

AMP 107 BWR 冷却材圧力バウンダリ部品の応力腐食割れ(2020 年版)

プログラムの概要

本プログラムの主目的は、溶接部を含むステンレス鋼 (SS) 及びニッケル基合金製の BWR 冷却材圧力バウンダリ部品で発生する応力腐食割れ (SCC)、特に粒界型応力腐食割れ (IGSCC) を管理することである。このプログラムには、(a) IGSCC を緩和するための予防措置、(b) IGSCC とその影響を監視するための検査と欠陥評価が含まれる。

IGSCC は、粒界に沿って亀裂が発生する SCC の一形態である。応力腐食割れは、機械的、電気化学的、金属学的要因の相乗効果によって引き起こされる複雑な現象である。応力腐食割れには 3 つの前提条件が必要であり、これらが同時に存在しなければならない。

- 溶接中に鋭敏化した SS のような影響を受けやすい材料
- 製造工程で生じた残留応力などの大きな引張応力
- 塩化物や硫酸塩を多く含む酸素含有熱水などの腐食性環境

BWR の SCC を管理するためのプログラムとグッドプラクティスは、以下のような国内外の様々な報告書に記載されている。

- NUREG-0313, Rev. 2 [1], NRC Generic Letter (GL) 88 01 and its Supplement 1 [2]、米国の BWRVIP-75-A [3]
- OECD NEA/CSNI/R (2010)15 [4]
- IAEA Technical Report NP-T-3.13 [5]

IAEA Technical Report NP-T-3.13 [5]は、軽水炉 (LWR) における SCC 管理のための最新かつ最も包括的な国際的技術基盤を提供しているため、本 AMP の参照文書として推奨される。同文書は、特に BWR における IGSCC のメカニズム及び主要因に関する科学技術の最先端、対応する運転経験、経年劣化を最小化し管理するための予防措置、経年劣化の影響の監視と傾向分析、及び許容基準、部品の検査、緩和、修理交換の方法と戦略を含む BWR における IGSCC に関する経年劣化管理の適用について詳述してある。

EPRI 材料劣化マトリックス (MDM) [6]には、一次系圧力バウンダリシステムとその部品に使用される材料がまとめられている。また、部品に影響を及ぼす可能性のある劣化モードと、そのメカニズムを管理するための潜在的な手段に関する高レベルの議論も示している。EPRI 材料ハンドブック[7]は、MDM よりも範囲が広く、一次系圧力バウンダリとプラント部品のバランスに関する情報も提供している。

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:

このプログラムでは、(a) IGSCC を緩和するための管理及び対策の実施、(b) 原子炉冷却水に曝される BWR 部品の IGSCC とその意図した機能への影響を監視するための供用期間中検査 (ISI) の実施、に重点を置いている。

このプログラムは、コード分類に関係なく、出力運転中に 100°C以上の原子炉冷却材を含むオーステナイト系 SS 及びニッケル基合金製のすべての BWR 配管及び配管溶接部に適用され

る。このプログラムはまた、ポンプケーシング、弁本体、上部スプレーやベント部品のような原子炉容器付属品や付属物にも適用される。制御棒駆動戻りラインノズルキャップ及びその関連する溶接部も本プログラムの範囲に含まれる可能性がある。しかし、BWR 容器内径取り付け溶接部、BWR 貫通部及びノズル、BWR 容器内部の IGSCC は、別のプログラム、すなわちそれぞれ AMP105、AMP108 及び AMP109 で対処している。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

上記の3つの要因(鋭敏化材料、大きな引張応力、腐食性環境)のいずれかを除去すること、またはこれら3つの要因のいずれかをある閾値レベル以下に低減することにより、SCCを防止することができる。したがって、耐 SCC 材料の使用、応力改善プロセス、及び水質管理は、原理的に IGSCC による経年劣化を防ぐ手段である。具体的なメカニズムには不確定要素もあるため、3つの要因のうち1つだけを除去しても十分でない場合もある。したがって、実現できるのであれば、少なくとも2つの要因を除去することが推奨される。これは、本 AMP 5 節に概説されているように、緩和方法を組み合わせることで達成できる。

3. 経年劣化の検出:

このプログラムには、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た検査・点検方法を用いて、亀裂を検出・サイジングし、漏えいを検出する検査が含まれる。検査の設備、人員、及び検査の範囲、方法、スケジュール、検査技術などの詳細は、構造健全性を維持するように設計された各国の基準・規格、その他の関連する管理要求事項やガイダンス文書に基づいている。規格・基準、ガイドラインはまた、経年劣化の影響が検出され、部品の意図された機能を適切に維持するために、追加部品を含むサンプルサイズの拡大、修理、交換などの必要な是正措置が実施されることを保証する。検査の範囲と頻度は、各溶接部の環境条件、及び／又は、製造時の状態(水素水化学が実施され効果があるかどうか、溶接部が IGSCC 耐性材料から作られているかどうか、残留応力を低減するために応力改善工程が実施されているかどうか、溶接部に亀裂が生じた場合にどのように補修されたかなど)に基づいている。

対応する国家の検査プログラムに関する詳細情報は、IAEA Technical Report NP-T-3.13 に記載されている。従って、検査は主に適用されるガイダンスによって修正された以下の要求事項に依存する。

- US NRC GL 88-01 [2]
- ASME Code Section XI [8] (米国、スペイン、スイスなど)
- KTA 3201.4 [9] (ドイツなど)
- JSME S NA1-2016 [10]及び NISA-161a-03-01 (日本) [11]
- SKIFS 2005:2 (スウェーデン;リスクベースアプローチ) [12]
- BWRVIP-75-A (EPRI 1012621), EPRI, Palo Alto, CA, October 2005 [13]

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

IGSCC による経年劣化の監視と傾向分析には、亀裂の検出とサイジング、原子炉冷却材漏え

いの検出、部品の健全性を確保するための検査結果の分析、及び運転経験の傾向分析が含まれる。一つ以上の亀裂が発見された場合、類似した部品の追加サンプルセットを検査することが重要である。さらに、モニタリングされた電気化学的腐食電位 (ECP) の傾向分析は、他の水質パラメータのモニタリングと傾向分析と同様に、このプログラム要素に有効な方法である。

5. 経年劣化の緩和:

緩和措置は、材料、応力、環境の側面に重点を置いて検討しうる。材料面での対策は、耐 SCC 材料の選択であり、これには最大炭素含有量 0.035wt.% の低炭素オーステナイト系鋼種、低炭素溶接材料、及び最大炭素含有量 0.035wt.% 最低フェライト含有量 7.5% のオーステナイト系ステンレス鋼が含まれる[2]。応力面に関する緩和措置には、例えば、溶体化熱処理 (SHT)、ヒートシンク溶接 (HSW)、誘導加熱応力改善 (IHW) など、残留引張応力を緩和するために特別に開発されたプロセスが含まれる。また、これらのプロセスは、原子炉冷却材と接触する表面に圧縮残留応力を残すように設計されている。このような方法は、日本の「予防保全対策ガイドライン」(参考文献[14-16]など) に詳述されている。

水質管理方法は、水質状態が原子炉の経年劣化に及ぼすあらゆる悪影響を管理・監視するために確立されている。

原子炉冷却材の化学的状态を監視・維持するためのプログラムの記述と評価及び技術的基礎は、AMP103 に記載されている。さらに効果的な対策としては、水素注入 (すなわち水素水化学または HWC)、貴金属化学応用 (NMCA) のような貴金属技術、及び TiO_2 注入などがある[17-18]。しかし、水質の変更による燃料性能と健全性、あるいは放射線被曝への悪影響を特定し評価するためには、実施前に最新の観測と運転経験を評価する必要がある。

6. 許容基準:

検出された欠陥は、プラントの適切な管理要求事項またはガイダンス文書に照らして評価される。対応する手順は、例えば IAEA Technical Report NP-T-3.13, Appendix II [5] に記載されている。予防措置及び緩和措置は、その妥当性が検証された場合に限り、評価で認められる。検査により亀裂が検出された場合、亀裂進展及び破壊評価が実施され、プラントのさらなる運転中、構造健全性が維持できるかどうか、またどのくらいの期間維持できるかが確認される。亀裂の評価で用いる亀裂進展速度に関する追加情報は、参考文献[19-20]に記載されている。

7. 是正措置:

是正措置には、材料の変更、耐食性肉盛、溶接材料の変更、設計変更、溶接オーバーレイ、応力改善、環境改善、機械的補修、部品交換などが含まれる。これらの是正措置に関する詳細情報は、IAEA Technical Report No. NP-T-3.13, NUREG-0313, Rev. 2 [5]、ASME Section XI Code and Code Cases [8]、及びプラントの関連する管理要求事項やガイダンス文書などのガイドラインに記載されている。

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。

安定化及び非安定化オーステナイト SS 又はニッケル基合金で作られた BWR 配管及び配管部品は SCC を経験し世界中で多くの事例が報告されている。BWR における初期の主な破損タイプは、鋭敏化 SS の IGSCC であり、近年では冷間加工 SS (タイプ 316NG) の IGSCC であった[5, 21-22]。IGSCC は、例えば再循環、炉心スプレー、残留熱除去、CRD 戻り配管貫通部、原子炉水浄化システム配管溶接部などで発生している。

EPRI、CRIEPI、その他の研究機関は、例えば EPRI[23]など、ステンレス鋼 やニッケル基合金における SCC の発生と成長速度に関する国内外の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 [12]) に準拠して実施される。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Technical Report on Material Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundary Piping, NUREG-0313, Rev. 2, USNRC, 1988
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Position on IGSCC in BWR Austenitic Stainless Steel Piping, NRC Generic Letter 88-01, USNRC, January 25, 1988; Supplement 1, February 4, 1992
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Technical Basis for Revisions to Generic Letter 88-01 Inspection Schedules (NUREG-0313), BWRVIP-75-A (EPRI 1012621), EPRI, Palo Alto, CA, October 2005
- [4] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management – SCC and Cable Ageing Project (SCAP), Final Report, NEA/CSNI/R (2010)15, NEA, Paris, April 2011
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13, IAEA, Vienna, 2011
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, EPRI Materials Degradation Matrix, Revision 4. EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002013781
- [7] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Handbook for Nuclear Plant Pressure Boundary Applications (2018). EPRI, Palo Alto CA: 2018. 3002012420
- [8] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, as approved in 10 CFR50.55a, The American Society of Mechanical Engineers, New York, NY
- [9] KERNTechnischer Ausschuss, Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactors, Part 4: Inservice Inspections and Operational Monitoring, Nuclear Safety Standard KTA 3201.4, KTA, November 2010

- [10] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, NA1, IA, IB Code for Nuclear Power Generation Facilities, Rule on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME S NA1 -2016, JSME
- [11] Nuclear and Industrial Safety Agency, “Inspection of Crack in Core Shroud and Primary Loop Recirculation Piping, etc.” (in Japanese), NISA-161a-03-01, NISA, April 2003
- [12] Swedish Radiation Safety Authority, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar; SSMFS 2008:13, ISSN 2000-0987, 2008
- [13] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-75-A: BWR Vessel and Internals Project, Technical Basis for Revisions to Generic Letter 88-01 Inspection Schedules, EPRI Technical Report 1012621, October 2005
- [14] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Guideline for Preventive Maintenance Countermeasure, Stress Improvement Method by Outer Surface Heating, JANTI-VIP-02, JANTI
- [15] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Guideline for Preventive Maintenance Countermeasure, Peening, JANTI-VIP-03, JANTI
- [16] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Guideline for Preventive Maintenance Countermeasure, Stress Improvement by Polishing, JANTI-VIP-10, JANTI
- [17] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-62, Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Technical Basis for Inspection Relief for BWR Internal Components with Hydrogen Injection, EPRI Technical Report 1022844, December 2011
- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, BWR Water Chemistry Guidelines - 2008 Revision, EPRI Technical Report 3002002623, April 2014
- [19] 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
- [20] 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
- [21] N. Ishiyama et al.: Stress Corrosion Cracking of Type 316 and 316L Stainless Steels in High Temperature Water, Proceedings of the 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System – Water Reactors, 2005
- [22] S. Suzuki, et al.: Stress Corrosion Cracking in Low Carbon Stainless Steel Components in BWRs, E-Journal of Advanced Maintenance, Vol. 1 (2009) 1-29, Japan Society of Maintenance
- [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