

四国電力(株)伊方発電所第1号機
高経年化技術評価等報告書(変更)
に係る審査について

平成19年8月

原子力安全・保安院

目 次

1 . はじめに	1
2 . 審査の経緯	3
(1) 総合的な審査	3
(2) 立入検査	3
(3) 学識経験者の専門的意見の聴取	4
(4) 報告書の変更等	4
3 . 審査の内容	5
3 . 1 高経年化技術評価等の実施体制等	5
(1) 高経年化技術評価等の実施体制	5
(2) 評価対象機器・構造物の抽出	7
(3) 消耗品・定期取替品の抽出	8
(4) 機器・構造物の部位への分割	8
(5) 動的機器（部位）の抽出	9
(6) 使用材料及び環境の同定	9
(7) 経年劣化事象の抽出	9
3 . 2 経年劣化事象ごとの技術評価	11
(1) 中性子照射脆化	11
(2) 応力腐食割れ	13
(3) 疲労（低サイクル疲労）	16
(4) 配管減肉	18
(5) 絶縁低下	20
(6) コンクリートの強度低下	22
(7) その他の経年劣化事象	25
3 . 3 耐震安全性の評価	27
4 . 長期保全計画	31
5 . おわりに	34

添付資料

- 添付 - 1 四国電力（株）伊方発電所第1号機高経年化技術評価等に対する指
摘事項リスト
- 添付 - 2 伊方発電所第1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画（事
業者報告書より抜粋）
- 添付 - 3 高経年化技術評価等の標準的な流れ（「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」から抜粋）

参考文献

- [1] 実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について(平成 17 年 8
月 31 日、原子力安全・保安院)
- [2] 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 17 年
12 月 26 日、平成 19 年 6 月 15 日一部改正、原子力安全・保安院)
- [3] 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(平成 19 年 6 月
15 日、原子力安全・保安院)
- [4] 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（平成 18 年 10 月 2
日、独立行政法人 原子力安全基盤機構）
- [5] 高経年化技術評価等報告書に対する技術審査報告書（四国電力株式会社伊
方発電所第1号機）(平成 19 年 8 月 1 日、独立行政法人原子力安全基盤機
構)

高経年化技術評価WG名簿

高経年化技術評価WG開催実績

1. はじめに

原子力発電所の高経年化対策に係る技術評価等は、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防護のために講ずべき措置)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(以下「規則」という。)第15条の2(原子炉施設の定期的な評価)第2項に基づき実施されるもので、同条第1項に規定される10年ごとの措置(保安活動の実施状況の評価及び最新の技術的知見の反映状況の評価)とともに、中長期的な観点から、原子力発電所の保安活動の妥当性の評価を事業者に求めるものである。

原子力安全・保安院(以下「当院」という。)は、平成16年12月に総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に高経年化対策検討委員会を設置し、平成17年8月に「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」報告書をまとめ公表した。[1] このうちの透明性・実効性の確保に係る施策として平成17年12月26日付けをもって、規則を改正するとともに、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」(以下「ガイドライン」という。)及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」(以下「標準審査要領」という。)等を当院指示文書として発出した。(その後、ガイドライン及び標準審査要領については、審査実績等の反映や対策の更なる明確化等を行い、平成19年6月15日付けで一部改正等を行っている。[2][3])

これまで、高経年化技術評価等は、ガイドラインに基づき実施された3プラント¹と平成8年4月に当時の資源エネルギー庁が取りまとめた「高経年化に関する基本的な考え方」に基づき実施された9プラント²を併せ合計12プラントで実施されている。

四国電力株式会社(以下「事業者」という。)は、本年9月30日にプラント運転開始後30年を迎える伊方発電所第1号機(以下「本プラント」という。)について、規則第15条の2第2項の規定に基づき高経年化技術評価等を行うとともに、規則第24条第2項の規定に基づき、平成18年9月28日付け原子力発第06148号をもって、「伊方発電所第1号機高経年化技術評価等報告書」(平成19年7月18日付け原子力発第07073号をもって一部変更)(以下「事業者報告書」という。)を経済産業大臣に提出した。これを受けて、当院は、ガイドライン、標準審査要領等に基づき、内容の妥当性

¹東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機、中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機及び関西電力株式会社美浜発電所3号機

²敦賀発電所1号機、美浜発電所1号機及び2号機、福島第一原子力発電所1号機及び2号機、高浜発電所1号機及び2号機、玄海原子力発電所1号機並びに島根原子力発電所1号機

について審査を行った。

審査に当たっては、ガイドライン及び標準審査要領等に基づき、独立行政法人原子力安全基盤機構(以下「JNES」という。)が実施した本プラントの高経年化技術評価及び長期保全計画の技術的妥当性確認の結果を踏まえるとともに、高経年化対策検討委員会の下に設置された高経年化技術評価ワーキンググループに諮り、専門的意見を聴取した。

また、これまで審査を行った3プラントの指摘事項についても、本プラントの審査の中で確認を行い、3プラントの実績を踏まえた審査を実施した。

2. 審査の経緯

(1) 総合的な審査

電気事業者は、電気事業法第39条の規定に基づき、原子力発電所を構成する機器・構造物を技術基準に適合するように維持しなければならない。供用期間中は、この要求事項に適合するよう機器・構造物を維持することが求められており、高経年化技術評価においても、経年劣化の発生・進展状況を基に、学術的な知見、他産業における経験等も総合的に考慮して60年の供用を仮定して経年劣化事象の発生・進展傾向の予測を行い、これに基づき、必要に応じ現状の保守管理活動に追加して、十分に慎重な監視及び計画的な予防保全策を講ずる必要がある。このような観点から当院は、事業者報告書の審査を実施した。

具体的には、ガイドラインに基づき当院の指示によりJNESは、経年劣化事象別技術評価マニュアル等を取りまとめた「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」[4]等を用い、事業者からのヒアリング結果を踏まえつつ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当院に対し報告した。[5]

当院は、JNESからの技術的妥当性確認結果等技術的知見を踏まえつつ、ガイドラインに定められる基本的要求事項及び標準審査要領に示す「審査等の視点及び判断基準」に則り、総合的な審査を行った。

(2) 立入検査

事業者報告書に記載される技術評価の実施体制、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立入検査を実施した(平成19年2月20日～23日)。

(3) 学識経験者の専門的意見の聴取

当院及びJNESによる審査内容を、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会高経年化対策検討委員会の下に設置された高経年化技術評価ワーキンググループに諮り、専門的意見を聴取・反映した。

なお、ワーキンググループにおいては、経年劣化の進展予測評価等が現場の機器・構造物の実態を適切に踏まえたものであること等を確認するため、伊方発電所第1号機への現地調査を平成19年1月31日に実施した。

(4) 報告書の変更等

当院は「伊方発電所第1号機高経年化技術評価等報告書」の審査の過程で「四国電力(株)伊方発電所第1号機高経年化技術評価等に対する指摘事項リスト」(添付-1参照)に示す事項を事業者に指摘し、これを受けて事業者は「伊方発電所第1号機高経年化技術評価等報告書」を変更し、平成19年7月18日付け原子力発第07073号をもって変更報告書を当院に提出した。

3. 審査の内容

3.1 高経年化技術評価等の実施体制等

(1) 高経年化技術評価等の実施体制

保安規定に基づく品質保証計画に従って、高経年化技術評価等の各過程において実施体制が構築されていること、実施方法が確立されていること、それぞれの過程で対応する手順等が作成されていること等について審査した。

事業者は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機、中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機及び関西電力株式会社美浜発電所3号機を含む先行号機の技術評価報告書を参考にしつつ、「原子力発電所品質保証規程」の下に定められた「原子炉施設の定期的な評価要領」に基づき、「伊方発電所第1号機第2回 原子炉施設の定期的な評価実施計画書」を作成し、高経年化技術評価等を実施している。

また、ガイドラインにおける要求事項及び標準審査要領等における審査の判断基準を踏まえて高経年化技術評価等を実施している。

当院は、立入検査等を通じ、以下の事項について実施組織の役割分担、関連手順類の制定状況及び関連文書等の確認を実施した。

この結果、事業者の高経年化技術評価等の実施体制、実施手順については概ね妥当なものであると評価する。

評価の実施に係る組織

事業者は、高経年化に関する技術評価の実施及び長期保全計画の策定にあたり、本店原子力部計画グループが、全体取りまとめの役割を担いつつ、同グループ及び本店土木建築部が技術評価及び長期保全計画の策定を実施し、本店原子燃料部、原子力保安研修所及び伊方発電所が当該実施結果を取りまとめた報告書のレビューを行ったとしている。また、報告書作成プロセスに関する内部監査を本店考査室原子力監査担当が実施したとしている。

このうち、本店原子燃料部、原子力保安研修所及び伊方発電所が実施した報告書のレビューについては、実施に係る視点、方法等が社内手順等で具体的に定められ

ていなかったが、レビュー実施記録等を確認した結果、レビュー依頼の際に、現状保全、追加保全策等の記載内容の妥当性等レビューに係る基本的な指示を行っていることを確認した。

工程管理

事業者は、関係法令及びガイドラインの規定に基づいた適切な時期に国に報告することを目標として、本店原子力部計画グループが、実施計画書を策定し工程管理を実施してきた。

協力事業者の管理

事業者は、高経年化技術評価の評価助成を、設計者である三菱重工業(株)及び三菱電機(株)等に委託している。協力業者への業務委託に当たっては、本店原子力部計画グループが調達管理を定めた社内文書に基づいた業務委託仕様書を作成し、発注及び検収管理を行ってきている。

報告書の保存

事業者は高経年化技術評価及び長期保全計画に関する記録の管理について、社内文書において、保存箇所、保存期間等を定めており、これに基づき実施するとしている。

評価に係る教育訓練

事業者は、社内文書に基づき、高経年化技術評価を実施する要員に必要な力量及び教育訓練を定め、管理している。

運転経験及び最新の技術的知見の反映

事業者は、伊方発電所第1号機運開(1977年9月)以降、高経年化技術評価等報告書を国に提出した2006年9月までの国内外の新たな運転経験及び最新知見について調査し、高経年化への影響を判断し技術評価への反映を行っている。

国内外の原子力プラント運転経験に係る情報について、国内は、有限責任中間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「トラブル情報」、「保全品質情報」及び「その他情報」を対象とし、海外は、NRC(米国原子力規制委員会)の Bulletin、Generic Letter 情報などを対象としている。

国内の運転経験については、伊方発電所品質保証グループ他が収集し、国外の運転経験については、本店原子力部運営グループ他が入手している。又PWR電力連絡会における国内外の運転経験情報検討会の検討結果等の情報については、同部運営グループが入手している。これらの国内外の運転経験情報から高経年化技術評価に必要な情報を同部計画グループ及び本店土木建築部が分析・抽出した上で、事業者報告書に反映している。

最新の技術的知見については、技術基準、(社)日本機械学会、(社)日本電気協会及び(社)日本原子力学会等の規格・基準類並びにJNESの高経年化技術情報データベースの情報等を対象とし、本店原子力部計画グループ及び本店土木建築部が収集し、事業者報告書へ反映している。

収集した国内外の運転経験及び最新の技術的知見の高経年化技術評価への反映に当たり、情報のスクリーニングに関する基準が必ずしも明確でなかったが、具体的なスクリーニング状況を確認した結果、経年劣化に起因する事故・トラブル等技術評価に必要な情報が適切に抽出されていることを確認した。

(2) 評価対象機器・構造物の抽出

「重要度分類指針」の重要度分類クラス1、2及び3に分類される機器・構造物が漏れなく抽出されていることを審査した。

事業者は、重要度分類クラス1、2及び3に分類される機器・構造物について、伊方発電所系統線図集、計装ループブロック図等を活用し抽出している。

当院は、立入検査等において、事業者が伊方発電所系統線図集等を用いてどのように漏れなく評価対象機器を抽出しているかを確認した。事業者は、高経年化技術評価を実施するに当たり、通常の保守管理において用いられる伊方発電所系統線図集等を用い、重要度分類クラスを識別した色塗り系統図等を作成して、抜け落ちがないよう対象機器・構造物の選定を行っている。

この結果、事業者が行った評価対象機器・構造物の抽出は妥当なものであると評価する。

(3) 消耗品・定期取替品の抽出

高経年化技術評価等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していることを審査した。

事業者は、機器の分解点検時に取替を行うもの及び機器設計時から機器の使用状況に応じ取替を行うものを消耗品として技術評価対象から外すこととしていた。また、取替期間を定め定期的に取り替を行うものについても定期取替品として対象から除外することとしていた。

当院は、立入検査等において、定められた定義に基づき適切に消耗品・定期取替品が抽出されているか確認したが、定期取替品とした一部(制御棒クラスタ)について、実機保全において摩耗及び中性子照射量を基にした劣化評価管理を行っている事実を確認したことから、定期取替品の定義に合致しないものとして、高経年化技術評価の対象機器として評価を行うべき旨を指摘した。これに対して事業者は、当該機器を高経年化技術評価の対象として加えたことから、事業者が行った消耗品・定期取替品の抽出は妥当であると評価する。

(4) 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を評価対象として抽出していることを審査した。

事業者は、「高経年化対策実施手順書」において評価部位展開の考え方、手順を定めており、機器に要求される機能に対してその機能維持に関連する主要な部位に展開するとしており、報告書には対象機器・構造物ごとに対応する部位が記載されている。

当院は、立入検査等において、事業者報告書に記載されている個々の評価部位が、上記の考え方・手順を基に、評価対象機器に対して要求される機能を達成するために必要な部位として抽出していることをサンプリング等から確認した。

この結果、事業者が行った機器・構造物の評価部位への展開は妥当なものであると評価する。

(5) 動的機器(部位)の抽出

今回事業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)を含めた全ての機器に対する技術評価を実施している。

(6) 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が否定できない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ことを審査した。

事業者は、前記(4)で分割した部位単位で、機器設計仕様書、系統設計仕様書及び取扱説明書等を用いて使用材料及び環境(圧力、温度、構造、流体条件等)を同定しており、妥当なものであると評価する。

(7) 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全て抽出され、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審査した。

安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、又は発生する可能性が否定できない全ての経年劣化事象の選定

事業者は、これまで先行号機で実施された高経年化技術評価において次の第1、第2段階のスクリーニング基準に従い抽出された経年劣化事象に、それ以降の国内外の運転経験や研究等によって得られた新たな知見を考慮して、原子力発電所に想定される経年劣化事象を抽出している。

更に第3段階のスクリーニング基準に従い、安全機能を有する機器・構造物ごとに想定される経年劣化事象を抽出している。

第1段階...他産業での経験も踏まえ、工学的に想定される経年劣化事象のうち、原子力機器の置かれている環境を考慮し、原子力プラントで想定される経年劣化事象を抽出する。

第2段階...原子力プラントで想定される経年劣化事象について、国内外の過去数十年の運転実績、材料データ等を踏まえて、発生が想定される経年劣化事象を抽出する。

第3段階...技術評価対象機器個別の条件を考慮し、機器に要求される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、使用条件及び現在までの運転経験を考慮して部位ごとに想定される経年劣化事象を抽出する。

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

上記で抽出した安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、発生する可能性が否定できない全ての経年劣化事象の中から、下記の(ア)及び(イ)に該当する経年劣化事象については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとし、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の絞り込みを行っている。

- (ア) 一定の材料・環境・応力状態を前提とし、発生しうる又は発生の可能性が否定できない経年劣化事象による現実的な劣化傾向が、あらかじめ想定した劣化傾向等から乖離することが考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動が行われているもの
- (イ) 現在までの運転経験や使用条件から考え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

当院は、立入検査等において、「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない」とした事例を具体的に確認したが、下記については上記(イ)に基づき着目すべき経年劣化事象ではないとはいえないことを指摘した。これに対して、事業者は、再検討を行い「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象」として取り扱う等の適正化を図ったことを確認した。

1. 余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部等における母管の高サイクル熱疲労割れ
2. 炉心そうの中性子照射による靱性低下

このような事業者の経年劣化事象の抽出方法及びその抽出結果は、ガイドラインで定義される「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象」を抽出するものとしては妥当なものであると評価する。

3.2 経年劣化事象ごとの技術評価

(1) 中性子照射脆化

中性子照射脆化は、原子炉容器でその影響が顕著であり、核分裂により生成される中性子が長期間にわたり照射されることにより、その靱性が徐々に低下する(脆化)現象である。

原子炉容器材料は、低温では脆く、遷移温度域で破壊靱性が増加し、上部棚温度域ではほぼ一定の破壊靱性となる。照射により遷移温度は上昇し、上部棚温度域での破壊靱性は低下する。事業者は脆化傾向を定量的に把握するために炉内に監視試験片を入れ、電気技術規程JEAC4201-2004「原子炉構造材の監視試験方法」(以下「JEAC4201」と言う。)等に基づいて計画的にこれを取り出して強度試験(以下「監視試験」という。)を行っている。中性子照射脆化による破壊靱性の変化は、図-1に示すように、シャルピー衝撃試験片の監視試験から求められる遷移温度の上昇量と上部棚吸収エネルギー(以下「USE」という。)の低下を用いて評価する。

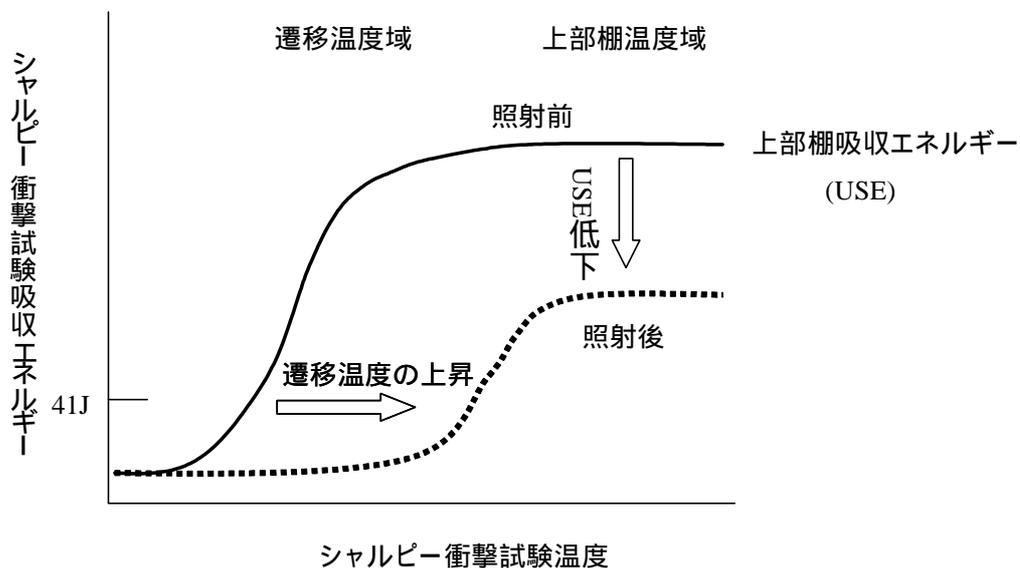


図-1. 中性子照射に伴う脆化

本プラントでは、これまでに6体ある監視試験片のうち3体を取り出して監視試験を行っている。これによると中性子照射脆化の指標となる遷移温度の上昇が、何れもJ

EAC4201に基づく国内脆化予測式の範囲にあり、特異な脆化は認められないとしているが、高経年化時の健全性を確保するためには、長期的な脆化の予測精度を向上させることが重要であり、事業者は以下の事項について評価を行い、追加保全策を策定している。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

原子炉容器の中性子照射脆化では、中性子照射量の最も多い原子炉容器胴部(炉心領域部)を評価点として抽出している。

経年劣化事象の発生又は進展の評価

遷移温度域、上部棚温度域ともにJEAC4201の国内脆化予測式に従って、運転開始後60年時点までの脆化を予測している。

健全性の評価

遷移温度の上昇傾向については、今までに実施された3回の監視試験による温度の上昇が、国内脆化予測式による予測線の範囲にあり、特異な脆化は認められないとしている。

遷移温度域での健全性については、JEAC4206-2004「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(以下「JEAC4206」という。)に従い、加圧水型原子炉容器の運転開始後60年時点の破壊靱性と、原子炉容器に想定したき裂に対して加圧熱衝撃(PTS)時に生じるき裂進展力とを比較した結果、破壊靱性が、き裂進展力を上回ることから、脆性破壊は起こらないと評価している。

上部棚温度域での健全性については、JEAC4206においてUSEが68J以上の破壊靱性を有していれば健全性が維持されるとされており、USEの低下傾向については、これまで実施された3回の監視試験結果を基に、国内USE予測式を用いて予測評価を行い、運転開始後60年時点のUSE予測値が68Jを十分上回っていることで健全性が確保されるとしている。

現状保全の評価

計画的な監視試験の結果を基に、JEAC4201の国内脆化予測式に基づいて脆化を予測し、JEAC4206に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容する温度・圧力の範囲(加熱冷却時制限曲線)及び耐圧漏えい試験温度を定めて運転管理している。また、原子炉容器に対しては、定期事業者検査で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している。

追加保全策の策定

関連温度上昇については脆化予測式の精度向上の観点から、また、使用済試験片の再生技術確立については、現時点で試験片の数量に不足はないものの、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、国や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、その評価結果に基づき適切な時期での監視試験を計画するとしている。

なお、最新知見による脆化予測式に基づく評価結果が従来の予測と大幅に異なる場合は、必要に応じて、使用済試験片の再装荷なども含めて、実機への適用を検討していくとしている。

当院は、立入検査等において、監視試験記録、定期事業者検査記録などから保全状況を確認した。

以上の結果、事業者の行った原子炉容器の照射脆化に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当なものであると評価する。

(2) 応力腐食割れ

応力腐食割れ(SCC)は、原子炉容器、炉内構造物等において、材料、環境、応力の3要素が重畳して、主として溶接熱影響部及び溶接金属に発生する事象である。

その発生については、粒界型応力腐食割れ(IGSCC)は経年に依存しない傾向にあるが、PWR一次冷却材環境中における応力腐食割れ(PWSCC)は経年に依存し、照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)については、中性子照射を受けると材料のSCC感受性が高まるものの一定の中性子照射量に達するまではほとんど発生しない傾向にある。[1]

これまで、PWRでは、600系ニッケル基合金製の蒸気発生器の伝熱管一次側の部位などでPWSCCが認められ、その対策として、耐SCCに優れた690系ニッケル基合金製への取替等が実施されてきた。

なお、IASCCの発生は、国内PWRでは確認されていないが、海外では、炉内構造物であるバッフルを締結しているバッフルフォーマボルトで損傷事例が報告されている。

このような状況の下、PWSCCに対しては、当院指示文書NISA-163a-05-2(平成17年6月16日付け平成17・06・10原院第7号)「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」(以下「PWSCCに係るNISA文書」という。)に基づく点検を確実に実施するとともに、PWSCCに関する国内外の知見を収集して発生時間評価方法の確立等を行う必要がある。

また、IASCCに対しては、適切な時期に点検を実施するとともに、データベースを拡充して発生時間予測式の高精度化を図る必要がある。

これに対し、事業者は、原子炉容器及び炉内構造物の応力腐食割れに関し、以下の技術評価を実施し、追加保全策を策定している。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

事業者は、鋼種(ニッケル基合金、オーステナイト系ステンレス鋼)、材質、母材と溶接金属、残留応力、水質環境等を考慮に入れた評価点の抽出を行っている。

原子炉容器では600系ニッケル基合金の使用部位である炉内計装筒(母材部、溶接金属部)、冷却材出入口管台(溶接金属部)等を応力腐食割れに対する評価点として抽出している。

また、炉内構造物では、PWRにおいてIASCCの発生の可能性が考えられるバッフルフォーマボルト等を評価点として抽出している。

経年劣化事象の発生の評価

ニッケル基合金及びオーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れについては、発生時期を予測できる予測式、データが少ないため、国内外の運転情報、最新の技術的知見及び試験研究成果から応力腐食割れの発生の可能性について評価を実施している。

また、運転時間が経過し、非常に高い中性子照射量を受けるとIASCCとして顕在化してくる可能性が有るとして、高照射領域にある高応力のステンレス鋼のIASCCの可能性について評価を実施している。

健全性の評価

600系ニッケル基合金使用部位である炉内計装筒(母材内表面)については第22回定期検査時(2004年度)におけるレーザーピーニング(応力緩和)施工前の確認として炉内計装筒の超音波探傷検査を実施した結果、異常のないことを確認したうえで、レーザーピーニングを施工した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。

また、炉内計装筒J溶接部については、第24回定期検査時(2007年度)に炉内側からレーザーピーニング(応力緩和)を施工しており、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。

冷却材入口管台継手部の溶接部についても第22回定期検査時(2004年度)に、レーザーピーニング(応力緩和)を施工していることから、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。さらに冷却材出口管台については第22回定期検査時(2004年度)に、一次冷却材接液部に耐応力腐食割れ性に優れたインコネル690合金をクラッド溶接施工しており、現時点では長期運転を仮定しても応力腐食割れの可能性は小さいとしている。

伊方発電所第1号機バッフルフォーマボルトについては、第22回定期検査時(2004年度)の炉内構造物取替工事に合わせて、材料及び応力要因に対する改善を行い、耐IASCC性を向上するとともに、炉心バッフル取付板にボルト冷却口を設けて温度低減による環境改善を実施していることから、バッフルフォーマボルトについては、直ちにIASCCが発生する可能性は小さいとしている。

なお、バッフルフォーマボルトについては、(社)火力原子力技術協会の「炉内構造物点検評価ガイドライン」によると、ボルト本数の全体の約7割が損傷した場合でも炉心の健全性は確保可能であるとされている。

現状保全の評価

原子炉容器のニッケル基合金使用部位に対して、(社)日本機械学会「発電用原子炉設備規格 維持規格(2002年版)」(JSME S NA1-2002)に加えて、PWSCCに係るNISA文書に従い点検計画を作成し、それに基づき供用期間中検査を実施し有意な欠陥のないことを確認・記録している。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。

また、バツフルフォーマボルト等のIASCCについては、(社)日本機械学会「発電用原子炉設備規格 維持規格(2002年版)」、(JSME S NA1-2002)等に基づき、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、水中テレビカメラによる目視検査を行い異常のないことを確認している。

追加保全策の策定

600系ニッケル基合金使用部位の、応力腐食割れに対しては、PWSCCに係るNISA文書に指示される手法・頻度で検査を実施していくとともに、国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」等により得られた知見を踏まえ、今後の保全に反映すべきものであるか検討していくとしている。

バツフルフォーマボルト等のIASCCについては、構造強度・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、(社)日本機械学会「発電用原子炉設備規格 維持規格」等を踏まえるとともに、国プロジェクト「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」等により得られた知見についても、今後の保全に反映するか検討していくとしている。

当院は、立入検査等において、原子炉容器及び炉内構造物の応力腐食割れに対する予防保全策の実施実績、予定等を確認するとともに、炉内構造物取替時に採用したバツフルフォーマボルトについて、材料の化学成分、機械的性質、熱処理条件等を確認し、IASCCの発生可能性評価結果について確認した。

以上の結果、事業者が行った応力腐食割れ(PWSCC及びIASCC)に関する技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると評価する。

(3) 疲労(低サイクル疲労)

プラントの起動や停止などに伴い、原子炉容器等は、大きい温度圧力の変化によって構造不連続部に局所的に大きい応力振幅が生じ、それが繰り返されると、比較的少ない回数であっても疲労き裂が発生する。この現象を低サイクル疲労という。

低サイクル疲労によるき裂の発生を防止するために、原子炉容器等は、設計時に想定した評価期間において生じる起動停止などの過渡による応力サイクルを考慮しても、疲労き裂が生じないように設計されている。高経年化技術評価においては、想定する評価期間における応力サイクルを設定して、更に接液環境の効果を考慮して疲労き裂の発生有無を評価する必要がある。

本プラントでは、運転開始から2003年末時点までの実過渡回数を基に、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した運転開始後60年時点の予測過渡回数を用いて、以下に示す60年供用時の低サイクル疲労評価を実施し、追加保全策を策定している。

但し、蒸気発生器や配管で取替えた部位については、取替え以降プラント運転開始後60年時点までの推定過渡回数を用いて評価を行っている。

なお、評価部位のうちで一次冷却材に接する部位については、「発電用原子力設備に関する環境疲労評価ガイドライン」(平成14年6月 (社)火力原子力発電技術協会)に従って、環境中の疲れ累積係数の評価を実施している。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

評価点は、工事計画認可時に疲れ累積係数が大きかった部位を中心として選定されている。

例えば原子炉容器の疲労評価点については、温度圧力変化や締付力により比較的大きな応力が発生するスタッドボルトを評価点として抽出している。また、プラントの起動・停止時等に熱過渡を受けることから、構造が不連続で比較的大きな熱応力の発生する冷却材出入口管台等を評価部位として抽出している。

経年劣化事象の発生又は進展の評価

60年供用時の低サイクル疲労評価に用いる過渡回数は、運転開始から2003年末時点までの実過渡回数をもとに、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した運転開始後60年時点の予想過渡回数に運転開始前の試運転時の過渡回数を加味して定められている。

健全性の評価

60年供用時の疲れ累積係数は、全ての評価点で接液環境を考慮しても許容値である1以下となったことから、60年供用時にも低サイクル疲労き裂は発生しないと評価している。

現状保全の評価

スタッドボルト等の疲労割れに対しては、定期的に超音波探傷検査等により有意な欠陥がないことを確認している。

追加保全策の策定

低サイクル疲労き裂については、高経年化対策の観点から留意すべき項目はないが、現状保全に加えて、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえるとともに、高経年化対策の観点から今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していくとしている。

当院は、立入検査等において、例えば、原子炉容器のスタッドボルトの超音波探傷検査記録等を確認するとともに、スタッドボルトの疲労評価に用いた過渡回数について、運転データを確認した。

以上の結果、事業者の行った原子炉容器等の疲労に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当なものであると評価する。

(4) 配管減肉

配管減肉は流れの影響で配管材料の腐食が加速される、「流れ加速型腐食 (FAC: Flow Accelerated Corrosion)」や、蒸気とともに加速されるなどして高速になった液滴が、配管の壁面などに衝突したときに、局所的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管表面の酸化被膜や母材を浸食する「液滴衝撃エロ - ジョン (LDI: Liquid Droplet Impingement)」によって、エルボ、レジャーサ、オリフィス下流管等、流れの影響を受ける偏流発生部位で発生・進展する。

特に、高経年化プラントにおいては、供用期間の長期化に伴い、配管減肉の発生する可能性が低い箇所、減肉速度が遅い部位においても減肉が面的、量的に拡大することも考えられるため、きめ細かな配管減肉管理が重要である。

これに対し、事業者は配管減肉に関し、以下の技術評価を実施し追加保全策を策定している。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

事業者は、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(平成2年5月)及び当院指示文書NISA-163a-05-1(平成17年2月18日付け平成17・02・16原院第1号)「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について」に基づき、「2次系配管経年変化調査マニュアル」(以下「2次系配管マニュアル」という。)の制定・改定を行い、これに基づき配管減肉管理を実施している。

配管減肉測定の対象箇所抽出に当たっては、2次系配管マニュアルに従い、オリフィス下流部、制御弁・流量調整弁下流部などの偏流発生部位、過去の故障・トラブル等で減肉実績のある部位などを減肉検査対象箇所として抽出している。

経年劣化事象の発生又は進展の評価

配管減肉に対しては2次系配管マニュアルに基づき、計画的に超音波による肉厚測定を実施し減肉傾向を把握している。なお、2次系配管マニュアルに基づき、減肉の発生の可能性が否定できない箇所について、全箇所の肉厚計測を実施することで、緩やかに進行する減肉についても傾向管理を行っている。

健全性の評価

配管の減肉管理については2次系配管マニュアルに基づく肉厚測定結果を基に、「2次系配管経年変化システム」を用いて、減肉傾向管理及び寿命予測評価を実施し、必要に応じ予防保全として配管取替等を行うことで健全性は維持されるとしている。

これまで主給水系統等で減肉が認められており、余寿命評価の結果に応じてステンレス鋼配管等への取替を実施している。

現状保全の評価

2次系配管マニュアルに従い、計画的に超音波による肉厚測定を実施し、その結果に応じて予防保全として配管取替を実施しており、肉厚測定データ管理や減肉率を基にした余寿命の算出に当たっては、「2次系配管経年変化システム」を用いている。

これまでに、必要最小厚さを下回っていた箇所及び必要最小厚さに到達するまでの余寿命が2年以内と評価される箇所の配管について、ステンレス鋼配管等への取替が行われている。

追加保全策の策定

配管減肉については、今後も2次系配管マニュアルに基づいて計画的に超音波による肉厚測定を実施して減肉傾向を把握し、その結果に応じて配管取替等の対応をしていくとともに、(社)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」や減肉測定による知見等を踏まえた2次系配管マニュアルの改定を継続的に行っていくとしている。

当院は、立入検査等において、2次系配管マニュアル及び「2次系配管経年変化システム」に基づく減肉管理の具体例として主給水系統配管、第3抽気系統配管及びドレン系統配管について、肉厚測定データを確認した。

また、第3抽気系統配管及びドレン系統配管について、減肉速度の算出データ、減肉最大箇所余寿命評価結果を確認し、一連の配管減肉管理が適切に行われていることを確認した。

以上の結果、事業者の行った配管減肉に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当なものであると評価する。

(5) 絶縁低下

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

事業者は、定期検査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ており、これまで有意な絶縁低下は生じていない状況にあるとしている。しかしながら、通常運転中に熱や放射線に曝されているケーブルについては、絶縁低下が進展する可能性は否定できず、特に事故時雰囲気環境に曝されても機能が要求されるケーブルについては、通常運転時と事故時雰囲気における絶縁低下を考慮する必要がある。

これに対し、事業者は以下の事項について技術評価を行い、追加保全策を策定している。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

ケーブルの種類ごとに最も環境(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ている。

経年劣化事象の発生又は進展の評価

ケーブルの絶縁体は、有機物の架橋ポリエチレン等であるため、60年の供用を仮定すると、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、長期健全性試験により評価している。

健全性の評価

通常運転中に受ける熱・放射線を加速付与するとともに、必要に応じて事故時雰囲気模擬した環境にケーブルを曝す電気学会技術報告 部第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」(以下「電気学会推奨案」という。)と同じ手順・方法でケーブルの長期健全性試験を実施し、この結果に基づき、通常運転において60年間の絶縁性能は維持されるとしている。また、事故時においても機能維持が求められるものについては、事故時雰囲気を重ね合わせた評価を行い、絶縁性能は維持できるとしている。

現状保全の評価

絶縁体の絶縁低下に対しては、定期的に絶縁抵抗測定及び高圧ケーブルに対しては直流漏洩電流測定、誘電正接($\tan \delta$)測定を行い、許容値を満足していることを確認している。さらに、定期点検時に実施する系統機器の動作試験においてもケーブルの絶縁性能を確認している。

追加保全策の策定

ケーブルの絶縁低下については、現状保全項目に、高経年対策の観点から追加すべきものはないとしているが、現在、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」として実施されており、今後その成果を反映し、ケーブルの長期健全性の再評価を実施していくこととしている。

当院は、立入検査等において、長期健全性試験の試験条件及び定期検査時における絶縁抵抗測定等に係る運用方法、及び各区分の代表ケーブルの絶縁抵抗測定データを確認した。

以上の結果、事業者の行ったケーブル絶縁低下に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当なものであると評価する。

(6) コンクリートの強度低下

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(以下「ASR」と呼ぶ。)及び機械振動により、強度が低下する。

事業者は、コンクリート構造物の強度低下について、以下の技術評価の流れに従い、技術評価を行い、追加保全策を策定している。

経年劣化事象に対する評価点の抽出

コンクリートの強度低下に影響を及ぼす経年劣化事象ごとに、本プラントにおけるコンクリート構造物の使用環境等を考慮し、強度低下が大きくなる以下の箇所を評価対象としている。

熱	内部コンクリート(1次遮へい壁)の炉心領域部及びRVサポート直下部
放射線照射	内部コンクリート(1次遮へい壁)の炉心領域部
中性化	原子炉格納施設基礎(原子炉格納容器内床、アニュラス床)、原子炉補助建家主蒸気管室、外部遮へい壁、復水タンク基礎
塩分浸透	取水構造物
ASR	対象コンクリート構造物全体
機械振動	タービン架台(機器支持部)

経年劣化事象の発生又は進展の評価

上記の評価対象としている箇所のコンクリートについて、経年劣化事象の発生・進展について評価を実施している。

健全性の評価

熱による強度低下について、本プラントにおける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は、日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」に基づく一般部分についての温度制限値の65 以下であり、長期健全性評価上問題とならないとしている。放射線照射、中性化、及び塩分浸透による強度低下については、運転開始後60年時点でのコンクリートの劣化の進展予測結果より、長期健全性評価上問題とならないとしている。また、機械振動による強度低下についても、これまでひび割れ等の異常は確認されておらず、タービン機器にも異常な振動は発生していないことから、問題とならないとしている。

ASRによるコンクリート構造物の強度低下については、ASRを示唆する表面ひび割れが見られない構造物と表面ひび割れが見られる構造物とに分けて、それぞれのコンクリート構造物について健全性評価が行われている。

1) 表面ひび割れが見られない構造物

日本コンクリート工学協会のグレード分類で最も軽微な「状態Ⅰ」と考えられること、コア抜き試験による圧縮強度も設計基準強度を上回ることから、現状の支持機能に問題はなく、採取したコアによる促進膨張試験の結果からも今後のASRの発生又は進展が考えられないことから、長期健全性評価上も問題ないとしている。

2) 表面ひび割れが見られる構造物

脱気器基礎とタービン架台がASRを示唆する表面ひび割れが見られる構造物に該当するとしている。

脱気器基礎については、コア抜き試験による圧縮強度が設計基準強度 20.6 N/mm^2 を上回っており支持機能に問題ないとし、また、ASRによる基礎の膨張変形については、脱気器と基礎との取り合い部はスライド構造となっていることから脱気器に影響を与えにくい構造であるとしている。また、採取したコアによる促進膨張試験の結果から膨張量は判定値である材齢6ヶ月で 0.1% を下回っており、長期健全性評価上も問題ないとしている。

タービン架台については、架台上面のテーブルデッキ部でひび割れが発生し、タービン軸方向で温度膨張も含めて約 50 mm (1000μ 程度の平均膨張ひずみ)の膨張変形を示しているが、コア抜き試験による圧縮強度は設計基準強度 20.6 N/mm^2 を上回っていること、また、タービン・発電機とテーブルデッキは軸方向にスライドする構造とするとともに、車軸長さの調整のために設置しているスペーサの厚さを変更するなどにより、ASRによる膨張変形を吸収する構造としていることなどから、特に問題ないとしている。また、ここ十数年膨張が収束状態にあること、採取したコアによる促進膨張試験でも膨張量はJISで定められる判定値である材齢6ヶ月で 0.1% を下回っていることから長期健全性評価上も問題ないとしている。

現状保全の評価

コンクリート構造物の強度低下に対し、定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗装の劣化等の目視点検を行い、変状が見られた場合は、原因の推定、健全性の評価を行い、必要に応じてひび割れ補修や塗装の塗り替えを実施しているとしている。

上記の現状保全に加え、ASR による表面ひび割れが見られる脱気器基礎部に対しては、脱気器上部に建家を設置しており、環境改善を図っているとしている。また、タービン架台に対しては、テーブルデッキの膨張変形量や、架台の鉄筋ひずみ量等の状態監視を継続し、傾向に大きな変化が確認された場合は、原因の分析及び調査結果の評価を行うとともに、その結果に応じて調査内容の変更・追加、補修等適切な対応を図っているとしている。

追加保全策の策定

コンクリートの特性に応じ、ASR 等によるひび割れの点検方法について、その発生原因の推定方法や原因に応じた適切な対応を盛り込むとともに、ASR に関する新たな知見を注視しつつ、考慮すべき知見が認められる場合には、健全性について再評価を実施し、必要に応じ対応を検討する等、更なる保全の充実を図っていくとしている。

また、ASR が顕在化しているコンクリート構造物については、現状保全項目にリバウンドハンマー等の非破壊検査を追加し、強度に急激な経年変化傾向が生じていないことを確認していくとしている。

更に、タービン架台については、架台全体としての変形挙動を把握していく観点から、テーブルデッキ部膨張変形計測にあわせ柱傾斜等の計測を追加するとともに、鉄筋の状態を精度よく把握するため、研究開発中の非破壊による鉄筋破断調査手法の精度を向上させ、実機への適用を図っていくとしている。

当院は、立入検査等において、一般部の経年劣化の状況確認を行うとともに、ASR の発生状況および ASR に対する保全マニュアルの整備やひび割れ補修状況に加え、タービン架台テーブルデッキ部の膨張変形や鉄筋ひずみの計測状況等 ASR 発生部位の保全状況を確認した。

以上の結果、事業者の行ったコンクリートの強度低下に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当なものであると評価する。

(7) その他の経年劣化事象

事業者は、前記(1)～(6)の機器・構造物に対する経年劣化事象以外(その他の経年劣化事象)についても技術評価等を実施しており、以下にその他の経年劣化事象についての技術評価等の例を示す。

主軸のフレット疲労割れ(余熱除去ポンプ)

焼きばめポンプ(余熱除去ポンプ)主軸のフレット疲労割れについては、定期検査時の主軸の超音波探傷検査の結果、有意な欠陥は認められていない。

また、サーベイランス運転時等の振動確認により有意な振動がないことを確認しており、主軸のフレット疲労割れの発生の可能性はないと考えるが、高経年化への対応として、現状保全項目に加えて、振動値に上昇傾向など異常兆候が認められた場合には速やかに精密診断を行うよう社内マニュアルに定めて実施していくとしている。

屋外設置配管の外面腐食

屋外に設置されている炭素鋼配管は、塗装や防水措置(保温)が不十分であると、雨水等が浸入し、外面から腐食する可能性があるが、配管外面からの腐食に対しては、定期検査時に塗膜や防水措置(保温)の健全性を目視確認していくことで、腐食する可能性は小さいと考えられるとしている。

また、エルボ及び配管合流部付近については、配管内面の減肉測定のため保温材を取外した際、配管外面の腐食についても目視確認を行っているが、保温材を取外すことの少ない直管部についても、高経年化への対応として、代表的なポイントを定め、定期的に保温材を取り外し、目視確認を行うとしている。

伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ

熱交換器は、管内流体及び胴側流体により伝熱管が振動し、支持板等との接触を繰り返すことにより、外表面から摩耗又は高サイクル疲労割れが生じる可能性がある。

管内流体による振動については、管内の流速が非常に高速の場合(例えば約100m/s 以上の場合)には発生する可能性はあるが、いずれの熱交換器も管内流速は数 m/s 程度であることから振動が発生する可能性は小さいとしている。

また、管外流体による振動については、管外表面を流れる流体による振動で伝熱管の強度上想定される振動形態としては、カルマン渦による振動と流力弾性振動があるが、何れの振動も発生する可能性は小さいとしている。

従って、流体振動による摩耗や、高サイクル疲労割れが発生する可能性はないとしている。また、伝熱管の渦流探傷検査を実施し有意な欠陥がないことを確認するとともに漏えい試験を実施し健全性を確認しており、摩耗や疲労による割れは渦流探傷検査等で検知可能としており、現状保全に高経年化対策の観点から追加すべきものはないとしている。

ケミカルアンカの樹脂の劣化

ケミカルアンカの樹脂本体は、温度、紫外線、水分の付着等による劣化の可能性が否定できないが、樹脂部はコンクリート内に埋設されており、直接高温の機器や流体に接触せず高温環境下に晒されることはなく、直接紫外線環境下にもさらされることはない。また、水分付着による劣化については空気中と海水中での引張強度の比較試験には差は認められない。

従って、ケミカルアンカの樹脂の劣化の可能性は小さいとしているが、高経年化への対応として適切な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としている。

鉄骨の腐食による強度低下

鉄骨構造物の物理的耐久性は、飛来塩分等の周辺環境に起因する腐食による断面欠損の程度に左右される。(社)日本建築学会「建築物の耐久計画に関する考え方」(1988)によれば、「鉄骨造躯体又はこれを構成する部材の表面の塗膜が劣化し、鋼材が腐食によりその断面積が平均10%減少した状態になり、かつ通常の修繕や一部の交換・更新を行っても、その性能が回復できなくなった時点を耐用年数に達したとする。」とされている。

上述の文献に示されている評価式で推定を行うと、原子炉補助建家(燃料取扱室、中央制御室)及びタービン建家における鉄骨の推定耐用年数は、それぞれ35年と36年程度となる。

一方実機では、定期的に見視点検を実施しており、現状、強度低下につながるような鋼材の腐食は認められていない。また、鉄骨の強度低下につながるような鋼材の腐食に影響する塗装の劣化が認められた場合には、その部分の塗替え等を行うこと

により健全性評価上問題とならないとしており、現状保全に高経年化対策の観点から追加すべきものはないとしている。

当院は、立入検査等で、その他の経年劣化事象の技術評価等について、評価対象機器・構造物及び評価部位の抽出、評価・計算根拠、保守・保全実績並びに保全データ等を確認した。

以上の結果、その他の経年劣化事象についても、事業者が行った技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当なものであると評価する。

3.3 耐震安全性の評価

プラントの機器・構造物に発生しているか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選定し、60年の供用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技術基準「J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7「原子力発電所耐震設計技術指針」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。

これに対し、事業者は以下の技術評価を実施し、追加保全策を検討している。

(1) 耐震安全性評価のための経年劣化事象の抽出

技術評価結果の整理

ポンプ、容器、配管等15機器・構造物の技術評価で検討された経年劣化事象の検討結果に基づき、以下に分類した経年劣化事象のうち、a. について耐震安全性評価の対象外とし、b. については、耐震安全性の評価が必要となる耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出対象としている。

- a. 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの
- b. 現在発生しているか、又は、将来にわたって発生することが否定できないもの。

耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

上記 b. に分類された、「現在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」について、これらの経年劣化事象が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」として抽出している。

なお、各機器・構造物の技術評価では、発生が否定できない経年劣化事象であっても、「現実の劣化傾向が、あらかじめ想定された劣化モードから乖離することが考えがたい経年劣化事象」を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象から除外しているが、耐震安全性評価では評価対象として除外せず、その中から顕在化すると機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が有意な経年劣化事象を耐震安全上着目すべき事象として抽出している。

評価対象機器の選定

耐震安全性評価の対象機器は、技術評価における対象機器と同一であり、技術評価において選定した代表機器を耐震安全性評価においても代表機器としている。ただし、同一機器のグループ内に代表機器よりも耐震重要度が上位の機器が存在する場合には、これについても代表機器として評価を行っている。

(2) 経年劣化事象に対する耐震安全性評価

(1) で抽出した耐震安全上着目すべき経年劣化事象について、(1) で選定した代表機器ごとに60年の供用を仮定した劣化を加味し、JEAG4601-1987「原子力発電所耐震設計技術指針」等に基づき、設計地震力から算出した地震時発生応力等と許容限界とを比較して、耐震安全性評価を実施している。

このうち、コンクリート構造物については、ASRに対する耐震安全性について、タービン架台のせん断破壊に対する解析評価を実施している。その結果、ASRによる膨張変形に対し、設計地震力を加味した最も厳しい部材の発生せん断力はせん断耐力の70%程度であることなどから、タービン架台の安全性は確保されるとしている。

事業者は配管を除く機器については耐震上の観点から保全策に追加すべき項目は抽出されなかったとしているが、炭素鋼配管等については、母管の内面からの配管減肉に対する耐震安全性評価について以下の評価を実施している。

(3) 配管減肉に対する耐震安全性評価

配管減肉に対する耐震安全性評価については、以下の手順で実施しており、 項の必要最小厚さまで減肉を仮定した保守的評価において発生応力が許容応力を上回った場合には、 項の実績データを用いた方法にて評価を実施している。

保守的に周方向及び軸方向一様に必要最小厚さまで減肉(以下、「周軸方向一様減肉」という。)を仮定した評価

- a. 配管減肉の状況の大小による代表ライン選定は行わず、配管減肉の評価対象とした系統すべてについて評価を行う。
- b. 当院指示文書NISA-163a-05-1(平成17年2月18日付け平成17・02・16 原院第1号)「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について」において偏流の影響を受ける部位とされるエルボ、レジューサ、曲管等の下流管の配管口径の2倍まで(ただし、オリフィスは下流部については、オリフィス取付部から配管口径の3倍まで)の範囲を評価の対象部位(以下、「減肉位置」という。)とし、周軸方向一様減肉すると仮定して、系統の評価対象範囲を3次元はりモデル化する。
- c. 評価対象の系統の耐震クラスに応じて、3次元はりモデルにより地震時の発生応力を算出し、系統中の最も大きい発生応力が許容応力を満足するか評価する。

実測データに基づく最大減肉率を用いた評価

- a. 上記 項で許容応力を満足しない場合は、各減肉位置の配管板厚実測データの最大減肉率を用いて配管減肉の発生位置のうち必要最小厚さに最初に至る時間(t)を算出する。
- b. a. で求めた時間(t)を用いて、実測データに基づき各減肉位置の配管板厚を算出する。
- c. b. で算出した、配管板厚を減肉位置に保守的に周方向及び軸方向一様に仮定して発生応力と許容応力の比較を行う。

- d. 評価対象のシステムの耐震クラスに応じて、3次元はりモデルにより地震時の発生応力を算出し、系統中の最も大きい発生応力が許容応力を満足するか評価する。

項による評価において第3抽気系統配管では、各減肉位置について必要最小厚さを想定した評価では地震時の発生応力が許容応力を上回る結果となったことから、

項による評価を実施し、第3抽気系統配管内で最も減肉が進んだ箇所が必要最小厚さに達する時間を基に各減肉位置の最大減肉率を用いて再評価した結果、地震時の最も大きい発生応力が許容応力を下回ることが確認できたことからし、耐震安全性評価上問題ないとしている。

(4) 経年劣化事象に対する動的機能維持評価

地震時に動的機能維持が要求される機器(ポンプ、ポンプモータ、弁等)については、耐震安全上着目すべき経年劣化事象に対する耐震安全性評価を実施し、各機器の振動応答特性への影響が軽微もしくは無視できること等を確認している。

これにより、経年劣化事象を考慮しても、地震時の応答加速度が各機器の機能確認済加速度を上回らず、地震時の動的機能は維持されるとしている。

(5) 現状保全の評価

第3抽気系統配管以外の評価対象の機器・構造物については、60年間の供用を仮定しても、設計上の地震力を用いた発生応力は許容応力を超えることはなく、耐震安全性評価上問題ないとしている。したがって、各機器・構造物の技術評価結果に、耐震安全性の観点から追加すべき項目はないとしている。

一方、第3抽気系統配管については、各減肉位置に必要な最小厚さを想定した評価では、地震時の発生応力が許容応力を上回る結果となった。しかし、配管減肉の実績データに基づき、第3抽気系統配管内で最も減肉が進んだ箇所が必要最小厚さに達する時間を基に各減肉位置の最大減肉率を用いて再評価した結果では、地震時の最も大きい発生応力が許容応力を下回ることから、今後の配管減肉の実測データを反映した耐震安全性評価を行うとしている。

(6) 追加保全策の策定

各減肉位置について必要最小厚さを想定した評価では、第3抽気系統配管において、地震時の発生応力が許容応力を上回る結果となったが、各減肉位置の測定ポイントの最大減肉率を用いて再評価した結果では地震時の発生応力が許容応力を下回ることが確認された。

従って、事業者は第3抽気系統配管については、今後、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行なうとしている。

当院は、立入検査等において、耐震安全上着目すべき経年劣化事象、評価対象機器の抽出の考え方、経年劣化事象に対する耐震安全性評価等を確認した。このうち、炭素鋼配管減肉については、耐震安全性評価を行う上での評価対象配管の選定の考え方、想定減肉量の算出根拠、発生応力計算方法、判断基準等の具体的な耐震安全性評価方法及びその結果について確認した。

以上の結果、事業者の耐震安全性評価及びこれに基づく追加保全策の策定は妥当なものであると評価する。

4. 長期保全計画

(1) 今回策定された長期保全計画

事業者は、個別の技術評価結果から示された「追加保全策の策定」において現状保全に追加すべき保全策とされたものについて、対象機器、経年劣化事象、健全性評価結果、現状保全の評価結果、追加保全項目及び実施時期を取りまとめた長期保全計画を策定している。また、同計画においては、個別の技術評価結果から示された今後の技術開発課題についても抽出している。

当院は、原子炉容器の受ける中性子照射量が沸騰水型軽水炉(BWR)に比べて多いこと、加圧水型軽水炉(PWR)の一次冷却材環境中で高ニッケル基合金の応力腐食割れ(PWSCC)が発生する等のPWRの特徴を踏まえつつ、事業者からのヒアリング等において、上述の長期保全計画の記述が抽象的な範囲にとどまっているものについて実施内容、実施方法及び実施時期等をより具体化するなどを指摘し、事

業者は報告書の変更により計画の充実を図った。

以下に長期保全計画の具体化を図った例を示すとともに、長期保全計画を添付 - 2 に示す。

原子炉容器胴部の中性子照射脆化に対しては、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、国や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、将来の予測と大幅に異なる場合は使用済試験片の再装荷なども含めて実機への適用を検討していくことを明記した。

ポンプ主軸のフレットング疲労割れに対しては、現状の振動測定による検知方法について、振動値に上昇傾向など異常兆候が認められた場合には、速やかに精密診断を実施していくことを明記した。

コンクリートの強度低下に対しては、その特性に応じ、ASR 等によるひび割れの点検方法について、その発生原因の推定方法や原因に応じた適切な対応を盛り込むとともに、ASR に関する新たな知見を注視しつつ、考慮すべき知見が認められる場合には、健全性について再評価を実施し、必要に応じ対応を検討する等、更なる保全の充実を図っていくことを明記した。

また、ASR が顕在化しているコンクリート構造物については、現状保全項目にリバウンドハンマー等の非破壊検査を追加し、強度に急激な経年変化傾向が生じていないことを確認していくことを明記した。

更に、タービン架台については、架台全体としての変形挙動を把握していく観点から、テーブルデッキ部膨張変形計測にあわせ柱傾斜等の計測を追加するとともに、鉄筋の状態を精度よく把握するため、研究開発中の非破壊による鉄筋破断調査手法の精度を向上させ、実機への適用を図っていくことを明記した。

肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した第3抽気系統配管については、今後、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行なうとしている。

こうした変更内容を含め策定された長期保全計画は、上述の審査の結果、妥当なものと評価する。

(2) 長期保全計画の実施

10年間の計画として取りまとめた長期保全計画については、今後、発電所の具体的な保全計画に反映し、運転開始後30年を迎える平成19年9月30日以降の最初の定期検査から、原則的に定期事業者検査として計画的に実施していくとしており、妥当なものと評価する。

(3) 長期保全計画の見直し

長期保全計画は、今後、以下に例示する運転経験や技術開発等により新技術、新知見が得られたものについては、適切な時期に再評価及び変更することとしており、妥当なものと評価する。

- ・ 材料劣化に係る安全研究の成果
- ・ これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故・トラブル
- ・ 関係法令の制定及び改廃
- ・ 原子力安全・保安院からの指示
- ・ 材料劣化に係る規格・基準類の制定及び改廃

5. おわりに

本年9月に運転開始後30年を迎える四国電力株式会社 伊方発電所第1号機の事業者報告書に対し、ガイドライン及び標準審査要領等に則り審査を行った。

事業者が実施した高経年化技術評価においては、最新の技術知見等を踏まえ、関連するデータ、知見、安全研究等を組み合わせて関連する経年劣化事象を適切かつ総合的に評価するとともに、監視の強化等、現状の保守管理活動に追加すべき新たな保全策を長期保全計画として策定しているおり、事業者が実施した高経年化技術評価は妥当なものと評価できる。

事業者は今後のプラント運用に当たって、今回の評価結果を踏まえて、プラントの安全性・信頼性の維持のために現状保全の確実な実施に加えて、長期保全計画としてとりまとめられた現状保全に追加すべき保全策について、品質保証に関する規定、保守管理に関する規定の下で着実に実施していくことが重要である。

また事業者は、万全の高経年化対策を講じるため、引き続き国内外プラントの運転経験、最新の技術的知見を的確にこれに反映するとともに、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」(平成17年8月31日、原子力安全・保安院)において示された高経年化対策の充実のための課題である、

透明性・実効性の確保
技術情報基盤の整備
企業文化・組織風土の経年劣化防止
高経年化対策に関する説明責任の着実な実施

に着実に対応するため、産学官の有機的連携を目的にJNESに設置された「技術情報調整委員会」や学協会等における高経年化対策に係る検討・活動状況を踏まえるとともに、その役割に応じた具体的な計画や施策を策定し実施することが望まれる。

当院は、今回の審査において妥当性を確認した長期保全計画に基づく新たな保全策について、原則として定期事業者検査として適切に実施されていることを定期検査、定期安全管理審査又は保安検査において確認する。

伊方発電所1号機高経年化技術評価等報告書に対する指摘事項一覧(1/3)

分類	審査項目	対象	連番	指摘事項
	高経年化技術評価実施体制	高経年化技術評価等の実施体制	1	報告書レビューの役割中、「非核燃料炉心構成品」に関するものについては原子燃料部技術Gが実施することとしているが、機器全体をレビューする役割を担う保修訓練Gとの関係が不明確であり、両者の関係を明確にすること。
	高経年化技術評価実施体制	高経年化技術評価等の実施体制	2	報告書レビューの実施に当たっては、具体的なレビューの視点、方法について、今後、明確にし、実施すること。
	高経年化技術評価実施体制	高経年化技術評価等の実施体制	3	運転経験や最新知見等の情報収集及びスクリーニングについては、今後、手順を明確にし、実施すること。
	健全性の評価	ポンプ	4	余熱除去ポンプについては、主軸のフレットング疲労割れの観点から、具体的な管理方法を明確にすること。
	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	炉内構造物	5	炉心そうの中性子照射による靱性低下については、材料試験データとの比較により、運転開始後60年時点に相当する中性子照射量から、靱性値の低下が認められることから、中性子照射脆化について着目すべき経年劣化事象として評価すること。
	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	配管	6	余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部等においては、高温水合流部での温度変化による疲労が蓄積することが考えられるため、高サイクル熱疲労については着目すべき経年劣化事象として評価すること。
	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	熱交換器	7	銅合金製伝熱管のアンモニアアタックによる腐食及び応力腐食割れについて、その発生及び進展と非凝縮性ガスの滞留との関係、熱交換器内の非凝縮性ガスの滞留の程度等に対する、両者に一貫性のある定量的な評価を行うこと。
	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	熱交換器	8	有意な減肉が認められている第1低圧給水加熱器においては、余寿命を考慮し、適切な時期に減肉測定を行い、継続的な傾向監視を行うこと。
	追加保全策の策定	容器	9	高経年化時の原子炉容器脆化予測の信頼性を向上するための追加保全策の具体化に向けた検討が必要である。このため、試験片の取り出し時期や取り出し後の試験片の活用策など、具体的な事業者の取り組みを明確にすること。

「高経年化対策標準審査要領」における図 - 高経年化技術評価等の標準的な流れに記載した 番号を示す。

伊方発電所1号機高経年化技術評価等報告書に対する指摘事項一覧(2/3)

分類	審査項目	対象	連番	指摘事項
	経年劣化事象の抽出	容器	10	海外プラント(米国:Braidwood 1号機)における加圧器ヒータスリーブ溶接部からの漏えい事象を踏まえ、伊方1号機の高経年化技術評価に反映すべき事項があるかどうかを確認すること。
	機器・構造物の部位への分割	容器	11	補機タンクの胴と管台との付け根部は、バウンダリを維持する機能を有する部位であるため、高経年化技術評価の評価対象の部位に加え、技術評価を行うこと。
	健全性の評価	配管	12	曲管部については保温材を取り外して点検した際に腐食が認められた場合もあり、保温材を取り外すことの少ない直管部の母管の外表面からの腐食については、代表的なポイントを定め、定期的を目視確認を行うこと。
	健全性の評価	炉内構造物	13	運転開始後 60 年時点の中性子照射量レベルがしきい値を超えているパッフルフォーマーボルト以外の炉内構造物(ステンレス鋼)について、照射誘起型応力腐食割れの発生可能性を小と評価している理由を客観的データや判断基準に基づき説明すること。
	重要度指針の重要度分類クラス1, 2及び3に該当する機器・構造物の抽出	機械設備	14	制御棒クラスタは、「定期取替品」として高経年化技術評価の対象外としているが、実機保全において当該機器の劣化管理評価(摩耗、中性子照射量)を行っているため、評価対象の機器・構造物に加え、技術評価を行うこと。
	経年劣化事象に対する評価点の抽出	コンクリート	15	機器からの要求機能を明確にするとともに、タービン架台のアルカリ骨材反応(以下、「ASR」という。)による膨張変形に対して、機器の要求機能上問題ないことと、膨張変形に対する対応策を明確にすること。
	経年劣化事象の発生又は進展の評価	コンクリート	16	タービン架台の ASR による膨張変形、鉄筋のひずみ等について、今後も計測を継続し、変形状況、鉄筋ひずみ等に変化が生じたと判断される場合は、逐次健全性評価を実施すること。
	健全性の評価	コンクリート	17	ひび割れの原因推定方法を明記すること。
	健全性の評価	コンクリート	18	ひび割れの詳細点検方法については、原因に応じた適切な内容とすること。
	健全性の評価	コンクリート	19	一部構造物に ASR が発生していることから、圧縮強度にばらつきが生じる可能性が想定される箇所については、ひび割れ等の管理を慎重に実施すること。

「高経年化対策標準審査要領」における図 - 高経年化技術評価等の標準的な流れに記載した 番号を示す。

伊方発電所1号機高経年化技術評価等報告書に対する指摘事項一覧(3 / 3)

分類	審査項目	対象	連番	指摘事項
	健全性の評価	コンクリート	20	鉄筋が ASR で膨張したコンクリートを拘束しているため、ケミカルプレストレス状態となっている。そのため、鉄筋に大きなひずみがかかり、鉄筋が破断すれば、構造全体の強度が次第に低下する恐れがある。したがって、今後も鉄筋ひずみ等の監視を継続し、鉄筋が破断していないことを確認すること。
	追加保全策の策定	コンクリート	21	タービン架台全体の挙動を把握するため、梁のたわみ、柱の傾きを計測すること。
	追加保全策の策定	コンクリート	22	タービン架台を含め ASR が発生している構造物の状態監視については、継続し、万一、これまでとは異なる状況が発生した場合は、健全性評価解析等を含め、安全性の検討を実施し、必要があれば補修・補強等の対応策を検討すること。
	追加保全策の策定	コンクリート	23	ASR については、なお不明点が多く、現在研究が進められているところである。今後発表される新知見について情報収集を行い、これら新知見に照らし安全評価を進めるとともに、保全活動に反映すること。
	追加保全策の策定	コンクリート	24	タービン架台については、鉄筋の状態を精度よく確認するため、非破壊による鉄筋破断調査手法の調査精度・適用範囲を向上させることにより、実機への適用を図っていくこと。
	耐震安全性の評価	耐震安全性評価	25	耐震安全性評価の対象とする経年劣化事象の考え方を明確にするとともに、必要な評価を行うこと。
	耐震安全性の評価	耐震安全性評価	26	As クラスの機器構造物については、S1 地震力に対する耐震安全性評価も追加して行うこと。
	追加保全策の策定	耐震安全性評価	27	肉厚測定による実測データに基づく耐震安全性評価を実施した、第3抽気系統配管については、今後の減肉進展実測データを反映し、適切な耐震安全性評価を継続的にを行うことを長期保全計画に明記すること。

「高経年化対策標準審査要領」における図 - 高経年化技術評価等の標準的な流れに記載した 番号を示す。

資料6 - 1 (1/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
ポンプ	余熱除去ポンプ	主軸のフレット疲労割れ	発生繰り返し数は、許容繰り返し数に対して小さい。	振動確認（触診，目視，速度の測定等）を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はないが，振動値に上昇傾向など異常兆候が認められた場合の管理方法を明確にすることは有効である。	振動値に上昇傾向など異常兆候が認められた場合には速やかに精密診断を行うよう社内マニュアルに定めて実施していく。	短期
	1次冷却材ポンプ	ケーシング（吐出ノズル）の疲労割れ	疲労評価を行い，疲れ累積係数が1以下。	定期的なケーシング内面の目視検査及び配管溶接部の超音波探傷検査を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査，超音波探傷検査により検知可能である。	（社）日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ，今後実過渡回数に基づく評価を定期的の実施していく。	次回評価時
熱交換器	蒸気発生器	伝熱管のスケール付着	1次側接液部についてはすべてインコネル肉盛り等が施されており，1次系の水質環境を考慮すると，フィルタ及び脱塩塔で浄化されているため，伝熱性能低下の可能性は小さい。2次側については適切な水質管理により不純物の流入は抑制されているものの，長期運転にあたってはスケール付着による伝熱性能低下の可能性は否定できない。	伝熱管へのスケール付着に対して，プラント運転時にプラントパラメータ（温度，圧力，流量）から汚れ係数を算出し，伝熱性能の傾向監視を行っている。	伝熱性能低下の可能性は否定できないことから，設計段階において伝熱性能に余裕を見込んだ設計としている。汚れ係数から評価可能である。	汚れ係数からのスケール付着の評価結果に基づき，必要に応じてスケール除去を検討していく。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (2/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
熱交換器	蒸気発生器	管支持板穴へのスケール付着	海外プラントでは、BEC型管支持板を採用しているプラントにおいて、上部管支持板BEC穴の流路部分にスケールが付着することによる閉塞によって蒸気発生器の2次側水位の上下動が発生しており、伊方1号機も基本的には同一であるため、同様の事象が発生する可能性がある。	定期的な渦流探傷検査によりスケール付着傾向を監視し、必要に応じて目視点検を実施している。	スケール付着傾向は渦流探傷検査及びカメラによる目視検査により把握可能である。	渦流探傷検査等の結果に応じ、必要時には付着スケール除去のための洗浄を実施していく。	中長期
		管板及び給水入口管台の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な溶接部超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的の実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料 6 - 1 (3/16) 伊方 1 号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
容器	原子炉容器	胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化	初期き裂を想定しても、脆性破壊は起こらないと評価される。上部棚吸収エネルギー予測値を評価した結果JEAC4206で要求している68J以上を満足していることを確認した。	定期的な超音波探傷検査及び計画的な監視試験を実施している。当初監視試験カプセルを6体挿入し、現在までに3体を取り出し健全性を評価している。残りのカプセルについても監視試験を計画的に行い、JEAC4201を踏まえつつ適切な活用及び評価を実施している。監視試験結果から、運転管理上の制限範囲（加熱冷却時制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。	現時点の知見において、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考えられる。胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。	関連温度上昇については脆化予測式の精度向上の観点から、また、使用済試験片の再生技術確立については、現時点で試験片の数量に不足はないものの、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、国や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、その評価結果に基づき適切な時期での監視試験を計画する。なお、最新知見による脆化予測式に基づく評価結果が従来の予測と大幅に異なる場合は、必要に応じて、使用済試験片の再装荷なども含めて、実機への適用を検討していく。	中長期
		スタッドボルトの疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な超音波探傷検査及び目視検査を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能である。	今後実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (4/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
容器	原子炉容器	インコネル600合金使用部位の応力腐食割れ	PWR 1次系水質環境下で応力腐食割れ感受性を有している。応力条件として厳しい、炉内計装筒母材部内面及び表面仕上げ（パフ仕上げ）が行われていない場合の炉内計装筒J溶接部については、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。しかしながら、炉内計装筒母材部内面、冷却材入口管台と冷却材入口管台セーフエンド、安全注入管台と安全注入管台セーフエンド、炉内計装筒と炉内計装筒セーフエンドとの溶接継手内面及び炉内計装筒J溶接部についてはレーザーピーニング（応力緩和）を施工したことから応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、1次冷却材接液部に耐応力腐食割れ性に優れたインコネル690合金をクラッド溶接施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性はないと考える。	定期的な超音波探傷検査及びベアメタル検査等を実施している。	炉内計装筒母材部内面については応力腐食割れ発生の可能性は否定できないが、レーザー超音波探傷検査により有意な欠陥のないことを確認するとともに、レーザーピーニングを実施したことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。 炉内計装筒J溶接部については、溶接部の表面仕上げ（パフ仕上げ）が行われていない場合には応力腐食割れ発生の可能性は否定できないが、第24回定期検査時（2007年度）にレーザーピーニングを施工しており、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。 冷却材入口管台と冷却材入口管台セーフエンド及び安全注入管台と安全注入管台セーフエンドの1次冷却材接液部に、レーザーピーニング（応力緩和）を施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。冷却材出口管台については、冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、インコネル690合金のクラッド溶接施工を実施していることから、応力腐食割れが発生する可能性はないと考える。 応力腐食割れにより発生するき裂は超音波探傷検査及びベアメタル検査等により検知可能である。	保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」（平成17・06・10 原院第7号 NISA-163a-05-2）に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査及びベアメタル検査・供用期間中検査時）で検査を実施していく。 また、国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」等により得られた知見を踏まえ、今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (5/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
容器	加圧器	スプレイライン用管台の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な溶接部の超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	主給水管貫通部(伸縮式配管貫通部)	伸縮継手の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な原子炉格納容器漏えい率試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。原子炉格納容器漏えい率試験で検知可能である。	今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
配管 (ステンレス鋼)	余熱除去系統	母管の内面からの応力腐食割れ	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、発生する可能性は否定できない。 なお、当該部については、第19回定期検査時(2000年度)及び第22回定期検査時(2004年度)にSUS304系からSUS316系に取替を実施している。	定期的な超音波探傷検査を実施している。	発生の可能性は否定できない。超音波探傷検査で検知可能である。	BWRプラントにおいて接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れが発生し、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐力腐食割れ実証事業」などにより、現在材料データの拡充が図られていることから、その知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。	短期
	1次冷却系統	母管の熱成層による疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な溶接部の超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (6/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
配管 (ステンレス鋼)	第2抽気系統配管 第1抽気系統配管 ドレン系統配管	母管の内面からの腐食(エロージョン)	凝縮水を含む蒸気が流れ、復水器等につながる配管では、高減圧部で流速が著しく増加し、エロージョンにより減肉が発生する可能性があるが、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。 伊方1号機では、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(1990年5月)に基づき社内管理マニュアルを策定し、以降は保安院指示文書等を受け、順次マニュアルの改訂を行い、これに基づき配管減肉の管理を実施している。超音波を用いた肉厚測定及び余寿命評価により、減肉傾向を管理することができるため、機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。	母管の内面からの腐食(エロージョン)に対しては、社内管理マニュアルに基づき、肉厚測定を実施し、その結果に応じて予防保全として配管取替を実施している。減肉測定の部位として偏流の影響を受ける部位等を選定し、測定ポイントを詳細に定めた上で、肉厚測定を実施している。また、余寿命に応じて次回点検時期を設定している。肉厚測定及びデータの管理にあたっては、検査装置から測定結果をパソコンに取り込める「2次系配管経年変化システム」を用いている。	健全性評価結果から判断して、母管の内面からの腐食(エロージョン)については、配管の肉厚測定結果を用いた余寿命管理に基づく検査、取替を継続していくことで、配管減肉の管理は可能と考える。 なお、エロージョンは、超音波による肉厚測定により把握可能であり、点検手法として適切である。	母管の内面からの腐食(エロージョン)については、計画的に超音波による肉厚測定を実施し減肉傾向を把握し、その結果に応じて配管取替等の対応をしていくとともに、データの蓄積を図っていく。 また、2006年11月に発行された(社)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」やプラントの検査結果による知見を踏まえて「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行っていく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (7/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
配管 (炭素鋼)	主蒸気系統配管 主給水系統配管 グラント蒸気系統配管 低温再熱蒸気系統配管 補助蒸気系統配管 第3抽気系統配管 第2抽気系統配管 第1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	母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)	高温水又は2相流体を内包する炭素鋼配管では流れの乱れが起きる箇所、エロージョン・コロージョンにより減肉が発生する可能性があり、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が、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。伊方1号機では、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(1990年5月)に基づき社内管理マニュアルを策定し、以降は保安院指示文書等を受け、順次マニュアルの改訂を行い、これに基づき配管減肉の管理を実施している。超音波を用いた肉厚測定及び余寿命評価により、減肉傾向を管理することができるため、機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。	母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)に対しては、社内管理マニュアルに基づき、肉厚測定を実施し、その結果に応じて予防保全として配管取替を実施している。減肉測定の部位として偏流の影響を受ける部位等を選定し、測定ポイントを詳細に定めた上で、肉厚測定を実施している。また、余寿命に応じて次回点検時期を設定している。肉厚測定及びデータの管理にあたっては、検査装置から測定結果をパソコンに取り込める「2次系配管経年変化システム」を用いている。	健全性評価結果から判断して、母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)については、配管の肉厚測定結果を用いた余寿命管理に基づく検査、取替を継続していくことで、配管減肉の管理は可能と考える。なお、エロージョン・コロージョンは、超音波による肉厚測定により把握可能であり、点検手法として適切である。	母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)については、計画的に超音波による肉厚測定を実施し減肉傾向を把握し、その結果に応じて配管取替等の対応をしていくとともに、データの蓄積を図っていく。また、2006年11月に発行された(社)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」やプラントの検査結果による知見を踏まえて「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行っていく。なお、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した第3抽気系統配管については、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (8/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
配管 (炭素鋼)	主蒸気系統配管 主給水系統配管	母管の外面からの腐食(全面腐食)	塗装や防水措置(保温)を施しており、腐食する可能性は小さいが、塗装や防水措置(保温)が不十分であると、雨水等が浸入し、外面から腐食する可能性がある。	目視確認により、塗膜や防水措置(保温)の健全性確認を実施している。またエルボ及び配管合流部付近については、配管内面の減肉測定のため保温材を取り外した際、配管外面の腐食についても目視確認を行っている。	腐食する可能性は小さいと考えられるが、保温材を取り外すことの少ない直管部について、代表的なポイントを定め、定期的に保温材を取り外し目視確認を行うことは有効である。	保温材を取り外すことの少ない直管部について、代表的なポイントを定め、定期的に保温材を取り外し目視確認を実施していく。	短期
配管 (1次冷却材管)	1次冷却材管	加圧器サージライン用管台の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な溶接部の超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (9/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
弁	化学体積制御系統 (玉形弁) 安全注入系統(スイング逆止弁)	弁箱の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な内面の目視検査を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	化学体積制御系統 (リフト逆止弁)	弁箱の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。漏えい試験で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	電動装置 (事故時動作要求のある電動装置)	モータ(低圧モータ)の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下	長期的な経年劣化及び事故時雰囲気を考慮した評価の結果、電動装置の絶縁物は40年間の通常運転において絶縁性能は維持できる。	定期的な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。	固定子コイル及び口出線・接続部品の急激な絶縁低下の可能性は小さいと考えるが、事故時動作要求がある電動装置の絶縁物については60年間の通常運転を想定した温度、放射線及び機械的劣化並びに設計想定事故時雰囲気による劣化を想定した健全性評価を行う必要がある。絶縁低下は、絶縁抵抗測定で検知可能であり、点検手法として適切である。	電動装置の絶縁物の60年間の運転期間における温度、放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した試験研究を実施中であり、今後その試験結果に基づく保全を検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (10/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
炉内構造物	炉内構造物	制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗	制御棒クラスタ案内管(案内板)については、第22回定期検査時(2004年度)の炉内構造物取替工事に合わせて、案内板板厚及び最小リガメントの増加により、耐摩耗性の向上を図っている。 現時点の知見においては、制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗が制御棒の案内機能に影響を及ぼす可能性はない。	定期的な全制御棒の落下試験を実施している。	摩耗が急激に進展する可能性は小さい。 全制御棒の落下試験により検知可能である。	構造強度・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、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ、今後の保全の必要性を検討する。	中長期
		炉心そのうち中性子照射による靱性低下	溶接部は応力集中がなく照射量が少ないため照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。有意な欠陥を仮定した場合でも、中性子照射による靱性低下により不安定破壊が生じないことを確認した。	より照射量の厳しいバップルフォーマボルトにおいても、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性が小さいことを確認している。 炉心そうについては、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検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。	健全性が確認されているバップルフォーマボルトに比較して応力レベルが低く、照射量も少ないため、き裂が発生する可能性は小さい。また、有意な欠陥を仮定した場合でも不安定破壊発生の可能性はない。	構造強度・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、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ、今後の保全の必要性を検討する。また、国のプロジェクト「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、今後の保全に反映するか検討していく。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (11/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
炉内構造物	炉内構造物	バップルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れ	第22回定期検査時(2004年度)の炉内構造物取替工事で、バップルフォーマボルト等には耐照射誘起型応力腐食割れ性に優れた材料及び構造を採用しており、直ちに照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。	定期的な水中カメラによる目視検査を実施している。	バップルフォーマボルトについては、現時点の知見による損傷発生予測の結果、直ちに損傷が発生する可能性は小さい。万一、一部のボルトが損傷しても損傷ボルト本数の増加は緩やかで、炉心の健全性は確保可能である。 バレルフォーマボルトについては、応力腐食割れ発生の可能性は小さい。	構造強度・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、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ、今後の保全の必要性を検討する。また、国の研究プロジェクト「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」等により得られた知見についても、今後の保全に反映するか検討していく。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料 6 - 1 (12/16) 伊方 1 号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
ケーブル	高圧 CA ケーブル 高圧難燃 CSHV ケーブル 高圧 CV ケーブル 高圧難燃 CV ケーブル	絶縁体の絶縁低下	ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法による評価の結果、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できる。	定期的に絶縁抵抗測定を行っている。また、設置後 15 定検経過したものについては定期的に絶縁診断（直流漏れ電流試験、tan 試験他）を行い、有意な絶縁低下のないことを確認するとともに、傾向管理を行っている。	現時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。絶縁低下は、絶縁抵抗測定及び絶縁診断で検知可能である。	現在、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	短期
	PA ケーブル PSHV ケーブル KK ケーブル 難燃 KK ケーブル 難燃 PH ケーブル 難燃 PSHV ケーブル SHVA ケーブル HVV ケーブル 難燃 SHVV ケーブル SHVV ケーブル VV ケーブル VA ケーブル 難燃 VV ケーブル EK ケーブル 低圧難燃 CSHV ケーブル	絶縁体の絶縁低下	ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法による評価の結果、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できる。	制御・計装用ケーブルについては定期的に系統機器の動作に異常のないことを確認し、絶縁低下による機能低下のないことを確認している。 電力用ケーブルについて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。	現時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。絶縁低下は、系統機器の動作確認又は絶縁抵抗測定で検知可能である。	現在、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	短期

短期：2007 年～2011 年までに実施，中長期：2007 年～2016 年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (13/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
ケーブル	三重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル1 難燃三重同軸ケーブル2	絶縁体の絶縁低下	ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法による評価の結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。	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。	現時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。絶縁低下は、絶縁抵抗測定で検知可能である。	現在、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (14/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	コンクリート構造物	強度低下	熱，放射線照射，中性化，塩分浸透，アルカリ骨材反応（以下，「ASR」という。）及び機械振動により強度低下が急激に発生する可能性は極めて低い。	定期的な目視点検及び必要に応じたひび割れ補修や塗装の塗替えを実施している。 ASRによる膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物は，ASRの収束状態が継続していることを監視している。	強度低下が急激に発生する可能性は極めて低い。強度低下に影響を及ぼす有害な欠陥についての定期的な状態確認，ひび割れ補修や塗装の塗替えは保全方法として適切である。 また，ASRによる膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物において，ASRの収束状態が継続していることを監視することは保全方法として適切である。	ASR等によるひび割れの点検方法について，社内マニュアルを改訂するとともに，ASRに関する新たな知見を注視しつつ，必要に応じ対応を検討する等，さらなる保全の充実に図っていく。 ASRによる膨張に伴う表面ひび割れが発生している機器等の支持構造物については，さらに慎重を期すため，リバウンドハンマー等の非破壊試験を定期的実施することにより，強度に急激な経年劣化傾向が生じていないことを確認していく。 また，タービン架台については，柱傾斜等の計測を追加するとともに，研究開発中の非破壊による鉄筋破断調査手法の精度を向上させ，実機への適用を図っていく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (15/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
計測制御設備	1次冷却材圧力(広域) 1次冷却材圧力(狭域) 加圧器圧力 1次冷却材流量 加圧器水位	1次冷却材系統に接する計装配管の応力腐食割れ	計装配管のうち、1次冷却材系統に接するパラメータの計装用取出配管から計器元弁までの溶接部、及び計器元弁と計装配管部の溶接部については発生の可能性は否定できない。	定期的な1次冷却材系統漏えい試験を実施している。	現時点の知見より発生の可能性は否定できない。 1次冷却材系統漏えい試験で検知可能である。	BWRプラントにおいて接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れが発生し、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」などにより、現在材料データの拡充が図られていることから、その知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。	短期
空調設備	格納容器空気モニタリング隔離弁(C/V側)	モータ(低圧モータ)の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下	長期的な経年劣化及び事故時雰囲気を考慮した評価の結果、格納容器空気モニタリング隔離弁(C/V側)駆動装置絶縁物は40年間の通常運転において絶縁性能は維持できる。	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。	モータ(低圧モータ)の固定子コイル及び口出線・接続部品の急激な絶縁低下の可能性は小さいと考えられるが、事故時動作要求がある格納容器空気モニタリング隔離弁(C/V側)電動装置の絶縁物については60年間の通常運転を想定した温度、放射線及び機械的劣化並びに設計想定事故時雰囲気による劣化を想定した健全性評価を行う必要がある。 絶縁低下は、絶縁抵抗測定で検知可能であり、点検手法として適切である。	電動装置の絶縁物の60年間の運転期間における温度、放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した試験研究を実施中であり、今後その試験結果に基づく保全を検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6 - 1 (16/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
機械設備	加圧器サポート	加圧器スカート溶接部の疲労割れ	疲労評価を行い，疲れ累積係数が1以下。	定期的な浸透探傷検査を実施している。	現時点の知見においては発生する可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。浸透探傷検査により検知可能である。	今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	スタッドボルト，メカニカルアンカ，ケミカルアンカ	大気接触部（塗装なし部）の腐食（全面腐食）	運転開始後60年時点での推定腐食量を考慮した健全性評価の結果，機器の支持機能を喪失する可能性は小さい。	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，支持機能に異常のないことを確認している。	支持機能の低下の可能性は小さいと考えるが，実機データの取得等により健全性評価の妥当性を確認することは有効であると考え。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が確認可能である。	適切な機会を利用してサンプリング等により腐食・付着力等の調査を実施していく。	中長期
	ケミカルアンカ	樹脂の劣化	コンクリート埋設のため高温環境にさらされることはなく，紫外線，放射線，水分については実験データから，健全性が阻害される可能性は小さい。	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，支持機能に異常のないことを確認している。	支持機能の低下が進行する可能性は小さいと考えるが，実機データの取得等により健全性評価の妥当性を確認することは有効であると考え。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検知可能である。	適切な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。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

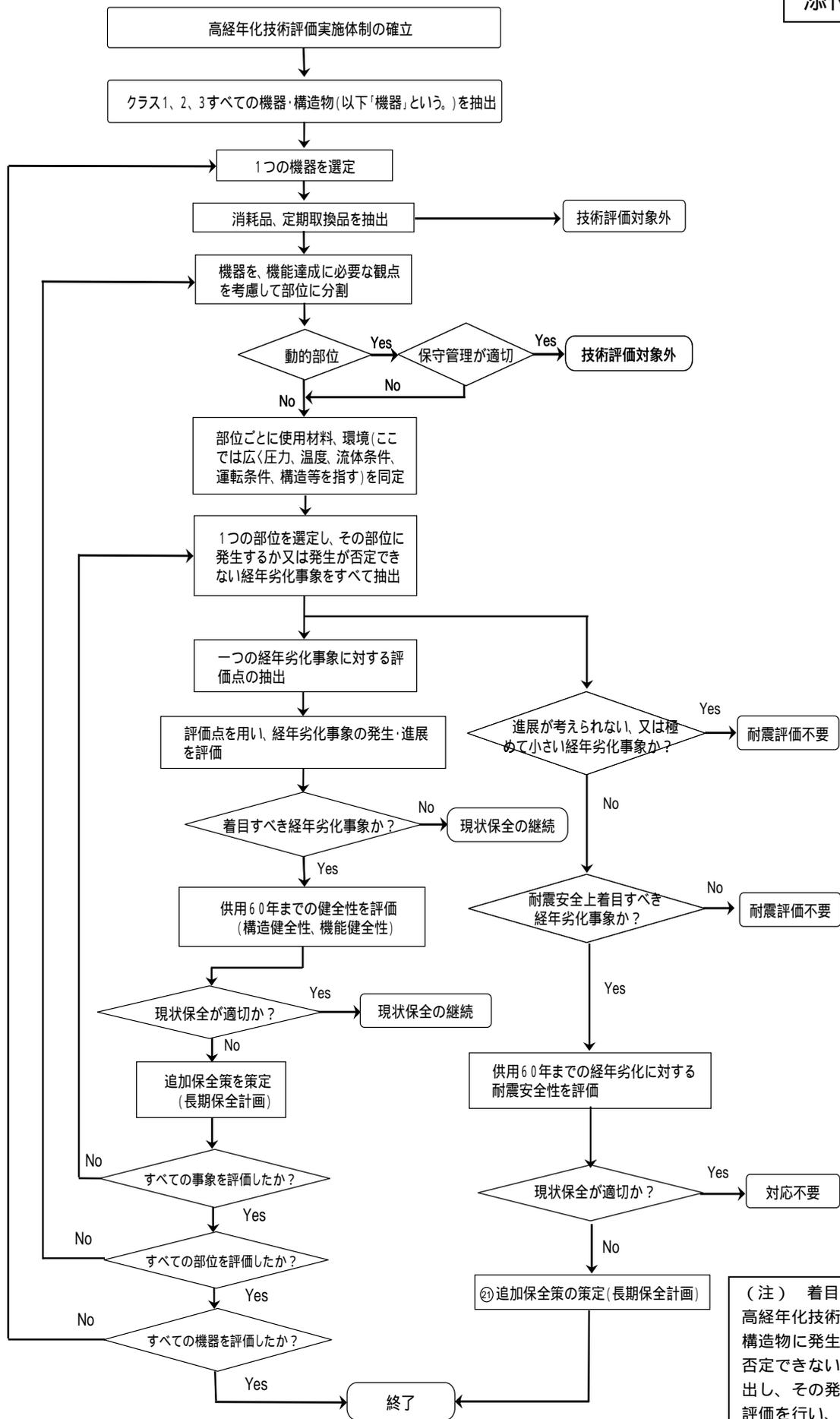


図 高経年化技術評価等の標準的な流れ

(注) 着目すべき事象
高経年化技術評価の対象機器・
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を抽出す
ること。
(高経年化対策実施ガイドラインよ
り)

高経年化技術評価WG 委員

(敬称略・五十音順)

主査

関村 直人 (せきむら・なおと) 東京大学大学院工学系研究科教授

委員

安藤 弘昭 (あんどう・ひろあき) 独立行政法人原子力安全基盤機構特別顧問

大木 義路 (おおき・よしみち) 早稲田大学理工学術院教授

大橋 弘忠 (おおはし・ひろただ) 東京大学大学院工学系研究科教授

橘高 義典 (きつたか・よしのり) 首都大学東京都市環境学部教授

小林 英男 (こばやし・ひでお) 横浜国立大学特任教授

庄子 哲雄 (しょうじ・てつお) 国立大学法人東北大学理事(研究担当)

平野 雅司 (ひらの・まさし) 独立行政法人日本原子力研究開発機構
安全研究センター 副センター長

宮 健三 (みや・けんぞう) 法政大学大学院システムデザイン研究科客員教授

飯井 俊行 (めしい・としゆき) 福井大学大学院工学研究科教授

山口 篤憲 (やまぐち・あつのり) 財団法人発電設備技術検査協会
溶接・非破壊検査技術センター センター長

高経年化技術評価WGの開催実績

【開催年月日】	【開催場所】
平成18年12月26日	経済産業省
平成19年1月29日	経済産業省
平成19年1月31日	伊方発電所第1号機(現地調査)
平成19年3月5日	経済産業省
平成19年3月19日	経済産業省
平成19年5月7日	経済産業省
平成19年6月8日	経済産業省
平成19年7月5日	経済産業省