

AMP 108 BWR 貫通部(2020 年版)

プログラムの概要

BWR 容器の計装貫通部、制御棒駆動ハウジング (CRDH) 及び炉内モニタリングハウジング (ICMH) の貫通部、待機液体制御 (SLC) ノズル／炉心 ΔP ノズルのためのプログラムには、検査と欠陥評価が含まれる。これは状態監視プログラムであるが、水質管理は応力腐食割れ (SCC)、特に粒界型応力腐食割れ (IGSCC) の防止に役立つ。BWR の水質プログラム[1]は、原子炉水の水質の監視と制御に依存し、原子炉圧力容器貫通部やノズルの IGSCC を緩和する。これらの部品の適切な経年劣化管理により、BWR 容器計装ノズル、CRD ハウジングと炉心モニタリングハウジング (ICMH) 貫通部、および SLC ノズル／炉心 ΔP ノズルの長期的な健全性と安全運転が合理的に保証される。

評価と技術的根拠

1. 経年劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

本プログラムは、BWR 計装貫通部、CRDH と ICMH 貫通部、BWR SLC ノズル／炉心 ΔP ノズルに適用される。

このプログラムでは、検査と欠陥評価を用いて、繰返し荷重、SCC、IGSCC による亀裂を管理する。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムは状態監視プログラムであり、予防措置はない。しかし、水質管理は SCC、特に IGSCC を予防または軽減することができる。プログラムの説明、評価及び技術的根拠は、AMP103 に示されている。

3. 経年劣化の検出:

検査は、プラントのガイダンス文書[2-4]の関連する管理要求事項に準拠して実施される。IAEA-TECDOC-1470[5]、IAEA Report NP-T-3.13[6] 及び Nuclear Safety Standard KTA 3201.4[7]は、BWR 計装ノズル、CRD ハウジング及び炉心モニタリングハウジング (ICMH) 貫通部、及び BWR SLC ノズル／炉心 ΔP ノズルでの亀裂の兆候を監視するためのガイダンスを提供している。これらの検査には、体積検査法 (超音波検査または X 線透視検査)、表面検査法 (液体浸透探傷検査または磁粉探傷検査)、VT-2 目視検査法がある。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向:

プラントの関連する管理要求事項またはガイダンス文書に準拠した検査により、亀裂の適時的な検出が可能となる。欠陥が検出された場合、検査及び再検査の範囲はベースライン検査より拡大される。検出された兆候は、プラントの関連する管理要求事項またはガイダンス文書に準拠して評価される。

5. 経年劣化の緩和:

水質管理により SCC、特に IGSCC 感受性を低減することができる。原子炉冷却水の化学的性質は、AMP103 に記載されている水質プログラムに従って監視・維持される。緩和技術には、IAEA-TECDOC-1470[5] Section 7、及び OECD/NEA/CSNI/R (2010)15 [8]に記載されているように、表面処理(ピーニング、表面溶融／溶体化焼鈍)もある。緩和は、特に補修溶接、緩和、交換を行う際に、応力腐食割れに必要であることが知られている3つの要因、すなわち感受性材料、大きな引張応力、特定の環境、このうちの少なくとも2つの要因を除去することによって達成される。研削、機械加工、HAZ 近傍内径の溶接残留応力により硬度の高い箇所で観察される IGSCC の発生にも注意を払う必要がある。

- 材料の要因

- (1) オーステナイト系ステンレス鋼の低炭素鋼種を選択する。同鋼は、プラントに関連する管理要求事項またはガイダンス文書に準拠して、指定されているよりも炭素含有量が少ない。
- (2) 溶接金属及びオーステナイト系ステンレス鋳鋼 (CASS) 中のフェライト相は最低 7.5%である。

- 残留応力の要因

- (1) 誘導加熱応力改善 (IHSI)
- (2) ピーニング (ショットピーニング、ウォータージェットピーニング、レーザーピーニングなど)
- (3) 研磨
- (4) HSW (ヒートシンク溶接)
- (5) 機械的応力改善 (MSIP)

- 水化学の要因

緩和のために適用可能な水質オプションは、AMP103 で規定されている。水素水化学 (HWC)、貴金属化学応用 (NMCA)、オンライン貴金属化学も含まれる。これらはすべて有効であることが実証されているが、高フルエンスと場所による制限がある。

6. 許容基準:

許容基準は、プラントの関連する管理要求事項[7,9-10]またはガイダンス文書により規定される。IAEA-TECDOC-1470[5]には、検出された亀裂の評価ガイドラインが記載されている。亀裂評価に関する追加情報は、参考文献[11-16]に記載されている。

7. 是正措置:

補修及び交換は、プラントの関連する管理要求事項またはガイダンス文書に準拠して実施される。追加ガイダンスは参考文献[17-20]にある。

8. 運転経験のフィードバック及び研究開発結果のフィードバック:

本 AMP は、業界全体の一般的な経験に対応している。関連するプラント特有の運転経験は、AMP がプラントにとって適切であることを確証するために、プラント AMP の開発において考慮

される。プラント及び業界全体の運転経験と研究開発 (R&D) の結果を定期的に評価するフィードバックプロセスを実施し、必要に応じ、プラント AMP を修正するか、経年劣化管理の継続の有効性を確保するための追加措置 (例えば、新しいプラント特有 AMP を開発する) をとる。

SCC、特に IGSCC に起因する亀裂は、オーステナイト系 SS と Ni 合金で作製された BWR 部品で発生してきた。このプログラムガイドラインは、BWR の検査データや SCC の原因となる要素に関する情報など、入手可能な情報の評価に基づいており、どの場所が亀裂の影響を受けやすいかを判断している。プログラムの実施により、亀裂が適切に管理され、BWR 計装貫通部、CRDハウジング及び ICMH 貫通部及び SLC/ΔP ノズルの意図された機能が、運転延長期間中、現行の許認可基準と一致して維持されるように、亀裂が適切に管理されることが合理的に保証される。SLC ノズルの検査経験は限られているが、日本のある BWR (運転 30 年後)[21]では、3 年間の運転停止後、経年劣化管理技術評価における構造健全性確認活動の一環として、原子炉容器外側の SLC ノズルと配管の外表面目視試験 (VT) を実施した。その結果、SCC に起因するき裂は検出されなかった。しかし、構造健全性を確認するための追加評価として、溶接部の残留応力解析を実施し、配管径と残留応力の関係から SCC 発生の可能性はほとんどないと結論づけ、過去の研究成果である大口径配管の評価と比較して保守的な結果となった。

2016 年に米国で、RPV 外側の ICMH フランジ溶接部に壁貫通漏えいがあると判定された[22]。調査の結果、この溶接部は製作中に何度も補修されていたことが判明した。この箇所は溶接オーバーレイで補修されていた。

2016 年と 2017 年、米国の 2 基の BWR で、J 溝溶接部の応力腐食割れに起因する兆候が計装貫通部で見つかった。どちらのケースでも、亀裂は漏えいによって目視で検出され、UT で確認された。亀裂は、IGSCC の影響を受けやすい 182 系合金で発生していた。この 2 つのケースとも、半ノズル補修が実施された。

EPRI、CRIEPI 及びその他の研究機関は、例えば EPRI [23]など、ステンレス鋼及びニッケル基合金の SCC 発生と進展率に関する国家及び国際的な研究プログラムを実施している。

9. 品質管理

サイトの品質保証手順、レビュー及び承認プロセス、並びに管理上の統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B [24]) に準拠して実施される。

References

- [1] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Volume 1: BWR Water Chemistry Guidelines – Mandatory, Needed, and Good Practice Guidance. EPRI, Palo Alto, CA: 2014. 3002002623
- [2] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-27-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Standby Liquid Control System/Core Plate Delta P Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 1007279, August 2003
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-47-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Lower Plenum Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 1009947, November 2004
- [4] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-49-A: BWR Vessel and

Internals Project, Instrument Penetration Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 1006602, March 2002

- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: BWR pressure vessels, IAEA-TECDOC-1470, IAEA, Vienna, October 2005
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Nuclear Energy Series NP- T- 3.13, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, 2011
- [7] KERNTechnischer Ausschuss (KTA), Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactors, Part 4: Inservice Inspections and Operational Monitoring, Nuclear Safety Standard KTA 3201.4, November 2010
- [8] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management-SCC and Cable Ageing Project (SCAP) Final Report, OECD/NEA/CSNI/R (2010)15, NEA, Paris, April 2011
- [9] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME Section XI, as approved in 10 CFR 50.55a, ASME, New York, NY
- [10] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, IA, IB Code for Nuclear Power Generation Facilities - Rule on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants - JSME S NA1 -2016, JSME
- [11] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-14-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Crack Growth in BWR Stainless Steel RPV Internals, EPRI Report 1016569, September 2008
- [12] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-59-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Crack Growth in BWR Nickel Base Austenitic Alloys in RPV Internals, EPRI Technical Report 1014874, May 2007
- [13] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-60-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Stress Corrosion Crack Growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment, EPRI Technical Report 1008871, June 2003
- [14] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-233, Revision 2: BWR Vessel and Internals Project: Updated Evaluation of Stress Corrosion Crack Growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment. EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002013026
- [15] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-99-A: BWR Vessel and Internals Project, Crack Growth Rates in Irradiated Stainless Steels in BWR Internal Components, EPRI Technical Report 1016566, November 2008. Errata issued August 2002, BWRVIP letter 2002-219
- [16] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-100, Revision 1-A: BWR Vessel and Internals Project, Updated Assessment of the Fracture Toughness of Irradiated Stainless Steel for BWR Core Shrouds, EPRI Technical Report 3002008388, 2016
- [17] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Roll/Expansion Repair of Control Rod Drive and In- Core Instrument Penetrations in BWR Vessels (BWRVIP-17), EPRI Report TR-106712, November 1996
- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-53-A: BWR Vessel and

Internals Project, Standby Liquid Control Line Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 1012120, September 2005

- [19] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-57-A: BWR Vessel and Internals Project, Instrument Penetration Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 1012111, September 2005
- [20] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-146NP, Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Technical Basis for ASME Code Case N-730, 'RollExpansion of Class 1 Control Rod Drive Bottom Head Penetrations in BWRs,' EPRI Technical Report 1016586, September 2008
- [21] Tokyo Electric Power Company Holdings, "Fukushima-daini Unit 3 Aging Management Technical Evaluation Report" (in Japanese), TEPCO, April 2015
- [22] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Licensee Event Report 50-387/2016-020-00, Reactor Coolant Pressure Boundary Leakage at LPRM Housing as a result of IGSCC, USNRC, August 3, 2016
- [23] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Validation of Stress Corrosion Cracking Initiation Model for Stainless Steel and Nickel Alloys, EPRI Technical Report 1025121, December 2012
- [24] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition