

高経年化技術評価における経年劣化評価の技術基盤

Technical Basis of Material Aging Evaluation in the Aging Management Technical Evaluation

電力中央研究所 新井 拓

Taku ARAI

非 Member

Abstract

Aging management technical evaluation (AMTE) is required for LWRs every 10 years at and after 30 years operation in Japan. Result of the AMTE is put into plan of a long-term maintenance program of each plant. Methods for implementation of aging management measures were set forth in “Code on Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programs” of Atomic Energy Society of Japan. Technical basis of material aging evaluations in the standard are described in this paper.

Keywords: Aging management technical evaluation, Neutron irradiation embrittlement, Low cycle fatigue, Irradiation assisted stress corrosion cracking, Thermal aging of cast stainless steel.

1. はじめに

1970年に軽水炉の国内原子力発電所として敦賀発電所1号機が営業運転を開始してから、半世紀を迎えようとしている。転開始からの経過年数が30年を超える商用炉が18基となり、40年運転期間の延長する認可を得た炉も出始めている。我が国では商用炉は、運転開始後30年を迎える時期から10年ごとに高経年化技術評価を行うこと定められている。高経年化技術評価では、安全上重要な機器・構造物に対して想定される劣化事象について、60年の運転期間を想定した劣化に対する評価を行っている。その結果は長期保守管理方針に反映されている。高経年化技術評価において行われている照射脆化や疲労、応力腐食割れなど、機器・構造物に想定される各劣化事象の評価で採用されている評価手法は、研究成果や運転実績や試験研究などの技術知見を反映して継続的に改善されてきている。

本稿では、主要な劣化事象を例に、現在の評価技術の基盤についてまとめるとともに、さらなる改善への研究課題について述べる。

2. 高経年化技術評価における経年劣化評価

高経年化技術評価では、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(PLM実施基準) [1]の劣化メカニズムまとめ表に基づいて、機器・構造物に想定される劣化事象を抽出・整理する。経年劣化事象には、炭素鋼機器の外表面からの全面腐食や配管内面の腐食減肉などの日常の保全活動により管理される事象と、原子炉容器の中性子照射脆化などの60年の運転期間を想定した評価を行う高経年化対策で着目すべき事象に大別される。

以下では、PLM実施基準で定められた高経年化対策で着目すべき主要な経年劣化事象のうち、原子炉容器の中性子照射脆化、炉内構造物等の照射誘起型応力腐食割れ、クラス1機器配管の低サイクル疲労割れ、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効を例に、現状の評価技術(劣化の予測方法、健全性評価方法等)についてまとめる。

3. 経年劣化事象と評価技術

3.1 原子炉圧力容器の中性子照射脆化

原子炉圧力容器は軽水炉の健全性確保する上で最も重要な耐圧バウンダリ機器である。原子炉圧力容器の材料には低合金鋼が使用されている。原子炉圧力容器は運転中に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。中性子の照射を受けると原子が通常の格子位置からはじき出され、空孔や格子間原子が生じる。これに

よりポイドや転移ループ、溶質原子クラスタ形成や粒界偏析などのマイクロ組織が変化生じる（図1）[2]。このようなマイクロ組織変化が変形時の転位の運動の妨げになり、硬さが増加する。また、破壊靱性特性において延性脆性遷移温度が上昇し、上部棚破壊靱性値が低下する（図2）。この現象を中性子照射脆化と呼ぶ。

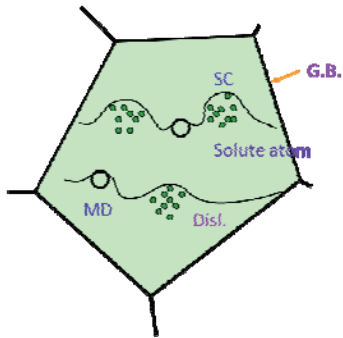


図1 中性子照射によるマイクロ組織変化の模式図

(Solute atom: 溶質原子, SC: 溶質原子クラスタ, G.B.: 結晶粒界, MD: マトリックスダメージ, Disl.: 転位)

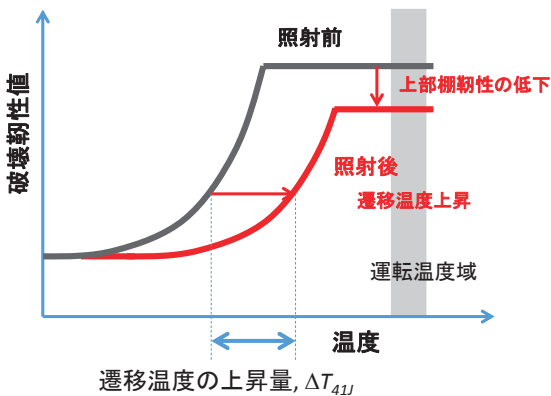


図2 中性子照射脆化による破壊靱性低下の模式図

照射脆化は中性子照射量の増加と共に進行する。中性子照射速度も影響因子の一つであり、照射速度が遅い程、脆化の進行の度合いは大きくなる。化学組成も中性子照射脆化に対する主要な影響因子の一つであり、銅やニッケル含有量が多い程、照射脆化に対する感受性が高くなる。我が国では、後述する監視試験におけるシャルピー衝撃試験とアトムプローブによるナノレベルの組織分析結果を基に上記の各因子の影響を考慮した照射脆化の予測式が開発され[3]、実用化されている[4]。

高経年化技術評価においては、監視試験による脆化の進行度合いの把握と、破壊力学を用いた健全性評価により照射脆化に対する健全性の確認を行っている。監視試験では、原子炉压力容器胴部を構成する材料から採取した監視試験片を原子炉压力容器の炉心領域内側に入れ、

電気協会電気技術規程 JEAC4201[4]に基づいて計画的にこれらの試験片を取り出し、機械試験などを行い、中性子照射による鋼材の脆化傾向を把握している。脆化の進行の監視に用いるシャルピー衝撃試験における延性脆性遷移温度の上昇を吸収エネルギー (C_v) が $C_v=41J$ を示す温度 (T_{41J}) の上昇量、 ΔT_{41J} で評価する共に、延性破壊に対する抵抗力を上部棚吸収エネルギー (USE) で評価する。これらの試験結果と併せて脆化予測式に基づく評価を行い、評価期間 (例えば60年間) における脆化傾向を確認している。

中性子照射脆化により破壊靱性に先に述べたような変化が生じる。これにより直ちに破壊を生じる訳ではないが、原子炉压力容器内面に亀裂が存在し、この亀裂の先端に大きな力が作用した場合に破壊が生じる可能性を考慮する必要がある。原子炉压力容器は、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、運転期間中に亀裂を生じる特定の劣化事象も想定されない。しかし、原子炉压力容器は原子炉の安全性を確保する上で最も重要な機器であることから、監視試験[4]により中性子照射脆化の進行を監視すると共に欠陥を想定した上で大きな荷重が負荷される事象を対象とする健全性評価を定期的実施することにより安全性の確認を行っている[5]。加圧水型軽水炉 (PWR) では、以下に示す加圧熱衝撃 (PTS) 事象を評価対象としている。配管破断による冷却材喪失事故 (LOCA) など非常用炉心冷却装置 (ECCS) が作動し、温度の低い冷却水が炉心に注入されたときに加圧状態が維持されたまま容器内面が冷却される。これにより容器外面と内面の温度差による熱応力が発生する。容器内面に亀裂が存在した場合には、熱応力と内圧により亀裂を進展させようとする力が働くため、PTS 事象に対する健全性を評価する必要がある。PTS 事象を模式的に図3に示す。

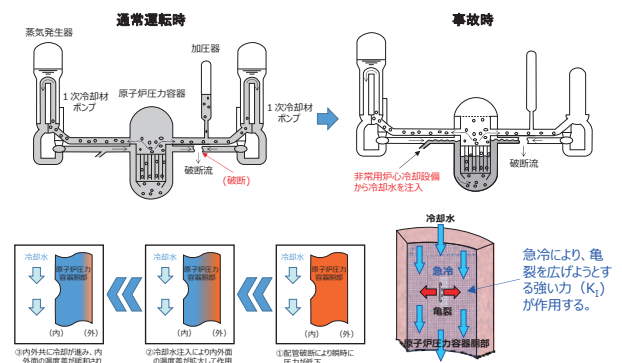


図3 PTS事象の模式図 (大破断冷却材喪失事故)

なお、沸騰水型軽水炉（BWR）では供用期間中における中性子照射量が PWR に比べて低いことに加え、構造上、冷却水が直接、容器内面に接することはないことから、PTS 事象は生じないものとされている。PTS 事象に対する健全性評価（PTS 評価）では、亀裂が存在する場合の破壊に対する抵抗力（破壊靱性遷移曲線、 K_{Ic} ）と亀裂を進展させようとする駆動力（PTS 状態遷移曲線、 K_I ）を求める。 K_{Ic} には、監視試験の結果を基に評価時点での脆化の程度を反映した値を用いる。 K_I は、内面にある大きさの亀裂を仮定し、熱流動解析により求めた温度履歴から熱応力を算出し、これを基に求める。事象の発生から終了までを通して K_{Ic} と K_I が交差しなければ（ $K_{Ic} > K_I$ ）、破壊が生じないことが確認できる。PTS 評価の模式図を図4に示す。なお、例え K_{Ic} と K_I が交差したとしても必ずしも破壊が生じるわけではなく、高温予荷重効果の考慮や亀裂の板厚貫通有無の評価といった詳細な評価を行うことで、健全性を確認することも可能である[6]。

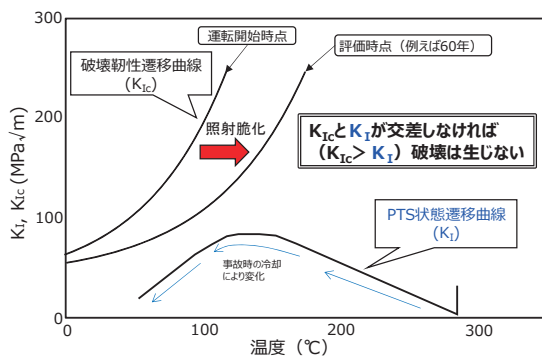


図4 PTS 評価の模式図

また、監視試験では ΔT_{4J} と共に、 USE が $USE < 68J$ となっていないことを確認することが求められている。 USE は延性亀裂進展に対する抵抗力を示す指標であるが、 $USE < 68J$ となった場合に直ちに延性亀裂進展による破壊が生じる訳ではない。このような場合には、詳細な解析を行い健全性が確保されていることを示すことが求められている[5]。以上のように照射脆化に対する健全性評価は確立されているが、更なる評価の高度化を目的に照射脆化予測の高度化、破壊評価の高度化に関する研究開発が継続的に行われている [6]-[8]。

3.2 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

テンレス鋼は、中性子の照射を受けると原子が通常の格子位置からはじき出され、空孔や格子間原子が生じる、これによりボイドや転移ループ、溶質原子クラスタ形成、結晶粒界における原子の欠乏や濃化などのマイクロ組織の変化が生じる[9]、[10]。これに起因して引張強度の増加や均一伸びの低下、破壊靱性値の低下を生じる[9]。さらに高照射量領域では、スウェリングによる体積膨張や応力緩和を生じる[9]。また、冷却材に接し、かつ、引張応力が作用している条件では照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）を生じる可能性がある[9]。IASCC が発生・進展すると機器の断面積が減少することから、地震などの大きな荷重が作用した場合にIASCCを起点とした亀裂の進展により機器の構造健全性に影響を与える可能性がある。このことからIASCCは高経年化技術評価において考慮すべき劣化事象の一つに挙げられている[1]。

IASCC は中性子照射量 (ϕ) がある値（しきい値）を超えると発生する[1]。PWR、BWR の中性子照射量しきい値を以下に示す。

(a) PWR 環境： $\phi=1.0 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E>0.1 \text{ MeV}$)

(b) BWR 環境： $\phi=5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E>1.0 \text{ MeV}$)

PWR の炉内構造物のうち、バッフルフォーマボルト（BFB）は発生応力、中性子照射量、温度の観点で最も厳しい条件であり、また海外での損傷事例も認められる[11]。このことからPWRではBFBを対象に評価を行っている。図5にPWRの炉内構造物の模式図を示す。

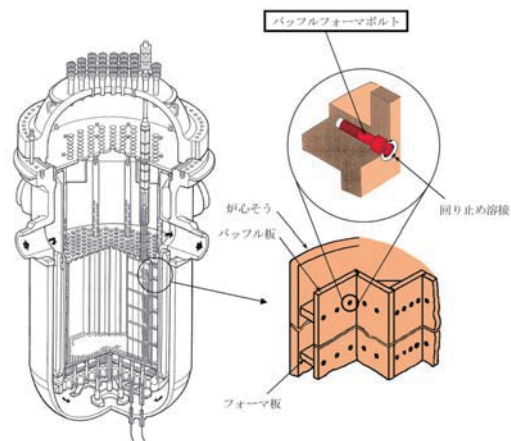


図5 PWR の炉内構造物の模式図

BFB は主に冷却水流路の維持及び流量を適性に配分するためのバッフル構造においてバッフル板をバッフル取付け板（フォーマ）に締結するボルトであり、316系ステンレス鋼が使用されている。BFB の数は多いプラントで約1,000本程度あり、多少のBFBの損傷でこの機能に影響

を与えることはないが、多数損傷した場合にはバッフル構造が維持できなくなる。また、バッフル板が燃料集合体等に接触する可能性も考えられる。このことから BFB が損傷してもバッフル構造の健全性が維持されることを確認する必要がある。BFB における IASCC の発生要因は運転に伴う中性子照射量の増加により、バッフル板のスウェリングによる膨張によりボルトに働く引張り応力が増加すること、材料の IASCC 発生応力が低下することにある。BFB における IASCC 発生評価の考え方を図 6 に模式的に示す[12]。

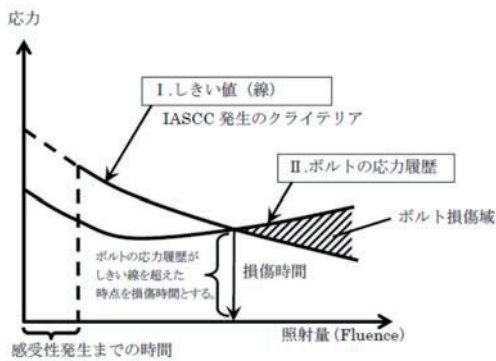


図 6 BFB の IASCC 評価の考え方[12]

旧原子力安全基盤機構(JNES)の IASCC プロジェクト[13]において、IASCC 挙動の解明と評価法開発が精力的に行われ、その成果は、原子力安全推進協会(JANSI)の炉内構造物点検評価ガイドライン[12]や PLM 実施基準[1]に反映されている。

PLM 実施基準では、中性子照射量、 $\phi > 1.0 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) となると IASCC の発生感受性が発現するとし、IASCC による BFB 損傷に対する健全性評価を求めている。健全性評価の概要を以下に示す。

(a) IASCC 損傷の予測

- 各 BFB に対応する中性子照射量を基に IASCC の発生に必要な応力を算出する。
- 各 BFB に対してボルト締結応力、熱変形、照射クリープ、スウェリング、照射硬化を考慮し、ボルト首下部に作用する引張り応力を算出する。
- 各 BFB に対する作用応力と IASCC 発生応力を比較し、作用応力が発生応力以上となった場合には、IASCC による損傷が発生したと評価する。

発生応力の評価においては、JNES の研究成果で取得された発生応力と中性子照射量の関係を用いて評価を行っている (図 7) [13]。

(b) 健全性評価

BFB 損傷による炉内構造物としての健全性評価では、バッフル構造を構成するために取り付けられている BFB に対して、(a)で予測したボルト損傷本数が JANSI の炉内構造物点検評価ガイドライン[12]に定められた管理値である全数の 20% (地震等においてもバッフル構造の健全性を維持するために最低限必要なボルト本数に十分な余裕を考慮して設定した管理値) に至る時期を確認し、超音波探傷検査や取替等の適切な保全計画を策定することで健全性が確保できることを確認している。

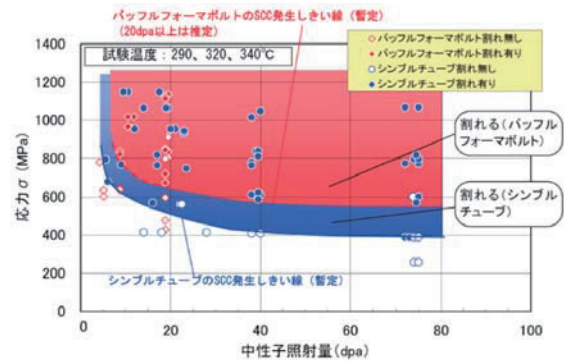


図 7 JNES の IASCC で得られた PWR における IASCC 発生のおしきい 応力と照射量の関係[13]

BWR の炉内構造物には、304 系、316 系ステンレス鋼が使用されている。BWR の冷却水条件においては、304 系、316 系ステンレス鋼は、それぞれ中性子照射量、 ϕ が以下の条件で IASCC に対する感受性が発現すると考えられている。

- 304 系ステンレス鋼： $\phi > 5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1.0 \text{ MeV}$)
- 316 系ステンレス鋼： $\phi > 1.0 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E > 1.0 \text{ MeV}$)

国内 BWR では制御棒において IASCC による損傷事例が報告されているが[14]、炉内構造物における報告事例はない。BWR において、照射量や引張り応力の発生の観点から IASCC について考慮すべき部位は、炉心シュラウドと上部格子板、炉心支持板等である。これらに対する点検・評価の考え方が JANSI の炉内構造物点検評価ガイドライン[15]、[16]に定められている。高経年化技術評価では、中性子照射量が上記のおしきい照射量に達した時点で深さ 50 μm 程度の微小な IASCC 亀裂が発生したと仮定し、この亀裂が時間の経過と共に進展するとして、評価期間を通じて健全性が確保されるか否かを評価している。

3.3 低サイクル疲労

材料に対して 1 回の負荷では破壊しない大きさの荷重でも、これが繰り返し負荷されると材料に局所的かつ微

小さな変形が蓄積し、これが起点となって亀裂が発生・進展する場合がある。これを疲労現象と呼ぶ。低サイクル疲労は、プラントに起動・停止等の温度や圧力の変化（過渡）によって生じるゆっくりとした応力の変動による疲労現象である。耐圧バウンダリを構成する冷却材配管や压力容器や蒸気発生器、加圧器などの管台部などの形状不連続部は応力が集中しやすいために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。このため、低サイクル疲労は高経年化技術評価において考慮すべき劣化事象の一つに挙げられている[1]。

疲労評価は、応力振幅 S に対して試験片が破断に至る繰返し数 N を与える設計疲労線図（S-N）線図を用いて行う。評価対象となる過渡事象で発生する応力振幅 S_i が 1 回作用した場合に消費される疲労寿命（疲れ係数、 UF_i ）は、S-N 線図で S_i に対応する繰返し数 N_i の逆数、 $UF_i=1/N_i$ とする。評価期間内に想定される n 回の過渡事象で発生する応力振幅 ($S_i, i=1 \sim n$) により消費される寿命 ($UF_i, i=1 \sim n$) の総和である疲れ累積係数 ($UF=UF_1+UF_2+\dots+UF_n$) を求める (図 8)。求めた UF が $UF<1$ であれば、疲労に対する健全性が確保されると判断する。冷却水環境中では疲労寿命が低下することが知られており、この現象を環境疲労と呼ぶ。環境による疲労寿命の低下の程度は、研究成果を下に環境効果補正係数 $F_{env}=N_{air}/N_{env}$ (N_{air} : 大気中の繰返し数、 N_{env} : 環境中の繰返し数) として整理されており、大気中で求めた UF に F_{env} を乗ずることで環境の影響を考慮した UF を求める。

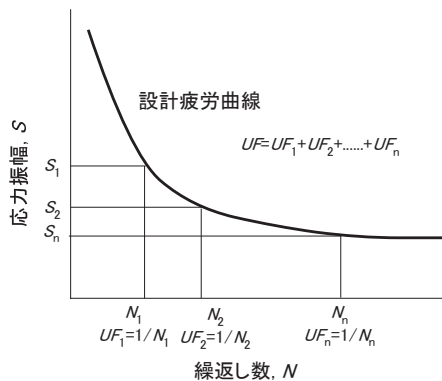


図 8 疲労評価の模式図

低サイクル疲労に対しては設計段階において、運転期間中に疲労損傷が発生しないように、保守側に設定した設計過渡事象を用いた疲労評価が日本機械学会の設計建設規格に基づいて行われている[17]。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設定し、疲労評価を行う[1]。冷却水に接す

る部位については日本機械学会の環境疲労評価手法に基づいて環境効果を考慮した評価が行われている[18]。

3.4 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。オーステナイト相とフェライト相から構成されるステンレス鋼は、運転時の冷却材温度に長時間曝された場合に引張強度が増加すると共にシャルピー吸収エネルギーや弾塑性破壊靱性値、延性亀裂抵抗などの靱性が低下する可能性がある[19]、[20]。この現象を熱時効と呼ぶ。熱時効により靱性低下しても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。ステンレス鋼が使用されている主冷却材配管や弁箱、ポンプケーシングにおいて運転期間中に SCC や疲労による亀裂の発生は想定されないが、耐圧バウンダリを構成する機器であることから、高経年化技術評価においては、以下の条件に該当するステンレス鋼機器から評価対象機器、部位を選定し、保守的に仮定した仮想亀裂に対する健全性を評価している[1]。

評価対象機器の選定条件

- ・ 使用温度が 250℃以上
- ・ 亀裂の原因と経年劣化事象が想定される。
- ・ 定期的な目視など点検により亀裂発生を確認が行っていない。

上記に合致する機器の中からフェライト相の含有量および応力又は荷重を考慮し評価点を一点抽出する。抽出した評価点に対して以下の手順で評価を行う (図 9)。

- ① 初期欠陥寸法の設定：対象機器・部位の内面に半楕円形の初期欠陥を定める。
- ② 亀裂進展評価：初期欠陥に対して評価期間末期までに想定される過渡事象に基づく亀裂進展評価を行い、評価期間末期における欠陥寸法を求める。
- ③ 評価期間末期における欠陥寸法を基に亀裂安定性評価に用いる想定亀裂を定める。
- ④ 亀裂安定性評価：想定亀裂に対して亀裂安定性評価を行う。評価事象で発生する荷重により亀裂先端に働く破壊力 (J_{app}) と材料の延性亀裂進展抵抗 (J_{mat}) を比較し、不安定破壊が発生するか否かを判断する

(図 10)。評価に用いる J_{mat} は熱時効による韌性低下を考慮したものをを用いる。

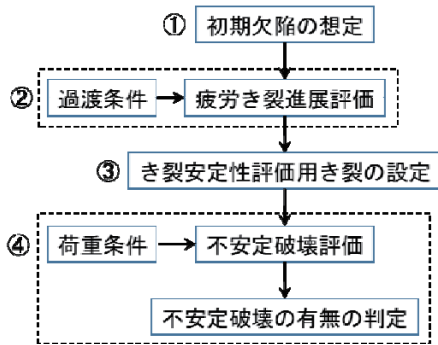


図 9 熱時効評価の流れ

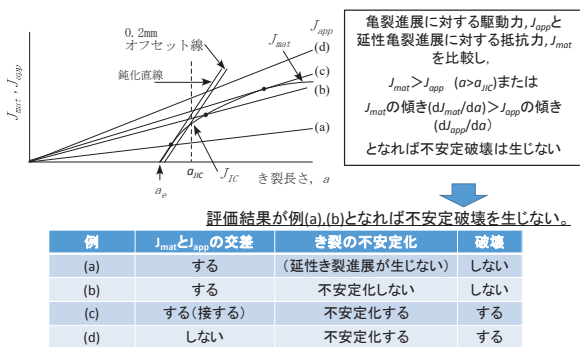


図 10 ステンレス鋼の健全性評価の模式図

熱時効による韌性低下については、米国、日本、仏国で予測法が提案されている[21]-[23]。わが国では H3T モデルが評価に用いられている[22]。H3T モデルは PWR で使用されている化学組成の異なるステンレス鋼に対して温度と時効時間を変えた時効処理を行い、時効熱処理後の破壊韌性特性について統計的な評価を行うことにより開発された予測法である。最近の研究において、BWR の材料と温度にも適用可能であることが確認されている[24]。また、実機で長期に使用された材料から直接測定した結果と H3T モデルを用いた予測値の比較が行われており、H3T モデルを用いて安全側の評価が行えることが確認されている[25]。

4. 研究開発と最新知見の反映

4.1 研究開発による評価手法の高度化

高経年化対応に関する研究開発は、電気事業者とプラントメーカーの共同研究や旧発電技検、JNES のプロジェクトや電力中央研究所や日本原子力研究所、原子力安全

システム研究所などの研究機関の研究により精力的に行われ、現在の技術基盤が確立されてきた。国が高経年化対策の充実を打ち出した平成 17 年以降は[26]、JNES の技術情報調整委員会に産官学の関係者が集って、「高経年化対応技術戦略マップ」を作成し[27]、技術課題やロードマップを共有した上で、産官学のそれぞれが研究開発を行ってきた。震災以降、これらの共有が一時的に滞っていたが、平成 27 年に資源エネルギー庁において「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が作成され[28]、これに基づいて研究開発が進められている。各評価手法については、研究開発等で得られた知見を反映して継続的な高度化が図られている。一例を挙げると中性子照射脆化の予測式(電気協会電気技術規程 JEAC4201)については、監視試験結果とこれらの材料に対するアトムプローブを用いたマイクロ組織観察結果を活用した予測式の開発を受け[29]、2007 年に大幅に改訂された。その後、より照射量の高い監視試験結果が得られたことから、これらのデータと照射量の高い試験炉照射材料のデータを取り込んだ予測式の見直しが行われ[3]、高照射量に対する予測精度の向上が図られた 2013 年追補版が制定された(図 11、図 12)。

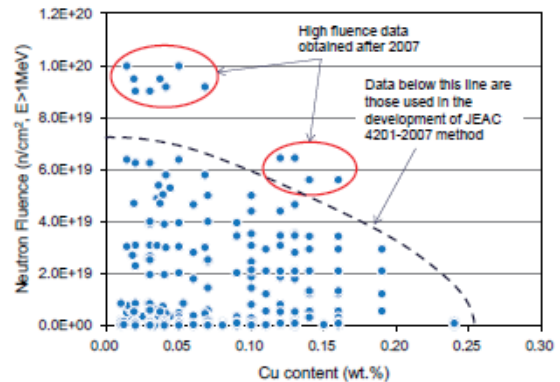


図 11 JEAC 4201-2007 策定に用いた監視試験片データとその後
に得られた監視試験データ [3]

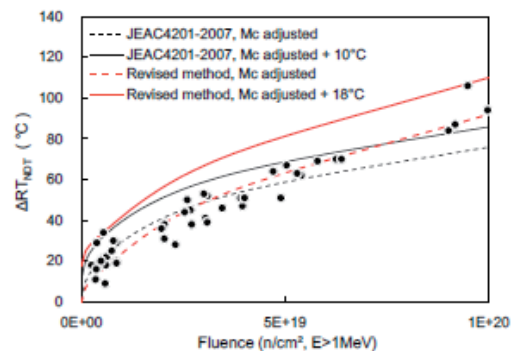


図 12 PWR 標準材に対する JEAC 4201-2007 と改良案による予測
結果 [3]

規格改訂時の専門家による議論を受けた高度化が継続的に行われており、高度化案について現在、溶接協会 IET 小委員会にて国内専門家による検討が進められている。

4.2 国際的な知見の反映

国際原子力機関 (IAEA) では、商用炉の各機器において考慮すべき経年劣化事象と経年劣化管理に関する基本的な考え方や良好事例を取り纏めた IGALL を作成し、継続的な改訂活動を行っている[30]。我が国からも原子力規制庁や電気事業者がこの活動に参加している。産業界では IGALL と国内劣化管理のギャップに関する検討を行い、研究開発計画に反映している。また、原子力学会の PLM 実施基準についても I-GALL との比較検討が行われ、改訂に反映された。

4.3 未知の劣化事象に対する検討

高経年化技術評価においては、考慮すべき劣化事象を選定し、定期的に評価を行っているが、今後、新たな劣化事象が発現する可能性を否定できない。これらについては、米国において 60 年超運転を行った場合に顕在化する可能性のある劣化事象について検討する EMDA

(Expanded Material Degradation Assessment) が行なわれ、我が国も含めた各国の専門家がこの活動に参加した[31]。この成果も高経年化技術評価における検討の参考にされている。

4.3 今後の課題

各劣化事象に対する評価手法や技術基盤については 3 章で述べたように確立されてきたが、長期運転後の廃止措置プラントから採取した材料や実機プラントからの廃却材 (以下、廃炉材と呼ぶ) を用いてこれらの評価手法の妥当性を確認、検証していくことが重要である。米国では 60 年超運転に必要な技術基盤の整備を目的とした LWRS (Light Water Reactor Sustainability) プロジェクトにおいて廃炉 PWR (Zion) の圧力容器を用いた研究が[32]、スペインの廃炉 PWR (Jose Cabrera) の炉内構造物とコンクリートを用いた Zorita 国際共同研究プロジェクトが行われている[33]。我が国においても中部電力浜岡 1、2 号機を用いた研究が開始されている[34]。Zion の圧力容器については、電力中央研究所が資源エネルギー庁からの受託研究として、米国の LWRS と連携しながら研究を行っている。廃炉材研究は廃炉工程との調整や費用の観点からラボ試験材を用いた研究に比べて実施が難しい側面も

あるが、浜岡 1、2 号機以外にも廃炉が決まっている炉があることから、これらの廃炉材を用いた研究が期待される。

確率論的な評価が米国において活用されつつある[35]。確率論的評価手法は、諸因子の影響や評価手法の持つ裕度を定量的に示すことができることから、今後活用が期待されている評価手法の一つである。わが国においても原子炉圧力容器や配管に対する確率論的評価手法の開発が進められており[36]、今後の発展と活用が期待される。

5. まとめ

高経年化技術評価の技術基盤はこれまでの研究開発の成果を基に確立され、日本原子力学会の PLM 実施基準に取り纏められている。プラントの運転経験や研究開発、国際的な活動などから得られた知見を元に継続的な高度化が図られている。

参考文献

- [1] 日本原子力学会標準、「原子炉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
- [2] A. Nomoto, Training Workshop on the Assessment of Degradation Mechanisms of Primary Components in Water Cooled Nuclear Reactors: Current Issues and Future Challenges, IAEA, Madrid, Sept. 2014, (<https://www.iaea.org/NuclearPower/Meetings/2014/2014-09-29-10-02-WS-NPE.html>)
- [3] N. Soneda et al., Proceedings of the ASME 2013 Pressure Vessels & Piping Division Conference PVP2013, PVP2013-98076, ASME, Paris, July 2013.
- [4] 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
- [5] 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
- [6] 小林知裕他、日本原子力学会 2017 年秋の大会、2I01、日本原子力学会、札幌、2017 年 9 月
- [7] 山本真人他、日本原子力学会 2017 年秋の大会、2I02、日本原子力学会、札幌、2017 年 9 月
- [8] 「運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究事後評価説明資料」、第 1 回材料技術評価検討会、原子力規制庁、平

- 成 29 年 10 月 10 日、
- [9] K. Fukuya, , Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.50, No.3, pp. 213-254, 2013.
- [10] 宮原勇一他、日本原子力学会 2017 年秋の大会、2103、日本原子力学会、札幌、2017 年 9 月
- [11] R. Cauvin, et al., Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD III, Vol. 1, p.54 (1994).
- [12] 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 [バッフルフォーマボルト] (第 2 版)」、JANSI VIP-05-第 2 版、原子力安全推進協会、平成 26 年 3 月
- [13] 平成 20 年度照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書、09 原高報-0012、原子力安全基盤機構、平成 21 年 9 月
- [14] 「沸騰水型原子力発電所のハフニウム板型制御棒のひび等に関する調査報告書 (概要)」、原子力安全・保安院 (平成 18 年 5 月 31 日)
- [15] 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
- [16] 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
- [17] 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
- [18] 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
- [19] O.K. Chopra et al., NUREG/CR-5385, ANL-89/17, U.S.NRC, August 1990.
- [20] O.K. Chopra, al., NUREG/CR-6275, ANL-94/37, U.S.NRC, April 1995.
- [21] O.K.Chopra, NUREG/CR-4513, ANL-15/08 Revision 2, U.S.NRC, May 2016.
- [22] S. Kawaguchi et al., Proceedings of PVP2005, ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2005-71528, ASME, Denver, July 2005.
- [23] C. Faigy, 2012 ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP-2012-78843, Toronto, July 2012.
- [24] Y. Miura et al., Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2017, PVP2017-65959, ASME/JSME, Hawaii, July, 2017.
- [25] 田中重彰他、「BWR 環境におけるステンレス鋼の熱時効評価」、日本保全学会第 11 回学術講演会、日本保全学会、青森、平成 26 年 7 月
- [26] 「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」、原子力安全・保安院、平成 17 年 8 月
- [27] 「高経年化対応技術戦略マップ 2009」、(独) 原子力安全基盤機構、平成 21 年 7 月
- [28] 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」、資源エネルギー庁総合資源エネルギー調査会自主的安全性向上・技術・人材 WG 第 10 回会合資料 2、平成 27 年 6 月
- [29] N. Soneda et al., Journal of ASTM International, 7 (2010), Paper ID JAI102127.
- [30] IAEA Safety Reports Series No.82, “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)”, IAEA, 2015.
- [31] J. T. Busby, NUREG/CR-7153, Vol. 1, U.S.NRC, 2014.
- [32] DOE-NE Light Water Reactor Sustainability Program and EPRI Long Term Operations Program – Joint Research and Development Plan, INL/EXT-12-24562 Revision 4, U.S.DOE, 2015.
https://www.energy.gov/sites/prod/files/INL-EXT-12-24562_LWRS-LTO_Joint_RD_Plan_Rev_4_0.pdf
- [33] J. Smith, “Irradiated Materials Testing Programs Materials Reliability Program”, EPRI – NRC Research Materials Meeting, June 3-5, 2014.
<https://www.nrc.gov/docs/ML1416/ML14163A523.pdf>
- [34] R. Isobe et al., “A Research Activity using Decommissioning Hamaoka Unit-1”, 4th International Conference on Nuclear Power Plant Life Management, 23-27 October, Lyon, 2017.
- [35] M. Erickson Kirk, NUREG-1807, U.S.NRC, 2007.
- [36] 勝山仁哉他、「原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領」、JAEA- Research 2016-022、日本原子力研究開発機構、2017 年