



熱時効評価のための BWR プラント実機材料の採取工法及び試験の検討

Study on Procedures of Machining-out Materials from Components in BWR Plant and Material Tests for Verification of Thermal Aging Evaluation Methods

原子力規制庁	水田 航平	Kohei MIZUTA	Member
原子力規制庁	橋倉 靖明	Yasuaki HASHIKURA	Member
電力中央研究所	三浦 靖史	Yasushi MIURA	Member
電力中央研究所	田中 重彰	Shigeaki TANAKA	Member
電力中央研究所	佐伯 綾一	Ryoichi SAEKI	Member

The Nuclear Regulation Authority (NRA) conducts research projects using material harvested from nuclear power plants. The research projects are to verify the conservatism of degradation predictions methods based on aged material due to accelerated degradation tests.

The purpose of "Study on Integrity Evaluation of Stainless Steel Components" in the research projects is to verify the conservatism of the thermal embrittlement evaluation of cast austenitic stainless steel (CASS) by the H3T (Hyperbolic Time Temperature Toughness) model for BWR plants. In FY2021, we selected a plant to harvest materials, developed the plans to transport the harvested materials to the testing facility and established material the test matrix. Also, we machined-out material blocks from primary loop recirculation (PLR) pump casings and completed the transportation of the blocks to the testing facility.

Keywords: Thermal Aging, H3T model, BWR, CASS

1. 緒言

「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」及び「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に基づき、原子力規制庁（以下、規制庁）は、経年劣化の主要 6 事象の一つである、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効による靱性低下の評価を規定している。電気事業者が実施する、加圧水型原子炉（以下、PWR）プラント及び沸騰水型原子炉（以下、BWR）プラントの熱時効による靱性低下評価は、Hyperbolic Time Temperature Toughness Model（以下、H3T モデル）[1, 2]を用いて行われる。この靱性低下予測モデルは、財団法人 発電設備技術検査協会で実施された「プラント長寿命化技術開発」研究[3]の結果に基づき策定されている。H3T モデルは、PWR プラントの運転環境を想定した加速劣化試験結果に基づいて策定されており、BWR プラントの運転環境を想定

した加速劣化試験結果に基づき策定されたものではない。一般社団法人日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008（以下、高経年化対策実施基準）[4]では、2 相ステンレス鋼鋳鋼は、高温状態（250℃以上）で長時間使用すると、靱性が低下する可能性が報告されている。このため、BWR プラントにおいても熱時効の靱性低下評価を H3T モデルに基づき評価している。

近年、廃止措置となった原子力発電所が複数あることから、実機運転環境を経験した材料（以下、実機材料）を取得することが可能となってきた。したがって、実機材料を用いて試験を行うことで、加速劣化試験に基づく評価モデルの保守性検証が可能となる。このことから、規制庁は、事業者に実機材の提供を依頼し承諾を得て[5]、安全研究プロジェクト「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」において、廃止措置中の BWR プラントから実機材料を取得し、BWR プラントに対する H3T モデルを用いた熱時効による靱性低下挙動評価の適切性及び保守性の検証を目的として、「ステンレス鋼製機器の健全性評価に

係る研究」(実施期間：令和3年度－令和6年度)を実施している。

本研究は、規制庁において、実機から調達する構造材料を使用して行う初めての安全研究であり、発電所構内において実機材料を採取する大規模な工事を行う初めての経験である。また、高経年化技術評価等での評価対象部位の実機材料を用いて、BWRプラントに対する熱時効評価手法の保守性を検証した例はない。本ノートは、実機材料を用いたH3Tモデルによる熱時効評価の保守性検証のための研究計画の策定について報告するものである。

2. 試験計画の策定

2.1 高経年化技術評価等における熱時効評価

規制庁の「高経年化技術評価及び運転期間延長認可申請の審査ガイド」は、ステンレス鋼製機器に対して熱時効評価の実施を規定している。抽出する評価対象機器の考え方は、高経年化対策実施基準：2015[6]に記載されている、フェライト量14%以上の機器としている。例えば、代表機器として、BWRプラントでは原子炉冷却材再循環ポンプ(以下、PLRポンプ)ケーシング[7]が抽出される。

次に、抽出された代表機器に対して、熱時効による靱性低下のH3Tモデルにより予測された破壊靱性値を基に材料の破壊抵抗値(以下、 J_{mat})が評価される。一方、靱性低下した材料の機器の評価対象部位に関して、貫通亀裂を想定した初期欠陥に対して、実プラントの荷重条件を考慮した破壊力(以下、 J_{app})による評価が行われる。最後に、 J_{mat} と J_{app} を比較することにより不安定破壊が生じないことが確認される。PLRポンプにおいて亀裂の原因と想定される経年劣化事象は、低サイクル疲労割れである。応力評価より、疲労割れの可能性が高い部位として、PLRポンプ吐出口があげられる。したがってPLRポンプ吐出口(母材)に対して、上述した一連の熱時効評価が行われる。

2.2 試験項目の検討

本研究は、BWRの実機運転環境で熱履歴を受けたステンレス鋼製機器の靱性低下挙動を把握し、H3Tモデルによる靱性低下予測手法をBWRプラントに適用することの適切性及び保守性を検証することを目的としている。事業者が高経年化技術評価等で評価対象としている部位(PLRポンプ吐出口の母材)の実機材

料を用いて、H3Tモデルで予測される破壊靱性値の保守性を検証するために、規制庁において試験計画を策定した。試験では、靱性値の低下を確認するため、実機材料による弾塑性破壊靱性試験を実施する。弾塑性破壊靱性試験では、一般的にステンレス鋼が延性材料であることを踏まえて、弾塑性破壊靱性値 J_Q 及び破壊抵抗曲線(以下、 J - R 曲線)を取得する。

引張試験は、熱時効後の基礎的な強度特性の把握及びH3Tモデルに組み込まれているTrue Stress-True Strain Curve model[2](以下、TSSモデル)と比較検証を目的として実施する。TSSモデルは、真応力-真ひずみの関係を求め、 J_Q 値と J - R 曲線の決定に用いられている。

H3Tモデルでは、フェライト量の評価値は、ASTM A800の規定に従って化学組成に基づき算出されている。フェライトスコップ及び金属組織観察によるフェライト量の測定は、ASTM A800による評価値の妥当性を確認するために実施する。また、BWR運転温度においても、熱時効による靱性低下の原因と考えられているフェライト相の相分離やG相の析出が起きているか確認するため、3次元アトムプローブトモグラフィ(以下、APT)等を用い、微細組織の観点から分析を行う。さらに、熱時効による硬化挙動の把握のためにビッカース硬さ試験を実施する。

シャルピー衝撃試験は、延性-脆性挙動の把握を目的として実施する。高経年化技術評価等の審査において、電気事業者は、H3Tモデルで算出した破壊靱性値を用いて健全性を評価している。国内の熱時効に関する機器の健全性評価では、シャルピー衝撃吸収エネルギーは用いられていないが、米国プラントの熱時効に関する健全性評価に用いられる手法を示したNUREG/CR-4513 Revision 2[8]では、シャルピー衝撃吸収エネルギーによる機械的特性の予測評価手法が示されている。本試験は、米国の評価手法と比較することで、国内ではシャルピー衝撃吸収エネルギーを用いず、破壊靱性値を基準に健全性評価を行っていることの妥当性確認のために実施する。

2.3 実機材料採取対象の検討

BWRプラントの高経年化技術評価等の審査において、ステンレス鋼製機器の熱時効評価の対象として選定される代表的な部位は2.1で記載したとおり、PLRポンプケーシング吐出口である。本研究では、高経年化技術評価等での評価対象部位に合わせて研究対象を

PLR ポンプケーシング吐出口とし、国内プラントの廃止措置工程及び研究実施期間を踏まえ、研究対象の採取を行うプラントを検討した。検討の結果、中部電力株式会社 浜岡原子力発電所 1 号炉（以下、浜岡 1 号）が廃止措置第 2 段階の原子炉領域周辺設備解体撤去期間であり、実機材料の利用が可能であること及び本研究の事前評価[9]での議論を踏まえて、中部電力株式会社に対して浜岡 1 号の PLR ポンプ部材等の貸与を規制庁より依頼した。

浜岡 1 号の PLR ポンプは、A 系及び B 系の 2 系統に各 1 台、計 2 台ある。材料記録に基づくこれらの PLR ポンプケーシングのフェライト量は、A 系が約 12%、B 系が約 15%であった。フェライト量が多いほど熱時効による靱性低下への影響が大きくなることから、供試体採取の対象は、B 系のものとした。

3. 実機材料の採取

実機材料の採取は、本研究の委託先である電力中央研究所にて実施した[10]。

2.2 で示した、試験項目をもとに試験マトリックスを策定し、試験片数を満たす供試体採取方法を検討した。また、供試体採取は、発電所構内から試験実施施設への輸送を考慮し、PLR ポンプから大きなブロック供試体として切り出す一次切断と、一次切断した供試体を輸送容器に収納可能なサイズに分割する二次切断の二段階の切断で実施した。PLR ポンプは炉水に接していることから、核燃料汚染物として取り扱う必要があり、L 型輸送物として扱った。

まず一次切断に当たって検討した 3 つの切断手法を Fig. 1 に示す。それぞれの切断手法の特徴は、次のとおりである。(a) 案 1 は、採取量が最も多くなる切断である。ポンプケーシング内部壁 (Volute) を避けるため、作業中に切断装置の向きの変更が必要となり、広めの作業スペースが必要である。(c) 案 3 は、採取量が最も少ない切断である。本案は、現場での切断作業がポンプの片側に制限された場合を想定したものである。(b) 案 2 は、上記の 2 つの案と比較すると採取量が中程度となる採取方法である。本案は、切断装置の位置替え等の作業が最も少なくなることが見込まれ

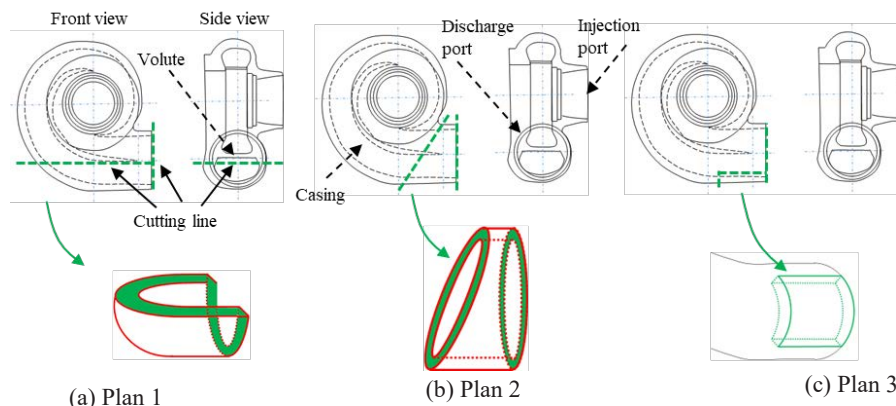


Fig. 1 First step machining-out plans. [10]

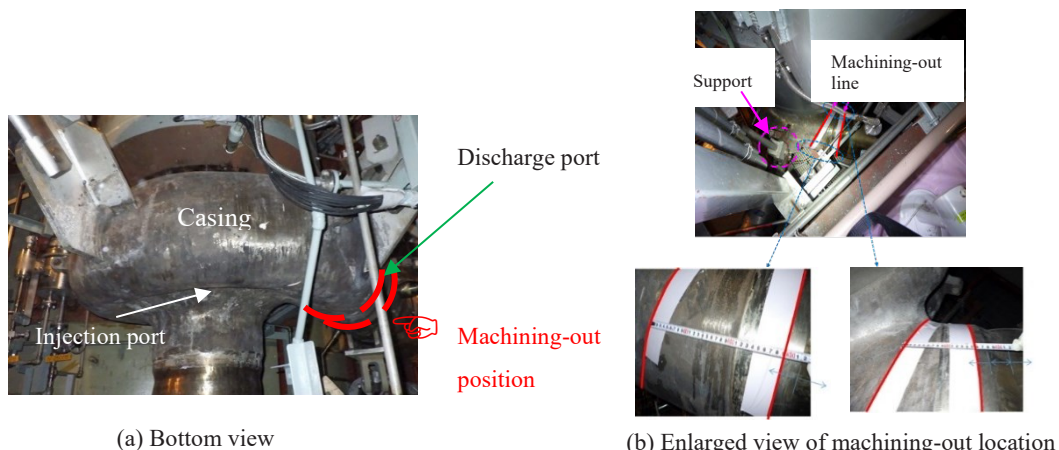


Fig. 2 PLR pump installation status. [10]

た。以上の3つの案の実施可否について、発電所での現場調査を基に検討した。

PLR ポンプの設置状況を Fig. 2 に示す。(a) は、PLR ポンプを下部から見た写真である。また、(b) は、切断部（採取位置）を拡大したものである。現場調査において、PLR ポンプ本体を支持する既設の支持装置と切断装置の設置スペースや干渉等の状態に基づき絞り込まれた切断候補は、(b) 案2及び(c) 案3である。ワイヤーソー切断時における粉塵の飛散及び採取時の作業者の被ばく低減の観点から、負圧管理したハウスの設置が必要となる。切断装置の配置や供試体採取量の観点から再検討した結果、(b) 案2を採用し一次切断を行った。二次切断では、輸送容器に収納可能な寸法を考慮して、採取したブロック供試体を切断した。また、採取した実機材料は、試験実施施設への輸送が完了した。

4. 結言

本研究では、BWR プラントに対する H3T モデルに基づく熱時効評価の適切性及び保守性を検証することを目的として、実機材料を用いた安全研究を実施している。

実機材料の採取及び試験計画の策定に当たっては、高経年化技術評価等における評価対象部位の調査し、当該実機材料を採取できるプラントを電気事業者の廃止措置計画を調査し、電気事業者との面談も含め、十分時間をかけて調整する必要がある。

なお、H3T モデルの保守性を検証する予定である。これらの結果については、今後報告することとしている。

謝辞

本研究の実施に当たり、実機材料を貸与いただきました中部電力株式会社に感謝いたします。

参考文献

- [1] I. Suzuki, M. Koyama, S. Kawaguchi et al.: “Long Term Thermal Aging of Cast Duplex Stainless Steels”, International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 4), USA, Proceedings Vol. 5, pp. 253-257 (1996).
- [2] S. Kawaguchi, T. Nagasaki, K. Koyama: “Prediction of tensile properties and fracture toughness of thermally aged cast duplex stainless steel piping”, 2005 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, Denver Colorado, USA, July 17-21, PVP2005-71528 (2005).
- [3] 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に関する調査報告書（平成3年度）”, 発電設備技術検査協会（1991）.
- [4] 一般社団法人日本原子力学会: “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”, 2009年.
- [5] 原子力規制庁: “第4回主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者との意見交換会”, 原子力規制庁ホームページ, 平成29年11月9日, <https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/12348280/www.nra.go.jp/data/000216081.pdf> (確認: 2024年4月8日).
- [6] 一般社団法人日本原子力学会: “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”, 2016年.
- [7] 中国電力株式会社: “島根原子力発電所2号炉 高経年化技術評価（2相ステンレス鋼の熱時効）補足説明資料”, 中国電力株式会社（2024）.
- [8] O.K. Chopra, “Estimation of Fracture Toughness of Cast Stainless Steels during Thermal Aging in LWR Systems”, NUREG/CR-4513, ANL-15/08 Revision 2 (2016).
- [9] 原子力規制庁: “参考資料1 研究計画（案）説明資料：実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究 事前評価説明資料”, 原子力規制委員会ホームページ 第3回材料技術評価検討会, 令和元年10月15日, <https://www.nra.go.jp/data/000286788.pdf> (2024年1月22日).
- [10] 一般財団法人 電力中央研究所: “令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(実機材料を活用した健全性評価に係る研究))”, 電力中央研究所（2022）.

(2024年5月13日受理, 2024年6月17日採択)