

平成22年6月28日
経済産業省

関西電力株式会社美浜発電所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認可について

本日、原子力安全・保安院は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(「実用炉規則」)第11条の2の規定に基づき実施された美浜発電所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」)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別添のとおり報告します。

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21年11月5日、関西電力株式会社より「美浜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、美浜発電所1号炉が平成22年11月28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、美浜発電所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」: 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2月4日から5日にかけて、美浜発電所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つつ、5回にわたり高経年化技術評価WGにおいて専門的意見を聴取し、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す。

4. 新検査制度の下、認可を行った美浜発電所1号炉長期保守管理方針(保安規定)に基づく具体的な保全対策については、保全サイクル毎に、事業者から届け出がなされる保全計画に反映され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、定期安全管理審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、米山

電話: 03 - 3501 - 1511(内線 4871~5)

03 - 3501 - 9547(直通)

関西電力株式会社美浜発電所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22年6月28日
原子力安全・保安院

1. 審査経緯

原子炉等規制法35条第1項及び実用炉規則11条の2第2項に基づき策定された美浜発電所1号炉長期保守管理方針について、同法37条第1項及び同規則16条第1項20号の規定に基づき、平成21年11月5日付けで関西電力(株)より保安規定の変更認可申請（平成22年5月13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16条2項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68条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^{*1}への適合性について高経年化対策標準審査要領^{*2}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^{*3}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」^{*4}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。 *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。 *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集、最新の技術的知見等をJNSE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、美浜発電所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 22 年 5 月 13 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 22 年 6 月 23 日付けをもって、これら補正書の内容を含めた J N E S 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、関西電力㈱から申請のあった美浜発電所 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 1 項に基づく認可を行った。

以上

- ・添付資料 関西電力株式会社美浜発電所 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 22 年 6 月 23 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・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 センター長

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21年12月17日	経済産業省
平成22年 3月 4日	経済産業省
平成22年 4月30日	経済産業省
平成22年 5月17日	経済産業省
平成22年 6月18日	経済産業省

関西電力株式会社美浜発電所 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 22 年 6 月 28 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、関西電力株式会社美浜発電所 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 21 年 11 月 5 日に、関西電力株式会社より「美浜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、関西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、美浜発電所 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 2 月 4 日から平成 22 年 2 月 5 日

関西電力株式会社美浜発電所 1 号炉（福井県美浜町）

(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。検査結果をふまえて、美浜発電所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。

高経年化対策検討に基づく長期保守管理方針

	保守管理の項目	実施時期 ¹
1	蒸気発生器の伝熱管のスケール付着については、伝熱性能の傾向監視結果に基づき、スケール除去の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期
2	三重同軸型電気ペネトレーション及び代表機器と製造メーカーが異なるピッグテイル型電気ペネトレーションのポッティング材及び外部リードの絶縁低下については、実機同等品による再評価を実施する。	中長期
3	炉内構造物の制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗については、火力原子力発電技術協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には目視検査の実施計画を策定する。	中長期
4	炉内構造物のパッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づく超音波探傷検査の実施の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期
5	事故時雰囲気内で機能要求のあるKAケーブル、難燃PHケーブル及び難燃三重同軸ケーブルの絶縁体及び内部シースの絶縁低下については、製造メーカーの実機調査を行い、その調査結果に基づき、取替を実施する。	短期
6	耐熱コンクリートの強度低下については、定期的に行っているキャビティシール据付時の隙間計測結果を用いて、耐熱コンクリートの変形を傾向監視する。	中長期
7	格納容器循環ファンモータの固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下については、モータの取替を実施する。	短期
8	スタッドボルト等*の大気接触部の全面腐食については、美浜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。 *：スタッドボルト テーパボルト及びシールド（メカニカルアンカ） アンカボルト（ケミカルアンカ）	中長期
9	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、美浜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
10	タービン発電機の固定子コイル及び固定子相リードの絶縁低下については、固定子コイルの巻替を実施する。	短期
11	主変圧器のコイルの絶縁低下については、主変圧器の取替を実施する。	短期

1：実施時期における、短期とは平成22年11月28日からの5年間、中長期とは平成22年11月28日からの10年間をいう。

美浜発電所 1号炉 高経年化技術評価書等に対する指摘事項等一覧

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	対応結果
1	実施体制	実施体制等	高経年化技術評価を実施する部門(高経年化部門)と、実際に保全を実施する部門(保全部門)との連携については、高経年化部門が策定した技術評価書案について、発電所の保全部門のレビューを受けることにより連携が確保されるようになっているが、一部に連携が確保されていない事例を確認した。 かかる原因を確認すると共に、対策を技術評価全体に反映させて見直すこと。	原子炉設置者は、いつの時点までの実機状態を技術評価に反映するのかを、高経年化部門が作成する手順書に明記し、保全部門と情報共有することにより対策することとした。
2	原子炉容器	低サイクル疲労	原子炉容器、蒸気発生器及び加圧器等、低合金鋼製容器内面の低サイクル疲労評価において、設計建設規格に基づく疲労評価部位であるがステンレス肉盛があるために環境疲労評価を行っていない部位について、ステンレス肉盛部を含めた環境疲労評価を行わなくてもよい根拠を明確にすること。	ステンレス肉盛の欠陥については有意な異常(はがれ、膨れ、変形、変色など)のないことを目視検査で確認しており、点検手法として適切であるとの判断により、ステンレス肉盛のある部位には母材の環境疲労評価を行わない旨を高経年化技術評価書に追記した。
3	加圧器	低サイクル疲労	加圧器サージ管台とセーフエンドの異材継手部については、接近性の問題で検査できておらず、採用例の少ない低合金鋼とステンレス鋼の直接溶接部であることから、今後の検査の可能性や代替措置について、対応を明確にすること。	加圧器サージ管台とセーフエンドの異材継手部の今後の検査予定を明らかにするとともに、その結果により必要に応じて代替措置を計画する旨を高経年化技術評価書を追記した。
4	原子炉容器	中性子照射脆化	原子炉圧力容器の関連温度の予測方法及び破壊靱性の温度移行量の予測方法については、JEAC4201-2007の方法によっているが、実機の運用・管理に用いている JEAC4201-2004 による予測を実施すること。	実機の運用・管理方法に合わせた原子炉圧力容器の関連温度の予測方法及び、破壊靱性の温度移行量の予測方法による評価を正として高経年化技術評価書に追記した。
5	炉内構造物 (BFB)	照射誘起型応力腐食割れ	バップルフォーマーボルトの照射誘起型応力腐食割れの健全性評価における運転開始後 60 年時点の損傷ボルト本数の予測を、最新知見を反映して実施しているが、その方法が維持規格に基づく評価法より適切である根拠を明らかにすること。	バップルフォーマーボルトの運転開始後 60 年時点の損傷ボルト本数の予測に用いた方法が、維持規格の予測法に反映されていない新しい研究成果に基づくものであり、より短時間で損傷する傾向を示していたため予測評価に用いたことを高経年化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	対応結果
6	弁	熱時効	ループ安全注入逆止弁の弁箱については、フェライト量を評価し熱時効の影響を評価すること。	保守的なフェライト量とき裂の存在を仮定して評価し不安定破壊しないことを確認したことを高経年化技術評価書に追記した。
7	電気ペネトレーション (容器)	絶縁低下	ピッグテイル型電気ペネトレーションの絶縁低下について、耐環境試験が実施されたものについては、その旨を明記して評価するとともに、製造メーカーが異なるものについては評価を見直し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。(代表機器以外の電気ペネトレーションについても同様)	ピッグテイル型電気ペネトレーションの実機同等品で長期健全性試験を行った結果を明記するとともに、製造メーカーの異なるピッグテイル型電気ペネトレーションと三重同軸型電気ペネトレーションは実機相当品による耐環境試験結果により健全性を評価しているため、実機同等品により再評価する旨高経年化技術評価書を修正した。 長期保守管理方針については、実機同等品により再評価する対象を明記した。
8	電動装置 (弁)	絶縁低下	弁電動装置の絶縁低下について、現在実施中の国プロ「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。(ケーブル接続部、空調設備モータも同様)	現在実施中の国プロ「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ことを高経年化技術評価書に追記した。
9	低圧 ケーブル	絶縁低下	低圧ケーブルの絶縁低下について、代表ケーブルと製造メーカーが異なるケーブルの健全性を長期健全性試験等によって評価するとともに、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気では機能要求のない当該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、絶縁低下の可能性は小さいとの判断を、絶縁低下の可能性が否定できないと改め、現状保全を継続する旨、高経年化技術評価書を補正した。 事故時雰囲気では機能要求のある当該ケーブルについては、代表ケーブルと製造メーカーが同じケーブルに取り替えることを長期保守管理方針としているので、長期保守管理方針の変更は行わなかった。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	対応結果
10	コンクリート構造物	強度低下	耐熱コンクリートについては、直接点検できないことから、供用期間 60 年を想定し荷重を考慮しても、耐熱コンクリートを含む支持構造物の構造健全性に問題ない根拠を明確にすること。 コンクリート構造物は、予測手法に加え直接監視を実施するのが基本であることから、耐熱コンクリートに対して、監視方法等を検討すること。	耐熱コンクリートの強度が長期供用時に維持されることを示す試験データなどの技術根拠とともに、耐熱コンクリートを含む支持構造物の健全性を監視するためにキャビテーシール据付時の隙間計測結果の傾向監視を位置づけることを高経年化技術評価書に追記した。 耐熱コンクリートを含む支持構造物の健全性を監視するために、キャビテーシール据付時の隙間計測結果の傾向監視を位置づけることを長期保守管理方針に追加した。
11	コンクリート構造物	強度低下	コンクリートの中性化に関して、屋内の劣化外力係数に 1.0 を採用するのが妥当であるとする根拠を具体的に説明すること。	屋内の二酸化炭素濃度の計測結果がある場合には、それを考慮して屋内の劣化外力係数を設定してコンクリートの中性化深さを評価し高経年化技術評価書を修正した。
12	コンクリート構造物	強度低下	コンクリートの塩分浸透に関して、気中帯の全ての計測データを考慮して評価すること。	コンクリートの塩分浸透については、気中帯の全ての計測データを用いて腐食減量を再評価した結果としてコンクリートの健全性に問題ない旨、高経年化技術評価書を修正した。
13	配管	耐震安全性	炭素鋼配管の減肉に対する耐震安全性評価は、第 2 4 回定期検査での炭素鋼からステンレス鋼への取替工事内容が反映されていない場合があることから、評価対象の材料と既往の工事記録との整合性を確認して実態に合った評価を行うこと。	第 24 回定期検査で第 2 抽気系統配管が炭素鋼からステンレス鋼に変更されていることを高経年化技術評価書に反映した。
14	熱交換器	耐震安全性	蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド(ステンレス鋼)の応力腐食割れに対する耐震安全性評価は、応力腐食割れの想定き裂と材質を考慮した許容限界を設定して具体的な評価を行うこと。	蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド(ステンレス鋼)の応力腐食割れに対する耐震安全性評価は、応力腐食割れの想定き裂と材質を考慮した許容限界を設定して具体的な評価を行った結果耐震安全上問題ない旨高経年化技術評価書を修正した。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	対応結果
15	炉内構築物	耐震安全性	バッフルフォーマボルトの照射誘起応力腐食割れと炉内計装シンプルチューブの磨耗に対する耐震安全性評価において、当該機器の耐震重要度はA _s ではなくAとしたうえで、制御棒挿入性に関連することから地震力を安全側にS ₂ としたことを明確にして評価結果を示すこと。	バッフルフォーマボルトの耐震重要度分類はAクラスだが、安全側にS ₂ による評価を実施したことを高経年化技術評価書に追記した。
16	経年劣化傾向の評価	40年目の追加評価	30年目の評価以降に発生した経年劣化に起因する事故・トラブルについて、分析評価を充実し、経年劣化事象に起因する事故・トラブル等の検討結果に反映すること。	30年目の評価以降に発生した経年劣化に起因する事故・トラブル9件の内6件について、30年目の高経年化技術評価の考察、40年目高経年化評価への反映事項などについて、分析評価を充実し、高経年化技術評価書を修正した。
17	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価	ステンレス鋼閉塞滞留配管の溶接部に追加的に超音波探傷検査を実施するとして30年目の長期保守管理方針に関して、追加的に実施された範囲と内容が具体的示されていないので明確にすること。また、超音波探傷検査を実施していない溶接線があるにもかかわらず長期保守管理方針が有効であったとしていることについて、超音波探傷検査を実施することにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。	ステンレス鋼閉塞滞留配管の溶接部に追加的に超音波探傷検査を実施するとして30年目の長期保守管理方針に関して、追加的に実施された関連部位の検査と予防保全の内容を具体的に記載するとともに、30年目の評価において対象とした範囲には304系ステンレス鋼が存在せず、316系ステンレス鋼の溶接線には維持規格に則って超音波探傷検査を実施していることから、意図した当該配管の健全性が得られ、長期保守管理方針が有効であった旨、高経年化技術評価書を修正した。
18	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価	蒸気加減弁の弁体ボルトの非破壊検査を行うとして30年目の長期保守管理方針に対して、ボルトを新しい材料に取り替えた技術根拠を明確にすること。また非破壊検査を行うことにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。	蒸気加減弁の弁体ボルトの取替え前後の材質とその効果を明確にするとともに、当初意図した当該ボルトの長期健全性の確保が取替えによって得られたことから長期保守管理方針として有効であった旨、高経年化技術評価書を修正した。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	対応結果
19	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価	1次冷却材ポンプ熱遮へい装置ハウジング、フランジの超音波探傷検査を行うとした30年目の長期保守管理方針に対して、旧品の超音波探傷検査を行わず新品に取替えたことが予防保全としてより有効であるとしていることに関し、超音波探傷検査を行うことにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。	1次冷却材ポンプ熱遮へい装置ハウジング、フランジの熱疲労割れに関して、予防保全策としてプラント運転開始から39年目に取替えを選択することにより、新しい熱遮へい装置ハウジング、フランジは60年の供用を想定しても経年劣化期間が取り替えられたものを上回らないことから、当初意図した長期健全性の確保が得られ、長期保守管理方針として有効であった旨、高経年化技術評価書を修正した。
20	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価	基礎ボルトの大气接触部の全面腐食の調査については、30年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40年目の長期保守管理方針は、調査が確実に行われるものとする。 また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。	40年目の長期保守管理方針においては、より確実に長期保守管理方針として実施するため、「美浜発電所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」する旨、高経年化技術評価書を修正した。 長期保守管理方針も同様に修正した。 機会がなかったことを確認し、組織体制の問題ではなかったと評価した。
21	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価	ケミカルアンカの樹脂の劣化の調査については、30年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40年目の長期保守管理方針は、調査が確実に行われるものとする。 また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。	40年目の長期保守管理方針においては、より確実に長期保守管理方針として実施するため、「美浜発電所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」する旨、高経年化技術評価書を補正した。 長期保守管理方針も同様に修正した。 機会がなかったことを確認し、組織体制の問題ではなかったと評価した。

関西電力株式会社美浜発電所 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 22 年 6 月 23 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	2
2.3 技術審査の過程	3
3 . 技術審査の結果	5
3.1 評価対象となる機器・構造物の抽出	5
3.2 運転経験、最新知見の評価への反映	6
3.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	7
3.4 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針	9
3.4.1 低サイクル疲労	9
3.4.2 中性子照射脆化	14
3.4.3 照射誘起型応力腐食割れ	18
3.4.4 2相ステンレス鋼の熱時効	21
3.4.5 電気・計装品の絶縁低下	24
3.4.6 コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下	35
3.4.7 応力腐食割れ（IASCCを除く）	42
3.4.8 配管減肉	45
3.4.9 その他の経年劣化事象	48
3.5 耐震安全性の技術評価結果と長期保守管理方針	51
3.5.1 技術評価結果	52
3.5.2 長期保守管理方針	65
3.6 40年目の追加評価の審査について	66
3.6.1 30年目の高経年化技術評価の検証	66
3.6.2 30年目の長期保守管理方針の有効性評価	71
4 . まとめ	80
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	81
別紙 2 40年目の長期保守管理方針	85

1. はじめに

関西電力株式会社（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 22 年 11 月で運転開始後 40 年目を迎える美浜発電所 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 21 年 11 月 5 日付けで同方針を含む美浜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 21 年 11 月 5 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 22 年 5 月 13 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」（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、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きたところであるが、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て、技術資料集の中の技術評価審査マニュアルを改訂した。本技術審査には、当機構のホームページで公開した改訂後の技術評価審査マニュアルを適用した。

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多作標準審査要領(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）
 - 原子炉压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）

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 ~ 、 ~ 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 ~ 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 ~ 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 ~ と ~②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。

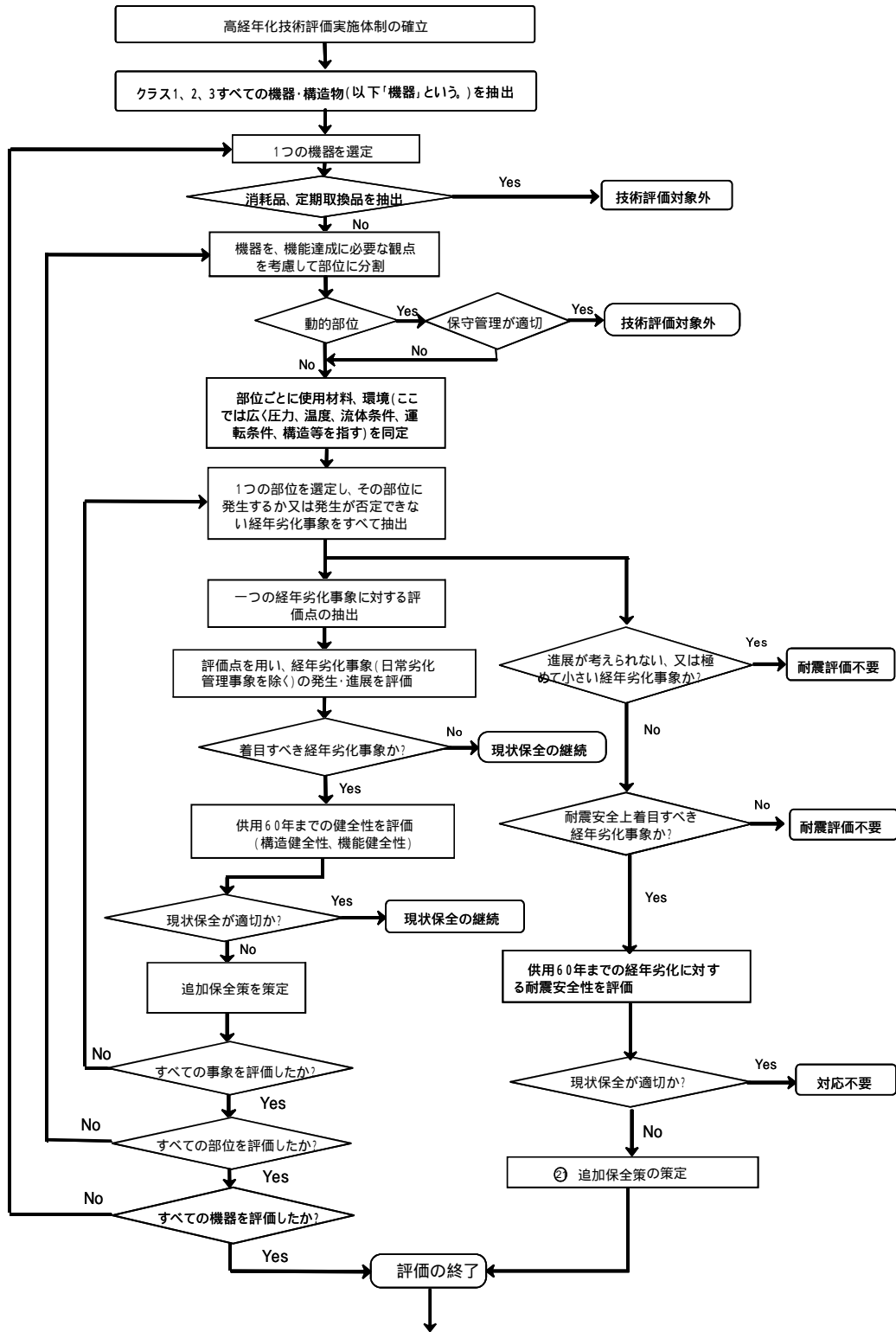
2.3 技術審査の過程

当機構は、平成 21 年 11 月 5 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 2 月 4 日から 5 日まで美浜発電所 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 22 年 5 月 13 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。美浜発電所 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 21 年 12 月 17 日	第 42 回	高経年化技術評価ワーキンググループ
平成 22 年 3 月 4 日	第 43 回	高経年化技術評価ワーキンググループ
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 5 月 17 日	第 45 回	高経年化技術評価ワーキンググループ
平成 22 年 6 月 18 日	第 46 回	高経年化技術評価ワーキンググループ



(長期保守管理方針の策定)

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」¹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²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、美浜発電所 1 号炉の保全対象システムリスト、システム機能整理表、システム機能識別図等を用いて漏れなく評価対象機器・構造物を抽出する手順を確認し、手順に従って機種別又は系統別に区分して抽出していることを確認した。

(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る部品であって設計時に取替えを前提とするもの、又は機器の分解点検等に伴い必然的に交換されるもの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ことを確認した。

(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。各機器個別の構造(型式等)、使用環境、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代表機器を選定し、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全ての機器について評価が実施されていることを確認した。なお、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が実施されていることを確認した。

(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。

¹ 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)

² 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。

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、美浜発電所 1 号炉の高経年化技術評価を実施するにあたり、30 年目の高経年化技術評価へ反映した運転経験に加え、美浜発電所 2, 3 号炉、高浜発電所 1, 2 号炉及び大飯発電所 1, 2 号炉を含む先行号炉の 30 年目の高経年化技術評価書を参考にするとともに、それ以降(2007 年 9 月～2009 年 7 月)の国内外の運転経験を分析し、高経年化に係る運転経験を技術評価に反映している。国内外の原子力発電プラントの運転経験に係る情報について、国内情報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、国外情報は、NRC(米国原子力規制委員会)の Bulletin³、Generic Letter⁴、及び Information Notice⁵の情報を対象としている。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)日本機械学会、(社)日本電気協会、及び(社)日本原子力学会等の規格・基準類等を対象にしている。

(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は、30 年時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期保守管理方針の意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これら結果を適切に反映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、現状保全及び追加保全により確実に履行されたか、また、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。

³ 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。

⁴ 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。

⁵ 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。

(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。

当機構は、原子炉設置者が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・基準等の最新情報を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。

原子炉設置者が、3.1項(3)で分割した部位単位で、機器設計仕様書、機器リスト、系統設計仕様書、及び取扱説明書等を用いて、使用材料及び環境（圧力、温度、構造、流体条件等）を同定していることを確認した。

(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 （社）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」の附属書A（規定）「経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理」の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。）により、想定される経年劣化事象を抽出し、さらに運転経験から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。

原子炉設置者が、第1段階において、美浜発電所1号炉におけるトラブル事例を反映するとともに、美浜発電所1号炉に固有な機器構造についても反映した上で、経年劣化メカニズムまとめ表を参照して劣化事象を抽出していることを確認した。なお、消耗品・定期取替品の経年劣化事象については対象外としている。

(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されているかを審査した。

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

(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。その他の抽出された経年劣化事象についてガイドラインは、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。

原子炉設置者が、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ことを確認した。

(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（以下「着目すべき経年劣化事象」という。）の抽出に当たっては、前記の手法で抽出した経年劣化事象から、下記のア)、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位置付けられていることを確認した。

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。

当機構は、原子炉設置者が以上の過程を経て、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を的確に抽出していると評価した。

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、比較的少ない回数であっても疲労き裂が発生するという現象である。低サイクル疲労によるき裂の発生を防止するために、原子炉容器等は、設計時に想定した評価期間に生じる起動や停止などの過渡により定められた設計応力サイクルに対して、疲労き裂が生じないように設計されている。

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21年11月5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。

- 原子炉容器、蒸気発生器及び加圧器等、低合金鋼製容器内面の低サイクル疲労評価において、設計建設規格に基づく疲労評価部位であるがステンレス鋼肉盛があるために環境疲労評価を行っていない部位について、ステンレス鋼肉盛部を含めた環境疲労評価を行わなくてもよい根拠を明確にすること。
- 加圧器サージ管台とセーフエンドの異材継手部については、接近性の問題で検査できず、採用例の少ない低合金鋼とステンレス鋼の直接溶接部であることから、今後の検査の可能性や代替措置について、対応を明確にすること。

・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成22年5月13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、そこで抽出された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。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

低サイクル疲労評価を行う機器の評価点は、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。例えば原子炉容器では、温度変化が大きい出入口管台、安全注入管台、蓋用管台、締め付け力が加わる上部胴フランジ及びスタッドボルト等を、加圧器ではスプレイ管台、サージ管台を選定した。その他の機器については、1次冷却材管、主給水配管、蒸気発生器給水管台、弁箱、再生クーラ等の疲れ累積係数が大きい部位を評価点とした。

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、追加的な評価点は抽出していない。

応力サイクルの評価

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2006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。

40年目評価では過去10年間の運転実績を反映して過渡回数の見直しを行った結果、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、負荷上昇（負荷上昇率5%/min）、負荷減少（負荷減少率5%/min）及び燃料交換の3ケースを除いて少なくなっている。これら3ケースの回数は30年目の評価より増加しているが、その要因は以下の通りである。すなわち、負荷上昇、負荷減少は主に運転中のステムフリー試験（蒸気負荷を変動させる試験）時に発生するが、30年目時点ではプラント運転実績を考慮して年平均過渡回数を6.9回/年としていたが、40年目の評価用過渡回数の設定ではプラントの稼働率上昇を考慮して13回/年としたためである。また、燃料交換についても、過去には、長期のプラント停止等により燃料交換回数が少なかったことに対して、近年では長期停止が少なくなり、約1回/年の燃料交換が行われていることを考慮して、30年目時点ではプラント運転実績に基づき、年間発生回数を0.7回/年としていたものを、40年目では1回/年と設定した。

健全性の評価

抽出された各評価点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に基づくで評価した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スタッドボルトで、0.399である。

評価点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に基づく評価を実施した。環境効果係数の算出方法として、弁箱では簡易評価法を、他の評価点ではすべて詳細評価法を用いた。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

数の大きいのは抽出水隔離弁弁箱の0.954である。

なお、加圧器サージ配管、加圧器スプレイ配管及び蒸気発生器給水入口管台の環境疲労評価においては、熱成層による発生応力を含めた解析結果である。

現状保全の評価

耐圧部に対しては、定期的に超音波探傷検査等を実施し、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点検を実施した。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。

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いが、今後とも実過渡回数に基づく疲労評価を定期的実施していく。

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、原子炉容器出入口管台、加圧器サージ用管台等、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、解析評価モデルの簡略モデルからより実機に近いモデルへの変更、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」により行っていたが40年目の評価では日本機械学会の設計・建設規格(JSME S NC1-2006)により行っている。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により行っていたが、40年目の評価では日本機械学会の環境疲労評価手法(JSME S NF1-2006)により行っている。また、30年目の評価では対象としていなかった弁の評価も40年目の評価では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」により行っている。

以上のように40年目の評価では各々最新の規格・標準類を用いた評価を行っており、40年目の評価として妥当と判断した。なお、弁の環境中の疲れ累積係数の最大で0.954となっており、容器や配管のそれより相対的に大きい。これは前記の環境疲労評価手法のうちより保守的な簡易評価法により評価し、疲れ累積係数が1以下であることを確認しているためである。

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とするは妥当であると判断した。

表 3.4-1 低サイクル疲労に関する健全性評価結果(その1)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲れ累積係数)			追加 保全策
		設計評価 ²⁾	環境中評価 ³⁾	備考	
原子炉 容器	入口管台	0.033	0.000	設計評価点はステンレス肉盛部であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	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いが、実過渡回数に基づく疲労評価を定期的 に実施して いく。
	出口管台	0.038	0.001		
	安全注入管台	0.042	0.018		
	蓋用管台	0.041	0.001	設計評価点は気中であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
	炉内計装筒	0.131	0.001		
	上部蓋、上部フランジ	0.008	-	非接液部	
	下部胴・下部鏡接続部	0.003	-		
	炉心支持金物	0.004	0.000	設計評価点はステンレス肉盛部であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
	容器支持金物取付部	0.010	-	非接液部	
スタッドボルト	0.399	-			
加圧器	スプレイライン用管台	0.097	0.407	設計評価点はステンレス肉盛部であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
	サージ用管台	0.070	0.402		
配管	余熱除去系統出口配管 (MCP 高温出口管台～ RHR ポンプ入口弁)	0.006	0.111		
	余熱除去系統出口配管 (RHR ポンプ入口弁～格 納容器貫通部)	0.006	0.031		
	主給水系統配管	0.023	0.095		
	1次冷却材管 (ホットレグ)	0.001	0.002		
	1次冷却材管 (クロスオーバーレグ)	0.008	0.070		
	1次冷却材管 (コールドレグ)	0.001	0.001		
	1次冷却材管 (加圧器サージライン用管台)	0.059	0.308		
	1次冷却材管 (安全注入系ライン用管台)	0.006	0.017		
	1次冷却材管 (充てんライン用管台)	0.003	0.021		
	加圧器サージ配管	0.008	0.043	環境中評価は熱成層による発生 応力を含めた解析結果である。	
	加圧器スプレ配管	0.017	0.018		

表 3.4-1 低サイクル疲労に関する健全性評価結果(その2)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲れ累積係数)			追加 保全策
		設計評価 ²⁾	環境中評価 ³⁾	備考	
弁	余熱除去系入口第一弁弁箱	0.003	0.062		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いが、実過渡回数に基づく疲労評価を定期的に行っていく。
	抽出水隔離弁弁箱	0.114	0.954		
	ループ安全注入逆止弁弁箱	0.108	0.836		
	ループ充てんライン逆止弁弁箱	0.040	0.479		
ポンプ	余熱除去ポンプケーシング	0.199	0.014	設計評価点は気中であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
	1次冷却材ポンプケーシング脚部	0.084	0.046	設計評価点は気中であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
	1次冷却材ポンプケーシング吐出ノズル	0.010	0.024	設計評価点は気中であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
	1次冷却材ポンプケーシング吸込ノズル	0.003	0.038		
熱交換器	再生クーラ管板	0.115	0.881		
	余熱除去クーラ管板	0.045	0.059		
	蒸気発生器管板廻り	0.247	0.068	設計評価点はニッケル基合金肉盛部であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
	蒸気発生器給水入口管台	0.142	0.091	設計評価点は気中であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。 環境中評価は熱成層による発生応力を含めた解析結果である。	
炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.003	0.025		
	上部炉心支持柱	0.001	0.001		
	下部炉心支持板	0.001	0.006		
	炉心そう	0.0 ⁴⁾	0.0 ⁴⁾	発生応力は設計疲労線図の10 ⁶ 回における繰返しピーク応力強さ未滿。	
ベローズ	原子炉格納容器主蒸気管貫通部	0.018	-		
	原子炉格納容器主給水管貫通部	0.015	-		

1) 60年供用仮定時の各過渡条件の繰返し回数は、運転実績に基づく2006年度末時点の過渡回数を用いて、今後とも同様な運転を続けたと仮定して推定した。

未取替機器：60年時点過渡回数 = 運開後実績過渡回数 + (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(蓋用管台、上部蓋、スタッドボルト、蒸気発生器)：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) 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に基づいて評価した。

3) 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に基づいて評価した。高温水に接液している評価点を対象として、評価方法は、弁では簡易法、他は詳細評価法にて評価した。

4) 発生応力が設計疲労線図の10⁶回における繰返しピーク応力強さより低い場合の疲れ累積係数を「0.0」と表記した。

3.4.2 中性子照射脆化

中性子照射脆化は、核分裂により生成される高速中性子により長期間にわたり原子炉容器が照射されたとき、その靱性が徐々に低下する現象である。原子炉容器材料の破壊靱性は、低温では小さく、遷移温度域で破壊靱性が増加し、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、また原子炉容器に対する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 21 年 11 月 5 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。

- 原子炉容器の関連温度の予測方法及び破壊靱性の温度移行量の予測方法については、JEAC4201-2007 の方法によっているが、実機の運用・管理に用いている JEAC4201-2004 による予測を実施すること。

・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 22 年 5 月 13 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、そこで抽出された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。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

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容器炉心領域の胴部であり、60 年の供用期間を仮定した原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さでの最大照射量は $2.89 \times 10^{19}n/cm^2$ ($E>1MeV$) 程度である。

脆化実績評価

監視試験の実績を表 3.4-2 に示す。

a. 監視試験の実績

現在までに 4 セットの監視試験片を取り出して監視試験を行った。

b. 関連温度上昇傾向

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 4 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。

また、加圧熱衝撃事象に関しては、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）の加圧熱衝撃評価手法により評価した。

c. 上部棚吸収エネルギーの低下傾向

上部棚吸収エネルギー（以下「USE」という）の低下傾向についても、第 4 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。

健全性予測評価

a. 関連温度上昇傾向

原子炉容器胴部の中性子照射脆化による関連温度上昇量は、母材よりも溶接金属の方が高くなり、60 年時点での溶接金属の関連温度予測値は 101 である。これらの結果は、マージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な脆化は認められないと評価した。

また、関連温度の上昇に対しては、JEAC4206-2007 の加圧熱衝撃評価手法に基づいて評価しており、 K_{Ic} 下限包絡曲線と PTS 状態遷移曲線を比較すると、 $K_{Ic} > K_I$ となり、脆性破壊は起こらないと評価した。遷移温度域での健全性については、JEAC4206-2007 に基づいて、関連温度の上昇を考慮して最低使用温度及び温度圧力の管理を実施した。温度圧力制限は大きな欠陥を想定して定めているが、これまでの供用期間中検査では有意な欠陥が存在しないことを確認している。最低使用温度及び温度圧力管理を適切に実施するとともに、検査により有意な欠陥が存在しないことを確認することによって、長期的な健全性の確保が可能であると評価した。

b. 上部棚温度域での健全性評価

上部棚温度域での健全性については、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おり健全性が維持されるとした。原子炉設置者は、JEAC4201-2007 の国内 USE 予測式に基づき、60 年の供用期間を仮定しても USE は 68J 以上であると評価した。

現状保全の評価

美浜発電所 1 号炉は、6 体の監視試験カプセルが入っており、現在までに 4 体のカプセルを取り出し、脆化予測を行った。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。

運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容する温度・圧力の範囲および、漏えい試験は、JEAC4206-2007 等に基づく最低使用温度及び温度圧力制限を踏まえて実施し、また、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。

追加保全策の策定

美浜発電所 1 号炉では、追加保全として行われる保全はない。

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。

評価点の抽出については、中性子照射量分布解析に基づいて、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は胴板とその溶接部のみであることを確認した。

監視試験結果の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 4 回目の監視試験で得られた関連温度は、当時のマージンを考慮に入れた予測線よりも低い値であった。原子炉設置者は第 4 回目の監視試験結果も含めて関連温度の予測線を JEAC4201-2004 によって再設定しており、その結果 60 年時点の関連温度予測値が 101 となった。再設定した予測線により以後の運転管理を行うとともに、加圧熱衝撃評価を行っている。

なお、原子炉設置者が行った第 4 回目の監視試験結果を含めた予測線の再設定後に、JEAC4201-2007 が発行され、国内脆化予測法が変更されたため、JEAC4201-2007 に基づく予測評価も実施している。関連温度については JEAC4201-2004 による予測は JEAC4201-2007 による予測よりも高い温度であった。当機構は、実機の運転管理が JEAC4201-2004 に基づいて行われていること、次回監視試験を実施するまで予測線を見直す予定がないことを確認した。USE の低下については、JEAC4201-2007 の国内 USE 予測式に基づいて評価し、運転開始後 60 年時点の USE 予測値は 68 J 以上であることを確認した。以上により、最新知見に照らして中性子照射脆化に関しては健全性が維持されていると評価した。

現状保全については、定期的に超音波探傷検査が実施されており、有意な欠陥指示が記録されていないことを確認した。また今後 JEAC4201-2007 に基づき監視試験を行う方針を確認した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った原子炉容器の中性子照射脆化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、中性子照射脆化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。

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	Mn	C
母材 B3702-1 ^{*1}	0.14	0.010	0.68	0.11	1.27	0.24
母材 B3702-2 ^{*1}	0.20	0.011	0.59	0.16	1.43	0.21
母材 B3702-3 ^{*1}	0.20	0.010	0.67	0.14	1.43	0.21
溶接金属	0.19	0.012	1.08	0.19	0.16	0.11

監視試験の結果

回数	部位	中性子照射量 (E>1MeV)	関連温度 ()	USE (J)
初期	母材 B3702-1 ^{*1}	0	-23	140 ^{*2}
	母材 B3702-2 ^{*1}		-1	147 ^{*2}
	母材 B3702-3 ^{*1}		-11	139 ^{*2}
	溶接金属		-50	133
1回	母材 B3702-1 ^{*1}	0.6 × 10 ¹⁹ n/cm ²	17	120 ^{*2}
	母材 B3702-2 ^{*1}		45	118 ^{*2}
	母材 B3702-3 ^{*1}		37	119 ^{*2}
	溶接金属		54	93
2回	母材 B3702-1 ^{*1}	1.2 × 10 ¹⁹ n/cm ²	22	118 ^{*2}
	母材 B3702-2 ^{*1}		51	116 ^{*2}
	母材 B3702-3 ^{*1}		49	121 ^{*2}
	溶接金属		64	83
3回	母材 B3702-1 ^{*1}	2.1 × 10 ¹⁹ n/cm ²	32	121 ^{*2}
	母材 B3702-2 ^{*1}		71	109 ^{*2}
	母材 B3702-3 ^{*1}		66	122 ^{*2}
	溶接金属		76	83
4回	母材 B3702-1 ^{*1}	3.0 × 10 ¹⁹ n/cm ²	32	125 ^{*2}
	母材 B3702-2 ^{*1}		74	114 ^{*2}
	母材 B3702-3 ^{*1}		66	128 ^{*2}
	溶接金属		81	88

予測評価

評価時期	部位	中性子照射量 (E>1MeV)	関連温度 ()	USE (J)
第 23 回定期 検査時点 (2007 年度 ~ 2008 年度)	母材 B3702-1 ^{*1}	1.45 × 10 ¹⁹ n/cm ²	38	76 ^{*3}
	母材 B3702-2 ^{*1}		73	73 ^{*3}
	母材 B3702-3 ^{*1}		67	72 ^{*3}
	溶接金属		84	82
運転開始 60 年時点	母材 B3702-1 ^{*1}	2.89 × 10 ¹⁹ n/cm ²	47	72 ^{*3}
	母材 B3702-2 ^{*1}		85	69 ^{*3}
	母材 B3702-3 ^{*1}		80	68 ^{*3}
	溶接金属		101	74

*1: 母材のチャージ番号

*2: 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。

*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、高速中性子を多量に照射すると材料、環境、応力の3要素の重畳によりオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金等に発生する応力腐食割れの感受性が高まるとされる現象である。

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・進展評価を行い、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21年11月5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・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。

- バッフルフォーマーボルトの照射誘起型応力腐食割れの健全性評価における運転開始後60年時点の損傷ボルト本数の予測を、最新知見を反映して実施しているが、その方法が維持規格に基づく評価法より適切である根拠を明らかにすること。

・高経年化技術評価の補正書

当機構は、平成22年5月13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、そこで抽出された追加保全策が長期保守管理方針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。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

高い中性子照射量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バッフルフォーマーボルト、バレルフォーマーボルト、炉心バッフル、炉心バッフル取付板、炉心そう、下部炉心板、下部燃料集合体案内ピン及び熱しゃへい体を評価点として抽出した。

なお、オーステナイト系ステンレス鋼製の制御棒被覆管においては、高照射領域は先端部のみであり、当該部位では応力が極めて小さく、また、美浜発電所2号炉での照射後試験の結果でも有意な応力腐食割れが認められていないことから評価点としていない。

健全性評価

抽出した各評価点について、中性子照射量、応力、温度条件及び海外での損傷事例を基に照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性について評価した。バッフルフォーマーボルト及びバレルフォーマーボルト以外については、バッフルフォーマーボルトを基準に、相対的な評価を行った。

運転開始後 60 年時点での中性子照射量は、いずれの評価点も照射誘起型応力腐食割れ感受性が発生するしきい値(1×10^{21} n/cm² (E>0.1MeV))を超えるが、下部炉心板、下部燃料集合体案内ピン及び熱しゃへい体については、バッフルフォーマーボルトに比べて、中性子照射量、応力及び温度条件が緩やかであるため発生可能性は小さいと判断した。また、炉心バッフル、炉心バッフル取付板及び炉心そうは、中性子照射量はバッフルフォーマーボルトと同等であるが、応力レベルが小さいので発生可能性は小さいと判断した。

評価上最も厳しいバッフルフォーマーボルトに対しては、第 11 回定期検査時(1990 年度)及び第 13 回定期検査時(1993 年度)に全数の超音波探傷検査を実施し、健全であることを確認した。ただし、運転の長期化を考慮すると照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できず、予防保全として、第 19 回定期検査時(2002 年度)に全数を SUS316CW の改良材に取替えた。また、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。)及び JNES 事業「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC) 評価技術調査研究」で得られた照射ステンレス鋼の PWR 一次系水質環境での定荷重応力腐食割れ試験結果を用いて、運転開始後 60 年時点の損傷ボルト本数の予測を行った結果、損傷ボルトは全体の 8%以下であり、維持規格の管理損傷ボルト数 20%を下回ることから、炉心の健全性に影響を与える可能性は低い。

バレルフォーマーボルトについては、運転開始後 60 年時点の中性子照射量が、全数の健全性が確認された時点のバッフルフォーマーボルトの中性子照射量以下であること、また、維持規格によると、バッフルフォーマーボルトに比べて十分余裕のある損傷予測結果になっていることから、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

現状保全の評価

炉内構造物については供用期間中検査時に水中テレビカメラによる目視点検を実施した。また、評価上最も厳しいバッフルフォーマーボルトに対して、第 11 回定期検査時(1990 年度)及び第 13 回定期検査時(1993 年度)に全数の超音波探傷検査を実施し、健全であることを確認した。さらに、予防保全として、第 19 回定期検査時(2002 年度)に全数取替を実施した。

追加保全策の策定

バッフルフォーマーボルトについて、健全性が合理的に確保されるように、維持規格に基づき、適切な時期に超音波探傷検査を実施することを検討する。

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 13 回定期検査時の検査記録により、全てのバッフルフォーマーボルトはその時点まで健全であったことを確認した。また、第 19 回定期検査時の工事記録により、全てのバッフルフォーマーボルトを取替えるとともに、取替時に材料を改善し、また首下の R 寸法とシャンク長さを増大する応力緩和策を実施していることを確認した。取替えにより 40 年目評価における 60 年時点の中性子照射量レベルは $6 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ となり、30 年目評価における 60 年時点の $1 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ より低下している。また、原子炉設置者は JNES の「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業で得られた試験結果を用いた最新の知見を反映した評価を行っている。これらの実績を前提として、当機構は第 19 回定期検査時に取替えたバッフルフォーマーボルトについて、審査マニュアルに従い維持規格に基づいて 60 年時点のボルト損傷率を評価した。その結果得られたボルト損傷率は、JNES 事業で得られた試験結果を用いて原子炉設置者が評価した 60 年時点のボルト損傷率 8%を下回っており、原子炉設置者の評価結果は、維持規格による評価に比べてより保守的であることを確認した。

なお、原子炉設置者が、照射誘起型応力腐食割れに対する健全性がバッフルフォーマーボルトで代表できるとしていることについて、炉心バッフルでは中性子照射量がバッフルフォーマーボルト(取替後の値)よりも大きい、炉心バッフルにはねじ部がないので局所的な高応力部を生じないこと、また、締結部は圧縮応力であることから照射誘起型応力腐食割れ発生可能性は小さいとしていることで妥当と判断した。

バッフルフォーマーボルトに対する高経年化への対応として、原子炉設置者は維持規格に基づき適切な時期に超音波探傷検査を実施することを検討するとしていることに関しては、維持規格によれば、取替後のバッフルフォーマーボルトの超音波探傷試験の試験時期は取替えまでに要した期間(運転時間)が経過するまでとされていることから、試験時期は運転開始後 50 年目以降である。したがって、適切な時期に超音波探傷検査を実施することを検討するとしていることは追加保全策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炉内構造物等の IASCC 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。

- 炉内構造物のバッフルフォーマーボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づく超音波探傷検査の実施の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。(実施時期:中長期、2020 年 11 月まで)

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、軽水炉の運転温度で熱時効により靱性が低下してゆく現象である。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21年11月5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。

- ループ安全注入逆止弁の弁箱については、フェライト量を評価し熱時効の影響を評価すること。

・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成22年5月13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、そこで抽出された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。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

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、1次冷却材管、1次冷却材ポンプ、弁類等がある。

これらの対象機器の内、1次冷却材管エルボと1次冷却材ポンプケーシングを評価点として抽出した。

弁類については、使用温度が約250以上と高いため、熱時効による材料特性変化を起こす可能性があるが、熱時効は材質変化に加え、欠陥が存在し、かつ高応力が存在する場合について検討が必要となるが、当該弁については厚肉に製造された規格品であり、また、分解点検時の目視確認で有意な割れは認められておらず、今後もこれらの傾向が

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した。

また、フェライト量が確認できないループ安全注入逆止弁以外の弁類については、フェライト量が小さく熱時効による経年劣化は軽微であると評価した。

健全性評価

1 次冷却材管エルボについて、弾塑性破壊力学を用いてき裂を想定して求めたき裂進展力(負荷系のJ積分;Japp)と、60年の供用期間を仮定して低下したき裂進展抵抗(Jmat)を比較して、構造安定性を評価した。初期き裂の想定、き裂進展、評価用貫通き裂のモデル化及びき裂進展力は、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格」JSME S NDI-2002(以下、「配管破損防護設計規格」という。)の評価手法を適用した。60年の供用期間を仮定したき裂進展抵抗は、国の研究「プラント長寿命化技術開発2相ステンレス鋼熱時効試験」(財団法人 発電設備技術検査協会 1987-1992)において開発された熱時効による靱性低下を予測するモデル(以下、「H3Tモデル」という。)により予測した。その結果、材料のき裂進展抵抗はき裂進展力を上回ることから、不安定破壊することはなく、健全性評価上問題とならないと判断した。

1次冷却材ポンプケーシングについては、フェライト量、使用温度、及び応力が1次冷却材管より小さいため、1次冷却材管の評価で代表される。

フェライト量が確認できないループ安全注入逆止弁については、表3.4-1低サイクル疲労に関する健全性評価結果(その2)において、環境中の疲れ累積係数が大きいことから、1次冷却材管エルボと同様の手法を用いて健全性評価を行い、応力が低く十分大きなフェライト量であっても、健全性評価上問題とならないことを確認した。

現状保全の評価

1次冷却材管エルボに対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定したき裂のないことを確認した。1次冷却材ポンプケーシングに対しては、定期的にケーシングと配管の溶接部の超音波探傷検査及びケーシング内面全体の目視検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認した。ループ安全注入逆止弁弁箱に対しては、定期的な分解点検時に弁内面の目視検査を実施し、有意な割れがないことを確認した。

追加保全策の策定

2相ステンレス鋼の熱時効については、高経年化の観点から、現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。

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、計算書や検査記録により技術評価の妥当性を確認した。

代表評価部位を1次冷却材管エルボとし、1次冷却材ポンプケーシングはその評価で代表されるとしている根拠について、熱時効条件、負荷ともに1次冷却材管エルボの方が厳しいことを確認し、1次冷却材管エルボの評価内容が妥当であることを確認した。

弁の弁箱については、材料証明書に基づいてフェライト量を評価し、フェライト量が小

さいことを確認できたものについては高経年化対策上重要な経年劣化事象ではないとの評価を妥当とした。フェライト量を確認できなかったループ安全注入逆止弁の弁箱については、保守的な仮定において健全性が評価され、現状保全により健全性が確認されていることを確認した。

これらの評価において想定している貫通き裂の大きさは、現状保全で行っている検査で確認することができる十分な大きさであり、想定貫通き裂部に設計最大荷重が負荷されても不安定破壊は起こさないと判断されることから、追加保全策を不要とし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 2 相ステンレス鋼の熱時効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、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)項の追加保全策と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(絶縁性)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における絶縁低下を考慮する必要があると記述している。

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 21 年 11 月 5 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。

- ピッグテイル型電気ペネトレーションの絶縁低下について、耐環境試験が実施されたものについては、その旨を明記して評価するとともに、製造メーカーが異なるものについては評価を見直し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。(代表機器以外の電気ペネトレーションについても同様)
- 弁電動装置の絶縁低下について、現在実施中の国プロ「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。(ケーブル接続部、空調設備モータも同様)
- 低圧ケーブルの絶縁低下について、代表ケーブルと製造メーカーが異なるケーブルの健全性を長期健全性試験等によって評価するとともに、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 22 年 5 月 13 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、そこで抽出された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。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

ケーブルごとに最も環境(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点として抽出した。

経年劣化事象の発生又は進展の評価

ケーブルの絶縁体の劣化については、有機物のシリコンゴム等であるため、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、絶縁低下を起こ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。

健全性の評価

通常運転中に受ける熱・放射線を加速付与するとともに、必要に応じて事故時雰囲気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 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。

この結果、一部の製造メーカーの難燃 PH ケーブル、KA ケーブル、難燃三重同軸ケーブルを除き、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ものは、事故時雰囲気を重ね合わせても 60 年間の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 PH ケーブルの長期健全性試験では、140 × 9 日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(60)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、放射線照射線量は、試験条件を 500 kGy とし、60 年間の通常運転期間中の線量約 174 kGy を包絡している。

なお、一部の製造メーカーの難燃 PH ケーブル、KA ケーブル、難燃三重同軸ケーブルについては、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、代表ケーブルの評価で代替した。

現状保全の評価

例えば、電力ケーブルに使用されている難燃 PH ケーブルでは、定期的に絶縁抵抗測定を行い、許容値以上であることを確認している。

追加保全策の策定

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に代表ケーブルの評価で代替した製造メーカーが異なる難燃PHケーブル、KAケーブル、難燃三重同軸ケーブルについては、40年に至る前の第25回定期検査時に代表ケーブルと製造メーカーが同じケーブルに取り替える。

また、全てのケーブルについて、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検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。

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、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、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22年1月29日付けで保安院に提出された「美浜発電所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」によって評価に用いられているケーブル使用条件の妥当性を確認した。

原子炉設置者は40年目の評価では製造メーカーの違いを考慮した評価を実施しており、また、ケーブル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。これらはJNESの「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」事業の成果を反映したものである。

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。

(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。

- 電気ペネトレーション（容器）

三重同軸型電気ペネトレーション及び代表機器と製造メーカーが異なるピッグテイル型電気ペネトレーションのポッティング材及び外部リードの絶縁低下については、実機同等品による再評価を実施する。（実施時期：中長期、2020年11月まで）

- ケーブル

事故時雰囲気内で機能要求のあるKAケーブル、難燃PHケーブル及び難燃三重同軸ケーブルの絶縁体及び内部シースの絶縁低下については、製造メーカーの実機調査を行い、その調査結果に基づき、取替を実施する。（実施時期：短期、2015年11月まで）

- ファンモータ（空調設備）

格納容器循環ファンモータの固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下については、モータの取替を実施する。（実施時期：短期、2015年11月まで）

当機構は、(1)項の追加保全策と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 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(1/8)

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)	ピッグテイル型電気ペネトレーション	ポッティング材・外部リード	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 125 × 10 日間は、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)の温度(49 :設計平均温度)に通電による温度上昇と若干の余裕を考慮した温度 65 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 2.0 MGy は、60 年間の通常運転期間中の線量(0.174 MGy)に事故時線量(0.366 MGy)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 190 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、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を維持できると評価した。</p> <p>なお、当該電気ペネトレーションと製造メーカーが異なるピッグテイル型電気ペネトレーションも使用しているが、実機相当品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後においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>また、代表機器以外の三重同軸型電気ペネトレーションについても、実機相当品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後においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>実機相当品の長期健全性試験結果に基づいて 60 年間の健全性が評価された、代表機器と製造メーカーが異なるピッグテイル型電気ペネトレーション及び三重同軸型電気ペネトレーションのポッティング材・外部リードの絶縁低下については、実機同等品による再評価を実施する。</p> <p>また、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の構築に関する検討が国プロジェクト「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」が実施されており、今後その成果の反映を検討していく。</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、健全性評価は妥当なものであると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。</p>
弁電動装置(弁)	A ループ余熱除去系入口第 1 弁電動装置	固定子コイル等	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 130 × 475 時間(固定子コイルのみ)及び 115 × 139 時間(電動装置全体)は、弁電動装置が設置されている場所(原子炉格納容器内)の温度(49 :設計平均温度)に余裕を考慮した温度 75 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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、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を維持できると評価した。</p>	<p>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の構築に関する検討が国プロジェクト「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」が実施されており、今後その成果の反映を検討していく。</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、健全性評価は妥当なものであると判断した。</p> <p>また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。</p>

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(2/8)

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	難燃高圧 CSHV ケーブル	絶縁体	長期健全性試験の加速熱劣化条件 150 × 15 日は、原子炉格納容器外の温度(40 : 設計平均温度)に通電による温度上昇と若干の余裕を考慮した温度 55 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 500kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 0.27 kGy を包絡し、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転においても絶縁性能を維持できると評価した。	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検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	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、健全性評価は妥当なものであると判断した。また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。
低圧ケーブル	K A ケーブル	絶縁体	長期健全性試験の加速熱劣化条件 200 × 9 日は、原子炉格納容器内の温度(49 : 設計平均温度)に通電による温度上昇と若干の余裕を考慮した温度 60 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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後においても絶縁性能を維持できると評価した。 なお、当該 K A ケーブルと製造メーカーが異なる K A ケーブルも使用しているが、実機相当品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後においても絶縁性能を維持できると評価した。	代表ケーブルの評価で代替した製造メーカーが異なる K A ケーブルについては、40 年に至る前の第 25 回定期検査時に代表ケーブルと製造メーカーが同じ難燃 P H ケーブルに取り替える。 また、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検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	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、健全性評価は妥当なものであると判断した。また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(3/8)

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PHケーブル	絶縁体	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 140 × 9 日は、原子炉格納容器内の温度(49 : 設計平均温度)に通電による温度上昇と若干の余裕を考慮した温度60 に対して60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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後においても絶縁性能を維持できると評価した。</p> <p>なお、当該難燃PHケーブルと製造メーカーが異なる難燃PHケーブルも使用しているが、一部の製造メーカーのケーブルは実機相当品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後においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>	<p>代表ケーブルの評価で代替した一部の製造メーカーが異なる難燃PHケーブルについては、40 年に至る前の第25 回定期検査時に代表ケーブルと製造メーカーが同じ難燃PHケーブルに取り替える。</p> <p>また、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検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。</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、健全性評価は妥当なものであると判断した。また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。</p>
	SHVVケーブル	絶縁体	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 135 × 14 日は、原子炉格納容器外の温度(40 : 設計平均温度)に通電による温度上昇と若干の余裕を考慮した温度60 に対して60 年の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 500kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 0.27 kGy を包絡し、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転においても絶縁性能を維持できると評価した。</p>		
	VVケーブル	絶縁体	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 105 × 16 日は、原子炉格納容器外の温度(40 : 設計平均温度)に若干の余裕を考慮した温度 45 に対して60 年の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 50kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 0.27 kGy を包絡し、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転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(4/8)

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	三重同軸ケーブル	絶縁体・内部シース	長期健全性試験の加速熱劣化条件 95 × 20 日は、原子炉格納容器内の温度(49 : 設計平均温度)に若干の余裕を考慮した温度 54 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、放射線照射量 500kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy を包絡し、この長期健全性試験結果に基づき、60 年間の通常運転においても絶縁性能を維持できると評価した。	代表ケーブルの評価で代替した製造メーカーが異なる難燃三重同軸ケーブルについては、40 年に至る前の第 25 回定期検査時に代表ケーブルと製造メーカーが同じ難燃三重同軸ケーブルに取り替える。 また、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検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	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、健全性評価は妥当なものであると判断した。 また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。
	難燃三重同軸ケーブル	絶縁体・内部シース	長期健全性試験の加速熱劣化条件 121 × 7 日は、原子炉格納容器内の温度(49 : 設計平均温度)に若干の余裕を考慮した温度 54 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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後においても絶縁性能を維持できると評価した。 なお、当該難燃三重同軸ケーブルと製造メーカーが異なる難燃三重同軸ケーブルも使用しているが、実機相当品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後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(5/8)

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	気密端子箱 接続	絶縁物等	長期健全性試験の加速熱劣化条件 121 ×7 日は、原子炉格納容器内の温度(49 :設計平均温度)に若干の余裕を考慮した温度 54 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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後においても絶縁性能を維持できると評価した。	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の構築に関する検討が国プロジェクト「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」が実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	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、健全性評価は妥当なものであると判断した。また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。
	直ジョイント	絶縁物等	長期健全性試験の加速熱劣化条件 121 ×7 日は、原子炉格納容器内の温度(49 :設計平均温度)に若干の余裕を考慮した温度 54 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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後においても絶縁性能を維持できると評価した。		
	原子炉格納容器 電動弁 コネクタ接続	絶縁物等	長期健全性試験の加速熱劣化条件 138 ×56 日は、原子炉格納容器内の温度(49 :設計平均温度)に若干の余裕を考慮した温度 54 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 350 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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後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(6/8)

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	三重同軸コネクタ接続	絶縁物等	長期健全性試験の加速熱劣化条件 121 × 7 日は、原子炉格納容器内の温度(49 : 設計平均温度)に若干の余裕を考慮した温度 54 に対して 60 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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後においても絶縁性能を維持できると評価した。	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の構築に関する検討が国プロジェクト「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」が実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	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、健全性評価は妥当なものであると判断した。また、健全性評価内容より追加保全策は妥当なものであると判断した。
ファンモータ	格納容器循環ファンモータ	固定子コイル等	長期健全性試験の加速熱劣化条件 180 × 585 時間(固定子コイル)、160 × 203 時間(口出線)は、実機の想定温度(固定子コイル: 運転時 93.5 、停止時 54 、口出線: 運転時 98 、停止時 54)に対して固定子コイルは 57 年の運転期間を、口出線は 40 年の運転期間を包絡し、また、通常運転時相当の放射線照射量 500 kGy(固定子コイル)、200 kGy(口出線)と事故時相当の放射線照射量 1500 kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 174 kGy 及び事故時線量 366 kGy を包絡し、さらに、設計想定事故時の温度を包絡する最大 190 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、40 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。	格納容器循環ファンモータは、40 年に至る前の第 25 回定期検査時にモータの取替を実施する。また、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の構築に関する検討が国プロジェクト「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」が実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(7/8)

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	
低圧ポンプモータ	充てんポンプモータ 海水ポンプモータ 格納容器冷却水ポンプモータ	固定子コイル等	ヒートサイクル試験によって得られた耐熱寿命のアレニウスプロットより評価した絶縁寿命と、設置経過年数による絶縁破壊電圧の低下傾向から評価した絶縁寿命より、当該ポンプモータの絶縁寿命は16年以上と評価した。	充てんポンプモータの固定子コイル等の絶縁低下について、現状の保全内容に追加すべき項目はない。	原子炉設置者が実施した評価過程または試験条件の妥当性を確認した結果、健全性評価は妥当なものであると判断した。また、現地調査で実施した、ポンプモータ及び保護リレーの取替計画、定期検査時に実施されている代表的な機器の試験要領等の確認の結果、追加保全策は妥当なものであると判断した。
電源設備	非常用ディーゼル発電機	回転子コイル等	また、定期的に絶縁抵抗測定等を行い、点検結果に基づき取替を行っている。		
		固定子コイル等	ヒートサイクル試験によって得られた耐熱寿命のアレニウスプロットより評価した絶縁寿命と、運転年数による絶縁破壊電圧の低下傾向から評価した絶縁寿命より、当該ポンプモータの絶縁寿命は18.5年以上と評価した。また、定期的に絶縁診断が行われ、その結果に基づき取替を計画する。		
電気設備	動力変圧器	コイル	熱劣化試験によって60年間の健全性を評価した。		
	メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ	計器用変流器及び計器用変圧器	計器用変流器及び計器用変圧器については、60年相当の課電劣化試験、熱サイクル試験によって絶縁性能を評価した。		
計測制御設備	非常用ディーゼル発電機制御盤	保護リレー	保護リレーについては、同種のサンプリング結果に基づき、コイル絶縁部の絶縁破壊電圧が判定基準に達するまでの期間を40年と評価した。なお、保護リレーは1988～1990年度に更新しているとともに、2015年度までに取り替える計画である。		
燃料取扱設備	燃料取換クレーン	変圧器	21年間使用した変圧器を用いた熱劣化試験によって60年間の健全性を評価した。		
	燃料移送装置				
電源設備	静止インバータ				

表 3.4-3 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(8/8)

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	
電気設備	メタルクラッド 開閉装置 パワーセンタ	バネ蓄勢用 モータ	使用温度に比べて十分余裕のある絶縁種の材料を使用している等から絶縁低下の可能性は小さいと考えられるものの、60年間の使用を想定すると絶縁低下が生じる可能性は否定できないが、定期的な絶縁抵抗測定等により絶縁低下は検知可能である。	メタルクラッド開閉装置のバネ蓄勢用モータ等の絶縁低下について、現状の保全内容に追加すべき項目はない。	現地調査で実施した、定期検査時に実施されている代表的な機器の試験要領等の確認の結果、健全性評価及び追加保全策は妥当なものであると判断した。
		計測制御 設備			
燃料取扱 設備	燃料取換 クレーン 燃料移送装置	電磁 ブレーキの 固定鉄心			
	燃料取換 クレーン	指速 発電機			

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。また、熱により放射線の遮へい能力が低下する。

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予測評価し、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 21 年 11 月 5 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、以下の指摘事項を抽出した。

- 耐熱コンクリートについては、直接点検できないことから、供用期間 60 年を想定し荷重を考慮しても、耐熱コンクリートを含む支持構造物の構造健全性に問題ない根拠を明確にすること。
- コンクリート構造物は、予測手法に加え直接監視を実施するのが基本であることから、耐熱コンクリートに対して、監視方法等を検討すること。
- コンクリートの中性化に関して、屋内の劣化外力係数に 1.0 を採用するのが妥当であるとする根拠を具体的に説明すること。
- コンクリートの塩分浸透に関して、気中帯の全ての計測データを考慮して評価すること。

・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 22 年 5 月 13 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、そこで抽出された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。

経年劣化事象に対する評価対象の抽出

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、本プラントにおける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評価対象を抽出した。

a. 強度低下

要因	評価対象
熱	原子炉建屋（内部コンクリート）
放射線照射	原子炉建屋（内部コンクリート）
中性化	内部コンクリート、外部遮へい壁、取水構造物
塩分浸透	取水構造物
機械振動	タービン建屋（タービン発電機架台） 原子炉補助建屋（非常用ディーゼル発電機基礎）

b. 遮へい能力低下

要因	評価対象
熱	原子炉建屋（内部コンクリート）

経年劣化事象の発生又は進展の評価

上記の評価対象としたコンクリートについて、経年劣化事象の発生又は進展に係る評価を実施した。

健全性の評価

コンクリートの経年劣化事象に関する技術評価結果のまとめを表 3.4-4 に示す。

a. 強度低下

(a) 熱

コンクリートの温度制限値は、日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」において、設計基準強度確保の観点から、長時間にわたるコンクリートの温度制限値として、一般部で 65、局部で 90 とされている。原子炉建屋の内部コンクリートのうち高温になるのは、原子炉容器支持構造物（以下、「RV サポート」という。）からの伝達熱の影響の大きい RV サポート下部である。RV サポート下部には、普通コンクリート部と耐熱コンクリート部があり、温度分布解析で最高温度を確認した。

普通コンクリートの最高温度は約 75 となるが、65 を上回る部分は局部的で、コンクリートの最高温度は温度制限値以下であり、熱による強度低下は問題ない。

耐熱コンクリートの最高温度は約 180 であるが、文献データや本プラントの耐熱コンクリートの調合条件を模擬した供試体の加熱実験結果から、180 の一定加熱(720 日間)とサイクル加熱(サイクル数 180 回)のいずれの場合も、初期に強度低下は生じるものの比較的短時間でほぼ収束し、設計基準強度を上回っている。また、加熱実験の結果から、耐熱コンクリートの弾性係数の低下を考慮した荷重による変形量は、問題とはならないほど小さい。さらに、耐熱コンクリートを含む支持構造物全体の構造健全性について問題ないことを確認した。

(b) 放射線照射

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 $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 程度以下、ガンマ線照射では $2.0 \times 10^{10} \text{rad}$ 以下であれば有意な強度低下が見られない。本プラントにおいて運転開始後 60 年時点の予想照射量を解析した結果、中性子照射量は、最大となる 1 次遮へい壁炉心側コンクリートにおいて

約 $3.7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、また、ガンマ線照射量は、最大となる 1 次遮へい壁炉心側コンクリートにおいて約 $1.5 \times 10^{10} \text{rad}$ であり、いずれも有意な強度低下が想定される照射量より少ないことから、コンクリートの強度低下への影響はない。

(c) 中性化

中性化の評価対象は、中性化の進行度合いに影響を及ぼす要因である塗装等のコンクリート表面仕上げの有無、二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度を考慮した森永式(中性化深さ予測式)の環境係数を基に抽出した。

その結果、屋内では環境条件の中性化に及ぼす影響度が比較的大きいと考えられる、内部コンクリートと外部遮へい壁(屋内面)が、屋外では仕上げが施されていない部位がある取水構造物を抽出した。

鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さは、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、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから 2cm 奥までとされている。

抽出した評価対象において鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さは、上記指針より内部コンクリート・屋内が 7cm(設計最小かぶり厚さ 5cm + 2cm)、外部遮へい壁・屋内が 6cm(設計最小かぶり厚さ 4cm + 2cm)、取水構造物が 5.75cm(設計最小かぶり厚さ 5.75cm)とした。

運転開始後 60 年時点の中性化深さを岸谷式、森永式、及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式で推定した結果、各建物・構築物の最大推定値は、内部コンクリート・屋内で 4.4cm、外部遮へい壁・屋内で 4.9cm、取水構造物で 3.7cm であった。これらの結果により、いずれの建物・構造物も鉄筋が腐食し始める時の中性化深さと比較して余裕がある。

(d) 塩分浸透

平成 18 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、気中帯 $34.2 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯 $1.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯 $6.5 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 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 $65.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯 $88.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯 $88.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$)を下回っている。

(e) 機械振動

平成 20 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 33.6N/mm^2 であり、設計基準強度 17.7N/mm^2 を上回っている。

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、機械の異常振動や定着部周辺コンクリート表面に有害なひび割れが発生するものと考えられるが、これまでの目視点検では、このようなひび割れ等がないことを確認している。

b. 遮へい能力低下

「コンクリート遮へい体設計基準」(R.G.Jaeger et. ECRS VOL.2)によれば、放射

線防護の観点から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 、ガンマ線遮へいで 177 である。1 次遮へい壁のうち最も高温となる RV サポート下部の普通コンクリートの温度は、温度分布解析の結果、最高でも約 75 と低い値であり、遮へい能力への影響はない。

現状保全の評価

- a. 普通コンクリートの強度低下については、定期的に屋内、屋外とも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、強度に支障をきたす可能性のあるような有害な欠陥がないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替え等の補修を実施している。

また、定期的に強度測定（非破壊試験等）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。さらに、RV サポート下部の普通コンクリートに設置されている冷却コイルについては定期検査時に適切な流量が確保されていることを確認している。なお、RV サポート部については、変形が発生していないことを確認する観点から、キャピティシール据付時の隙間計測を実施し、計測結果に有意な変化がないことを定期的に確認している。

- b. 遮へい能力低下については、定期検査時に目視点検を実施し、遮へい能力に支障をきたす可能性のあるひび割れ等の有害な欠陥がないことを確認しており、ひび割れ等については、目視点検で検知可能である。

追加保全策の策定

強度低下及び遮へい能力低下については、今後も現状の保全方法により健全性を確認する。耐熱コンクリートの強度低下については、現状、RV サポート部の変形監視の観点から、定期的実施しているキャピティシール据付時の隙間計測により、耐熱コンクリートに変形が生じていないこともあわせて傾向監視を行う。

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、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、ひび割れ状況の測定記録等により技術評価の妥当性を確認した。

普通コンクリートについては、破壊試験及び非破壊試験の結果、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。中性化深さ及び塩化物イオン濃度は、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、これらの原因でコンクリートにひび割れが生じないとの評価が妥当であることを確認した。

なお、30 年目より前の運転開始後 25 年に破壊試験を行った結果は、原子炉格納施設基礎等において平均圧縮強度が約 $33\text{N}/\text{mm}^2$ 、取水構造物で約 $30\text{N}/\text{mm}^2$ であった。運転開始後 38 年に破壊試験を行った結果は、原子炉格納施設基礎等において平均圧縮強度が約 $32.5 \sim 41.0\text{N}/\text{mm}^2$ 、取水構造物が約 $32.3\text{N}/\text{mm}^2$ であり、著しい変化は認められず、設計基準強度を上回っていた。また、取水構造物（気中帯）における鉄筋位置での塩化物イオン濃度による 60 年時点の鉄筋腐食減量を比べると、40 年目の予測値は 30 年目の予測値の約 1.5 倍に

なっているが、かぶりコンクリートにひび割れが発生する値より十分小さい値であることを確認した。さらに、60年時点の放射線照射量については、稼働率見直しにより30年目より僅かに増加している(3.6×10^{19} 3.7×10^{19} n/cm²)ものの、放射線照射量の制限値以下であることを確認した。機械振動については、タービン架台と非常用ディーゼル発電機基礎の目視点検記録を調査し、有害なひび割れが発生していないことを確認した。

耐熱コンクリートを含むRVサポート部については、評価に用いている温度分布の妥当性を確認するとともに、文献データや本プラントの耐熱コンクリートの調合条件を模擬した供試体の加熱実験結果に基づく評価は妥当であると判断した。さらに、周辺の普通コンクリートと鋼構造物をあわせて、RVサポート部が設計荷重に耐えられる構造であることを確認した。また、今後キャビティシール据付時に計測する隙間寸法の傾向監視を追加的に実施することは、RVサポート部に有意な変形が無いことを監視する上で有効な方法であると評価した。

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、以下の事項をコンクリートの強度低下に関する長期保守管理方針としている。

- 耐熱コンクリートの強度低下については、定期的に行っているキャビティシール据付時の隙間計測結果を用いて、耐熱コンクリートの変形を傾向監視する。(実施時期：中長期、2020年11月まで)

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 3.4-4 コンクリートの経年劣化事象に関する技術評価結果のまとめ (1/2)

原子炉設置者の評価				当機構の 確認内容
経年劣化 事象	評価対象 構造物・部位	健全性評価	追加保全策	
コンクリートの熱による強度低下	原子炉容器支持構造物の直下部コンクリート	温度分布解析の結果、普通コンクリート(局部)の最高温度は約 75 となり、温度制限値(局部 90)以下であるとしている。耐熱コンクリートの最高温度は約 180 となり、文献データ及び加熱実験結果より強度低下は認められないとしている。 また、耐熱コンクリートの荷重による変形量は、問題とならないほど小さく、周辺の普通コンクリートと鋼構造物をあわせて、設計荷重に耐えられる構造であるとしている。	R V サポート部の変形監視の観点から、定期的を実施しているキャビティシール据付時の隙間計測により、耐熱コンクリートに変形が生じていないこともあわせて傾向監視を行うとしている。	評価内容より、健全性評価及び追加保全策は妥当であると判断した。
コンクリートの放射線照射による強度低下	一次遮へい壁炉心側コンクリート	運転開始後 60 年時点で予想される中性子照射量は 1 次遮へい壁炉心側コンクリートで約 $3.7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、ガンマ線照射量は約 $1.5 \times 10^{10} \text{rad}$ で、Hilsdorf の文献中での有意な強度低下が見られる制限値(中性子照射量 $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 、ガンマ線照射量 $2.0 \times 10^{10} \text{rad}$) 以下であるとしている。	放射線照射によるコンクリートの強度低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないとしている。	評価内容より、健全性評価及び追加保全策は妥当であると判断した。
コンクリートの中性化による強度低下	内部コンクリート、外部遮へい壁(屋内面)取水構造物	運転開始後 60 年時点の中性化深さを岸谷式、森永式及び実測値に基づく \sqrt{t} 式で推定した結果、各建物・構築物の最大中性化深さは、いずれも鉄筋が腐食し始める中性化深さに至らないとしている。	中性化によるコンクリートの強度低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないとしている。	評価内容より、健全性評価及び追加保全策は妥当であると判断した。
コンクリートの塩分浸透による強度低下	取水構造物	気中帯、干満帯、海中帯の 3 部位で塩化物イオン濃度を測定し、森永式で運転開始後 60 年時点の腐食減量を評価した結果、かぶりコンクリートにひび割れが発生する腐食減量を下回るとしている。	塩分浸透によるコンクリートの強度低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないとしている。	評価内容より、健全性評価及び追加保全策は妥当であると判断した。

表 3.4-4 コンクリートの経年劣化事象に関する技術評価結果のまとめ (2/2)

原子炉設置者の評価				当機構の 確認内容
経年劣化 事象	評価対象 構造物・部位	健全性評価	追加保全策	
コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下	-	コンクリートに使用している粗骨材と細骨材について、1985年にモルタルバー法による反応性試験を実施し、反応性骨材ではないことを確認している。	-	健全性評価内容より、アルカリ骨材反応を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することは妥当であると判断した。
コンクリートの機械振動による強度低下	タービン架台、非常用ディーゼル発電機基礎	平成20年にタービン架台から採取した供試体の破壊試験を行った結果、平均圧縮強度は33.6 N/mm ² で設計基準強度17.7 N/mm ² を上回っている。また、機械の異常振動や定着部周辺コンクリートのひび割れにより確認できるとしている。	機械振動によるコンクリートの強度低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないとしている。	評価内容より、健全性評価及び追加保全策は妥当であると判断した。
コンクリートの熱による遮へい能力低下	1次遮へい壁	RVサポート下部の1次遮へい壁コンクリートの最高温度は、温度分布解析の結果、約75であり、温度制限値(中性子遮へいで88以下、ガンマ線遮へいで177以下)を下回っているとしている。	熱によるコンクリートの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対して追加すべき項目はないとしている。	評価内容より、健全性評価及び追加保全策は妥当であると判断した。
鉄骨の腐食による強度低下	原子炉補助建屋(鉄骨部) タービン建屋(上屋鉄骨部)	日本建築学会「建築物の耐久計画に関する考え方(1988)」にある、塗膜と鉄骨部材の耐用年数推定方法によると、最も耐用年数が短いと評価される部材の推定耐用年数は38年程度となる。定期的に目視点検を実施し、塗装の劣化等が認められた場合には、塗装の塗替え等を行うこととしており、強度低下につながるような鋼材の腐食は認められていないとしている。	腐食による鉄骨構造物の強度低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないとしている。	評価内容より、健全性評価及び追加保全策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、原子炉容器、炉内構造物、配管等において、材料-応力-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。

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21年11月5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. ニッケル基合金のPWR一次系水中の応力腐食割れ（以下「PWSCC」という。）ステンレス鋼の粒界型及び貫粒型応力腐食割れ（IGSCC及びTGSCC）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、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。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

PWSCCの評価点として、600系ニッケル基合金を使用している原子炉容器の冷却材出入口管台溶接部、安全注入管台溶接部、炉内計装筒及びその溶接部、炉心支持金物溶接部を、また、蒸気発生器の管板一次側溶接部等を抽出した。ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れの評価点として、蒸気発生器出入口管台セーフエンド及び余熱除去系統配管、安全注入系統配管等を抽出した。ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れの評価点としてステンレス鋼配管全般を抽出した。さらに、低合金鋼の応力腐食割れ評価点としてタービン設備の車軸及び翼環ボルト等を抽出した。

なお、ニッケル基合金使用部位である原子炉容器の上蓋管台、蒸気発生器出入口管台溶接部及び蒸気発生器伝熱管は690系ニッケル基合金に取替えている。また、加圧器管台溶接部にはニッケル基合金が使われていない。したがって、これらの部位の応力腐食割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としていない。

健全性の評価

抽出された評価点では、応力腐食割れの可能性を否定できない。

このため、600系ニッケル基合金使用部位である原子炉容器の冷却材出入口管台溶接部、安全注入管台溶接部、炉内計装筒内面及びJ-溶接部についてはウォータージェットピーニングを施工した。ウォータージェットピーニング施工前の目視検査等で異常がな

いことを確認していること、定期検査での超音波探傷検査等でも異常がないことを確認していることから、これらの部位で応力腐食割れが発生する可能性は小さい。また、蒸気発生器の管板一次側溶接部については、応力レベルが低いことと、材料及び運転条件が同等の美浜発電所 2 号炉の同一部位における検査実績で異常が認められなかったことから、応力腐食割れが問題となる可能性は小さいと評価した。

ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れについて、蒸気発生器入口管台セーフエンドでは、美浜発電所 2 号炉において、内面機械加工部に微細な粒界割れが確認されていることから割れ発生の可能性は否定できない。また、余熱除去系統配管及び安全注入系統配管のうち、通常運転時に使用されず閉塞滞留部となり溶存酸素濃度が高くなる可能性があり、かつ、1 次冷却材の流れの影響により高温となる可能性がある部位については、母管内面からの応力腐食割れの可能性を否定できないが、SUS304 系から SUS316 系への取替を順次実施していることから、取替実施範囲については応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

ステンレス鋼配管の塩化物に起因する TGSCC について、屋外設置配管では外面に塗装及び防水措置(保温)が施されており、また過去に一度塩分付着量を測定して、付着塩分量の高い部位は認められていないことから、母管外面からの TGSCC が発生する可能性は小さい。また、塩化ビニールテープの熱分解による応力腐食割れについても、過去に残存テープの有無検査と浸透探傷検査を実施して健全性を確認しており、今後、発生の可能性はない。

タービン設備の低合金鋼使用部位である車軸及び翼環ボルトでは、高温湿り蒸気雰囲気下であり、応力腐食割れ感受性を有していると考えられるが、翼環ボルトでは締付管理により過大な応力を避けていること、また車軸では低降伏応力の材料としていることから、応力腐食割れ感受性は緩和されている。

現状保全の評価

原子炉容器の 600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れに対しては、保安院指示文書(平成 21・02・18 原院第 2 号 NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2)に指示されている手法・頻度で検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認した。また、ウォータージェットピーニングによる応力緩和を施した。蒸気発生器の管板一次側溶接部については、定期的に目視検査を実施して有意な欠陥のないことを確認している。

ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れについて、蒸気発生器入口管台セーフエンドでは、定期的に超音波探傷検査と漏えい試験によって健全性を確認しており、今後、渦流探傷検査も併せて実施する。また、余熱除去系統配管及び安全注入系統配管母管内面からの応力腐食割れについては、定期的な超音波探傷検査の実施とともに、SUS304 系配管で、発生のある部位については、SUS316 系への取替を順次実施している。

ステンレス鋼配管の TGSCC については、定期的目視確認により塗装、防水措置等、外面の健全性を確認している。また、2003 年度に一度付着塩分量測定を行い、問題ないことを確認している。

タービン設備の車軸及び翼環ボルトの低合金鋼の応力腐食割れについて、車軸については定期的目視検査、翼環ボルトについては定期的目視検査及び超音波探傷検査を行い、

有意な割れのないことを確認している。

追加保全策の策定

600系ニッケル基合金のPWSCC、ステンレス鋼のIGSCC及びTGSCC、低合金鋼の応力腐食割れの何れ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対し追加すべき項目はない。

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点検実績と点検計画、溶接部に対するウォータージェットピーニングの施工記録等を確認した。

なお、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年目の評価では維持規格や保安院の指示文書により規格・基準化が図られた検査が適用されるようになり、点検・検査の充実が図られている。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った原子炉容器、配管等の溶接部の応力腐食割れ（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、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40年目の長期保守管理方針を策定しないとすること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現象である。FAC、LDI はいずれも配管のエルボ、オリフィス下流部等の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 21 年 11 月 5 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の FAC 及び LDI 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。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

原子炉設置者は、美浜発電所 3 号炉 2 次系配管破損事故以前は、「原子力設備 2 次系配管肉厚の管理指針（PWR）」（平成 2 年 5 月）により配管減肉管理を行ってきたが、美浜発電所 3 号炉 2 次系配管破損事故以降は、平成 17 年に社内指針「2 次系配管肉厚の管理指針」を新たに制定し、保安院指示文書（「原子力発電所の定期原子炉設置者検査に関する解釈（内規）」の制定について NISA-163c-08-2」等）や 日本機械学会規格（「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」）に定められた試験対象系統・部位、試験実施時期等及び指針の検証と改善の考え方を反映させて、「2 次系配管肉厚の管理指針」の改訂を重ねながら、これに基づき配管減肉管理を行っている。

上記「2 次系配管肉厚の管理指針」では、JSME S NG1-2006 に定められた FAC による試験対象系統のうち炭素鋼配管における偏流発生部位、並びに LDI による試験対象箇所当たる部位を「主要点検部位」とし、さらに、これ以外の 2 次系水が常時流れる系統のうち炭素鋼配管における偏流発生部位を「その他部位」として、それぞれ配管肉厚管理の評価点とした。

偏流発生部位とは、常時流れのある高温水または二相流体を内包する炭素鋼配管における制御弁等各種弁の下流部、オリフィス下流部、エルボ、レギュレータ等の流れの乱れ

の影響を受ける部分であり、FACによる顕著な減肉が発生する可能性のある部位である。また、LDI については配管材質に拘わらず復水器等の負圧機器に接続された配管の絞り部（制御弁、流量調整弁、オリフィス）により連続的に高速二相流が流れる系統のうち液滴の衝突しやすい部位である。

経年劣化事象の発生又は進展の評価

炭素鋼配管に対しては 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、ステンレス鋼配管及び低合金鋼配管に対しては 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。

FAC に対しては炭素鋼配管のみを対象として「主要点検部位」及び「その他部位」の区分はあるものの、基本的に全数の偏流発生部位に対して肉厚測定を行い減肉傾向の監視を行っており、LDI 対象としては配管材質に拘わらず連続的に高速二相流が流れる系統のうち液滴の衝突しやすい部位全数について肉厚測定に基づく管理を行っている。

健全性の評価

配管減肉に対する健全性は、減肉後の配管耐圧部の厚さが技術基準で規定される「必要最小厚さ」を満足することで維持され、評価対象部位ごとに測定範囲における最小肉厚測定値と最大減肉率の組合せで、当該配管の「必要最小厚さ」に到達するまでの期間を算定してこれを余寿命とし、プラント運転中に余寿命を割り込むことがないように管理している。

現状保全の評価

「2次系配管肉厚の管理指針」に基づく管理では、FAC、LDI による減肉が発生する可能性がある肉厚管理対象部位に対して、超音波による肉厚計測を行っている。FAC に対しては炭素鋼配管の偏流発生部位を対象として「主要点検部位」及び「その他部位」全数に対して肉厚測定を行い減肉傾向の監視を行っており、LDI 対象としては配管材質に拘わらず全数の偏流発生部位について肉厚測定に基づく管理を行っている。第21回定期検査、第22回定期検査及び第23回定期検査時の点検により、全ての管理対象箇所(point)の点検を完了した。また、これらの点検については、点検箇所の抜け等の人的過誤防止のため、「原子力検査データ処理システム(NIPS)」を用いて管理している。

追加保全策の策定

「2次系配管肉厚の管理指針」に基づく検査、取替を継続していくことで、配管減肉を管理することは可能で、現状保全にて適切に管理できる。また、今後とも検査結果による新たな知見は継続的に管理指針へ反映していく。

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、「2次系配管肉厚の管理指針」の内容及び評価点の妥当性を確認した。ステンレス鋼配管についてはドレン系統のレギュレーサ及びエルボを例として、また、炭素鋼配管については高圧排気管を例としてそれぞれ点検実績データ、点検計画等の確認により技術評価の妥当性を確認した。また、原子炉設置者が定めた上記の指針は評

価点を含めた新たな知見を反映するとしており、評価点の選定についても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配管減肉に対する技術評価及びこれに基づき現状保全で適切に管理でき、追加すべき事項はないとしてい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、配管減肉については、「2次系配管肉厚の管理指針」に基づく検査、取替を継続することとして、現状保全の中で対応していくとして長期保守管理方針としていない。

当機構は、(1)項の追加保全策に照らして40年目の長期保守管理方針を策定しないとする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 21 年 11 月 5 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。

- 基礎ボルトの大気接触部の全面腐食の調査については、30 年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40 年目の長期保守管理方針は、調査が確実に行われるものとする。また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。
- ケミカルアンカの樹脂の劣化の調査については、30 年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40 年目の長期保守管理方針は、調査が確実に行われるものとする。また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。

・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 22 年 5 月 13 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、そこで抽出された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表 3.4-5 に示す追加保全策を抽出している。

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、書

面審査及び現地調査において、高経年化技術評価書に記載された点検検査と予防保全の計画、要領及び実績記録等を確認した。その結果、抽出された追加保全策が妥当であると評価した。

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。

- 伝熱管スケール付着

蒸気発生器の伝熱管のスケール付着については、伝熱性能の傾向監視結果に基づき、スケール除去の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。(実施時期：中長期、2020 年 11 月まで)

- 摩耗

炉内構造物の制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗については、火力原子力発電技術協会「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には目視検査の実施計画を策定する。(実施時期：中長期、2020 年 11 月まで)

- 全面腐食

スタッドボルト等*の大気接触部の全面腐食については、美浜 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、2020 年 11 月まで)

*：スタッドボルト

テーパボルト及びシールド(メカニカルアンカ)

アンカボルト(ケミカルアンカ)

- 樹脂の劣化

ケミカルアンカの樹脂の劣化については、美浜 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、2020 年 11 月まで)

当機構は、(1)項の追加保全策と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 3.4-5 その他の経年劣化事象の技術評価結果

原子炉設置者の評価				当機構の 確認内容
事象名	評価対象機器	現状保全	追加保全策	
付着	蒸気発生器伝熱管	伝熱管へのスケール付着に対して、プラント運転時にプラントパラメータ(温度、圧力、流量)から汚れ係数を算出し、伝熱性能の傾向監視を行っている。	伝熱管のスケール付着に対しては、汚れ係数による伝熱性能の確認を実施していく。また汚れ係数からのスケール付着の評価結果に基づき、海外でも実績のある化学洗浄等によるスケール除去を実施していく。	現状保全内容より、追加保全策は妥当であると判断した。
摩耗	制御棒クラスタ案内管(案内板)	制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗による制御棒の案内機能への影響は、定期的に全制御棒の落下試験を実施しており、挿入時間に問題がないことによりその健全性を確認している。	制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗に対しては、現状保全に加えて、(社)火力原子力発電技術協会 炉内構造物点検評価ガイドライン、日本機械学会維持規格(JSME S NA1-2008)に基づき、目視検査実施時期を検討する。	最新知見を反映するとした追加保全策は妥当と判断した。
全面腐食	スタッドボルト、テーパボルト及びシールド(メカニカルアンカ)、アンカボルト(ケミカルアンカ)	各種基礎ボルトのコンクリート直上部並びにメカニカルアンカのコンクリート埋設部に対しては、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことを確認している。	各種基礎ボルトのコンクリート直上部並びにメカニカルアンカのコンクリート埋設部に対しては、現状保全項目に加えて、高経年化対策の観点から、美浜1号炉を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サンプリング等により腐食・付着力等の調査を実施していく。	長期供用に鑑みて確実に調査を実施することから、追加保全策は妥当と判断した。
樹脂劣化	ケミカルアンカ	ケミカルアンカのコンクリート埋設部に対しては、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことを確認している。	ケミカルアンカのコンクリート埋設部に対しては、現状保全項目に加えて、高経年化対策の観点から、美浜1号炉を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サンプリング等により樹脂の劣化等の調査を実施していく。	長期供用に鑑みて確実に調査を実施することから、追加保全策は妥当と判断した。

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（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（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 21 年 11 月 5 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。

書面審査および現地調査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- 炭素鋼配管の減肉に対する耐震安全性評価は、第 24 回定期検査での炭素鋼からステンレス鋼への取替工事内容が反映されていない場合があることから、評価対象の材料と既往の工事記録との整合性を確認して実態に合った評価を行うこと。
- 蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド（ステンレス鋼）の応力腐食割れに対する耐震安全性評価は、応力腐食割れの想定き裂と材質を考慮した許容限界を設定して具体的な評価を行うこと。
- バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れと炉内計装シンプルチューブの摩耗に対する耐震安全性評価において、当該機器の耐震重要度は A s ではなく A としたうえで、制御棒挿入性に関連することから地震力を安全側に S₂ としたことを明確にして評価結果を示すこと。

・高経年化技術評価の補正書

当機構は、平成 22 年 5 月 13 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、そこで抽出された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、以下の経年劣化事象に該当するものについて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象とした。

- 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、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。

耐震安全性評価においては、想定される全ての経年劣化事象のうち、イ)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。

2) 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル(耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03)の 3.3 項 1)に基づき、前記 3.3 項に示すように、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、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。

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出は、以下の3ステップで実施する。

【ステップ1】

耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象は、「技術評価」における想定される経年劣化事象のうち、下記に該当するものを抽出する。

- a)高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- b)高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象のうちア)
(前項(1)で、ア)に分類したもの)

【ステップ2】

ステップ1で抽出した耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象のうち、a)の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を以下の観点で整理し、の事象は除外、の事象についてはステップ3に進む。

現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの

現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの

ステップ1で抽出したb)の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象は、発生の可能性が否定できない経年劣化事象であり、上記の事象と同じ内容であることから、ステップ3に進む。

【ステップ3】

ステップ2で抽出された経年劣化事象について、これらの事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性上または構造・強度上、影響が「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。

ステップ1で抽出したb)の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対する、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出については、抽出された経年劣化事象について、個別機器の耐震安全性評価において評価結果を記載する。

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、電気設備、タービン設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測・制御設備、空調設備、機械設備、電源設備)であり、技術評価における機器の分類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(耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03)の3.3項2)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、腐食の3事象)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(疲労割れ、中性子照射脆化、中性子照射による靱性低下、照射誘起型応力腐食割れ、熱時効、応力腐食割れ(照射誘起型を除く)の6事象)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と判断した。

なお、ポンプモータ、ケーブル、電気設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測・制御設備に関し、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、技術評価での結果に基づいて高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はないとしたものや、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等としていることを確認し、妥当と判断した。

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								
	疲労割れ	中性子照射脆化	中性子照射による靱性低下	照射誘起型応力腐食割れ	熱時効	応力腐食割れ(照射誘起型を除く)	減肉	摩耗	腐食
(1)ポンプ		-	-	-		-	-	-	-
(2)熱交換器		-	-	-				-	
(3)ポンプモータ ²	-	-	-	-	-	-	-	-	-
(4)容器		¹	-	-	-	-	-	-	-
(5)配管		-	-	-				-	-
(6)弁		-	-	-	-	-	-	-	-
(7)炉内構造物		-			-	-	-	-	-
(8)ケーブル ²	-	-	-	-	-	-	-	-	-
(9)電気設備 ²	-	-	-	-	-	-	-	-	-
(10)タービン設備	-	-	-	-	-	-		-	-
(11)コンクリート構造物及び鉄骨構造物 ²	-	-	-	-	-	-	-	-	-
(12)計測・制御設備 ²	-	-	-	-	-	-	-	-	-
(13)空調設備	-	-	-	-	-	-		-	
(14)機械設備			-	-	-		-		
(15)電源設備	-	-	-	-	-	-		-	-

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: 中性子照射による関連温度上昇

2: 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。

前項で整理された考慮すべき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する。

耐震安全性評価は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」、JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に基づき行われ、評価の基本となる項目は、大別すると以下のとおり分類される。

機器の耐震クラス

機器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

振動特性解析（地震応答解析）

地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ

許容限界との比較

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、及びが考えられるが、各経年劣化事象に対してこの手法にしたがって耐震安全性を評価することとし、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クラスに応じて以下のとおり選定する。

・ A_sクラス

基準地震動 S_2 により定まる地震力

・ A_s、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大きい方

・ Bクラス

Bクラスの機器に適用される静的地震力

・ Cクラス

Cクラスの機器に適用される静的地震力

原子炉設置者は表 3.5-1 に示す 15 種類の機器・構造物に対応した 9 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全ての機器・構造物について許容応力に対する一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

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全ての機器・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。

当機構は、原子炉設置者の高経年化技術評価書に記載されていないが、原子炉設置者が基準地震動 S_2 （最大加速度 405Gal）を上回る S_2' 地震動（最大加速度 600Gal）を用いて経年劣化を考慮した地震時の応力等を算出し、その結果に基づいて下記の(ア)～(ウ)に分類して S_2 相当への割戻し評価（みなし評価）を行っていることを書面審査において確認した。

- (ア) 1 質点系モデル (容器等) : 容器等の 1 次固有周期における床応答スペクトルの加速度比 (S_2/S_2') に基づき、 S_2' による応力等を S_2 相当に割戻し
- (イ) 多質点系モデル (配管等) : 配管等の各固有周期における床応答スペクトルの加速度比 (S_2/S_2' の最大値) に基づき S_2' による応力等を S_2 相当に割戻し
- (ウ) 1 次冷却ループ連成モデル : S_2' による応力等を採用
(ただし、(イ)または(ウ)において、床応答スペクトル等が $S_2 > S_2'$ となる場合は、 S_2 と S_2' による応力等の包絡値を採用)

当機構は、耐震安全性評価に係る技術的妥当性確認の前提条件として、これら S_2 相当へのみなし評価手法が基準地震動 S_2 に基づく評価に対して非安全側となっていないことを確認した。

また、当機構は、原子炉設置者の高経年化技術評価書に記載されていないが、炭素鋼製配管の減肉に関する耐震安全性の観点から、原子炉設置者は配管サポート追設等の対策工事を実施済みであり、これを反映して評価を実施したことを書面審査において確認した。当該配管については、サポートの設置状況が配管の計算モデルと整合していることを現地調査で確認した。

原子炉設置者が実施した耐震安全性評価の対象機器・構造物と耐震安全上着目すべき経年劣化事象との関係は表 3.5-1 に示すとおりである。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毎に整理すると下記となる。

疲労割れ

技術評価で行った疲労評価に基づく通常運転時の疲れ累積係数と、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。また、疲れ評価の実施が困難な配管合流部については、保守的に周方向貫通き裂を想定して地震時のき裂部位の発生応力を算定し、この発生応力が想定欠陥のき裂安定限界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疲れ累積係数が大きい順に示すと、弁 (抽出水隔離弁) の 0.954、熱交換器 (再生クーラの管板) の 0.881 となっている。

中性子照射脆化

原子炉容器胴部の中性子照射による関連温度上昇については、運転開始後 60 年の運転を想定した中性子照射を受けた状態において、保守的な初期欠陥を想定した場合の破壊力学評価を実施し、加圧熱衝撃事象に地震を考慮した想定欠陥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。また、原子炉容器サポートの中性子照射脆化については、運転開始後 60 年時点の脆化度において、保守的に欠陥を想定した場合の破壊力学評価を実施し、想定欠陥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。

中性子照射による靱性低下

炉内構造物の炉心そうの中性子照射による靱性低下については、保守的に炉心そうの溶接部に欠陥を想定して破壊力学評価を実施し、想定欠陥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。

照射誘起型応力腐食割れ

炉内構造物のバッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、炉心バッフルの支持間隔がもっとも長くなるように、保守的に全バッフルフォーマボルトの1/3に損傷を仮定して応力評価を実施し、バッフルフォーマボルトに生じる地震時の発生応力が許容応力を下回るとしている。また、同様にバッフルフォーマボルトの損傷を仮定して S_2 地震時の制御棒挿入解析を行い、制御棒挿入時間が規定値を下回るとしている。

具体的なバッフルフォーマボルトの許容応力に対する一次応力の比率は0.13、バッフルフォーマボルトの損傷を仮定した S_2 地震時の制御棒挿入時間は1.62秒（規定値1.8秒）となっている。

熱時効

1次冷却材管の熱時効については、運転開始後60年での疲労き裂を仮定したき裂長さに基づいて保守的に貫通き裂を想定した場合の破壊力学評価を実施し、想定欠陥のき裂進展力（ J_{app} ）がき裂進展抵抗（ J_{mat} ）を下回るとしている。

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想定してき裂安定性評価を実施し、き裂部の発生応力が想定欠陥のき裂安定限界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き裂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（安全注入系統配管）の0.79、熱交換器（蒸気発生器の管台セーフエンド）の0.50となっている。

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）、施栓基準までの一様減肉（熱交換器の伝熱管）及び腐れ代までの減肉（熱交換器の胴板等）を仮定して応力評価を実施し、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一次応力の比率を大きい順に示すと、配管（主蒸気系統配管）の0.97、配管（復水系統配管及び抽気系統配管）の0.93となっている。

摩耗

炉内構造物の制御棒クラスタ案内管及び制御棒クラスタ被覆管の摩耗については、保守的に最大の摩耗を仮定して制御棒挿入解析を行い、制御棒挿入時間が規定値を下回るとしている。また、取替え基準に相当する摩耗（炉内計装用シンプルチューブ）、運転開始後60年時点での摩耗量の一様板厚（支持脚のヒンジ摺動部）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。

具体的な制御棒クラスタ案内管の摩耗を仮定した S_2 地震時の制御棒挿入時間は1.64秒（規定値1.8秒）、同様に制御棒クラスタ被覆管の摩耗に対して1.64秒（規定値1.8

秒)となっている。また、具体的な機器・構築物の代表例として許容応力に対する一次応力の比率を大きい順に示すと、機械設備(制御棒クラスタの被覆管)の0.30、機械設備(1次冷却材ポンプ支持脚のヒンジ摺動部)0.29となっている。

腐食

腐食については、保守的に施栓基準までの一様減肉(熱交換器の伝熱管)または運転開始後60年時点での腐食量の一様板厚(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一次応力の比率を大きい順に示すと、機械設備(加圧器サポートの基礎ボルト)0.97、機械設備(蒸気発生器サポートの基礎ボルト)の0.93となっている。

当機構は、原子炉設置者の補正書において、蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド(ステンレス鋼)の応力腐食割れ、炭素鋼配管の減肉、及びバッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れと炉内計装シンプルチューブの摩耗に対する耐震安全性評価に関する指摘事項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・建造物の耐震重要度分類、機器・建造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、疲労割れ、中性子照射脆化、中性子照射による脆性低下、照射誘起応力型腐食割れ、熱時効、応力腐食割れ、減肉、摩耗、腐食の耐震安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した全ての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(耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03)の3.4項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。

許容限界に対する比率が0.9を上回る機器については、下記について確認し、妥当と判断した。

- 弁(抽出水隔離弁)の疲れ累積係数は通常運転時と地震時の合計値である。地震時の発生応力は設計疲労線図の 10^6 回における繰返しピーク応力強さより小さいため、疲れ累積係数は0.0となり、合計値に影響しない。
- 配管(主蒸気系統配管、復水系統配管及び抽気系統配管)の耐震重要度はCクラスのため、動的地震力(S_1 、 S_2)ではなくC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いる。
- 機械設備(加圧器サポート及び蒸気発生器サポートの基礎ボルト)については、上記(ウ)に示すように S_2' による1次冷却ループ連成モデルを用いた地震応答解析に基づいているため、 S_2 に対して保守的な評価結果となっている。

(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、全ての評価対象機器・構造物について、運転開始後 60 年間の供用を仮定しても、評価に用いた地震力による発生応力等は許容限界を超えることはないことを受けて、以下のように記載している。

「技術評価」にて検討された保全対策に、耐震安全性の観点から追加すべき項目はない。

2) 当機構の審査結果

当機構は、上記(3)項において、原子炉設置者が耐震安全性評価の対象とした全ての機器・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っていることを技術評価審査マニュアル(耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03)の 3.4 項に基づき書面審査で確認し、耐震安全性の観点から現状の保全策に追加すべき項目はないとすることは妥当と判断した。

耐震安全性技術評価のまとめを表 3.5-2 に示す。

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (1/5)

評価対象機器		原子炉設置者の評価			耐震安全性評価		当機構の確認内容
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	1次冷却材ポンプ	A s	ケーシング	熱時効	1次冷却材管の評価(想定欠陥のき裂進展力がき裂進展抵抗値を下回る)に包絡される。	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。	<p>指摘事項に対する確認内容 熱交換器(蒸気発生器の冷却材出入口管台の応力腐食割れ)に関し、指摘事項を踏まえて具体的な耐震安全性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>
			ケーシング脚部、吐出ノズル、吸込ノズル	疲労割れ			
	余熱除去系ポンプ	A s	ケーシング	疲労割れ			
熱交換器	第1 低圧給水ヒータ	C	伝熱管	腐食	発生応力が許容応力を下回る。		
			胴板等	減肉			
	第2 低圧給水ヒータ	C	伝熱管	腐食			
			胴板等	減肉			
	グラウンドコンデンサ	C	伝熱管	腐食			
	1次系冷却水クーラ	A s	伝熱管	減肉			
	(格納容器冷却水クーラ)	A s	伝熱管	減肉			
	湿分分離加熱器	C	胴板等	減肉			
	(第3 低圧給水ヒータ)	C	胴板等	減肉			
余熱除去クーラ、再生クーラ	A s	管板等	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。			
蒸気発生器	A s	給水入口管台、管板回り	疲労割れ	発生応力が想定欠陥のき裂安定限界応力を下回る。			
		冷却材出入口管台	応力腐食割れ				

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (2/5)

原子炉設置者の評価							
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		当機構の確認内容
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	原子炉容器	A s	胴部	中性子照射脆化(関連温度上昇)	想定欠陥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。	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。
			冷却材入口管台、冷却材出口管台、安全注入管台、蓋用管台、炉内計装筒、炉心支持金物、容器支持金物	疲労割れ			
	加圧器	A s	スプレイライン用管台、サージ用管台	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		
	原子炉格納容器	A s	余熱除去系統配管貫通部、主蒸気系統配管貫通部、主給水系統配管貫通部	疲労割れ			
配管	余熱除去系統配管	A s	配管合流部	疲労割れ	発生応力が想定欠陥のき裂安定限界応力を下回る。		
			配管	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		
			配管サポート	疲労割れ			
	安全注入系統配管	A s	母管	応力腐食割れ	発生応力が想定欠陥のき裂安定限界応力を下回る。		
	主給水系統配管	A s	配管	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		
			母管	減肉	発生応力が許容応力を下回る。		
主蒸気系統配管	C	母管	減肉				

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (3/5)

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	
配管	(グランド蒸気系統配管、補助蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第3抽気系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、復水系統配管、抽気・ドレン系統配管)	A S C	母管	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。	<p>現地調査における確認内容</p> <p>配管の減肉に対する耐震安全性の観点から、サポート追設等の対策工事を実施済みの配管について、サポートの設置状況が配管の計算モデルと整合していることを現場で確認。</p> <p>指摘事項に対する確認内容</p> <p>配管(グランド蒸気系統配管等の減肉)に関し、指摘事項を踏まえて評価対象の材料と既往の工事記録との整合を図った上で評価を行った結果が反映されたことを確認</p>
	1次冷却材管	A S	母管	熱時効	想定欠陥のき裂進展力がき裂進展抵抗値を下回る。		
			ホットレグ、クロスオーバーレグ、コールドレグ、加圧器サージライン用管台、安全注入系ライン用管台、充てんライン用管台	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		
(1次冷却系統配管)	A S	加圧器サージ配管、加圧器スプレ配管	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。			
弁	A ループ余熱除去系入口第1弁、抽出水隔離弁、ループ充てんライン逆止弁、ループ安全注入逆止弁	A S	弁箱	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。	原子炉設置者の評価に対する確認内容	
炉内構造物	上部炉心支持板等	A S	上部炉心支持柱、上部炉心支持板、下部炉心支持板、炉心そう	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界を下回る。	<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>	
	炉心そう	A S	胴部	中性子照射による靱性低下	想定欠陥の応力拡大係数が破壊靱性値を下回る。		

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (4/5)

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	
炉内 構造物	制御棒クラスタ案内 管	A s	制御棒クラスタ案内管	摩耗	制御棒挿入時間が規定値 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。	指摘事項に対する確 認内容 炉内構造物（バッ フルフォーマボ ルトの照射誘起 型応力腐食割れ と炉内計装シン プルチューブの 摩耗）に関し、 指摘事項を踏ま えて耐震重要度 と地震力を明確 にした上で評価 結果を行った結 果が反映された ことを確認。
	炉内計装用シンプル チューブ	A	炉内計装用シンプル チューブ	摩耗	発生応力が許容応力 を下回る。		
	バッフルフォーマボ ルト	A	バッフルフォーマボ ルト	照射誘起型 応力腐食割れ	発生応力が許容応力 を下回る。 制御棒挿入時間が 規定値を下回る。		
タービ ン設備	高压タービン	C	主蒸気入口管	減肉	発生応力が許容応力 を下回る。		
空調 設備	空調チラーユニット	C	凝縮器伝熱管	減肉	発生応力が許容応力 を下回る。		
			蒸発器胴板	腐食			
			配管、冷水サージタンク	腐食			
機械 設備	原子炉容器サポート	A s	ラジアルリブ、ボルト	中性子 照射脆化	想定欠陥の応力拡大係 数が破壊靱性値を下 回る。		
	蒸気発生器支持脚	A s	ヒンジ摺動部	摩耗	発生応力が許容応力 を下回る。		
	1次冷却材ポンプ支 持脚	A s	ヒンジ摺動部	摩耗			
	加圧器下部サポート	A s	スカート溶接部	疲労割れ	疲れ累積係数が許容 限界を下回る。		
	計器用空気圧縮装置	C	計器用空気レシーバ	腐食	発生応力が許容応力 を下回る。		
			計器用空気乾燥器	腐食			
	非常用空気圧縮装置	A s	空気だめ	腐食			
空気乾燥器			腐食				
制御棒クラスタ	A s	被覆管	摩耗	発生応力が許容応力 を下回る。 制御棒挿入時間が 規定値を下回る。			

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (5/5)

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	
機械 設備	廃液蒸発装置蒸発器	B	胴板、伝熱管	応力腐食割れ	発生応力が想定欠陥のき 裂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。
	基礎ボルト	A S A B C	埋め込み機器基礎ボルト	腐食	発生応力が許容応力を下 回る。		
			埋め込み配管基礎ボルト	腐食			
			後打ちメカニカルアン カ	腐食			
後打ちメカニカルアン カ	腐食						
電源 設備	非常用ディーゼル機 関	A S	空気冷却器伝熱管	減肉	発生応力が許容応力を下 回る。		

3.5.2 長期保守管理方針

1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は全ての機器・構造物において、「技術評価」にて検討された保全対策に、耐震安全の観点から追加すべき項目はないと記述している。その結果として、長期保守管理方針を策定していない。

2) 当機構の審査結果

これに対し、当機構は、3.5.1 項で記述したように、耐震安全性評価で対象とした全ての機器・構造物において耐震安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した発生応力等が許容限界を下回ることを書面審査で確認したため、耐震安全性の観点から現状の保全策に追加すべき項目はないとの結論とした。したがって、耐震安全性の観点から長期保守管理方針に反映すべき項目はなく、原子炉設置者が長期保守管理方針を策定していないとすること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年目以降の経年劣化傾向や事故・トラブルの実績、保全の実績、及び30年目の長期保守管理方針の実施実績に基づいて実施した30年目の高経年化技術評価の検証結果を40年目の高経年化技術評価書に反映している。

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21年11月5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、美浜発電所1号炉で得られた劣化データ及び美浜発電所1号炉で発生した事故・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。

- 30年目の評価以降に発生した経年劣化に起因する事故・トラブルについて、分析評価を充実し、経年劣化事象に起因する事故・トラブル等の検討結果に反映すること。

・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成22年5月13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、そこで抽出された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) 経年劣化傾向、事故・トラブルの評価

・ 30年目以降の経年劣化傾向の評価

1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、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」に示された8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の6事象、及び高サイクル熱疲労とフレッキング疲労）及びその他の日常劣

化管理事象に分類して以下のように評価している。

- ・6事象について、本書3.4章に事象毎に示した内容である。
- ・高サイクル熱疲労について、30年目の評価ではキャビティーフロー型熱成層についてはトラブルの知見に基づく評価を行っていた。40年目の評価では30年目以降に作成された日本機械学会「高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003)に基づいて評価し、高低温水合流型高サイクル熱疲労の評価と合わせて、高サイクル熱疲労に関する30年目の評価が妥当であった。
- ・ポンプ主軸のフレット疲労については、30年目以降の新しい知見はなく、60年時点でフレット疲労が問題となる可能性は30年目の評価と同じく低い。
- ・日常劣化管理事象については、運転監視、巡視点検、定期的な検査及び点検により設備の健全性を確認しており、実測値により傾向管理している主要な部位・事象を示して、40年目の評価結果は、30年目に確認した劣化傾向から大きく乖離するものは確認できなかった。

2) 当機構の審査結果

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美浜発電所1号炉の新しいデータで30年目の予測評価から大きく乖離したものはなく、また乖離が認められた場合でも最新の知見に基づいて評価されており、30年目の評価が不十分であったわけではなく、40年目の評価では新しいデータを反映して的確に予測評価されていると評価した。

高サイクル熱疲労、フレット疲労、及び日常劣化管理事象については、保安院による立入検査時に抜き取りで劣化管理状況の記録を確認することにより、評価書の記載内容を確認した。

これらの結果、30年目の予測評価の精度や信頼性について特に課題はなかったと評価した。また、40年目の予測が30年目以降の新しいデータや知見を反映して的確に実施されていると評価した。

．経年劣化に起因する事故・トラブルの分析

1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、事故・トラブルを原子炉施設情報公開ライブラリー（ニューシア）に登録しており、これらから30年目の評価以降に発生した事故・トラブルであって経年劣化事象に起因する事例を抽出し、以下のとおり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8件あったとしている。

A-1 次冷却材ポンプシール水漏えいに伴う原子炉手動停止について（法令対象）

復水器清掃について

原子炉補助建屋内での海水の漏えいについて

復水器清掃について

原子炉冷態停止中における「中性子源領域中性子束高」警報発信について

原子炉格納容器送気ラインベローズの点検結果

主給水管の減肉について

2 次系配管肉厚測定結果について

原子炉格納容器内 B ループ室壁面からの僅かな水のにじみについて

法令対象の 1 件 は、No.3 シールスプリングの経年劣化が原因で発生した A-1 次冷却材ポンプシール水漏えいに伴う原子炉手動停止である。30 年目の評価では、No.3 シールスプリングは消耗品に分類し評価対象外であった。しかしながら、取替え基準が不明確で運用上の不備により本トラブルが発生したとしている。本事象発生後は当該部位を定期検査毎に取り替える定期取替え品とした上で、40 年目の評価でも対象外としている。

保全品質情報 8 件の中で、以下の 2 件は塩素型応力腐食割れであり技術評価を実施した時点で既知の事象であったものの、フィルター下流の固定式配管貫通部の貫通配管（送排気管ベローズ）内面及びプール型容器のキャビティに塩素型応力腐食割れが発生する知見がなく、30 年目の評価では発生を予測できなかったものとしている。

フィルター下流に設置された原子炉格納容器送排気ラインのステンレス鋼製ベローズに、フィルターで除去できなかった海塩粒子により応力腐食割れが発生したものの、対策は、取替えた後、定期的に目視により有意な割れのないことを確認するとともに、海塩粒子の持込が懸念される送気用配管については内面のふき取りを実施している。建設時から残留した海塩粒子により原子炉キャビティのステンレスライニングのコーナプレートに狭隘部に応力腐食割れが発生したものの、割れが発生した部位を補修した。

保全品質情報の残り 6 件は、30 年目の評価で発生が予測されたにもかかわらず発生したものである。原因分析を行った結果の内訳と対策を以下のとおりとしている。

・保守管理上の不備によるもの 1 件（ ）

配管減肉管理において、必要厚さの評価に用いる規格の解釈に誤りがあったものである。対策として人的過誤を防止するためシステム化（原子力検査データ処理システム）を実施している。

・運用管理上の不備によるもの 2 件（ ）

は、海水系バタフライ弁の開度設定不良により下流で発生したキャビテーションでライニングが損傷したものである。対策として運転操作マニュアルにキャビテーションの発生防止を反映している。

は、定期検査中に、格納容器内小型クレーン電源回路の電磁接触器接点の面荒れにより発生したノイズで、中性子源領域中性子束高警報が発信したものである。対策として電磁接触器を定期取替品とするとともに、炉外核計装装置の耐ノイズ性を向上させている。

・異物等の要因によるもの 2 件（ ）

は何れも長期供用に伴う経年劣化事象ではないが、海生物の異常発生により運転中に復水器の洗浄が必要となったもので、特に対策はなされていない。

・新しい技術規格の反映によるもの 1 件（ ）

従来は減肉管理の対象外であったスチームコンバータードレイン管を JSME S NG1-2006 に従って肉厚計測し、計算必要厚さを下回っていた箇所をステンレス管に取

り替えたものである。

2) 当機構の審査結果

当機構は、 に関して No.3 シールスプリングを定期取替え品とした社内文書及び定期検査毎に取替えられている実績記録を確認した。

30 年目の評価では発生を予測できなかった 2 件については、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、40 年目の評価においては着目すべき経年劣化事象として評価を実施しており、対策として実施した点検や補修の記録により、評価書の記載内容を確認した。

また、その他の 6 件については、必ずしも長期供用にとまなう経年劣化が原因となるトラブルではないが、必要な対策が行われていることを保全記録等によって確認した。

これらの結果、30 年目以降に美浜発電所 1 号炉で発生した経年劣化に起因する事故・トラブルの原因分析を実施して、その結果が 40 年目の評価に的確に反映されていると評価した。

(2) 保全実績の評価

1) 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、30 年目の評価においては現状保全の継続により健全性を維持できるとしたものであって、過去 10 年間の保全実績に基づきその有効性を評価した結果、40 年目の高経年化技術評価において反映が必要となったものとして以下のとおり 4 件を抽出している。

制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗に関して、定期的に全制御棒の落下試験を実施
タービン発電機 固定子コイル及び固定子相リードの絶縁低下に関して、定期的な絶縁診断を実施

主変圧器 コイルの絶縁低下に関して、定期的な絶縁抵抗測定、絶縁紙の重合度の変化確認、油中ガス分析を実施

格納容器循環ファンモータ 固定子コイル及び出口線の絶縁低下に関して、定期的に絶縁抵抗測定を実施

また、40 年目の長期保守管理方針とはしていないが、過去 10 年間の保全が有効でトラブルを未然に防止できた事例として、原子炉容器の 600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ対策を評価している。

2) 当機構の審査結果

当機構は、これらの 5 件については、3.4 章で評価した内容と同じであることを確認し、以下に示すように評価した。

- ・ 制御棒クラスタ案内管の摩耗に関しては、民間規格化を受けて、現状保全（落下試験による点検）に加えて目視検査時期を検討するもので、最新知見の反映であり妥当である。

- ・ の3件については、30年目に選択した現状保全としての点検を40年目以降も継続するのみでなく、適切な時期に機器全体の取替えの実施を選択し、40年目長期保守管理方針としたものであり、妥当である。

タービン発電機固定子コイルの巻替

主変圧器の取替

格納容器循環ファンモータの取替

- ・ 原子炉容器の600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れに対して、30年目の評価結果は以下のとおりであった。

「PWR1次系水質環境下で応力腐食割れ感受性を有している。応力・温度が高い蓋用管台については、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。定期的な超音波探傷検査、漏えい試験を実施する。応力腐食割れの可能性は長期的に否定できないが、応力腐食割れは超音波探傷検査等により検知可能である。」

これに対して30年目以降には、次の検査と予防保全策を施工している。即ち、蓋用管台はその材料を変更して取替え、その他の管台にはウォータージェットピーニングを施工して応力腐食割れが発生する可能性を低減させた上で供用期間中検査時に検査を継続するものである。これらによりトラブルを未然に防止できたもので、現状保全が有効であるとするのは妥当であると評価した。

蓋用管台 : 690系ニッケル基合金に一体取替え

冷却材出入口管台 : 超音波探傷検査、ベアメタル検査、ウォータージェットピーニング

安全注入管台 : 超音波探傷検査、ウォータージェットピーニング

底部管台 : ベアメタル検査、ウォータージェットピーニング(内外面)

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21年11月5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。

- ステンレス鋼閉塞滞留配管の溶接部に追加的に超音波探傷検査を実施するとした30年目の長期保守管理方針に関して、追加的に実施された範囲と内容が具体的に示されていないので明確にすること。また、超音波探傷検査を実施していない溶接線があるにもかかわらず長期保守管理方針が有効であったとしていることについて、超音波探傷検査を実施することにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。
- 蒸気加減弁の弁体ボルトの非破壊検査を行うとした30年目の長期保守管理方針に対して、ボルトを新しい材料に取り替えた技術根拠を明確にすること。また非破壊検査を行うことにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。
- 1次冷却材ポンプ熱遮へい装置ハウジング、フランジの超音波探傷検査を行うとした30年目の長期保守管理方針に対して、旧品の超音波探傷検査を行わず新品に取替えたことが予防保全としてより有効であるとしていることに関し、超音波探傷検査を行うことにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。
- 基礎ボルトの大気接触部の全面腐食の調査については、30年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40年目の長期保守管理方針は、調査が確実に行われるものとする。また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。
- ケミカルアンカの樹脂の劣化の調査については、30年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40年目の長期保守管理方針は、調査が確実に行われるものとする。また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。

・高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成22年5月13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、そこで抽出された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

原子炉設置者は、30年目に策定した20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3.6.2-1に示すとおり対象機器の特徴に応じて細分化したうえで評価し、2項目(表3.6.2-1の長期保守管理方針の番号18及び19)を除く18項目について、計画的な予防保全、点検、調査を実施することにより健全性が確認できていることから、長期保守管理方針は有効であったとしている。なお、30年目の長期保守管理方針で余熱除去系等のSUS304系配管閉塞滞留部に対して超音波探傷検査を実施するとしていたが美浜発電所1号炉ではSUS316であり、当初意図した効果であるSUS304配管の応力腐食割れの発生が考えられる部位の健全性確認はできなかったが、SUS316配管に対して追加検査を実施して健全性を確認した結果、応力腐食割れが想定されるステンレス鋼配管全体として長期健全性の確保が得られたことから、長期保守管理方針は有効であったとしている。

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3.6.2-1の長期保守管理方針の番号18及び19)は、機器の取替えが行われる場合実施するとしていたが、適切な機会がなかったため実施されていないので有効性は評価されず、40年目の長期保守管理方針に同じ項目を挙げていた。これら2項目に関しては、40年目の長期保守管理方針において、原子力発電所共通として機会を捉えて実施することにより、確実に実施するとしている。

2) 当機構の審査結果

30年目には検査の追加を長期保守管理方針としたものの、検査は行わずに取替えを実施(表3.6.2-1の長期保守管理方針の番号5、12)した場合について、当機構はこれらの変更が、30年目の長期保守管理方針で意図した効果と同等以上の効果を達成するために原子炉設置者組織内での的確な意思決定過程を経て実施されたと評価した。

また、30年目の長期保守管理方針で、機器の取替えが行われる場合実施するとしていて、適切な機会がなかったため実施されていない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3.6.2-1の長期保守管理方針の番号18及び19)について、40年目の評価では原子炉設置者が確実に実施するための手段を講じていることを確認した。

その他について原子炉設置者は、30年目の長期保守管理方針を履行し、場合によっては追加的な予防保全も実施し、30年目の長期保守管理方針で意図した効果を達成していることから、長期保守管理方針は有効であったと評価する。

長期保守管理方針の実施実績を踏まえて、40年目以降においては、保守管理を継続すべきものは保全計画に取り込み計画すること、30年目以降に制定された新しい規格基準、研究成果が得られたものを考慮して追加的な保全策を実施すべきものは40年目の長期保守管理方針としていることを確認した。

30年目の長期保守管理方針において、304ステンレス鋼閉塞滞留配管の溶接部に超音波探傷検査を実施するとしていたが、評価対象部位がSUS316であったことに関して、40年目の評価においては、原子炉設置者は「高経年化対策実施手順書」に従い対象機器の使用条件(型式、材料、環境条件等)を考慮して評価を行っているとし、また、評価部門が作成した技術評価書を点検実施部門(発電所)のレビューを受けるとともに、評価実施者以外の社内の者に内容の妥当性の確認をさせたとしている。当機構はその高経年化対策実施手順書及びその実施記録を

確認し、評価時点でその対象の有無についても確認ができていると判断した。

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評価した。

表 3.6.2-1 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	番号	実施内容	40年目以降の取組	
1	余熱除去系統配管等の母管内面で、通常運転時に使用されず閉塞滞留部となることから溶存酸素濃度が高く、かつ高温となる可能性のある部位の応力腐食割れに対して溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施する。	1	超音波探傷検査等を実施し、健全性を確認した。	左記検査を現状保全として保全計画に取込んでいるため、長期保守管理方針とはしない。	健全性を確認した上で検査を継続するものであり、妥当である。
2	原子炉容器の600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書（平成15.12.11原院第2号、平成17.06.10原院第7号）に基づく超音波探傷検査及びベアメタル検査を実施する。	2	左記検査を実施し健全性を確認するとともに、上蓋管台の690系ニッケル基合金への取替え、炉内計装筒内外面、出入口管台、安全注入管台内面にウォータージェットピーニングを実施した。	左記検査を現状保全として保全計画に取込んでいるため、長期保守管理方針とはしない。	健全性を確認し、予防保全を施工した上で検査を継続するものであり、妥当である。
3	高圧タービンの翼環ボルトの応力腐食割れについては、翼環ボルト植込部の非破壊検査を実施する。	3	超音波探傷検査を実施し、健全性を確認した。	左記検査を現状保全として保全計画に取込んでいるため、長期保守管理方針とはしない。	健全性を確認した上で検査を継続するものであり、妥当である。
4	照射誘起型応力腐食割れについては、評価上最も発生の可能性が高いバッフルフォーマーボルトの超音波探傷検査を実施する。	4	左記検査を実施した。又その後に、バッフルフォーマーボルトを、耐食性のより優れた材料のボルトに取替えた。	維持規格（JSME SNA1-2008）に基づき適切な時期に超音波探傷検査の実施を検討することを、長期保守管理方針とした。	40年目の評価では50年時点まで超音波探傷検査の必要性はないが、50年以前の適切な時期に検討するとの方針は妥当である。
5	蒸気加減弁弁体ボルトの応力腐食割れについて、非破壊検査を実施し、健全性を確認する。	5	非破壊検査は行わず、取替え間隔の長い弁体用のボルトも含め、ボルトを全数耐食性のより優れた材料のボルトに取替えた。	非破壊検査は計画していない。	長期供用実績があり、かつ材料を改良しており、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			
番号	概要	番号	実施内容	40年目以降の取組	当機構の評価
6	主蒸気系統配管等の炭素鋼配管の母管内面からの腐食（流れ加速型腐食）については、2次系配管肉厚の管理指針に基づき、その他部位の内、未点検箇所全数、主要点検部位及びその他部位について全数再点検を実施する。	6	左記点検を実施し、必要に応じて配管を取替えた。	左記検査を現状保全として保全計画に取込んでいるため、長期保守管理方針とはしない。	
7	復水器真空ポンプのシール水クーラ伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）について、伝熱管の渦流探傷検査を実施する。	7	左記検査を実施し、健全性を確認した。	左記検査を現状保全として保全計画に取込んでいるため、長期保守管理方針とはしない。	健全性を確認した上で検査を継続するものであり、妥当である。
8	変圧器等のタンクの腐食について、機器の取替えが行われる場合、調査を実施する。	8	25年間使用された実機変圧器の取替え時に有意な腐食がないことを確認した。	調査を実施しない。	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。
9	燃料油貯蔵タンクの胴板等の腐食について、タンク内面点検時に腐食状況確認を実施する。	9	内面の目視検査及び代表箇所の肉厚測定を実施し、健全性を確認した。	左記検査を現状保全として保全計画に取込んでいるため、長期保守管理方針とはしない。	健全性を確認した上で検査を継続するものであり、妥当である。
10 ・ 11	余熱除去系配管母管の高サイクル熱疲労割れについては、溶接部の超音波探傷検査を実施する。また及びを行う。 原子力安全・保安院指示文書平成15.12.11原院第1号、又は平成18.06.02原院第6号、又は平成19.02.15原院第2号)に基づく非破壊検査を実施する。 日本機械学会・配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針に基づいた評価を実施し、その結果に基づき保全への適用の要否を検討し、要の場合には実施計画を策定する。	10	左記の検査を実施し、健全性を確認した。 の評価により、高サイクル熱疲労割れの可能性部位として余熱除去冷却器出口パイパスライン合流部を抽出し、体積検査を実施して健全性を確認した。更に信頼性向上のため、当該部の配管を取替えた。	高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を定期的実施する。	配管を取替えかつ疲労評価上問題ないことを確認しているため、今後高経年化技術評価時に再評価するのは妥当である。
10	化学体積制御系等配管母管の疲労割れについて、溶接部の超音波探傷検査を実施する。	11	左記検査を実施し、健全性を確認した。	超音波探傷検査を実施しない。	長期供用後に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	番号	実施内容	40年目以降の取組	
10	主給水系統配管母管及び補助給水系統配管母管の疲労割れについて、溶接部の超音波探傷検査を実施する。	12	左記検査を実施し、健全性を確認した。	超音波探傷検査を実施しない。	長期供用後に健全性を確認しており妥当である。
12	1次冷却材ポンプの熱遮へい装置ハウジング及びフランジの熱疲労割れについて、熱遮へい装置外面からの超音波探傷検査を実施する。	13	1次冷却材ポンプの熱遮へい装置を取替えた。	超音波探傷検査を実施しない。	長期供用実績がある熱遮へい装置を取り替えており、妥当である。
13	原子炉格納容器の電気ペネトレーション(ポッティング材)の絶縁低下について、代表電気ペネトレーションで絶縁抵抗測定を実施する。	14	左記測定を実施し、健全性を確認した。	同等品による長期健全性試験が実施されていないものは、同等品により再評価することを長期保守管理方針とした。	左記の方針は技術評価審査マニュアルに照らして妥当である。
14 ・ 15	高圧ケーブルの絶縁体の絶縁低下について、実機環境確認又は、これらを取り外す場合若しくは機器の取替えが行われる場合調査する。また、原子力安全・保安院指示文書平成19.07.30原院第5号に基づくCV内環境調査を実施する。	15	左記の実機環境確認を実施した。	再度の実機環境確認を予定しない。	実環境の変化が想定されないの で、妥当である。
14 ・ 15	低圧ケーブルの絶縁体の絶縁低下について、実機環境確認又は、これらを取り外す場合若しくは機器の取替えが行われる場合調査する。また、原子力安全・保安院指示文書平成19.07.30原院第5号に基づくCV内環境調査を実施する。	16	左記の実機環境確認を実施した。	製造メーカーの実機調査を行い、その調査結果に基づき、取替えを実施することを、長期保守管理方針とした。	左記の方針は技術評価審査マニュアルに照らして妥当である。
14 ・ 15	同軸ケーブルの絶縁体の絶縁低下について、実機環境確認又は、これらを取り外す場合若しくは機器の取替えが行われる場合調査する。また、原子力安全・保安院指示文書平成19.07.30原院第5号に基づくCV内環境調査を実施する。	17	左記の実機環境確認を実施した。		
14	ケーブル接続部の絶縁体の絶縁低下について、実機環境確認又は、これらを取り外す場合若しくは機器の取替えが行われる場合調査する。	18	左記の実機環境確認を実施した。	再度の実機環境確認を予定しない。	実環境の変化が想定されないの で、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	番号	実施内容	40年目以降の取組	
16	メタクラ等の絶縁体の絶縁低下について、これらを取り外す場合に調査を実施する。	19	計器用変流器及び計器用変圧器の60年相当の絶縁低下に関する健全性評価を電力共通試験で実施し、その研究成果を適用できないものについては研究成果を採用できるものに取替えた。	調査を計画していない。	研究成果に基づき60年供用時に健全と評価しており、妥当である。
17	コンクリートの代表構造物の強度低下について、非破壊試験又は破壊試験を実施する。	20	左記非破壊試験を実施し、強度の急激な低下が生じていないことを確認した。	左記検査を現状保全として保全計画に取込んでいるため、長期保守管理方針とはしない。	強度の急激な低下がないことを確認した上で試験を継続するのは妥当である。
18	基礎ボルト(埋め込みボルト)の大気接触部の全面腐食について、機器の取替えが行われる場合、調査を実施する。	21	当該プラントでは調査の機会がなかった。	美浜発電所を含め原子力発電所共通として実施することを長期保守管理方針とした。	電力共通の場を設けて確実に機会を捉えて実機調査することは妥当である。
	基礎ボルト(ケミカルアンカ)の大気接触部の全面腐食について、機器の取替えが行われる場合、調査を実施する。	22	当該プラントでは調査の機会がなかった。		
	基礎ボルト(メカニカルアンカ)の大気接触部の全面腐食について、機器の取替えが行われる場合、調査を実施する。	23	当該プラントでは調査の機会がなかった。		
19	基礎ボルト(ケミカルアンカ)の樹脂の劣化について、機器の取替えが行われる場合、調査を実施する。	24	当該プラントでは調査の機会がなかった。		

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	番号	実施内容	40年目以降の取組	
20	1次冷却材ポンプ（ケーシング）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	25	左記評価を実施し、健全性を確認した。	左記評価を高経年化技術評価に合わせて実施する。	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年目の評価で全ての機器部位が60年目でも健全と評価されているため10年以前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。
	再生クーラ（管板）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	26			
	余熱除去クーラ（管板）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	27			
	蒸気発生器（給水入口管台、管板）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	28			
	原子炉容器の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	29			
	加圧器（スプレイライン管台、サージ管台）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	30			
	原子炉格納容器（端板、伸縮継手）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	31			
	1次冷却材管（母管、管台）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	32			
	余熱除去系統配管（母管、配管サポート）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	33			
	1次冷却系統配管（母管）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	34			
	主給水系統配管（母管）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	35			
余熱除去系統の仕切弁（弁箱）の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	36				

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	番号	実施内容	40年目以降の取組	
20	化学体積制御系統の玉形弁(弁箱)の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	37	左記評価を実施し、健全性を確認した。	左記評価を高経年化技術評価に合わせて実施する。	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年目の評価で全ての機器部位が60年目でも健全と評価されているため10年以前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。
	化学体積制御系統のリフト逆止弁(弁箱)及び安全注入系統のスイング逆止弁(弁箱)の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	38			
	炉内構造物の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	39			
	低圧タービン(第1内部車室)の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	40			
	タービン動補助給水ポンプタービン(ケーシング)の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	41			
	重機器サポート(加圧器スカート)の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	42			
	原子炉容器上蓋付属設備(制御棒駆動装置圧力ハウジング)の疲労割れについて、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	43			

4. まとめ

独立行政法人原子力安全基盤機構は、関西電力株式会社が申請した美浜発電所 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 年目以降の経年劣化傾向の評価、保全実績の評価、及び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	対応結果
1	実施体制	実施体制等		高経年化技術評価を実施する部門(高経年化部門)と、実際に保全を実施する部門(保全部門)との連携については、高経年化部門が策定した技術評価書案については、発電所の保全部門のレビューを受けることにより連携が確保されるようになっているが、一部に連携が確保されていない事例を確認した。 かかる原因を確認すると共に、対策を技術評価全体に反映させて見直すこと。	原子炉設置者は、いつの時点までの実機状態を技術評価に反映するのかを、高経年化部門が作成する手順書に明記し、保全部門と情報共有することにより対策することとした。
2	原子炉容器	低サイクル疲労		原子炉容器、蒸気発生器及び加圧器等、低合金鋼製容器内面の低サイクル疲労評価において、設計建設規格に基づく疲労評価部位であるがステンレス鋼肉盛があるために環境疲労評価を行っていない部位について、ステンレス鋼肉盛部を含めた環境疲労評価を行わなくてもよい根拠を明確にすること。	ステンレス鋼肉盛の欠陥については有意な異常(はがれ、膨れ、変形、変色など)のないことを目視検査で確認しており、点検手法として適切であるとの判断により、ステンレス鋼肉盛のある部位には母材の環境疲労評価を行わない旨を高経年化技術評価書に追記した。
3	加圧器	低サイクル疲労		加圧器サージ管台とセーフエンドの異材継手部については、接近性の問題で検査できておらず、採用例の少ない低合金鋼とステンレス鋼の直接溶接部であることから、今後の検査の可能性や代替措置について、対応を明確にすること。	加圧器サージ管台とセーフエンドの異材継手部の今後の検査予定を明らかにするとともに、その結果により必要に応じて代替措置を計画する旨を高経年化技術評価書を追記した。
4	原子炉容器	中性子照射脆化		原子炉容器の関連温度の予測方法及び破壊靱性の温度移行量の予測方法については、JEAC4201-2007の方法によっているが、実機の運用・管理に用いているJEAC4201-2004による予測を実施すること。	実機の運用・管理方法に合わせた原子炉容器の関連温度の予測方法及び、破壊靱性の温度移行量の予測方法による評価を正として高経年化技術評価書に追記した。
5	炉内構造物(BFB)	照射誘起型応力腐食割れ		バップルフォーマーボルトの照射誘起型応力腐食割れの健全性評価における運転開始後60年時点の損傷ボルト本数の予測を、最新知見を反映して実施しているが、その方法が維持規格に基づく評価法より適切である根拠を明らかにすること。	バップルフォーマーボルトの運転開始後60年時点の損傷ボルト本数の予測に用いた方法が、維持規格の予測法に反映されていない新しい研究成果に基づくものであり、より短時間で損傷する傾向を示していたため予測評価に用いたことを高経年化技術評価書に追記した。
6	弁	熱時効		ループ安全注入逆止弁の弁箱については、フェライト量を評価し熱時効の影響を評価すること。	保守的なフェライト量とき裂の存在を仮定して評価し不安定破壊しないことを確認したことを高経年化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	審査項目	指摘事項	対応結果
7	電気ペネトレーション (容器)	絶縁低下		ピッグテイル型電気ペネトレーションの絶縁低下について、耐環境試験が実施されたものについては、その旨を明記して評価するとともに、製造メーカーが異なるものについては評価を見直し、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。(代表機器以外の電気ペネトレーションについても同様)	ピッグテイル型電気ペネトレーションの実機同等品で長期健全性試験を行った結果を明記するとともに、製造メーカーの異なるピッグテイル型電気ペネトレーションと三重同軸型電気ペネトレーションは実機相当品による耐環境試験結果により健全性を評価しているため、実機同等品により再評価する旨高経年化技術評価書を修正した。 長期保守管理方針については、実機同等品により再評価する対象を明記した。
8	電動装置 (弁)	絶縁低下		弁電動装置の絶縁低下について、現在実施中の国プロ「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。(ケーブル接続部、空調設備モータも同様)	現在実施中の国プロ「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ことを高経年化技術評価書に追記した。
9	低圧ケーブル	絶縁低下		低圧ケーブルの絶縁低下について、代表ケーブルと製造メーカーが異なるケーブルの健全性を長期健全性試験等によって評価するとともに、必要に応じて長期保守管理方針に反映すること。	事故時雰囲気で機能要求のない当該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、絶縁低下の可能性は小さいとの判断を、絶縁低下の可能性が否定できないと改め、現状保全を継続する旨、高経年化技術評価書を補正した。 事故時雰囲気で機能要求のある当該ケーブルについては、代表ケーブルと製造メーカーが同じケーブルに取り替えることを長期保守管理方針としているので、長期保守管理方針の変更は行わなかった。
10	コンクリート 構造物	強度低下		耐熱コンクリートについては、直接点検できないことから、供用期間 60 年を想定し荷重を考慮しても、耐熱コンクリートを含む支持構造物の構造健全性に問題ない根拠を明確にすること。 コンクリート構造物は、予測手法に加え直接監視を実施するのが基本であることから、耐熱コンクリートに対して、監視方法等を検討すること。	耐熱コンクリートの強度が長期供用時に維持されることを示す試験データなどの技術根拠とともに、加熱実験の結果から弾性係数の低下を考慮しても、荷重による変形量は問題とならないこと、耐熱コンクリートを含む支持構造物全体の健全性について問題ないことを確認していることを高経年化技術評価書に追記した。 耐熱コンクリートを含む支持構造物の健全性を監視するために、キャピティシール据付時の隙間計測結果の傾向監視を位置づけることを長期保守管理方針に追加した。
11	コンクリート 構造物	強度低下		コンクリートの中性化に関して、屋内の劣化外力係数に 1.0 を採用するのが妥当であるとする根拠を具体的に説明すること。	屋内の二酸化炭素濃度の計測結果がある場合には、それを考慮して屋内の劣化外力係数を設定してコンクリートの中性化深さを評価し高経年化技術評価書を修正した。

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	対応結果
12	コンクリート構築物	強度低下		コンクリートの塩分浸透に関して、気中帯の全ての計測データを考慮して評価すること。	コンクリートの塩分浸透については、気中帯の全ての計測データを用いて腐食減量を再評価した結果としてコンクリートの健全性に問題ない旨、高経年化技術評価書を修正した。
13	配管	耐震安全性		炭素鋼配管の減肉に対する耐震安全性評価は、第 24 回定期検査での炭素鋼からステンレス鋼への取替工事内容が反映されていない場合があることから、評価対象の材料と既往の工事記録との整合性を確認して実態に合った評価を行うこと。	第 24 回定期検査で第 2 抽気系統配管が炭素鋼からステンレス鋼に変更されていることを高経年化技術評価書に反映した。
14	熱交換器	耐震安全性		蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド（ステンレス鋼）の応力腐食割れに対する耐震安全性評価は、応力腐食割れの想定き裂と材質を考慮した許容限界を設定して具体的な評価を行うこと。	蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド（ステンレス鋼）の応力腐食割れに対する耐震安全性評価は、応力腐食割れの想定き裂と材質を考慮した許容限界を設定して具体的な評価を行った結果耐震安全上問題ない旨高経年化技術評価書を修正した。
15	炉内構築物	耐震安全性		バッフルフォーマボルトの照射誘起応力腐食割れと炉内計装シンプルチューブの磨耗に対する耐震安全性評価において、当該機器の耐震重要度は A s ではなく A としたうえで、制御棒挿入性に関連することから地震力を安全側に S ₂ としたことを明確にして評価結果を示すこと。	バッフルフォーマボルトの耐震重要度分類は A クラスだが、安全側に S ₂ による評価を実施したことを高経年化技術評価書に追記した。
16	経年劣化傾向の評価	40 年目の追加評価		30 年目の評価以降に発生した経年劣化に起因する事故・トラブルについて、分析評価を充実し、経年劣化事象に起因する事故・トラブル等の検討結果に反映すること。	30 年目の評価以降に発生した経年劣化に起因する事故・トラブル 9 件の内 6 件について、30 年目の高経年化技術評価の考察、40 年目高経年化評価への反映事項などについて、分析評価を充実し、高経年化技術評価書を修正した。
17	長期保守管理方針の有効性評価	40 年目の追加評価		ステンレス鋼閉塞滞留配管の溶接部に追加的に超音波探傷検査を実施するとした 30 年目の長期保守管理方針に関して、追加的に実施された範囲と内容が具体的に示されていないので明確にすること。また、超音波探傷検査を実施していない溶接線があるにもかかわらず長期保守管理方針が有効であったとしていることについて、超音波探傷検査を実施することにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。	ステンレス鋼閉塞滞留配管の溶接部に追加的に超音波探傷検査を実施するとした 30 年目の長期保守管理方針に関して、追加的に実施された関連部位の検査と予防保全の内容を具体的に記載するとともに、30 年目の評価において対象とした範囲には 304 系ステンレス鋼が存在せず、316 系ステンレス鋼の溶接線には維持規格に則って超音波探傷検査を実施していることから、意図した当該配管の健全性が得られ、長期保守管理方針が有効であった旨、高経年化技術評価書を修正した。

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	対応結果
18	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価		蒸気加減弁の弁体ボルトの非破壊検査を行うとした30年目の長期保守管理方針に対して、ボルトを新しい材料に取り替えた技術根拠を明確にすること。また非破壊検査を行うことにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。	蒸気加減弁の弁体ボルトの取替え前後の材質とその効果を明確にするとともに、当初意図した当該ボルトの長期健全性の確保が取替えによって得られたことから長期保守管理方針として有効であった旨、高経年化技術評価書を修正した。
19	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価		1次冷却材ポンプ熱遮へい装置ハウジング、フランジの超音波探傷検査を行うとした30年目の長期保守管理方針に対して、旧品の超音波探傷検査を行わず新品に取替えたことが予防保全としてより有効であるとしていることに関し、超音波探傷検査を行うことにより意図した効果を明確にするとともに、その効果が得られたか否かを明確にすること。	1次冷却材ポンプ熱遮へい装置ハウジング、フランジの熱疲労割れに関して、予防保全策としてプラント運転開始から39年目に取替えを選択することにより、新しい熱遮へい装置ハウジング、フランジは60年の供用を想定しても経年劣化期間が取り替えられたものを上回らないことから、当初意図した長期健全性の確保が得られ、長期保守管理方針として有効であった旨、高経年化技術評価書を修正した。
20	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価		基礎ボルトの大気接触部の全面腐食の調査については、30年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40年目の長期保守管理方針は、調査が確実にされるものとする。また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。	40年目の長期保守管理方針においては、より確実に長期保守管理方針として実施するため、「美浜発電所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」する旨、高経年化技術評価書を修正した。 長期保守管理方針も同様に修正した。 機会がなかったことを確認し、組織体制の問題ではなかったと評価した。
21	長期保守管理方針の有効性評価	40年目の追加評価		ケミカルアンカの樹脂の劣化の調査については、30年目の長期保守管理方針で機会があれば実施するとしていたが機会がなかったことから、40年目の長期保守管理方針は、調査が確実にされるものとする。また、機会がなかったとしていることについて、組織体制を含め問題がなかったか評価すること。	40年目の長期保守管理方針においては、より確実に長期保守管理方針として実施するため、「美浜発電所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」する旨、高経年化技術評価書を補正した。 長期保守管理方針も同様に修正した。 機会がなかったことを確認し、組織体制の問題ではなかったと評価した。

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
1	蒸気発生器の伝熱管のスケール付着については、伝熱性能の傾向監視結果に基づき、スケール除去の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期
2	三重同軸型電気ペネトレーション及び代表機器と製造メーカーが異なるピッグテイル型電気ペネトレーションのポッティング材及び外部リードの絶縁低下については、実機同等品による再評価を実施する。	中長期
3	炉内構造物の制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗については、火力原子力発電技術協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には目視検査の実施計画を策定する。	中長期
4	炉内構造物のバップルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づく超音波探傷検査の実施の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期
5	事故時雰囲気内で機能要求のあるKAケーブル、難燃PHケーブル及び難燃三重同軸ケーブルの絶縁体及び内部シースの絶縁低下については、製造メーカーの実機調査を行い、その調査結果に基づき、取替を実施する。	短期
6	耐熱コンクリートの強度低下については、定期的に行っているキャビティシール据付時の隙間計測結果を用いて、耐熱コンクリートの変形を傾向監視する。	中長期
7	格納容器循環ファンモータの固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下については、モータの取替を実施する。	短期
8	スタッドボルト等*の大気接触部の全面腐食については、美浜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。 *：スタッドボルト テーパボルト及びシールド（メカニカルアンカ） アンカボルト（ケミカルアンカ）	中長期
9	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、美浜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
10	タービン発電機の固定子コイル及び固定子相リードの絶縁低下については、固定子コイルの巻替を実施する。	短期
11	主変圧器のコイルの絶縁低下については、主変圧器の取替を実施する。	短期