熱管の腐食(流れ加速型腐食) 添付2参照
 - ・廃液濃縮器蒸発缶の胴板の応力腐食割れ 添付3参照
 - ・原子炉系及び原子炉冷却材浄化系配管(耐震Sクラス)の腐食(流れ加速型腐食) 添付4参照
- ③評価手法の見直し
 - ・炉心シュラウド・シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに関する評価手法の見直し(2倍勾配法への変更) 添付5参照
- ④高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象の整理 添付6参照
 - ・「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対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結果」の判断理由の修正等
- ⑤保守管理に関する方針書の変更 添付7参照
 - ・運転開始後60年時点の耐震安全性評価の対象とした配管に対する今後の減肉傾向の把握及び減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価の実施を方針として追加

(2)経年劣化主要6事象の審査内容の反映

- ①中性子照射脆化に関する記載の追記 添付8参照
 - ・原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に関する記載を追記
- ②保守管理に関する方針書の変更 添付7参照
 - ・同軸コネクタの取替実施時期を「中長期」から「長期」に変更

(3)工事計画審査及び機器設計進捗の反映

- ①常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の基礎ボルトを「後打ちメカニカルアンカ」から「後打ちケミカルアンカ」に変更 添付9参照

(4)記載の適正化

- ①特別点検結果報告書の記載の適正化 添付10参照
 - ・調達先による点検内容の明確化
- ②保守管理に関する方針書の変更 添付7参照
 - ・原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化対応方針の明確化
- ③その他記載の適正化

3. まとめ

今回の変更は、これまでの審査内容及び工事計画認可内容を全て踏まえたものである。

なお、工事計画認可申請補正時における記載の不備を繰り返さないよう、これまで行ってきたダブルチェックに加え、数値確認者を別に指名するとともに、所内での誤記チェックを充実させ、評価書の品質を高めている。

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付1

補正前	補正後	備考																																																				
<p>3.5.4 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価</p> <p>3.5.3項にて整理し抽出した経年劣化事象及び2.2項(2)bの表2で耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対しての耐震安全性評価を実施する。</p> <p>(1) 配管の疲労割れ〔原子炉再循環系、原子炉系（純水部、蒸気部）〕</p> <p>ステンレス鋼配管系（原子炉再循環系）、炭素鋼配管系（原子炉系（純水部、蒸気部））の配管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_B 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、配管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3.5-11参照）。</p> <p style="text-align: center;">表 3.5-11 配管の疲労解析結果</p> <table border="1" data-bbox="329 932 1193 1213"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>区分</th> <th>評価地震動</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_B)</th> <th>合計(許容値:1以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環系</td> <td>クラス1</td> <td>S_B</td> <td>0.1182^{*1}</td> <td>0.1455^{*2}</td> <td>0.2637</td> </tr> <tr> <td>原子炉系(純水部)</td> <td>クラス1</td> <td>S_B</td> <td>0.5799^{*1}</td> <td>0.0259^{*2}</td> <td>0.6058</td> </tr> <tr> <td>原子炉系(蒸気部)</td> <td>クラス1</td> <td>S_B</td> <td>0.0853</td> <td>0.6558^{*2}</td> <td><u>0.7411</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 環境を考慮 *2: 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_B 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_B 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_B による評価は省略した。</p> <p>(2) 配管の腐食（流れ加速型腐食）〔原子炉系（純水部、蒸気部）〕</p> <p>炭素鋼配管系（原子炉系（純水部、蒸気部））の配管の腐食（流れ加速型腐食）に対しては、超音波厚さ測定等による肉厚測定を実施し、その結果に基づき余寿命を管理し、配管の取替等の対策を検討することとしているが、耐震安全性評価では、配管の減肉が広範囲にわたって徐々に進行する流れ加速型腐食による減肉を想定し、JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に基づき以下のとおり実施した。</p> <p>なお、評価にあたっては、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、JSME 減肉管理規格という）において、流れ加速型腐食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。</p>	系統	区分	評価地震動	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_B)	合計(許容値:1以下)	原子炉再循環系	クラス1	S_B	0.1182 ^{*1}	0.1455 ^{*2}	0.2637	原子炉系(純水部)	クラス1	S_B	0.5799 ^{*1}	0.0259 ^{*2}	0.6058	原子炉系(蒸気部)	クラス1	S_B	0.0853	0.6558 ^{*2}	<u>0.7411</u>	<p>3.5.4 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価</p> <p>3.5.3項にて整理し抽出した経年劣化事象及び2.2項(2)bの表2で耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対しての耐震安全性評価を実施する。</p> <p>(1) 配管の疲労割れ〔原子炉再循環系、原子炉系（純水部、蒸気部）〕</p> <p>ステンレス鋼配管系（原子炉再循環系）、炭素鋼配管系（原子炉系（純水部、蒸気部））の配管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_B 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、配管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3.5-11参照）。</p> <p>また、東北地方太平洋沖地震による疲労強度への影響評価として、基準地震動 S_B による疲労累積係数が最も高い原子炉系（蒸気部）に対して評価を行う。影響評価として、上記の評価結果に対して保守的に疲労解析から求めた東北地方太平洋沖地震の地震動による疲労累積係数を足し合わせた結果においても、許容値1を下回り、耐震安全性に問題のないことを確認した（表3.5-11参照）。</p> <p style="text-align: center;">表 3.5-11 配管の疲労解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1534 1108 2427 1430"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>区分</th> <th>評価地震動</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(東北地方太平洋沖地震)</th> <th>地震動による疲労累積係数(基準地震動 S_B)</th> <th>合計(許容値:1以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環系</td> <td>クラス1</td> <td>S_B</td> <td>0.1182^{*1}</td> <td>—</td> <td>0.1455^{*2}</td> <td>0.2637</td> </tr> <tr> <td>原子炉系(純水部)</td> <td>クラス1</td> <td>S_B</td> <td>0.5799^{*1}</td> <td>—</td> <td>0.0259^{*2}</td> <td>0.6058</td> </tr> <tr> <td>原子炉系(蒸気部)</td> <td>クラス1</td> <td>S_B</td> <td>0.0853</td> <td>0.0043^{*3}</td> <td>0.6558^{*2}</td> <td>0.7454</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 環境を考慮 *2: 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_B 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_B 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_B による評価は省略した *3: 東北地方太平洋沖地震時の配管解析モデル及び観測波を用いて算出される等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した40回と設定した</p>	系統	区分	評価地震動	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(東北地方太平洋沖地震)	地震動による疲労累積係数(基準地震動 S_B)	合計(許容値:1以下)	原子炉再循環系	クラス1	S_B	0.1182 ^{*1}	—	0.1455 ^{*2}	0.2637	原子炉系(純水部)	クラス1	S_B	0.5799 ^{*1}	—	0.0259 ^{*2}	0.6058	原子炉系(蒸気部)	クラス1	S_B	0.0853	0.0043 ^{*3}	0.6558 ^{*2}	0.7454	<p>耐震安全性評価 配管</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映 東北地方太平洋沖地震による疲労強度への影響評価結果を追記及びそれに伴う注釈の追記</p>
系統	区分	評価地震動	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_B)	合計(許容値:1以下)																																																	
原子炉再循環系	クラス1	S_B	0.1182 ^{*1}	0.1455 ^{*2}	0.2637																																																	
原子炉系(純水部)	クラス1	S_B	0.5799 ^{*1}	0.0259 ^{*2}	0.6058																																																	
原子炉系(蒸気部)	クラス1	S_B	0.0853	0.6558 ^{*2}	<u>0.7411</u>																																																	
系統	区分	評価地震動	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(東北地方太平洋沖地震)	地震動による疲労累積係数(基準地震動 S_B)	合計(許容値:1以下)																																																
原子炉再循環系	クラス1	S_B	0.1182 ^{*1}	—	0.1455 ^{*2}	0.2637																																																
原子炉系(純水部)	クラス1	S_B	0.5799 ^{*1}	—	0.0259 ^{*2}	0.6058																																																
原子炉系(蒸気部)	クラス1	S_B	0.0853	0.0043 ^{*3}	0.6558 ^{*2}	0.7454																																																

「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>3.13.4 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>3.13.3 項及び2.2 項(2)b の表 2 における検討結果より、機械設備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はない。</p> <p>3.13.5 評価対象機器全体への展開</p> <p>ディーゼル機関本体及びディーゼル機関付属設備以外の機械設備に関しては、評価対象機器全てを評価しているため、代表機器以外の機器はない。</p> <p>ディーゼル機関本体及びディーゼル機関付属設備においては代表機器における技術評価での高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出及び保全対策の検討結果を用いて、代表機器以外の機器に展開すべき経年劣化事象の整理を行った。</p> <p>その結果、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出来ない経年劣化事象は抽出されなかった。</p> <p>また、代表機器以外の機器に特有の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。</p> <p>3.13.6 経年劣化事象に対する動的機能維持評価</p> <p>機械設備における高経年化に対する「技術評価」により、各部位に想定される経年劣化事象については、現状の保全対策により機器に与える影響が十分小さいことを確認した。</p> <p>また、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、機械設備における動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。</p> <p>さらに、耐震安全上考慮する必要がある基礎ボルトに対する耐震安全性評価の実施により、基礎ボルトにおける経年劣化事象は、ボルトが支持する機器の支持機能への影響がないことを確認している。</p> <p>これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器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される。</p> <p>3.13.7 保全対策に反映すべき項目の抽出</p> <p>機械設備においては、「技術評価」にて検討された保全対策に、耐震安全上の観点から追加すべき項目はない。</p>	<p>3.13.4 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>3.13.3 項で整理し抽出した経年劣化事象及び2.2 項(2)b の表 2 で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) 伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)[非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)空気冷却器, 非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備潤滑油系潤滑油冷却器及び冷却水系清水冷却器]</p> <p>流れ加速型腐食により伝熱管の内厚が減少すると剛性が低下し、地震時により大きな応力が発生することが考えられる。伝熱管の減肉に対しては保全対策上、渦流探傷検査を実施し、管理基準まで減肉した場合に施栓を行うこととしている。</p> <p>ここでは、非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)空気冷却器, 非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備潤滑油系潤滑油冷却器及び冷却水系清水冷却器伝熱管の施栓基準である 50%厚さまで減肉した場合における地震時の耐震安全性評価を実施した。</p> <p>評価の結果、いずれの伝熱管においても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(表 3.13.4-1 参照)。</p> <p>表 3.13.4-1 伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)に対する耐震安全性評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1525 1079 2386 1457"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価対象</th> <th rowspan="2">区分</th> <th rowspan="2">耐震重要度</th> <th rowspan="2">評価地震力</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th rowspan="2">応力種別</th> <th colspan="2">発生応力(MPa)</th> <th rowspan="2">許容応力^{*1}(MPa)</th> </tr> <tr> <th>管板～管支持板</th> <th>管支持板～管支持板</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)空気冷却器</td> <td>—^{*1}</td> <td>S₁重^{*2}</td> <td>S₃^{*3}</td> <td>IV_sS</td> <td>一次応力</td> <td>16</td> <td>—</td> <td>328</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備潤滑油系潤滑油冷却器</td> <td>—^{*1}</td> <td>S₁重^{*2}</td> <td>S₃^{*3}</td> <td>IV_sS</td> <td>一次応力</td> <td>16</td> <td>16</td> <td>337</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備冷却水系清水冷却器</td> <td>—^{*1}</td> <td>S₁重^{*2}</td> <td>S₃^{*3}</td> <td>IV_sS</td> <td>一次応力</td> <td>45</td> <td>105</td> <td>337</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 設計建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス 2 として扱った</p> <p>*2: 耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められることを示す</p> <p>*3: S₃地震力が S₄地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力より大きく、S₃地震力による評価応力が S₄地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S₄地震力及び静的地震力による評価を省略した</p>	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	非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)空気冷却器	— ^{*1}	S ₁ 重 ^{*2}	S ₃ ^{*3}	IV _s S	一次応力	16	—	328	非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備潤滑油系潤滑油冷却器	— ^{*1}	S ₁ 重 ^{*2}	S ₃ ^{*3}	IV _s S	一次応力	16	16	337	非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備冷却水系清水冷却器	— ^{*1}	S ₁ 重 ^{*2}	S ₃ ^{*3}	IV _s S	一次応力	45	105	337	<p>耐震安全性評価 機械設備</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映 伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)の耐震安全性評価を追記</p>
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																																					
非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)空気冷却器	— ^{*1}	S ₁ 重 ^{*2}	S ₃ ^{*3}	IV _s S	一次応力	16	—	328																																
非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備潤滑油系潤滑油冷却器	— ^{*1}	S ₁ 重 ^{*2}	S ₃ ^{*3}	IV _s S	一次応力	16	16	337																																
非常用ディーゼル機関(2C, 2D 号機)付属設備冷却水系清水冷却器	— ^{*1}	S ₁ 重 ^{*2}	S ₃ ^{*3}	IV _s S	一次応力	45	105	337																																

「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>*6: 基準地震動 S_5 による疲労累積係数。等価繰返し回数は、個別に設定する等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した 70 回と設定した</p> <p>*7: 弾性設計用地震動 S_4 による疲労累積係数。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 320 回を用いた</p> <p>*8: 通常運転時の疲労累積係数は 0.4580 であるため、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る</p> <div style="border: 2px dashed red; height: 400px; margin-top: 20px;"></div>	<p>*6: 基準地震動 S_5 による疲労累積係数。等価繰返し回数は、個別に設定する等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した 70 回と設定した</p> <p>*7: 弾性設計用地震動 S_4 による疲労累積係数。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 320 回を用いた</p> <p>*8: 通常運転時の疲労累積係数は 0.4580 であるため、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る</p> <p style="text-align: center; color: red;">表3.5-12(2/2) 炭素鋼配管系の腐食に対する耐震安全性評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価対象</th> <th rowspan="2">区分</th> <th rowspan="2">耐震重要度</th> <th rowspan="2">評価地震力</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th rowspan="2">応力種別</th> <th>発生応力^{*1} (MPa)</th> <th rowspan="2">許容応力^{*2} (MPa)</th> </tr> <tr> <th>60年時点肉厚^{*2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">原子炉系 (蒸気部) [主配管]</td> <td rowspan="4">クラス 1</td> <td rowspan="4">S</td> <td rowspan="2">S_5</td> <td rowspan="2">IV,S</td> <td>一次応力</td> <td>317</td> <td>345</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>829 (疲労累積係数: 0.9249^{*6,*7})</td> <td>345 (疲労累積係数 許容値: 1 以下^{*4})</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">S_4</td> <td rowspan="2">III,S</td> <td>一次応力</td> <td>236</td> <td>258</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>489 (疲労累積係数: S_5に包含される^{*4})</td> <td>345 (疲労累積係数 許容値: 1 以下^{*4})</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">クラス 2</td> <td rowspan="4">S</td> <td rowspan="2">S_5</td> <td rowspan="2">IV,S</td> <td>一次応力</td> <td>90</td> <td>380</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>51</td> <td>418</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">S_4</td> <td rowspan="2">III,S</td> <td>一次応力</td> <td>82</td> <td>209</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>33</td> <td>418</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す</p> <p>*2: これまでの測定データに基づき想定した肉厚</p> <p>*3: 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 又は表 8, 表 9 より求まる値</p> <p>*4: JEAG4601 に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する</p> <p>*5: 基準地震動 S_5 による疲労累積係数。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</p> <p>*6: 通常運転時の疲労累積係数は 0.0339 であるため、基準地震動 S_5 による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る</p> <p>*7: 弾性設計用地震動 S_4 による疲労累積係数は、等価繰返し回数を 2 回分考慮しても基準地震動 S_5 の等価繰返し回数である 160 回以下となるため、基準地震動 S_5 による疲労累積係数に包含される</p>	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 ^{*2} (MPa)	60年時点肉厚 ^{*2}	原子炉系 (蒸気部) [主配管]	クラス 1	S	S_5	IV,S	一次応力	317	345	一次+二次応力	829 (疲労累積係数: 0.9249 ^{*6,*7})	345 (疲労累積係数 許容値: 1 以下 ^{*4})	S_4	III,S	一次応力	236	258	一次+二次応力	489 (疲労累積係数: S_5 に包含される ^{*4})	345 (疲労累積係数 許容値: 1 以下 ^{*4})	クラス 2	S	S_5	IV,S	一次応力	90	380	一次+二次応力	51	418	S_4	III,S	一次応力	82	209	一次+二次応力	33	418	<p>耐震安全性評価の審査結果の反映</p> <p>他プラントにおける類似配管の減肉事象を踏まえて、原子炉系(蒸気部)主配管の耐震評価の追記</p>
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 ^{*2} (MPa)																													
		60年時点肉厚 ^{*2}																																														
原子炉系 (蒸気部) [主配管]	クラス 1	S	S_5	IV,S	一次応力	317	345																																									
					一次+二次応力	829 (疲労累積係数: 0.9249 ^{*6,*7})	345 (疲労累積係数 許容値: 1 以下 ^{*4})																																									
			S_4	III,S	一次応力	236	258																																									
					一次+二次応力	489 (疲労累積係数: S_5 に包含される ^{*4})	345 (疲労累積係数 許容値: 1 以下 ^{*4})																																									
	クラス 2	S	S_5	IV,S	一次応力	90	380																																									
					一次+二次応力	51	418																																									
			S_4	III,S	一次応力	82	209																																									
					一次+二次応力	33	418																																									

「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3.5-13 炭素鋼配管系の腐食に対する耐震安全性評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価対象</th> <th rowspan="2">区分</th> <th rowspan="2">耐震重要度</th> <th rowspan="2">評価地震力</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th rowspan="2">応力種別</th> <th colspan="2">発生応力^{*1} (MPa)</th> <th rowspan="2">許容応力^{*1} (MPa)</th> </tr> <tr> <th>必要最小板厚^{*2}</th> <th>60年時点板厚^{*3}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水系</td> <td>クラス3</td> <td>B</td> <td>Bクラス地震力</td> <td>B₃S</td> <td>一次応力</td> <td>239</td> <td>—</td> <td>245</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">給水系</td> <td rowspan="4">クラス2</td> <td rowspan="4">S</td> <td rowspan="2">S₃</td> <td rowspan="2">IV₃S</td> <td>一次応力</td> <td>125</td> <td>—</td> <td>363</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>241</td> <td>—</td> <td>364</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">S₄</td> <td rowspan="2">III₃S</td> <td>一次応力</td> <td>107</td> <td>—</td> <td>182</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>130</td> <td>—</td> <td>364</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">クラス3</td> <td rowspan="2">B</td> <td rowspan="2">Bクラス地震力</td> <td rowspan="2">B₃S</td> <td>一次応力</td> <td>104</td> <td>—</td> <td>229</td> </tr> <tr> <td>一次応力</td> <td>291</td> <td>130</td> <td>172^{*4} 229^{*5}</td> </tr> <tr> <td>給水加熱器ドレン系</td> <td>クラス3</td> <td>B</td> <td>Bクラス地震力</td> <td>B₃S</td> <td>一次応力</td> <td>231</td> <td>85</td> <td>205</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*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・建設規格付録図表Part5表8より求まる値 *5: 上段は必要最小板厚での発生応力(最大点)に対する許容応力, 下段は60年時点板厚での発生応力(最大点)に対する許容応力(材質の違いによる)</p> <p style="font-size: small;">代表機器と同様に、いずれの評価についても保守性を有しており、また、系統中の発生応力が許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。</p>	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 ^{*1} (MPa)	必要最小板厚 ^{*2}	60年時点板厚 ^{*3}	復水系	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	239	—	245	給水系	クラス2	S	S ₃	IV ₃ S	一次応力	125	—	363	一次+二次応力	241	—	364	S ₄	III ₃ S	一次応力	107	—	182	一次+二次応力	130	—	364	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	104	—	229	一次応力	291	130	172 ^{*4} 229 ^{*5}	給水加熱器ドレン系	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	231	85	205	<p style="text-align: center;">表3.5-13 炭素鋼配管系の腐食に対する耐震安全性評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価対象</th> <th rowspan="2">区分</th> <th rowspan="2">耐震重要度</th> <th rowspan="2">評価地震力</th> <th rowspan="2">許容応力状態</th> <th rowspan="2">応力種別</th> <th colspan="2">発生応力^{*1} (MPa)</th> <th rowspan="2">許容応力^{*1} (MPa)</th> </tr> <tr> <th>必要最小肉厚^{*2}</th> <th>60年時点肉厚^{*3}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水系</td> <td>火力^{*4}</td> <td>B</td> <td>Bクラス地震力</td> <td>B₃S</td> <td>一次応力</td> <td>6662^{*5}</td> <td>227</td> <td>233</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">給水系</td> <td rowspan="4">クラス2</td> <td rowspan="4">S</td> <td rowspan="2">S₃</td> <td rowspan="2">IV₃S</td> <td>一次応力</td> <td>125</td> <td>—</td> <td>363</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>241</td> <td>—</td> <td>364</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">S₄</td> <td rowspan="2">III₃S</td> <td>一次応力</td> <td>107</td> <td>—</td> <td>182</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>130</td> <td>—</td> <td>364</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">クラス3</td> <td rowspan="2">B</td> <td rowspan="2">Bクラス地震力</td> <td rowspan="2">B₃S</td> <td>一次応力</td> <td>104</td> <td>—</td> <td>229</td> </tr> <tr> <td>一次応力</td> <td>291</td> <td>130</td> <td>172^{*6} 229^{*7}</td> </tr> <tr> <td>給水加熱器ドレン系</td> <td>クラス3</td> <td>B</td> <td>Bクラス地震力</td> <td>B₃S</td> <td>一次応力</td> <td>231</td> <td>85</td> <td>205</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉冷却材浄化系</td> <td rowspan="4">クラス1</td> <td rowspan="4">S</td> <td rowspan="2">S₃</td> <td rowspan="2">IV₃S</td> <td>一次応力</td> <td>—</td> <td>333^{*8,*9}</td> <td>414</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>—</td> <td>1015^{*8} (疲労累積係数: 0.7408^{*11,*12})</td> <td>354 (疲労累積係数許容値: 1以下^{*10})</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">S₄</td> <td rowspan="2">III₃S</td> <td>一次応力</td> <td>—</td> <td>828^{*9} (疲労累積係数: 0.6612^{*11,*12})</td> <td>414 (疲労累積係数許容値: 1以下^{*10})</td> </tr> <tr> <td>一次+二次応力</td> <td>—</td> <td>228^{*8,*9}</td> <td>310</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*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肉厚 *3: これまでの測定データに基づき想定した肉厚 *4: 設計・建設規格付録材料図表Part5表1, 又は表8, 表9より求まる値 *5: 火力技術基準に区分されるが、耐震評価上クラス3として評価した *6: 火力技術基準に基づいているため必要最小肉厚が小さく、また、当該部は管台形状であることから発生応力が高くなった *7: 上段は必要最小肉厚での発生応力(最大点)に対する許容応力, 下段は60年時点肉厚での発生応力(最大点)に対する許容応力(材質の違いによる) *8: 評価対象ラインのうち、最大の発生応力を示す *9: 評価対象ラインのうち、炭素鋼配管部における最大の発生応力を示す</p>	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 ^{*1} (MPa)	必要最小肉厚 ^{*2}	60年時点肉厚 ^{*3}	復水系	火力 ^{*4}	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	6662 ^{*5}	227	233	給水系	クラス2	S	S ₃	IV ₃ S	一次応力	125	—	363	一次+二次応力	241	—	364	S ₄	III ₃ S	一次応力	107	—	182	一次+二次応力	130	—	364	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	104	—	229	一次応力	291	130	172 ^{*6} 229 ^{*7}	給水加熱器ドレン系	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	231	85	205	原子炉冷却材浄化系	クラス1	S	S ₃	IV ₃ S	一次応力	—	333 ^{*8,*9}	414	一次+二次応力	—	1015 ^{*8} (疲労累積係数: 0.7408 ^{*11,*12})	354 (疲労累積係数許容値: 1以下 ^{*10})	S ₄	III ₃ S	一次応力	—	828 ^{*9} (疲労累積係数: 0.6612 ^{*11,*12})	414 (疲労累積係数許容値: 1以下 ^{*10})	一次+二次応力	—	228 ^{*8,*9}	310	<p>耐震安全性評価の審査結果の反映 肉厚に記載を統一</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映 長期保守管理方針に記載される復水系の高温高圧環境以外の範囲の配管の評価結果を追記</p> <p>記載の適正化 復水系の区分の修正及び注釈の追記 復水系の発生応力が高い理由を注釈で追記</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映 原子炉冷却材浄化系配管は、原子炉水への水素注入に伴う配管内表面の酸化被膜減少による配管減肉が想定されるため、耐震評価を追記</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映 肉厚に記載を統一</p> <p>記載の適正化 付録材料図表に修正</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映 原子炉冷却材浄化系配管の評価の追記に伴う</p>
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 ^{*1} (MPa)																																																																																																																																										
	必要最小板厚 ^{*2}	60年時点板厚 ^{*3}																																																																																																																																																							
復水系	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	239	—	245																																																																																																																																																	
給水系	クラス2	S	S ₃	IV ₃ S	一次応力	125	—	363																																																																																																																																																	
					一次+二次応力	241	—	364																																																																																																																																																	
			S ₄	III ₃ S	一次応力	107	—	182																																																																																																																																																	
					一次+二次応力	130	—	364																																																																																																																																																	
	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	104	—	229																																																																																																																																																	
					一次応力	291	130	172 ^{*4} 229 ^{*5}																																																																																																																																																	
給水加熱器ドレン系	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	231	85	205																																																																																																																																																	
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 ^{*1} (MPa)																																																																																																																																																	
						必要最小肉厚 ^{*2}	60年時点肉厚 ^{*3}																																																																																																																																																		
復水系	火力 ^{*4}	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	6662 ^{*5}	227	233																																																																																																																																																	
給水系	クラス2	S	S ₃	IV ₃ S	一次応力	125	—	363																																																																																																																																																	
					一次+二次応力	241	—	364																																																																																																																																																	
			S ₄	III ₃ S	一次応力	107	—	182																																																																																																																																																	
					一次+二次応力	130	—	364																																																																																																																																																	
	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	104	—	229																																																																																																																																																	
					一次応力	291	130	172 ^{*6} 229 ^{*7}																																																																																																																																																	
給水加熱器ドレン系	クラス3	B	Bクラス地震力	B ₃ S	一次応力	231	85	205																																																																																																																																																	
原子炉冷却材浄化系	クラス1	S	S ₃	IV ₃ S	一次応力	—	333 ^{*8,*9}	414																																																																																																																																																	
					一次+二次応力	—	1015 ^{*8} (疲労累積係数: 0.7408 ^{*11,*12})	354 (疲労累積係数許容値: 1以下 ^{*10})																																																																																																																																																	
			S ₄	III ₃ S	一次応力	—	828 ^{*9} (疲労累積係数: 0.6612 ^{*11,*12})	414 (疲労累積係数許容値: 1以下 ^{*10})																																																																																																																																																	
					一次+二次応力	—	228 ^{*8,*9}	310																																																																																																																																																	

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付5

補 正 前	補 正 後	備 考
<p>(3) 粒界型応力腐食割れに対する耐震安全性評価[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、炉心スプレイ配管・スパージャ、差圧検出・ほう酸水注入管、ジェットポンプ、中性子計測案内管、残留熱除去系（低圧注水系）配管]</p> <p>(a) 炉心シュラウド、シュラウドサポート、炉心スプレイ配管・スパージャ、ジェットポンプ</p> <p>炉心シュラウド、シュラウドサポート、炉心スプレイ配管・スパージャ、ジェットポンプは、現状保全として「維持規格」及び「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく範囲と頻度により点検を実施することとしている。この点検範囲・頻度の決定に当たっては、地震荷重を考慮していることから、耐震安全性評価は現状保全に包含されており、耐震安全性評価上問題がない。</p> <p>なお、炉心シュラウドについては、第24回定期検査（2009年度）並びに第25回定期検査（2011年度）の目視点検及び超音波探傷検査において炉心シュラウド－シュラウドサポート周溶接線（H7内面）にそれぞれ粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが確認された。</p> <p>また、シュラウドサポートについては、第21回定期検査（2005年度）の目視点検においてシュラウドサポート縦溶接線（V8外面）、第24回定期検査（2009年度）並びに第25回定期検査（2011年度）の目視点検及び超音波探傷検査においてシュラウドサポート縦溶接線（V8内外面）及び炉心シュラウド－シュラウドサポート周溶接線（H7内面）にそれぞれ粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが確認された。</p> <p>2010年3月に経済産業省へ報告した「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」において、S_2地震荷重及び当時の基準地震動 S_3 を考慮し、ひびの進展評価及び破壊評価を実施しており、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は所定の期間（2010年3月から30年間）を超える45年と評価されている。</p> <p>上記の評価において用いた当時の基準地震動 S_3 の地震荷重と現状の耐震 S_4 クラス機器に適用される基準地震動 S_3 の地震荷重を比較し評価した結果、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は2010年3月（運転開始後約31.5年）から運転年数43年となり、運転開始後60年を超えると評価された。</p> <p>したがって、炉心シュラウド、シュラウドサポート、炉心スプレイ配管・スパージャ、ジェットポンプの粒界型応力腐食割れは、耐震安全性評価上問題ない。</p>	<p>(3) 粒界型応力腐食割れに対する耐震安全性評価[炉心シュラウド（下部胴）、シュラウドサポート]</p> <p>炉心シュラウド（下部胴）、シュラウドサポートは、現状保全として「維持規格」等に基づく範囲と頻度により点検を実施することとしている。この点検範囲・頻度の決定に当たっては、地震荷重を考慮していることから、耐震安全性評価は現状保全に包含されており、耐震安全性評価上問題がない。</p> <p>なお、炉心シュラウド（下部胴）については、第24回定期検査（2009年度）並びに第25回施設定期検査（2011年度）の目視点検及び超音波探傷検査において炉心シュラウド－シュラウドサポート周溶接線（H7内面）にそれぞれ粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが確認された。</p> <p>また、シュラウドサポートについては、第21回定期検査（2005年度）の目視点検においてシュラウドサポート縦溶接線（V8外面）、第24回定期検査（2009年度）並びに第25回施設定期検査（2011年度）の目視点検及び超音波探傷検査においてシュラウドサポート縦溶接線（V8内外面）及び炉心シュラウド－シュラウドサポート周溶接線（H7内面）にそれぞれ粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが確認された。</p> <p>2010年3月に経済産業省へ報告した「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」（以下、「構造健全性評価」という）において、S_2地震荷重及び当時の基準地震動 S_3 を考慮し、ひびの進展評価及び破壊評価を実施しており、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は所定の期間（2010年3月から30年間）を超える45年と評価されている。</p> <p>さらに、第25回施設定期検査での継続検査で確認されたひび割れは構造健全性評価で想定した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_3 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年時点の崩壊荷重を2倍勾配法により評価した結果、シュラウドサポートの安全率を考慮した設計荷重は地震時の崩壊荷重を下回ることを確認した。</p> <p>したがって、炉心シュラウド（下部胴）、シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れは、耐震安全性評価上問題ない。</p> <p>3.7.4 評価対象機器全体への展開</p> <p>炉内構造物に関しては、評価対象機器全てを評価しているため、代表機器以外の機器はない。</p> <p>3.7.5 保全対策に反映すべき項目の抽出</p> <p>炉内構造物に関しては、「技術評価」にて検討された保全対策に、耐震安全上の観点から追加すべき項目はない。</p>	<p>共通事項の審査結果の反映</p> <p>評価対象を、ひび割れが確認されている炉心シュラウド（下部胴）、シュラウドサポートのみとした</p> <p>記載の適正化 用語の統一</p> <p>記載の適正化</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映</p> <p>構造健全性評価を踏まえた2倍勾配法による耐震安全性評価結果への変更</p> <p>記載の適正化 項目番号の修正</p> <p>記載の適正化 項目番号の修正</p>

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付6

機器分類		型式	経年劣化事象	事象区分	判断理由
ポンプモーター	高圧ポンプモーター 低圧ポンプモーター	主軸の摩耗	■		主軸については剛性が十分にあり、寸法測定により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では剛性はほとんど変化せず固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
ポンプモーター	高圧ポンプモーター 低圧ポンプモーター	固定子コア及び回転子コアの腐食（全面腐食）	■		目視点検により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
ポンプモーター	高圧ポンプモーター	フレーム、エンドブラケット、端子箱、空気圧動器、通風箱、取付ボルトの腐食（全面腐食）	■		塗装等の管理により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
ポンプモーター	高圧ポンプモーター	軸受（オベリ）の摩耗及びびく	■		目視点検、寸法測定、非破壊検査により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
ポンプモーター	高圧ポンプモーター	フレーム、エンドブラケット、ファン、ファンカバー、ステータパンネル、端子箱、取付ボルト、及び締め付けボルトの腐食（全面腐食）	■		塗装等の管理により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
容器	原子炉圧力容器	主蒸気ノズル、給水ノズル及び上層内面壁の腐食（全面腐食及び流れ加速型腐食）	■		目視点検、非破壊検査、頭出し検査により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
容器	原子炉圧力容器	ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位（母材、溶接部）の粒界脆化腐食割れ	■		目視点検、書つき計画的に機器の健全性を確認していること、及び非破壊検査を実施して異常部位の改善を図っており、破界型応力腐食割れの発生、進展の可能性は小さいことから、耐震安全性に影響を与えるものではない。

■：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ことが、機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が「軽微もしくは無視」できるもの

機器分類		型式	経年劣化事象	事象区分	判断理由
ポンプモーター	低圧ポンプモーター	フレーム、エンドブラケット、ファン、ファンカバー、ステータパンネル、端子箱、取付ボルト、及び締め付けボルトの腐食（全面腐食）	■		塗装等の管理により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
容器	原子炉圧力容器	ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位（母材、溶接部）の粒界脆化腐食割れ	■		再循環系の出・入ロノズルのセーフエント溶接部及びジェットポンプ計測管貫通ノズル等は、維持規格等に基づき目視点検及び超音波探傷検査により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。またプラケットについては、原子炉圧力容器の内部取付物であり、構造強度部材ではないこと及び炉心の支持機能（制振挿入性）を有するものではないことから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
容器	原子炉格納容器	主フランジボルトの腐食（全面腐食）	■		目視点検により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。
容器	原子炉格納容器	ドライウエル（上鏡、円錐脚）、サブプレッジョン・チェンバ本体（気中部）、上部及び下部シアラフ、サブプレッジョン・チェンバ本体（水中部）、底部コンクリートマウント（ライナー・ブレード）、スタビライザ、真空乾燥機、ドライウエルス・ブレイアウト、サブプレッジョン・チェンバ、サブレイアウト及びダウングラス・マニピュレータの腐食（全面腐食）	■		塗装等の管理により機器の健全性を維持しており、現状保全によって管理される程度の経年の進行では固有振動数への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではない。

■：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ことが、機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が「軽微もしくは無視」できるもの

備考

共通事項の審査結果の反映
維持規格に基づく保全内容の追記

共通事項の審査結果の反映
主蒸気ノズル等の腐食（全面腐食及び流れ加速型腐食）は、減肉評価上問題とならないことを確認していることから抽出不要とした

「保守管理に関する方針書」補正前後比較表

添付7

補 正 前	補 正 後	備 考																																	
<p>東海第二発電所の延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針^{※1}（以下、「保守管理に関する方針」という）については、下記表のとおりとする。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">No.</th> <th style="width: 75%;">保守管理に関する方針</th> <th style="width: 20%;">実施時期^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1</td> <td>原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・中性子照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。</td> <td style="text-align: center;">中長期</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">2</td> <td> 低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案[*]及びACAガイド^{**}に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 [*]：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第II-139号 1982年11月）」 ^{**}：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」JNES-RE-2013-2049 </td> <td style="text-align: center;">長期</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3</td> <td> 同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323^{***}に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ^{***}：IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 </td> <td style="text-align: center;">中長期</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">4</td> <td>疲労評価における実績過渡回数^{****}の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。</td> <td style="text-align: center;">長期</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：No.1については、平成23年3月から平成32年8月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。 ※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年間を「長期」とする。</p>	No.	保守管理に関する方針	実施時期 ^{※2}	1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・中性子照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。	中長期	2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案 [*] 及びACAガイド ^{**} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 [*] ：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第II-139号 1982年11月）」 ^{**} ：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」JNES-RE-2013-2049	長期	3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323 ^{***} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ^{***} ：IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	中長期	4	疲労評価における実績過渡回数 ^{****} の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期	<p>東海第二発電所の延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針^{※1}（以下、「保守管理に関する方針」という）については、下記表のとおりとする。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">No.</th> <th style="width: 75%;">保守管理に関する方針</th> <th style="width: 20%;">実施時期^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1</td> <td>原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。</td> <td style="text-align: center;">中長期</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">2</td> <td> 低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案[*]及びACAガイド^{**}に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 [*]：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第II-139号 1982年11月）」 ^{**}：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」JNES-RE-2013-2049 </td> <td style="text-align: center;">長期</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3</td> <td> 同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323^{***}に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ^{***}：IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 </td> <td style="text-align: center;">長期</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">4</td> <td>疲労評価における実績過渡回数^{****}の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。</td> <td style="text-align: center;">長期</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">5</td> <td> 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。 ^{****}：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 復水系配管 給水加熱器ドレン系配管 原子炉冷却材浄化系配管 </td> <td style="text-align: center;">中長期</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：No.4については、平成23年3月から平成32年8月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。 ※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年間を「長期」とする。</p>	No.	保守管理に関する方針	実施時期 ^{※2}	1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期	2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案 [*] 及びACAガイド ^{**} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 [*] ：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第II-139号 1982年11月）」 ^{**} ：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」JNES-RE-2013-2049	長期	3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323 ^{***} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ^{***} ：IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	長期	4	疲労評価における実績過渡回数 ^{****} の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期	5	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。 ^{****} ：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 復水系配管 給水加熱器ドレン系配管 原子炉冷却材浄化系配管	中長期	<p>保守管理に関する方針書</p> <p>記載の適正化 対応方針の明確化のため、「今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。」方針に修正</p> <p>電気・計装設備の絶縁低下の審査結果の反映 60年の運転を迎えるまでの20年の間、評価期間を迎える前に取替を実施していくことから、実施時期を長期に見直し</p> <p>耐震安全性評価の審査結果の反映 運転開始後60年時点^{****}を想定した耐震安全性評価を実施した配管に対する今後の減肉傾向の把握及び減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価の実施を保守管理に関する方針として追記</p>
No.	保守管理に関する方針	実施時期 ^{※2}																																	
1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・中性子照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。	中長期																																	
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案 [*] 及びACAガイド ^{**} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 [*] ：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第II-139号 1982年11月）」 ^{**} ：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」JNES-RE-2013-2049	長期																																	
3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323 ^{***} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ^{***} ：IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	中長期																																	
4	疲労評価における実績過渡回数 ^{****} の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期																																	
No.	保守管理に関する方針	実施時期 ^{※2}																																	
1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期																																	
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案 [*] 及びACAガイド ^{**} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 [*] ：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第II-139号 1982年11月）」 ^{**} ：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」JNES-RE-2013-2049	長期																																	
3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323 ^{***} に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ^{***} ：IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	長期																																	
4	疲労評価における実績過渡回数 ^{****} の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期																																	
5	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。 ^{****} ：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 復水系配管 給水加熱器ドレン系配管 原子炉冷却材浄化系配管	中長期																																	

「劣化状況評価書」補正前後比較表

添付8

補正前	補正後	備考
<p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の胴である。東海第二の胴内表面での中性子照射量^{*1}は、2016年11月時点^{*2}で3.26×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度、運転開始後60年時点で5.35×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度と評価される。</p> <p>また、評価に用いられる板厚1/4深さ位置での中性子照射量^{*3}は、2016年11月時点^{*2}で2.38×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度、運転開始後60年時点で3.91×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度と評価される。</p> <p>*1: 第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、<u>炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出。</u></p> <p>*2: 中性子照射量については、2011年3月11日のプラント停止より中性子照射が停止し、それ以降の中性子照射の累積がないことから、2011年3月11日時点での中性子照射量とする。</p> <p>*3: 第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、<u>炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と板厚1/4深さ位置との中性子束の比率に基づき算出。</u></p> <p>本項では東海第二の監視試験結果と、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007 (2013年追補版を含む)」(以下、「JEAC4201」という)及び日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007」(以下、「JEAC4206」という)に基づいた評価を示す。</p> <p>なお、JEAC4201における「監視試験の対象」である相当運転期間末期の最大中性子照射量が容器内面で1×10^{17} n/cm² (>1 MeV) を超えると予測される炉心領域近傍には、低圧注水ノズルがあるが、運転開始後60年時点において、その中性子照射量は0.87×10^{17} n/cm² (>1 MeV) であり中性子照射脆化を考慮する必要のある累積中性子照射量以下であることから、中性子照射脆化に対する健全性評価は、胴について実施する。</p> <p>定期検査で行う漏えい検査は、比較的溫度が低い状態で運転圧力まで昇圧するため、非延性破壊に対して最も厳しい状態となる。このため、漏えい検査時には原子炉圧力容器の最低使用溫度を守るよう運転管理を行っている。</p> <p>なお、JEAC4201においては、<u>PWRプラントの原子炉(圧力)容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態C、Dで最も厳しい状態として加圧熱衝撃(PTS)評価を要求しているが、BWRプラントの原子炉圧力容器は通常運転時には蒸気の飽和圧力溫度となっており、事故時に非常用炉心冷却系が作動しても冷却水の注入に伴って圧力が低下するため、高圧(高い応力がかかった状態)のまま低温になることはなく、BWRプラントでは実施する必要がない。</u></p> <p>また、設計上、<u>低温の水が導かれるようなノズルにはサーマルスリーブが設けられており、原子炉圧力容器が急速に冷却されないようになっている。</u></p>	<p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の胴である。東海第二の胴内表面での中性子照射量^{*1}は、2016年11月時点^{*2}で3.26×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度、運転開始後60年時点で5.35×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度と評価される。</p> <p>また、評価に用いられる板厚1/4深さ位置での中性子照射量^{*3}は、2016年11月時点^{*2}で2.38×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度、運転開始後60年時点で3.91×10^{17} n/cm² (>1 MeV) 程度と評価される。</p> <p>*1: 第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、<u>2次元輸送計算コードDORTにより算出した監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出。</u></p> <p>*2: 中性子照射量については、2011年3月11日のプラント停止より中性子照射が停止し、それ以降の中性子照射の累積がないことから、2011年3月11日時点での中性子照射量とする。</p> <p>*3: 第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、<u>2次元輸送計算コードDORTにより算出した監視試験片位置と板厚1/4深さ位置との中性子束の比率に基づき算出。</u></p> <p>本項では東海第二の監視試験結果と、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007 (2013年追補版を含む)」(以下、「JEAC4201」という)及び日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007」(以下、「JEAC4206」という)に基づいた評価を示す。</p> <p>なお、JEAC4201における「監視試験の対象」である相当運転期間末期の最大中性子照射量が容器内面で1×10^{17} n/cm² (>1 MeV) を超えると予測される炉心領域近傍には、低圧注水ノズルがあるが、運転開始後60年時点において、その中性子照射量は0.87×10^{17} n/cm² (>1 MeV) であり中性子照射脆化を考慮する必要のある累積中性子照射量以下であることから、中性子照射脆化に対する健全性評価は、胴について実施する。</p> <p>定期検査で行う漏えい検査は、比較的溫度が低い状態で運転圧力まで昇圧するため、非延性破壊に対して最も厳しい状態となる。このため、漏えい検査時には原子炉圧力容器の最低使用溫度を守るよう運転管理を行っている。</p> <p>次に、JEAC4206においては、<u>原子炉圧力容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態C、Dで最も問題となるのは加圧熱衝撃(PTS)事象であることから、PTS評価を実施する。</u></p> <p>ここで、東海第二は沸騰水型軽水炉(BWR-5)であり、原子炉は飽和圧力・飽和溫度の関係にあることから、溫度の低下に伴い圧力は低下するため、高圧(高い応力がかかった状態)のまま低温になることはない。</p> <p>また、設計上、<u>非常用炉心冷却系の冷水は直接原子炉圧力容器の炉壁に接しな</u></p>	<p>容器の技術評価書</p> <p>1. 原子炉圧力容器</p> <p>記載の適正化</p> <p>炉内中性子束解析について具体的な解析コード(DORT)を記載</p> <p>中性子照射脆化の審査結果の反映</p> <p>加圧熱衝撃(PTS)事象について東海第二のPTS評価を追記</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;">い構造となっている。冷水注水するノズルにはサーマルスリーブが設けられており、サーマルスリーブを経てシェラウド内に注水されること、また、炉心スプレイ系はシェラウド内に設置された炉心スプレイスパーギャヘッドから注水されることから、いずれも原子炉圧力容器の炉壁に直接冷水が接することはなく、原子炉圧力容器は急速に冷却されないようになっている。</p> <p style="color: red;">次に、設計基準事故時に原子炉圧力容器内の温度低下率が一番厳しいとされている「原子炉冷却材喪失」における PTS 評価を実施する。国内 BWR-5 プラントの供用状態 D における原子炉圧力容器の PTS 評価**を図 2.3-2 に示す。</p> <p style="color: red;">PTS 評価の結果、中性子照射脆化を考慮し関連温度移行量が増加しても、静的平面ひずみ破壊靱性値 (K_{Ic}) は応力拡大係数 (K_I) に対して十分な裕度がある。プラント毎に関連温度初期値や関連温度移行量 (脆化量) に差異はあるが、十分な裕度があることから、東海第二の関連温度初期値や関連温度移行量を考慮しても、静的平面ひずみ破壊靱性値は応力拡大係数を十分上回ると評価する。</p> <p style="color: red;">重大事故等時においても静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを評価する。応力拡大係数は、圧力又は熱応力の観点で温度変化が大きいほうが大きい値となるが、重大事故等時に想定される事故シーケンスにおける最大の温度変化率が「原子炉冷却材喪失」に包絡されていることを確認している。</p> <p style="color: red;">したがって、重大事故等時においても、静的平面ひずみ破壊靱性値は応力拡大係数を十分上回ると評価する。</p> <p style="color: red;">*4：梶田他、「沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」、日本保全学会第 10 回学術講演会、2013.7</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p style="color: red;">図 2.3-2 供用状態 D における原子炉圧力容器の PTS 評価 (BWR-5)</p>	<p>中性子照射脆化の審査結果の反映 加圧熱衝撃 (PTS) 事象について東海第二の PTS 評価を追記</p>

「劣化状況評価書」補正前後比較表

補正前				補正後				備考	
表 1-2 (5/9) 基礎ボルト評価対象一覧表				表 1-2 (5/9) 基礎ボルト評価対象一覧表				機械設備の技術評価書 16. 基礎ボルト 仕様等変更の反映 常設代替高圧電源装置 遠隔操作盤を後打ちケ ミカルアンカに変更 合わせて表内の型式記 載を集約	
技術評価書	機器名称	型式	設置場所	技術評価書	機器名称	型式	設置場所		
計測制御 設備	濃度計測装置			計測制御 設備	濃度計測装置				
	・格納容器内水素濃度計測装置*1	後打ちケミカルアンカ・ 後打ちメカニカルアンカ	屋内		・格納容器内水素濃度計測装置*1	後打ちケミカルアンカ・ 後打ちメカニカルアンカ	屋内		
	・原子炉建屋水素濃度計測装置*1		屋内		・原子炉建屋水素濃度計測装置*1		屋内		
	・格納容器内酸素濃度計測装置*1		屋内		・格納容器内酸素濃度計測装置*1		屋内		
	操作制御盤				操作制御盤				
	・原子炉保護系 1A トリップユニット盤	後打ちケミカルアンカ	屋内		・原子炉保護系 1A トリップユニット盤	後打ちケミカルアンカ	屋内		
	・原子炉保護系 1B トリップユニット盤		屋内		・原子炉保護系 1B トリップユニット盤		屋内		
	・原子炉保護系 2A トリップユニット盤		屋内		・原子炉保護系 2A トリップユニット盤		屋内		
	・原子炉保護系 2B トリップユニット盤		屋内		・原子炉保護系 2B トリップユニット盤		屋内		
	・緊急時炉心冷却系 DIV-I-1 トリップ ユニット盤		屋内		・緊急時炉心冷却系 DIV-I-1 トリップ ユニット盤		屋内		
	・RCIC タービン制御盤		屋内		・RCIC タービン制御盤		屋内		
	・SA 監視操作設備*1		屋内		・SA 監視操作設備*1		屋内		
	・高圧代替注水系制御盤*1		屋内		・高圧代替注水系制御盤*1		屋内		
	・常設代替高圧電源装置遠隔操作盤*1		後打ちケミカルアンカ		屋内		・常設代替高圧電源装置遠隔操作盤*1	後打ちケミカルアンカ	屋内
	・潮位監視盤*1		後打ちケミカルアンカ		屋内		・潮位監視盤*1	後打ちケミカルアンカ	屋内
	・津波・構内監視設備*1	後打ちケミカルアンカ	屋内		・津波・構内監視設備*1	後打ちケミカルアンカ	屋内		
	・使用済燃料プール監視設備*1	後打ちケミカルアンカ	屋内		・使用済燃料プール監視設備*1	後打ちケミカルアンカ	屋内		
	・安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備*1	後打ちケミカルアンカ	屋内		・安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備*1	後打ちケミカルアンカ	屋内		
空調設備	ファン			空調設備	ファン				
	・非常用ガス再循環系排風機	機器付基礎ボルト	屋内		・非常用ガス再循環系排風機	機器付基礎ボルト	屋内		
	空調機				空調機				
	・高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機	後打ちケミカルアンカ	屋内		・高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機	後打ちケミカルアンカ	屋内		
	・低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機		屋内		・低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機		屋内		
	・残留熱除去系ポンプ室空調機		屋内		・残留熱除去系ポンプ室空調機		屋内		
	冷凍機				冷凍機				
	・中央制御室チラーユニット	後打ちケミカルアンカ	屋外・屋内		・中央制御室チラーユニット	後打ちケミカルアンカ	屋外・屋内		
	フィルタユニット				フィルタユニット				
	・非常用ガス再循環系フィルタトレイ ン	機器付基礎ボルト	屋内		・非常用ガス再循環系フィルタトレイ ン	機器付基礎ボルト	屋内		
・非常用ガス処理系フィルタトレイ ン	屋内		・非常用ガス処理系フィルタトレイ ン	屋内					
・中央制御室換気系フィルタユニット	屋内		・中央制御室換気系フィルタユニット	屋内					
ダクト			ダクト						
・中央制御室換気系ダクト	後打ちケミカルアンカ	屋内	・中央制御室換気系ダクト	後打ちケミカルアンカ	屋内				
・ディーゼル室換気系ダクト		屋内	・ディーゼル室換気系ダクト		屋内				
機械設備	ディーゼル機関本体 (非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機))			機械設備	ディーゼル機関本体 (非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機))				
	・非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機)	機器付基礎ボルト	屋内		・非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機)	機器付基礎ボルト	屋内		
	・吸気管及び排気管	後打ちケミカルアンカ	屋外・屋内		・吸気管及び排気管	後打ちケミカルアンカ	屋外・屋内		
	ディーゼル機関本体 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関)				ディーゼル機関本体 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関)				
	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	機器付基礎ボルト	屋内		・高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	機器付基礎ボルト	屋内		
・吸気管及び排気管	後打ちケミカルアンカ	屋外・屋内	・吸気管及び排気管	後打ちケミカルアンカ	屋外・屋内				

*1: 新規に設置される機器を含む

*1: 新規に設置される機器を含む

「特別点検結果報告書」補正前後比較表

補正前	補正後	備考
<p>1. はじめに 本書類は東海第二発電所に対して「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第113条および「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に基づき実施した特別点検の結果を説明するものである。</p> <p>2. 特別点検の実施体制および実施手順 特別点検に関する業務は、東海第二発電所の保安活動と同様「東海第二発電所 原子炉施設保安規定」第3条 品質保証計画のもと、当社の品質マネジメントシステムに基づき以下のとおり適切に実施した。</p> <p>2. 1 点検の計画 東海第二発電所 保守室保守総括グループマネージャーは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第113条および「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に基づく特別点検の実施に関する基本方針を策定し、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーに点検計画の詳細検討を依頼した。 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、点検要領書の制定により点検計画を策定した。</p> <p>2. 2 点検の実施 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、記録確認により調達先による自主点検が適切に行われたことを確認した。また、追加で実施した原子炉圧力容器の特別点検について、立会または記録確認により調達先による点検が適切に行われたことを確認した。 調達先が作成した点検記録は、「特別点検要領書」に基づき、記録確認を行い、「特別点検結果報告書」「特別点検（追加点検）結果報告書」としてまとめた上で、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーが承認した。 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、「特別点検結果報告書」「特別点検（追加点検）結果報告書」を原子炉施設保安運営委員会に付議したのち、東海第二発電所 保守室保守総括マネージャーに通知した。</p> <p>2. 3 力量の確認 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、特別点検に関わる当社社員については、「定期事業者検査実施手引書」に定める事業者検査員の要件を満たす者であることを確認した。また、調達先が実施した自主点検及び追加で実施した原子炉圧力容器の特別点検について、非破壊試験等を行う試験員が表1に示す力量を有することを確認した。</p> <p>2. 4 測定機器の管理 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、調達先が実施した自主点検及び追加で実施した原子炉圧力容器の特別点検について、使用された測定機器が「定期事業者検査実施手引書」に基づき、国際または国家標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正が行われていることをトレーサビリティ証明書等により確認した。</p> <p style="text-align: center;">1</p>	<p>1. はじめに 本書類は東海第二発電所に対して「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第113条および「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」(以下、「ガイド」という。)に基づき実施した特別点検の結果を説明するものである。</p> <p>2. 特別点検の実施体制および実施手順 特別点検に関する業務は、東海第二発電所の保安活動と同様「東海第二発電所 原子炉施設保安規定」第3条 品質保証計画のもと、当社の品質マネジメントシステムに基づき以下のとおり適切に実施した。</p> <p>2. 1 点検の計画 東海第二発電所 保守室保守総括グループマネージャーは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第113条および「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に基づく特別点検の実施に関する基本方針を策定し、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーに点検計画の詳細検討を依頼した。 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、点検要領書の制定により点検計画を策定した。</p> <p>2. 2 点検の実施 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、記録確認により調達先による点検*が適切に行われたことを確認した。また、追加で実施した原子炉圧力容器の特別点検について、立会または記録確認により調達先による点検が適切に行われたことを確認した。 調達先が作成した点検記録は、「特別点検要領書」に基づき、記録確認を行い、「特別点検結果報告書」「特別点検（追加点検）結果報告書」としてまとめた上で、東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーが承認した。 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、「特別点検結果報告書」「特別点検（追加点検）結果報告書」を原子炉施設保安運営委員会に付議したのち、東海第二発電所 保守室保守総括マネージャーに通知した。 *：運転開始後35年を経過する日（平成25年11月27日）以降に、原子炉圧力容器等の安全性を確保するために、ガイドの内容に基づき実施した点検。</p> <p>2. 3 力量の確認 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、特別点検に関わる当社社員については、「定期事業者検査実施手引書」に定める事業者検査員の要件を満たす者であることを確認した。また、調達先が実施した点検及び追加で実施した原子炉圧力容器の特別点検について、非破壊試験等を行う試験員が表1に示す力量を有することを確認した。</p> <p>2. 4 測定機器の管理 東海第二発電所 保守室機械グループマネージャーは、調達先が実施した点検及び追加で実施した原子炉圧力容器の特別点検について、使用された測定機器が「定期事業者検査実施手引書」に基づき、国際または国家標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正が行われていることをトレーサビリティ証明書等により確認した。</p> <p style="text-align: center;">1</p>	<p>記載の適正化 略称を追記</p> <p>記載の適正化 「自主点検」を「点検」とする</p>