

四国電力株式会社伊方発電所2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24年3月15日
原子力安全・保安院

1. 審査経緯

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35条第1項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という。）第11条の2第1項に基づき策定された伊方発電所第2号炉長期保守管理方針について、同法第37条第1項及び同規則第16条第1項第21号の規定に基づき、平成23年3月11日付けで四国電力(株)より保安規定の変更認可申請（平成24年2月16日及び平成24年3月5日付け一部補正）があった。

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

審査においては、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）の技術的妥当性の確認結果を踏まえつつ、高経年化技術評価に関する意見聴取会（メンバー構成：別紙1、開催実績：別紙2）に諮り専門的意見を聴取した。

2. 立入検査の実施

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

3. 審査基準

当院は、認可申請のあった長期保守管理方針の審査において、高経年化対策実施ガイドライン^{*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例集、最新の技術的知見等をJNESが取りまとめたもの。

*4：2009年2月27日発行

4. 審査内容

(1) 高経年化技術評価の実施

①実施体制、実施方法等プロセスの明確性

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

②評価対象となる機器・構造物の抽出

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

なお、評価にあたっては、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、電源設備に分類（カテゴリ化）し機種毎に評価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。

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24年2月16日及び平成24年3月5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、これらの補正書を含めた高経年化技術評価等の内容について、平成24年3月14日付けをもって、JNESによる技術的妥当性確認の結果について報告があった。

これらを受け、当院は総合的な審査を行い、高経年化技術評価書及びこれに基づく長期保守管理方針の内容は、高経年化対策実施ガイドラインへ適合するものと判断し、四国電力(株)から申請のあった伊方発電所2号炉長期保守管理方針（保安規定）について、原子炉規制法第37条第1項に基づく認可を行った。

以上

- 添付資料 四国電力株式会社 伊方発電所2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24年3月14日 独立行政法人原子力安全基盤機構）

高経年化技術評価に関する意見聴取会 メンバー

(敬称略・五十音順)

阿部 弘亨	(あべ・ひろあき)	国立大学法人東北大学金属材料研究所	教授
井野 博満	(いの・ひろみつ)	国立大学法人東京大学	名誉教授
大木 義路	(おおき・よしみち)	学校法人早稲田大学理工学術院	教授
橘高 義典	(きつたか・よしのり)	公立大学法人首都大学東京都市環境学部	教授
庄子 哲雄	(しょうじ・てつお)	国立大学法人東北大学大学院工学研究科	教授
関村 直人	(せきむら・なおと)	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科 副研究科長	教授
曾根田直樹	(そねだ・なおき)	財団法人電力中央研究所 材料科学研究所	副所長
更田 豊志	(ふけた・とよし)	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 副センター長	
箕島 弘二	(みのしま・こうじ)	国立大学法人大阪大学大学院工学研究科 機械工学専攻	教授
飯井 俊行	(めしい・としゆき)	国立大学法人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	参与
渡邊 英雄	(わたなべ・ひでお)	国立大学法人九州大学応用力学研究所	准教授

高経年化技術評価に関する意見聴取会の開催実績

- 第1回 平成23年11月29日
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価の概要 他
- 第2回 平成23年12月15日
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価の概要（委員コメント回答）
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の書面審査による技術的妥当性 他
- 第3回 平成23年12月28日
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の書面審査による技術的妥当性（委員コメント回答） 他
- 第4回 平成24年1月18日
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価の概要（委員コメント回答）
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の書面審査による技術的妥当性（委員コメント回答）
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価等における指摘事項案 他
- 第6回 平成24年2月7日
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価の概要（委員コメント回答）
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価等における指摘事項に対する回答 他
- 第7回 平成24年2月13日
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価の概要（委員コメント回答）
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価等における指摘事項に対する回答（委員コメント回答） 他
- 第8回 平成24年2月22日
四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価の概要（委員コメント回答）
四国電力株式会社伊方発電所2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（案）
四国電力株式会社伊方発電所2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（案）

第9回 平成24年3月6日

四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価の概要（委員コメント回答）

四国電力株式会社伊方発電所2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（案）

四国電力株式会社伊方発電所2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（案）

（注）第5回意見聴取会では、四国電力株式会社伊方発電所2号炉の高経年化技術評価に係る議論はされていない。

四国電力株式会社伊方発電所第2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24年3月15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項の規定に基づき四国電力株式会社伊方発電所第2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23年3月11日に、四国電力株式会社より「伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請について」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、四国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、伊方発電所第2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に第2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23年12月19日から平成23年12月20日

四国電力株式会社伊方発電所第2号炉（愛媛県西宇和郡伊方町）

(3) 検査内容

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

(4) 検査結果

物件検査、施設への立ち入り、関係者への質問により検査を実施し、必要な事項を確認した。検査結果を踏まえて、伊方発電所2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

No.	保守管理の項目	実施時期※ ¹
1	余熱除去ポンプの主軸のフレット疲労割れについては、ポンプの分解点検時に、主軸の超音波探傷検査を実施する。	中長期
2	スタッドボルト等*の大気接触部の腐食については、伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す機会を利用してサンプリング等により調査を実施する。 *：スタッドボルト メカニカルアンカ ケミカルアンカ	中長期
3	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す機会を利用してサンプリング等により調査を実施する。	中長期

※1：実施時期における、中長期とは平成24年3月19日からの10年間をいう。

伊方発電所第2号炉 高経年化技術評価書等に関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	共通	低サイクル疲労	疲れ累積係数が0.1以下であるため「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない」とした部位については地震動による疲れ累積係数も含めた評価を行うこと。	疲れ累積係数が0.1以下であるため「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない」とした部位について、耐震安全性評価に用いている地震力による疲れ累積係数を組み合わせた評価において1未満であることが確認され、この旨技術評価書に反映された。
2	共通	低サイクル疲労	ステンレス肉盛部の健全性確認方法を検討し、母材の低サイクル疲労割れを評価する箇所のクラッド部の健全性が確実に確認できるように検査要領を改善すること。	原子炉容器、加圧器及び蒸気発生器の検査要領を定めた保全項目説明書に、内面クラッド面に異常がないことを確認する旨明記された。
3	炉内構築物	照射誘起型応力腐食割れ	炉心そうの照射誘起型応力腐食割れについて、電子ビーム溶接による残留応力を考慮した評価を行うこと。	取替後の炉心そうに用いている電子ビーム溶接は日本機械学会維持規格(JSME S NA1-2008)の炉心そうの個別評価(解説)に用いられている取替え前の溶接方法に比較して溶接入熱量が低く、相対的に残留応力が低いことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
4	炉内構築物	照射誘起型応力腐食割れ	炉心そうに想定される有意な欠陥として、照射誘起型応力腐食割れ等の発生の可能性と、靱性低下を想定して評価を見直すこと。	炉心そうに想定される照射誘起応力腐食割れは日本機械学会維持規格(JSME S NA1-2008)に基づく評価において、60年の運転を想定しても発生しないとされ、また、仮想欠陥を仮定した場合でも不安定破壊の可能性がなく、炉心そうの靱性低下は炉心そうの健全性に影響を与える可能性はないと評価され、その旨技術評価書に反映された。
5	1次冷却材ポンプ	2相ステンレス鋼の熱時効	1次冷却材ポンプケーシングの熱時効について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として評価すること。	1次冷却材ポンプケーシングの熱時効を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出し、フェライト量、使用温度、き裂進展力(Japp)がいずれも一次冷却材管ホットレグ(エルボ部)より緩やかであるため、60年までの供用を仮定しても不安定破壊を生じないと評価され、その旨技術評価書に反映された。
6	低圧ケーブル	絶縁低下	代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃PHケーブルの絶縁低下についての評価を見直すこと。	代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃PHケーブルについては長期健全性試験結果を用いて評価を行い、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できることが確認され、その旨技術評価書に反映された。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	対応結果
7	同軸ケーブル	絶縁低下	代表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 1 の絶縁低下についての評価を見直すこと。	代表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 1 については長期健全性試験結果を用いて評価を行い、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
8	共通	応力腐食割れ	蒸気発生器出入口管台セーフエンド以外のステンレス鋼使用部位において、応力腐食割れを経年劣化事象として抽出しない理由を明確にすること。	同一環境にあり機械加工を行っている他のステンレス鋼部位については、事例のあったセーフエンドにおける欠陥の評価において 60 年間の進展深さが 7.4mm でこれによる破壊は発生しないとされている。また、同一環境にある他の部位に類似の事例が発生していないものの、安全研究等により知見を拡充しているため、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とは抽出していないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
9	炉内構築物	応力腐食割れ	上部炉心支持柱等の応力腐食割れについて、予防保全を含めた評価とすること。	上部炉心支持柱等の応力腐食割れについて、一次冷却材環境の溶存酸素濃度及び塩素濃度が低く管理されていることと、製作段階での生成した主要溶接部近傍の表面強加工層を研磨していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価していることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
10	炭素鋼配管	配管減肉	炭素鋼配管の配管減肉（流れ加速型腐食）について、総合評価に運転開始後 60 年時点までの評価を明確にすること。	炭素鋼配管の流れ加速型腐食については、日本機械学会 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）を反映した「2次系配管経年変化調査マニュアル」に基づいて管理を実施していくことで、運転開始後 60 年時点までの健全性を維持できる、と評価していることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
11	ターボポンプ	その他事象	ターボポンプの高サイクル疲労を高経年化対策上着目すべき劣化事象として抽出しなくて良い根拠を明確にして評価を見直すこと。	ターボポンプ主軸の高サイクル疲労は、設計時に疲労設計がなされ、主軸の損傷事例についてはその都度、水平展開を行い、対策が不要であることを確認しており、さらに ECCS ポンプについては低サイクルの変動応力を加味しても 60 年時点での疲れ累積係数が 0.1 以下であることを確認し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出していないこと及び現状保全を充実していくことが確認され、その旨技術評価書に反映された。

連番	機器・構築物等	経年劣化事象等	指摘事項	対応結果
12	ターボポンプ	その他事象	余熱除去ポンプのフレット疲労について、ポンプ主軸の疲労き裂の検出性を考慮して評価を見直すこと。	余熱除去ポンプ主軸のフレット疲労については、定期運転時の振動測定により異常を検出する可能性があるものの、より確実に検出するため、高経年化への対応として、分解点検時に主軸の超音波探傷検査を追加保全とすることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
13	直接接触式熱交換器	その他事象	脱気器胴板の腐食（流れ加速型腐食）について、推定腐食量の評価やそれに基づく保全活動を明確にすること。	脱気器胴板の点検データから 2020 年に必要最小厚さに達すると評価され、その 4 サイクル以上前に肉厚測定と必要に応じて肉盛等の補修を行うことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
14	原子炉格納容器	その他事象	トップドーム部及び円筒部の腐食について、腐食推定量の評価を明確にすること。	原子炉格納容器トップドーム部及び円筒部の腐食については、保守的に屋外暴露されているとした条件での 60 年間の推定腐食量の必要最小板厚に対する余裕代がトップドーム部及び円筒部で 1 未満であることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
15	ポンプ	耐震安全性	配管検査の社内マニュアルで「その他系統」に区分される蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。	蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉について、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出し、必要最小厚さまでの一様減肉を仮定して評価された結果、耐震安全性に問題がないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
16	配管	耐震安全性	1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。	1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効について、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出し、ポンプケーシングのフェライト量、使用温度、き裂進展力がいずれも一次冷却材管の値を下回ることから、不安定破壊することはないと評価された 1 次冷却材管と同様に耐震安全性に問題ないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
17	機械設備	耐震安全性	蒸発器胴板の応力腐食割れに関し、高経年化技術評価の配管に適用実績のある規格（配管破損防護設計規格）に準拠して耐震安全性評価を行うこと。	蒸発器胴板等の応力腐食割れについて、高経年化技術評価の配管に適用実績のある配管破損防護設計規格に準拠して評価対象部位の発生応力と安定限界応力が再評価された結果、耐震安全性に問題がないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。

四国電力株式会社 伊方発電所 2 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 24 年 3 月 1 4 日

独立行政法人

原子力安全基盤機構

目 次

1. はじめに.....	1
2. 技術審査の要領.....	2
2.1 適用文書.....	2
2.2 文書審査.....	3
2.3 技術審査の過程.....	4
3. 技術審査の結果.....	6
3.1 評価対象となる機器・構造物の抽出.....	6
3.2 運転経験、最新知見の評価への反映.....	7
3.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	8
3.4 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針.....	10
3.4.1 低サイクル疲労.....	10
3.4.2 中性子照射脆化.....	15
3.4.3 照射誘起型応力腐食割れ.....	19
3.4.4 2相ステンレス鋼の熱時効.....	23
3.4.5 電気・計装品の絶縁低下.....	27
3.4.6 コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下.....	43
3.4.7 応力腐食割れ（IASCCを除く）.....	51
3.4.8 配管減肉.....	57
3.4.9 その他の経年劣化事象.....	60
3.5 耐震安全性の技術評価結果と長期保守管理方針.....	67
3.5.1 技術評価結果.....	68
3.5.2 長期保守管理方針.....	80
4. まとめ.....	81
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.....	82
別紙2 30年目の長期保守管理方針.....	85

図表 目次

図 2-1	標準審査フロー（標準審査要領より）	5
表 3.4.1-1	低サイクル疲労に関する健全性評価結果	1 3
表 3.4.2-1	監視試験実績と予測評価	1 8
表 3.4.3-1	ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの評価結果	2 2
表 3.4.4-1	評価条件の比較	2 4
表 3.4.5-1	電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ	3 0
表 3.4.6-1	要因別の評価対象	4 4
表 3.4.9-1	伊方 2 号炉のその他の経年劣化事象のうち高経年化対策上 着目すべき劣化事象として抽出された機器の一覧	6 5
表 3.4.9-2	その他の経年劣化事象の技術評価結果	6 6
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	7 0
表 3.5-2	耐震安全性技術評価のまとめ	7 6

略語集・記号の説明

ECRS	Engineering Compendium on Radiation Shielding	脆化予測モデル
EFPY	Effective Full Power Year	定格負荷相当年数
FAC	Flow Accelerated Corrosion	流れ加速型腐食
Fen	Environmental Fatigue Correction Factor	環境効果係数
FEM	Finite Element Method	有限要素法
H3T	Hyperbolic Time Temperature Toughness	脆化予測モデル
HV	Vickers Hardness	ビッカース硬さ
IASCC	Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking	照射誘起型応力腐食割れ
IGSCC	Intergranular Stress Corrosion Cracking	粒界型応力腐食割れ
J _{1c}	J-one-critical	静的弾塑性破壊靱性値
JEAC	Japan Electric Association Code	電気技術規程
JEAG	Japan Electric Association Guide	日本電気協会指針
J _{app}	J-apply	き裂進展力
J _{mat}	J-material	き裂進展抵抗
JSME	The Japan Society of Mechanical Engineers	(社)日本機械学会
K _I	K-one	応力拡大係数
K _{1c}	K-one-critical	静的破壊靱性値
LDI	Liquid Droplet Impingement	液滴衝撃エロージョン
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
PTS	Pressurized Thermal Shock	加圧熱衝撃
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
PWSCC	Primary Water Stress Corrosion Cracking	PWR 一次系水中応力腐食割れ
RT _{NDT}	Reference Temperature of Nil-Ductility Transition	関連温度

RV	Reactor Vessel	原子炉容器
TGSCC	Transgranular Stress Corrosion Cracking	貫粒型応力腐食割れ
T _P		遷移温度を表す温度指標
UF	Usage Factor	疲れ累積係数
UFen	Environmental Usage Factor	環境疲れ累積係数
USE	Upper Shelf Energy	上部棚吸収エネルギー

難燃 PH ケーブル : Flame-retardant Ethylene-propylene rubber insulated, chlorosulfonated polyethylene sheathed cable

難燃エチレンプロピレンゴム絶縁難燃クロスルホン化ポリエチレンシースケーブル

難燃 CSHV ケーブル : Cross-linked polyethylene insulated, Special heat-resistant polyvinyl chloride sheathed cable

高圧架橋ポリエチレン絶縁難燃低塩酸特殊耐熱ビニルシースケーブル

難燃 KK ケーブル : Silicone rubber insulated, Flame-retardant silicone rubber sheathed cable

シリコンゴム絶縁難燃シリコンゴムシースケーブル

SHVA ケーブル : Special heat-resistant polyvinyl chloride insulated, asbestos braid sheathed cable

特殊耐熱ビニル絶縁アスベスト編組シースケーブル

難燃 VV ケーブル : Polyvinyl chloride insulated, polyvinyl chloride sheathed cable

ビニル絶縁難燃低塩酸ビニルシースケーブル

1. はじめに

四国電力株式会社（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、「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 24 年 3 月で運転開始後 30 年目を迎える伊方発電所 2 号炉（以下、「伊方 2 号炉」という。）の長期保守管理方針を策定し、規則第 16 条（保安規定）の規定に基づき、平成 23 年 3 月 11 日付けで同方針を含む伊方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 23 年 3 月 11 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 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 日付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、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 30 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、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」¹（以下、「ガイドライン」という。）及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」（以下、「標準審査要領」という。）を見直した。本技術審査は、この見直されたガイドラインと標準審査要領を適用して実施した。

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

適用文書

- ・実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン(平成 20 年 10 月 22 日保安院、平成 22 年 4 月 16 日改訂)
- ・実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領(内規)（平成 20 年 10 月 22 日保安院)
- ・技術評価審査マニュアル(当機構)
 - 総括マニュアル JNES-SS-0808-02（平成 21 年 4 月 3 日）
 - 低サイクル疲労 JNES-SS-0509-03（平成 21 年 4 月 3 日）
 - 原子炉压力容器の中性子照射脆化 JNES-SS-0507-04（平成 23 年 5 月 6 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）

¹ 「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」は平成 22 年 4 月 16 日に改訂されおり本審査にはこの改訂版を適用した。

2.2 文書審査

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

(1) 評価対象部位に生じる経年劣化事象の抽出

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

(2) 経年劣化による機器・構造物の健全性予測評価及び耐震安全性予測評価

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

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

(3) 追加的な保全策の必要性

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

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

2.3 技術審査の過程

当機構は、平成23年3月11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23年12月19日から20日まで伊方2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、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と立入検査によって明らかになった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、平成24年2月16日及び3月5日付でこの指摘事項を反映した補正書を提出した。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、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、高経年化技術評価に関する意見聴取会を開催し、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。伊方2号炉に関して専門的意見を求めた高経年化技術評価に関する意見聴取会は、以下のとおりである。

平成23年 11月 29日	第1回	高経年化技術評価に関する意見聴取会
平成23年 12月 15日	第2回	高経年化技術評価に関する意見聴取会
平成24年 1月 18日	第4回	高経年化技術評価に関する意見聴取会
平成24年 2月 7日	第6回	高経年化技術評価に関する意見聴取会
平成24年 2月 13日	第7回	高経年化技術評価に関する意見聴取会
平成24年 2月 22日	第8回	高経年化技術評価に関する意見聴取会
平成24年 3月 6日	第9回	高経年化技術評価に関する意見聴取会

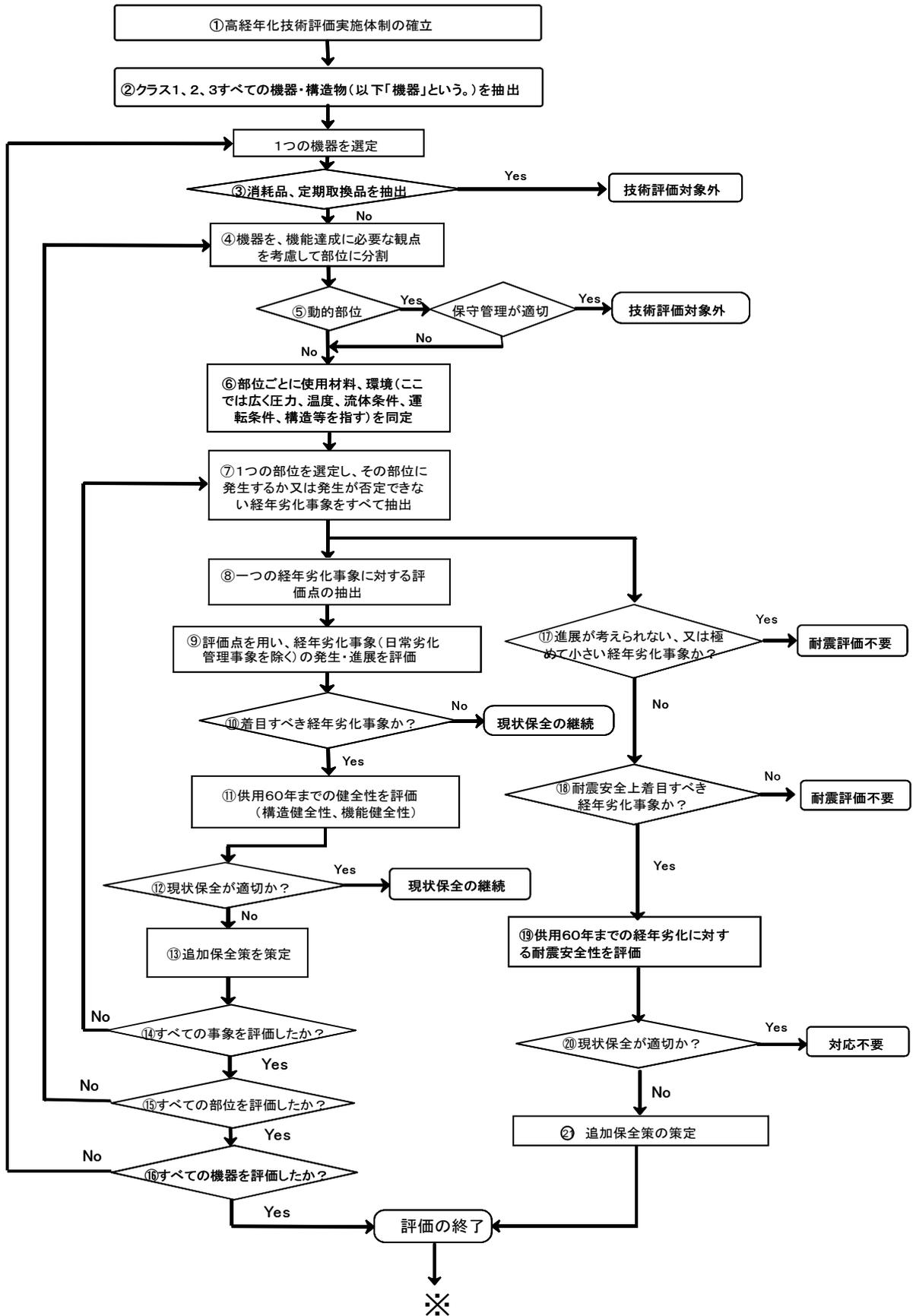


図 2-1 標準審査フロー (標準審査要領より)

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」²の重要度分類クラス 1、2 に分類される機器・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³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、「伊方発電所 設備の重要度分類管理内規」、「機器の抽出方法の確認マニュアル」等により伊方 2 号炉の系統図、機器一覧が記載された図面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立し、手順に従って抽出している。

(2) 消耗品・定期取替品の抽出

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

原子炉設置者は、機器の分解点検時に取替えを行うもの及び機器設計時から機器の使用状況により取替えを行うことを前提としており、機器の分解点検時等に状況を確認し、必要に応じて取替えを行うものは消耗品として評価対象から除外している。また、取替え周期を決めて、定期的に取り替えを行うものについても定期取替品として評価対象から除外している。

(3) 機器・構造物の部位への分割

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

原子炉設置者は、各機器個別の構造(型式等)、使用環境、材料等により、一般社団法人日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」付属書 A に基づき「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。）を参考にして対象機器をグループ化し、グループごとに代表機器を選定して全ての機器について評価を実施し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。

² 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）

³ 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、伊方2号炉の高経年化技術評価を実施するにあたり伊方発電所1号炉の高経年化技術に関する報告書を参考にするとともに、それ以降平成22年3月までの国内外の運転経験について事象・原因を調査し、高経年化への影響を判断して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(トラブル情報及び保全品質情報)を対象とし、国外情報は、NRC(米国原子力規制委員会)のBulletin⁴及びGeneric Letter⁵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、保安院の指示文書、一般社団法人日本機械学会、社団法人日本電気協会、及び一般社団法人日本原子力学会等の規格・基準類等を反映している。また、当機構が公開している高経年化技術情報データベースにおける試験研究の情報も検討対象としている。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者が実施した技術評価には内外の原子力発電プラントにおける運転経験および最新知見が反映されており、妥当であると評価した。

⁴ 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。

⁵ 米国原子力規制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。

3.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

(1) 使用材料及び環境の同定

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

原子炉設置者は、3.1項(1)で抽出した機器単位で使用条件（圧力、温度、流体条件等）を同定し、さらに3.1項(3)項で分割した部位単位で構造、材料を同定している。

(2) 経年劣化事象の抽出

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

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

第1段階 経年劣化メカニズムまとめ表により、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出し、さらに、経年劣化メカニズムまとめ表の作成、改訂時期以降の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考慮し、想定される経年劣化事象を抽出する。

(3) 経年劣化事象に対する評価点の抽出

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

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

(4) 経年劣化事象の発生・進展の評価

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

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

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

(5) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（以下、「着目すべき経年劣化事象」という。）

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

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

当機構は、原子炉設置者が上記のア)またはイ)に該当するとして、着目すべき経年劣化事象ではないと判断したものについて、ア)の場合は想定した劣化傾向に対して適切な保全活動が行われているか、また、イ)の場合は「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」がその判断の根拠として適切かを代表的な機器と劣化事象との組み合わせについて確認した。その結果、ア)に該当する劣化事象については定期的な点検が行われており、点検結果に基づき必要な措置が講じられ、保全計画に反映されていることを確認した。またイ)に該当する劣化事象については、その根拠となる文献等のデータが適切であること、また直近の点検で劣化による異常が検出されていないことを確認した。以上より、原子炉設置者による着目すべき経年劣化事象の抽出は適切に行なわれていると判断した。

原子炉設置者は、低サイクル疲労評価部位について、60年間の運転を仮定した疲れ累積係数(UF)を評価したうえでその値が0.1未満の部位については、低サイクル疲労を着目すべき経年劣化事象として抽出していないため、次の指摘事項を抽出した。

- ・疲れ累積係数が0.1以下であるため「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない」とした部位については地震動による疲れ累積係数も含めた評価を行うこと。

当機構は、原子炉設置者が平成24年2月16日及び3月5日付けで提出した高経年化技術評価書の補正書において、運転に係る疲れ累積係数が0.1未満の部位についても耐震安全評価で用いる地震動による疲れ累積係数を評価し、それらの合計が1.0未満であることを確認したうえで、低サイクル疲労が上記イ)の進展傾向が極めて小さい事象として「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない」とすることは技術評価の合理的な実施の観点から妥当であると判断した。

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

3.4 経年劣化の技術評価結果と長期保守管理方針

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

3.4.1 低サイクル疲労

低サイクル疲労は、プラントの起動や停止などに伴う温度・圧力の変化によって、原子炉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、疲労き裂が発生するという現象である。原子炉容器等は、設計時に想定した評価期間内に生じる起動や停止などの過渡により定められた設計応力サイクルに対して低サイクル疲労き裂が生じないよう設計されている。

当機構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23年3月11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、次の観点から審査した。

- 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。
- 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。
- 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- ・ステンレス肉盛部の健全性確認方法を検討し、母材の低サイクル疲労割れを評価する箇所のクラッド部の健全性が確実に確認できるように検査要領を改善すること。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成24年2月16日及び3月5日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

(1) 技術評価結果

① 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のよう技術評価している。

a 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）認可申請書における疲れ累積係数評価を参考に選定した。例えば原子炉容器では、温度変化が大きい冷却材出入口管台、安全注入管台、ふた用管台、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用管台及びサージ用管台を選定した。その他の機器については、1次冷却材管、主給水配管、蒸気発生器給水入口管台、弁箱、再生熱交換

器等を選定した。

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

b 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、運転開始から平成19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年間続くと仮定して定めた。

c 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3.4.1-1に示す。

一般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 NC1-2005/2007（以下、「設計・建設規格」という。）に基づくbで評価した応力サイクルによる疲れ累積係数は、すべて1.0より小さく、最も疲れ累積係数の大きい部位は主給水系統配管貫通部で、0.344である。

評価点のうちで接液環境にあるものに対しては、一般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、余熱除去系統配管と主給水系統配管は係数倍法、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1.0より小さく、接液部で最も疲れ累積係数の大きいのは一次冷却系抽出ライン第一制御弁弁箱であり0.855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。

スプレイライン用管台は常時接液する可能性は小さいが、安全側に常時接液する環境として、環境疲労評価を実施した。

d 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。

環境疲労評価を実施していない原子炉容器内表面のステンレス肉盛については、設計・建設規格に基づく疲れ累積係数が最大値である安全注入管台の内表面の肉盛を代表点として定期的に目視検査により有意な欠陥のないことを確認している。加圧器サージ用管台の肉盛については、第18回定期検査時(2005年)にサージ用管台のスプールピースを取替えた際に目視検査により有意な欠陥のないことを確認した。

e 追加保全策の策定

低サイクル疲労については、高経年化への対応として実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。

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、原子炉容器冷却材出入口管台、加圧器スプレイライン用管台等、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。

その結果、60年供用時の疲れ累積係数UF及び環境中の疲れ累積係数UFenはともに1.0を超える部位はないことを確認した。工事計画認可、変更認可時に低サイクル疲労評価を実施している部位の計算書から設計過渡回数を確認し、運転実績、60年供用時過渡回数、各評価点の運転開始60年時点の疲れ累積係数評価の妥当性を確認した。

疲れ累積係数が大きかったのは、抽出ライン第一制御弁弁箱、ほう酸注入ライン逆止弁弁箱であり、環境疲労評価による疲れ累積係数UFenがそれぞれ0.855、0.689である。それらの評価の妥当性について環境効果係数Fenの算出プロセスを確認した結果、弁箱の環境疲労評価は保守的な結果をあたえる簡易評価によるものであるため、他の評価部位に比べてUFenが大きくなっているものであり、評価は妥当であると判断した。

熱成層評価として、技術評価書では、加圧器スプレイ配管、サージ配管及び蒸気発生器給水入口管台について、熱成層による発生応力を含めた当該部評価内容の妥当性を確認した。熱成層による応力を3次元モデルによるFEM解析で求めて、疲れ累積係数UFを求め、環境疲労評価は詳細評価法によって算出した環境効果係数FenをUFに乗じた評価であることを確認し、評価は妥当であると判断した。

原子炉容器、蒸気発生器、加圧器の設計・建設規格に基づく疲労評価点であって、肉盛があるために環境の効果を評価していない部分については、書面審査及び現地調査で、点検計画、点検要領書、第21回(2009年)及び第22回(2010年)定期検査成績書により、有意な欠陥が検出されていないことを確認した。しかし、これらの機器の現状の検査要領は、母材の低サイクル疲労割れを評価する箇所クラッド部の健全性が確実に確認できる内容になっていないので、検査要領の改善を指摘した。これに対して、原子炉設置者は肉盛部の点検を明確にした内容に社内マニュアルを改善した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った原子炉容器、加圧器、配管、弁、ポンプ、熱交換器、炉心支持構造物、機械設備及び原子炉格納容器貫通部の低サイクル疲労に係る疲れ累積係数UF及び環境中の疲れ累積係数UFenの評価は妥当であると評価した。また、高経年化への対応として、実過渡回数に基づく評価を定期的実施していることは妥当であると判断した。

(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は実過渡回数に基づく疲労評価を定期的実施していくとし、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、(1)項の技術評価結果と照らして、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。

表 3.4.1-1 低サイクル疲労に関する健全性評価結果(1/2)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用期間仮定時 ¹ の疲れ累積係数)			高経年化への対応
		設計・建設評価 ²	環境中疲労評価 ³	備考	
原子炉 容器	冷却材入口管台	0.023	0.001	設計・建設評価点は肉盛部の非接液部の評価である。環境中疲労評価点は接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	実過渡回数に基づく疲労評価を定期的実施していく。
	冷却材出口管台	0.030	0.001		
	安全注入管台	0.031	0.016		
	ふた用管台	0.090	0.001	設計・建設評価点は大気中の非接液部である。環境中疲労評価点は接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	
	炉内計装筒	0.105	0.001		
	上部ふた、上部胴フランジ	0.006	-	非接液部	
	下部胴・下部鏡接続部	0.003	-		
	炉心支持金物	0.005	0.001	設計・建設評価点は肉盛部の非接液部の評価である。環境中疲労評価点は接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	
	容器支持金物取付部	0.004	-	非接液部	
	スタッドボルト	0.206	-		
加圧器	スプレイライン用管台	0.080	0.010	設計・建設評価点は肉盛部の非接液部の評価である。環境中疲労評価点は接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	
	サージ用管台	0.023	0.040	-	
原子炉 格納容器	余熱除去系統配管貫通部	0.000	-	非接液部	
	主蒸気系統配管貫通部	0.005	-		
	主給水系統配管貫通部	0.344	-		
配管	余熱除去系統出口配管 (1次冷却材管高温側余熱除去出口ライン管台～余熱除去系第1入口弁)	0.001	0.020	-	
	余熱除去系統出口配管 (余熱除去系第1入口弁～原子炉格納容器貫通部)	0.001	0.007	-	
	主給水系統配管	0.017	0.076	-	
	1次冷却材管 (ホットレグ)	0.001	0.012	-	
	1次冷却材管 (クロスオーバーレグ)	0.002	0.009	-	
	1次冷却材管 (コールドレグ)	0.001	0.006	-	
	1次冷却材管 (加圧器サージ管管台)	0.025	0.105	-	
	1次冷却材管 (蓄圧タンク注入ライン管台)	0.004	0.015	-	
	1次冷却材管 (充てんライン管台)	0.006	0.042	-	
	加圧器サージ配管	0.005	0.019	評価は熱成層による発生応力を含めた解析結果である。	
	加圧器スプレイ配管	0.010	0.224		

表 3.4.1-1 低サイクル疲労に関する健全性評価結果(2/2)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用期間仮定時 ¹ の疲れ累積係数)			高経年 化への 対応
		設計・建設評価 ²	環境中疲労評価 ³	備考	
弁	余熱除去系第一入口弁	0.004	0.059	-	実過渡回数に基づく疲労評価を定期的実施していく。
	抽出ライン第一制御弁	0.070	0.855	-	
	ほう酸注入ライン逆止弁	0.084	0.689	-	
	再生熱交換器出口逆止弁	0.040	0.525	-	
ポンプ	1次冷却材ポンプ脚付根部	0.078	0.466	設計・建設評価点は大気中の非接液部である。環境中疲労評価点は接液部の疲労評価上厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	
	1次冷却材ポンプ吸込ノズル	0.001	0.001	-	
	1次冷却材ポンプ吐出ノズル	0.050	0.510	-	
熱交換器	再生熱交換器管板	0.114	0.155	-	
	余熱除去冷却器管板	0.022	0.029	-	
	蒸気発生器管板廻り	0.305	0.148	設計・建設評価点は肉盛部の非接液部である。環境中評価点は接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	
	蒸気発生器給水入口管台	0.043	0.327	設計・建設評価点は肉盛部の非接液部である。環境中疲労評価点は配管接合部近傍であり、配管の熱成層による発生応力を含めた解析結果であり、設計・建設の評価点と場所が異なる。	
炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.001	0.002	-	
	上部炉心支持柱	0.001	0.001	-	
	上部炉心板	0.000 ⁴⁾	0.000 ⁴⁾	-	
	下部炉心板	0.001	0.001	-	
	下部炉心支持柱	0.001	0.001	-	
	下部炉心支持板	0.001	0.006	-	
炉心そう下部接続部	0.000 ⁴⁾	0.000 ⁴⁾	-		
機械設備	加圧器スカート溶接部	0.123	-	非接液部	

¹ 60年供用仮定時の各過渡条件の繰り返し回数は、運転実績に基づく平成19年度末時点の過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した。

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(蒸気発生器、RV 上部ふた、炉内構造物、加圧器サージ用管台のスパールピース、2次系熱交換器等)：60年時点過渡回数 = 取替後実績過渡回数 + (未取替機器の1年間当たり平均過渡回数) × 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 NC1-2005/2007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、余熱除去系統配管と主給水系統配管は係数倍法、弁では簡易評価法、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10¹¹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「0.000」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。原子炉容器材料の靱性は、低温では小さく、温度上昇にともない増加し、上部棚温度域ではほぼ一定となる。照射により関連温度（低温から高温へ移行する間で靱性が変化する領域の代表点の温度）は上昇し、上部棚温度での靱性は低下する。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、また原子炉容器の耐圧機能が脆化を考慮しても確保されることが求められている。

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 23 年 3 月 11 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-0507-04）に基づき、次の 3 つの観点から審査した。

- 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。
- 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。
- 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、指摘事項は無かった。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。

(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。

a 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、運転開始後 60 年時点の原子炉容器内表面での最大照射量は $8.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 程度、内表面から板厚の 1/4 深さでの最大照射量は $5.5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 程度である。

b 脆化実績評価

監視試験の実績と予測評価について、表 3.4.2-1 に示す。

(a) 監視試験の実績

現在までに 3 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

監視試験片から求めた関連温度の上昇傾向は、初期値から第 3 回目まで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」

JEAC4201-2007/2010（以下、「JEAC4201」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」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3回までの監視試験データを反映して JEAC4201 に基づいて USE の低下を予測した。

c 健全性の評価

(a) 関連温度上昇傾向

原子炉容器胴部の関連温度は、中性子照射脆化により、溶接金属や熱影響部よりも母材の方が高くなり、60年時点での母材の関連温度予測値は5°C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する加圧熱衝撃評価手法に基づいた評価は JEAC4206 で行っており、静的破壊靱性値 K_{IC} の下限包絡曲線と加圧熱衝撃状態遷移曲線の応力拡大係数 K_I 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。

(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は、JEAC4206 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されている。JEAC4201 の国内 USE 予測式に基づき、運転開始後 60 年時点での USE を評価した結果、68J 以上を満足していることを確認した。

d 現状保全の評価

伊方2号炉には、6体の監視試験カプセルが入っており、現在までに3体のカプセルを取り出し、監視試験結果に基づき脆化予測を行っている。今後の監視試験片の取り出し時期については JEAC4201 に基づき、約 32EFPY で行う。

運転管理上の制限として、加熱・冷却運転時に許容し得る温度・圧力の範囲及び耐圧漏えい試験温度は、JEAC4206 に基づく温度・圧力制限を踏まえて設定している。また、定期的に溶接部の超音波探傷試験を実施しており、有意な欠陥のないことを確認している。

e 追加保全策の策定

原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、現状保全項目に加えて高経年化対策の観点から追加すべき保全策はない。

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、原子炉压力容器の中性子照射脆化 JNES-SS-0507-04）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、照射脆化を考慮する必要

がある照射量 $1.0 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ を超える領域に存在するフェライト鋼材料は上部胴、中間胴、下部胴とその溶接部であることを確認した。その中でも上部胴に関しては、中間胴や下部胴とは材料成分が若干違うが、照射量と関連温度移行量ともに中間胴や下部胴よりも小さいことから、評価点を中間胴、下部胴で代表することは妥当であると判断した。

監視試験結果に基づく関連温度上昇傾向については、過去3回の監視試験結果を使用し、関連温度の予測線を JEAC4201 によって設定しており、その結果運転開始後 60 年時点の一番高い関連温度予測値が母材の 5°C となることを確認した。また、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、関連温度の予測を行う上で使用した JEAC4201 の予測方法は、今回の高経年化技術評価中に「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成17・12・15 原第5号）」の一部改正に伴い読み込まれたものであり、補正書において最新の予測法に基づく評価が行われた。

加圧熱衝撃評価手法に基づく評価については、監視試験により破壊靱性値を求め、JEAC4206 の附属書 C に従って評価しており、運転開始後 60 年時点の T_p （遷移温度を表す温度指標）が 74°C となることを確認した。その結果、静的破壊靱性値 K_{Ic} の下限包絡曲線が加圧熱衝撃状態遷移曲線の応力拡大係数 K_I を大きく上回っていることを確認した。

USE の低下については、JEAC4201 の国内 USE 予測式に基づいて評価し、運転開始後 60 年時点の一番低い USE 予測値は、母材の 155J であり、68 J 以上であることを確認した。

以上により、原子炉容器の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、原子炉設置者の評価は妥当であると判断した。

なお、定期的に超音波探傷検査が実施されており、第 22 回定期検査時(2010 年)に胴部の炉心領域部の溶接線に対し 100%の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥が無いことを確認した。また、今後も JEAC4201 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、原子炉容器の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)項の技術評価結果に照らして、長期保守管理方針を策定しないことは妥当であると判断した。

表 3.4.2-1 監視試験実績と予測評価

(a) 炉心領域部材料の化学成分 (単位: 重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu
母材	0.30	0.007	0.64	0.03
溶接金属	0.33	0.008	0.90	0.04

(b) 監視試験の結果

回数	部位	中性子照射量 (E>1MeV)	関連温度 (°C)	USE (J)
初期	母材	0	-30	171
	熱影響部		-70	230
	溶接金属		-55	208
1回	母材	$0.6 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$	-25	163
	熱影響部		-57	223
	溶接金属		-40	196
2回	母材	$2.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$	-20	175
	熱影響部		-55	235
	溶接金属		-39	209
3回	母材	$3.9 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$	-16	171
	熱影響部		-49	214
	溶接金属		-18	195

(c) 予測評価

評価時期	部位	中性子照射量 (E>1MeV) ¹	関連温度 (°C) ²	USE (J)
第21回定期 検査時点 (2008年度~ 2009年度)	母材	$2.3 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$	-10	158
	熱影響部		-43	217
	溶接金属		-21	198
運転開始 60年時点	母材	$5.5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$	5	155
	熱影響部		-29	212
	溶接金属		-4	191

1: 内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量

2: 内表面から板厚の1/4深さでの予測値

3.4.3 照射誘起型応力腐食割れ

照射誘起型応力腐食割れ（以下、「IASCC」という。）は、オーステナイト系ステンレス鋼等に高速中性子を多量に照射すると材料、環境、応力の3要素に重畳する場合に発生する。

当機構は、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23年3月11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、次の観点から審査した。

- 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。
- 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。
- 追加保全策が長期保守管理方針に反映されているか。

審査の結果、以下の指摘事項を抽出した。

- ・ 炉心そうの照射誘起型応力腐食割れについて、電子ビーム溶接による残留応力を考慮した評価を行うこと。
- ・ 炉心そうに想定される有意な欠陥として、照射誘起型応力腐食割れ等の発生の可能性と、靱性低下を想定して評価を見直すこと

○高経年化技術評価の補正書

当機構は、平成24年2月16日及び3月5日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

(1) 技術評価結果

① 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

多量に中性子照射を受ける炉内構造物のオーステナイト系ステンレス鋼製の機器であるバッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、炉心バッフル、炉心バッフル取付板、炉心そう、下部炉心板、下部炉心支持柱、下部燃料集合体案内ピン、熱遮へい体及び熱遮へい体固定用ボルトを評価点として抽出した。

b 経年劣化事象の発生又は進展の評価

抽出した各評価点について、中性子照射量、応力レベル、温度条件及び海外での損傷事例を基にIASCC発生の可能性について評価を実施した。その結果を表3.4.3-1に示す。

c 健全性の評価

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340℃でIASCC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、第18回定期検査時(2005年)

に炉内構造物取替工事が行われ、耐 IASCC 性を向上したものを採用している。

IASCC は「材料要因」、「応力要因」、「環境要因」の 3 要因の影響を強く受けるため、この 3 要因すべての条件で最も厳しくなるバッフルフォーマボルトで発生の可能性について検討を行った。バッフルフォーマボルトは炉内構造物取替工事の際に耐 IASCC 性を向上したものに置き換えられており、取替ボルトでは IASCC 発生要因に対する改良として以下の対策を行っている。

- (a) ボルト材料に G316CW を採用
- (b) 長尺化により熱曲げ応力を低減
- (c) 剛性の高い角バッフルを採用して熱変形を低減
- (d) バイパス流量を増加させて炉心バッフル構造の冷却を促進し、熱変形を低減
- (e) ボルト首下形状の曲線部分を放物曲線型にして首下にかかる応力集中を軽減
- (f) 炉心バッフル取付板に冷却孔を設けて温度低減による環境緩和

バッフルフォーマボルトについて、一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」JSME S NA1-2008（以下、「維持規格」という。）に基づいてボルトの損傷予測評価を行った結果、運転開始後 60 年時点の損傷ボルト本数は 0 本となり、IASCC 発生の可能性はないと評価した。

バッフルフォーマボルト以外の機器については、表 3.4.3-1 に示すように IASCC の発生の可能性はないと評価した。炉心そうについては、温度条件はバッフルフォーマボルトと同等であるが、中性子照射量が小さく、また、炉心そう溶接部の残留応力は応力集中がないため、バッフルフォーマボルトより小さい。さらに炉内構造物取替工事の際に、炉心そうの溶接方法をサブマージアーク溶接から入熱量の少ない電子ビーム溶接に変更することで、溶接残留応力を低減していることから、発生の可能性はないと判断した。

さらに、中性子照射による靱性低下については、炉心そうを対象に評価を行い、 S_1 地震発生時のき裂安定性評価を実施した。すなわち、設計・建設規格を準用し、深さは板厚の $1/4$ 、長さは板厚の 1.5 倍の周方向欠陥が存在すると仮定した場合であっても不安定破壊発生の可能性はない。そのため、仮に IASCC が発生したとしても、炉心そうの中性子照射による靱性低下が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

d 現状保全の評価

炉内構造物のステンレス鋼の IASCC については、定期的に上部炉内構造物及び下部炉内構造物を取り出して、可視範囲について、水中テレビカメラによる目視試験を実施し、有意な欠陥（変形・心合せ不良・傾き、破損及び脱落）がないことを確認している。

e 追加保全策の策定

炉内構造物のステンレス鋼の IASCC については、高経年化の観点から現状保全項目に追加すべきものはない。

なお、機器の機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように、民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、知見やデータの拡充及び評価の高度化を図っていく。

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、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。

取替後のバップルフォーマボルトの維持規格に基づくボルト損傷予測結果について確認した結果、応力、温度、照射量の条件が最も厳しいボルトの損傷予測時間は、炉内構造物取替後の運転時間が約 45 万時間(炉内構造物取替工事後約 51 年間)であり、原子炉設置者の「60 年時点での損傷ボルト本数は 0」との評価は妥当であると判断した。

バップルフォーマボルト以外の機器の評価については、バップルフォーマボルトを代表とした定性的な相対評価を行っていることに関連して、バレルフォーマボルト等、各機器との相対評価の妥当性について、照射量、応力、温度の何れもバップルフォーマボルトが最も高いことを定量的に確認し、バップルフォーマボルト以外の機器について IASCC が発生しないとの評価は妥当であると判断した。

炉心そうの IASCC については、サブマージアーク溶接から電子ビーム溶接に変更したこと、電子ビーム溶接が評価に用いているサブマージアーク溶接に比べて溶接残留応力が低いことを確認し、上記の相対評価は妥当であり、バップルフォーマボルトとの比較により炉心そうに IASCC の発生の可能性がないとする評価は妥当であると判断した。

炉心そうの靱性低下については、不安定破壊発生の可能性はないとする根拠として、炉心そうに IASCC は発生しないという評価に加えて、設計・建設規格を準用した想定欠陥が存在すると仮定した場合でも、その応力拡大係数 $K(4.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}})$ が、破壊靱性値 $K_{Ic}(51.6 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}})$; 財団法人発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発」報告書の破壊靱性と照射量の関係における J_{Ic} 下限値)を下回っていることを確認し、炉心そうの中性子照射による靱性低下が機器の健全性に影響を与える可能性はないとの評価は妥当であると判断した。

なお、炉内構造物については、第 19 回(2006 年)、第 21 回(2009 年)及び第 22 回(2010 年)定期検査成績書により、有意な欠陥が検出されていないことを確認した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った炉内構造物等の IASCC 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、IASCC に関して高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、(1)項の技術評価結果と照らして、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。

表 3.4.3-1 ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの評価結果

部 位	実 機 条 件			海外の 損傷事例	可能性評価
	中性子照射量 レベル ¹ [n/cm ² ·E >0.1MeV]	応力レベル ² (応力支配因子)	温 度 [°C]		
バップルフォーマボルト	9×10 ²²	大 締付+熱曲げ +照射スウェリング ³	約 320	有	炉心バップルの照射スウェリングにより応力増加が生じるため、き裂発生の可能性が大きくなる。海外損傷事例もあり最も厳しい。維持規格に基づく損傷発生予測の結果、発生の可能性なし。
炉心バップル	9×10 ²²	小 (熱応力)	約 320	無	発生可能性なし。
炉心バップル取付板	9×10 ²²	小 (熱応力)	約 320	無	発生可能性なし。
バレルフォーマボルト	6×10 ²¹	大 (締付+熱曲げ)	約 320	無	中性子照射量がバップルフォーマボルトより小さいため、発生の可能性はないと考える。
炉心そう	2×10 ²²	大 ³ (溶接部) (溶接残留応力)	約 320	無	中性子照射量がバップルフォーマボルトより小さいため、発生の可能性はないと考える。
下部炉心板	5×10 ²¹	中 (熱応力)	約 290	無	発生可能性なし。
下部炉心支持柱	3×10 ²¹	小 (曲げ)	約 290	無	発生可能性なし。
下部燃料集合体案内ピン	5×10 ²¹	小 (締付け)	約 290	無	発生可能性なし。
熱遮へい体	9×10 ²¹	小 (熱応力)	約 290	無	発生可能性なし。
熱遮へい体固定用ボルト	9×10 ²¹	大 (締付+熱曲げ)	約 290	無	中性子照射量及び温度がバップルフォーマボルトより小さいため、発生の可能性はないと考える。

1：中性子照射量レベルは運転開始後 60 年時点での各部位の推定最大中性子照射量レベルを示す。

2：応力レベルは各部位の最大応力値を示す。

応力レベル 大： > Sy (非照射材の降伏応力)、中： = Sy (非照射材の降伏応力)、小： < Sy (非照射材の降伏応力)

バップルフォーマボルト、バレルフォーマボルト及び熱遮へい体固定用ボルトは、初期締付応力に加えて炉心バップル組立体及び炉心そうと熱遮へい体との組立体の熱変形による熱曲げ応力が作用するため、高応力となる。また、溶接部は、溶接時の熱影響により高残留応力が考えられる。

3：炉心そう溶接部の残留応力は、応力集中がないため、照射誘起型応力腐食割れの原因としては小さい。また、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」JSME S NA1-2008 にて、炉心そう溶接部応力は、照射誘起型応力腐食割れ発生に対し余裕があると評価されている。

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、配管、ポンプ、弁類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相ステンレス鋼が、軽水炉の運転温度において時間の経過とともに靱性が低下していく現象である。熱時効による靱性低下は、運転温度が高いほど、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。

当機構は、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23年3月11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、次の観点から審査した。

- 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。
- 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。
- 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。

- ・ 1次冷却材ポンプケーシングの熱時効について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として評価すること。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成24年2月16日及び3月5日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙1に示す。

(1) 技術評価結果

① 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

a 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、使用温度が高く、フェライト量が多く、き裂進展力（Japp）の大きい1次冷却材管ホットレグ（エルボ部、直管部）と1次冷却材ポンプケーシング（吐出ノズル部）を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価対象部位として抽出し、フェライト量が多く、使用温度が高い1次冷却材管ホットレグエルボ部とき裂進展力（Japp）が大きい1次冷却材管ホットレグ直管部を評価点とした。表3.4.4-1に、評価条件の比較を示す。

弁類等については、使用温度が約250℃以上と高いため、熱時効が想定されるが、1次冷却材管ホットレグと比較してフェライト量が少なく、応力も小さいことから、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。

表 3.4.4-1 評価条件の比較

評価部位	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	き裂進展力 (Japp) [kJ/m ²]
1 次冷却材管ポンプケーシング (吐出ノズル部)	約 11	約 288	約 32
1 次冷却材管ホットレグ (直管部)	約 9	約 323	約 115
1 次冷却材管ホットレグ (エルボ部)	約 14	約 323	約 82

b 経年劣化事象の発生又は進展の評価

2 相ステンレス鋼の熱時効については、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む 2 相組織であるため、高温での長期間の使用に伴い、時間とともにフェライト相内で、より熱力学的に安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起こることにより、靱性の低下、材料特性変化を起こす可能性があることから、健全性を評価した。

c 健全性の評価

2 相ステンレス鋼の熱時効の健全性評価は、フェライト量が多く使用温度が高い 1 次冷却材管ホットレグ蒸気発生器入口エルボ部と、発生応力が大きく使用温度が高い 1 次冷却材管ホットレグ直管部で、き裂の存在を仮定し、破壊力学的手法を用いて、2 相ステンレス鋼の熱時効後の構造上の安全性を評価した。

各評価対象部位の熱時効後の材料のき裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に与えられた荷重から算出されるき裂進展力 (J_{app}) を求めてその比較を行った結果、運転開始後 60 年時点での疲労き裂の進展を想定しても、 J_{mat} と J_{app} の交点において、 J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回っていることから、配管は不安定破壊することはないと、母管及び管台の熱時効は、健全性評価上問題ないと評価した。

なお、運転期間 60 年の疲労評価に用いた初期き裂 (初期き裂: 深さ 0.2t、長さ 1.0t、t=板厚) については、一般社団法人日本機械学会「配管破損防護設計規格 (JSME S ND1-2002)」に準拠し、 J_{app} は、き裂進展解析に基づく評価用貫通き裂に対して決定した。また、運転開始後 60 年時点を仮定した J_{mat} は、脆化予測モデル (H3T モデル⁶) により決定した。

1 次冷却材ポンプケーシングについては、1 次冷却材管ホットレグと評価条件を比較するとフェライト量が少なく、使用温度も低く、き裂進展力 (J_{app}) も小さいことから、1 次冷却材管ホットレグよりも熱時効による不安定破壊が起こる可能性は小さいとして、ケーシングの熱時効が機器の健全性に影響を与える可能性はないと評価した。

d 現状保全の評価

1 次冷却材管の母管及び管台の熱時効については、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した貫通欠陥のないことを確認している。溶接部の超音波探傷検査は、内面からの割れを検知可能である。

⁶出典：財団法人 発電設備技術検査協会「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」(1987-1992)

1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効については、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、有意な欠陥がないことを確認している。

e 追加保全策の策定

1 次冷却材管の母管及び管台と 1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効については、高経年化の観点から現状保全項目に追加すべきものはない。

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、技術評価書に示されている「熱時効に対する評価フロー」に基づく評価結果や検査記録により技術評価の妥当性を確認した。

2 相ステンレス鋼の熱時効に対する評価対象部位を 1 次冷却材管ホットレグ（エルボ部、直管部）と 1 次冷却材ポンプケーシング（吐出ノズル部）とし、評価点を 1 次冷却材管ホットレグ（エルボ部、直管部）とした根拠である各評価点の使用温度、フェライト量及びき裂進展力（Japp）を確認し、表 3.4.4-1 に示す評価条件の厳しい 1 次冷却材管ホットレグ（エルボ部、直管部）を評価点とするのは妥当であると判断した。

評価点として抽出された 1 次冷却材管ホットレグ蒸気発生器入口エルボ部と 1 次冷却材管ホットレグ直管部の熱時効に対する健全性評価結果を確認した。

熱時効に対する健全性評価は、抽出された評価点のフェライト量及びき裂進展力（Japp）を用いて、脆化予測モデル（H3T モデル）により決定した熱時効後の材料のき裂進展抵抗（ J_{mat} ）の傾きと、運転期間 60 年での疲労き裂進展を想定したき裂進展解析の結果を貫通き裂にモデル化して、弾塑性破壊力学に基づき求めたき裂進展力（Japp）の傾きを比較している。その結果、 J_{mat} と Japp の交点において、 J_{mat} の傾きが Japp の傾きを上回ることから、各評価点において不安定破壊することはないことを確認し、評価は妥当であると判断した。

なお、1 次冷却材管の母管及び管台の現状保全として実施している溶接部の超音波探傷検査の検査記録を確認し、現状保全が的確に実施されていることを確認した。熱時効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可能な大きさである。

1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効に対する健全性評価は、フェライト量、使用温度、き裂進展力（Japp）の最も厳しい部位である 1 次冷却材管ホットレグ（エルボ部）の健全性評価結果で不安定破壊しないことを確認していることから、1 次冷却材ポンプケーシングが熱時効によって不安定破壊しないとする評価は妥当であると判断した。

なお、高経年化技術評価の補正書において、前述の指摘事項が的確に反映され、1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出し、熱時効に対する健全性評価が実施されていることを確認した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った 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)項の技術評価結果と照らして、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(絶縁材料)を介在させている。絶縁低下とは、この絶縁材料が環境(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行し、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、ケーブルの絶縁体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。しかし、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、絶縁低下が進行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。

当機構は、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 23 年 3 月 11 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、次の観点から審査した。

- 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。
- 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。
- 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。

- ・代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃 PH ケーブルの絶縁低下についての評価を見直すこと。
- ・代表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 1 の絶縁低下についての評価を見直すこと。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているか審査した。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 3.4.5-1 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。

a 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。

b 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、有機物の難燃エチレンプロピレ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。

c 健全性の評価

事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルは、通常運転中に受ける熱・放射線を加速付与するとともに事故時雰囲気を模擬した環境にケーブルを曝す、社団法人電気学会 電気学会技術報告Ⅱ部第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」に基づき、ケーブルの長期健全性試験を実施している。この結果、60年間の通常運転及び事故時雰囲気内で機能維持が求められるケーブルは、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環境調査結果に基づく温度(49℃)に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度(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500kGyとし、60年間の通常運転期間中の線量約179kGyを包絡している。

また、事故時雰囲気内で機能要求がないケーブルについては、事故時雰囲気を模擬した環境に曝すことを除き、前述した難燃PHケーブルと同様の長期健全性試験を実施し、60年間の絶縁性能を維持できると評価した。

d 現状保全の評価

ケーブルの絶縁低下は絶縁抵抗測定等で検知可能である。電力ケーブルに使用されている難燃PHケーブル等では、定期的に絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁低下のないことを確認している。

e 追加保全策の策定

長期健全性試験により60年間の健全性を維持できるとしたケーブルについては、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。

また、長期健全性試験を実施していないケーブルについては、現状保全を引き続き実施することによって60年間の健全性を維持できるため、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。

なお、現状の保全内容に新たに追加すべき項目ではないが、高経年化への対応として、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当機構の事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施

されており、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について確認を行った。

事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件が伊方2号炉の60年間の運転を仮定した熱・放射線による劣化条件および設計想定事象の条件を包絡していることを確認し、60年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であることを確認した。

事故時雰囲気内で機能要求がないケーブルについては、原子炉設置者が実施した長期健全性試験の試験条件が伊方2号炉の60年間の運転を仮定した熱・放射線による劣化条件を包絡していることを確認し、60年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であることを確認した。

健全性評価においては、ケーブルの実機環境調査結果に基づく温度と放射線量を用いていることを、保安院の指示文書「原子炉格納容器内の安全機能を有するケーブルの布設環境等の調査実施について」（平成19・07・30 原院第5号）に基づき平成21年10月に原子炉設置者より保安院に提出された「伊方発電所2号機 原子炉格納容器内のケーブル布設環境調査結果報告書」により確認した。また、高経年化技術評価書の補正書においては、前述の指摘事項が反映され、ケーブル製造メーカーの違いを考慮した評価が適切に実施されていることを確認した。なお、これらは当機構の事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果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の絶縁低下に係る健全性評価は妥当であると判断した。また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、表3.4.5-1に示すように電気・計装品の絶縁低下に関して高経年化の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、表3.4.5-1に示す技術評価結果に照らして長期保守管理方針を策定しないとすることは妥当であると判断した。

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(1/13)

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	高経年化への対応	
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 テイ 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、原子炉格納容器内の温度 49℃(環境調査結果に基づく)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 2.0 MGy は、60 年間の通常運転期間中の線量(0.179 MGy)に事故時線量(0.593 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>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、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>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・外部リードの絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する検討が、当機構の事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」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が伊方 2 号炉の 60 年間の運転を想定した熱・放射線等による劣化条件を包絡していること、および設計想定事象の条件を包絡していることを確認し、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
高圧 ケーブル	高圧難燃 CSHV ケーブル	絶 縁 体	<p>長期健全性試験の加速熱劣化条件 120℃×18 日は、原子炉格納容器外のケーブル周囲温度約 40℃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 0.11 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>	<p>高圧難燃 CSHV ケーブルの絶縁体の熱・放射線による絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関する検討が、当機構の事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、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が伊方 2 号炉の 60 年間の運転を想定した熱・放射線による劣化条件を包絡していることを確認し、60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(2/13)

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	高経年化への対応	
高圧ケーブル	高圧難燃 CSHV ケーブル	絶縁体 (水トリー劣化)	<p>屋外の海水ポンプモータ用電力ケーブルは、浸水を防止する構造のケーブルトレイ内に布設されており、長時間浸水する可能性はないが、溜まり水による多湿度環境を考慮すると、水トリー劣化による絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁診断等で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することで健全性を維持できると評価した。</p>	<p>高圧難燃 CSHV ケーブルの絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に追加すべき項目はない。</p>	<p>絶縁抵抗測定および絶縁診断の実施内容および実施頻度について「標準作業要領書」等により確認した。絶縁診断結果については、継続的に測定値の傾向管理を実施していることを資料「絶縁トレンド管理表」により確認した。また、絶縁抵抗測定及び絶縁診断の結果に基づき、取替を実施することとしていることを確認した。さらに、有意な絶縁低下がないことを資料「第 21 回定期検査工事記録」(2009 年)および「第 22 回定期検査工事記録」(2010 年)により確認した。</p> <p>屋外ケーブル布設箇所のうち海水ポンプモータ近傍においては、ケーブルトレイは雨水の侵入と溜水を防ぐ構造となっていることを現地調査時に確認した。また、開放点検を定期的に行い雨水のたまりが無いことを確認することとしていることを資料「標準作業要領書」により確認した。</p> <p>トレンチ内に侵入した雨水等については、定期的にポンプで排水することとしていることを資料「巡視点検等運転付帯業務運用マニュアル」により確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(3/13)

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	高経年化への対応	
低圧ケーブル	難燃 KK ケーブル	絶縁体	<p>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℃(環境調査結果に基づく)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 179 kGy 及び事故時線量 593 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>難燃 KK ケーブルおよび難燃 PH ケーブルの絶縁体の絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関する検討が、当機構の事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、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が伊方 2 号炉の 60 年間の運転を想定した熱・放射線による劣化条件および設計想定事象の条件を包絡していることを確認し、60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
	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℃(環境調査結果に基づく)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 179 kGy 及び事故時線量 593 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>		

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(4/13)

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	高経年化への対応	
低圧ケーブル	SHVAケーブル	絶縁体	長期健全性試験の加速熱劣化条件 115℃×85 日は、原子炉格納容器外の温度約 40℃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 1.9kGy は、60 年間の通常運転期間中の線量 0.11 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。	SHVA ケーブルおよび難燃 VV ケーブルの絶縁体の絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。 なお、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関する検討が、当機構の事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、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が伊方 2 号炉の 60 年間の運転を想定した熱・放射線による劣化条件を包絡していることを確認し、60 年時点においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。
	難燃 VV ケーブル	絶縁体	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約 40℃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 0.11 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。		
同軸ケーブル	難燃三重同軸ケーブル 1	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℃(環境調査結果に基づく)に通電による温度上昇と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 179 kGy 及び事故時線量 593 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。 また、代表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 1 についても、同様の長期健全性試験結果から 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。	難燃三重同軸ケーブル 1 の絶縁体の絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。 なお、高経年化への対応として、より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関する検討が、当機構の事業「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、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が伊方 2 号炉の 60 年間の運転を想定した熱・放射線による劣化条件および設計想定事象の条件を包絡していることを確認し、60 年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。 また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(5/13)

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	高経年化への対応	
光ファイバケーブル	難燃光ファイバケーブル 1	光ファイバ心線等	(着目すべき経年劣化事象の抽出) 難燃光ファイバケーブル 1 について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は無いと評価した。	-	<p>難燃光ファイバケーブル 1 については、非管理区域のみで使用されており光ファイバ心線について放射線による劣化を考慮する必要が無いことを確認した。また、シース、コード外皮等高分子材料を用いた部位の熱的・環境的要因による劣化が想定されるが、空調環境下に布設されていることから劣化は極めて小さいことを確認した。</p> <p>以上より、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は無いとの評価は妥当であると判断した。</p>

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(6/13)

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	高経年化への対応	
ケーブル 接続部	気密端子箱 接続	絶縁物等	<p>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℃(環境調査結果に基づく)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 179 kGy 及び事故時線量 593 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>気密端子箱接続および直ジョイント1の絶縁物等の絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する検討が、当機構の事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」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が伊方 2号炉の60年間の運転を想定した熱・放射線等による劣化条件を包絡していること、および設計想定事象の条件を包絡していることを確認し、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
	直ジョイント 1	絶縁物等	<p>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℃(環境調査結果に基づく)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 179 kGy 及び事故時線量 593 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>		

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(7/13)

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	高経年化への対応	
ケーブル接続部	原子炉格納容器内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℃×12.5日は、原子炉格納容器内の温度 49℃(環境調査結果に基づく)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 700 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 179 kGy 及び事故時線量 593 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 216℃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>原子炉格納容器内電動弁コネクタ接続および三重同軸コネクタ接続の絶縁物等の絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する検討が、当機構の事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」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が伊方2号炉の60年間の運転を想定した熱・放射線等による劣化条件を包絡していること、および設計想定事象の条件を包絡していることを確認し、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
	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℃(環境調査結果に基づく)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 179 kGy 及び事故時線量 593 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 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(8/13)

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	高経年化への対応	
弁電動装置 (弁)	余熱除去系 第一入口弁 電動装置 (交流、屋内)	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(モータ単体)、160℃×579時間(トルクスイッチ、リミットスイッチ等単体)及び115℃×139時間(電動装置一式)は、原子炉格納容器内の温度49℃(環境調査結果に基づく)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500kGyと事故時相当の放射線照射量1500kGyは、60年間の通常運転期間中の線量179kGy及び事故時線量593kGy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>余熱除去系第一入口弁電動装置の固定子コイル等の絶縁低下については、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p> <p>なお、高経年化への対応として、より実機条件に即した電気・計装設備の長期健全性評価手法に関する検討が、JNES事業「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」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が伊方2号炉の60年間の運転を想定した熱・放射線等による劣化条件を包絡していること、および設計想定事象の条件を包絡していることを資料「共同研究報告書」により確認し、60年間の通常運転とその後の設計想定事故時においても絶縁機能を維持できるとの健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>また、健全性評価結果より、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
弁電動装置 (弁)	補助給水ポンプ復水タンク 出口弁 電動装置	主極 コイル等	<p>電動装置のモータは連続運転ではなく間欠的に作動するもので作動中の発熱による温度上昇は小さく、また、主極コイル等は使用温度に比べて十分余裕のある絶縁種別を選択しているが、60年間の使用を想定すると絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。</p>	<p>補助給水ポンプ復水タンク出口弁電動装置の主極コイル等の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	<p>絶縁抵抗測定については、分解点検等に伴う弁駆動装置の取り外し等の作業時に実施しており、実績としてはこれまでほぼ毎点検実施されていたことを確認した。また、当該機器において有意な絶縁低下がないことを資料「第21回定期点検工事記録」(2009年)および「第22回定期点検工事記録」(2010年)により確認した。</p> <p>しかしながら、絶縁抵抗測定そのものの実施頻度については点検計画で明確に定められていなかったことから、第23回定検以降については、絶縁抵抗測定を毎点検定期的に実施することとしていることを資料「点検計画」により確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であるとの評価は妥当であると判断した。</p>

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(9/13)

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	高経年化への対応	
高圧ポンプモータ	海水ポンプモータ /原子炉補機冷却水ポンプモータ /電動補助給水ポンプモータ	固定子コイル等	<p>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 年以上と評価したが、この年数以降は固定子コイル等の絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定等で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することで健全性を維持できると評価した。</p>	<p>海水ポンプポンプモータ等の固定子コイル等の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	<p>原子炉設置者が実施したヒートサイクル試験によって耐熱寿命が得られるまでの評価過程、及び運転年数による絶縁破壊電圧の低下傾向から絶縁寿命が得られるまでの評価過程を確認し、絶縁寿命を 18.5 年とする健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>海水ポンプモータの絶縁抵抗測定および絶縁診断の実施内容および実施頻度について「標準作業要領書」等により確認した。絶縁診断結果については、継続的に測定値の傾向管理を実施していることを資料「絶縁トレンド管理表」により確認した。また、絶縁抵抗測定及び絶縁診断の結果に基づき、取替を実施することとしていることを確認した。さらに、有意な絶縁低下がないことを資料「第 21 回定期検査工事記録」(2009 年)および「第 22 回定期検査工事記録」(2010 年)により確認した。海水ポンプモータ及び原子炉補機冷却水ポンプモータについては、連続運転であり運転時間が長いことを考慮し、これまでに予防保全として固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を行っていることを「工事記録」により確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(10/13)

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	高経年化への対応	
低圧ポンプモータ	充てんポンプモータ	固定子コイル等 / 励磁コイル等	<p>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固定子コイル等および励磁コイル等の絶縁寿命はそれぞれ16年以上、13年以上と評価したが、この年数以降は絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。</p>	<p>充てんポンプポンプモータの固定子コイル等および励磁コイル等の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	<p>原子炉設置者が実施したヒートサイクル試験によって耐熱寿命が得られるまでの評価過程、及び運転年数による絶縁破壊電圧の低下傾向から絶縁寿命が得られるまでの評価過程を確認し、固定子コイルおよび励磁コイルの絶縁寿命をそれぞれ16年、13年とする健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>充てんポンプモータの絶縁抵抗測定の実施内容および実施頻度について「標準作業要領書」等により確認した。また、点検結果に基づき、取替を実施することとしていることを確認した。さらに、有意な絶縁低下がないことを資料「第21回定期点検工事記録」(2009年)および「第22回定期点検工事記録」(2010年)により確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
空調設備	コントロールタワー空調用冷凍機圧縮機モータ	固定子コイル等	低圧ポンプモータの固定子コイル等の評価と同様	低圧ポンプモータの固定子コイル等と同様	
機械設備	制御用空気圧縮機モータ	固定子コイル等	低圧ポンプモータの固定子コイル等の評価と同様	低圧ポンプモータの固定子コイル等と同様	
	濃縮液ポンプモータ等	固定子コイル等	低圧ポンプモータの固定子コイル等の評価と同様	低圧ポンプモータの固定子コイル等と同様	
	燃料取替クレーン 燃料移送装置	固定子コイル	低圧ポンプモータの固定子コイル等の評価と同様	低圧ポンプモータの固定子コイル等と同様	
電源設備	非常用ディーゼル発電機 燃料弁冷却水ポンプモータ等	固定子コイル等	低圧ポンプモータの固定子コイル等の評価と同様	低圧ポンプモータの固定子コイル等と同様	
	非常用ディーゼル発電機	回転子コイル等	低圧ポンプモータの固定子コイル等の評価と同様	低圧ポンプモータの固定子コイル等と同様	
		固定子コイル等	高圧ポンプモータの固定子コイル等の評価と同様	高圧ポンプモータの固定子コイル等と同様	高圧ポンプモータと同様

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(11/13)

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	高経年化への対応	
電気設備	動力変圧器	コイル	<p>絶縁材料が異なる動力変圧器の熱劣化試験によって 60 年間の健全性を評価した結果、当該コイルの絶縁低下の可能性は小さいと考えられるが、当該動力変圧器の 60 年間の供用を仮定すると絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することにより健全性を維持できると評価した。</p>	<p>動力変圧器のコイルの絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	<p>原子炉設置者が実施した熱劣化試験の試験条件の設定根拠について確認し、試験を実施した動力変圧器の健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>絶縁抵抗測定の実施内容および実施頻度について「標準作業要領書」等により確認した。さらに、有意な絶縁低下がないことを資料「第 20 回定期点検工事記録」(2008 年)および「第 22 回定期点検工事記録」(2010 年)により確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
電気設備	メタルクラッド開閉装置	計器用変流器 計器用変圧器	<p>新品及びサンプリング品を用いた課電劣化試験及び熱サイクル試験の結果より、短期間での急激な絶縁低下の可能性は小さいが、課電劣化試験及び熱サイクル試験を同一の供試体に対して実施していないため絶縁低下の可能性は否定できないと評価した。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することで健全性を維持できると評価した。</p>	<p>メタルクラッド開閉装置等の計器用変流器・計器用変圧器の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	<p>メタルクラッド開閉装置の計器用変流器・計器用変圧器の絶縁抵抗測定の実施内容および実施頻度について「標準作業要領書」等により確認した。また、絶縁抵抗測定の結果に基づき、取替を実施することとしていることを確認した。さらに、有意な絶縁低下がないことを資料「第 20 回定期点検工事記録」(2008 年)および「第 22 回定期点検工事記録」(2010 年)により確認した。</p> <p>メタルクラッド開閉装置の計器用変流器・計器用変圧器については、2017 年度までに予防保全として取替を実施することとしていることを確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
	パワーセンタ	計器用変圧器			
計測制御設備	ディーゼル発電機制御盤	計器用変圧器			
機械設備	燃料取替クレーン	変圧器	<p>使用温度に比十分余裕のある絶縁種別を選択しているため短期間での急激な絶縁低下の可能性は小さいが、運転開始後 60 年までの使用を想定すると絶縁低下の可能性は否定できないと評価した。</p>	<p>燃料取替クレーン等の変圧器の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	
	燃料移送装置				
電源設備	計装用電源装置				
	充電器盤				

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(12/13)

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	高経年化への対応	
電気設備	メタルクラッド開閉装置	保護リレー	<p>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 年と評価したが、60 年間の供用を仮定すると絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続すること、更新計画及び更新計画より健全性を維持できると評価した。</p>	<p>メタルクラッド開閉装置等の保護リレーの絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	<p>メタルクラッド開閉装置の保護リレーについて、伊方 2 号の保護リレーと絶縁種別が同じ保護リレーを用いて評価が行われていることを確認し、健全性が維持できる期間を 40 年とする健全性評価は妥当であると判断した。</p> <p>メタルクラッド開閉装置の保護リレーの絶縁抵抗測定の実施内容および実施頻度について「標準作業要領書」等により確認した。また、絶縁抵抗測定の結果に基づき、取替を実施することとしていることを確認した。</p> <p>さらに、有意な絶縁低下がないことを資料「第 21 回定検工事記録」(2009 年)および「第 22 回定検工事記録」(2010 年)により確認した。</p> <p>メタルクラッド開閉装置の保護リレーは 1997 年度から 2010 年度までに予防保全として取り替えられていることを「工事記録」により確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
	パワーセンタ				

表 3.4.5-1 電気・計装品の絶縁低下の技術評価のまとめ(13/13)

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	高経年化への対応	
計測制御設備	ディーゼル発電機制御盤	励磁装置	<p>使用温度に比べて十分余裕のある絶縁種別であること等から短期間での急激な絶縁低下の可能性は小さいが60年間の供用を仮定すると絶縁低下の可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、現状保全で実施している定期的な絶縁抵抗測定等で絶縁低下は検知可能であり、現状保全を継続することで健全性を維持できると評価した。</p>	<p>ディーゼル発電機制御盤励磁装置の絶縁低下については、引き続き現状保全を実施していくが、現状の保全内容に新たに追加すべき項目はない。</p>	<p>絶縁抵抗測定および精密点検の実施内容および実施頻度について「標準作業要領書」等により確認した。</p> <p>また、有意な絶縁低下がないことを資料「第21回定期点検記録」(2009年)および「第22回点検工事記録」(2010年)により確認した。</p> <p>以上より、現状保全により健全性の維持が可能であり、新たに追加すべき項目はないとの評価は妥当であると判断した。</p>
計測制御設備	プロセス計測制御設備	<p>1次冷却材圧力計測制御装置伝送器/加圧器水位計測制御装置伝送器/1次冷却材高温側温度(広域)計測制御装置測温抵抗体/格納容器内高レンジエリアモニタ放射線検出器</p>	<p>(消耗品・定期取替品の抽出) (左記部位を定期取替品としている。)</p>	-	<p>当該機器について計画的に取替を行うこととしていることを「点検計画」および「標準作業要領書」により確認した。</p> <p>また、特性試験の実施内容および実施頻度について資料「標準作業要領書」および「第22回定期点検工事計装品他点検」(2010年)等により確認した。</p> <p>以上より、伝送器等の取替を含む現状保全は適切に実施されていると判断した。</p>

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、アルカリ骨材反応及び機械振動等により強度が低下する可能性がある。また、熱により放射線の遮へい能力が低下する可能性がある。

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 23 年 3 月 11 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、次の観点から審査した。

- 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。
- 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。
- 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、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下について、指摘事項は抽出されなかった。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 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、審査した。

(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。

a 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として、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応、機械振動がある。なお、凍結融解と化学的浸食については、コンクリートに劣化が生じるような環境ではないことを確認しており、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした。

コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に影響を及ぼす経年劣化事象の要因ごとに、コンクリート構造物の使用環境等を考慮し、強度低下及び遮へい能力低下への影響が大きいと想定される評価対象を抽出した。表 3.4.6-1 に、要因別の評価対象を示す。

b 経年劣化事象の発生又は進展の評価

コンクリート構造物に要求される支持機能と遮へい機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象として、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下を選定し、高経年化対策上着目すべき経年劣化要因として抽出した熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応、機械振動について、健全性を評価した。

表 3.4.6-1 要因別の評価対象

経年劣化事象	要因	評価対象
コンクリートの強度低下	熱	内部コンクリート（1次遮へい壁）
	放射線照射	内部コンクリート（1次遮へい壁）
	中性化	原子炉補助建家 取水構造物（海水管ダクト含む）
	塩分浸透	取水構造物
	アルカリ骨材反応	取水構造物（海水管ダクト含む）
	機械振動	タービン建家（タービン架台）
コンクリートの遮へい能力低下	熱	内部コンクリート（1次遮へい壁）

c 健全性の評価

コンクリートの各経年劣化事象に関する健全性の評価内容を以下に示す。

(a) コンクリートの強度低下

ア 熱

熱の評価対象部位は、原子炉容器の近傍に位置し最も高温となる内部コンクリート（1次遮へい壁）とし、評価点は、ガンマ発熱の影響が大きい炉心領域部及び周辺からの伝達熱の影響が大きい原子炉容器支持構造物（以下、「RV サポート」という。）直下部とした。

コンクリートの温度制限値については、社団法人日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」（1988）において、局部で 90℃、一般部で 65℃という温度制限値が定められている。

1次遮へい壁の温度分布解析の結果、炉心領域部の最高温度は約 62℃である。また、RV サポート直下部についても温度分布解析を実施しており、高温となる RV サポートにフィン構造を採用し、内部から空冷することにより、最高温度は約 52℃に抑えられている。いずれの部位においても、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と評価した。

また、長期加熱時のコンクリートの圧縮強度については、実験結果から 110℃で 3.5 年間加熱した場合でも、強度低下は見られない。サイクル加熱時のコンクリートの圧縮強度についても、20～110℃で 120 回サイクル加熱した場合でも、強度低下は見られない。これらの実験結果より、熱による強度の変化は、加熱開始後、比較的短時間でほぼ収束するものと考えられることから、長期加熱及びサイクル加熱による強度低下については問題ない。

以上より、運転開始後 60 年までの使用を仮定しても熱による強度低下については問題ないと評価した。

イ 放射線照射

放射線照射の評価対象部位は、中性子照射量及びガンマ線照射量が最も大きい内部コンクリート（1次遮へい壁）とし、評価点は、中性子照射量及びガンマ線照射量が最大となる1次遮へい壁の炉心領域部とした。

放射線照射とコンクリート強度の関係を示した Hilsdorf⁷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 $2.0 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2.0 \times 10^{10} \text{rad}$) 程度以下であれば有意な強度低下が見られないとされている。運転開始後60年時点で予想される1次遮へい壁の中性子照射量は、最大でも炉心領域部において約 $6.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ であり、コンクリートの強度低下への影響はないと評価した。また、1次遮へい壁のガンマ線照射量は、炉心領域部において最大で約 $2.4 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2.4 \times 10^{10} \text{rad}$) となるが、照射量が $2.0 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2.0 \times 10^{10} \text{rad}$) を超えるコンクリートの範囲は、深さ方向に最大でも5cm程度であり、1次遮へい壁の厚さ（最小壁厚279cm）に比べて小さいことから、構造強度上問題とはならないと評価した。

ウ 中性化

中性化の評価対象は、中性化の進展に影響を及ぼす要因である環境要素（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）と仕上げ（塗装等）の有無を考慮して抽出した。

その結果、屋内については、中性化が進展しやすい環境にあると考えられる原子炉補助建家一般通路部及び主蒸気管室を評価対象部位とし、評価点は、仕上げが施されていない壁とした。また、屋外については、仕上げが施されていない部位がある取水構造物（海水管ダクトを含む）を評価対象部位とし、評価点は、気中帯及び海水管ダクト内面とした。

抽出した評価点において、中性化深さを測定した結果、最も大きい平均中性化深さの原子炉補助建家一般通路部壁と取水構造物海水管ダクト内面で健全性を評価した。

鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、社団法人日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針（案）・同解説」（2004）において、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。

鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、上記指針より原子炉補助建家一般通路部壁（屋内面）が7cm（設計最小かぶり厚さ5cm+2cm）、取水構造物海水管ダクト内面が4.9cm（設計最小かぶり厚さ4.9cm）とした。

運転開始後60年時点の中性化深さを予測式⁸である岸谷式、依田式、森永式、及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式で推定した結果、中性化深さの推定値は、原子炉補

⁷出典：「The Effect of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」 American Concrete Institute Publication SP 55-10 (1978)

⁸出典：予測式

- ・岸谷式：社団法人日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説」（1991）
- ・依田式：「コンクリート構造物の耐久性シリーズ 中性化」技報堂出版（1986）
- ・森永式：「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究」東京大学学位論文（1986）
- ・中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式：社団法人土木学会「コンクリート標準示方書[維持管理編]」（2007）

助建家一般通路部壁で最大 5.9cm、取水構造物海水管ダクト内面で最大 2.6cm となった。これらの結果より、いずれも鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っており、運転開始後 60 年までの使用を仮定しても中性化による強度低下については問題ないと評価した。

エ 塩分浸透

塩分浸透の評価対象部位は、コンクリート構造物のうち、海水や飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物とし、評価点は、塩分浸透環境が異なる気中帯、干満帯及び海中帯とした。

2000 年から 2008 年に取水構造物からコア採取し、鉄筋位置での塩化物イオン濃度を測定し、その値をもとに予測式（森永式⁹）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 $21.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯 $5.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯 $12.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 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 $88.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯 $86.5 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯 $90.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ ）を下回っており、運転開始後 60 年までの使用を仮定しても塩分浸透による強度低下については問題ないと評価した。

オ アルカリ骨材反応

アルカリ骨材反応の評価対象は、対象構造物のうちアルカリ骨材反応が発生する可能性のある骨材を使用している取水構造物（海水管ダクトを含む）とした。

2000 年から 2010 年にかけて実構造物からコア供試体を採取し、圧縮強度試験を実施した結果、平均圧縮強度 (32.7N/mm^2) が設計基準強度 (23.5N/mm^2) を上回っており、支持機能に問題ないとした。また、コア供試体の促進膨張試験の結果、構造物の膨張率は、材齢 3 ヶ月で平均 0.008%、材齢 6 ヶ月で平均 0.009%であり、判定値の材齢 3 ヶ月で 0.05%、材齢 6 ヶ月で 0.1%に対して十分に小さいことを確認しており、今後もアルカリ骨材反応が発生又は進展するとは考えられず、運転開始後 60 年までの使用を仮定してもアルカリ骨材反応による強度低下については問題ないと評価した。

カ 機械振動

機械振動の評価対象部位は、プラント運転中常時振動を受ける対象構造物のうち、最も大きな振動を受けるタービン架台とし、評価点は、機械振動荷重を直接受ける機器支持部（基礎ボルト周辺のコンクリート）とした。

機械振動により機器支持部が損傷し、支持機能を失うような場合、機械の異常振動や機器支持部表面に有害なひび割れが発生するものと考えられる。運転開始後 60 年までの使用を仮定すると、健全性を維持するためには、ひび割れ等の目視検査を定期的実施していくことが前提となる。

(b) コンクリートの遮へい能力低下

⁹出典：森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文」（1986）

放射線に対する遮へい能力低下の評価対象部位は、原子炉容器の近傍に位置し、最も高温となる内部コンクリート（1次遮へい壁）とし、評価点は、ガンマ線の影響が大きい炉心領域部及び周辺からの伝達熱の影響が大きいRVサポート直下部とした。

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

1次遮へい壁炉心領域部及び周辺からの伝達熱の影響が大きいRVサポート直下部のコンクリートの温度は、温度分布解析の結果、最高でも約62℃と制限値より低い値であり、運転開始後60年までの使用を仮定しても遮へい能力については問題ないと評価した。

d 現状保全の評価

(a) コンクリートの強度低下

定期的にコンクリート表面のひび割れや塗装の劣化等の目視検査を実施し、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、必要に応じてひび割れ補修や塗装の塗替え及び非破壊試験による点検を実施している。

今後も、定期的に非破壊試験による点検を実施し、コンクリート強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認する。

なお、機械振動に係る評価対象としたタービン架台が支持するタービン発電機については、運転管理の面から軸振動が常時計測監視されている。

(b) コンクリートの遮へい能力低下

定期的に目視検査を実施し、ひび割れ等の有害な欠陥がないことを確認し、有害な欠陥が認められた場合は、適宜補修する。

e 追加保全策の策定

コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下については、現状保全に高経年化対策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、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下 JNES-SS-0512-04）に基づき、書面審査及び現地調査において、温度及び放射線照射量の解析結果並びにコンクリート構造物に対する圧縮強度（破壊試験及び非破壊試験）、中性化深さ、塩化物イオン濃度、アルカリ骨材反応及び目視検査記録等により技術評価の妥当性を確認した。

a コンクリートの強度低下

(a) 熱

熱については、1次遮へい壁の温度分布を算定する温度分布解析の計算方法及び計算結

果を確認した。

温度分布解析の結果から、1次遮へい壁の炉心領域部及びRVサポート直下部のコンクリートの最高温度（炉心領域部：約62℃、RVサポート直下部：約52℃）が、規格に示されている温度制限値以下（一般部65℃以下）であることを確認した。

以上より、原子炉設置者の熱による強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

(b) 放射線照射

放射線照射については、運転開始後60年時点で予想される1次遮へい壁の中性子照射量及びガンマ線照射量を算定する照射量解析の計算方法及び計算結果を確認した。

中性子照射量は、照射量解析の計算結果から、最大値が許容される目安値を超えていないことを確認した。

ガンマ線照射量は、1次遮へい壁の内側コンクリートの一部が、許容される目安値を超えていることを確認した。

しかし、ガンマ線照射量の目安値を超える範囲（最大5cm）は一部であり、1次遮へい壁の厚さ（最小壁厚279cm）に比べて小さいこと、工事計画認可申請資料より原子炉圧力容器の鉛直荷重による圧縮応力度が短期許容圧縮応力度に対して十分余裕があること、内部コンクリートから採取したコア圧縮強度（29.2N/mm²）が設計基準強度（20.6N/mm²）を上回っていることを確認した。

以上より、原子炉設置者の放射線照射による強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

(c) 中性化

中性化については、評価対象部位及び評価点を抽出した過程、運転開始後60年時点における中性化深さの推定値を算出するための予測評価が的確に実施されているか確認した。

2007年から2008年に実施した環境要素（温度、湿度、二酸化炭素濃度）の測定結果から、中性化の評価対象部位及び評価点を抽出した過程を確認し、評価対象部位及び評価点の抽出は妥当であると判断した。

また、中性化深さの予測式である岸谷式、依田式、森永式、 \sqrt{t} 式のパラメータとこれらによる予測結果を確認し、推定値が運転開始後60年時点において鉄筋が腐食し始める時の中性化深さに達しないことを確認した。また、2000年から2008年に伊方2号炉で測定した中性化深さの測定結果と測定位置を図面で確認し、現地調査で取水構造物等の中性化深さの測定位置が妥当であることを確認した。

以上より、原子炉設置者の中性化による強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

(d) 塩分浸透

塩分浸透については、取水構造物における評価点の抽出根拠、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ているか確認した。

取水構造物の気中帯、干満帯及び海中帯の測定位置を選定した根拠を原子炉設置変更許可申請書に記載されている平均満潮位 (H. W. L) と平均干潮位 (L. W. L) で確認し、測定位置は妥当であると判断した。

鉄筋位置でのコンクリート中の塩化物イオン濃度から、運転開始後 60 年時点の鉄筋腐食減量を予測するために用いた森永式のパラメータを、気中帯、干満帯、海中帯別に確認し、パラメータが適切に設定されていることを確認した。また、2000 年から 2008 年に、伊方 2 号炉で測定した塩化物イオン濃度の測定結果と測定位置を図面で確認し、現地調査で気中帯の測定位置が妥当であることを確認した。

なお、取水構造物の目視検査記録、圧縮強度試験記録、現地調査でコンクリートの状況を目視確認し、塩分浸透に起因するひび割れがないこと、平均圧縮強度 (32.7 N/mm²) が設計基準強度 (23.5 N/mm²) を上回っていることを確認した。

以上より、原子炉設置者の塩分浸透による強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

(e) アルカリ骨材反応

アルカリ骨材反応については、評価対象部位の抽出根拠、各種試験記録を確認した。

1984 年に実施したモルタルバー法による反応性試験の結果より、使用している粗骨材及び細骨材が共に無害であることを確認し、取水構造物以外の対象構造物をアルカリ骨材反応の評価対象部位から除いていることは妥当であると判断した。

取水構造物に使用されている山口県柳井産の砕石 (安山岩) は、アルカリ骨材反応が発生する可能性のある伊方 1 号炉のタービン架台に使用されている骨材と同じであることから、取水構造物を評価対象部位とすることは妥当であると判断した。

取水構造物については、2000 年から 2010 年にかけて実構造物からコア供試体を採取し、圧縮強度試験及び促進膨張試験を実施した結果から、判定基準を満足していることを確認した。また、取水構造物の目視検査記録、現地調査時にコンクリートの状況を目視確認し、アルカリ骨材反応に起因するひび割れが見られないことを確認した。

以上より、原子炉設置者のアルカリ骨材反応による強度低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

(f) 機械振動

機械振動については、タービン架台の点検記録を確認した。

タービン架台の目視検査記録より有意なひび割れがないこと、圧縮強度試験記録より平均圧縮強度 (31.5 N/mm²) が設計基準強度 (20.6N/mm²) を上回っていることを確認した。さらに、機械の異常振動の検知方法、検知記録より管理値が設定されており、異常振動が検知可能であることを確認した。

以上より、原子炉設置者の機械振動による強度低下については、定期的な目視検査及び機械振動の日常的な監視を継続することで、健全性の維持は可能であると判断した。

b コンクリートの遮へい能力低下

熱による遮へい能力低下については、1次遮へい壁の温度分布を算定する温度分布解析の計算方法及び計算結果を確認した。

温度分布解析の結果から、1次遮へい壁の炉心領域部及びRVサポート直下部のコンクリートの最高温度（約62℃）が、遮へい体設計規準に示されている温度制限値以下（中性子遮へいに対して88℃以下、ガンマ線遮へいに対して177℃以下）であることを確認した。

以上より、原子炉設置者の熱による遮へい能力低下については問題ないとする評価は妥当であると判断した。

なお、原子炉格納施設で2010年9月から12月（第22回定期検査）に実施した目視検査記録より、ひび割れ等の有害な欠陥がないことを確認した。

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

(2) 長期保守管理方針

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

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

3.4.7 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。

当機構は、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 23 年 3 月 11 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、次の観点から審査した。

- ニッケル基合金の PWR 1 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（以下、それぞれ「IGSCC」、「TGSCC」という。）及び低合金鋼の応力腐食割れについて、発生・進展評価が的確に実施されているか。
- 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。
- 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。

- ・ 蒸気発生器出入口管台セーフエンド以外のステンレス鋼使用部位において、応力腐食割れを経年劣化事象として抽出しない理由を明確にすること。
- ・ 上部炉心支持柱等の応力腐食割れについて、予防保全を含めた評価とすること。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙 1 に示す。

(1) 技術評価結果

① 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

(a) PWSCC

600 系ニッケル基合金の使用部位である原子炉容器の冷却材入口管台溶接部、安全注入管台溶接部、炉内計装筒及びその溶接部、炉心支持金物及びその溶接部を評価点として抽出した。

なお、600 系ニッケル基合金から 690 系ニッケル基合金に取替えた部位（蒸気発生器の冷却材出入口管台溶接部等）、溶接部内面を切削し、接液部に対して 690 系ニッケル基合金をクラッド溶接した部位（原子炉容器の冷却材出口管台溶接部）、及び 600 系ニッケル基合金が使われているが接液しない構造となっている部位（加圧器のスプレ

イライン用管台溶接部等) の PWSCC は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした。

(b) ステンレス鋼の IGSCC

余熱除去系統配管及び美浜発電所 2 号機で損傷事例のある蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンドを評価点として抽出した。

上部炉心支持柱等の炉内構造物ステンレス鋼使用部位の IGSCC は、環境中の溶存酸素濃度、塩素濃度等が十分低く管理されていること、及び炉内構造物の一式取替の際に実施した主要溶接部近傍の表面強加工層の研磨により信頼性の向上を図っていることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした。

加圧器ヒータスリーブの IGSCC は、溶接施工時の層間温度管理等により鋭敏化を抑制していること、及び非常に厳しい条件での定荷重試験による破断時間より実機が応力腐食割れ発生環境下におかれる時間が極めて短いという解析結果より、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。

加圧器ヒータシースの IGSCC は、ヒータ製作予備品を用いた硬度測定結果より IGSCC が発生する可能性が高くなるとされる硬さ (300HV) 以下であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした。

(c) ステンレス鋼の TGSCC

ステンレス鋼配管全般を評価点として抽出した。

(d) 低合金鋼の応力腐食割れ

タービン設備の車軸、翼環ボルトを評価点として抽出した。

b 健全性の評価

(a) PWSCC

600 系ニッケル基合金使用部位に対し、使用部位の応力・温度条件をもとに評価を行った結果、応力条件として厳しい炉内計装筒母材部内面及び表面仕上げが行われていない場合の炉内計装筒 J 溶接部、原子炉容器の冷却材入口管台溶接部については、応力緩和措置を実施していなければ応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。しかし、炉内計装筒内面及び J 溶接部、原子炉容器の冷却材入口管台溶接部等についてはレーザーピーニングによる応力緩和を施工しており、施工前や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、60 年の供用を仮定しても応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価した。

(b) ステンレス鋼の IGSCC

余熱除去系統配管のうち、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、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。しかし、SUS304 系から SUS316 系への取替を実施したことから、60 年の供用を仮定しても応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価した。

蒸気発生器の出入口管台セーフエンドでは、美浜発電所 2 号機において内面に粒界割れが確認されていることから応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。しかし、美浜発電所 2 号機の事例が唯一の事例であり、応力腐食割れの進展が停留すると評価されており、機器の機能に影響を与える可能性はないこと、現時点までの国内 PWR の実機条件を模擬した研究では応力腐食割れの発生は確認されていないことから、直ちに機器の機能維持上問題となる応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価した。また、上記のような状況から、他のステンレス鋼使用部位については応力腐食割れを経年劣化事象として抽出していない。

(c) ステンレス鋼の TGSCC

ステンレス鋼配管外面の海塩粒子等の塩化物イオンに起因する TGSCC について、屋外設置配管では防水措置（保温カバー）の有無にかかわらず外面に塗装を施していることから、大気中の海塩粒子が配管外面に直接付着する可能性は小さく、60 年の供用を仮定しても応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価した。

屋内設置配管では、外気の流入する空気吹出し口等の付近に設置されている配管については、海塩粒子が付着する可能性は否定できない。しかし、保温も塗装もしていないステンレス鋼配管については定期的に塩化物付着量の測定を実施し、測定値が高い場合には純水拭きを行っていることから、60 年の供用を仮定しても応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価した。

(d) 低合金鋼の応力腐食割れ

タービン設備の翼環ボルトは高強度材が使用されており、ねじ部の応力集中部は発生応力が高く、高温湿り蒸気雰囲気下にあるため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から、応力腐食割れ感受性は緩和されている。しかし、60 年の供用を仮定すると応力腐食割れの可能性は否定できないと評価した。

タービン設備の車軸は低降伏応力の材料としていることから、応力腐食割れが発生する可能性はないと評価した。

c 現状保全の評価

(a) PWSCC

600 系ニッケル基合金使用部位については、保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21・11・18 原院第 2 号 NISA-325c-09-4, NISA-163c-09-4)に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査、ベアメタル検査、及び浸透探傷検査・供用期間中検査時）で検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。また、定期的に漏えい試験を実施し、耐圧部の健全性を確認している。

(b) ステンレス鋼の IGSCC

余熱除去系統配管については、定期的に溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施

し、有意な欠陥がないことを確認している。

蒸気発生器の出入口管台セーフエンドについては、定期的に超音波探傷検査、及び渦流探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

(c) ステンレス鋼の TGSCC

ステンレス鋼配管外面については、「塩化物付着量測定手引書」に従い定期的に塩化物付着量の測定を実施しており、測定値が高い場合には、保温も塗装もしていないステンレス鋼配管について基準値以下となるよう純水拭きを行っている。

(d) 低合金鋼の応力腐食割れ

タービン設備の翼環ボルトについては、定期的に目視検査、磁粉探傷検査及び超音波探傷検査を実施し、有意な割れのないことを確認している。

タービン設備の車軸については、定期的に目視検査を実施するとともに必要に応じて磁粉探傷検査を実施し、有意な割れのないことを確認している。

d 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については、現状保全を引き続き実施することによって 60 年間の健全性を維持できることから、高経年化の観点から現状保全項目に追加すべきものはない。

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評価対象部位の選定根拠、健全性評価結果の根拠、現状保全として実施する検査の計画、要領、記録等を確認することで、技術評価の妥当性を確認した。

a PWSCC

600 系ニッケル基合金の使用部位のうち PWSCC に対する条件が厳しい部位については、施工前検査で異常のないことを確認した上でレーザピーニングが施工されていること、及び定期的な超音波探傷検査等を行っており、直近の定期検査時の要領、記録等より有意な欠陥が検出されていないことを確認した。これらのことから、現状保全を継続することにより健全性の維持は可能であると判断した。

b ステンレス鋼の IGSCC

余熱除去系統配管のような高温、高溶存酸素濃度となる部位については、対象部位の取替範囲図や配管取替工事図を確認し、対象となる配管が全て取替済みであることを確認した。

蒸気発生器の出入口管台セーフエンドについては、美浜発電所 2 号機の事例での欠陥の進展評価の内容を確認し、応力腐食割れが途中で停留すること、定期的な超音波探傷検査、及び渦流探傷検査を実施していることから、仮に応力腐食割れが発生しても直ちに機器の機能維持上問題となる可能性は小さいことを確認した。

以上のことから、これらの部位について現状保全を継続することにより健全性の維持は可能であるとする評価は妥当であると判断した。

一方、蒸気発生器の出入口管台セーフエンドと同一環境にある他のステンレス鋼使用部位については、類似の事例が発生していないこと、現時点までの国内 PWR の実機条件を模擬した研究では応力腐食割れの発生は確認されておらず、引き続き安全研究等により知見を拡充していることから、応力腐食割れを想定される経年劣化事象として抽出しないことは妥当であると判断した。

上部炉心支持柱等の炉内構造物ステンレス鋼使用部位については、「伊方発電所 化学管理総括内規」により溶存酸素濃度及び塩素濃度が十分低く管理されていることを確認するとともに、実施した予防保全（表面研磨）により表面の硬さが十分低減されることを確認した。

加圧器ヒータスリーブについては、非常に厳しい条件（使用材料（SUS316）を想定以上に鋭敏化させた条件）での定荷重試験結果及び実機が応力腐食割れ発生環境下におかれる時間の解析結果が記載された文献により、実機が同環境下におかれる時間が定荷重試験での破断時間より短いことを確認した。

加圧器ヒータシースについては、ヒータ製作予備品を用いた硬度測定結果により、ヒータシースにおいて顕著な硬化が無い（概ね 250HV 以下）ことを確認した。

以上のことから、これらの部位の応力腐食割れに着目すべき経年劣化事象として抽出しないことは妥当であると判断した。

c. ステンレス鋼の TGSCC

ステンレス鋼配管外面については、「塩化物付着量測定手引書」及び測定結果により、塩化物付着量が基準値以下となっていることを確認し、現状保全を継続することにより健全性の維持は可能であるとする評価は妥当であると判断した。

d. 低合金鋼の応力腐食割れ

タービン設備の翼環ボルトについては、ボルトの締付要領によりボルトの締付応力が適切に管理されていること、定期的に見視検査、磁粉探傷検査及び超音波探傷検査が実施されていることを確認し、現状保全を継続することにより健全性の維持は可能であるとする評価は妥当であると判断した。

タービン設備の車軸については、低合金鋼の応力腐食割れ試験結果により、用いられている低降伏応力の材料では応力腐食割れの感受性が認められていないことを確認し、応力腐食割れが発生する可能性はないとする評価は妥当であると判断した。

なお、高経年化技術評価の補正書において、前述の指摘事項が的確に反映されていることを確認した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行った原子炉容器、配管等の応力腐食割れ（IASCC を除く）に係る技術評価及び現状保全が的確に実施されていることを確認した。これに基づき現状保全に追加すべき項目はないことは妥当であると判断した。

(2) 長期保守管理方針

原子炉設置者は、応力腐食割れ（IASCC を除く）に関して高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

当機構は、(1) 項の技術評価結果に照らして長期保守管理方針を策定しない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、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンにより引き起こされる現象である。流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョン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。

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 23 年 3 月 11 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、次の観点から審査した。

- 炭素鋼配管、低合金鋼配管及びステンレス鋼配管の流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンについて、減肉の発生・進展評価が的確に実施されているか。
- 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。
- 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。

- ・炭素鋼配管の配管減肉（流れ加速型腐食）について、総合評価に運転開始後 60 年時点までの評価を明確にすること。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙 1 に示す。

(1) 技術評価結果

①原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、標準審査要領に基づき、以下のように技術評価している。

a 経年劣化事象に対する評価点の抽出

原子炉設置者は、高温水又は二相流体を内包する炭素鋼配管においてエルボ部、分岐部、レジューサ部等の流れの乱れが起きる箇所を流れ加速型腐食により配管減肉の評価点として抽出した。

また、復水器につながる蒸気と凝縮水が流れる配管等の高減圧部で流速が大きくなる箇所を液滴衝撃エロージョンにより配管減肉の評価点として抽出した。

b 経年劣化事象の発生又は進展の評価

原子炉設置者は、炭素鋼配管に対しては流れ加速型腐食による減肉の発生の可能性があり、また、ステンレス鋼配管に対しては液滴衝撃エロージョンの発生の可能性がある

と評価した。

c 健全性の評価

流れ加速型腐食による減肉は流速、水質、温度、当該部の形状等の使用条件から発生する可能性は推定できるものの、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難であると評価した。

一方、液滴衝撃エロージョンによる減肉は、復水器につながる蒸気と凝縮水が流れる配管等の高減圧部で流速が大きくなる箇所が発生する可能性があるが、その減肉の進行程度を正確に評価することは困難であると評価した。

d 現状保全の評価

原子炉設置者は、1990年5月に作成した「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(PWRプラント事業者から資源エネルギー庁公益事業部への届出)に基づき「2次系配管経年変化調査マニュアル」(原子炉設置者社内文書)を策定し、これに基づき配管減肉の管理を行ってきた。しかし、美浜発電所3号機2次系配管破損事故(2004年8月)以降は、保安院指示文書「原子力発電工作物の保安のための点検検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈(内規)の制定について」(平成20年12月26日、平成20・12・22 原院第4号 NISA-163c-08-5)及び一般社団法人日本機械学会「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(以下、「PWR配管減肉管理規格」という。)に定められた試験対象系統及び部位や試験実施時期等の考え方に基づき、「2次系配管経年変化調査マニュアル」を改正している。この「2次系配管経年変化調査マニュアル」に基づき、超音波による配管肉厚計測を計画的に実施し、減肉傾向の監視を行い、必要に応じ予防保全として配管取替を実施している。

このように、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンによる配管減肉は、超音波による肉厚計測により検知可能であり、「2次系配管経年変化調査マニュアル」に基づき配管の減肉管理を実施していくこととしている。

e 追加保全策の策定

配管減肉については、現状保全を引き続き実施することにより健全性が維持できることから、高経年化の観点から現状保全項目に追加すべきものはない。

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、「2次系配管経年変化調査マニュアル」の内容及び評価点の妥当性を確認した。

上記の「2次系配管経年変化調査マニュアル」を確認した結果、PWR配管減肉管理規格に準じており、同規格が求める対象部位が全て抽出されていること、伊方2号炉として独自に配管を追加抽出していること、同マニュアルでは保安院指示文書、他プラントの損傷事例、配管減肉に関する新知見等により改正することを示す条項を有しており、その改訂履歴により配管減肉管理の最新知見が適切に反映されていることを確認した。

また、伊方2号炉では、液滴衝撃エロージョンを想定すべき配管が全てステンレス鋼配管に取替られていることを配管系統図及び工事報告書により確認し、低合金鋼配管及び炭素鋼配管において液滴衝撃エロージョンが抽出されていないことは妥当であると判断した。

「2次系配管経年変化調査マニュアル」による管理状況を確認するため、炭素鋼配管の流れ加速型腐食の対象部位である主給水管について点検記録を確認した結果、第20回定期検査(2008年)で肉厚測定を実施し、配管の余寿命評価から次回測定時期が決められており、配管の減肉管理は適切に行われていることを確認した。

また、ステンレス鋼配管の液滴衝撃エロージョンの対象部位である第2 低圧給水加熱器空気抜き管及び第3 低圧給水加熱器空気抜き管について点検記録を確認した結果、両方とも第21回定期検査(2009年)で肉厚測定を実施しており、配管の余寿命評価から次回測定時期が決められており、配管の減肉管理は適切に行われているを確認した。

以上の結果、当機構は2次系配管経年変化調査マニュアルに基づいて配管減肉の管理を実施していくことで健全性が維持できるとすることは妥当であると判断した。また、現状の保全内容に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、配管減肉に関して「2次系配管経年変化調査マニュアル」に基づく検査、取替を継続することとし、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないことから、長期保守管理方針を策定していない。

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

3.4.9 その他の経年劣化事象

前項までに示した経年劣化事象以外の事象についても原子炉設置者は、プラントの長期供用を仮定した評価を行い、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 23 年 3 月 11 日付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、次の観点から審査した。

- 抽出されたその他の経年劣化事象に対し、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。
- 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。
- 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。

- ・ターボポンプの高サイクル疲労を高経年化対策上着目すべき劣化事象として抽出しなくて良い根拠を明確にして評価を見直すこと。
- ・余熱除去ポンプのフレットング疲労について、ポンプ主軸の疲労き裂の検出性を考慮して評価を見直すこと。
- ・脱気器胴板の腐食（流れ加速型腐食）について、推定腐食量の評価やそれに基づく保全活動を明確にすること
- ・原子炉格納容器トップドーム部及び円筒部の腐食について、腐食推定量の評価を明確にすること。

○高経年化技術評価書の補正書

当機構は、平成 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙 1 に示す。

(1) 技術評価結果

① 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、ガイドライン及び標準審査要領に基づき、その他の経年劣化事象について評価している。各機器において想定されるその他の経年劣化事象について、原子炉設置者が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出した劣化事象を表 3.4.9-1 に示す。

原子炉設置者は、余熱除去ポンプのフレットング疲労、基礎ボルトの腐食及びケミカルアンカの樹脂劣化については追加保全策を抽出している。抽出された追加保全策を表 3.4.9-2 に示す。

一方、これらの事象のうち上記以外については、現状保全として実施している点検検査により劣化傾向を把握しつつ、必要に応じて補修、取替え、予防保全等を実施することにより健全性を維持できると評価した。

② 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアル（総括マニュアル JNES-SS-0808-02）に基づき、高経年化技術評価書の書面審査及び現地調査を実施し、健全性の評価内容及び現状保全の実績として点検計画、点検要領、点検記録等を確認し、技術評価の妥当性を確認した。確認した主な内容は以下のとおりである。

a 基礎ボルトの腐食及びケミカルアンカ樹脂の劣化

基礎ボルト及びケミカルアンカについては 60 年間の使用を考慮しても機能を喪失する可能性は小さく、健全性は維持できると評価されているが、サンプリング調査を実施してこれらの健全性を確認することが望ましいことから、取り外す機会を利用して調査するとしている。このため、基礎ボルト及びケミカルアンカのサンプリング調査の今後の計画について確認した結果、基礎ボルトについては、伊方 2 号炉の所内用変圧器の基礎ボルトで腐食量を測定する計画があること、また、ケミカルアンカについては他の原子力発電所における調査結果を入手する計画であることを確認した。これらのことから、基礎ボルト及びケミカルアンカについての追加保全策は妥当であると判断した。

b 余熱除去ポンプの主軸のフレットング疲労割れ

余熱除去ポンプの主軸のフレットング疲労について、原子炉設置者は定期運転時の振動測定により異常を検出することとしているが、これはフレットング疲労割れを確実に検出するものではないが、振動測定値に許容値を設けず、有意な振動速度の増加が検知された場合には直ちに精密診断を実施し、必要に応じて分解点検を実施する、としていることを確認した。高経年化への対応として分解点検時に主軸の目視検査に加えて超音波探傷検査を追加保全とすることは、フレットング疲労割れをより確実に検出するため現状の保全を充実するものであり、妥当であると判断した。

c ターボポンプの主軸の高サイクル疲労割れ

原子炉設置者は、ターボポンプの主軸の高サイクル疲労割れについては、ターボポンプ主軸には設計時に疲労設計がなされ、主軸の損傷事例に対してはその都度、原因究明結果に基づき水平展開を行って対策の必要なものがないことを確認している。特に非常用炉心冷却系に関連する高圧注入ポンプ等については、長期間の供用に伴って増加する低サイクルの変動応力の影響は局部的応力集中を考慮しても小さい ($UF < 0.1$) ため、着目すべき経年劣化事象ではないとしていることを確認した。

また、今後は非常用炉心冷却系ポンプの現状保全をより充実するため、これまで不定期に実施していた原子炉補機冷却水ポンプ主軸の超音波探傷試験を定期的な分解点検に合わせて実施するとともに、現状技術ではこれが適用できない高圧注入ポンプについては主軸の割れに対する非破壊的な検査及び監視技術の検討を進めるとし、更に、定期運

転時に実施している振動測定を余熱除去ポンプと同様に許容値を設けない運用とし、異常が検出された場合には直ちに必要な措置を行なうよう運用するとしている。

当機構は、原子炉設置者のこれらの評価の過程を確認し、伊方 2 号炉ではこれまで損傷を経験していないことも考慮して、上記のターボポンプの現状保全は妥当であると判断した。

d 海水ポンプの主軸、羽根車、吐出管等接液部の腐食（孔食他）

海水ポンプについては、分解点検を定期的実施し、これまでに機能に支障を及ぼすような腐食が認められていないことを点検計画及び点検記録から確認し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとすることは妥当であると判断した。

e 脱気器胴板の腐食（流れ加速型腐食）

脱気器胴板の腐食については、第 30 回定期検査後に必要最小厚さに達すると評価され、第 25 回定期検査で肉厚測定を行い、必要に応じて肉盛等の補修を行うとしていることを確認した。また、現地調査で脱気器胴板の第 21 回定期検査(2009 年)の点検記録により脱気器胴板の板厚測定結果を確認し、必要最小厚さに達するまでの余寿命の評価結果から点検計画が策定されていることを確認した。これらの結果、脱気器胴板の腐食（流れ加速型腐食）についての現状保全は妥当であると判断した。

f 1 次冷却材管母管の高サイクル熱疲労割れ

一般社団法人日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」JSME S 017-2003 に基づき、1 次冷却材管の母管と充てん配管の合流部での疲労評価条件を確認し、疲れ累積係数が 0.439 であることから、現状保全内容に追加すべき項目はないとする評価は妥当であると判断した。

g 原子炉格納容器鋼板の腐食

原子炉格納容器トップドーム部及び円筒部の腐食については、高経年化技術評価書の補正書で保守的に屋外暴露されているとした条件での 60 年間の腐食量の推定方法を確認し、推定腐食量と必要最小板厚に対する余裕代の比率がトップドーム部及び円筒部で 1 未満であることを確認した。この健全性評価結果により、現状保全内容に追加すべき項目はないとする評価は妥当であると判断した。

h 配管サポートのピン等摺動部材の摩耗

供用期間中検査に係わる支持構造物の点検は、一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格」JSME S NA1-2008 に従い、クラス 1 配管、クラス 2 配管及びクラス 3 配管の支持構造物の全ての型式について、定点サンプリングによる検査を実施していることを確認した。

供用期間中検査以外の耐震安全性検査対象の支持構造物（As、A、B クラスに属する設備の支持構造物）については 46 エリアに区分して、10 年間で可視範囲の 100% について外観検査を実施していることを確認した。

2 次系配管の支持構造物については、65 系統配管に区分して定期検査毎に可視範囲の

100%を点検していることを確認した。

地震時の配管の健全性はその支持構造物の健全性が関連すると考えられ、当機構は、直近の第 22 回定期検査(2010 年)で実施された点検の結果、その全数において異常が検知されていないことを検査記録により確認した。

これらのことから、支持構造物の現状保全は妥当であると判断した。

i 配管等の未点検箇所への対応

土中埋設品、コンクリート埋設品（コンクリート貫通部など）、配管（海水系のライニングを含む）・ダクトなどで点検が難しい箇所（接近できない箇所、保温材などにより直接点検が難しい箇所）等への原子炉設置者の対応は、以下のとおりである。

(a) 伊方 2 号炉では、対象となる土中埋設品は無い。

(b) コンクリート埋設品については、地際部にて腐食が認められた場合、使用環境及び部位等を考慮して類似箇所を特定し、点検を実施する。

(c) 配管・ダクトなどで点検ができていない箇所について、

ア 配管・ダクトの内面については、可視範囲で腐食が認められた場合、使用環境及び部位等を考慮して類似箇所を特定し、点検を実施する。

イ 保温施工の配管・ダクトの外表面については、保温に異常が認められた場合、保温の補修を行うとともに、配管・ダクトの外表面の点検を実施する。

ウ 電線管やケーブルトレイの貫通部及び高所においては、可視範囲で腐食が認められた場合、使用環境及び部位等を考慮して類似箇所を特定し、点検を実施する。

現地調査において配管（海水系のライニングを含む）・ダクトなどで点検が難しい箇所の点検状況について、代表として海水系のライニングを抽出し、海水管に係る巡視点検の要領、点検記録などを確認した。海水系のライニングは至近の定期検査において全て点検されていること、点検で膨れや肌荒れが見つかった時は、補修作業を実施していることを確認した。なお、代表部位の海水系のライニングに異常が認められた場合には、代表部位以外の海水系のライニングの点検も実施することとなっており、以上のことから、海水系のライニングへの対応は妥当であると判断した。

以上の結果、当機構は、原子炉設置者の行ったその他の事象に対する技術評価及びこれに基づく追加保全策の抽出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。

・主軸のフレット疲労割れ

余熱除去ポンプの主軸のフレット疲労割れについては、ポンプの分解点検時に、主軸の超音波探傷検査を実施していく。

（実施時期：中長期、平成 24 年 3 月 19 日から 10 年間）

- ・ 大気接触部の全面腐食

スタッドボルト等*の大気接触部の腐食については、伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す機会を利用してサンプリング等により調査を実施する。

*：スタッドボルト
メカニカルアンカ
ケミカルアンカ

(実施時期：中長期、平成24年3月19日から10年間)

- ・ 樹脂の劣化

ケミカルアンカの樹脂の劣化については、伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す機会を利用してサンプリング等により調査を実施する。

(実施時期：中長期、平成24年3月19日から10年間)

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 3.4.9-1 伊方2号炉のその他の経年劣化事象のうち高経年化対策上着目すべき劣化事象として抽出された機器の一覧

	高サイクル疲労	フレット疲労	全面腐食	摩耗	孔食・隙間腐食	変形・応力緩和・デインティング	はく離	その他(異物付着、固着、劣化等)
ポンプ	-	○余熱除去ポンプ(主軸)	-	-	-	-	-	-
熱交換器	○多管円筒形熱交換器(伝熱管)	○蒸気発生器(伝熱管)	○熱交換器(支持脚スライド部)	○多管円筒形熱交換器(伝熱管) ○蒸気発生器(伝熱管AVB部)	○蒸気発生器(伝熱管)	○蒸気発生器(伝熱管)	-	○原子炉補機冷却水冷却機(伝熱管のスケール付着) ○蒸気発生器(管支持板穴へのスケール付着)
容器	-	-	○補機タンク(支持脚スライド等)	-	-	-	-	-
配管	○余熱除去系統配管(ステンレス鋼配管) ○一次冷却材配管(母管と充てん配管の合流部)	-	○主蒸気・主給水系統配管(炭素鋼配管外面) ○海水系統配管(炭素鋼配管内面)	○配管サポート(ピン等摺動部)	-	-	○配管サポート(スライドプレート)のテフロン	○メカニカルスナバのグリース劣化
弁	-	-	○海水ストレーナ入口弁(弁箱、弁蓋、弁体) ○海水ポンプ潤滑水ストレーナ入口弁(弁箱) ○海水ポンプ出口逆止弁(弁箱、弁蓋)	-	○海水ストレーナ入口弁(弁棒) ○海水ポンプ出口逆止弁(弁蓋、弁体、弁座、弁棒、アーム)	-	-	○リフト逆止弁(弁体の固着)
炉内構造物	-	-	-	○制御棒クラスタ案内板	-	-	-	-
タービン設備	-	-	-	○高圧タービン、低圧タービンジャーナル軸受 ○低圧タービンスラスト軸受	-	○高圧タービン車室	○高圧タービン、低圧タービンジャーナル軸受 ○低圧タービンスラスト軸受	-
機械設備	-	-	○ほう酸回収装置の支持脚(スライド脚) ○アスファルト混和機ロータ等	○重機器サポート(パッド、ピン等摺動部) ○制御棒クラスタ駆動装置プランジャー、ラッチアーム、駆動軸) ○制御棒クラスタ被覆管	-	-	-	○ドラム詰装置復水器(伝熱管のスケール付着)
電源設備	○非常用ディーゼル機関清水冷却器伝熱管	-	○非常用ディーゼル機関シリンダカバー、シリンダライナ(純水接液部) ○海水系統配管の内面腐食 ○燃料油系統配管の外面腐食(屋外)	-	-	-	-	○非常用ディーゼル機関清水冷却器等伝熱管(スケール付着)
機器共通	-	-	○基礎ボルト	-	-	-	-	○ケミカルアンカの樹脂劣化

表 3.4.9-2 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	
フレッ ティン グ疲労 割れ	余熱除去ポン プ	振動測定（速度、加速度 の測定等）を実施してい る。ポンプの分解点検時 には、主軸の目視検査を 実施している。	ポンプの分解点検時に主軸 の超音波探傷検査を実施し ていく。	現状保全に加 えて、追加保全 策を実施する ことは妥当で あると判断し 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 械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。	伊方 2 号炉も含め原子力発 電所共通として基礎ボル トを取り外す機会を利用 してサンプリング等によ り腐食等の調査を実施 していく。	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	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。	伊方 2 号炉を含め原子力発 電所共通としてケミカル アンカを取り外す機会 を利用してサンプリング 等により樹脂の劣化等 の調査を実施してい く。	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のうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 では、次のような耐震安全性評価の考え方が示されている。

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

加えて、技術評価審査マニュアルのうち総括マニュアル JNES-SS-0808-02 では、60 年の供用期間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 23 年 3 月 11 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、次の観点から審査した。

- 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。
- 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。
- 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。

- ・ 1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。
- ・ 配管検査の社内マニュアルで「その他系統」に区分される蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。
- ・ 蒸発器胴板等の応力腐食割れに関し、高経年化技術評価の配管に適用実績のある規格（配管破損防護設計規格）に準拠して耐震安全性評価を行うこと。

○高経年化技術評価の補正書

当機構は、平成 24 年 2 月 16 日及び 3 月 5 日付けで提出された高経年化技術評価の補正書を対象として、上記の指摘事項が的確に反映されているかを審査した。なお、上記の指摘事項に対する原子炉設置者の対応結果を別紙 1 に示す。

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。

「技術評価」においては、評価対象機器個々について機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、代表機器ごとに想定される経年劣化事象を抽出した。

想定される経年劣化事象のうち、

- a 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- b 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

に該当するものを高経年化対策上着目すべき事象ではない経年劣化事象とした。また、上記以外のものを高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした。

【ステップ 1】

(I) 耐震安全性評価では、上述で抽出された想定される経年劣化事象のうち、b の事象は、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ことから除外できる。したがって、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である。

- 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、想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの

(II) ステップ 1 (I) で整理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、i の事象は除外、ii の事象はステップ 2 に進む。

- i 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
- ii 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 (I) で整理した b) の高経年化対策上着目すべき事象でない経年劣化事象は、発生の可能性が否定できない経年劣化事象であり、上記 ii の事象と同じ内容であることから、ステップ2に進む。

② 当機構の審査結果

当機構は、技術評価審査マニュアルのうち耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 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。

【ステップ2】

ステップ1 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、機器の振動応答特性上または構造・強度上、影響が「軽微もしくは無視」できない、あるいは「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「軽微もしくは無視」できない経年劣化事象を耐震安全性評価上着目すべき経年劣化事象として抽出する。

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のうち耐震安全性評価 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、中性子照射脆化、中性子照射による韌性低下、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を確認し、原子炉設置者の耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出結果は妥当であると判断した。

なお、ポンプモータ、ケーブル、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、電源設備に関し、原子炉設置者は、耐震安全上着目すべき経年劣化事象はないとしているが、下記に示す根拠等を確認し妥当であると判断した。

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

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

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

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

- 1：耐震安全上着目すべき経年劣化事象なし
- 2：(5)配管については低サイクル疲労と高サイクル疲労を、その他については低サイクル疲労を対象とする。
- 3：中性子照射による関連温度上昇

(3) 耐震安全性の評価

① 原子炉設置者の評価内容

原子炉設置者は、耐震安全性の評価に関し、以下のように記載している。

前項で整理された耐震安全性評価上着目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（1981年7月20日原子力安全委員会決定）」、JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に準じて行い、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。

- a 機器の耐震クラス
- b 機器に作用する地震力の算定
- c 60年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化
- d 振動特性解析（地震応答解析）
- e 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- f 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、c、d及びf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する。

耐震安全性評価にあたっては、以下の地震力を考慮する。

- ・ A_sクラス：Aクラス地震力（S₁地震力及びAクラス静的地震力を考慮）及びS₂地震力を考慮
- ・ Aクラス：Aクラス地震力（S₁地震力及びAクラス静的地震力を考慮）
- ・ Bクラス：Bクラス地震力（Bクラス静的地震力及び動的地震力を考慮）
- ・ Cクラス：Cクラス地震力（Cクラス静的地震力を考慮）

上記のS₁地震力は基準地震動S₁より求めた地震力であり、S₂地震力は基準地震動S₂より求めた地震力である。

なお、基準地震動S₁及び基準地震動S₂は以下の模擬地震波である。

基準地震動S₁（設計用最強地震による地震動）：最大加速度振幅 350Gal

基準地震動S₂（設計用限界地震による地震動）：最大加速度振幅 473Gal

原子炉設置者は、表 3.5-1 に示す 8 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 1 次応力の比率や疲れ累積係数等を具体的に記載している。

② 当機構の審査結果

a 原子炉設置者の評価結果の整理

原子炉設置者は、上記に基づいて表 3.5-1 に示す機器・構造物に対する経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を行い、耐震安全性評価の対象とした全ての機器・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。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。

(a) 疲労

低サイクル疲労については、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。

低サイクル疲労に係る具体的な機器・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（抽出ライン第一制御弁）の 0.855、弁（ほう酸注入ライン逆止弁）の 0.689 となっている。

また、配管の高低温水合流部における高サイクル熱疲労についても同様に通常運転時と地震時の疲れ累積係数の合計値が許容限界を下回るとしており、具体的な疲れ累積係数は、配管（余熱除去系統配管）の 0.462、配管（1次冷却材管）の 0.439 となっている。

(b) 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 年の運転を仮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。

(c) 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。

(d) 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、保守的に最上段と最下段のバッフルフォーマボルトのみが健全な場合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 S₂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 1 次応力の比率は 0.22、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 1.54 秒（規定値 1.8 秒）となっている。

(e) 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と材料のき裂進展抵抗の交点においてき裂進展抵抗の傾きがき裂進展力の傾きを上回ることから不安定破壊することはないとしている。

また、1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効については、1 次冷却材管との比較において、1 次冷却材ポンプケーシングの方が熱時効による靱性低下に重要なフェライト量が少なく、使用温度も低く、またき裂進展力も小さいことから、上記の 1 次冷却材管の耐震安全性評価で代表することができる。したがって、1 次冷却材ポンプケーシングについても不安定破壊することはないとしている。

(f) 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き裂の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、機械設備（蒸発器の胴板）の 0.72、熱交換器（蒸気発生器の管台セーフエンド）の 0.32 となっている。

(g) 減肉

減肉については、保守的に必要最小厚さまでの一様減肉（配管、熱交換器の胴板）及び施栓基準までの一様減肉（熱交換器等の伝熱管）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 1 次応力の比率を大きい順に示すと、配管（主給水系統配管）の 0.99、配管（ドレン系統配管）の 0.97 となっている。

(h) 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（炉内計装用シングルチューブ）、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）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 1.54 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 1.54 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 1 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 0.33、機械設備（1次冷却材ポンプ支持脚のヒンジ摺動部）の 0.05 となっている。

(i) 腐食

腐食については、運転開始後 60 年時点での腐食量を考慮した一様板厚（機械設備）を仮定して応力評価を行い、発生応力が許容応力を下回るとしている。

具体的な機器・構築物の代表例として許容応力に対する 1 次応力の比率を大きい順に示すと、機械設備（加圧器サポートの基礎ボルト）の 0.71、機械設備（主蒸気配管の基礎ボルト）の 0.71 となっている。

b 審査結果

当機構は、原子炉設置者の補正書において、1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効、蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉及び蒸気器胴板等の応力腐食割れに対する耐震安全性評価に関する指摘事項の結果が的確に反映されていることを確認した。

当機構は、以上を踏まえた上で、耐震安全性評価に関連する規格類に基づき、機器・構築物の耐震重要度分類、機器・構築物に作用する地震力の算定、60 年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化、地震応答解析、地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ及び許容限界との比較が適切に行われていることを確認した。さらに、①疲労、②中性子照射脆化、③中性子照射による脆性低下、④照射誘起型応力腐食割れ、⑤熱時効、⑥応力腐食割れ、⑦減肉、⑧摩耗、⑨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のうち耐震安全性評価 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。

なお、耐震安全上重要な A_s 及び A クラスの機器・構築物のうち、許容限界に対する比率が 0.9 を上回る機器（主給水系統配管）については、下記に示す内容となっており問題ないことを確認した。

- 主給水系統配管の減肉に対する評価に関し、必要最小厚さ（12.4mm）による S₁地震力での評価において、許容応力¹⁰に対する 1 次応力の比率は 0.99 となっているが、運転開始後 60 年時点での想定厚さ（17.6mm）による評価を行えば、上記の比率は 0.72 に低減することを確認した。なお、必要最小厚さによる S₂地震力での評価において、許容応力¹¹に対する 1 次応力の比率は 0.70 となっているが、S₁地震力での評価と同様に運転開始後 60 年時点での想定厚さによる評価を行えば、上記の比率は 0.70 よりも低減するものと判断される。
- また、上記の主給水系統配管の必要最小厚さによる評価において、配管の許容応力に対する 1 次応力の比率が最大となる評価点に位置する配管サポート（支持架構）に生

¹⁰ 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 重要度分類・許容応力編」JEAG4601・補-1984 に基づく許容応力状態ⅢAS での許容応力を示す。

¹¹ 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 重要度分類・許容応力編」JEAG4601・補-1984 に基づく許容応力状態ⅣAS での許容応力を示す。

ずる地震荷重の評価を行えば、同サポートの許容荷重¹²に対する比率は0.48（S₁地震時）、0.64（S₂地震時）になり、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。

(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)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のうち耐震安全性評価 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保全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。

¹² 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 重要度分類・許容応力編」JEAG4601・補-1984の支持構造物の許容応力体系に基づく設定値を示す。

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (1/4)

原子炉設置者の評価							当機構の確認内容
評価対象機器		耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価			
機器種別	機器名 ()は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	
ポンプ	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(き裂進展力と材料のき裂進展抵抗の交点において、き裂進展抵抗の傾きがき裂進展力の傾きを上回る)に包絡される。		<p>指摘事項に対する確認内容</p> <p>1次冷却材ポンプ(ケーシングの熱時効)に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、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</p> <p>評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。</p>
			ケーシング脚付根部、吐出ノズル	低サイクル疲労			
熱交換器	原子炉補機冷却水冷却器	A s	伝熱管	減肉	発生応力が許容応力を下回る。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	
	第5高圧給水加熱器、空気抽出器、グランド蒸気復水器、脱気器	C	胴板	減肉			
	(第1、第2、第3低圧給水加熱器)	C	胴板	減肉			
	再生熱交換器	A s	管板	低サイクル疲労	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、管板廻り	低サイクル疲労	発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回る。		
管台セーフエンド			応力腐食割れ				
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。		
			炉内計装筒	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		
	原子炉格納容器	A s	主給水系統配管貫通部	低サイクル疲労			

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (2/4)

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	余熱除去系統配管	A s	配管合流部	高サイクル熱疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。	許容限界との比較より耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	指摘事項に対する確認内容 蒸気発生器ブローダウン系統配管（母管の減肉）に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行った結果が反映されたことを確認。 原子炉設置者の評価に対する確認内容 評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認。	
	主給水系統配管	A s	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				
	(グラウンド蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、補助蒸気系統配管、第2抽気系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、ドレン系統配管、復水系統配管、)	C	母管	減肉	き裂進展力と材料のき裂進展抵抗の交点において、き裂進展抵抗の傾きがき裂進展力の傾きを上回る。			
	1次冷却材管	A s	母管	熱時効				低サイクル疲労
			加圧器サージ用管台	低サイクル疲労				
				配管合流部	高サイクル熱疲労			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	加圧器スプレイ配管	低サイクル疲労	低サイクル疲労				

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (3/4)

原子炉設置者の評価							当機構の確認内容
評価対象機器			耐震安全上着目すべき経年劣化事象		耐震安全性評価		
機器種別	機器名 ()は水平展開で 抽出の機器	耐震 重要度	評価部位	抽出された経 年劣化事象	許容限界との比較	追加保全策の 抽出	
弁	抽出ライン第一制御弁、ほう酸注入ライン逆止弁、再生熱交換器出口逆止弁	A s	弁箱	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。	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
炉内 構造物	炉心そう	A s	炉心そう	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。		
	制御棒クラスタ案内管〔案内板〕	A s	制御棒クラスタ案内管〔案内板〕	摩耗	制御棒挿入時間が規定値を下回る。		
	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。		
空調設備	コントロールタワー空調用冷水設備	C	凝縮器伝熱管	減肉	発生応力が許容応力を下回る。		

表 3.5-2 耐震安全性技術評価のまとめ (4/4)

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	原子炉容器サポート	A s	サポートシュー、ボルト (レベリングスクリュー)	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。	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 廃液蒸発装置 B 及び洗浄排水蒸発装置 (蒸発器胴板等の応力腐食割れ) に関し、高経年化技術評価の配管に適用実績のある配管破損防護設計規格に準拠して耐震安全性評価を行った結果が反映されたことを確認。 原子炉設置者の評価に対する確認内容 評価対象機器抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認
	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	発生応力が許容応力を下回る。		
	加圧器下部サポート	A s	スカート溶接部	低サイクル疲労	疲れ累積係数が許容限界を下回る。		
	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。		
	廃液蒸発装置 B、洗浄排水蒸発装置	B	蒸発器胴板、加熱器伝熱管	応力腐食割れ	発生応力が想定き裂の安定限界応力を下回る。		
	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。		
埋め込み配管用基礎ボルト			腐食				
後打ちケミカルアンカ			腐食				
後打ちメカニカルアンカ			腐食				

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、耐震安全性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。

4. まとめ

独立行政法人原子力安全基盤機構は、四国電力株式会社が申請した伊方2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。その結果、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。

高経年化技術評価書等に関する指摘事項と対応結果(1/3)

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	共通	低サイクル疲労	⑪	疲れ累積係数が 0.1 以下であるため「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない」とした部位については地震動による疲れ累積係数も含めた評価を行うこと。	疲れ累積係数が 0.1 以下であるため「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない」とした部位について、耐震安全性評価に用いている地震力による疲れ累積係数を組み合わせた評価において 1 未満であることが確認され、この旨技術評価書に反映された。
2	共通	低サイクル疲労	⑪	ステンレス肉盛部の健全性確認方法を検討し、母材の低サイクル疲労割れを評価する箇所のクラッド部の健全性が確実に確認できるように検査要領を改善すること。	原子炉容器、加圧器及び蒸気発生器の検査要領を定めた保全項目説明書に、内面クラッド部に異常がないことを確認する旨明記された。
3	炉内構築物	照射誘起型応力腐食割れ	⑪	炉心そうの照射誘起型応力腐食割れについて、電子ビーム溶接による残留応力を考慮した評価を行うこと。	取替後の炉心そうに用いている電子ビーム溶接は日本機械学会維持規格 (JSME S NA1-2008) の炉心そうの個別評価 (解説) に用いられている取替え前の溶接方法に比較して溶接入熱量が低く、相対的に残留応力が低いことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
4	炉内構築物	照射誘起型応力腐食割れ	⑫	炉心そうに想定される有意な欠陥として、照射誘起型応力腐食割れ等の発生の可能性と、靱性低下を想定して評価を見直すこと	炉心そうに想定される照射誘起型応力腐食割れは日本機械学会維持規格 (JSME S NA1-2008) に基づく評価において、60 年の運転を想定しても発生しないとされ、また、仮想欠陥を仮定した場合でも不安定破壊の可能性がなく、炉心そうの靱性低下は炉心そうの健全性に影響を与える可能性はないと評価され、その旨技術評価書に反映された。
5	1 次冷却材ポンプ	2 相ステンレス鋼の熱時効	⑩	1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として評価すること。	1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出し、フェライト量、使用温度、き裂進展力 (Japp) がいずれも 1 次冷却材管ホットレグ (エルボ部) より緩やかであるため、60 年までの供用を仮定しても不安定破壊を生じないと評価され、その旨技術評価書に反映された。
6	低圧ケーブル	絶縁低下	⑪	代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃 PH ケーブルの絶縁低下についての評価を見直すこと。	代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃 PH ケーブルについては長期健全性試験結果を用いて評価を行い、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できることが確認され、その旨技術評価書に反映された。

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。

高経年化技術評価書等に関する指摘事項と対応結果(2/3)

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	同軸ケーブル	絶縁低下	⑪	代表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 1 の絶縁低下についての評価を見直すこと。	代表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 1 については長期健全性試験結果を用いて評価を行い、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
8	共通	応力腐食割れ	⑦	蒸気発生器出入口管台セーフエンド以外のステンレス鋼使用部位において、応力腐食割れを経年劣化事象として抽出しない理由を明確にすること。	同一環境にあり機械加工を行っている他のステンレス鋼部位については、事例のあったセーフエンドにおける欠陥の評価において 60 年間の進展深さが 7.4mm でこれによる破壊は発生しないとされている。また、同一環境にある他の部位に類似の事例が発生していないものの、安全研究等により知見を拡充しているため、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としては抽出していないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
9	炉内構築物	応力腐食割れ	⑩	上部炉心支持柱等の応力腐食割れについて、予防保全を含めた評価とすること。	上部炉心支持柱等の応力腐食割れについて、1 次冷却材環境の溶存酸素濃度及び塩素濃度が低く管理されていることと、製作段階において、主要溶接部近傍の表面強加工層を研磨していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価していることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
10	炭素鋼配管	配管減肉	⑫	炭素鋼配管の配管減肉（流れ加速型腐食）について、総合評価に運転開始後 60 年時点までの評価を明確にすること。	炭素鋼配管の流れ加速型腐食については、日本機械学会 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）を反映した「2 次系配管経年変化調査マニュアル」に基づいて管理を実施していくことで、運転開始後 60 年時点までの健全性を維持できると評価していることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
11	ターボポンプ	その他事象	⑩	ターボポンプの高サイクル疲労を高経年化対策上着目すべき劣化事象として抽出しなくて良い根拠を明確にして評価を見直すこと。	ターボポンプ主軸の高サイクル疲労は、設計時に疲労設計がなされ、主軸の損傷事例についてはその都度、水平展開を行い、対策が不要であることを確認しており、さらに ECCS ポンプについては低サイクルの変動応力を加味しても 60 年時点での疲れ累積係数が 0.1 以下であることを確認し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出していないこと及び現状保全を充実していくことが確認され、その旨技術評価書に反映された。

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。

高経年化技術評価書等に関する指摘事項と対応結果(3/3)

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	ターボポンプ	その他事象	⑪ ⑫	余熱除去ポンプのフレット疲労について、ポンプ主軸の疲労き裂の検出性を考慮して評価を見直すこと。	余熱除去ポンプ主軸のフレット疲労については、定期運転時の振動測定により異常を検出する可能性があるものの、より確実に検出するため、高経年化への対応として、分解点検時に主軸の超音波探傷検査を追加保全とすることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
13	直接接触式熱交換器	その他事象	⑩	脱気器胴板の腐食（流れ加速型腐食）について、推定腐食量の評価やそれに基づく保全活動を明確にすること。	脱気器胴板の点検データから 2020 年に必要最小厚さに達すると評価され、その 4 サイクル以上前に肉厚測定と必要に応じて肉盛等の補修を行うことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
14	原子炉格納容器	その他事象	⑩	原子炉格納容器トップドーム部及び円筒部の腐食について、腐食推定量の評価を明確にすること。	原子炉格納容器トップドーム部及び円筒部の腐食については、保守的に屋外暴露されているとした条件での 60 年間の推定腐食量の必要最小板厚に対する余裕代がトップドーム部及び円筒部で 1 未満であることが確認され、その旨技術評価書に反映された。
15	ポンプ	耐震安全性	⑲	1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。	1 次冷却材ポンプケーシングの熱時効について、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出し、ポンプケーシングのフェライト量、使用温度、き裂進展力がいずれも一次冷却材管の値を下回ることから、不安定破壊することはないと評価された 1 次冷却材管と同様に耐震安全性に問題ないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
16	配管	耐震安全性	⑲	配管検査の社内マニュアルで「その他系統」に区分される蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。	蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉について、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出し、必要最小厚さまでの一様減肉を仮定して評価された結果、耐震安全性に問題がないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
17	機械設備	耐震安全性	⑲	蒸発器胴板等の応力腐食割れに関し、高経年化技術評価の配管に適用実績のある規格（配管破損防護設計規格）に準拠して耐震安全性評価を行うこと。	蒸発器胴板等の応力腐食割れについて、高経年化技術評価の配管に適用実績のある配管破損防護設計規格に準拠して評価対象部位の発生応力と安定限界応力が再評価された結果、耐震安全性に問題がないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。

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。

30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
1	余熱除去ポンプの主軸のフレットィング疲労割れについては、ポンプの分解点検時に、主軸の超音波探傷検査を実施していく。	中長期
2	<p>スタッドボルト等*の大气接触部の腐食については、伊方 2 号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを取り外す機会を利用してサンプリング等により調査を実施する。</p> <p>*：スタッドボルト メカニカルアンカ ケミカルアンカ</p>	中長期
3	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、伊方 2 号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを取り外す機会を利用してサンプリング等により調査を実施する。	中長期

1：実施時期における中長期とは、平成 24 年 3 月 19 日からの 10 年間をいう。