

平成23年2月7日  
原子力安全・保安院

東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号炉の  
高経年化技術評価書の審査結果及び長期保守管理方針に係る  
保安規定の変更認可について

本日、原子力安全・保安院は、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）から実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第11条の2の規定に基づき実施された福島第一原子力発電所1号炉に係る原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価（以下「高経年化技術評価」という。）の審査結果を取りまとめるとともに、「長期保守管理方針」に係る認可を行いました。また、これらの結果について、原子力安全委員会へ報告しましたのでお知らせします。

1. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第37条第1項の規定に基づき、平成22年3月25日（平成23年1月17日一部補正）、東京電力から「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」の提出がありました。  
本申請は、福島第一原子力発電所1号炉が平成23年3月26日に運転開始後40年を経過することから、実用炉規則第11条の2の規定に基づき、福島第一原子力発電所1号炉に係る高経年化技術評価（運転開始から30年以上経過した炉が対象）が実施され、その結果追加すべき保全策（現行の保守管理に追加すべき項目）が抽出されたことから、これを実用炉規則第11条の2の規定に基づく長期保守管理方針（運転開始後30年または40年経過した後10年間に実施すべき保守管理に関する方針）として保安規定の変更認可申請がなされたものです。
2. 審査に当たっては、「高経年化技術評価」の実施及び「長期保守管理方針」の策定において用いた社内規定などの関連文書等について確認を行う必要があると判断し、原子炉等規制法第68条第1項の規定に基づき、平成22年8月3日から5日にかけて、福島第一原子力発電所1号炉に対し、立入検査を実施しました。

3. この結果及び独立行政法人原子力安全基盤機構による技術的妥当性の確認結果を踏まえるとともに、専門的意見を聴取するため、高経年化技術評価WGを6回開催し、総合的な審査を行った結果、「高経年化技術評価」及び「長期保守管理方針」について審査基準(高経年化対策実施ガイドライン等)に適合するものと判断し、本日、原子炉等規制法第37条第1項に基づく認可を行いました。また、その結果を原子力安全委員会に報告しました。

4. 今後、東京電力は、保全計画に今般、認可を行った福島第一原子力発電所1号炉の長期保守管理方針に基づき、具体的な保全対策を反映することとなっています。

当院は、保全計画の適切性を事前確認し、確認した保全計画に基づき、高経年化対策が適切に実施されているかについて、立入検査等により厳格に確認することとしています。

(本発表資料のお問い合わせ先)

原子力安全・保安院原子力発電検査課長 山本

担当者: 石垣、青山

電話:03-3501-1511(内線 4871~5)

03-3501-9547(直通)

東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号炉  
長期保守管理方針（保安規定）認可に関する審査結果について

平成23年2月7日  
原子力安全・保安院

## 1. 審査経緯

原子炉等規制法第35条第1項及び実用炉規則第11条の2第2項に基づき策定された福島第一原子力発電所1号炉長期保守管理方針について、同法第37条第1項及び同規則第16条第1項第20号の規定に基づき、平成22年3月25日付けで東京電力(株)より保安規定の変更認可申請（平成23年1月17日付け一部補正）があった。

これを受け、当院では、申請のあった長期保守管理方針の妥当性について、当該方針の根拠となる実用炉規則第16条第2項第2号に基づき提出のあった高経年化技術評価の結果（以下「高経年化技術評価書」という。）を含め審査を行った。

審査においては、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）の技術的妥当性の確認結果を踏まえつつ、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会高経年化対策検討委員会の下に設置された高経年化技術評価ワーキンググループ（メンバー構成：別紙1、開催実績：別紙2）に諮り専門的意見を聴取した。

## 2. 立入検査の実施

評価の実施体制、実施方法、実施結果等について、その裏付け又は根拠となるデータ、文書等を直接確認するため、これらを主に保存・管理している当該発電所に原子炉等規制法第68条第1項の規定に基づく立入検査を別紙3のとおり実施した。

## 3. 審査基準

当院は、認可申請のあった長期保守管理方針の審査において、高経年化対策実施ガイドライン<sup>\*1</sup>への適合性について高経年化対策標準審査要領<sup>\*2</sup>に基づき実施した。この際、技術的な妥当性の確認については、JNESが制定している高経年化対策技術資料集<sup>\*3</sup>を活用するとともに、日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施標準」<sup>\*4</sup>を適宜参照した。

\*1：事業者が高経年化対策として実施する高経年化技術評価及び長期保守管理方針に関することについて、基本的な要求事項を規定したものを。

\*2：\*1に係る基本的な要求事項に則り、国及びJNESが審査を行う際の判断基準及び視点・着眼点を示したものを。

\*3：経年劣化事象別技術評価マニュアル、国内外のトラブル事例集、最新の技術的知見等をJNESが取りまとめたもの。

\*4：2009年2月27日発行

#### 4. 審査内容

##### (1) 高経年化技術評価の実施

###### ①実施体制、実施方法等プロセスの明確性

保安規定に基づく品質保証計画に従った、技術評価等の実施にかかる組織、工程管理、協力事業者の管理、評価記録の管理、評価に係る教育訓練並びに最新知見及び運転経験の反映など高経年化技術評価の実施体制等がおおむね妥当であることを確認した。

###### ②評価対象となる機器・構造物の抽出

評価の対象となる機器・構造物は、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもののすべてを抽出していることを確認した。

###### ③運転経験、最新知見の評価への反映

評価において、機器・構造物の運転実績データに加えて、国内外の原子力プラントにおける事故・トラブルやプラント設計、点検、補修等のプラント運転経験に係る情報、経年劣化に係る安全基盤研究の成果、経年劣化事象やそのメカニズム解明等の学術情報、及び関連する規制、規格、基準等の最新の情報を適切に反映していることを確認した。

また、福島第一原子力発電所1号炉は、運転開始後40年目を迎えるプラントであることから、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、これら結果が適切に反映されていることを確認した。

###### ④高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象を抽出し、その発生・進展について評価を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象が抽出されていることを確認した。

###### ⑤健全性評価の結果

抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、プラントの運転開始から60年を一つの目安とした供用期間を仮定して機器・構造物の健全性評価が行われていることを確認した。

#### ⑥耐震安全性評価の結果

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象について、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価が行われていることを確認した。

#### ⑦追加すべき保全策

健全性評価及び耐震安全性評価の結果に基づき、現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）が抽出されていることを確認した。

#### （２）長期保守管理方針の策定

高経年化技術評価の結果、抽出されたすべての追加保全策について、当該原子炉として、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が策定されていることを確認した。（別紙４）

### 5. 審査結果

審査の過程で、当院は、高経年化技術評価書の内容について、更なる検討を要する事項をとりまとめ、これを申請者に指摘した。（別紙５）これを受け、申請者は、当該評価書の補正を行い、平成２３年１月１７日付けをもって当該評価書の補正書の提出があった。

また、平成２３年２月３日付けをもって、これら補正書の内容を含めたＪＮＥＳによる技術的妥当性確認の結果について報告があった。

これらを受け、当院は総合的な審査を行い、高経年化技術評価書及びこれに基づく長期保守管理方針の内容は、高経年化対策実施ガイドラインへ適合するものと判断し、東京電力㈱から申請のあった福島第一原子力発電所１号炉長期保守管理方針（保安規定）について、原子炉規制法第３７条第１項に基づく認可を行った。

以上

- 添付資料 東京電力株式会社福島第一原子力発電所１号炉 高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の技術的妥当性の確認結果（平成２３年２月３日 独立行政法人原子力安全基盤機構）

## 高経年化技術評価WG 委員

(敬称略・五十音順)

## 主査

関村 直人 (せきむら・なおと) 東京大学大学院工学系研究科副研究科長  
原子力国際専攻 教授

## 委員

大木 義路 (おおき・よしみち) 早稲田大学理工学術院教授  
大橋 弘忠 (おおはし・ひろただ) 東京大学大学院工学系研究科教授  
橘高 義典 (きつたか・よしのり) 首都大学東京都市環境学部教授  
小林 英男 (こばやし・ひでお) 横浜国立大学客員教授  
庄子 哲雄 (しょうじ・てつお) 東北大学大学院工学研究科  
エネルギー安全科学国際研究センター 教授  
平野 雅司 (ひらの・まさし) 独立行政法人日本原子力研究開発機構  
安全研究センター センター長  
宮 健三 (みや・けんぞう) 法政大学大学院システムデザイン研究科客員教授  
飯井 俊行 (めしい・としゆき) 福井大学大学院工学研究科教授  
山口 篤憲 (やまぐち・あつのり) 財団法人発電設備技術検査協会  
溶接・非破壊検査技術センター 所長

## 高経年化技術評価WGの開催実績

【開催年月日】	【開催場所】
平成22年 4月30日	経済産業省
平成22年 7月16日	経済産業省
平成22年 9月24日	経済産業省
平成22年11月 5日	経済産業省
平成22年12月 2日	経済産業省
平成23年 1月19日	経済産業省

東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1 号炉高経年化技術評価等報告書に関する文書等の確認に係る立入検査の結果について

平成 23 年 2 月 7 日  
経 済 産 業 省  
原子力安全・保安院

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 68 条第 1 項の規定に基づき東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1 号炉に対して行った立入検査の結果について報告する。

#### (1) 検査の目的

平成 22 年 3 月 25 日に、東京電力株式会社より「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書」が申請された<sup>\*</sup>ことを受け、高経年化技術評価結果を記載した書類（高経年化技術評価書）及び長期保守管理方針について、その内容の技術的妥当性を確認するため書類審査を行った結果、国の評価結果をとりまとめるに当たり高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の関連文書等について確認を行う必要があると判断し、東京電力株式会社の技術評価結果等について必要な現地確認、書類の確認等を行うため、立入検査を実施した。

※ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 11 条の 2 の規定に基づき、福島第一原子力発電所 1 号炉に係る原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価（高経年化技術評価）が実施され、その結果追加すべき保全策が抽出されたことから、これを保安規定の添付 4 に 1 号炉の長期保守管理方針として追加したもの。

#### (2) 検査実施日及び立入施設

平成 22 年 8 月 3 日から平成 22 年 8 月 5 日

東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1 号炉（福島県双葉郡、大熊町）

#### (3) 検査内容

経年劣化に関する技術的な評価の実施及び長期保守管理方針の策定において用いたデータ及び関連文書並びに評価の対象とした機器及び構造物の確認を行った。具体的には、実施体制、実施方法、実施結果等について、その裏付け又は根拠となるデータや文書等の物件検査及び関係者への質問を行うとともに、施設への立ち入りによる現場確認を行った。

#### (4) 検査結果

物件検査、施設への立ち入り、関係者への質問により検査を実施し、必要な事項を確認した。検査結果を踏まえて、福島第一原子力発電所1号炉高経年化技術評価書等に対する指摘事項をとりまとめ、これを事業者に提出するとともに、国の審査報告書に反映することとした。

## 40年目の長期保守管理方針

番号	長期保守管理方針	実施時期 <sup>※1</sup>
1	原子炉圧力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
2	<p>気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。</p> <p>*：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴、管板、水室）            気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴、管板）            気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管</p>	短期
3	原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。	中長期
4	気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外表面の腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。	中長期
5	可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管）の腐食については、肉厚測定を実施する。	短期
6	<p>肉厚測定による実機測定データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*については、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、今後の減肉進展の実測データ値を反映した耐震安全性評価を実施する。</p> <p>*：給水系、原子炉冷却材浄化系、非常用復水器系（蒸気部）、タービンランド蒸気系、復水系、給水加熱器ベント系</p>	短期 (終了は中長期)
7	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、福島第一1号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す場合に調査を実施する。	中長期
8	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、福島第一1号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す場合に調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）            後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部、コンクリート埋込部）            後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部）</p>	中長期

※1：実施時期における短期とは平成23年3月26日からの5年間、中長期とは平成23年3月26日からの10年間をいう。

番号	長期保守管理方針	実施時期 <sup>※1</sup>
9	<p>事故時雰囲気内において機能が要求される低圧ポンプモータ<sup>*</sup>の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p><sup>*</sup>：格納容器スプレイ冷却系ポンプモータ（固定子コイル、口出線・接続部品）</p>	中長期
10	<p>事故時雰囲気内において機能が要求される難燃CVケーブル等<sup>*</sup>の絶縁体の絶縁特性低下については、実機と同一のケーブルを用いて、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を考慮した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。</p> <p><sup>*</sup>：難燃CVケーブル 難燃一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル</p>	中長期
11	<p>事故時雰囲気内において機能が要求される端子台等<sup>*</sup>の絶縁物の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p><sup>*</sup>：端子台接続（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂、ポリフェニレンエーテル樹脂） 直ジョイント接続（絶縁物：架橋ポリオレフィン） 同軸コネクタ接続（絶縁物：テフロン、ポリエーテルエーテルケトン樹脂）</p>	中長期
12	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等<sup>*1</sup>の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）等<sup>*2</sup>の絶縁特性低下については、事故時雰囲気内において機能が要求される場合、通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p><sup>*1</sup>：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうちSRM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）</p> <p><sup>*2</sup>：計測装置のうち温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式） 計測装置のうち回転数検出器</p>	中長期

※1：実施時期における短期とは平成23年3月26日からの5年間、中長期とは平成23年3月26日からの10年間をいう。

番号	長期保守管理方針	実施時期※1
13	事故時雰囲気内において機能が要求される流量検出器の導通不良については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。	短期
14	事故時雰囲気内において機能が要求される電動弁用駆動部*の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。 *：原子炉格納容器外の絶縁物がポリエステル製の電動（交流／直流）弁用駆動部及び絶縁物がポリアミドイミド製の電動（直流）弁用駆動部（固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）	中長期
15	水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れの耐震安全性評価については、評価期間（5.1EFPY）に達する前にサポート追設等を含めた再評価を実施し、必要に応じて対策を行う。	短期
16	上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視点検を実施する。さらに、照射誘起型応力腐食割れのき裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行う。	中長期

※1：実施時期における短期とは平成23年3月26日からの5年間、中長期とは平成23年3月26日からの10年間をいう。

## 高経年化技術評価書等に関する指摘事項と対応結果

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
1	全般	実施体制	過去に実施した高経年化技術評価において指摘とされた事項については適切に検討の上、高経年化技術評価書に反映させること。	これまでの高経年化技術評価において指摘とされた事項と同様な事項があるか分析し、必要な事項を技術評価書に反映した。
2		低サイクル疲労	低サイクル疲労評価を実施している各部位については、実過渡回数の確認による疲労評価を定期的実施することを高経年化への対応等に反映すること。	実過渡回数の確認による疲労評価の定期的な実施について、技術評価書の「② 現状保全」と「③ 総合評価」において記載内容を充実した。
3	40年目の追加評価		60年供用時の実績に基づく過渡回数について、40年目の評価では「タービントリップに伴うスクラム」の回数を30年目の評価より多くカウントした理由を、40年目の追加評価に記載すること。	30年目の評価以降に、福島第一で過渡回数の考え方の統一を行い、「スクラム（その他）」の中から、「タービントリップに伴うスクラム」である運転条件を移行した結果、「タービントリップに伴うスクラム」の40年目の評価の予測値が30年目の評価より大きくなった旨、技術評価書に追記した。
4			低サイクル疲労による60年時点での疲れ累積係数の30年目の評価と40年目の評価において、給水ノズルと給水系配管では、30年目の評価よりも40年目の評価の方が疲れ累積係数が大きくなった理由を、40年目の追加評価に記載すること。	給水ノズルについては、型式変更により評価点を変更したため、給水系配管については、疲労評価の前提条件である給水ノズル変位量が算出方法の変更に伴い見直したため、40年目の評価の予測値が30年目の評価より大きくなった旨、技術評価書に追記した。
5	原子炉圧力容器	中性子照射脆化	運転開始後60年時点の照射脆化を評価するために必要な原子炉圧力容器の内表面から1/4深さでの中性子照射量を記載すること。	原子炉圧力容器の中性子照射脆化の評価に必要な原子炉圧力容器の内表面から1/4深さでの中性子照射量（平成20年度末時点： $7.6 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ （>1MeV）、運転開始後60年時点： $1.8 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ （>1MeV）程度）を技術評価書に追記した。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
6	原子炉 圧力容器	中性子 照射脆化	最低使用温度の評価が評価書に記載されている規格で行われていないことから、計算過程を見直し、正しく評価を行うこと。	評価書に記載されている JEAC4206-2007 に沿った評価を行った結果、破壊力学的検討により求めたマージンが 7°C から 11°C に変更となり、平成 20 年度末時点及び運転開始後 60 年での胴の最低使用温度が、それぞれ当初評価時より 4°C 程度増加した。この結果に基づき技術評価書を補正した。
7	40 年目の 追加評価		中性子照射脆化の 40 年目の追加評価において、30 年目時点と 40 年目時点の予測を比較すること。	中性子照射脆化に関し、第 2 回監視試験結果までを反映した 30 年目時点と第 3 回監視試験結果までを反映した 40 年目時点の関連温度移行量の予測や 30 年目時点と 40 年目時点の上部棚吸収エネルギーの減少傾向を比較し、技術評価書に追記した。
8	炉内 構築物	照射 誘起型 応力腐食 割れ	炉内構築物の照射誘起型応力腐食割れの健全性評価に当たっては、各機器の照射量分布の最大値に基づいて運転開始後 60 年時点の予想照射量を評価し、その値に基づいて健全性評価を行うこと。	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、制御棒案内管の運転開始後 60 年時点の予想照射量については、各々の機器の照射量の最大値を評価して、その結果に基づいて健全性を評価した旨、技術評価書に追記した。
9			上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについて、照射量が照射誘起型応力腐食割れ感受性しきい値を超えても、日本原子力技術協会「BWR 炉内構築物点検評価ガイドライン」及び「維持規格」に規定する点検を実施することで健全性を維持できることの根拠を明確にすること。	上部格子板については、しきい照射量を超えるグリッドプレートを含めて維持規格に基づく目視点検等により、損傷のないことを確認しているが、高経年化への対応として、その検出精度を上げた点検を実施する旨、技術評価書を補正した。
10			40 年目の 追加評価	照射誘起型応力腐食割れの 40 年目の追加評価においては、炉内構築物取替に伴う 30 年目の評価時点からの変更内容の説明を含めて、対象材料ごとに適正なしきい値を用いて記載すること。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
11	全般	2相ステンレス鋼の熱時効	2相ステンレス鋼の熱時効について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の判断項目である目視試験等の根拠を明確にするか、もしくは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出すること。	代表機器として原子炉再循環ポンプを抽出し、目視などの点検により確認可能なき裂を想定したき裂安定性評価を行い、不安定破壊が生じないことを確認し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとする旨、技術評価書に追記した。
12	高圧ポンプモータ	絶縁低下	事故時雰囲気内で機能要求がある炉心スプレイ系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁特性低下については、現在 JNES 事業で実施中の「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果を今後反映していく旨、「高経年化への対応」に反映すること。(事故時雰囲気内で機能要求がある電気ペネトレーション、電動弁用駆動部、接続部、高圧注水系タービン附属設備も同様)	事故時雰囲気内で機能要求がある炉心スプレイ系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁特性低下については、現在 JNES 事業で実施中の「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果を今後反映していく旨、技術評価書に追記した。(事故時雰囲気内で機能要求がある電気ペネトレーション、電動弁用駆動部、接続部、高圧注水系タービン附属設備も同様)
13	低圧ポンプモータ		事故時雰囲気内で機能要求がある格納容器スプレイ冷却系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁特性低下については、実機と同等の低圧モータを用いて長期健全性試験を実施し、健全性を再評価すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある格納容器スプレイ冷却系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁特性低下については、現状の評価を実機相当品による評価とし、実機と同等の低圧モータを用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。
14	高圧ケーブル		事故時雰囲気内で機能要求がある高圧ケーブルの絶縁特性低下については、JNES 事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施された成果を今後反映していく旨、「高経年化への対応」に反映すること。(事故時雰囲気内で機能要求がある低圧ケーブル、同軸ケーブルも同様)	事故時雰囲気内で機能要求がある高圧ケーブルの絶縁特性低下については、JNES 事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施された成果を今後反映していく旨、技術評価書に追記した。(事故時雰囲気内で機能要求がある低圧ケーブル、同軸ケーブルも同様)

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
15	低圧ケーブル	絶縁低下	代表ケーブルと製造メーカーの異なる難燃CVケーブル及びKGBケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、個別に健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	代表ケーブルと製造メーカーの異なる難燃CVケーブル及びKGBケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、個別に健全性を評価した結果を技術評価書に追記した。
16	同軸ケーブル		難燃一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブル及び一重同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、代表ケーブルと構造が異なるため、製造メーカーが異なるケーブルを含め、個別に健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	難燃一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブル及び一重同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、代表ケーブルと構造が異なるため、製造メーカーが異なるケーブルを含め、個別に健全性を評価した。なお、難燃一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブルについては、実機と同等のケーブルを用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。
17	接続部		事故時雰囲気内で機能要求がある直ジョイント接続の絶縁物等の絶縁特性低下については、長期健全性試験により健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	直ジョイント接続の絶縁物等の絶縁特性低下については、実機相当品によって評価を行った。なお、実機同等品を用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。
18	計測装置	特性変化 絶縁低下	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器及び温度検出器等の特性変化または絶縁特性低下については、Oリングを含めて健全性を再評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映するか、もしくは点検時に確実にOリングが取り替えられる方策を立案し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器及び温度検出器等の特性変化または絶縁特性低下については、Oリングを含めて健全性を評価した旨、技術評価書に追記するとともに、点検時に確実にOリングが取替られるようマニュアルの指示文書に反映した。
19		導通不良	事故時雰囲気内で機能要求があるCSポンプ潤滑油ポンプ吐出流量検出器の導通不良については、長期健全性試験によって健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	CSポンプ潤滑油ポンプ吐出流量検出器の導通不良については、実機相当品による環境試験等によって評価を行った。なお、実機同等品を用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
20	計測装置	特性変化	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器等の特性変化については、現時点においては、適切な取替を行うことが長期健全性を維持するための担保となっているため、取替基準を明確にし、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器等の特性低下については、適切な取替を行うことが長期健全性を維持するための担保となっているため、マニュアルの指示文書で替基準を明確にした。
21			事故時雰囲気内で機能要求がある温度検出器の取替時期は、12 サイクルに加えて最大 15 年間で取替が実施されることを取替基準で明確にし、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある温度検出器は、12 サイクルに加えて最大 15 年間で取替を実施することをマニュアルの指示文書に反映し、取替基準を明確にした。
22	40 年目の追加評価	絶縁低下	電気・計装品の絶縁低下の 40 年目の追加評価においては、ケーブル以外も含め、30 年目と 40 年目の評価の比較等の記載の充実を図ること。	電気・計装品の絶縁低下の経年劣化傾向の評価において、ケーブル以外も含め、30 年目と 40 年目の評価の比較等を技術評価書に追記した。
23			取替を実施した機器の長期保守管理方針の有効性評価は、当初に意図した効果を明確にするとともに、取替を行うことによってその効果が得られたか否かを明確にすること。	実機同等品による長期健全性試験で 60 年の健全性が評価されたケーブル等へ取替を実施した機器は、その長期保守管理方針で当初に意図した効果（長期健全性の確保）が得られたことから有効性評価を行った旨、技術評価書を補正した。
24			同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下の長期保守管理方針の有効性評価について、記載の充実を図ること。	事故時動作要求のある同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、実機同等品による長期健全性試験で 60 年の健全性が評価された同軸ケーブルに取替えを実施した旨、技術評価書を補正した。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
25	原子炉 圧力容器	応力 腐食割れ (IGSCC & NiSCC)	ステンレス鋼使用部位において、SCC 対策材への取替を実施した部位については、取替材質の SCC 感受性低減効果の根拠を記載すること。	差圧検出・ほう酸水注入ノズルティール、再循環水出口ノズルセーフエンド、再循環水入口ノズルセーフエンド、ジェットポンプ計測管貫通部ノズル貫通部シール及び水位計装ノズルセーフエンドについては、研究成果を反映して、SUS316 の炭素含有量を抑えることで SCC 感受性を低減したステンレス鋼を使用した旨、技術評価書に追記した。
26			600系ニッケル基合金使用部位において、SCC 対策材への取替を実施した部位については、取替材質の SCC 感受性低減効果の根拠を記載すること。	水位計装ノズルについては、研究成果を反映して、Nb の添加量を高めることにより SCC 感受性を低減した NCF600-B を使用した旨、技術評価書に追記した。
27			40年目の追加評価	応力腐食割れの有効性評価には点検のみでなく、予防保全工事、取替等を行っていることも記載すること。
28	弁	その他 事象	主蒸気隔離弁について、評価書に中部電力株式会社浜岡原子力発電所 3号炉の当該弁との相違、過去の検査の状況等、ガイドリブの摩耗が発生しないとする根拠について記載すること。	福島第一1号炉の主蒸気隔離弁は、浜岡3号炉の一体型の弁体と異なり、弁体と上部ガイドが分割されており、流体により発生する振動は小さいと判断され、また、過去の点検においても有意な摩耗は認められていない旨、技術評価書に追記した。
29	40年目の追加評価		非常用ディーゼル発電機関の排気伸縮継手の疲労割れに関する長期保守管理方針の有効性評価の記載については、点検結果に基づく評価内容に修正すること。	非常用ディーゼル発電機の排気伸縮継手の長期保守管理方針に基づく点検の結果、外的要因による保温板金の破損箇所から塩化物が雨水とともに流入したことによる腐食があり、1箇所の取替を行っているが、この点を含めた長期保守管理方針の有効性評価を行い、技術評価書を補正した。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
30	熱交換器	耐震安全性	熱交換器及び容器の粒界型応力腐食割れの評価において、周方向貫通き裂長さの計算に軸方向応力を用いて耐震安全性評価を行うこと。	熱交換器及び容器の粒界型応力腐食割れの評価において、軸方向応力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づいて再評価を行った結果、耐震安全性に問題がないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。
31	容器		水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れにおいて、通常運転時圧力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づいて耐震安全性評価を行うこと。	水位計装ノズルの粒界型応力腐食割れにおいて、通常運転時圧力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づく再評価では、耐震安全性を満足しない結果となった。 第二段階評価として内面に初期欠陥を想定して評価期間 5.1EFPY (ノズル取替後の定格負荷相当年数) に対するき裂進展評価を実施し、発生応力が弾塑性破壊力学的評価法から得られた許容応力を下回ることから耐震安全性は確保できることを確認し、その旨、技術評価書を補正した。また、評価期間 (5.1EFPY) に達する前にサポート追設等を含めた再評価を実施し、必要に応じて対策を行うことを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。
32	配管		原子炉設置者の配管減肉に関する耐震安全性評価は耐震補強工事を行った状態を仮定して実施しているため、最終的に確定したサポート追設等の工事の具体的仕様に基づいて耐震安全性評価を行うこと。	配管減肉に関するサポート追設等の耐震補強工事を行った配管について、最終的に確定した仕様に基づいて再評価した。各系統ラインの通常運転時の流れの有無を確認し、減肉範囲を見直した配管についても適切な減肉範囲を想定して再評価した。この結果、耐震安全性に問題がないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。
33			配管減肉の評価条件において、各系統ラインの通常運転時の流れの有無を考慮した適切な減肉範囲を想定して耐震安全性評価を行うこと。	

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
34	炉内 構築物	耐震 安全性	炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れの評価において、シュラウド取替後の周方向溶接部での照射量等、評価条件の根拠を明確にしたうえで耐震安全性の評価を行うこと。	炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れの評価において、シュラウド取替後の周方向溶接部に想定した初期欠陥サイズ、評価期間、き裂進展速度、照射量及び残留応力分布に関する評価条件の根拠を明確にしたうえで再評価した結果、耐震安全性に問題のないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。
35			上部格子板グリッドプレートの照射誘起型応力腐食割れの評価において、照射誘起型応力腐食割れのき裂進展の考え方を明確にしたうえで耐震安全性の評価を行うこと。	<p>上部格子板グリッドプレートの照射誘起型応力腐食割れの評価において、切り欠き部に想定した初期欠陥からの運転開始後 50 年時点のき裂進展の考え方を明確にして再評価した結果、耐震安全性に問題ないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。</p> <p>また、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視点検を実施し、照射誘起型応力腐食割れのき裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行うことを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。</p>

東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1 号炉

高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の  
技術的妥当性の確認結果

平成 23 年 2 月 3 日

独立行政法人  
原子力安全基盤機構



## 目 次

1. はじめに.....	1
2. 技術審査の要領.....	2
2.1 適用文書.....	2
2.2 文書審査.....	3
2.3 技術審査の過程.....	4
3. 技術審査の結果.....	6
3.1 評価対象となる機器・構造物の抽出.....	6
3.2 運転経験、最新知見の評価への反映.....	8
3.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	10
3.4 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針.....	12
3.4.1 低サイクル疲労.....	12
3.4.2 中性子照射脆化.....	16
3.4.3 照射誘起型応力腐食割れ.....	20
3.4.4 2相ステンレス鋼の熱時効.....	24
3.4.5 電気・計装品の絶縁低下.....	26
3.4.6 コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下.....	50
3.4.7 応力腐食割れ（IASCCを除く）.....	55
3.4.8 配管減肉.....	58
3.4.9 その他の経年劣化事象.....	60
3.5 耐震安全性の技術評価結果と長期保守管理方針.....	63
3.5.1 技術評価結果.....	64
3.5.2 長期保守管理方針.....	75
3.6 40年目の追加評価の審査について.....	76
3.6.1 30年目の高経年化技術評価の検証.....	76
3.6.2 30年目の長期保守管理方針の有効性評価.....	83
4. まとめ.....	92
別紙1 高経年化技術評価書等に関する指摘事項と対応結果.....	93
別紙2 40年目の長期保守管理方針.....	101



## 1. はじめに

東京電力株式会社（以下、「原子炉設置者」という。）は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 35 条（保安及び特定核燃料物質の保護のために講ずべき処置）第 1 項の規定により、実用発電用原子炉施設の設置、運転等に関する規則（平成 20 年 10 月改定）（以下、「新規則」という。）第 11 条の 2（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価）の規定に基づき、平成 23 年 3 月で運転開始後 40 年目を迎える福島第一原子力発電所 1 号炉の長期保守管理方針を策定し、新規則第 16 条（保安規定）の規定に基づき、平成 22 年 3 月 25 日付けで同方針を含む福島第一原子力発電所の保安規定の認可を経済産業大臣に申請した。

独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「当機構」という。）は、原子力安全・保安院（以下、「保安院」という。）からの指示により、認可申請書類に添付された長期保守管理方針の技術根拠を示した高経年化技術評価の結果（以下、「高経年化技術評価書」という。）の技術的妥当性を審査した。また、高経年化技術評価書で抽出された今後 10 年間に実施すべき追加保全策に基づき、的確に長期保守管理方針が策定されているかを審査した。

平成 22 年 3 月 25 日付けの高経年化技術評価書及び長期保守管理方針に示された技術事項に関して、当機構は妥当性確認結果を保安院へ報告した。保安院は、これらの当機構からの報告事項を含む指摘事項をとりまとめて、原子炉設置者へ対応を求めた。これに対して原子炉設置者は、指摘事項を反映した補正書を平成 23 年 1 月 17 日付けで保安院へ提出した。

当機構は指摘事項を反映した高経年化技術評価書及び長期保守管理方針を審査した結果、高経年化技術評価書が技術的に妥当であり、長期保守管理方針が運転開始後 40 年目以降 10 年間に実施すべき追加保全策に基づく妥当なものであると評価した。

## 2. 技術審査の要領

### 2.1 適用文書

保安院は、新規則に基づく審査に適用するため平成 20 年 10 月 22 日、「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ライン」<sup>1</sup>（以下、「ガイドライン」という。）及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」（以下、「標準審査要領」という。）を見直した。本技術審査は、この見直されたガイドラインと標準審査要領を適用して実施した。

標準審査要領では、「技術審査に当たって、JNES は経年劣化事象別技術評価審査マニュアル（以下、「技術評価審査マニュアル」という。）、国内外のトラブル事例集、最新の技術的知見等を取りまとめた「実用発電用原子炉施設における高経年化対策技術資料集」（以下、「技術資料集」という。）を整備するとともに、ガイドライン、本審査要領及び技術資料集を用いて高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の技術的妥当性の確認を行い、この結果を含む技術的知見を国へ提供する。」と定めている。当機構では、平成 17 年 12 月に技術資料集の初版を定めて以降、透明性をもって技術審査を実施するため技術資料集を当機構のホームページで公開しており、平成 20 年 10 月のガイドラインと標準審査要領の見直しに合わせ、技術資料集の中の技術評価審査マニュアルを改訂した。

#### 適用文書

- ・ 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ライン(平成 20 年 10 月 22 日保安院)
- ・ 実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領(内規)（平成 20 年 10 月 22 日保安院)
- ・ 技術評価審査マニュアル(当機構)
  - 総括マニュアル JNES-SS-0808-02（平成 21 年 4 月 3 日）
  - 低サイクル疲労 JNES-SS-0509-03（平成 21 年 4 月 3 日）
  - 原子炉圧力容器の中性子照射脆化 JNES-SS-0507-03（平成 21 年 4 月 3 日）
  - 照射誘起型応力腐食割れ(IASCC) JNES-SS-0809-01（平成 21 年 4 月 3 日）
  - 2 相ステンレス鋼の熱時効 JNES-SS-0812-01（平成 21 年 4 月 3 日）
  - 電気・計装設備の絶縁低下（含む特性低下）JNES-SS-0511-02（平成 21 年 2 月 20 日）
  - コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下（含む鉄骨構造物の強度低下）  
JNES-SS-0512-04（平成 21 年 4 月 3 日）
  - 耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03（平成 21 年 8 月 20 日）

---

<sup>1</sup> 「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ライン」は平成 22 年 4 月 16 日に改訂されているが、当該技術評価書が同年 3 月 26 日の認可申請書類に添付されていることから、本審査には平成 20 年 10 月 22 日付のガイドラインを適用した。

## 2.2 文書審査

適用文書に基づき高経年化技術評価書の技術的妥当性を書面審査した。図 2-1 に示す標準審査要領に定められた標準審査フローに沿って、(1)評価対象部位に生じる経年劣化事象の抽出について、(2)経年劣化による機器・構造物の健全性予測評価及び耐震安全性予測評価について、(3)予測評価した劣化に対応するための追加的な保全策の必要性評価について、各々の技術的妥当性を審査した。

### (1) 評価対象部位に生じる経年劣化事象の抽出

図 2-1 の②～⑦、⑭～⑯は、評価対象を抽出する審査項目である。ガイドラインに定める対象機器・構造物の部位に生じる経年劣化事象が網羅的に抽出されているかを審査する。

### (2) 経年劣化による機器・構造物の健全性予測評価、及び耐震安全性予測評価

図 2-1 の⑧～⑪は、経年劣化による機器・構造物の健全性を予測評価する審査項目である。抽出した経年劣化事象が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるかどうかを判定し、それに該当する場合には 60 年を一つの目安とした供用期間を仮定した健全性予測評価が的確に実施されているかを審査する。

図 2-1 の⑰～⑱は、経年劣化による機器・構造物の耐震安全性を予測評価する審査項目である。抽出した経年劣化事象が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるかどうかを判定し、それに該当する場合には 60 年を一つの目安とした供用期間を仮定した経年劣化予測の下で耐震安全性が的確に評価されているかを審査する。

### (3) 追加的な保全策の必要性

図 2-1 の⑫～⑬と⑳～㉑は、各々、健全性予測評価と耐震安全性予測評価の結果から、現状保全に対して追加的に実施すべき保全策が的確に抽出されているかを審査する。

以上を踏まえ、当機構は、現状保全に対して今後 10 年間に追加的に実施すべき保全策が、的確に実施されるように長期保守管理方針が策定されているかを審査した。

### 2.3 技術審査の過程

当機構は、平成 22 年 3 月 25 日付けの高経年化技術評価書及び長期保守管理方針に対して書面審査を行い、現地調査で原本記録を確認すべき保全実績等を保安院へ報告し、保安院は平成 22 年 8 月 3 日から 5 日まで福島第一原子力発電所 1 号炉への立入検査を実施した。当機構は、保安院の立入検査に同行して技術面で調査を支援した。保安院は、書面審査と立入検査によって明らかになった高経年化技術評価書及び長期保守管理方針に対して更なる検討を要する事項をとりまとめ、別紙 1 に示す事項を原子炉設置者に指摘した。

原子炉設置者は、指摘事項を反映して平成 23 年 1 月 17 日付けで補正書を提出した。当機構は、補正書に指摘事項が的確に反映されていることを確認し、高経年化技術評価書と長期保守管理方針が技術的に妥当であると評価した。

また、保安院は、審査の過程でとりまとめた書面審査結果、立入検査項目、指摘事項、指摘事項の補正書への反映の妥当性評価等についても、適宜、高経年化技術評価ワーキンググループに専門的意見を求め、当機構は専門的意見を審査結果に反映した。福島第一原子力発電所 1 号炉に関して専門的意見を求めた高経年化技術評価ワーキンググループは以下のとおりである。

平成 22 年 4 月 30 日	第 44 回 高経年化技術評価ワーキンググループ
平成 22 年 7 月 16 日	第 47 回 高経年化技術評価ワーキンググループ
平成 22 年 9 月 24 日	第 49 回 高経年化技術評価ワーキンググループ
平成 22 年 11 月 5 日	第 50 回 高経年化技術評価ワーキンググループ
平成 22 年 12 月 2 日	第 51 回 高経年化技術評価ワーキンググループ
平成 23 年 1 月 19 日	第 52 回 高経年化技術評価ワーキンググループ

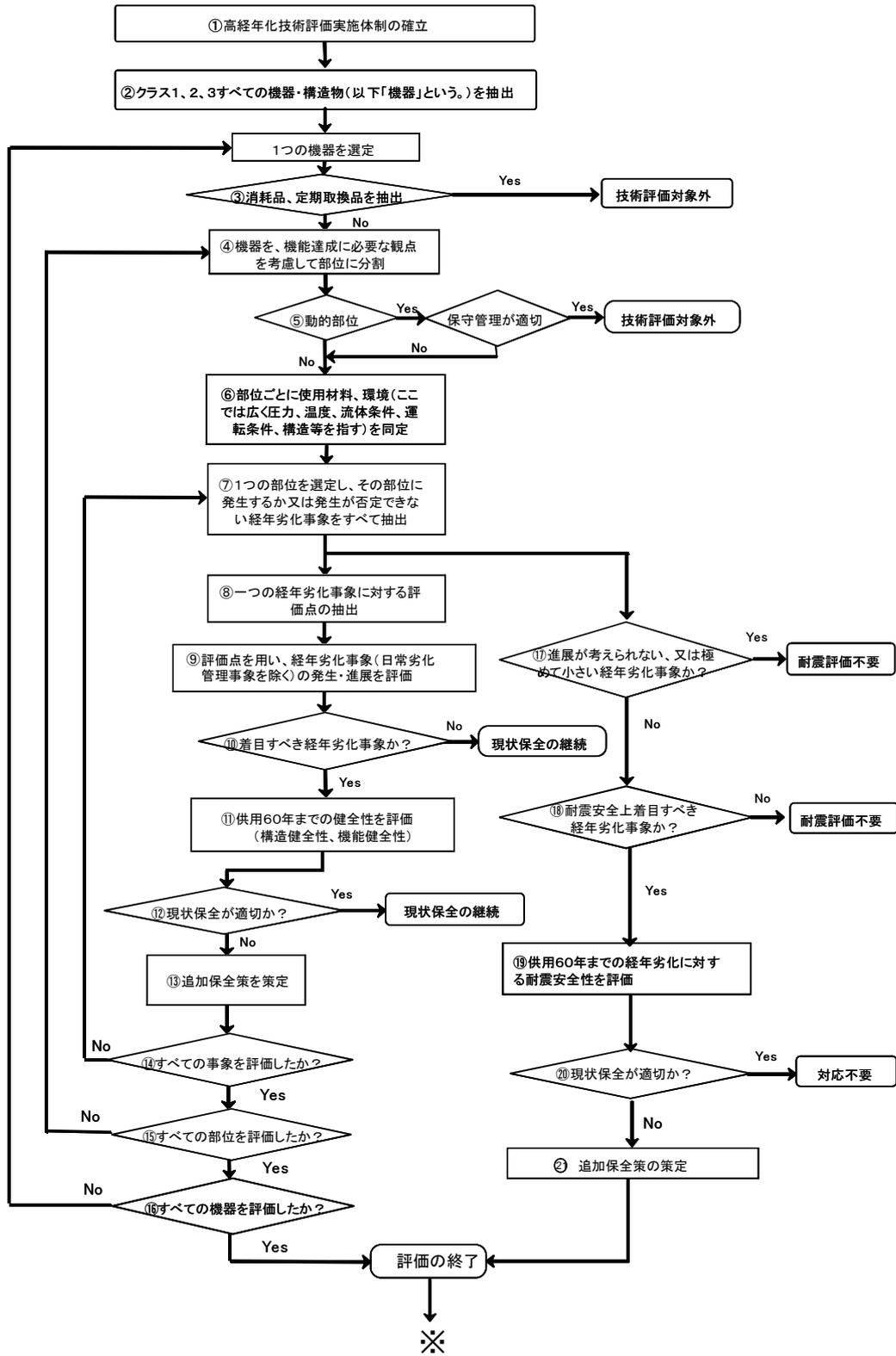


図 2-1 標準審査フロー (標準審査要領より)

### 3. 技術審査の結果

#### 3.1 評価対象となる機器・構造物の抽出

##### (1) 評価対象機器・構造物の抽出

「重要度分類指針」<sup>2</sup>の重要度分類クラス 1、2 分類される機器・構造物及び重要度分類クラス 3 に分類される機器であって高温・高圧の環境下にある機器<sup>3</sup>が漏れなく抽出されているかを審査した。

原子炉設置者は、福島第一原子力発電所 1 号炉の配管計装線図、展開接続図等を用いて評価対象機器・構造物を抽出している。

また、原子炉設置者は、抽出された評価対象機器について構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等によりグループ化し、グループごとに重要度、使用条件、運転状態等を考慮して、評価モデルとしての代表機器（以下、「代表機器」という。）を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法ですべての機器について評価を実施している。ただし、代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については個別に評価を実施している。

##### (2) 消耗品・定期取替品の抽出

高経年化技術評価の対象外とすることができる消耗品・定期取替品について、その定義を明確にして抽出されているかを審査した。

原子炉設置者は、供用に伴う消耗が予め想定され、設計時に取替を前提とする部品又は機器の分解点検等に伴い必然的に取り替えている部品は、消耗品として評価対象から除外している。また、設計時に耐用期間内に計画的に取り替えることを前提とする機器であり、交換基準が社内基準等により定められているものについても、定期取替品として評価対象から除外している。

##### (3) 機器・構造物の部位への分割

原子力発電所の安全機能達成のため、機器・構造物ごとに要求される機能を明確にし、その機能の維持のために必要な部位が評価対象として抽出されているかを審査した。

原子炉設置者は、各機器個別の構造（型式等）、使用環境、材料等により、社団法人日本原子力学会「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」付属書 A 「経年劣化メカニズムまとめ表」（以下、「経年劣化メカニズムまとめ表」という。）に基づき、機器・構造物ごとに要求される機能を明確にし、その機能の維持のために必要な部位に分割している。

<sup>2</sup> 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）

<sup>3</sup> 重要度分類クラス 1、2 分類される機器・構造物及び重要度分類クラス 3 に分類される機器であって高温・高圧の環境下にある機器とは、国の技術審査において評価対象として抽出される機器・構造物であり、原子炉設置者が行う高経年化技術評価の対象は、「重要度分類指針」の重要度分類クラス 1、2 及び 3 に分類される全ての機器・構造物である。また、高温・高圧の環境下にある機器とは、運転中に作業員等の出入りが可能な場所において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に起因して機器が損壊し、作業員等に火傷等を引き起こす可能性のある最高使用温度が 95℃を超え、又は最高使用圧力が 1900kPa を超える環境にある機器（原子炉格納容器外にあるものに限る。）をいう。

#### (4) 動的機器（部位）の抽出

原子炉設置者は、評価対象外とすることができる動的機器（部位）の抽出は行わず、動的機器（部位）を含めたすべての機器に対する高経年化技術評価を実施している。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者が実施した評価対象機器・構造物の抽出は妥当であると評価した。

### 3.2 運転経験、最新知見の評価への反映

機器・構造物の運転実績データに加えて、国内外の原子力発電プラントにおける運転情報、最新の技術的知見等の情報を的確に反映した高経年化技術評価が実施されているかを審査した。

原子炉設置者は、高経年化技術評価を実施するにあたり、これまで実施した福島第一原子力発電所1～6号炉を含む先行評価プラントの技術評価書を参考にするとともに、現在までの国内外の運転経験や研究及び原子力安全・保安院指示文書等によって新たに得られた知見を反映している。運転経験の反映は、福島第一原子力発電所6号炉へ反映した運転経験に加えそれ以降(平成20年6月～平成21年12月末)の国内外の運転経験を分析し、経年劣化事象の抽出及び健全性評価等に反映している。国内外の原子力発電プラントの運転経験に係る情報のうち、国内情報については、一般社団法人日本原子力技術協会の原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)において公開されている事故・故障情報を対象とし、国外情報については、NRC(米国原子力規制委員会)のBulletin<sup>4</sup>、Generic Letter<sup>5</sup>及びInformation Notice<sup>6</sup>の情報を対象として技術評価に反映している。また、最新の技術的知見については、国の定める技術基準、当機構の技術資料集、社団法人日本機械学会、社団法人日本電気協会、及び社団法人日本原子力学会等の規格・基準類等を対象として技術評価に反映している。

#### (1) 30年目の高経年化技術評価の検証

ガイドラインは、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、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、これらの結果を適切に反映させることを求めている。

高経年化技術評価は、経年劣化による事故トラブルを未然に防止するため、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、現状保全活動に追加すべき保全策の検討を行うものである。したがって、かかる技術評価の目的である「経年劣化による事故トラブルの未然防止」が、①現状保全及び追加保全により確実に履行されたか、また、②対象期間中に経年劣化に起因する事故トラブルが発生した場合、技術評価の際にいかなる判断・評価を行ったかなどを検証する。また、30年目の高経年化技術評価の際に想定した諸条件について、その後の運転経験、安全基盤研究成果などを活用し、技術的妥当性を検証する。これらの結果を踏まえ、30年目の高経年化技術評価の際の各種課題を抽出し、考察を加えた上で、40年目の高経年化技術評価に反映させることが求められる事項を抽出し、これが適切に反映されていることを確認する。

原子炉設置者は、30年目の高経年化技術評価で予測した経年劣化の発生・進展傾向と、

<sup>4</sup> 検査実施局(I&E)によって原子力産業界や公衆に対して発行される通達であり、法的効力をもつものではないが、米国原子炉規制局(NRR)、I&E局長やNRC委員が固有の問題や特定の問題に関し、特定の認可取得者に対して発行された命令的な通達は法的強制力を有する。

<sup>5</sup> 米国原子炉委員会から認可取得者へ発行される書簡であり、個々の問題に対するNRCスタッフの見解や技術指導が記載される。委員会が意見や情報提供を要請している場合は、法的強制力がある。

<sup>6</sup> 検査実施局(I&E)によって原子力産業界や公衆に対して発行される公報であり法的効力をもつものではないが、NRR、I&E局長やNRC委員が固有の問題や特定の問題に関し、特定の認可取得者に対して発行した命令的な書簡は法的強制力を有する。

過去 10 年間の実機データの傾向とが乖離していないか評価し、乖離が認められる場合には安全基盤研究の成果等を必要に応じて考慮し、40 年目の高経年化技術評価に反映している。また、30 年目の高経年化技術評価の結果、現状保全の継続により健全性を維持できると評価したものについて、過去 10 年間の保全実績に基づきその有効性を評価し、課題がある場合には今後の保全について検討し、40 年目の高経年化技術評価に反映している。

## (2) 30 年目の長期保守管理方針の有効性評価

30 年目に策定した長期保守管理方針は、高経年化技術評価の実績に基づき、予防保全の観点から、現状保全に追加すべき対策として挙げられたものである。したがって、個々の長期保守管理方針が具体的に実施されることにより、技術評価時に意図した効果が現状保全及び追加保全の組み合わせにより得られたかについて評価を行い、追加保全策の検討に当たっての考慮事項、課題等を抽出し、40 年目の高経年化技術評価及び長期保守管理方針に適切に反映されていることを確認する。

原子炉設置者は 30 年目の長期保守管理方針について、過去 10 年間に具体的に実施した保全実績に基づき、長期保守管理方針が当初意図した結果が得られた場合においては有効であると評価し、当初意図した結果が得られなかった等の課題がある場合にはその検討を行い、40 年目の長期保守管理方針に反映している。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者が 30 年目の技術評価以降の国内外の原子力発電プラントの運転経験に係る情報、経年劣化に係る最新の研究あるいは学術情報及び関連する規格・基準等の最新情報並びに 30 年目の評価に基づく長期保守管理方針の有効性を評価し、これらを 40 年目の高経年化技術評価に的確に反映していると評価した。

### 3.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### (1) 使用材料及び環境の同定

発生しているか又は発生する可能性のある経年劣化事象の抽出に当たって、部位単位の使用材料、環境を踏まえているかを審査した。

原子炉設置者は、3.1項(3)で分割した部位単位で構造、材料及び使用条件(圧力、温度、流体条件等)を同定している。

#### (2) 経年劣化事象の抽出

部位の使用材料及び環境に応じ、発生しているか、又は発生が否定できない経年劣化事象がすべて抽出されているかを審査した。

原子炉設置者は、経年劣化事象の抽出の方法として、以下の手順で考慮すべき経年劣化事象を抽出している。

第1段階 経年劣化メカニズムまとめ表により、原子力発電プラントに想定される経年劣化事象を抽出し、さらに、まとめ表の作成・改訂時期以降の運転経験や機器の構造の違いからまとめ表に記載された経年劣化事象以外に抽出された経年劣化事象を反映する。

第2段階 各機器個別の条件を踏まえ、部位ごとに想定される経年劣化事象を抽出する。

なお、原子炉設置者は、経年劣化事象の選定・抽出において経年劣化メカニズムまとめ表に加え新たに考慮した運転経験はないとしている。

#### (3) 経年劣化事象に対する評価点の抽出

抽出された経年劣化事象について、適切な評価点を部位ごとに抽出していることを審査した。

原子炉設置者は、部位の使用材料及び環境に応じて経年劣化事象の発生又は進展を考慮し、評価が厳しくなる箇所を評価点として抽出している。

#### (4) 経年劣化事象の発生・進展の評価

ガイドラインにおいて発生・進展の評価を実施する経年劣化事象としている6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、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下)については、60年の供用期間を仮定して、適切に経年劣化事象の発生又は進展評価が実施されているかを審査した。

また、ガイドラインは、その他の抽出された経年劣化事象について日常的な保守管理において時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理が的確に行われている経年劣化事象(以下、「日常劣化管理事象」という。)として高経年化技術評価書において明確にしている場合には、その発生・進展について評価を行うことを要しないとしている。これに対して原子炉設置者は、高経年化技術評価書においてその他の事象を日常劣化管理事象として明確にしていないので、当機構は、これらの事象についても6事象と同様に標準審査要領に従って発生・進展評価が行われているかを審査した。

原子炉設置者は、抽出された各経年劣化事象と対応する評価点を用い、当該評価点でその発生・進展評価を行い、着目すべき経年劣化事象を抽出している。

(5) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出に当たって、原子炉設置者は、前記の手法で抽出した経年劣化事象から下記のア)及びイ)の理由で高経年化対策上有意な経年劣化事象でないと判断されるものを除き、高経年化対策上重要と判断される着目すべき経年劣化事象としている。

- ア) 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、想定した劣化傾向に基づき適切な保全活動を行っているもの。
- イ) 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、今後も経年劣化事象の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者が実施した評価対象機器・構造物の部位と高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出は妥当であると評価した。

### 3.4 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針

ガイドラインにおいて発生・進展の評価が求められている6種類の経年劣化事象、応力腐食割れ、配管減肉及びその他の経年劣化事象について、高経年化技術評価結果の妥当性を審査し、また、その結果に照らして長期保守管理方針の妥当性を審査した。

#### 3.4.1 低サイクル疲労

低サイクル疲労は、プラントの起動や停止などに伴う温度・圧力の変化によって、原子炉圧力容器等の構造不連続部に局所的に大きい応力振幅が生じ、それが繰り返された場合にき裂が発生するという事象である。原子炉圧力容器等は、設計時に想定した評価期間内に生じる起動や停止などの過渡事象ごとに定められた設計応力サイクルに対して、低サイクル疲労き裂が生じないよう設計されている。

原子炉設置者は、プラントの長期供用を想定した低サイクル疲労評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定している。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、低サイクル疲労 JNES-SS-0509-03）に基づき、次のa、b、cの観点から審査した。

- a. 60年の供用期間を仮定した応力サイクルによる疲労評価及び接液環境の影響を考慮した疲労評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 低サイクル疲労評価を実施している各部位については、実過渡回数の確認による疲労評価を定期的実施することを高経年化への対応等に反映すること。

#### ・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

#### (1) 技術評価結果

##### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

##### ① 評価の対象

低サイクル疲労評価の対象は、工事計画（変更）認可において疲れ累積係数が大きかった部位を中心として選定した。例えば原子炉圧力容器では、温度変化が大きく、比較的大きな熱応力が発生する給水ノズル、締め付け力が加わる主フランジ及びスタッドボルト、

容器の支持部である下鏡及び支持スカートを選定した。配管では、プラントの起動・停止時等に熱過渡を受ける再循環系配管、主蒸気系配管及び給水系配管を選定した。その他の機器については、弁、ポンプ、炉内構造物等を選定した。

なお、設計時に低サイクル疲労評価が行われていなくても、運転経験により有意な低サイクルの応力変動が認められた部位には追加評価が必要となるが、運転経験による有意な低サイクルの応力変動は発生しておらず、追加評価の対象にしていない。

## ② 健全性の評価

60年の供用期間を仮定した低サイクル疲労評価に用いる応力サイクルは、起動、停止、スクラム等の各過渡の圧力・温度変動時刻歴に基づいて定めた。各過渡の回数は、運転開始から2008年度末までの実績を基に年平均発生回数を求め、その回数が60年間続くと仮定し、さらに運転開始前の過渡を考慮して定めた。

60年の供用期間を仮定した過渡回数は、30年目に評価した回数に比べて、「タービントリップに伴うスクラム」の1ケースを除いて少なくなっている。「タービントリップに伴うスクラム」の回数は、40年目の評価では30年目の評価より増加しているが、これは、30年目の評価以降に福島第一原子力発電所で過渡回数の考え方の統一を行った結果である。即ち、「その他のスクラム」のうちタービントリップに起因するスクラムの回数を「タービントリップに伴うスクラム」としたため、これが増加し、「その他のスクラム」の回数が減少した。なお、30年目の評価以降の実過渡回数を反映した結果、合計のスクラムの回数は30年目の評価より減少している。

評価対象部位の健全性評価結果を表3.4-1に示す。

社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2005（以下、「設計・建設規格」という。）に基づく応力サイクルによる疲れ累積係数は、すべて1より小さく、最も疲れ累積係数の大きい部位は主蒸気隔離弁で、0.411である。

評価対象部位のうちで接液環境にあるものに対しては、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」JSME S NF1-2006（以下、「環境疲労評価手法」という。）に基づく評価を実施した。環境効果係数の算出方法はすべて係数倍法を用いた。その結果、接液部の疲れ累積係数はすべて1より小さく、接液部で最も疲れ累積係数の大きいのは再循環ポンプ出口弁の0.824である。

なお、給水ノズルと給水系配管及び主蒸気配管では、60年時点での疲れ累積係数予測値が、30年目の評価よりも40年目の評価の方が大きくなっている。これは、セーフエンドの型式変更によるノズルの評価点変更及び給水系配管の疲労評価モデルの詳細化によるものである。

## ③ 現状保全の評価

耐圧部に対しては、定期的に超音波探傷試験等を実施し、有意な欠陥のないことを確認するとともに定期点検時に漏えい試験を行い、耐圧部の健全性を確認した。また、非耐圧部についても定期的な目視試験を実施した。これらの結果、現在までに低サイクル疲労き裂は確認されていない。

なお、低サイクル疲労は10年ごとに実過渡回数の確認による疲労評価を継続していく。

#### ④ 追加保全策の策定

低サイクル疲労については、高経年化対策の観点から現状保全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。

#### 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、低サイクル疲労 JNES-SS-0509-03）に基づき、書面審査及び現地調査において、原子炉压力容器給水ノズル、再循環系配管等の各評価部位について、評価に用いた実過渡実績、環境中疲労評価に係わる定量的な評価内容及び評価点の検査記録等により技術評価の妥当性を確認した。

30年目の評価との比較では、実績に基づく過渡回数の違い、ノズルの型式変更に伴う疲労評価点の変更、最新の環境疲労評価法の適用等により疲れ累積係数は変化しているが、何れも1以下である。

疲労評価法については、30年目の評価では「発電用原子力設備の構造等に関する技術基準」により行われていたが、40年目の評価では設計・建設規格により行われている。また、環境中疲労評価については30年目の評価では米国NRCのNUREG/CR-6260<sup>7</sup>により行われていたが、40年目の評価では環境疲労評価手法により行われている。なお、30年目の評価では対象にされていなかった弁についても、40年目の評価では社団法人日本原子力学会「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」（以下、「原子力学会標準」という。）に基づき評価対象にされている。これらは、最新の規格等が反映されたものであり、40年目の評価として妥当であると判断した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った原子炉容器、配管、炉内構造物等の低サイクル疲労に係る技術評価及びこれに基づき現状保全に追加すべき項目はないとすることは妥当であると評価した。

#### (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、低サイクル疲労に関して高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、(1)項の追加保全策に照らして長期保守管理方針を策定しないことは妥当であると判断した。

---

<sup>7</sup> NUREG/CR-6260 “Application of NUREG/CR-5999 Interim Fatigue Curves to Selected Nuclear Power Plant Component” (March 1995)

表 3.4-1 疲れ累積係数の評価結果

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 <sup>1)</sup> の疲れ累積係数)			追加保全策
		設計評価 <sup>2)</sup>	環境中評価 <sup>3)</sup>	備考	
原子炉 圧力 容器	主フランジ	0.009	-	非接液部	実過渡回数の確認による疲労評価を定期的 に実施するとして、現状 保全に追加すべき項目は なく、今後も現状保全を 継続していくとすることは 妥当と判断した。
	スタッド ボルト	0.198	-	非接液部 スタッドボルトは第19回定期 検査時(1996年度)に取り替 えており、疲れ累積係数は 取替後から60年供用まで の過渡回数に対する値を示 す。	
	給水ノズル	0.111	0.456	給水ノズルは第22回定期 検査時(2000年度)に取り 替えており、疲れ累積係数 は取替後から60年供用ま での過渡回数に対する値を 示す。	
	下鏡	0.017	0.182		
	支持スカート	0.053	-	非接液部	
配管	再循環系配管	0.004	0.022	再循環系配管は第19回定 期検査時(1996年度)及び 第22回定期検査時(2000 年度)に取り替えており、 疲れ累積係数は取替後から 60年供用までの過渡回数 に対する値を示す。	
	主蒸気系配管	0.064	-	非接液部	
	給水系配管	0.192	0.389		
弁	原子炉給水 入口弁	0.087	0.221		
	再循環ポンプ 出口弁	0.060	0.824	再循環ポンプ出口弁は第 22回定期検査時(2000年 度)に取り替えており、 疲れ累積係数は取替後から 60年供用までの過渡回数 に対する値を示す。	
	原子炉冷却材 浄化系内側 隔離逆止弁	0.025	0.086		
	主蒸気隔離弁	0.411	-	非接液部	
ポンプ	再循環ポンプ ケーシングと 配管の溶接部	0.000	0.000		
炉内 構造物	炉心 シュラウド	0.000	0.000	炉心シュラウドは第22回 定期検査時(2000年度)に 取り替えており、疲れ累積 係数は取替後から60年供 用までの過渡回数に対する 値を示す。	
	シュラウド サポート	0.003	0.006		
原子炉格 納容器貫 通部	主蒸気配管 貫通部	0.001	-	非接液部	
	給水系配管 貫通部	0.014	-		

1) 60年供用仮定時の各過渡条件の繰り返し回数は、運転実績に基づく2008年度末時点の過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定している。

未取替機器：60年時点過渡回数 = 実績過渡回数(含、運開前) + (運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時点までの年数) × 残年数

取替機器：60年時点過渡回数 = 取替後実績過渡回数 + (取替後実績過渡回数/取替後実績過渡回数調査時点までの年数) × 残年数

2) 社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2005に基づいて評価している。

3) 社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」JSME S NF1-2006に基づいて、すべて係数倍法により評価している。高温水に接液している評価点を対象としている。

### 3.4.2 中性子照射脆化

中性子照射脆化は、原子炉圧力容器に高速中性子が多量に照射されることにより、その靱性が徐々に低下する事象である。原子炉圧力容器材料の破壊靱性は、低温では小さく、温度上昇にともない破壊靱性が増加し、上部棚温度域ではほぼ一定の破壊靱性となる。照射により遷移する温度は上昇し、上部棚温度での破壊靱性は低下する。このため、原子炉圧力容器内に監視試験片を設置し、計画的にこれを取り出し、監視試験を行って脆化程度を把握すること、また原子炉圧力容器の耐圧機能が脆化を考慮しても確保されることが求められている。

原子炉設置者は、プラントの長期供用を想定した中性子照射脆化評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定するとしている。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成 22 年 3 月 25 日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記 2.1 項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、原子炉圧力容器の中性子照射脆化 JNES-SS-0507-03）に基づき、次の a、b、c の観点から審査した。

- a. 監視試験が実施され、その結果を考慮して 60 年の供用期間を仮定した健全性予測評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 運転開始後 60 年時点の照射脆化を評価するために必要な原子炉圧力容器の内表面から 1/4 深さでの中性子照射量を記載すること。
- 最低使用温度の評価が評価書に記載されている規格で行われていないことから、計算過程を見直し、正しく評価を行うこと。

#### ・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 23 年 1 月 17 日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙 1 に示す。

### (1) 技術評価結果

#### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

#### ① 評価の対象

中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は原子炉圧力容器炉心領域の胴部であり、この部位を評価の対象とした。なお、60 年の供用期間を仮定した原子炉圧力容器内表面での最大照射量は約  $2.7 \times 10^{22} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) で、原子炉圧力容器の内表面から 1/4

深さでの最大照射量は約  $1.8 \times 10^{22} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) である。

## ② 健全性の評価

監視試験の実績を表 3.4-2 に示す。

監視試験片の関連温度の上昇傾向は、30 年目の高経年化技術評価より後に実施された第 3 回の監視試験データを含め、社団法人日本電気協会 電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法」JEAC4201-2004（以下、「JEAC4201-2004」という。）の国内脆化予測法により評価した。60 年時点での関連温度予測値は溶接金属よりも母材の方が高くなり、約  $75^\circ\text{C}$  である。監視試験データは、マージンを見込んだ予測線を逸脱しておらず、特異な脆化は認められないと評価した。

また、胴の最低使用温度と温度圧力制限に関しては、社団法人日本電気協会 電気技術規程「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、「JEAC4206-2007」という。）により評価した。その結果 60 年時点での最低使用温度は  $86^\circ\text{C}$  である。

上部棚吸収エネルギー（以下、「USE」という。）の低下傾向は、第 3 回までの監視試験データを反映して社団法人日本電気協会 電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法」JEAC4201-2007（以下、「JEAC4201-2007」という。）に基づいて USE の低下を予測した。JEAC4206-2007 において USE が 68 J 以上であれば高い破壊靱性を有していると規定されており、JEAC4201-2007 の国内 USE 予測式に基づいて、60 年時点での USE は 68 J 以上であると評価した。

## ③ 現状保全の評価

初期に設置された 4 体の監視試験カプセルのうち、現在までに 3 体のカプセルを取り出し、監視試験を実施した。今後の監視試験片の取り出し時期については JEAC4201-2007 に基づいて行う。また、第 3 回目で試験した使用済試験片 1 セットは、監視試験データ拡充の観点から炉内に再装荷して照射を継続している。

供用期間中検査において計画的に超音波探傷試験等を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

## ④ 追加保全策の策定

原子炉圧力容器の胴の中性子照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施し、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の可否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。

## 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、原子炉圧力容器の中性子照射脆化 JNES-SS-0507-03）に基づき、書面審査及び現地調査において、監視試験記録及び検査記録等により技術評価の妥当性を確認した。

中性子照射量分布解析に基づく脆化を考慮すべき照射量範囲に存在するフェライト鋼材料には、胴板とその溶接部以外に再循環水入口ノズルも含まれることを確認した。なお、再循環水入口ノズルは胴板とその溶接部に比べて中性子照射量が低く、関連温度も十分に

低いことから、中性子照射脆化に対する健全性評価が胴板とその溶接部で行われていることは妥当であると判断した。

監視試験結果に基づく関連温度上昇傾向については、30年目の評価以降に実施された第3回目の監視試験で得られた関連温度は、30年目に実施した予測値を上回るものであったが、JEAC4201-2004の化学成分に基づく予測値を上回るものではないことを確認し、特異な脆化傾向を示したものではないと判断した。また、第3回目の監視試験データを反映した予測値を確認した結果、最低使用温度や温度圧力制限に適用してきた化学成分に基づく予測値を下回っていたため、原子炉設置者が最低使用温度や温度圧力制限に引き続き保守的な化学成分に基づく予測値を適用していることは妥当であると判断した。

監視試験結果のUSEの低下傾向に特異性は見られず、また、運転開始後60年時点のUSE予測値は68J以上であることを確認した。

現状保全において、定期的に超音波探傷試験が実施されており、有意な欠陥指示が記録されていないことを確認した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った原子炉压力容器の中性子照射脆化に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると評価した。

## (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、別紙2に示すように長期保守管理方針をまとめ、以下の項目を原子炉压力容器の中性子照射脆化に対する長期保守管理方針としている。

- 原子炉压力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の可否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。(実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間)

当機構は、(1)項の追加保全策に照らして上記の長期保守管理方針は妥当であると判断した。

表 3.4-2 監視試験実績と予測評価

炉心領域部材料の化学成分 (単位: 重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu
母材	0.29	0.020	0.55	0.23
溶接金属 <sup>1)</sup>	0.33	0.015	0.81	0.10

1) 溶接方法はサブマージドアーク溶接

監視試験の結果

回数	部位	中性子照射量 <sup>2)</sup> (E>1MeV)	関連温度 (°C)	USE (J) <sup>3)</sup>
初期	母材	0	2	171
	熱影響部		2	156
	溶接金属		-21	178
1回 (加速照射)	母材	$0.068 \times 10^{23} \text{n/m}^2$	0	146
	熱影響部		13	117
	溶接金属		-17	132
2回	母材	$0.014 \times 10^{23} \text{n/m}^2$	2	167
	熱影響部		-4	167
	溶接金属		-18	165
3回	母材	$0.0896 \times 10^{23} \text{n/m}^2$	64	129
	熱影響部		37	110
	溶接金属		15	154

予測評価

評価時期	部位	中性子照射量 (E>1MeV) <sup>4)</sup>	関連温度 (°C)	USE (J)
平成 20 年度 末時点	母材	$0.076 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ <sup>5)</sup>	62	84 <sup>6)</sup>
	熱影響部		62	110
	溶接金属		22	131
運転開始 60年時点	母材	$0.18 \times 10^{23} \text{n/m}^2$	75	81 <sup>6)</sup>
	熱影響部		75	106
	溶接金属		40	127

2) 監視試験片の照射量

3) L 方向 (試験片の長手軸方向が主加工方向に平行な方向) 試験片で試験した結果である。

4) 圧力容器内表面のから 1/4 深さでの予測値である。

5) 圧力容器内表面の予測値は  $0.11 \times 10^{23} \text{n/m}^2$  となる。

6) L 方向 (試験片の長手軸方向が主加工方向に平行な方向) 試験片で試験した結果を T 方向 (試験片の長手軸方向が主加工方向に垂直な方向) に換算した数値である。

### 3.4.3 照射誘起型応力腐食割れ

照射誘起型応力腐食割れ（以下、「IASCC」という。）は、オーステナイト系ステンレス鋼に高速中性子が多量に照射されることにより、材料、環境及び応力の3要素の重畳により発生する応力腐食割れの感受性が高まる事象である。

原子炉設置者は、プラントの長期供用を想定した中性子照射によるIASCCの発生評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定するとしている。

当機構では、次に示す原子炉設置者の高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、照射誘起型応力腐食割れ（IASCC） JNES-SS-0809-01）に基づき、次のa、b、cの観点から審査した。

- a. 60年の供用期間を仮定したIASCCの発生評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れの健全性評価に当たっては、各機器の照射量分布の最大値に基づいて運転開始後60年時点の予想照射量を評価し、その値に基づいて健全性評価を行うこと。
- 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについて、照射量が照射誘起型応力腐食割れ感受性しきい照射量を超えても、日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」及び「維持規格」に規定する点検を実施することで健全性を維持できることの根拠を明確にすること。

#### ・高経年化技術評価の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

### (1) 技術評価結果

#### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

##### ① 評価の対象

多量に中性子照射を受ける炉内構造物のオーステナイト系ステンレス鋼製の機器である炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管を評価の対象とするとともに、中央燃料支持金具は、中性子照射による靱性低下の評価の対象とした。

また、ボロン・カーバイド型制御棒（以下、「制御棒」という。）のオーステナイト系ス

ステンレス鋼製の制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルについても多量に中性子照射を受けることから評価の対象とした。

## ② 健全性評価

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管の 60 年時点での中性子照射量を評価した結果、各評価部位の照射量は次のとおりと想定され、運転の長期化に伴って IASCC 発生の感受性が増加する可能性がある。これらのうち、炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板及び周辺燃料支持金具は 2000 年度の第 22 回定期検査時に取り替えており、40 年目の評価では取替後の累積中性子照射量を評価した。

・炉心シュラウド(SUSF316L)	約 $1.4 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>
・上部格子板(SUS316L)	約 $6.6 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>
・炉心支持板(SUS316)	約 $6.6 \times 10^{23}$ n/m <sup>2</sup>
・周辺燃料支持金具(SUS316L)	約 $2.1 \times 10^{24}$ n/m <sup>2</sup>
・制御棒案内管(A358 TP304)	約 $1.2 \times 10^{24}$ n/m <sup>2</sup>

30 年目の評価時点においては、建設当初から 60 年時点までの累積値として評価しており、炉心シュラウド、上部格子板及び炉心支持板では SUS304 系の IASCC 感受性しきい照射量 ( $5 \times 10^{24}$ n/m<sup>2</sup>) を超えると評価していたが、40 年目の評価では、取替によりこれらの材質が SUS316 系に変更され、炉心支持板及び周辺燃料支持金具 (30 年目では評価対象外) は 60 年時点でも IASCC 感受性しきい照射量 ( $1 \times 10^{25}$ n/m<sup>2</sup>) に至らないとの評価となった。

炉心シュラウドでは、溶接部の残留応力緩和対策を実施しているものの、取替後運転開始 60 年時点までの累積中性子照射量が IASCC 感受性しきい照射量(SUS316 系:約  $1 \times 10^{25}$ n/m<sup>2</sup>)を超えるため、IASCC 発生の可能性は否定できない。上部格子板については、IASCC 感受性しきい照射量を超えるグリッドプレートの中央部に溶接部はなく、運転中の差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低いことから、IASCC 発生の可能性は小さい。

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。

また、炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、中央及び周辺燃料支持金具、並びに制御棒案内管は、運転開始後 60 年時点までの中性子照射による靱性低下発生の可能性は否定できない。ただし、有意な欠陥が存在していなければ不安定破壊を起こす可能性は小さい。

制御棒はボロン・カーバイド型制御棒であり、中性子照射量により定めた運用基準に基づいて取替を実施してきているが、この運用基準では、取替時の中性子照射量が IASCC 感受性しきい照射量を超えることから IASCC 発生の可能性は否定できない。

## ③ 現状保全の評価

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、中央及び周辺燃料支持金具並びに制御棒案内管については、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」JSME S NA1-2008 (以下、「維持規格」という。)または原子力安全・保安院文書「発電用原子力設

備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21・11・18 原院第1号)(以下、「保安院文書「欠陥の解釈」という。)に基づき、計画的に水中テレビカメラによる目視試験を実施して健全性を確認している。

なお、炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具は第22回定期検査(2000年度)で取り替えており、さらに、上部格子板については定期検査ごとの炉心確認において、損傷のないことを確認している。

制御棒については、中性子照射量により定めた運用基準に基づく取替を実施するとともに、取出制御棒に対しては、外観検査により異常のないことを確認している。

#### ④ 追加保全策の策定

炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管及び制御棒の IASCC に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全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。

上部格子板に対しては、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視試験を実施する。

## 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル(総括マニュアル JNES-SS-0808-02、照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) JNES-SS-0809-01)に基づき、書面審査及び現地調査において、検査記録等により技術評価の妥当性を確認した。

第22回定期検査(2000年度)で取替を実施した炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板及び周辺燃料支持金具の60年時点での予想中性子照射量は、取替後の累積照射量として、また、取替を実施していない制御棒案内管は運転開始後の累積照射量として、各機器の照射量分布の最大値に基づいて算出されていることを確認した。

炉心シュラウドについては、周方向照射量分布の最大値で評価すると60年時点の予想照射量が IASCC 感受性しきい照射量を超えることを確認した。

なお、炉心シュラウドでは溶接部残留応力緩和策が施されており、維持規格または保安院文書「欠陥の解釈」に基づく目視試験において MVT-1<sup>8</sup>の実施が計画されていることを確認した。

また、IASCC 感受性しきい照射量を超えている上部格子板のグリッドプレートについては、追加保全策として、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視試験が実施されることを確認した。

炉心シュラウド及び上部格子板の他、IASCC 感受性しきい照射量を超えない炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管も含めて実施されている維持規格または保安院文書「欠陥の解釈」に基づく計画的目視試験について、試験の計画、要領及びその記録を確認した。

制御棒はすべてボロン・カーバイド型制御棒となっており、中性子照射量により定めた

---

<sup>8</sup> MVT-1 は、炉内構造物の表面について、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出するために行う試験であり、MVT-1 では、0.025mm 幅のワイヤの識別ができることを確認しなければならない。必要に応じて、クラッド除去等の表面処理を行う。

運用基準に基づく取替が実施され、取り出された制御棒の外観検査により健全性が確認されていることを確認した。

また、炉心シュラウド等の中性子照射による靱性低下に関し、有意な欠陥が存在していなければ不安定破壊を起こす可能性は小さいとすることは妥当であると判断した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った炉内構造物等の IASCC（中性子照射による靱性低下を含む）に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると評価した。

## (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、別紙 2 に示すように長期保守管理方針をまとめ、以下の事項を照射誘起型応力腐食割れに関する長期保守管理方針としている。

- 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視点検を実施する。さらに、照射誘起型応力腐食割れのき裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行う。（実施時期：中長期、平成 23 年 3 月 26 日から 10 年間）

当機構は、(1) 項の追加保全策に照らして上記の長期保守管理方針は妥当であると判断した。

### 3.4.4 2相ステンレス鋼の熱時効

2相ステンレス鋼の熱時効は、管、ポンプ、弁の耐圧部等に使用されているオーステナイト相とフェライト相からなる2相ステンレス鋼のフェライト相が、軽水炉の運転温度において時間の経過とともに靱性が低下していく事象である。熱時効による靱性低下は、運転温度が高いほど、材料のフェライト量が多いほど、また運転時間が長いほど進行する。

原子炉設置者は、プラントの長期供用を想定した熱時効による2相ステンレス鋼の靱性低下の評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定するとしている。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、2相ステンレス鋼の熱時効 JNES-SS-0812-01）に基づき、次のa、b、cの観点から審査した。

- a. 60年の供用期間を仮定した健全性評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 2相ステンレス鋼の熱時効について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の判断項目である目視試験等の根拠を明確にするか、もしくは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出すること。

#### ・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

### (1) 技術評価結果

#### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

熱時効による材料特性の低下が想定される2相ステンレス鋼製の対象機器には、原子炉再循環系ポンプ、弁類等がある。

これらの対象機器のうち、原子炉再循環系ポンプについては、①分解点検時に目視試験及び浸透探傷試験または供用期間中検査時に超音波探傷試験を実施し、欠陥は認められていないこと、②使用温度及びフェライト量の多いケーシングに対して、目視試験により確認可能な運転期間60年での疲労き裂の進展を考慮した欠陥に対するき裂安定性評価を行い、き裂進展抵抗（ $J_{mat}$ ）の傾きが、き裂進展力（ $J_{app}$ ）の傾きを上回り、不安定破壊が生じないことを確認したこと、並びに③国内他プラント及び海外プラントにおける脆化試験の結果から靱性の低下が殆ど見られておらず、これらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

弁類についても、分解点検時に目視試験及び浸透探傷試験を実施し、欠陥は認められていないこと、国内他プラント及び海外プラントにおける脆化試験の結果から靱性の低下が殆ど見られていないこと、類似の環境でフェライト量の多い原子炉再循環系ポンプケーシングのき裂安定性評価においても十分に裕度があることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

## 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、2相ステンレス鋼の熱時効 JNES-SS-0812-01）に基づき、書面審査及び現地調査において、計算書や試験記録により技術評価の妥当性を確認した。

2相ステンレス鋼の熱時効に対して、原子炉再循環系ポンプ及び弁類等が、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとする根拠を以下のとおり確認した。

使用温度が高く、フェライト量が多い原子炉再循環系ポンプケーシングについて、初期き裂を仮定し、運転期間60年間のき裂の進展を考慮し、弾塑性破壊力学評価を行い、不安定破壊を起こさないことを確認した。仮定した初期き裂は部材厚さと同じ長さの表面き裂であることから、定期的な目視試験でき裂を確認可能とすることは妥当であると判断した。

また、原子炉再循環系ポンプ出口弁については、第22回定期検査（2000年）に取り替えられていること、フェライト量が再循環系ポンプケーシングより少ないことから、同ポンプケーシングが代表として評価されていることは妥当であると判断した。

さらに、原子炉再循環系ポンプ及び弁類等で現状保全として実施している目視試験、浸透探傷試験、超音波探傷試験の試験記録を確認し、現状保全が的確に実施されていると判断した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った2相ステンレス鋼の熱時効に係る技術評価は妥当であると評価した。

## (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、2相ステンレス鋼の熱時効に関して高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、(1)項の技術評価結果に照らして長期保守管理方針を策定しないことは妥当であると判断した。

### 3.4.5 電気・計装品の絶縁低下

ケーブル等では、通電部位である導体と大地間、あるいは導体と他の導体との間に、電氣的独立性（絶縁性）を確保するために、電気抵抗の大きい材料（絶縁体）を介在させている。絶縁低下とは、この絶縁体が環境（熱、放射線等）及び機械的な要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象である。絶縁低下が時間の経過とともに進展し、電気抵抗が大きく低下すると電氣的独立性を確保できなくなる可能性がある。絶縁低下の代表的な事例としては、ケーブルの絶縁低下があげられる。

原子炉設置者は、機器の点検時にケーブルの絶縁抵抗測定等を実施するとともに、系統機器の動作試験の際においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認し、これまで有意な絶縁低下は生じていない状況にあるが、通常運転中に熱や放射線に曝されているケーブルについては、絶縁低下が進展する可能性は否定できず、特に事故時雰囲気環境に曝されても機能が要求されるケーブルについては、通常運転時と事故時雰囲気内における絶縁低下を考慮する必要があるとしている。

このため原子炉設置者は、プラントの長期供用を想定した長期健全性試験等により健全性評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定するとしている。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成 22 年 3 月 25 日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記 2.1 項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、電気・計装設備の絶縁低下 JNES-SS-0511-02）に基づき、次の a、b、c の観点から審査した。

- a. 60 年の供用期間を仮定した電気・計装品の絶縁低下に関する評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 事故時雰囲気内で機能要求がある炉心スプレイ系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、現在 JNES 事業で実施中の「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果を今後反映していく旨、「高経年化への対応」に反映すること。（事故時雰囲気内で機能要求がある電気ペネトレーション、電動弁用駆動部、接続部、高圧注水系タービン附属設備も同様）
- 事故時雰囲気内で機能要求がある格納容器スプレイ冷却系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、実機と同等の低圧モータを用いて長期健全性試験を実施し、健全性を再評価すること。
- 事故時雰囲気内で機能要求がある高圧ケーブルの絶縁低下については、JNES 事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施された成果を今後反映していく旨、「高経年化への対応」に反映すること。（事故時雰囲気内で機能要求がある低圧ケーブル、同軸ケーブルも同様）

- 代表ケーブルと製造メーカーの異なる難燃CVケーブル及びKGBケーブルの絶縁体の絶縁低下については、個別に健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。
  - 難燃一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブル及び一重同軸ケーブルの絶縁体の絶縁低下については、代表ケーブルと構造が異なるため、製造メーカーが異なるケーブルを含め、個別に健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。
  - 事故時雰囲気内で機能要求がある直ジョイント接続の絶縁物等の絶縁低下については、長期健全性試験により健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。
  - 事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器及び温度検出器等の特性変化または絶縁低下については、Oリングを含めて健全性を再評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映するか、もしくは点検時に確実にOリングが取り替えられる方策を立案し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。
  - 事故時雰囲気内で機能要求があるCSポンプ潤滑油ポンプ吐出流量検出器の導通不良については、長期健全性試験によって健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。
  - 事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器等の特性変化については、現時点においては、適切な取替を行うことが長期健全性を維持するための担保となっているため、取替基準を明確にし、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。
  - 事故時雰囲気内で機能要求がある温度検出器の取替時期は、12サイクルに加えて最大15年間で取替が実施されることを取替基準で明確にし、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。
- ・高経年化技術評価書の補正書
- 当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

#### (1) 技術評価結果

ケーブルの絶縁低下を含む電気・計装品の絶縁低下に関する技術評価結果のまとめを表3.4-3に示す。

なお、ここでは技術評価結果の例として、高圧ケーブル、低圧ケーブル及び同軸ケーブルの技術評価結果を説明する。

##### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

##### ① 評価の対象

ケーブル（絶縁体材料、製造メーカー、構造）ごとに最も環境（熱、放射線等）が厳しい

使用条件を特定し、その環境に布設されているケーブルを絶縁低下に対する評価の対象とした。

## ② 健全性の評価

ケーブルの絶縁体は有機物の架橋ポリエチレン等であるため、60年の供用期間を仮定すると、環境（熱、放射線等）及び機械的な要因で経年的に劣化が進行し、絶縁低下を起す可能性があることから、長期健全性試験等により評価した。

このうち、事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルは、通常運転中に受ける熱・放射線を加速付与するとともに事故時雰囲気を模擬した環境にケーブルを曝す、社団法人電気学会 電気学会技術報告Ⅱ部第139号「原子力発電所用電線・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」に基づき、ケーブルの長期健全性試験を実施した。

なお、事故時雰囲気内で機能要求がある難燃C Vケーブル（代表ケーブル）、難燃一重同軸ケーブル及び難燃二重同軸ケーブル（いずれも代表ケーブル以外）については、当該ケーブルの長期健全性試験による評価に至っていないため、製造メーカーが異なる難燃C Vケーブル、または構造が異なる難燃三重同軸ケーブルの長期健全性試験で評価した。

この結果、60年間の通常運転及び事故時雰囲気内で機能維持が求められるケーブルは、K G Bケーブル及び難燃三重同軸ケーブル（いずれも代表ケーブル）を除き、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。

例えば、原子炉格納容器内に布設されている難燃P Nケーブルの長期健全性試験では、 $120^{\circ}\text{C} \times 3,456$ 時間の加速熱劣化を行い、この試験条件は、原子炉格納容器内の周囲温度最高値( $67^{\circ}\text{C}$ )に対して60年間の運転期間を包絡している。また、同試験下での放射線照射線量は、試験条件を $5.22 \times 10^5 \text{Gy}$ とし、60年間の通常運転期間中の線量約 $2.7 \times 10^4 \text{Gy}$ と事故時線量 $2.6 \times 10^5 \text{Gy}$ を加えた $2.9 \times 10^5 \text{Gy}$ を包絡している。

なお、K G Bケーブルについては、試験結果に基づき27年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。また、難燃三重同軸ケーブルについては、試験結果に基づく絶縁性能が維持できる期間は46年間であるが、布設時期（運転開始後34年目）を考慮すると、運転開始後60年間とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。

ただし、事故時雰囲気内で機能要求がない代表ケーブルと製造メーカーが異なるK G Bケーブル（代表ケーブル以外）、代表ケーブルと比べて設置環境が厳しい箇所に布設されている難燃C Vケーブル、二重同軸ケーブル（代表ケーブル）、一重同軸ケーブル（代表ケーブル以外）及び事故時雰囲気内で機能要求がある難燃一重同軸ケーブルと仕様または製造メーカーが異なる難燃一重同軸ケーブル（代表ケーブル以外）については、長期健全性試験を実施していないことから、長期間の使用を考慮するとケーブルの絶縁低下の可能性は否定できないと評価した。

## ③ 現状保全の評価

安全機能を有するすべてのケーブルは、定期的に絶縁抵抗測定等を実施しており、通常運転時の絶縁低下は把握可能である。

また、事故時雰囲気内で機能要求があるK G Bケーブルについては、使用開始から27年間を経過する前に取替を実施している。

#### ④ 追加保全策の策定

事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルのうち、当該ケーブルと製造メーカーが異なる難燃C Vケーブルの長期健全性試験で評価した難燃C Vケーブル、当該ケーブルと構造が異なる難燃三重同軸ケーブルの長期健全性試験で評価した難燃一重同軸ケーブル及び難燃二重同軸ケーブルについては、実機と同一のケーブルを用いて、60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。

なお、事故時雰囲気内で機能要求があるK G Bケーブルは、長期健全性試験結果より絶縁性能が維持できる期間は27年間であるが、現状保全において、使用開始から27年間を経過する前に取替を実施していることから、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価でき、当該ケーブルの絶縁低下については高経年化の観点から現状の保全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。

また、事故時雰囲気内で機能要求がない代表ケーブルと製造メーカーが異なるK G Bケーブル及び二重同軸ケーブル等については、長期健全性試験を実施していないことから、長期間の使用を考慮するとケーブルの絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定等によって通常運転時の絶縁低下は検知可能であることから、絶縁低下が検知された場合の取替を含む現状保全を継続することで60年間の絶縁性能を維持できると評価でき、これらのケーブルの絶縁低下についても高経年化の観点から現状の保全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。

さらに、高経年化への対応として、事故時雰囲気内で機能要求があるすべてのケーブルの絶縁体の絶縁低下に対して、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関するJNES事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。

#### 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、電気・計装設備の絶縁低下 JNES-SS-0511-02）に基づき、書面審査及び現地調査において、試験結果及び点検結果等により技術評価の妥当性を確認した。

事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルの健全性評価については、長期健全性試験の試験条件等の妥当性を確認するとともに、平成21年4月24日付けで保安院に提出された「福島第一原子力発電所1号機 原子炉格納容器内ケーブルの布設環境調査結果報告書」が、ケーブルの使用条件に反映されていることを確認した。

また、30年目の評価では50年間の健全性を維持できると評価されていた難燃P Nケーブルが、40年目の評価では60年間の健全性を維持できると評価されているが、これは30年目の評価以降に当該ケーブルの長期健全性試験が新たに実施され、この結果に基づき評価されていることを確認した。

さらに、原子炉設置者は、40年目の評価では、製造メーカー及び構造の違いを考慮した評価を実施しているとともに、ケーブルの実機環境調査結果に基づく温度と放射線量を用いて評価を実施している。また、事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、すべて設計想定事故を考慮して評価している。これらは最新の規格等が反映されたものであ

り、40年目の評価として妥当であると判断した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行ったケーブル絶縁低下に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると評価した。

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(1/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
高圧ポンプモータ	炉心スプレイ系ポンプモータ	固定子コイル等	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 100℃×24 日間(全負荷運転)は、当該ポンプモータが設置されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(40℃)を考慮すると 49 年間の運転期間に相当し、また、設計想定事故時の温度を包絡する最大 100℃の事故時雰囲気暴露等を行い、この長期健全性試験結果に基づき、49 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>なお、絶縁物の放射線影響については、使用環境及び事故時雰囲気における放射線量が低い(通常運転時：<math>1.0 \times 10^{-6}</math>Gy/h、設計想定事故時の最大積算値：<math>4.5 \times 10^2</math>Gy)ことから、放射線による絶縁低下の可能性は低いと評価し、放射線照射は実施していない。</p> <p>当該ポンプモータは、運転開始後 13 年目に取替を実施しており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p>	<p>炉心スプレイ系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>
低圧ポンプモータ	格納容器スプレイ冷却系ポンプモータ	固定子コイル等	<p>実機相当品による長期健全性試験の加速熱劣化条件 100℃×24 日間(全負荷運転)は、当該ポンプモータが設置されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(40℃)を考慮すると 40.6 年間の運転期間に相当し、また、設計想定事故時の温度を包絡する最大 100℃の事故時雰囲気暴露等を行い、この長期健全性試験結果に基づき、40.6 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>なお、絶縁物の放射線影響については、使用環境及び事故時雰囲気における放射線量が低い(通常運転時：<math>1.0 \times 10^{-6}</math>Gy/h、設計想定事故時の最大積算値：<math>4.5 \times 10^2</math>Gy)ことから、放射線による絶縁低下の可能性は低いと評価し、放射線照射は実施していない。</p> <p>当該ポンプモータは、現状保全において運転開始後 40.6 年を経過する前に取替を実施することとしており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p>	<p>格納容器スプレイ冷却系ポンプモータについては、型式等が同一の実機同等品を用いて 60 年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>また、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(2/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
電気ペネトレーション(容器)	モジュール型核計装用電気ペネトレーション	シール材 <sup>1)</sup> ・同軸ケーブル・Oリング <sup>2)</sup>	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 121℃×7 日間は、当該電気ペネトレーションが設置されている場所(原子炉格納容器内)の通常運転時周囲温度(53℃)を考慮すると 60 年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 <math>8.0 \times 10^5 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量 (<math>5.1 \times 10^3 \text{Gy}</math>) に事故時線量 (<math>2.6 \times 10^5 \text{Gy}</math>) を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露等を行った。しかしながら、熱サイクル試験は 40 年間に相当するため、上記の長期健全性試験結果と合わせて、40 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能及び気密性能を維持できると評価した。</p> <p>当該電気ペネトレーションは、現状保全において運転開始後 22 年目に取替を実施しており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能及び気密性能が維持可能である。</p>	<p>モジュール型核計装用電気ペネトレーション等のシール材等の絶縁低下及び気密性の低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認するとともに、現地調査において電気ペネトレーションの取替工事の実施状況を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>
	モジュール型高圧動力用電気ペネトレーション	シール材 <sup>1)</sup> ・電線	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 121℃×7 日間は、当該電気ペネトレーションが設置されている場所(原子炉格納容器内)の通常運転時周囲温度(53℃)に通電による温度上昇を考慮すると(57℃)60 年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 <math>8.0 \times 10^5 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量 (<math>5.1 \times 10^3 \text{Gy}</math>) に事故時線量 (<math>2.6 \times 10^5 \text{Gy}</math>) を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露等を行った。しかしながら、熱サイクル試験は 40 年間に相当するため、上記の長期健全性試験結果と合わせて、40 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能及び気密性能を維持できると評価した。</p> <p>当該電気ペネトレーションは、現状保全において運転開始後 39 年目に取替を実施しており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能及び気密性能が維持可能である。</p>		

1) シール材は気密性の低下も含む  
2) Oリングは気密性の低下のみが対象

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(3/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
電動弁用駆動部(弁)	原子炉停止時冷却系系統出入口隔離弁用駆動部	固定子コイル等	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 122.5℃×120 時間は、当該電動弁用駆動部(交流、絶縁物：ポリアミドイミド)が設置されている場所(原子炉格納容器内)の周囲温度最高値(64.5℃)を考慮すると 43 年間の運転期間に相当し、また、通常運転時相当の放射線照射量 <math>4.5 \times 10^5 \text{Gy}</math> と事故時相当の放射線照射量 <math>1.59 \times 10^6 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量(<math>2.5 \times 10^4 \text{Gy}</math>)及び事故時線量(<math>2.6 \times 10^5 \text{Gy}</math>)を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 174℃の事故時雰囲気暴露等を行い、この長期健全性試験結果に基づき、43 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>当該電動弁用駆動部は、現状保全において運転開始後 8 年目に取替を実施しているとともに、使用開始から 43 年間を経過する前に取替を行うこととしており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p>	<p>原子炉停止時冷却系系統出入口隔離弁用駆動部等の固定子コイル等の絶縁低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認するとともに、現地調査において長期健全性試験の詳細実施内容を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>
	原子炉補機冷却系熱交換器出口弁用駆動部(交流)	原子炉停止時冷却系(A)(B)系統入口隔離弁用駆動部(直流)	固定子コイル等	<p>電動弁用駆動部(直流)による長期健全性試験の加速熱劣化条件 93℃×120 時間は、当該電動弁用駆動部が設置されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(40℃)を考慮すると 40 年間の運転期間に相当するが、UL 規格による当該材料(ポリエステル)の熱劣化評価から 40℃で60年間の使用に十分耐えると評価した。また、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露等を行った。しかしながら、機械的劣化を模擬した弁開閉往復動作回数は 53 年間に相当するため、上記の長期健全性試験結果と合わせ、53 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>なお、絶縁物の放射線影響については、使用環境及び事故時雰囲気における放射線量が低い(通常運転時：<math>7.0 \times 10^{-5} \text{Gy/h}</math>、設計想定事故時の最大積算値：<math>1.7 \times 10^3 \text{Gy}</math>)ことから、放射線による絶縁低下の可能性は低いと評価し、放射線照射は実施していない。</p> <p>また、原子炉建屋内には絶縁物がポリアミドイミドの電動弁用駆動部(交流・直流)も使用されており、これらは原子炉格納容器内に設置されている電動弁用駆動部(交流)の長期健全性試験結果から、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持できると評価した。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される原子炉建屋内の絶縁物がポリエステル製の電動弁用駆動部(交流・直流)及び絶縁物がポリアミドイミドの電動弁用駆動部(直流)については、型式等が同一の実機同等品を用いて 60 年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>また、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>
電動弁用駆動部(高圧注水系タービン及び付属装置)	復水系電動弁用駆動部(直流)	固定子コイル等	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 122.5℃×120 時間は、当該電動弁用駆動部(交流、絶縁物：ポリアミドイミド)が設置されている場所(原子炉格納容器内)の周囲温度最高値(64.5℃)を考慮すると 43 年間の運転期間に相当し、また、通常運転時相当の放射線照射量 <math>4.5 \times 10^5 \text{Gy}</math> と事故時相当の放射線照射量 <math>1.59 \times 10^6 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量(<math>2.5 \times 10^4 \text{Gy}</math>)及び事故時線量(<math>2.6 \times 10^5 \text{Gy}</math>)を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 174℃の事故時雰囲気暴露等を行い、この長期健全性試験結果に基づき、43 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>当該電動弁用駆動部は、現状保全において運転開始後 8 年目に取替を実施しているとともに、使用開始から 43 年間を経過する前に取替を行うこととしており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p>	<p>原子炉停止時冷却系系統出入口隔離弁用駆動部等の固定子コイル等の絶縁低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認するとともに、現地調査において長期健全性試験の詳細実施内容を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(4/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
高圧ケーブル	高圧難燃CVケーブル	絶縁体	長期健全性試験の加速熱劣化条件 121℃×168 時間は、当該ケーブルが布設されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(40℃)を考慮すると 60 年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 $5.0 \times 10^5 \text{Gy}$ は、60 年間の通常運転期間中の線量( $5.3 \times 10^{-1} \text{Gy}$ )に事故時線量( $1.7 \times 10^3 \text{Gy}$ )を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。	高圧難燃CVケーブル等の絶縁体の絶縁低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。 なお、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関する JNES 事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。	原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。
	低圧ケーブル	EVケーブル	絶縁体		
			長期健全性試験の加速熱劣化条件 135℃×149 時間は、当該ケーブルが布設されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(64℃)を考慮すると 60 年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 $7.6 \times 10^5 \text{Gy}$ は、60 年間の通常運転期間中の線量( $1.0 \times 10^3 \text{Gy}$ )に事故時線量( $4.5 \times 10^2 \text{Gy}$ )を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。		

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(5/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
低圧ケーブル	KGBケーブル	絶縁体	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 121℃×168 時間は、当該ケーブルが布設されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(64℃)を考慮すると 27 年間の運転期間に相当し、また、放射線照射量 <math>7.6 \times 10^5 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量(<math>1.0 \times 10^3 \text{Gy}</math>)に事故時線量(<math>4.5 \times 10^2 \text{Gy}</math>)を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、27 年間の通常運転とその後の設計想定事故後においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>当該ケーブルは、現状保全において運転開始後 19 年目に取替を実施しているとともに、使用開始から 27 年間の経過する前に取替を実施することとしており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p> <p>なお、代表ケーブルと製造メーカーが異なるKGBケーブルも使用しているが、このケーブルについては、長期健全性試験を実施していないことから、長期間の使用を考慮すると絶縁低下の可能性は否定できないが、当該ケーブルは事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の絶縁低下は現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定等で検知可能であり、現状保全を継続することで 60 年間の絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>KGBケーブル等の絶縁体の絶縁低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関する JNES 事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>
	難燃PNケーブル	絶縁体	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 120℃×3,456 時間は、当該ケーブルが布設されている場所(原子炉格納容器内)の周囲温度最高値(67℃)を考慮すると 60 年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 <math>5.22 \times 10^5 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量(<math>2.7 \times 10^4 \text{Gy}</math>)に事故時線量(<math>2.6 \times 10^3 \text{Gy}</math>)を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>		

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(6/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
低圧ケーブル	難燃CVケーブル	絶縁体	<p>製造メーカーが異なる難燃CVケーブルを用いて実施した長期健全性試験の加速熱劣化条件 121℃×168 時間は、当該ケーブルが布設されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(40℃)にトレイ内の周囲ケーブルによる熱影響を考慮すると(55℃)60年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 <math>5.0 \times 10^5 \text{Gy}</math> は、60年間の通常運転期間中の線量 (<math>2.7 \times 10^2 \text{Gy}</math>) に事故時線量 (<math>1.7 \times 10^3 \text{Gy}</math>) を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>なお、代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃CVケーブルも使用している(2種類)が、実機と同等のケーブルを用いた長期健全性試験結果から、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される難燃CVケーブル(代表ケーブル)については、実機と同一のケーブル用いて、60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。</p> <p>また、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関するJNES事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(7/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
同軸ケーブル	難燃三重同軸ケーブル	絶縁体	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 121℃×168時間は、当該ケーブルが布設されている場所(原子炉格納容器内)の周囲温度最高値(65℃)を考慮すると、46年間の運転期間に相当し、また、放射線照射量<math>7.6 \times 10^6</math>Gyは、60年間の通常運転期間中の線量(<math>2.6 \times 10^6</math>Gy)に事故時線量(<math>2.6 \times 10^6</math>Gy)を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、46年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>当該ケーブルは、現状保全において運転開始後34年目に取替を実施しており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60年間の通常運転とその後の設計想定事故後においても絶縁性能が維持可能である。</p> <p>なお、代表ケーブルと構造が異なる難燃一重同軸ケーブル及び難燃二重同軸ケーブルも使用しているが、これらのケーブルについては、難燃三重同軸ケーブルの長期健全性試験結果から、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>さらに、上記の難燃一重同軸ケーブルと仕様が異なる難燃一重同軸ケーブル及び上記の難燃一重同軸ケーブルと製造メーカーが異なる難燃一重同軸ケーブルも使用しているが、これらのケーブルについては、長期健全性試験を実施していないことから、長期間の使用を考慮すると絶縁低下の可能性は否定できないが、当該ケーブルは事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の絶縁低下は現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定等で検知可能であり、現状保全を継続することで60年間の絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される難燃一重同軸ケーブル及び難燃二重同軸ケーブル(代表ケーブル以外)については、実機と同一のケーブル用いて、60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。</p> <p>また、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関するJNES事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(8/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
接続部	端子台接続	絶縁物等	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 122.5℃×120 時間は、当該端子台が設置されている場所(原子炉格納容器内)の周囲温度最高値(64.5℃)を考慮すると 2.5 年間に相当するが、UL 規格による当該材料(ジアリルフタレート樹脂)の熱劣化評価から 64.5℃で 60 年間の使用に十分耐えると評価した。また、放射線照射量 <math>2.04 \times 10^6</math>Gy は、60 年間の通常運転期間中の線量(<math>2.5 \times 10^4</math>Gy)に事故時線量(<math>2.6 \times 10^5</math>Gy)を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 174℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果等に基づき、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される端子台接続については、60 年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>また、代表機器以外の事故時雰囲気内で機能が要求される端子台接続(絶縁物:ポリフェニレンエーテル樹脂)についても、熱劣化評価において UL 規格を用いた評価を行っているため、上記と同様の追加保全策を行うこととする。</p> <p>さらに、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>
	電動弁コネクタ接続	絶縁物等	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 138℃×300 時間は、当該電動弁コネクタが設置されている原子炉建屋内の周囲温度最高値(40℃)を考慮すると 60 年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 <math>1.0 \times 10^6</math>Gy は、60 年間の通常運転期間中の線量(1.0Gy)に事故時線量(<math>1.7 \times 10^3</math>Gy)を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>電動弁コネクタ接続の絶縁物等の絶縁低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認するとともに、現地調査において長期健全性試験の詳細実施内容を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(9/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
接続部	同軸コネクタ接続	絶縁物等	<p>実機相当品による長期健全性試験の加速熱劣化条件 121℃×168 時間は、当該同軸コネクタが設置されている原子炉格納容器内の周囲温度最高値(65℃)を考慮すると 60 年間の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 <math>4.0 \times 10^5 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量 (<math>6.4 \times 10^2 \text{Gy}</math>) に事故時線量 (<math>2.6 \times 10^5 \text{Gy}</math>) を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される同軸コネクタ接続(絶縁物：ポリエーテルエーテルケトン樹脂)及び直ジョイント接続については、型式等が同一の実機同等品を用いて 60 年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>また、代表機器以外の事故時雰囲気内で機能が要求される同軸コネクタ接続(絶縁物：テフロン)についても、熱劣化評価において UL 規格を用いた評価を行っているため、上記と同様の追加保全策を行うこととする。</p> <p>さらに、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認するとともに、現地調査において直ジョイントの長期健全性試験の詳細実施内容を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>
	直ジョイント接続	絶縁物等	<p>実機相当品による長期健全性試験の加速熱劣化条件 175℃×200 時間は、当該直ジョイントが設置されている原子炉格納容器内の周囲温度最高値(65℃)を考慮すると 46 年間の運転期間に相当し、また、放射線照射量 <math>5.0 \times 10^5 \text{Gy}</math> は、60 年間の通常運転期間中の線量 (<math>5.1 \times 10^3 \text{Gy}</math>) に事故時線量 (<math>2.6 \times 10^5 \text{Gy}</math>) を加えた線量を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 175℃の事故時雰囲気暴露を行い、この長期健全性試験結果に基づき、46 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>当該直ジョイントは、現状保全において運転開始後 22 年目に取替を実施しており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p>		

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(10/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
高圧注水系タービン及び付属装置	補助油ポンプモータ(直流)	固定子コイル等	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 100℃×200 時間は、当該ポンプモータが設置されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度最高値(40℃)を考慮すると 13 年間の運転期間に相当し、また、設計想定事故時の温度を包絡する最大 100℃の事故時雰囲気暴露等を行い、この長期健全性試験結果に基づき、13 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>なお、絶縁物の放射線影響については、使用環境及び事故時雰囲気における放射線量が低い(通常運転時：<math>4.9 \times 10^{-6}</math>Gy/h、設計想定事故時の最大積算値：<math>4.5 \times 10^2</math>Gy)ことから、放射線による絶縁低下の可能性は低いと評価し、放射線照射は実施していない。</p> <p>当該ポンプモータは、運転開始後 39 年目に取替を実施しているとともに、使用開始から 13 年間経過する前に取替等を実施することとしており、上記の長期健全性試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p>	<p>高圧注水系タービン付属装置の補助油ポンプモータ等の固定子コイル等の絶縁低下については、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(11/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
計測装置	圧力伝送器 差圧伝送器	検出部等 <sup>1)</sup>	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 75℃×16 日間は、当該伝送器が設置されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度(30℃)を考慮すると 10 年間の運転期間に相当し、また、設計想定事故時の温度を包絡する最大 100℃の事故時雰囲気暴露等を行い、この長期健全性試験結果に基づき、10 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても必要な特性を維持できると評価した。</p> <p>なお、伝送器の放射線影響については、通常運転時の放射線(8.0×10<sup>-6</sup>Gy/h)及び設計想定事故時の最大積算値(1.7×10<sup>3</sup>Gy)が、信号処理変換部(半導体)に影響が現れる放射線照射量に対して十分低いことから、放射線照射は実施していない。</p> <p>さらに、当該伝送器においては、点検にて初期特性状態からの大きな変化は確認可能であり、初期特性から大きく変わっていない場合には健全性評価期間を超えての使用が可能であると判断した。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される圧力伝送器及び差圧伝送器については、通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>また、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認するとともに、事故時雰囲気内で機能が要求される伝送器のリングは点検の都度交換されること、及び伝送器の取替基準が定められたことを確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>

1) 特性変化

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(12/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
計測装置	温度検出器 (熱伝対式、側温抵抗体式)	検出部等	<p>耐熱試験の熱劣化条件 150℃×3 日間は、当該温度検出器が設置されている MSIV 室温度(66℃)を考慮すると 15 年間の劣化に設計想定事故(最高 100℃)による劣化を加えたものに相当し、また、浸水試験、60 年間の通常運転期間中の線量(2.5×10<sup>4</sup>Gy)に事故時線量(2.6×10<sup>5</sup>Gy)を加えた線量(D/W 内)を包絡する放射線照射試験(照射量:1×10<sup>6</sup>Gy)等を行い、これらの試験結果に基づき、15 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>当該温度検出器は、15 年間を目安に取替を実施することとしており、上記の試験結果に基づく評価と合わせ、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能が維持可能である。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される温度検出器、回転数検出器及び流量検出器については、通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>また、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した試験条件等の妥当性等を確認するとともに、事故時雰囲気内で機能が要求される温度検出器等の Oリングが点検の都度交換されること、及び温度検出器が最大 15 年間で交換されることを確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>
	回転数検出器 (高压注水系タービン回転数計測装置)	検出部等	<p>当該回転数検出器の設計耐温度仕様(120℃-20,000 時間)から、通常温度(30℃-60 年間)と設計想定事故時雰囲気温度(100℃-6 時間、66℃-100 日)による熱劣化には十分耐えられると評価し、通常運転時の放射線(5.0×10<sup>6</sup>Gy/h)及び設計想定事故時の最大積算値(4.5×10<sup>3</sup>Gy)が、絶縁物であるナイロン樹脂のガンマ線しきい値(約 8.6×10<sup>3</sup>Gy)よりも十分低いことから、放射線劣化にも十分耐えられると評価し、これらから、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>		
	流量検出器 (CS ポンプ潤滑油ポンプ吐出流量検出装置)	検出部等 <sup>1)</sup>	<p>当該流量検出器は事故時環境試験を実施していないが、設計仕様から電気的には 100 万回以上の動作に耐えることから、通常運転時に導通不良となる可能性は小さく、また、事故時雰囲気内における動作は、同様な密閉構造のケースに収納されている圧力検出器の類似の接点の事故時雰囲気を考慮した環境試験結果より、事故時雰囲気内においても導通機能を維持できると評価した。</p> <p>なお、上記の圧力検出器の環境試験では、信号処理変換部がないため(当該流量検出器も同様)、放射線照射は実施していない。(通常運転時の放射線及び設計想定事故時の最大積算値は、1.0×10<sup>-6</sup>Gy/h、1.7×10<sup>3</sup>Gy である。)</p>		

1) 導通不良

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(13/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
計測装置	SRM 前置増幅器 (中性子束計測装置)	増幅器 <sup>1)</sup>	<p>代表機器以外の SRM 前置増幅器については、長期健全性試験の加速熱劣化条件 55℃×57 日間は、当該前置増幅器が設置されている場所(原子炉建屋内)の周囲温度(30℃)を考慮すると 3.8 年間の運転期間に相当し、また、設計想定事故時の温度を包絡する最大 100℃の事故時雰囲気暴露等を行い、この長期健全性試験結果に基づき、3.8 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても必要な特性を維持できると評価した。</p> <p>なお、当該前置増幅器の放射線影響については、通常運転時の放射線及び設計想定事故時の最大積算値が、信号処理変換部(半導体)に影響が現れる放射線照射量に対して十分低いことから、放射線照射は実施していない。</p> <p>さらに、当該前置増幅器においては、点検にて初期特性状態からの大きな変化は確認可能であり、初期特性から大きく変わっていない場合には健全性評価期間を超えての使用が可能であると判断した。</p>	<p>事故時雰囲気内で機能が要求される前置増幅器及び放射線検出器については、通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>また、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する JNES 事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果により新知見が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は点検計画に反映する。</p>	<p>原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件の妥当性等を確認した結果、健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当であると判断した。</p>
	放射線検出器 (放射線計測装置)	検出部等 <sup>1)</sup>	<p>代表機器以外の放射線検出器については、設計想定事故時の温度を包絡する最大 171℃の事故時雰囲気暴露及び 60 年間の通常運転期間中の線量(2.5×10<sup>4</sup>Gy)に事故時線量(2.6×10<sup>5</sup>Gy)を加えた線量を包絡した放射線照射(2.59×10<sup>6</sup>Gy)を行い、この結果、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても必要な特性を維持できると評価した。</p> <p>なお、当該放射線検出器には有機物が使用されていないため、通常運転時相当の熱劣化試験は実施していない。</p>		

1) 特性変化

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(14/17)

原子炉設置者の評価					
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	当機構の確認内容
高圧ポンプモータ	補機冷却海水系海水ポンプモータ、 格納容器スプレイ海水系海水ポンプモータ	固定子コイル等	<p>固定子コイル等は有機物であるため、長期間の使用を考慮すると絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、当該機器は事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の絶縁低下は現状保全で実施している定期的な絶縁診断等で検知可能であり、現状保全を継続することで60年間の健全性を維持できると評価した。</p>	<p>補機冷却海水系海水ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p>	<p>現地調査において、代表的な機器の検査要領等を確認した結果、健全性評価結果及び現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないと判断した。</p>
電源設備	非常用ディーゼル発電設備				
低圧ポンプモータ	ほう酸水注入系ポンプモータ				
タービン設備	グラント蒸気排風機				
	高圧注水系タービン及び付属装置 真空ポンプモータ、 復水ポンプモータ				
計測装置	サンプルポンプモータ				
機械設備	非常用ディーゼル機関 付属設備モータ				
	可燃性ガス濃度 制御系設備 ブロー用モータ				
	燃料取替機モータ				
	圧縮空気系設備モータ				
電源設備	RPS-MG セット 発電機、励磁機、 駆動モータ				

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(15/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
高圧ケーブル	高圧難燃CVケーブル	絶縁体 <sup>1)</sup>	<p>屋外の当該ケーブルは排水設備を備えたトレンチ及びピット内部に架空化されたケーブルトレイ、電線管により布設されており、ケーブルが長時間浸水する可能性はないが、外気等による高湿度環境の影響を考慮すると、水トリリー劣化による絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁診断等で絶縁低下は把握可能であり、現状保全を継続することで60年間の健全性を維持できると評価した。</p>	<p>高圧難燃CVケーブルの絶縁体の水トリリー劣化による絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p>	<p>現地調査において、屋外に布設されている高圧難燃CVケーブルの検査要領等を確認した結果、現状の保全内容に追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>
同軸ケーブル	二重同軸ケーブル	絶縁体	<p>絶縁体等は有機物であるため、長期間の使用を考慮すると絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、当該ケーブルは事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の絶縁低下は現状保全で実施している定期的な絶縁診断等で検知可能であり、現状保全を継続することで60年間の健全性を維持できると評価した。</p> <p>なお、代表ケーブル以外に一重同軸ケーブルも使用しているが、このケーブルについても上記と同様に評価した。</p>	<p>二重同軸ケーブルの絶縁体等の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p>	<p>現地調査において、代表的な機器の検査要領等を確認した結果、健全性評価結果及び現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>
空調設備	冷凍機	電磁弁の電磁コイル	<p>絶縁体等は有機物であるため、長期間の使用を考慮すると絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、当該機器は事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の絶縁低下は現状保全で実施している定期的な絶縁診断等で検知可能であり、現状保全を継続することで60年間の健全性を維持できると評価した。</p>		
	中央制御室空調機 出口ダンパ	電磁コイル			
機械設備	可燃性ガス濃度 制御系設備	電動用駆動部の固定子 コイル等			
	燃料取替機	ブレーキ電磁コイル			
	原子炉建屋 クレーン	モータ(直流)、速度検出 器固定子の回転子コイル、 固定子コイル等、 ブレーキ電磁コイル			

1) 水トリリー劣化

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(16/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
電源設備	高圧閉鎖配電盤	計器用変圧器及び計器用変流器(巻線形)の絶縁物、遮断器断路部絶縁物、支持サポート、主回路導体支持碍子及び主回路断路部の絶縁物	計器用変圧器の絶縁物等は有機物であるため、長期間の使用を考慮すると絶縁低下または特性変化の可能性は否定できない。 しかしながら、当該機器は事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の絶縁低下または特性変化は現状保全で実施している定期的な絶縁診断等で検知可能であり、現状保全を継続することで60年間の健全性を維持できると評価した。	高圧閉鎖配電盤の計器用変圧器の絶縁物等の絶縁低下または特性変化については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に追加すべき項目はない。	現地調査において、代表的な機器の検査要領等を確認した結果、健全性評価結果及び現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないと判断した。
	動力変圧器	変圧器コイル			
	コントロールセンタ				
	バイタル電源用CVCF				
	直流電源設備充電器盤				
	計器用変圧器				
	非常用ディーゼル発電設備	回転子コイル、界磁調整器 <sup>1)</sup> 、励磁用可飽和変流器、励磁用変圧器及びリアクトルの絶縁物、計器用変圧器及び計器用変流器(巻線形)の絶縁物			
RPS-MGセット発電機、励磁機	回転子コイル				

1) 特性変化

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(17/17)

原子炉設置者の評価					当機構の確認内容
評価対象機器	代表機器	部位	代表機器の健全性評価	追加保全策	
計測装置	伝送器等 <sup>1)</sup>	検出部等 <sup>2)</sup>	<p>伝送器等は長期間の使用により検出部の変形や電気回路部の可変抵抗器の導通不良に起因して特性が変化する可能性があるため、長期間の使用を考慮すると特性変化の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、当該機器は事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の特性変化は現状保全で実施している定期的な特性試験で検知可能であり、現状保全を継続することで60年間の健全性を維持できると評価した。</p>	<p>伝送器の検出部等の特性変化については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p>	<p>現地調査において、代表的な機器の検査要領等を確認した結果、健全性評価結果及び現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとすることは妥当であると判断した。</p>
機械設備	燃料取替機	ロードセル <sup>2)</sup>	<p>ロードセルの特性変化の主要因としては歪ゲージの腐食が考えられたため、歪ゲージ貼付部は不活性ガスを封入した気密構造となっているが、長期間の使用を考慮すると歪ゲージの腐食が発生する可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、当該機器は事故時雰囲気内で機能要求がなく、通常運転時の特性変化は現状保全で実施している定期的なループ校正試験で把握可能であり、現状保全を継続することで60年間の健全性を維持できると評価した。</p>		

1) 事故時雰囲気内で機能要求がない伝送器等

2) 特性変化

## (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、別紙2に示すように長期保守管理方針をまとめ、以下の項目を絶縁低下に関する長期保守管理方針としている。

なお、事故時雰囲気内で機能が要求される①低圧ポンプモータ、③ケーブルのうち難燃一重同軸ケーブル及び難燃二重同軸ケーブル、④端子台等のうち直ジョイント接続、⑥流量検出器については、指摘事項が反映された項目である。

- ①事故時雰囲気内において機能が要求される低圧ポンプモータ<sup>\*1</sup>の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。(実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間)

\*1：格納容器スプレイ冷却系ポンプモータ（固定子コイル、口出線・接続部品）

- ②事故時雰囲気内において機能が要求される電動弁用駆動部<sup>\*2</sup>の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。(実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間)

\*2：原子炉格納容器外の絶縁物がポリエステル<sup>1</sup>の電動（交流／直流）弁用駆動部及び絶縁物がポリアミドイミド<sup>2</sup>の電動（直流）弁用駆動部（固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）

- ③事故時雰囲気内において機能が要求される難燃CVケーブル等<sup>\*3</sup>の絶縁体の絶縁特性低下については、実機と同一のケーブルを用いて、60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。(実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間)

\*3：難燃CVケーブル

難燃一重同軸ケーブル

難燃二重同軸ケーブル

- ④事故時雰囲気内において機能が要求される端子台等<sup>\*4</sup>の絶縁物の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて、60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。(実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間)

\*4：端子台接続（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂、ポリフェニレンエーテル樹脂）

直ジョイント接続（絶縁物：架橋ポリオレフィン）

同軸コネクタ接続（絶縁物：テフロン、ポリエーテルエーテルケトン樹脂）

- ⑤計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等<sup>\*5</sup>の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）等<sup>\*6</sup>の絶縁特性低下については、事故時雰囲気内

において機能が要求される場合、通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。（実施時期：中長期、平成 23 年 3 月 26 日から 10 年間）

\*5：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）

計測装置のうち SRM 前置増幅器

計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）

\*6：計測装置のうち温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）

計測装置のうち回転数検出器

- ⑥事故時雰囲気内において機能が要求される流量検出器の導通不良については、型式等が同一の実機同等品を用いて 60 年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。（実施時期：短期、平成 23 年 3 月 26 日から 5 年間）

当機構は、表 3.4-3 に示す追加保全策に照らして上記の長期保守管理方針は妥当であると判断した。

### 3.4.6 コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下

コンクリートは、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透及び機械振動等により強度が低下する可能性がある。また、熱により放射線の遮へい能力が低下する可能性がある。

原子炉設置者は、プラントの長期供用を想定したコンクリートの強度低下及び遮へい能力低下を評価し、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定している。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下 JNES-SS-0512-04）に基づき、次の a、b、c の観点から審査した。

- a. 60年の供用期間を仮定した健全性評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、指摘事項は抽出されなかった。

#### (1) 技術評価結果

##### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

##### ① 評価の対象

コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に影響を及ぼす経年劣化事象の要因ごとに、コンクリート構造物の使用環境等を考慮し、強度低下及び遮へい能力低下への影響が大きいと想定される以下のコンクリート構造物を評価対象とした。

なお、アルカリ骨材反応については、反応性試験結果から反応性骨材を使用していないこと、凍結融解と化学的浸食については、コンクリートに劣化が生じるような環境ではないことを確認しており、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断した。

##### a. 強度低下

要因	評価対象
熱	原子炉建屋（原子炉ペデスタル）
放射線照射	原子炉建屋（一次遮へい壁）
中性化	タービン建屋（内壁、外壁）、取水構造物、他
塩分浸透	原子炉建屋外壁、取水構造物
機械振動	タービン建屋（タービン発電機架台）

##### b. 遮へい能力低下

要因	評価対象
熱	原子炉建屋（ガンマ線遮へい壁）

## ② 健全性の評価

①で評価対象としたコンクリート構造物について、経年劣化事象の発生又は進展に係る評価を実施し、コンクリートの経年劣化事象に関する健全性の評価内容を以下に示す。

### a. 強度低下

#### (a) 熱

熱の評価は、通常運転時に雰囲気温度が高く、高温の原子炉圧力容器近傍に位置する原子炉ペDESTALコンクリートを対象とし、最も高温状態となる圧力容器支持脚部と原子炉ペDESTALコンクリートとの接触面において評価を実施した。

コンクリートの温度制限値については、社団法人日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説（1988）」において、設計基準強度確保の観点から、局部では90℃、一般部では65℃と定められている。

原子炉ペDESTALコンクリートの圧力容器支持脚部との接触面の温度分布解析の結果、コンクリートの最高温度は約56℃となり、この値はコンクリートの温度制限値以下であり、熱によるコンクリート強度への影響はないものと考えられる。

なお、長期加熱後のコンクリートの圧縮強度については、実験結果から65～110℃で3.5年間加熱した場合でも強度低下は見られない。さらに、サイクル加熱後のコンクリートの圧縮強度についても、実験結果から20～110℃で120回サイクル加熱した場合にも強度に大きな変化は認められない。

#### (b) 放射線照射

放射線照射の評価は、原子炉圧力容器近傍に位置し、運転時に中性子照射量及びガンマ線照射量が最も大きい1次遮へい壁内面において実施した。

放射線照射とコンクリート強度の関係を示したHilsdorf等の文献によると、中性子照射では $1.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ 程度以下、ガンマ線照射では $2.0 \times 10^{10} \text{rad}$ 程度以下であれば有意な強度低下が見られないとされている。

放射線照射量解析の結果、運転開始後60年時点で予想される1次遮へい壁内面の中性子照射量は $4.26 \times 10^{18} \text{n/m}^2$ 、ガンマ線照射量は $6.98 \times 10^6 \text{rad}$ であり、放射線照射によるコンクリートの強度低下への影響はないものと考えられる。

#### (c) 中性化

中性化の評価は、環境測定（二酸化炭素濃度、温度、相対湿度）の結果をもとに、塗装の有無も考慮し中性化が進展しやすい環境下にあると想定される複数箇所を選定し、中性化深さを測定した結果から中性化深さの大きい部位で実施した。

屋内では、タービン建屋機械工作室内壁、活性炭式希ガスホールドアップ装置建屋空気圧縮機室内壁の2箇所、屋外では、タービン建屋1階東外壁、活性炭式希ガスホールドアップ装置建屋1階東外壁、取水構造物の気中帯、復水貯蔵タンク基礎遮へい壁内壁・埋設ダクト内壁、海水配管トンネル内壁、排気筒南東基礎の7箇所で評価した。

鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さは、社団法人日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針（案）・同解説（2004）」において、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚

さから 2cm 奥まで達したときとされている。

評価対象において、各建物の設計最小かぶり厚さは 4cm であるため、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さは、屋内で 6cm、外壁の外側で 4cm となる。また、屋外構築物の設計最小かぶり厚さは、取水構造物で 10cm、復水貯蔵タンク基礎・埋設ダクトで 6cm、海水配管トンネルで 10cm、排気筒基礎で 6cm であるため、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さは、それぞれ 10cm、6cm、10cm 及び 6cm となる。

各建物及び屋外構築物の運転開始後 60 年時点の中性化深さについて、岸谷式、依田式、森永式及び中性化深さの実測値に基づく  $\sqrt{t}$  式を用いて推定値を算定した結果、屋内で 3.3~5.2cm、屋外で 1.4~3.1cm であり、運転開始後 60 年時点における中性化深さの最大推定値は、いずれの建物及び屋外構築物においても鉄筋が腐食し始める中性化深さを下回っており、中性化によるコンクリート強度への影響はないものと考えられる。

#### (d) 塩分浸透

塩分浸透の評価は、コンクリート構造物のうち、海水や飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物に加え、海側に面する壁を有する建物を対象とし、塩化物イオン濃度の測定結果と塩分浸透環境を考慮し、取水構造物では気中帯、干満帯及び海中帯を評価部位とし、建物は原子炉建屋の外壁で評価を実施した。

2007 年に原子炉建屋、2008 年に取水構造物からコア採取し、鉄筋位置での塩化物イオン濃度を計測し、その値をもとに予測式（森永式）で運転開始後 60 年時点の鉄筋の腐食減量を算定した。

その結果、運転開始後 60 年時点における鉄筋の腐食減量は、気中帯  $2.0 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯  $8.0 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯  $0 \text{g/cm}^2$ 、外壁  $15.9 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$  となり、いずれもかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量（気中帯  $81.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯  $79.9 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯  $77.0 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、外壁  $51.0 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ ）を下回っており、塩分浸透によるコンクリート強度への影響はないものと考えられる。

#### (e) 機械振動

機械振動の評価は、プラント運転中常時振動を受ける対象構造物のうち、最も大きな機械振動を受ける部位であるタービン発電機架台を対象とし、機械振動荷重を直接受ける機器支持部の基礎ボルト周辺のコンクリートで評価を実施した。

2007 年にタービン発電機架台コンクリートから採取された供試体の破壊試験を行った結果、平均圧縮強度が  $51.7 \text{N/mm}^2$  であり、設計基準強度  $22.1 \text{N/mm}^2$  を上回っていることを確認した。また、機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われるような場合、機械の異常振動が発生するものと考えられ、機械振動は日常的に監視されており、異常の兆候は検知可能である。以上のことから、60 年間の供用を仮定しても機械振動によるコンクリート強度低下は健全性評価上問題にならないと考えられる。

#### b. 遮へい能力低下

放射線に対する遮へい能力低下の評価は、放射線に対する遮へい能力が要求され、原子炉圧力容器近傍に位置し、運転時に照射量の最も大きいガンマ線遮へい壁コンクリー

トを対象とし、最も高温となる炉心領域部で評価を実施した。

放射線防護の観点から、コンクリート遮へい体の設計に適用されている「コンクリート遮へい体設計基準」(R. G. Jaeger etc. ECRS VOL. 2) で、コンクリート遮へい体の周辺及び内部最高温度の制限値は、中性子遮へいで 88℃以下、ガンマ線遮へいで 177℃以下とされている。

ガンマ線遮へい壁コンクリートの炉心領域部の温度分布解析を行った結果、最高温度は約 67℃となり、この値はコンクリート温度制限値を下回っており、熱によるコンクリートの遮へい能力への影響はないものと考えられる。

### ③ 現状保全の評価

#### a. 強度低下

コンクリートの強度低下については、定期的に各建屋・構造物のコンクリート表面のひび割れ、塗装の劣化等の目視点検を実施している。目視点検の結果、ひび割れ幅等から補修の要否を評価し、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し、実施している。

また、定期的に強度測定(非破壊試験等)、中性化深さ測定、塩化物イオン量測定等を実施し、コンクリートの健全性に問題がないことを確認している。

#### b. 遮へい能力低下

コンクリートの遮へい能力低下については、放射線量を日常的に監視しており、異常の兆候は検知可能である。

### ④ 追加保全策の策定

コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

## 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル(総括マニュアル JNES-SS-0808-02、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下 JNES-SS-0512-04)に基づき、書面審査及び現地調査において、温度及び放射線照射量の解析結果並びにコンクリート構造物に対する圧縮強度(破壊試験及び非破壊試験)、中性化深さ、塩化物イオン濃度及びひび割れ状況の点検記録により技術評価の妥当性を確認した。

熱については、温度分布解析によるコンクリートの最高温度が温度制限値以下であることを確認した。放射線照射については、放射線照射量解析による中性子照射量及びガンマ線照射量の最大値が制限値以下であることを確認した。中性化深さについては、30年目以降に実施されたコア抜きデータを反映して、運転開始後60年時点における予測評価が的確に実施され、鉄筋が腐食し始める中性化深さに達しないことを確認した。塩分浸透については、コンクリートの塩化物イオン濃度より、運転開始後60年時点における予測評価が的確に実施され、かぶりコンクリートにひび割れが発生する鉄筋腐食減量を下回っていることを確認した。機械振動については、タービン発電機架台コンクリートの目視点検記録により、有害なひび割れが発生していないことを確認した。また、遮へい能力については、温度分布解析によるコンクリートの最高温度が温度制限値以下であることを確認した。さ

らに、これまでに当該プラントのコンクリートを対象に実施された破壊試験及び非破壊試験の結果により、各建屋・構造物の圧縮強度はすべて設計基準強度を満足していることを確認した。

なお、アルカリ骨材反応については、コンクリートに使用している粗骨材と細骨材について、1986年及び1990年にモルタルバー法、2003年に化学法による反応性試験が実施され、反応性骨材ではないことが確認されていることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとすることは妥当であると判断した。

また、原子炉設置者は、30年目の評価と40年目の評価を比較し、相違の理由を記載しており、当機構は、各要因に対する健全性評価結果に相違はなく、解析手法の高度化や環境条件が考慮された評価点によってデータの精度向上が図られていることを確認するとともに、30年目の評価で策定した長期保守管理方針が、現状保全に取り込まれていることを確認した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行ったコンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に係わる技術評価及びこれに基づき現状保全に追加すべき項目はないとすることは妥当であると評価した。

## (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に関して高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、(1)項の追加保全策に照らして長期保守管理方針を策定しないことは妥当であると判断した。

### 3.4.7 応力腐食割れ（IASCC を除く）

応力腐食割れは、原子炉圧力容器、炉内構造物、配管等において、材料、応力及び環境の3要素が重畳する場合に、主として溶接金属及び溶接熱影響部に発生する事象である。

原子炉設置者はプラントの長期供用を想定した応力腐食割れの評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定するとしている。

当機構では、次に示す原子炉設置者の高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、次のa、b、cの観点から審査した。

- a. ステンレス鋼及びニッケル基合金の粒界型応力腐食割れ（以下、それぞれ「IGSCC」及び「NiSCC」という。）、ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ（以下、「TGSCC」という。）及び低合金鋼の応力腐食割れについて発生・進展評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- ステンレス鋼使用部位において、SCC対策材への取替を実施した部位については、取替材質のSCC感受性低減効果の根拠を記載すること。
- 600系ニッケル基合金使用部位において、SCC対策材への取替を実施した部位については、取替材質のSCC感受性低減効果の根拠を記載すること。

#### ・高経年化技術評価の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

### (1) 技術評価結果

#### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

#### ① 評価の対象

IGSCC及びNiSCCの評価の対象として、再循環系配管、非常用復水器系配管、原子炉圧力容器ノズルセーフエンド、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット、シュラウドサポート、シュラウドサポート溶接部、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管、炉心スプレイ配管、スパージャ等及び気体廃棄物処理系排ガス予熱器、同復水器、同ステンレス鋼配管等を、また、TGSCCの評価の対象としてステンレス鋼配管全般を選定した。さらに、低合金鋼の応力腐食割れの評価の対象としてタービン設備の隔板締付ボルト、翼及び車軸を選定した。

## ② 健全性の評価

IGSCC 及び NiSCC については次のような予防保全を行っている。予防保全を行っている評価点では応力腐食割れ発生の可能性は小さいが、その他の評価点では応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。

- ・ステンレス鋼を使用している再循環系配管及び原子炉圧力容器ノズルセーフエンド部については、炭素量を抑える等の成分調整を行って応力腐食割れ感受性を低減した材料に取り替えた。
- ・中性子束計測ハウジングにはレーザクラディング工法により内表面に耐食性の優れたクラッド層を形成した。
- ・ニッケル基合金を使用している水位計装ノズルについては、ニオブ添加量を高めることにより応力腐食割れ感受性を低減した材料に取り替えた。
- ・シュラウドサポートについては、溶接部にひび割れが確認されたことから、部分的な補修溶接等による修理と残留応力緩和対策(ピーニング施工等)を実施した。
- ・中性子束計測案内管溶接部にも残留応力緩和対策を実施した。

なお、気体廃棄物処理系排ガス予熱器、同復水器についても応力腐食割れ感受性を低減した材料に取り替えているが、水室、管板、胴は温度が高いことから応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。

ステンレス鋼配管の塩化物に起因する TGSCC については、付着塩分量測定による環境調査を実施し、基準値 (70mgCl/m<sup>2</sup>) を超えた箇所について配管表面の清掃を行うことにより、健全性を維持している。

タービン設備の隙間を有する部位である翼・車軸接合部及び隔板締付ボルトでは、腐食環境が助長されることにより、低合金鋼に応力腐食割れが発生する可能性が高まる。

## ③ 現状保全の評価

原子炉圧力容器等のステンレス鋼やニッケル基合金使用部位の IGSCC 及び NiSCC については、定期的な超音波探傷試験、浸透探傷試験、目視試験または漏えい試験等により健全性を確認している。

ステンレス鋼配管の TGSCC については、目視試験及び環境調査を行い、付着塩分量測定値が基準値を超えた場合には、清掃及び浸透探傷試験を実施している。

タービン設備の低合金鋼の応力腐食割れについて、翼接合部及び車軸接合部についてはタービン開放点検時に目視試験及び超音波探傷試験を、隔板締付ボルトについてはタービン開放点検時に目視試験及び浸透探傷試験を実施して健全性を確認している。

## ④ 追加保全策の策定

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の水室、管板、胴、気体廃棄物処理系排ガス復水器の管板、胴及び気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管の応力腐食割れに対しては、現状保全に加え耐圧部の探傷可能な範囲の溶接部について、超音波探傷試験を実施し、健全性を確認していく。

上記を除くステンレス鋼 (IGSCC、TGSCC)、ニッケル基合金 (NiSCC)、低合金鋼の応力腐食割れの何れも、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、

現状保全を継続していく。

## 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、書面審査及び現地調査において、応力腐食割れに対する検査計画、検査要領、検査記録、材料取替に関する記録及び中性子束計測ハウジングのレーザクラディング施工記録等により技術評価の妥当性を確認した。

再循環系配管、炉内構造物等の点検・検査については、30年目の評価時点では欠陥を有する構造物に対する評価手法が確立されていなかったが、40年目の評価時点では維持規格が整備され、これと保安院文書「欠陥の解釈」により検査が実施されており、原子炉設置者による点検・検査の充実が図られていることを確認した。

気体廃棄物処理系排ガス予熱器の水室、管板、胴、気体廃棄物処理系排ガス復水器の管板、胴及び気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管の応力腐食割れについては、他プラントでIGSCCを経験していることから、追加保全策として、探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷試験による点検が実施されることを確認した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った原子炉容器、配管等の応力腐食割れ（IASCCを除く）に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると評価した。

## (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、別紙2に示すように長期保守管理方針をまとめ、以下の事項を粒界型応力腐食割れに関する長期保守管理方針としている。

- 気体廃棄物処理系排ガス予熱器等\*の粒界型応力腐食割れについては、探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷試験による点検を実施する。（実施時期：短期、平成23年3月26日から5年間）

\*：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴、管板、水室）  
気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴、管板）  
気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管

当機構は、(1)項の追加保全策に照らして上記の長期保守管理方針は妥当であると判断した。

### 3.4.8 配管減肉

配管減肉は、流れ加速型腐食（以下、「FAC」という。）及び液滴衝撃エロージョン（以下、「LDI」という。）により引き起こされる事象である。FAC、LDI はいずれも配管のエルボ、オリフィス下流部等において内部流体の流れの乱れが生ずる範囲で発生・進展するが、流体条件、配管形状等、多くの要因が影響する事象である。

原子炉設置者はプラントの長期供用を想定した配管減肉の評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定するとしている。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、次の a、b、c の観点から審査した。

- a. 炭素鋼配管、低合金鋼配管及びステンレス鋼配管について、減肉の発生・進展評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、指摘事項はなかった。

#### (1) 技術評価結果

##### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

##### ① 評価の対象

FAC については、エルボ部、分岐部、レジューサ部等の流れの乱れが起きる箇所を、また LDI については、高速二相流の箇所をそれぞれ発生する可能性があるとして、配管材質条件及び内部流体の環境条件を合わせて考慮し、配管減肉の評価の対象とした。

炭素鋼配管及び低合金鋼配管に対してはFAC及びLDIを高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として評価した。なお、ステンレス鋼配管については、耐食性に優れていてFACが発生する可能性は小さく、また内部流体が単相流純水または停滞蒸気であるため、LDIが発生する可能性は小さいと評価し、配管減肉は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした。

##### ② 健全性の評価

FAC 又は LDI が発生する可能性箇所を選定し、肉厚測定を行って減肉傾向を把握している。さらに、必要最小肉厚に達するまでの余寿命を算出し、その結果に応じて次回測定時期を決定するか、または取替を実施することで健全性は維持できると評価した。

##### ③ 現状保全の評価

2004年8月の関西電力株式会社美浜発電所3号炉の配管破損事故を受け、同年11月、当時実施されていた配管減肉管理について再度整理し、円滑に配管減肉管理が実施できる

よう、「配管減肉管理指針（社内要領）」を策定した。その後、原子力安全・保安院文書「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について」（平成17・02・16 原院第1号）の反映を経て、現在は、社団法人日本機械学会「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（2006年版）」JSME S NH1-2006（以下、「減肉管理規格」という。）及びその他の知見等を反映した改訂を行い、これに基づき管理を実施している。配管減肉管理は、「配管減肉管理指針（社内要領）」に基づき、FAC、LDIの管理すべき範囲を内包する流体の条件や配管要素・配管配置等に応じてFAC-1、FAC-2、FAC-S、及びLDI-1、LDI-2の管理ランクに分類し、管理ランクに応じた試験対象部位と試験実施時期を定めて試験（肉厚測定）を行い、減肉傾向を把握し、余寿命評価等を行うものである。

FAC、LDIについては、「配管減肉管理指針（社内要領）」に基づき、超音波厚さ測定器による肉厚測定を実施し、健全性を確認するとともに、その結果に基づき余寿命評価を行い、次回試験実施時期、配管取替時期等の計画を立てることとしている。

なお、小口径配管のソケットエルボ部に対しては、超音波厚さ測定器による肉厚測定が難しいことから、放射線透過装置による肉厚測定を実施している。

#### ④ 追加保全策の策定

FAC及びLDIによる減肉は、超音波厚さ測定器等による肉厚測定により検知可能であり、点検手法として適切であり、減肉管理規格を反映した「配管減肉管理指針（社内要領）」に基づき、配管減肉の管理を実施していくことは有効である。よって、配管減肉については、現状保全を引き続き実施することによって60年間の健全性を維持できることから、高経年化の観点から現状保全項目に追加すべきものはなく、今後も現状保全を継続していく。

#### 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、書面審査及び現地調査において、試験記録等により技術評価の妥当性を確認した。

また、「配管減肉管理指針（社内要領）」には、減肉管理規格に加えて配管減肉管理フローに従い追加管理された配管系が含まれているとともに、評価点を含めた新たな知見が反映されていくことを確認した。

以上の結果、当機構は原子炉設置者の行った配管減肉に係る技術評価及びこれに基づき現状保全に追加すべき項目はないとすることは妥当であると評価した。

#### (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、配管減肉に関して「配管減肉管理指針（社内要領）」に基づく検査、取替を継続することとし、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、(1)項の追加保全策に照らして長期保守管理方針を策定しないことは妥当であると判断した。

### 3.4.9 その他の経年劣化事象

前項までに示した経年劣化事象以外の事象についても原子炉設置者は、プラントの長期供用を想定した評価を行い、その結果に基づいて長期保守管理方針を策定するとしている。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、次のa、b、cの観点から審査した。

- a. その他の経年劣化事象が網羅的に抽出され、供用期間を仮定した健全性評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 主蒸気隔離弁について、評価書に中部電力株式会社浜岡原子力発電所3号炉の当該弁との相違、過去の検査の状況等、ガイドリブの摩耗が発生しないとする根拠について記載すること。

#### ・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

### (1) 技術評価結果

#### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、ガイドライン及び標準審査要領に基づき、その他の事象についても評価している。その他の事象は、現状保全において点検検査により劣化傾向を監視し、劣化傾向に対応して的確に予防保全することにより経年劣化を管理している。さらに、現状保全の実績に基づいて次の5項目について追加保全策を抽出している。

- ① 原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド等は、腐食(全面腐食)が想定されるが、ドライウェルスプレイヘッド、サプレッションチェンバスプレイヘッドの外表面、ベント管、ベントヘッド、ダウンカマの内外面は防食塗装を実施しており、現状、目視検査で有意な腐食のないことを確認し、必要に応じて補修塗装を行っている。ドライウェルスプレイヘッド外表面等の腐食は目視で検知可能であり現状保全を継続していくが、ドライウェルスプレイヘッド及びサプレッションチェンバスプレイヘッド内面については追加保全策として目視点検を実施する。
- ② 可燃性ガス濃度制御系の気水分離器等は、機能試験時に内部流体がガスと水の混合流体となり腐食(全面腐食)が想定されるが、試験時間は短く有意な腐食が発生する可能性

は小さい。現状漏えい確認等を行っているが今後、念のため肉厚測定を実施する。

- ③ 基礎ボルトの腐食（全面腐食）は、腐食が進行するとボルト径が減少し、支持機能を喪失することが想定されるが、大気接触部は塗装を施しており、定期的な機器点検等において機器の支持機能に支障を来たすような異常のないことを確認している。また、引張試験や他プラントで腐食量調査を実施して、基礎ボルトの健全性を確認したが、今後もデータ拡充を図るため、福島第一原子力発電所1号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す機会を利用して、サンプリング等により腐食・付着力等の調査を実施する。
- ④ ケミカルアンカは、熱、紫外線等の影響で樹脂の劣化が想定されるが、定期的な機器点検等において機器の支持機能に支障を来たすような異常のないことを確認している。また、サンプル調査により、設計許容荷重に対して引抜耐力は十分な耐力を有していることを確認したが、今後もデータ拡充を図るため、福島第一原子力発電所1号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す機会を利用してサンプリング等により樹脂の劣化等の調査を実施する。
- ⑤ 気体廃棄物処理系配管は、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば腐食は防止できるが、塗装がはく離すると腐食が発生する可能性がある。表面が塗装されているため、急激に腐食が進行する可能性は小さいと考えるが、地中埋設部については、健全性の確認等を実施する必要があるため、今後、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。

## 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、前項までに示した経年劣化事象以外の事象についても書面審査及び現地調査を実施し、技術評価の妥当性を確認した。

主蒸気隔離弁のガイドリブの摩耗については、原子炉設置者は、弁体と上部ガイドが分割されていることから、弁全開時における流路での弁体の抵抗が少なく、弁体にあたる流体の衝突が少ない構造であることから、流体により発生する振動は小さく、また、過去の点検においても有意な摩耗は認められていないとしている。当機構は、弁体の構造等を確認し、評価は妥当であると判断した。

また、他の複数プラントで未点検箇所での腐食が発生していることから、腐食・減肉等に関して未点検箇所の対応方針と現状保全の状況を確認した。この結果、①地中埋設品の対象箇所については、気体廃棄物処理系炭素鋼配管の一部にあるが、大気接触部は目視にて表面状態が確認されているとともに、地中埋設部は代表部位の目視点検を実施することが長期保守管理方針にあげられている、②コンクリート埋設品（コンクリート貫通部など）については、原子炉格納容器外表面の一部にあるが、大気接触部の肉厚測定により、有意な腐食がないことが確認されている、③配管・ダクト等で点検ができていない箇所については、同環境下にある可視範囲を代表として目視試験が実施されているとともに、配管の保温箇所については最下部付近の保温材が取外され、湿潤状態にないことが確認されることから、未点検箇所への対応は妥当であると判断した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行ったその他の事象に対する技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると評価した。

## (2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、別紙2に示すように長期保守管理方針をまとめ、以下の項目をその他の経年劣化事象に対する長期保守管理方針としている。

- ①原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については、内面の目視点検を実施する。（実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間）
- ②気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面の腐食の全面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。（実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間）
- ③可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管）の腐食については、肉厚測定を実施する。（実施時期：短期、平成23年3月26日から5年間）
- ④後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、福島第一1号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す場合に調査を実施する。（実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間）
- ⑤機器付基礎ボルト等\*の腐食については、福島第一1号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す場合に調査を実施する。（実施時期：中長期、平成23年3月26日から10年間）

\*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）

後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部、コンクリート埋込部）

後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部）

当機構は、(1)項の追加保全策に照らして上記の長期保守管理方針は妥当であると判断した。

### 3.5 耐震安全性の技術評価結果と長期保守管理方針

技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 では、次のような耐震安全性評価の考え方が示されている。

プラントの機器・構造物に発生しているか、又は将来にわたって発生することが否定できない経年劣化事象のうち、顕在化すると機器の振動応答特性又は構造・強度へ影響を及ぼすことが想定される経年劣化事象を耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出し、運転開始後 60 年の供用期間を仮定した経年劣化を考慮して、機器・構造物ごとに耐震重要度分類に応じた地震力を用い、社団法人日本電気協会 電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601-1987（以下、「JEAG4601」という。）等に照らした耐震安全性を評価し、必要に応じ現状の保全に追加すべき保全策を抽出することが重要である。

加えて、技術評価審査マニュアルのうち総括マニュアル JNES-SS-0808-02 では、60 年の供用を仮定した劣化を予測して健全性を予測評価し、その結果に基づいて現状保全に追加すべき事項を長期保守管理方針とすることが示されている。

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成 22 年 3 月 25 日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として、上記に示す技術評価審査マニュアル等に基づき、次の a、b、c の観点から審査した。

- a. 60 年の供用期間を仮定した耐震安全性評価が的確に実施されているか。
- b. その結果と現状保全の評価から追加すべき保全策が策定されているか。
- c. 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 熱交換器及び容器の粒界型応力腐食割れの評価において、周方向貫通き裂長さの計算に軸方向応力を用いて耐震安全性評価を行うこと。
- 水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れにおいて、通常運転時圧力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づいて耐震安全性評価を行うこと。
- 原子炉設置者の配管減肉に関する耐震安全性評価は耐震補強工事を行った状態を仮定して実施しているため、最終的に確定したサポート追設等の工事の具体的仕様に基づいて耐震安全性評価を行うこと。
- 配管減肉の評価条件において、各系統ラインの通常運転時の流れの有無を考慮した適切な減肉範囲を想定して耐震安全性評価を行うこと。
- 炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れの評価において、シュラウド取替後の周方向溶接部での照射量等、評価条件の根拠を明確にしたうえで耐震安全性の評価を行うこと。
- 上部格子板グリットプレートの照射誘起型応力腐食割れの評価において、照射誘起型応力腐食割れのき裂進展の考え方を明確にしたうえで耐震安全性の評価を行うこと。

## ・高経年化技術評価の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

原子炉設置者の技術評価結果に対して、前記の2.2項を踏まえるとともに上記のa、b、cの観点に基づき、aについて3.5.1(1)～(3)に、bについて3.5.1(4)に、cについて3.5.2に示し、その妥当性を審査した。

以下に、原子炉設置者の技術評価結果及び長期保守管理方針に対する当機構の審査結果を示す。

### 3.5.1 技術評価結果

#### (1) 耐震評価対象となる経年劣化事象の抽出

##### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、耐震評価対象となる経年劣化事象の抽出に関し、以下のように記載している。

耐震安全性評価にあたっては、技術評価における保全対策等に対する評価結果を取り入れることとする。技術評価においては、想定される経年劣化事象のうち、以下に該当する事象は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした。

- ア) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがた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。
- イ) 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。

耐震安全性評価においては、想定されるすべての経年劣化事象のうちイ)の経年劣化事象については、現在発生しておらず、今後発生の可能性がない、または小さい経年劣化事象であることから、耐震安全性に有意な影響を与えるものではないと判断し、評価の対象外とする。したがって、技術評価で検討された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び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うちア)の経年劣化事象を耐震安全性評価の対象とするが、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象については、以下の観点で整理し、下記(ii)の事象についてのみ耐震安全性評価の対象とする。

- (i) 現在発生しておらず、今後発生の可能性がないもの、または小さいもの。(保全対策により発生の可能性が十分に低減されているものを含む。)
- (ii) 現在発生しているもの、または将来にわたって起こることが否定できないもの。

## 2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 に基づき、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及び保全対策により発生の可能性が十分に低減されている事象を除き、耐震評価の対象となるすべての経年劣化事象を抽出する手順を定め、その手順に基づき経年劣化事象を抽出していることを書面審査で確認し、原子炉設置者の耐震評価対象となる経年劣化事象の抽出に関する記載は妥当と判断した。

### (2) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出に関し、以下のように記載している。

前項にて整理された(ii)に該当する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象<sup>7)</sup>について、これが顕在化した場合、対象となる機器の振動応答特性または構造・強度評価上、「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を行う。

## 2) 当機構の審査結果

表 3.5-1 に上記の原子炉設置者の耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出結果に基づき、当機構で整理した評価対象の機器・構造物と耐震安全上着目すべき経年劣化事象との関係を示す。表から、評価対象の機器・構造物は 15 種類（ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備、基礎ボルト）であり、技術評価における機器と整合していることを書面審査で確認した。

また、技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 に基づき、耐震安全性の評価対象として抽出された経年劣化事象が顕在化した場合、部材断面の減少による剛性低下のように機器の振動特性に影響を及ぼす経年劣化事象（減肉、摩耗、腐食）や材料強度の低下のように機器の構造・強度評価へ影響を及ぼす経年劣化事象（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（中性子照射による靱性低下を含む）、応力腐食割れ（照射誘起型を除く））が、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として表 3.5-1 に示すように各機器・構造物に対して適切に抽出されていることを確認し、原子炉設置者の耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出結果は妥当であると判断した。

なお、ポンプモータ、ケーブル、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備及び電源設備に関し、原子炉設置者は、耐震安全上着目すべき経年劣化事象はないとしているが、下記に示す根拠等を確認し妥当であると判断した。

- ・技術評価の結果に基づき高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。
- ・現状保全で管理されている程度の劣化の進行では振動応答特性上または構造・強度上への影響は軽微もしくは無視できる範囲である。

表 3.5-1 評価対象の機器・構造物と耐震安全上着目すべき経年劣化事象との関係

機器・構造物	耐震安全上着目すべき経年劣化事象						
	①低サイクル疲労	②中性子照射脆化	③照射誘起型応力腐食割れ（中性子照射による靱性低下を含む）	④応力腐食割れ（照射誘起型を除く）	⑤減肉	⑥摩耗	⑦腐食
(1)ポンプ	○	—	—	—	—	—	—
(2)熱交換器	—	—	—	○	○	○	○
(3)ポンプモータ <sup>1)</sup>	—	—	—	—	—	—	—
(4)容器	○	○	—	○	—	—	○
(5)配管	○	—	—	○	○	—	—
(6)弁	○	—	—	—	—	—	—
(7)炉内構造物	○	—	○	—	—	—	—
(8)ケーブル <sup>1)</sup>	—	—	—	—	—	—	—
(9)タービン設備 <sup>1)</sup>	—	—	—	—	—	—	—
(10)コンクリート及び鉄骨構造物 <sup>1)</sup>	—	—	—	—	—	—	—
(11)計測制御設備 <sup>1)</sup>	—	—	—	—	—	—	—
(12)空調設備	—	—	—	—	○	—	—
(13)機械設備	—	—	—	—	○	—	○
(14)電源設備 <sup>1)</sup>	—	—	—	—	—	—	—
(15)基礎ボルト	—	—	—	—	—	—	○

注) 表中の○は機器・構造物において耐震安全上着目すべき経年劣化事象との組合せを示す。

1) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象なし。

### (3) 耐震安全性の評価

#### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、耐震安全性の評価に関し、以下のように記載している。

前項で整理された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象ごとに、耐震安全性に関する詳細評価を実施した。特に、同一事象が複数の機器に発生する可能性がある場合は、必要に応じて当該事象に対する詳細評価を実施する機器を選定することとした。

耐震安全性評価は、JEAG4601等に基づき行なわれ、その基本となる項目は、大別すると、

- ① 設備の耐震重要度分類
- ② 機器に作用する地震力の算定
- ③ 想定される経年劣化事象のモデル化
- ④ 振動特性解析（地震応答解析）
- ⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- ⑥ 許容限界との比較

となる。これらの項目のうち、経年劣化の影響を受けるものとしては、④及び⑥が考えられるが、各経年劣化事象に対してこの手法に従って耐震安全性を確認することとし、耐震安全性評価にあたっての評価用地震力は各設備の耐震重要度に応じて以下のとおり選定し

た。

- ・ A<sub>s</sub> クラス  
基準地震動 S 2 により定まる地震力
- ・ A<sub>s</sub>、A クラス  
基準地震動 S 1 により定まる地震力と A クラスの機器に適用される静的地震力の厳しい方
- ・ B クラス  
B クラスに適用される静的地震力
- ・ C クラス  
C クラスに適用される静的地震力

なお、基準地震動 S 1 及び基準地震動 S 2 は以下の模擬地震波である。

基準地震動 S 1（設計用最強地震）：最大加速度振幅 180Gal

基準地震動 S 2（設計用限界地震）：最大加速度振幅 270Gal 及び 370Gal

原子炉設置者は、表 3.5-1 に示す 9 種類の機器・構造物に対応した 7 種類の経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を行い、耐震安全性評価の対象としたすべての機器・構造物について許容応力に対する 1 次応力の比率や疲れ累積係数等を具体的に記載している。

## 2) 当機構の審査結果

### ① 原子炉設置者の評価結果の整理

原子炉設置者は、上記に基づいて表 3.5-1 に示す機器・構造物に対する経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を行い、耐震安全性評価の対象としたすべての機器・構造物について耐震安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した発生応力等が許容限界を下回ることを確認したとしている。表 3.5-1 に示す各経年劣化事象に応じて、耐震安全性評価に考慮する経年劣化のモデル化や対応する許容限界が異なることから、原子炉設置者が実施した耐震安全性評価の結果を耐震安全上着目すべき経年劣化事象ごとに整理すると下記となる。

#### a. 低サイクル疲労

技術評価で行った疲労評価に基づく運転実績回数に基づく疲れ累積係数と、地震時の発生応力に基づいて算出した疲れ累積係数の合計値が許容限界を下回るとしている。

具体的な機器・構築物の代表例として疲れ累積係数が大きい順に示すと、弁（原子炉再循環系ポンプ出口弁）の 0.824、容器（原子炉压力容器給水ノズル）の 0.458 となっている。

#### b. 中性子照射脆化

原子炉压力容器の円筒胴（炉心領域）に保守的に欠陥を想定し、中性子照射脆化と地震荷重を考慮して求めた圧力—温度制限曲線は、原子炉压力容器の運転が従う飽和圧力・温度曲線との間に十分な離隔があることから耐震安全性が確保されるとしている。

#### c. 照射誘起型応力腐食割れ（中性子照射による靱性低下を含む）

照射誘起型応力腐食割れの発生・進展に中性子照射の増加による靱性低下を考慮した場合の評価を実施し、想定き裂の応力拡大係数が材料の破壊靱性値を下回るとしている。

具体的な破壊靱性値に対する想定き裂の応力拡大係数の比率を大きい順に示すと、炉心シュラウド 0.71、上部格子板 0.11 となっている。

d. 応力腐食割れ（照射誘起型を除く）

応力腐食割れについては、最大応力発生点に保守的に貫通き裂を仮定してき裂安定性評価を実施し、水位計装ノズル及びセーフエンドを除き、き裂部の発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回るとしている。保守的な貫通き裂を仮定した評価を満足しなかった水位計装ノズル及びセーフエンドについては、第二段階評価として内面に初期欠陥を想定して評価期間 5.1EFPY（ノズル取替後の定格負荷相当年数）に対するき裂進展評価を実施し、発生応力が弾塑性破壊力学的評価法から得られた許容応力を下回るとしている。

具体的な機器・構築物の代表例として安定限界応力に対する発生応力の比率を大きい順に示すと、配管（非常用復水器系（純水部））の 0.45、容器（ジェットポンプ計測管貫通部ノズル）の 0.39 となっている。また、水位計装ノズル及びセーフエンドの許容曲げ応力に対する発生曲げ応力の比率は 0.30 となっている。

e. 減肉

減肉については、保守的に必要最小厚さまでの一様減肉（配管、熱交換器の胴）、管理基準までの一様減肉（熱交換器の伝熱管、空調設備の海水冷却コイル）等を仮定して応力評価を実施し、一部の炭素鋼配管\*を除き、最大の発生応力が許容応力を下回るとしている。必要最小厚さまでの一様減肉を仮定した評価を満足しなかった炭素鋼配管については、第二段階評価として実機測定データに基づいて想定した運転開始後 60 年または 50 年時点での肉厚に基づく応力評価を実施し、最大の発生応力が許容応力を下回るとしている。

具体的な機器・構築物の代表例として許容応力に対する 1 次応力の比率を大きい順に示すと、熱交換器（給水加熱器の胴）の 0.94、熱交換器（グラント蒸気復水器の管支持板、ステー）の 0.88 となっている。また、第二段階評価を実施した炭素鋼配管の許容応力に対する 1 次応力の比率を大きい順に示すと、タービングラント蒸気系配管の 0.81、原子炉冷却材浄化系配管の 0.80 となっている。

\*：給水系配管、原子炉冷却材浄化系配管、非常用復水器系配管（蒸気部）、タービングラント蒸気系配管、復水系配管及び給水加熱器ベント系配管

f. 摩耗

摩耗については、保守的に伝熱管の必要最小厚さまでの一様減肉（熱交換器）を仮定して応力評価を実施し、発生応力が許容応力を下回るとしている。

具体的な給水加熱器伝熱管の摩耗を考慮した許容応力に対する 1 次応力の比率は 0.49 となっている。

g. 腐食

腐食については、運転開始後 60 年時点での腐食量の一様板厚（熱交換器、機械設備）

等を仮定して応力評価を行い、発生応力が許容応力を下回るとしている。

具体的な機器・構築物の代表例として許容応力に対する1次応力の比率を大きい順に示すと、基礎ボルト（非常用復水器）の0.67、基礎ボルト（中央制御室再循環フィルタユニット）の0.65となっている。

## ② 審査結果

当機構は、原子炉設置者の補正書において、熱交換器、容器、水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れ、配管減肉、炉心シュラウド中間胴及び上部格子板グリッドプレートの照射誘起型応力腐食割れに対する耐震安全性評価に関する指摘事項の結果が的確に反映されていることを確認した。

当機構は、以上を踏まえた上で、耐震安全性評価に関連する規格類に基づき、機器・構築物の耐震重要度分類、機器・構築物に作用する地震力の算定、60年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化、地震応答解析、地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ及び許容限界との比較が適切に行われていることを確認した。さらに、①低サイクル疲労、②中性子照射脆化、③照射誘起型応力腐食割れ（中性子照射による靱性低下を含む）、④応力腐食割れ、⑤減肉、⑥摩耗、⑦腐食の耐震安全上着目すべき経年劣化事象を考慮して応力評価等を実施し、第二段階評価を行った水位計装ノズル及びセーフエンドと一部の炭素鋼配管を除き、発生応力等が許容限界を下回っていることを技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 に基づき書面審査で確認し、経年劣化事象に対する耐震安全性評価は妥当と判断した。

また、当機構は、第二段階評価を実施した水位計装ノズル及びセーフエンドと一部の炭素鋼配管について、下記により経年劣化事象に対する耐震安全性評価は妥当と判断した。

- ・ 保守的な貫通き裂を仮定した評価を満足しなかった水位計装ノズル及びセーフエンドについては、第二段階評価として内面に初期欠陥を想定して評価期間 5.1EFPY（ノズル取替後の定格負荷相当年数）に対するき裂進展評価を実施し、発生応力が弾塑性破壊力学的評価法から得られた許容応力を下回ることを技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 に基づき書面審査で確認した。
- ・ 保守的な必要最小厚さまでの一様減肉を仮定した評価を満足しなかった炭素鋼配管については、第二段階評価として実機測定データに基づいて想定した運転開始後 60年または 50年時点での肉厚に基づく応力評価を実施し、最大の発生応力等が許容限界を下回ることを技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 に基づき書面審査で確認した。

なお、許容限界に対する比率が 0.9 を上回る機器については、下記に示す内容となっております。なお問題ないことを確認した。

- ・ 熱交換器（給水加熱器の胴）の減肉に対する評価は、耐震重要度が B クラスであり、かつ、剛構造となっているため、動的地震力（S1、S2）ではなく B クラスの機器に適用される静的地震力を適用した評価結果となっており、動的地震力の影響を受けない。

#### (4) 耐震安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定

##### 1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、耐震安全上の現状保全の評価及び追加保全策の策定に関し、第二段階評価を実施した水位計装ノズル及びセーフエンドと炭素鋼配管、技術評価においてき裂の検出精度を高めた目視点検を実施することとした上部格子板について、以下のように記載している。

- ・水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れの耐震安全性評価

水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れの耐震安全性評価については、評価期間（5.1EFPY）に達する前にサポート追設等を含めた再評価を実施し、必要に応じて対策を行う。

- ・炭素鋼配管の減肉の耐震安全性評価

肉厚測定による実機測定データに基づき耐震安全性評価を実施した給水系、原子炉冷却材浄化系、非常用復水器系（蒸気部）、タービングランド蒸気系、復水系及び給水加熱器ベント系については、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、今後の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。

- ・上部格子板の照射誘起型応力腐食割れの耐震安全性評価

上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視点検を実施する。さらに、照射誘起型応力腐食割れのき裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行う。

##### 2) 当機構の審査結果

当機構は、水位計装ノズル及びセーフエンドの応力腐食割れについては、第22回定期検査（2000年度）でのノズル取替後の評価期間5.01EFPYに相当する第27回定期検査（2011年度）で再評価等を実施するとしていること、炭素鋼配管の減肉については、現時点の実測データに基づいて予測した配管厚さを用いた評価であること、上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、き裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合の評価結果への影響を考慮していることを踏まえて、保全策に反映すべき項目として抽出していることを技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 に基づき書面審査で確認し、耐震安全性の観点から現状保全に追加すべき項目として上記1)を抽出することは妥当と判断した。

耐震安全性技術評価及び当機構の確認結果のまとめを表3.5-2及び表3.5-3に示す。

表 3.5-2 耐震安全性技術評価及び当機構の確認結果のまとめ（追加保全の必要がない機器）（1/3）

原子炉設置者の評価							当機構の確認内容
評価対象機器		耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価			
機器種別	機器名 ( ) は水平展開で抽出の機器	耐震重要度	評価部位	抽出された経年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の抽出	
ポンプ	原子炉再循環系ポンプ	A s	ポンプケーシングと配管の溶接部	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		<p>指摘事項に対する確認内容 熱交換器の応力腐食割れに関し、周方向貫通き裂長さの計算に軸方向応力を用いて評価を行った結果が反映されたことを確認。</p> <p>原子炉設置者の評価に対する確認内容 評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。</p>
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器	A s	伝熱管	減肉	発生応力が許容応力を下回る。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	
	給水加熱器	B	伝熱管	摩耗			
			管支持板、ステー	減肉			
			胴				
	気体廃棄物処理系排ガス予熱器、排ガス復水器	B	水室、胴	応力腐食割れ	発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回る。		
	格納容器スプレイ冷却系熱交換器	A	胴	腐食	発生応力が許容応力を下回る。		
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	B	胴	腐食			
	(グラント蒸気蒸化器)	B	胴	腐食			
(グラント蒸気復水器)	B	胴	腐食				
		管支持板、ステー	減肉				

表 3.5-2 耐震安全性技術評価及び当機構の確認結果のまとめ（追加保全の必要がない機器）（2/3）

原子炉設置者の評価							当機構の確認内容	
評価対象機器		耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価				
機器種別	機器名 ( ) は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された 経年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出		
容器	原子炉圧力容器	A s	主蒸気ノズル	減肉	腐食量があらかじめ設計・製造段階で考慮している腐食量を下回る。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	指摘事項に対する確認内容 容器の応力腐食割れに関し、周方向貫通き裂長さの計算に軸方向応力を用いて評価を行った結果が反映されたことを確認。 配管（炭素鋼）の減肉に関し、最終的に確定したサポート追設等の工事の具体的な仕様に基づくとともに、各系統ラインの通常運転時の流れの有無を考慮した適切な減肉範囲を想定して評価を行った結果が反映されたことを確認。	
			給水ノズル、閉止ノズル	腐食				
			主フランジ、スタッドボルト、給水ノズル、下鏡、支持スカート	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。			
			差圧検出・ほう酸水注入ノズル、ジェットポンプ計測管貫通部ノズル	応力腐食割れ	発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回る。			
			胴板	中性子照射脆化	圧力-温度制限図上で地震荷重の影響が無視できる。			
原子炉格納容器	A s	主蒸気配管貫通部 (給水配管貫通部)	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	原子炉設置者の評価に対する確認内容 評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。		
		鏡板、胴、上蓋	応力腐食割れ	発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回る。				
気体廃棄物処理系排ガス再結合器	B	鏡板、胴、上蓋	応力腐食割れ	発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回る。			許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	原子炉設置者の評価に対する確認内容 評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。
配管	原子炉再循環系	A s B	配管〔ステンレス鋼〕	低サイクル疲労				
			(配管〔炭素鋼〕)	減肉			発生応力が許容応力を下回る。	
	給水系	A s	配管〔炭素鋼〕	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。			
	主蒸気系	A s	配管〔炭素鋼〕					
	(抽気系)	B	配管〔炭素鋼〕	減肉	発生応力が許容応力を下回る。			
	(原子炉停止時冷却系)	A s	配管〔ステンレス鋼〕	応力腐食割れ	発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回る。			
	(非常用復水器系〔純水部〕)	A s	配管〔ステンレス鋼〕	応力腐食割れ				
(気体廃棄物処理系)	B	配管〔ステンレス鋼〕	応力腐食割れ					

表 3.5-2 耐震安全性技術評価及び当機構の確認結果のまとめ（追加保全の必要がない機器）（3/3）

原子炉設置者の評価							当機構の確認内容
評価対象機器		耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価			
機器種別	機器名 ( ) は水平展開で抽出の機器	耐震重要度	評価部位	抽出された経年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の抽出	
弁	給水系原子炉給水入口弁	A s	弁箱	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		<p>指摘事項に対する確認内容</p> <p>炉内構造物（炉心シュラウド）の照射誘起型応力腐食割れに関し、シュラウド取替後の周方向溶接部での照射量等、評価条件の根拠を明確にしたうえで評価を行った結果が反映されたことを確認。</p> <p>原子炉設置者の評価に対する確認内容</p> <p>評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。</p>
	原子炉再循環系ポンプ出口弁	A s	弁箱	低サイクル疲労			
	原子炉冷却材浄化系内側隔離逆止弁	A s	弁箱	低サイクル疲労			
	主蒸気隔離弁	A s	弁箱	低サイクル疲労			
炉内構造物	炉心シュラウド	A s	炉心シュラウド	低サイクル疲労 照射誘起型応力腐食割れ（中性子照射による靱性低下を含む）	想定き裂の応力拡大係数が破壊靱性値を下回る。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	
	シュラウドサポート	A s	シュラウドサポート	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		
空調設備	非常用ディーゼル発電機〔A〕室空調機	A s	海水冷却コイル	減肉	発生応力が許容応力を下回る。		
	(炉心スプレイ系ポンプ室空調機)	A	海水冷却コイル	減肉			
機械設備	蒸気式空気抽出器	B	管支持板	腐食	発生応力が許容応力を下回る。		
			胴	腐食			
基礎ボルト	機器付基礎ボルト	A s A B C	コンクリート直上部	腐食	発生応力が許容応力を下回る。		
	後打ちメカニカルアンカ	A s A B C	コンクリート直上部	腐食			
	後打ちケミカルアンカ	A s A B C	コンクリート直上部	腐食			

表 3.5-3 耐震安全性技術評価及び当機構の確認結果のまとめ（追加保全の必要がある機器）

原子炉設置者の評価							当機構の確認内容
評価対象機器		耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価			
機器種別	機器名 ( ) は水平展開で抽出の機器	耐震重要度	評価部位	抽出された経年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の抽出	
容器	原子炉圧力容器	A s	水位計装ノズル及びセーフエンド	応力腐食割れ	発生応力が許容応力を下回る。	評価期間 (5.1EFPY) に達する前にサポート追設等を含めた再評価を実施し、必要に応じて対策を行う。	指摘事項に対する確認内容 容器（原子炉圧力容器の水位計装ノズル及びセーフエンド）の応力腐食割れに関し、通常運転時圧力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づいて評価を行った結果が反映されたことを確認。
配管	給水系	A s B	配管〔炭素鋼〕	減肉	発生応力が許容応力を下回る。	減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う	配管（炭素鋼）の減肉に関し、最終的に確定したサポート追設等の工事の具体的仕様に基づくとともに、各システムラインの通常運転時の流れの有無を考慮した適切な減肉範囲を想定して評価を行った結果が反映されたことを確認。
	(原子炉冷却材浄化系)	A s B	配管〔炭素鋼〕	減肉			
	(非常用復水器系〔蒸気部〕)	A s	配管〔炭素鋼〕	減肉			
	(タービングラント蒸気系)	B	配管〔炭素鋼〕	減肉			
	(復水系)	B	配管〔炭素鋼〕	減肉			
	(給水加熱器ベント系)	B	配管〔炭素鋼〕	減肉			
炉内構造物	上部格子板	A s	上部格子板	照射誘起型応力腐食割れ(中性子照射による靱性低下を含む)	想定き裂の応力拡大係数が破壊靱性値を下回る。	グリッドプレートの子裂の検出精度を高めた目視点検を実施する。さらに、照射誘起型応力腐食割れの子裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行う。	炉内構造物（上部格子板）の照射誘起型応力腐食割れの子裂進展の考え方を明確にしたうえで評価を行った結果が反映されたことを確認。  原子炉設置者の評価に対する確認内容 評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。

### 3.5.2 長期保守管理方針

#### (1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、別紙2に示すように長期保守管理方針をまとめ、耐震安全性の観点から以下の事項を長期保守管理方針としている。

- ①肉厚測定による実機測定データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管\*については、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、今後の減肉進展の実測データ値を反映した耐震安全性評価を実施する。（実施時期：短期（終了は中長期、平成 23 年 3 月 26 日から 10 年間））

\*：給水系、原子炉冷却材浄化系、非常用復水器系（蒸気部）、タービンランド蒸気系、復水系、給水加熱器ベント系

- ②水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れの耐震安全性評価については、評価期間（5.1EFPY）に達する前にサポート追設等を含めた再評価を実施し、必要に応じて対策を行う。（実施時期：短期、平成 23 年 3 月 26 日から 5 年間）

- ③上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視点検を実施する。さらに、照射誘起型応力腐食割れのき裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行う。（実施時期：中長期、平成 23 年 3 月 26 日から 10 年間）

#### (2) 当機構の審査結果

当機構は、3.5.1(4)項の追加保全策に照らして上記の原子炉設置者の長期保守管理方針は妥当であると判断した。

### 3.6 40年目の追加評価の審査について

保安院のガイドラインは、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、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の技術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、これらの結果を適切に反映することを求めている。

原子炉設置者は、30年目の高経年化技術評価の検証及び30年目の長期保守管理方針の有効性評価を行い、その結果を40年目の高経年化技術評価書に反映したとしている。

#### 3.6.1 30年目の高経年化技術評価の検証

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

##### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、次のa、b、cの観点から審査した。

- a. 30年時点で実施した高経年化技術評価以降に、福島第一原子力発電所1号炉で得られた劣化データ及び発生した事故・トラブルを分析し、30年目の高経年化技術評価を検証しているか。
- b. 30年目の高経年化技術評価で現状保全の継続により健全性が確保できるとした保全のその後の実績により、30年目の高経年化技術評価を検証しているか。
- c. それらの結果を40年目の高経年化技術評価に的確に反映しているか。

審査の結果、以下の事項を指摘した。

- 60年供用時の実績に基づく過渡回数について、40年目の評価では「タービントリップに伴うスクラム」の回数を30年目の評価より多くカウントした理由を40年目の追加評価に記載すること。
- 低サイクル疲労による60年時点での疲れ累積係数の30年目の評価と40年目の評価において、給水ノズルと給水系配管では、30年目の評価よりも40年目の評価の方が疲れ累積係数が大きくなった理由を、40年目の追加評価に記載すること。
- 中性子照射脆化の40年目の追加評価において、30年目時点と40年目時点の予測を比較すること。
- 照射誘起型応力腐食割れの40年目の追加評価においては、炉内構造物取替に伴う30年目の評価時点からの変更内容の説明を含めて、対象材料ごとに適正なIASCC感受性しきい照射量を用いて記載すること。
- 電気・計装品の絶縁低下の40年目の追加評価においては、ケーブル以外も含め、30年目と40年目の評価の比較等の記載の充実を図ること。

##### ・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象とし

て、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

#### (1) 原子炉設置者の評価内容

##### 1) 経年劣化に起因する事故・トラブルの分析

原子炉設置者は、30年目の高経年化技術評価において現状保全の継続により健全性を維持できると評価したものについて、過去10年間の保全実績の有効性を評価し、課題を抽出するため、経年劣化に関する保全が有効でなかったために生じたと考えられる事故・トラブル事例についてその対策を含めて以下のように分析し、40年目の高経年化技術評価に反映したとしている。

事故・トラブルは、一般社団法人日本原子力技術協会の原子炉施設情報公開ライブラリー（ニューシア）に登録されており、このライブラリーから30年目の評価以降に福島第一原子力発電所1号炉で発生した事故・トラブルであって経年劣化事象に関連する事例を抽出した結果、法令対象に係わる事例が1件、保全品質情報に係わる事例が6件あった。

このうち経年劣化に関する保全が有効でなかったために生じたと考えられる事故・トラブル事例は、保全品質情報に係わる以下の3件であり、①、②の2件は30年目の高経年化技術評価で発生を想定していなかったもの、及び③は30年目の高経年化技術評価が不足していたため発生を予測できなかったものである。これらは以下のとおり30年目の技術評価時の考え方、評価方法等を考察し、40年目の高経年化技術評価に反映した。

なお、他の4件は、定期検査中に発見された粒界型応力腐食割れが1件と、海生物の付着による復水器等の伝熱管の腐食が3件であり、これらについては現状保全に対する課題はなく、40年目の高経年化技術評価においても現状保全を継続し、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はないと評価した。

- ① タービン建屋内での水漏れについて（経年劣化事象：ポンプのバレルの腐食）
- ② 屋外空調ダクト点検及び予防保全作業の終了について（経年劣化事象：空調ダクトの腐食）
- ③ 復水器洗浄装置制御盤の火災について（経年劣化事象：電線管の腐食）

- ① 30年目の高経年化技術評価では、主要な部位として抽出していなかった給水加熱器ドレンポンプAのバレルに腐食が発生し、腐食による貫通孔からコンクリートピット内に溜まっていた復水がコンクリートピット内への湧き水と相まって、ポンプ架台と床との境界面に生じた微小な割れから床面に湧き出たものである。なお、当該部位が主要な部位として抽出されなかった理由は、ポンプのバレルで想定される経年劣化事象が発生することにより、ポンプの機能に与える影響は小さいと判断されたためである。この対策として、Aポンプバレルは新品に交換し、Bポンプバレルは外表面に腐食が確認されていることから外表面の補修を行い、今後、定期的にバレルの外表面の点検を行うこととした。また、それぞれのコンクリートピット内壁について、湧き水の浸入を防止するよう補修を行うとともに、今後、定期的にコンクリートピットの点検を行うこととした。

40 年目の高経年化技術評価では、ポンプのバレルを評価対象部位として抽出し、技術評価を実施した。低圧給水加熱器ドレンポンプのバレルの材料は炭素鋼であり、内面は純水に接しており、外面はコンクリートに覆われているため、地下水の浸透により浸水する場合には腐食（全面腐食）が想定されるが、第 24 回定期検査（2006 年度）でピットの止水処理後、A 及び B の両方について、バレルを被うようにキャン（ステンレス製）を取り付けていることから、腐食が発生する可能性はなく、これまでの目視点検の結果から有意な腐食は確認されていないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと評価した。

- ② 30 年目の高経年化技術評価では、屋外角ダクトにはメッキが施されているために腐食は想定されておらず、長年未点検であった部位に腐食が発生し、空気が漏えいしたものである。この対策として、漏えいが確認された箇所について、速やかに補修を実施するとともに、今後、屋外空調ダクトについては計画的に点検を行うこととした。

40 年目の高経年化技術評価では、本事象及び他社で発生した中央制御室外気取り入れダクトの不具合事例を反映し、中央制御室系ダクト（角ダクト）の腐食（全面腐食）を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出し、技術評価を実施した。中央制御室系ダクト本体は、過去の不適合事象に鑑み、点検内容を見直し、点検長期計画を適切に定めており、空調機の分解点検等に合わせて目視確認を行い、有意な腐食が認められた場合には、当該部の補修・取替を実施することとしている。さらに、試運転時に漏えい確認を実施し、漏えいのないことを確認していることから、高経年化対策の観点より現状の保全内容に追加すべき項目はないと評価した。

- ③ 30 年目の高経年化技術評価では、ケーブルトレイ、電線管等の外面からの腐食に対しては、外面の目視点検にて表面状態を確認することで健全性を維持できると評価していたが、復水器洗浄装置制御盤内の変圧器に接続されている電動弁の電力ケーブルを収納した電線管に腐食による貫通が発生し、そこから入り込んだ雨水が電動弁の端子箱に流れ込み、端子箱内の端子台で漏電が発生し、この漏れ電流が継続したため当該変圧器が過熱して火災に至った。これは屋外の電線管外面の目視点検が不十分であったためであり、この対策として、屋外に布設されている電線管の点検間隔等を見直し、マニュアルを改訂した。

40 年目の高経年化技術評価では、30 年目の評価と同様、外面の目視点検にて表面状態を確認することで健全性を維持できると評価し、目視点検に際してのマニュアルはトラブルを踏まえて改訂していることから、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はないと評価した。

## 2) 30 年目以降の経年劣化傾向の評価

原子炉設置者は、30 年目と 40 年目の高経年化技術評価における評価を比較するとともに、30 年目の技術評価で予測した経年劣化の発生・進展傾向が過去 10 年間の実機データの傾向と乖離していないかを分析することにより、30 年目の高経年化技術評価で想定した諸条件の妥当性を評価し、30 年目の技術評価以降に得られた最新知見等を 40 年目の高経年化技術評価に反映したとしている。

なお、原子炉設置者は、原子力学会標準に示された高サイクル熱疲労を除く6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、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下）とフレットイング疲労及びその他の日常劣化管理事象に分類し、以下のように評価している。

- ・低サイクル疲労における疲労評価は、30年目の評価では「発電用原子力設備の構造等に関する技術基準」を適用したが、40年目の評価では設計・建設規格を適用した。また、環境中疲労評価は、30年目の評価では米国NRCのNUREG/CR-6260を適用したが、40年目の評価では環境疲労評価手法を適用した。さらに、40年目の評価では原子力学会標準に基づき弁の評価も行った。

なお、40年目の評価では、過去10年間の供用実績を反映した実過渡回数を基づき上記の手法で60年時点での過渡回数を予測した結果、30年目の評価より一部（スクラムの区分変更による増加）を除き減少したが、疲れ累積係数は30年目の評価と同様、すべて1より小さかった。

- ・中性子照射脆化における関連温度と上部棚吸収エネルギーの30年目の評価ではJEAC4201-1991を適用したが、40年目の評価ではJEAC4201-2004（関連温度）、JEAC4201-2007（上部棚吸収エネルギー）を適用した。

なお、40年目の評価では、第3回監視試験の結果を含めて上記の手法で関連温度及び上部棚吸収エネルギーを評価した結果、60年時点での母材の関連温度予測値は75℃となり、上部棚吸収エネルギーは、30年目の評価と同様、68Jを上回った。

- ・照射誘起型応力腐食割れの30年目と40年目の評価手法に変更はないが、40年目の評価では、2000年度に実施した炉内構造物の取替を反映して60年時点での中性子照射量の予測を行った結果、30年目の評価では「IASCC感受性しきい照射量以上」の照射量とされていた炉心支持板は、40年目の評価では「IASCC感受性しきい照射量未満」となった。

- ・2相ステンレス鋼の熱時効における30年目の評価では、財団法人発電設備技術検査協会の熱時効温度及びフェライト量をパラメータとした試験データから、熱時効による靱性低下の可能性は小さいと評価したが、40年目の評価では、フェライト量の多いポンプケーシングのき裂安定性評価結果に大きな余裕があることを確認し、当該事象は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした。

- ・電気・計装品の絶縁低下における30年目の評価では、一部のケーブル及び機器を除き、通常運転時の環境試験、または定期的な点検から健全性を評価したが、40年目の評価では、事故時雰囲気内で機能要求があるケーブル及び電気・計装品は、すべて事故時雰囲気を含む長期健全性試験、またはこれに準じた試験によって健全性を評価したとともに、評価に際しての機器の使用環境は、新たに実施したケーブル実機環境調査結果に基づく温度及び線量率を用いた。また、30年目の評価では製造メーカー等の違いを考慮せずにケーブルの健全性を評価したが、40年目の評価では製造メーカーの違い等を考慮してケーブルの健全性を評価したとともに、EVケーブル、CVケーブル及び難燃PNケーブルの40年目の評価では、新たに実施した長期健全性試験により健全性を

評価した。

なお、難燃PNケーブルの40年目の評価では、新たに実施した長期健全性試験により評価した結果、60年間の健全性を維持できるとした。(30年目の評価では50年間)

- コンクリートの熱及び放射線による強度低下における40年目の評価では、温度解析手法を高度化するとともに、照射量には解析値を用いて評価した。(30年目の評価では文献値を用いた。)また、中性化及び塩分浸透による強度低下における40年目の評価では、環境条件等を考慮して評価点を再選定して評価した。さらに、アルカリ骨材反応による強度低下における30年目の評価では、タービン建屋から採取したコアの促進膨張試験の結果により評価したが、40年目の評価では骨材の反応性試験を実施した結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと評価した。

なお、40年目の評価では、30年目の評価と同様、60年経過時点においても熱及び放射線等による強度低下への影響はないと評価した。

- フレッシング疲労は、30年目の評価では経年劣化事象として抽出しなかったが、PWRプラントで羽根車が主軸に焼き嵌めにより固定される構造のポンプでフレッシング疲労が発生していることから、40年目の評価では経年劣化事象として抽出した。

この結果、40年目の評価では、羽根車が主軸に焼き嵌めにより固定される構造のポンプは、ポンプケーシングがダブルボリュート構造であることから、吐出流体による回転方向水平荷重がバランスされる設計であり、変動応力が問題となる可能性の小さい構造であるため、フレッシング疲労割れが発生する可能性は小さいと考えられ、また、国内外のBWRプラントではこれまで当該部のフレッシング疲労割れが報告されていないことから、高経年化対策上有意な経年劣化事象ではないとした。

- その他の日常劣化管理事象で、日常の点検により傾向管理している部位・事象(腐食、摩耗等)について40年目の高経年化技術評価結果を基に評価を行った結果、30年目の高経年化技術評価で確認された劣化傾向から大きく乖離するものは確認できず、今後も日常点検による傾向管理を継続することで、健全性を維持できると評価した。

## (2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル(総括マニュアル JNES-SS-0808-02)に基づき、書面審査及び現地調査において試験記録等を確認することにより、原子炉設置者の評価内容の妥当性を評価した。

### 1) 経年劣化に起因する事故・トラブルの分析

当機構は、30年目の高経年化技術評価で発生を想定していなかった、又は30年目の高経年化技術評価が不足していたため発生を予測できなかった3件について、技術評価を実施した時点では類似の事例がなかったことを確認するとともに、対策として実施された点検や補修の記録等により評価内容の妥当性を確認した。

また、40年目の高経年化技術評価では、①の事象のように当該機器の部位において想定される経年劣化事象が発生しても当該機器の機能に与える影響が小さいと判断され、評価対象部位に抽出されていない部位がないこと、②の事象のようにメッキが施されている

ため、腐食の発生が想定されていない部位がないことを確認した。また、③についてはトラブルを踏まえて的確にマニュアルが改訂されていることを確認した。

なお、現状保全に対する課題がないとされた4件のうち、粒界型応力腐食割れについては、定期検査中に発見された事象であって適切な保全が図られており、また、海生物の付着による腐食の発生(3件)については、必ずしも経年劣化事象ではないと考えられることから、40年目の高経年化技術評価においても、30年目の評価と同様、引き続き現状保全を継続していくことは妥当であると判断した。

以上の結果、当機構は、30年目以降に福島第一原子力発電所1号炉で発生した経年劣化に起因した事故・トラブルが的確に分析され、これらの対策を含めて過去10年間の保全は有効であったとともに、これらの分析結果が40年目の高経年化技術評価に的確に反映されていると判断した。

## 2) 30年目以降の経年劣化傾向の評価

当機構は、6事象については、本書3.4章に示したとおり、30年目の評価以降に得られたデータで評価した結果、30年目の予測評価から乖離が認められたものがあるものの、40年目の評価では新しいデータ等を反映して的確に予測評価されているとともに、30年目の技術評価以降に得られた最新知見等が40年目の高経年化技術評価に反映されていることを確認した。フレット疲労及び日常劣化管理事象については、書面審査及び現地調査において、抜き取りで劣化管理状況の記録を確認することにより、評価の妥当性を確認した。

指摘事項として取り上げた事項のうち、低サイクル疲労評価において、60年供用時の実績に基づく過渡回数のうち「タービントリップに伴うスクラム」の回数が30年目の評価より多くなった理由は、30年目の評価以降に福島第一原子力発電所で過渡回数の考え方を統一し、その結果、「その他のスクラム」の中からタービントリップに起因するスクラムを、「タービントリップに伴うスクラム」としてカウントしたためであり、スクラムの合計回数は30年目の評価より減少していることを確認した。

また、給水ノズルと給水系配管で30年目の評価よりも40年目の評価の方が疲れ累積係数が大きくなった理由は、セーフエンドの型式変更による評価点の変更並びに給水系配管及び主蒸気配管の変位量算出方法の詳細化によるものであることを確認した。

中性子照射脆化の評価において、30年目の評価以降に実施された第3回目の監視試験で得られた関連温度は、30年目に実施した予測値を上回るものであったが、この値は化学成分に基づく予測値を上回るものではなく、特異な脆化傾向を示したものではないと判断した。

照射誘起型応力腐食割れの評価において、炉内構造物の部位ごとに30年目の評価と40年目の評価での60年時点の予測評価結果が比較され、取替前後の材料によってIASCC感受性しきい照射量未満となる部位があることを確認した。

電気・計装品の絶縁低下の評価において、ケーブルを含む電気・計装品についての健全性評価手法が比較され、30年目よりも評価の精度が向上されていることを確認した。

また、ポンプ主軸のフレット疲労については、代表機器として技術評価されてい

る高圧注水系ポンプ以外についても、羽根車が主軸に焼き嵌めにより固定されているポンプのケーシングはダブルボリュート構造であり、高圧注水系ポンプと同様に評価されていることを確認した。

以上の結果、当機構は、30年目の予測評価の精度や信頼性に課題がなく、30年目の高経年化技術評価で想定した諸条件は妥当であるとともに、30年目の技術評価以降に得られた最新知見等を40年目の高経年化技術評価に的確に反映されていると判断した。

### 3.6.2 30年目の長期保守管理方針の有効性評価

当機構では、次に示す原子炉設置者からの高経年化技術評価書及びその補正書に対する審査を行った。

#### ・高経年化技術評価書

当機構は、平成22年3月25日付けで提出された高経年化技術評価書を対象として前記2.1項の技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、次のa、bの観点から審査した。

- a. 30年目の長期保守管理方針の実施実績に基づいてその有効性を評価しているか。
- b. その結果を40年目の高経年化技術評価に的確に反映しているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 取替を実施した機器の長期保守管理方針の有効性評価は、当初に意図した効果を明確にするとともに、取替を行うことによってその効果が得られたか否かを明確にすること。
- 応力腐食割れの有効性評価には点検のみでなく、予防保全工事、取替等を行っていることも記載すること。
- 同軸ケーブルの絶縁体の絶縁低下の長期保守管理方針の有効性評価について、記載の充実を図ること。
- 非常用ディーゼル発電機関の排気伸縮継手の低サイクル疲労に関する長期保守管理方針の有効性評価の記載については、点検結果に基づく評価内容に修正すること。

#### ・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成23年1月17日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

#### (1) 原子炉設置者の評価内容

30年目以降に策定した23項目の長期保守管理方針に基づく保守管理実績について、表3.6-1に示すとおり対象機器の特徴に応じて細分化して評価し、計画的な予防保全、点検、調査を実施し、健全性を確認したことから、長期保守管理方針は有効であったと評価した。

なお、原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食（表3.6-1の長期保守管理方針の番号10）については、長期保守管理方針が有効であったものの、現時点では現状保全に取り込んでおらず、このため40年目の長期保守管理方針に同じ項目をあげた。また、基礎ボルトの全面腐食及びケミカルアンカの樹脂の劣化に関する2項目（表3.6-1の長期保守管理方針の番号16及び17）についても、長期保守管理方針が有効であったものの、データの拡充を考慮し、原子力発電所共通として機会を捉えて実施することを40年目の長期保守管理方針とした。

#### (2) 当機構の審査結果

当機構は、30年目の長期保守管理方針が履行され、場合によっては追加的な予防保全も

実施され、30年目の長期保守管理方針で意図した効果が達成されていることを、書面審査及び現地調査で確認した。

粒界型応力腐食割れの有効性評価については、予防保全工事、取替等を行っていることも具体的に記載され、有効性評価の記載内容の充実が図られた。

また、同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下の長期保守管理方針の有効性評価については、長期健全性試験を実施したケーブルに取り替えることにより、30年目の長期保守管理方針で意図した効果が得られたこと等が記載され、有効性評価の記載内容の充実が図られた。

さらに、非常用ディーゼル発電機関の排気伸縮継手の低サイクル疲労については、排気伸縮継手の点検時に、外的要因による保温板金の破損箇所から塩化物が雨水とともに流入したことによって、腐食が伸縮継手で発生していることが判明したため、取替を行っており、点検を実施したことにより健全性が維持できたことから長期保守管理方針は有効であったと、補正された。当機構は、低サイクル疲労に関する長期保守管理方針の想定外の事象ではあるものの、長期保守管理方針に従い点検を実施したことにより健全性を維持できたものであると判断し、記載内容は妥当であると判断した。

以上の結果、当機構は、30年目の長期保守管理方針の実施実績が分析評価され、その結果が40年目の長期保守管理方針に的確に反映されていると判断した。

表 3.6-1 30年目の長期保守管理方針、実施内容、40年目以降の取組

30年目の長期保守管理方針		40年目の高経年化技術評価		当機構の評価
番号	概要	実施内容	40年目以降の取組	
1	<p>原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*：原子炉再循環ポンプ（ケーシング）                      原子炉圧力容器（主フランジ、スタッドボルト、給水ノズル、下鏡、支持スカート）                      原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ、ベント管）                      炉内構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート）                      主蒸気系配管                      給水系配管                      原子炉再循環系配管                      原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）                      原子炉給水入口弁（弁箱）                      原子炉給水入口逆止弁（弁箱）</p>	<p>実過渡回数に基づく運転開始後 60年時点での過渡回数を用いて疲労評価を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>次回高経年化の技術評価時に、実過渡回数の確認による疲労評価を行う。</p>	<p>低サイクル疲労評価はガイドラインで実施することが求められており、かつ40年目の評価ですべての機器部位が60年目でも健全と評価され、今後10年以内に再評価が必要となることが予想されないことから、妥当である。</p>
2	<p>非常用ディーゼル発電機関の排気伸縮継手の疲労割れについては、疲労評価結果を踏まえ、点検又は取替を実施する。</p>	<p>点検（目視及び浸透探傷検査）を実施し、健全性を確認した（うち1箇所は取替）。</p>	<p>現状保全として、目視点検等を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>
3	<p>炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18 原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管）</p>	<p>目視点検を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、目視点検等を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>

30年目の長期保守管理方針		40年目の高経年化技術評価		当機構の評価
番号	概要	実施内容	40年目以降の取組	
4	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：原子炉圧力容器(ノズル、ノズルセーフエンド、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット) 原子炉再循環系配管 炉内構造物(上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管、炉心スプレイスパージャ、給水スパージャ、ジェットポンプ、中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、差圧検出/ほう酸水注入系配管、シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器)</p> <p>炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、近接可能な範囲について目視点検を実施する。</p>	<p>再循環水出入口ノズル、計装ノズルのノズルセーフエンドの取替を実施するとともに、超音波探傷検査を実施し、健全性を確認した。</p> <p>さらに、定期検査ごとに、漏えい検査を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、超音波探傷検査等を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>
		<p>中性子束計測ハウジング内面へのレーザクラディングによる予防保全工事を実施し、またスタブチューブの目視点検を実施し、健全性を確認した。</p> <p>さらに、定期検査ごとに、漏えい検査を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、漏えい検査を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。なお、現地調査において、目視点検を通常保全として実施することを確認した。</p>
		<p>給水スパージャ、炉心スプレイ、ドライヤサポート、ガイドロッド、サーベイランス、ドライヤホールダウンの各ブラケットの目視点検を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、目視点検を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>
		<p>原子炉再循環系配管を応力腐食割れの感受性を低減した材料であるSUS316(NG)配管への取替を実施した。</p> <p>また、定期検査時に、超音波探傷検査を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、超音波探傷検査を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>
		<p>炉内構造物の目視点検を実施し、健全性を確認した。</p> <p>なお、点検により見つかったシュラウドサポートのひびについては、除去または補修溶接により修理したうえで、再度目視及び浸透探傷検査を実施し、健全性を確認した。さらに、シュラウドサポートに対しては、ショットピーニングを実施し、応力改善を施した。</p>	<p>現状保全として、目視点検を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>

30年目の長期保守管理方針		40年目の高経年化技術評価		当機構の評価
番号	概要	実施内容	40年目以降の取組	
5	制御棒駆動水圧系配管及びステンレス製配管海水系配管の塩化物による応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の塩化物に起因する応力腐食割れに関する対応について」（平成14年11月27日付け平成14・11・26原院第2号）に基づき点検を実施する。	<p>原子炉格納容器外側の制御棒駆動水圧系配管について、目視点検及び付着塩分測定を実施するとともに、基準値を超えた箇所及び発錆部の浸透探傷検査を実施し、健全性を確認した。また、表面に打痕傷等があった14本については取替を実施した。</p> <p>原子炉建屋、タービン建屋等のステンレス製配管及び海水系配管の塩分測定及び目視点検を実施するとともに、基準値を超えていた箇所及び発錆部の浸透探傷検査を実施し、健全性を確認した。また、表面に打痕傷等のあった2本については取替を実施した。</p>	現状保全として、目視点検及び環境調査を継続していく。	健全性を確認したうえで検査及び環境調査を継続するものであり、妥当である。
6	炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板及び周辺燃料支持金具の取替を行うとともに対象部位の目視点検を実施し、健全性を確認した。	現状保全として、目視点検を継続していく。	健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。
7	制御棒（ボロン・カーバイド型、ハフニウムフラットチューブ型及びハフニウム／ボロン・カーバイド型）*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。 *：制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、上部ハンドル）	ハフニウムフラットチューブ型、ハフニウム／ボロン・カーバイド型については、全数取り出し、ボロン・カーバイド型については、制御棒外観点検を実施し、健全性を確認した。	使用期間により点検対象を定め、現状保全として、点検を継続していく	現在使用しているボロン・カーバイド型については、点検を継続するものであり、妥当である。

30年目の長期保守管理方針		40年目の高経年化技術評価		当機構の評価
番号	概要	実施内容	40年目以降の取組	
8	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部）</p>	<p>車軸ダブテール部の超音波探傷検査を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、超音波探傷検査を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>
9	<p>組合せ中間弁の弁体ボルトの応力腐食割れについては、目視点検に加えて、浸透探傷検査を実施する。</p>	<p>組合せ中間弁の弁体ボルトについて浸透探傷検査を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、浸透探傷検査を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。</p>
10	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	<p>目視点検を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>ドライウェルスプレイヘッド及びサプレッションチェンバスプレイヘッドの内面の目視点検を実施することを長期保守管理方針とした。</p>	<p>健全性を確認したうえで40年目以降も長期保守管理方針として点検を行うものであり、妥当である。</p>
11	<p>原子炉格納容器等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器（胴） タービンランド蒸気及びドレン系 グランド蒸気蒸化器（ドレンタンク） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	<p>ドライウェルス及びサプレッションチェンバの肉厚測定を実施し、健全性を確認した。</p> <p>ランド蒸気蒸化器ドレンタンクの胴の代表部位の肉厚測定を実施し、健全性を確認した。</p> <p>蒸気式空気抽出器の胴の肉厚測定を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、肉厚測定を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで肉厚測定を継続するものであり、妥当である。</p>
12	<p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：原子炉冷却材浄化系再生熱交換器（水室、胴） 格納容器スプレイ冷却系熱交換器（胴） タービンランド蒸気及びドレン系 グランド復水器（胴）</p>	<p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の水室及び胴の肉厚測定を実施し、健全性を確認した。</p> <p>格納容器スプレイ冷却系熱交換器の胴の肉厚測定を実施し、健全性を確認した。</p> <p>ランド蒸気復水器の胴の肉厚測定を実施し、健全性を確認した。</p>	<p>現状保全として、肉厚測定を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで肉厚測定を継続するものであり、妥当である。</p>
13	<p>低圧タービンの内部車室の腐食については、肉厚測定を実施する。</p>	<p>内部車室の肉厚測定を実施し、必要箇所について肉盛溶接補修を実施した。</p>	<p>現状保全として、内部車室の肉厚測定を継続していく。</p>	<p>健全性を確認したうえで肉厚測定を継続するものであり、妥当である。</p>

30年目の長期保守管理方針		40年目の高経年化技術評価		当機構の評価
番号	概要	実施内容	40年目以降の取組	
14	補機冷却海水系配管の内面腐食については、点検を実施する。	ライニング配管について、清掃実施後、目視点検を実施し、健全性を確認した。	現状保全として、目視点検を継続していく。	健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。
15	配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「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」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。	継続的に配管肉厚測定を実施し、配管減肉データへ蓄積している。	計画的な肉厚測定により減肉傾向を監視していく。	既に通常保全に取り込まれ、計画的な肉厚測定により減肉傾向を監視していることから、妥当である。
16	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。	SJAE 室壁面、床面のケミカルアンカの引張り試験をサンプリングにて実施し、健全性を確認した。	データの拡充を図るため、当該1号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す場合に調査を実施することを長期保守管理方針とした。	電力共通として、実機調査を実施することは妥当である。
17	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）  後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部、コンクリート埋込部）  後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部）  主要変圧器（タンク、底板ビーム）  所内変圧器（タンク、底板ビーム）  起動変圧器（タンク、底板ビーム）</p>	IA コンプレッサ本体、原子炉再循環系 MG セットの基礎ボルトの外観目視点検、引張り試験等をサンプリングにて実施し、健全性を確認した。	データの拡充を図るため、当該1号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す場合に調査を実施することを長期保守管理方針とした。	電力共通として、実機調査を実施することは妥当である。
		38年間使用した主要変圧器のタンク底板の腐食量測定を行ない、問題となる様な腐食が発生していないことを確認した。	新たな調査は実施しない。	実機調査に基づき60年供用時に健全と評価しており、妥当である。
		38年間使用した主要変圧器のタンク底板ビームの腐食量測定を行ない、問題となる様な腐食が発生していないことを確認した。		

30年目の長期保守管理方針		40年目の高経年化技術評価		当機構の評価
番号	概要	実施内容	40年目以降の取組	
18	可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管、再結合器及び冷却器のクリープについては、代表機器の内部の目視点検を実施する。	代表機器（加熱管）の目視点検を実施し、健全性を確認した。	現状保全として、目視点検を継続していく	健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。
19	<p>高圧難燃 PN ケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、機器の取替が行われる場合に実機ケーブルを採取し、これを用いた再評価を実施する。</p> <p>*：高圧難燃 PN ケーブル 高圧難燃 CV ケーブル EV ケーブル CV ケーブル KGB ケーブル 難燃 CV ケーブル 難燃 PN ケーブル</p>	<p>高圧難燃 PN ケーブルについては、長期健全性試験を実施した高圧難燃 CV ケーブルへの取替を実施した。</p> <p>CV ケーブル、難燃 PN ケーブル、KGB ケーブルについては、劣化確認試験を実施した結果、問題となるような絶縁低下がないことを確認した。</p> <p>なお、その他のケーブルについては、機器取替等の適切な機会が無かった。</p>	現状保全として、絶縁抵抗測定、系統機器の動作試験を実施していく。	現状保全として絶縁抵抗測定、系統機器の動作試験を実施するとしており、妥当である。
20	同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、実機ケーブルを用いた60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	<p>二重同軸ケーブルは、長期健全性試験を実施している難燃三重同軸ケーブルと絶縁体及び製造メーカーが同一である難燃二重同軸ケーブルに取替を実施した。</p> <p>また、難燃一重同軸ケーブルは、長期健全性を実施している難燃三重同軸ケーブルと絶縁体及び製造メーカーが同一であることを確認した。</p>	現状保全として、絶縁抵抗測定、静電容量測定を実施していく。	現状保全として絶縁抵抗測定、静電容量測定を実施するとしており、妥当である。
21	同軸コネクタの絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	同軸コネクタ（架橋ポリスチレン）については、実機同等品を用いて長期健全性試験を実施し36年間の健全性を維持できると評価した。	現状保全として、定期的な取替を実施していく。	定期的な取替と合わせ、運転開始後60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性を確認しており、妥当である。

30年目の長期保守管理方針		40年目の高経年化技術評価		当機構の評価
番号	概要	実施内容	40年目以降の取組	
22	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型及びモジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	<p>絶縁性能を維持するため、運転開始後22年に40年間を想定した長期健全性試験に合格したモジュール型電気ペネトレーションに取替を実施した。</p> <p>気密性能を維持するため、運転開始後22年に40年間を想定した長期健全性試験に合格したモジュール型電気ペネトレーションに取替を実施した。</p>	新たな長期健全性試験は実施しない。	取替に伴い、当初意図した、運転開始から60年間の絶縁性能、気密性能が維持できることを確認できており、妥当である。
23	原子炉建屋、タービン建屋及び取水構造物のコンクリートの強度低下については、定期的な非破壊検査又は破壊検査により強度の確認を実施する。	原子炉建屋、原子炉ペDESTALにおいて、シュミットハンマー法及び超音波法による強度確認を実施し、健全性を確認した。	現状保全として、非破壊検査等を継続していく。	健全性を確認したうえで検査を継続するものであり、妥当である。

#### 4. まとめ

独立行政法人原子力安全基盤機構は、東京電力株式会社が申請した福島第一原子力発電所1号炉の保安規定の認可申請書類に添付された、長期保守管理方針の技術根拠を示した高経年化技術評価書の技術的妥当性を審査した結果、これらの技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると判断した。

また、抽出された今後10年間に実施すべき追加保全策に基づいて長期保守管理方針が策定されていることを確認し、長期保守管理方針は妥当であると判断した。

さらに、運転開始後40年目の高経年化技術評価において追加評価が必要な事項として原子炉設置者が実施した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有効性評価結果についても審査し、過去10年間に得られたデータ、経験、知見が40年目の長期保守管理方針に的確に反映されていると判断した。

## 高経年化技術評価書等に関する指摘事項と対応結果

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
1	全般	実施体制	—	過去に実施した高経年化技術評価において指摘とされた事項については適切に検討の上、高経年化技術評価書に反映させること。	これまでの高経年化技術評価において指摘とされた事項と同様な事項があるか分析し、必要な事項を技術評価書に反映した。
2	全般	低サイクル疲労	⑪	低サイクル疲労評価を実施している各部位については、実過渡回数の確認による疲労評価を定期的実施することを高経年化への対応等に反映すること。	実過渡回数の確認による疲労評価の定期的な実施について、技術評価書の「② 現状保全」と「③ 総合評価」において記載内容を充実した。
3	40年目の追加評価		経年劣化傾向の評価	60年供用時の実績に基づく過渡回数について、40年目の評価では「タービントリップに伴うスクラム」の回数を30年目の評価より多くカウントした理由を、40年目の追加評価に記載すること。	30年目の評価以降に、福島第一で過渡回数の考え方の統一を行い、「スクラム（その他）」の中から、「タービントリップに伴うスクラム」である運転条件を移行した結果、「タービントリップに伴うスクラム」の40年目の評価の予測値が30年目の評価より大きくなった旨、技術評価書に追記した。
4				低サイクル疲労による60年時点での疲れ累積係数の30年目の評価と40年目の評価において、給水ノズルと給水系配管では、30年目の評価よりも40年目の評価の方が疲れ累積係数が大きくなった理由を、40年目の追加評価に記載すること。	給水ノズルについては、型式変更により評価点を変更したため、給水系配管については、疲労評価の前提条件である給水ノズル変位量が算出方法の変更に伴い見直したため、40年目の評価の予測値が30年目の評価より大きくなった旨、技術評価書に追記した。
5	原子炉圧力容器		中性子照射脆化	⑥	運転開始後60年の照射脆化を評価するために必要な原子炉圧力容器の内表面から1/4深さでの中性子照射量を記載すること。

注) 審査項目欄の○番号は、2章「技術審査の要領」の図2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
6	原子炉 圧力容器	中性子 照射脆化	⑪	最低使用温度の評価が評価書に記載されている規格で行われていないことから、計算過程を見直し、正しく評価を行うこと。	評価書に記載されている JEAC4206-2007 に沿った評価を行った結果、破壊力学的検討により求めたマージンが 7℃から 11℃に変更となり、平成 20 年度末時点及び運転開始後 60 年での胴の最低使用温度が、それぞれ当初評価時より 4℃程度増加した。この結果に基づき技術評価書を補正した。
7	40 年目の 追加評価		経年劣化 傾向の 評価	中性子照射脆化の 40 年目の追加評価において、30 年目時点と 40 年目時点の予測を比較すること。	中性子照射脆化に関し、第 2 回監視試験結果までを反映した 30 年目時点と第 3 回監視試験結果までを反映した 40 年目時点の関連温度移行量の予測や 30 年目時点と 40 年目時点の上部棚吸収エネルギーの減少傾向を比較し、技術評価書に追記した。
8	炉内 構築物	照射 誘起型 応力腐食 割れ	⑪	炉内構築物の照射誘起型応力腐食割れの健全性評価に当たっては、各機器の照射量分布の最大値に基づいて運転開始後 60 年時点の予想照射量を評価し、その値に基づいて健全性評価を行うこと。	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、制御棒案内管の運転開始後 60 年時点の予想照射量については、各々の機器の照射量の最大値を評価して、その結果に基づいて健全性を評価した旨、技術評価書に追記した。
9			⑬	上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについて、照射量が照射誘起型応力腐食割れ感受性しきい照射量を超えても、日本原子力技術協会「BWR 炉内構築物点検評価ガイドライン」及び「維持規格」に規定する点検を実施することで健全性を維持できることの根拠を明確にすること。	上部格子板については、IASCC 感受性しきい照射量を超えるグリッドプレートを含めて維持規格に基づく目視点検等により、損傷のないことを確認しているが、高経年化への対応として、その検出精度を上げた点検を実施する旨、技術評価書を補正した。

注) 審査項目欄の○番号は、2 章「技術審査の要領」の図 2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
10	40年目の追加評価	照射誘起型応力腐食割れ	経年劣化傾向の評価	照射誘起型応力腐食割れの40年目の追加評価においては、炉内構造物取替に伴う30年目の評価時点からの変更内容の説明を含めて、対象材料ごとに適正な IASCC 感受性しきい照射量を用いて記載すること。	材料が SUS304 から SUS316 に変更となっている炉心シェラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具に関し、30年目の評価時点からの変更内容及び対象材料ごとの適正な IASCC 感受性しきい照射量 (SUS304 系: $5 \times 10^{24}$ n/m <sup>2</sup> (E>1MeV)、SUS316 系: $1 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup> (E>1MeV)) を用いた評価とした旨、技術評価書に追記した。
11	全般	2相ステンレス鋼の熱時効	⑩	2相ステンレス鋼の熱時効について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の判断項目である目視試験等の根拠を明確にするか、もしくは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出すること。	代表機器として原子炉再循環ポンプを抽出し、目視などの点検により確認可能なき裂を想定したき裂安定性評価を行い、不安定破壊が生じないことを確認し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとする旨、技術評価書に追記した。
12	高圧ポンプモータ	絶縁低下	⑬	事故時雰囲気内で機能要求がある炉心スプレイ系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、現在 JNES 事業で実施中の「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果を今後反映していく旨、「高経年化への対応」に反映すること。(事故時雰囲気内で機能要求がある電気ペネトレーション、電動弁用駆動部、接続部、高圧注水系タービン附属設備も同様)	事故時雰囲気内で機能要求がある炉心スプレイ系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、現在 JNES 事業で実施中の「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」の成果を今後反映していく旨、技術評価書に追記した。(事故時雰囲気内で機能要求がある電気ペネトレーション、電動弁用駆動部、接続部、高圧注水系タービン附属設備も同様)
13	低圧ポンプモータ			事故時雰囲気内で機能要求がある格納容器スプレイ冷却系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、実機と同等の低圧モータを用いて長期健全性試験を実施し、健全性を再評価すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある格納容器スプレイ冷却系ポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下については、現状の評価を実機相当品による評価とし、実機と同等の低圧モータを用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。

注) 審査項目欄の○番号は、2章「技術審査の要領」の図2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
14	高圧ケーブル	絶縁低下	⑬	事故時雰囲気内で機能要求がある高圧ケーブルの絶縁低下については、JNES 事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施された成果を今後反映していく旨、「高経年化への対応」に反映すること。(事故時雰囲気内で機能要求がある低圧ケーブル、同軸ケーブルも同様)	事故時雰囲気内で機能要求がある高圧ケーブルの絶縁低下については、JNES 事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施された成果を今後反映していく旨、技術評価書に追記した。(事故時雰囲気内で機能要求がある低圧ケーブル、同軸ケーブルも同様)
15	低圧ケーブル			代表ケーブルと製造メーカーの異なる難燃CVケーブル及びKGBケーブルの絶縁体の絶縁低下については、個別に健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	代表ケーブルと製造メーカーの異なる難燃CVケーブル及びKGBケーブルの絶縁体の絶縁低下については、個別に健全性を評価した結果を技術評価書に追記した。
16	同軸ケーブル		⑭	難燃一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブル及び一重同軸ケーブルの絶縁体の絶縁低下については、代表ケーブルと構造が異なるため、製造メーカーが異なるケーブルを含め、個別に健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	難燃一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブル及び一重同軸ケーブルの絶縁体の絶縁低下については、代表ケーブルと構造が異なるため、製造メーカーが異なるケーブルを含め、個別に健全性を評価した。なお、難燃一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブルについては、実機と同等のケーブルを用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。
17	接続部		⑮	事故時雰囲気内で機能要求がある直ジョイント接続の絶縁物等の絶縁低下については、長期健全性試験により健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	直ジョイント接続の絶縁物等の絶縁低下については、実機相当品によって評価を行った。なお、実機同等品を用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。

注) 審査項目欄の○番号は、2章「技術審査の要領」の図2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
18	計測装置	特性変化 絶縁低下	③	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器及び温度検出器等の特性変化または絶縁低下については、Oリングを含めて健全性を再評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映するか、もしくは点検時に確実にOリングが取り替えられる方策を立案し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器及び温度検出器等の特性変化または絶縁低下については、Oリングを含めて健全性を評価した旨、技術評価書に追記するとともに、点検時に確実にOリングが取り替えられるようマニュアルの指示文書に反映した。
19		導通不良	⑩	事故時雰囲気内で機能要求があるCSポンプ潤滑油ポンプ吐出流量検出器の導通不良については、長期健全性試験によって健全性を評価し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	CSポンプ潤滑油ポンプ吐出流量検出器の導通不良については、実機相当品による環境試験等によって評価を行った。なお、実機同等品を用いた長期健全性試験により再評価することを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。
20		特性変化	⑫	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器等の特性変化については、現時点においては、適切な取替を行うことが長期健全性を維持するための担保となっているため、取替基準を明確にし、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある圧力伝送器等の特性低下については、適切な取替を行うことが長期健全性を維持するための担保となっているため、マニュアルの指示文書で取替基準を明確にした。
21		絶縁低下	⑫	事故時雰囲気内で機能要求がある温度検出器の取替時期は、12サイクルに加えて最大15年間で取替が実施されることを取替基準で明確にし、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気内で機能要求がある温度検出器は、12サイクルに加えて最大15年間で取替を実施することをマニュアルの指示文書に反映し、取替基準を明確にした。
22	40年目の追加評価	絶縁低下	経年劣化傾向の評価	電気・計装品の絶縁低下の40年目の追加評価においては、ケーブル以外も含め、30年目と40年目の評価の比較等の記載の充実を図ること。	電気・計装品の絶縁低下の経年劣化傾向の評価において、ケーブル以外も含め、30年目と40年目の評価の比較等を技術評価書に追記した。

注) 審査項目欄の○番号は、2章「技術審査の要領」の図2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
23	40年目の追加評価	絶縁低下	長期保守管理方針の有効性評価	取替を実施した機器の長期保守管理方針の有効性評価は、当初に意図した効果を明確にするとともに、取替を行うことによってその効果が得られたか否かを明確にすること。	実機同等品による長期健全性試験で60年の健全性が評価されたケーブル等へ取替を実施した機器は、その長期保守管理方針で当初に意図した効果（長期健全性の確保）が得られたことを踏まえて有効性評価を行った旨、技術評価書を補正した。
24				同軸ケーブルの絶縁体の絶縁低下の長期保守管理方針の有効性評価について、記載の充実を図ること。	事故時動作要求のある同軸ケーブルの絶縁体の絶縁低下については、実機同等品による長期健全性試験で60年の健全性が評価された同軸ケーブルに取替を実施した旨、技術評価書を補正した。
25	原子炉圧力容器	応力腐食割れ (IGSCC & NiSCC)	⑪	ステンレス鋼使用部位において、SCC対策材への取替を実施した部位については、取替材質のSCC感受性低減効果の根拠を記載すること。	差圧検出・ほう酸水注入ノズルティー、再循環水出口ノズルセーフエンド、再循環水入口ノズルセーフエンド、ジェットポンプ計測管貫通部ノズル貫通部シール及び水位計装ノズルセーフエンドについては、研究成果を反映して、SUS316の炭素含有量を抑えることでSCC感受性を低減したステンレス鋼を使用した旨、技術評価書に追記した。
26				600系ニッケル基合金使用部位において、SCC対策材への取替を実施した部位については、取替材質のSCC感受性低減効果の根拠を記載すること。	水位計装ノズルについては、研究成果を反映して、Nbの添加量を高めることによりSCC感受性を低減したNCF600-Bを使用した旨、技術評価書に追記した。
27	40年目の追加評価		長期保守管理方針の有効性評価	応力腐食割れの有効性評価には点検のみでなく、予防保全工事、取替等を行っていることも記載すること。	点検以外の予防保全工事や取替等を行っている旨、技術評価書に追記した。

注) 審査項目欄の○番号は、2章「技術審査の要領」の図2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
28	弁	その他事象	⑦	主蒸気隔離弁について、評価書に中部電力株式会社浜岡原子力発電所 3 号炉の当該弁との相違、過去の検査の状況等、ガイドリブの摩耗が発生しないとする根拠について記載すること。	福島第一 1 号炉の主蒸気隔離弁は、浜岡 3 号機の一体型の弁体と異なり、弁体と上部ガイドが分割されており、流体により発生する振動は小さいと判断され、また、過去の点検においても有意な摩耗は認められていない旨、技術評価書に追記した。
29	40 年目の追加評価	その他事象	長期保守管理方針の有効性評価	非常用ディーゼル発電機関の排気伸縮継手の疲労割れに関する長期保守管理方針の有効性評価の記載については、点検結果に基づく評価内容に修正すること。	非常用ディーゼル発電機の排気伸縮継手の長期保守管理方針に基づく点検の結果、外的要因による保温板金の破損箇所から塩化物が雨水とともに流入したことによる腐食があり、1 箇所の取替を行っているが、この点を含めた長期保守管理方針の有効性評価を行い、技術評価書を補正した。
30	熱交換器	耐震安全性	⑱	熱交換器及び容器の粒界型応力腐食割れの評価において、周方向貫通き裂長さの計算に軸方向応力を用いて耐震安全性評価を行うこと。	熱交換器及び容器の粒界型応力腐食割れの評価において、軸方向応力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づいて再評価を行った結果、耐震安全性に問題がないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。
31	容器			水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れにおいて、通常運転時圧力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づいて耐震安全性評価を行うこと。	水位計装ノズルの粒界型応力腐食割れにおいて、通常運転時圧力を用いて算出した周方向貫通き裂長さに基づく再評価では、耐震安全性を満足しない結果となった。 第二段階評価として内面に初期欠陥を想定して評価期間 5.1EFPY（ノズル取替後の定格負荷相当年数）に対するき裂進展評価を実施し、発生応力が弾塑性破壊力学的評価法から得られた許容応力を下回ることから耐震安全性は確保できることを確認し、その旨、技術評価書を補正した。また、評価期間（5.1EFPY）に達する前にサポート追設等を含めた再評価を実施し、必要に応じて対策を行うことを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。

注) 審査項目欄の○番号は、2 章「技術審査の要領」の図 2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	審査項目	指摘事項	原子炉設置者の対応結果
32	配管	耐震安全性	⑰	原子炉設置者の配管減肉に関する耐震安全性評価は耐震補強工事を行った状態を仮定して実施しているため、最終的に確定したサポート追設等の工事の具体的仕様に基づいて耐震安全性評価を行うこと。	配管減肉に関するサポート追設等の耐震補強工事を行った配管について、最終的に確定した仕様に基づいて再評価した。各系統ラインの通常運転時の流れの有無を確認し、減肉範囲を見直した配管についても適切な減肉範囲を想定して再評価した。この結果、耐震安全性に問題がないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。
33				配管減肉の評価条件において、各系統ラインの通常運転時の流れの有無を考慮した適切な減肉範囲を想定して耐震安全性評価を行うこと。	
34	炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れの評価において、シュラウド取替後の周方向溶接部での照射量等、評価条件の根拠を明確にしたうえで耐震安全性の評価を行うこと。			炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れの評価において、シュラウド取替後の周方向溶接部に想定した初期欠陥サイズ、評価期間、き裂進展速度、照射量及び残留応力分布に関する評価条件の根拠を明確にしたうえで再評価した結果、耐震安全性に問題のないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。	
35	炉内構造物			上部格子板グリッドプレートの照射誘起型応力腐食割れの評価において、照射誘起型応力腐食割れのき裂進展の考え方を明確にしたうえで耐震安全性の評価を行うこと。	上部格子板グリッドプレートの照射誘起型応力腐食割れの評価において、切り欠き部に想定した初期欠陥からの運転開始後 50 年時点のき裂進展の考え方を明確にして再評価した結果、耐震安全性に問題ないことを確認し、その旨、技術評価書に追記した。 また、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視点検を実施し、照射誘起型応力腐食割れのき裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行うことを長期保守管理方針にする旨、技術評価書を補正した。

注) 審査項目欄の○番号は、2章「技術審査の要領」の図2-1「標準審査フロー(標準審査要領より)」に示されている○番号を表す。

## 40年目の長期保守管理方針

番号	長期保守管理方針	実施時期
1	原子炉压力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
2	気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。 *：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴、管板、水室） 気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴、管板） 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管	短期
3	原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。	中長期
4	気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面の腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。	中長期
5	可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管）の腐食については、肉厚測定を実施する。	短期
6	肉厚測定による実機測定データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*については、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、今後の減肉進展の実測データ値を反映した耐震安全性評価を実施する。 *：給水系、原子炉冷却材浄化系、非常用復水器系（蒸気部）、タービンランド蒸気系、復水系、給水加熱器ベント系	短期 (終了は中長期)
7	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、福島第一1号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す場合に調査を実施する。	中長期
8	機器付基礎ボルト等*の腐食については、福島第一1号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す場合に調査を実施する。 *：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部、コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部）	中長期

注) 実施時期における短期とは平成23年3月26日からの5年間、中長期とは平成23年3月26日からの10年間をいう。

番号	長期保守管理方針	実施時期
9	<p>事故時雰囲気内において機能が要求される低圧ポンプモータ*の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>*：格納容器スプレイ冷却系ポンプモータ（固定子コイル、口出線・接続部品）</p>	中長期
10	<p>事故時雰囲気内において機能が要求される難燃CVケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、実機と同一のケーブルを用いて、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を考慮した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。</p> <p>*：難燃CVケーブル 難燃一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル</p>	中長期
11	<p>事故時雰囲気内において機能が要求される端子台等*の絶縁物の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>*：端子台接続（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂、ポリフェニレンエーテル樹脂） 直ジョイント接続（絶縁物：架橋ポリオレフィン） 同軸コネクタ接続（絶縁物：テフロン、ポリエーテルエーテルケトン樹脂）</p>	中長期
12	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*<sup>1</sup>の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）等*<sup>2</sup>の絶縁特性低下については、事故時雰囲気内において機能が要求される場合、通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。</p> <p>*<sup>1</sup>：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうちSRM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式） *<sup>2</sup>：計測装置のうち温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式） 計測装置のうち回転数検出器</p>	中長期

注) 実施時期における短期とは平成23年3月26日からの5年間、中長期とは平成23年3月26日からの10年間をいう。

番号	長期保守管理方針	実施時期
13	事故時雰囲気内において機能が要求される流量検出器の導通不良については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。	短期
14	事故時雰囲気内において機能が要求される電動弁用駆動部*の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を行うこととし、その評価手順については、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を活用していく。 *：原子炉格納容器外の絶縁物がポリエステル製の電動（交流／直流）弁用駆動部及び絶縁物がポリアミドイミド製の電動（直流）弁用駆動部（固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）	中長期
15	水位計装ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れの耐震安全性評価については、評価期間（5.1EFPY）に達する前にサポート追設等を含めた再評価を実施し、必要に応じて対策を行う。	短期
16	上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、グリッドプレートのき裂の検出精度を高めた目視点検を実施する。さらに、照射誘起型応力腐食割れのき裂発生・進展に関する新たな知見が得られた場合は、耐震安全性の再評価を実施し、その結果に応じて点検内容の見直しを含め適切な対応を行う。	中長期

注）実施時期における短期とは平成 23 年 3 月 26 日からの 5 年間、中長期とは平成 23 年 3 月 26 日からの 10 年間をいう。