

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

(2) 機器・構造物の経年劣化事象への対応（経年劣化影響評価）

(2) Ageing Management for Metallic Components / Structures

*新井 拓¹¹（一財）電力中央研究所

1. はじめに

軽水炉の金属製の機器や構造物は運転中に繰返し荷重負荷、中性子照射、300℃前後の冷却水や蒸気などの環境に曝される。このような環境に曝された場合、疲労、中性子照射脆化、応力腐食割れ、熱時効、腐食などの経年劣化を生じる可能性がある。これらの経年劣化事象が進行すると機器・構造物の健全性が損なわれる可能性があることから、軽水炉を安全に運転するためには、経年劣化事象を適切に管理することが必要である。本稿では軽水炉における金属製の機器・構造物の経年劣化事象への対応について纏めた。

2. 経年劣化への基本的な対応

機器・構造物の経年劣化対応では、日常的な保全活動を継続的に実施しているとともに、高経年化技術評価により長期運転を想定した機器・構造物の健全性を確認している。摩耗や腐食、応力腐食割れなどの劣化事象については、日常点検や定期事業者検査において発生や進行状態を把握できることから、日常的な保全活動による管理を行っている。一方、低サイクル疲労や原子炉压力容器の中性子照射脆化など、運転時間の経過と共に劣化が進行する経年劣化事象については、日常保全に加えて運転期間 30 年以降 10 年毎に高経年化技術評価を行うことにより劣化の進行を予測し、必要に応じて長期的な対応を行っている。

高経年化技術評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(PLM 実施基準) [1] に基づいて行われる。まず、評価対象となる安全機能を有する機器、常設重大事故等対処機器に対して、機器・構造物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出する。次に、抽出した劣化事象に対して運転期間 60 年と想定した上で構造及び機能に対する健全性を評価する。さらに、耐震及び耐津波性を有する機器・部位については、経年劣化を考慮した耐震/耐津波安全性評価を行う。これらの結果と日常保全を合わせた総合評価を行い、必要に応じて長期保守管理方針に反映する。高経年化技術評価の流れを図 1 に示す。高経年化技術評価の対象となる主要な経年劣化事象を以下に示す。

- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ ステンレス 鋼熱時効
- ⑤ 電気計装品の絶縁低下
- ⑥ コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下

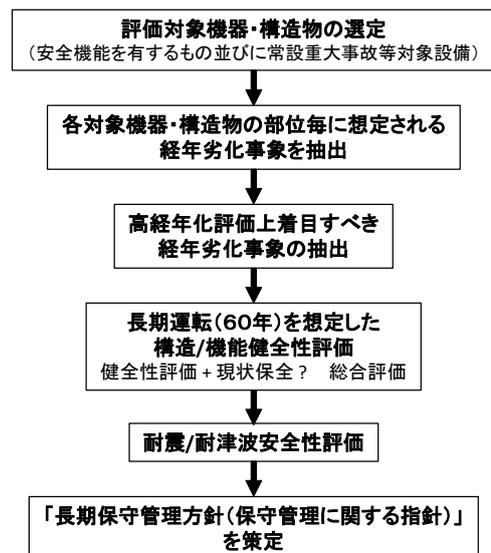


図 1 高経年化技術評価の流れ

3. 主要な経年劣化事象への対応

3-1. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境及び応力の 3 因子が重畳した時に割れが生じる現象である。これまでに PWR、BWR いずれの炉型においても軽水炉冷却水環境中でステンレス鋼やニッケル基合金溶接金属で SCC 損傷を経験してきた。SCC 対応は、SCC 発生の防止（予防保全）と発生した SCC の管理の 2 つに分けられる。SCC は材料、環境、応力の 3 因子の重畳により発生する現象であることから、3 因子のうちの一つ以上の因子を取り除く、もしくは因子の影響を減じることにより発生の防止、抑制が可能である [2]。この基本的な考え方を基に、各種ピーニングなどの応力改善、耐 SCC 材料への変更などの予防保全技術が開発され、実用化されている。一方、発生した SCC に対する管理は日本機械学会の維持規格 [3] に基づいて行われている。SCC を発生させる応力因子は溶接残留応力であるため、供用期間中検査において、溶接継手に対して超音波を用いた非破壊検査を行う。同検査で SCC が検出された場合には、評価期間を定めた上で亀裂進展評価と健全性評価を行い、健全性評価結果により継続運転の可否を判断し、必要に応じて補修または取替えを行っている。また、PWR では原子炉容器上蓋、BWR では炉心シュラウドの取替えなど大型構造物の一体取り替えによる SCC 対策が行われた実績もある [4]、[5]。

3-2. 一般腐食

金属材料の腐食現象は、炭素鋼で認められる機器の表面が均一に腐食していく全面腐食とステンレス鋼などにおいて認められる局所的に腐食が進行する局部腐食に大別される。これらの腐食現象は、機械的な強度の低下やバウンダリ機能の喪失をもたらす可能性があるため適切な保全管理を実施する必要がある。全面腐食、局部腐食のいずれも材料と環境により発生条件が異なることから、材料と使用環境に応じて対策が行われている。設計段階においては、使用材料の選定、表面塗装やライニングにより表面保護など腐食を抑制する設計がなされている。運用段階においては、日常的に目視点検を行うことにより塗膜の状態確認を行い、必要に応じて再塗装などの補修を行っている。また、塗装やライニングを施していないが環境の影響で腐食が懸念される機器についても、定期的な分解点検等の際に腐食の発生状況の確認と必要に応じた対応を行っている。

3-3. 配管減肉

軽水炉の系統配管では、水や蒸気の流れにより配管内面の腐食・壊食が促進される配管減肉事象が生じることがある。配管減肉現象としては、流れ加速型腐食（FAC）と液滴衝撃エロージョン（LDI）があり、それぞれ、全面的な減肉進行による大規模な破口や局所的な減肉によるピンホールリークを生じさせる可能性があるため、適切な保全管理を行う必要がある。配管減肉の管理は日本機械学会の配管減肉管理規格（以下、減肉管理規格）[6] に基づいて、定期事業者検査時の肉厚測定に基づく減肉管理を行っている。さらに、減肉管理規格に則った適切な管理に加え、配管材の低合金鋼やステンレス鋼への変更、PWR 2 次系での冷却材の高 pH 化などの耐 FAC 性の向上や配管レイアウト変更による流動因子の影響緩和などの予防保全対策を行っている。

3-4. 低サイクル疲労

耐圧バウンダリを構成する冷却材配管、圧力容器、蒸気発生器、加圧器の管台部などの形状不連続部においては、プラントに起動・停止等の温度や圧力の変化（過渡）により低サイクル疲労を生じる可能性がある。このため運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。設計段階においては、日本機械学会の設計建設規格 [7] に基づき、保守側に設定して設計過渡事象と過渡回数を基に運転期間中に疲労損傷が発生しないように設計される。高経年化技術評価においては、評価時点までの過渡実績を基に評価期間末期までの過渡を保守側に設定した上で疲労評価を行う。さらに環境の影響を受ける部位については、日本機械学会の環境疲労評価手法 [8] に基づく評価を行っている。

3-5. 中性子照射脆化

軽水炉の構造健全性確保において最重要機器である低合金鋼製の原子炉圧力容器は、燃料の核分裂反応

により発生する中性子の照射を受ける。低合金鋼は中性子照射を受けると延性－脆性遷移温度が上昇し、上部棚破壊靱性が低下する中性子照射脆化を起こす。中性子照射脆化が生じて直ちに破壊が生じることはないが、圧力容器内面に亀裂が存在し、かつ、亀裂先端に大きな荷重が作用する場合には破壊が生じる可能性を考慮する必要がある。原子炉圧力容器は製造時に非破壊検査を実施し、亀裂等の欠陥が存在しないことを確認している。また、運転中に亀裂を発生する劣化事象も想定されない。しかし、原子炉圧力容器は軽水炉の健全性確保における最重要機器であることから、日本電気協会の電気技術規定「原子炉構造材の監視試験方法 [2013 年追補版]」[9] に基づき監視試験と予測式による脆化量評価を行い照射脆化の進行を監視すると共に、「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」[10] に基づき、PWR の過圧熱衝撃に対する健全性評価を行っている。

3-6. 照射誘起型応力腐食割れ

ステンレス鋼製の炉内構造物は、炉心支持機能や冷却機能（冷却材の流路確保）を有することから、運転期間を通してその構造健全性を維持することが重要である。ステンレス鋼が中性子照射を受けると引張り強度の増加と伸びや破壊靱性の低下が生じる。また、冷却水に接し、引張りの応力が働いている場合には、中性子照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）が発生する可能性がある。IASCC の発生には、中性子照射量のしきい値があり、これを超える場合には IASCC に対する健全性評価が必要となる。PWR では、バップルフォーマボルトが、BWR では上部格子板や炉心シュラウドが IASCC に対する健全性評価の対象である。これらの部位に対する健全評価では、原子力安全推進協会の炉内構造物点検評価ガイドライン [11] - [13] に基づき健全性の確認を行っている。

3-7. ステンレス鋼の熱時効

オーステナイト系ステンレス鋼は、機械的強度と耐食性に優れ、製品の最終形状に近い形に鋳込めることから、PWR や BWR の弁やポンプケーシング、PWR の主冷却材配管などに幅広く用いられている。ステンレス鋼は、軽水炉の運転中の冷却材温度に長時間曝された場合に引張り強度が増加すると共に弾塑性破壊靱性値、延性亀裂抵抗などの靱性が低下する。この現象を熱時効と呼ぶ。熱時効により直ちに破壊を生じる訳ではないが、熱時効による靱性低下と亀裂が存在する状態で亀裂先端に地震等により大きな力が作用した場合には、延性亀裂が進展し、破壊を生じる可能性がある。熱時効の程度は、フェライト量が高い程、運転温度が高い程、大きくなることから、運転温度が 250℃以上の機器を対象にフェライト量と作用応力の観点から評価機器・部位を選定している。ステンレス鋼機器では運転中に亀裂を発生させる劣化事象は想定されないが、欠陥検出性が悪いことを考慮し、保守的な亀裂を想定した上で、健全性評価を行っている。これらの評価について日本原子力学会の PLM 実施基準 [1] に規定されている。

4. プラント長期停止の影響

プラントが長期停止した場合の影響については、以下のように大別できる。起動・停止も含むプラント運転時に発生する応力変動、中性子の照射、高温の冷却水や蒸気等への暴露により劣化事象が進行する低サイクル疲労、中性子照射脆化、IASCC、熱時効、応力腐食割れ、配管減肉については、プラント停止時は劣化が進行しない、もしくは、進行の度合いが非常に小さくなる。一方、一般腐食については、例えば、大気腐食のように常温でも発生、進行する腐食事象があることから長期停止中においても劣化が進行する場合がある。ただし、このような部位については日常点検による保全を基本としており、長期停止期間中も運転期間中と基本的に同じ管理を行っていることから長期停止による健全性への大きな影響はないと言える。

5. おわりに

金属製の機器や構造物に対する経年劣化事象について、日常保全と高経年化技術評価と長期保守管理方針に基づく保全により対応している。各劣化事象に対する評価方法は日本原子力学会標準、日本機械学会

規格、日本電気協会規定、原子力安全推進協会の炉内構造物の点検評価ガイドライン等に定められている。

参考文献

- [1] 日本機械学会発電用原子力設備規格 設計建設規格事例規格、「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」、JSME S NC-CC-002 日本機械学会
- [2] 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格、JSME S NA1-2016、日本機械学会
- [3] 九州電力ホームページ；http://www.kyuden.co.jp/genkai_history_a.html
- [4] 山下裕宣他、「BWR プラントにおける SCC 対策の実機適用と評価」、保全学 3(3)、2004 年
- [5] 日本機械学会発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2016 年版）、JSME S CA1-2016（2016）
- [6] 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：2015」、AESJ-SC-P005:2015、日本原子力学会、2015 年
- [7] 日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2016 年版） 第 I 編軽水炉規格、JSME S NC1-2016、日本機械学会、2016 年
- [8] 日本機械学会発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法（2009 年版）、JSME S NF1-2009、日本機械学会、2009 年
- [9] 電気技術規程、「原子炉構造材の監視試験方法 [2013 年追補版]」、JEAC4201-2007 [2013 年追補版]、日本電気協会、2013 年
- [10] 電気技術規程、「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」、JEAC4206-2016、日本電気協会、2016 年
- [11] 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [バッフルブローマボルト]（第 2 版）」、JANSI VIP-05-第 2 版、原子力安全推進協会、平成 26 年 3 月
- [12] 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [上部格子板]（第 2 版）」、JANSI-VIP-11-第 2 版、原子力安全推進協会、平成 27 年 3 月
- [13] 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心シュラウド]（第 5 版）」、JANSI-VIP-06-第 5 版、原子力安全推進協会、平成 27 年 3 月
- [14] IAEA Safety Reports Series No.82, “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)”, IAEA, 2015.

*Taku Arai¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry