

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(概要)

平成19年8月6日
原子力安全・保安院

1. 経緯

四国電力(株)伊方発電所第1号機(以下「本プラント」という。)については、本年9月30日にプラント運転開始後30年を迎えることから、四国電力(株)(以下「事業者」という。)は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第24条第2項の規定に基づき、平成18年9月28日に「伊方発電所第1号機高経年化技術評価等報告書」(以下「事業者報告書」と言う。)を経済産業大臣に提出した。

事業者報告書は、プラントの供用期間を60年と仮定して、この間における経年劣化に関する技術的な評価(高経年化技術評価)を最新知見に基づき実施し、これに基づき原子炉施設の保全のために現状の保守管理活動に追加して実施すべき措置に関する10年間の計画(長期保全計画)を策定し、とりまとめたものである。

当院は、事業者報告書の審査に当たり、独立行政法人原子力安全基盤機構(JNES)が実施した技術的妥当性の確認結果を踏まえつつ、本プラントへの立入検査を実施するとともに、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、現地調査を実施するなどにより専門的意見を聴取し、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。)、高経年化対策標準審査要領(以下「標準審査要領」という。)等に基づき、事業者報告書の審査を実施した。

これら当院の審査の結果、長期保全計画の実施内容、実施方法及び実施時期をより具体化するなどの指摘を事業者に対して行い、これを踏まえた事業者報告書の変更報告書の提出を受けた上で、今般、当院として本報告書を取りまとめたものである。

2. 審査の内容

(1) 高経年化技術評価の実施体制等

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係る組織、工程管理、協力事業者の管理、報告書の保存、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が概ね妥当であると評価した。

このうち、最新知見及び運転経験の反映については、国内外の原子力発電プラントにおける事故・トラブルや点検・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等が抜け落ちなく、適切に収集・管理されていることを確認した。

また、評価対象機器・構造物の抽出、使用材料及び環境の同定、経年劣化事象の抽出等を行い、技術評価の対象となる高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを確認した。

(2) 経年劣化事象ごとの技術評価

1) 中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その靱性が徐々に低下(脆化)する現象である中性子照射脆化について、事業者は、これまで炉内から取り出された監視試験片の強度試験結果から、指標となる遷移温度の上昇が予測の範囲にあることなどから、原子炉容器の健全性は確保されるとし、残りの監視試験片についても、JEAC4201「原子炉構造材の監視試験方法」を踏まえつつ適切に活用、評価を実施するとしている。

今後の追加保全策として、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、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

2) 応力腐食割れ

これまで、PWRでは、600系ニッケル基合金を使用した部位などで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取替等が実施されてきている。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、バッフルフォーマボルトで損傷事例が報告されている。

事業者は、蒸気発生器の伝熱管一次側の部位など、600系ニッケル基合金から耐SCCに優れた690系ニッケル基合金製へ取替を実施している。また、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)において、炉内計装筒の超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認したうえで、応力緩和のためレーザーピーニングを施工し炉内計装筒溶接部については、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を施工したことから、何れも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。

なお、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、バッフルフォーマボルトの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。

今後の追加保全策として、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、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」に基づく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。

バッフルフォーマボルト等のIASCCについては、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、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

3) 疲労

プラントの起動・停止に伴う温度・圧力の変化によって原子炉容器等に生じる繰り返し疲労について、事業者は、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運転開始後60年時点の予測過渡回数を用いた疲労評価を行い、60年の供用を仮定しても疲労き裂は発生しないとしている。但し、蒸気発生器等の取替えた部位については、取替えてから以降プラント運転開始後60年時点までの予測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、60年の供用を仮定しても疲労き裂は発生しないとしている。

今後の追加保全策として、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、(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、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の実施していくとしている。

当院は、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

4) 配管減肉

配管減肉は、エルボ、レジューサ、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って、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。

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)、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。)の改定を行い、計画的に超音波による肉厚測定を実施している。

肉厚測定結果に基づき、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、予防保全としてステンレス鋼配管等への取替を行っている。

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うこととしている。

今後の追加保全策として、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実施するとともに、(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て、2次系配管マニュアルの改定を行っていくとしている。

当院は、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

5) 絶縁低下

ケーブル等では、その絶縁体が環境(熱、放射線等)、電氣的及び機械的な要因等で劣化し、絶縁性能が低下する。絶縁低下は時間の経過とともに進展し、絶縁性能が大きく低下すると電氣的独立性を確保できなくなる可能性がある。

事業者は、ケーブル等について定期検査時等に絶縁抵抗の測定、機器の機能試験を行うとともに、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」と同じ手順・方法でケーブルの長期健全性試験を実施し、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ケーブルについては、事故時雰囲気を重ね合わせた評価を行い、絶縁性能は維持されるとしている。

今後の追加保全策として、ケーブルの絶縁低下については、高経年化の観点から追記すべきものはないとしているが、現在、実施されている国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」について、今後その成果の反映を検討していくとしている。

当院は、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

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、コンクリートの強度低下に影響を及ぼす経年劣化事象ごとに、コンクリート構造物の使用環境等を考慮し、強度低下が大きくなる箇所を対象に経年劣化事象の発生・進展について評価を実施している。

熱による強度低下については、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、コンクリートの温度制限値以下であり、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は、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。

一方、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以下の健全性評価が行われている。

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。

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はないとし、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付け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JIS判定値(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、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判定値(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。

今後の追加保全策として、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、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

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のその他の経年劣化事象である余熱除去ポンプ主軸のフレット疲労割れ、屋外設置配管の外面腐食、熱交換器伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ、ケミカルアンカの樹脂の劣化並びに鉄骨構造物の腐食による強度低下等についても技術評価を実施している。

当院は、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

(3) 耐震安全性の評価

事業者は、プラントの機器・構造物に現在発生しているか、また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、経年劣化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」として選定し、60年の供用を仮定した経年劣化を考慮して、耐震重要度分類に応じた地震力を用い技術基準JEA 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評価を行っている。

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に達することはないことを確認しており、タービン架台の安全性は確保されるとしている。

また、炭素鋼配管等については、保守的に周方向及び軸方向一様に必要最小板厚までの減肉を仮定し、耐震安全性評価を実施している。その結果、地震時の発生応力が許容応力を上回った第3抽気系統配管については、実測データに基づき、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、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耐震安全性は確保されるとしている。

今後の追加保全策として、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、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。

なお、配管を除く機器・構造物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。

当院は、このような技術評価及び追加保全策は妥当であると評価した。

3. 長期保全計画

事業者は、個々の経年劣化事象から抽出した追加保全策をまとめて長期保全計画としている。当院は、事業者の当初の長期保全計画に対し、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ことなどを指摘し、事業者は報告書の変更により、計画の充実化を図っている。

今後、策定した長期保全計画は、発電所の保全計画に反映し、本プラントが運転開始30年を迎える平成19年9月30日以降の最初の定期検査より、原則的に定期事業者検査として計画的に実施していくこととしている。また、長期保全計画については、ガイドラインの要求に基づき、材料劣化に係る安全研究の成果、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・保安院からの指示並びに材料劣化に係る規格・基準類の制定・改廃等に係る運転経験や最新の知見を反映し、適切な時期に再評価及び変更することとしている。

当院は、このような長期保全計画の策定、実施及び今後の取り組みは妥当であると評価した。

4. 高経年化対策の充実

事業者は、本プラントについての高経年化技術評価に基づく長期保全計画の確実な実施に加え、万全の高経年化対策を講じるため、その透明性・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の防止及び説明責任の着実な実施が求められ、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事業者を実施させるとともに、その実施状況及び結果並びにその適切性について、その重要性、実施内容等を考慮して、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。