

AMP 129 BWR 原子炉冷却水浄化システム(2021 年版)

プログラムの概要

このプログラムは、応力腐食割れ (SCC) または粒界型応力腐食割れ (IGSCC) による亀裂が第 2 次格納容器主隔離弁の外側、またはクラス 1 配管境界の原子炉水浄化 (RWCU) システムとの接合箇所におけるオーステナイト系ステンレス鋼 (SS) 配管の意図された機能に及ぼす経年劣化の影響を管理するための検査を提供する。このシステムについては、本プログラムは、公称直径が 100mm (4 インチ) 以上のオーステナイト系ステンレス鋼製 BWR 配管すべてを対象とし、分類に関わらず、運転中に 93.3°C (200°F) 以上の温度に達する原子炉冷却材を含むものとする。

評価及び技術的根拠

1. 劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

AMP は、国家の要件に準拠して亀裂を検出・サイジングすることで、オーステナイト系ステンレス鋼配管の SCC または IGSCC を監視する。AMP は、RWCU システムの第 2 格納容器主隔離弁の外側にあるオーステナイト系ステンレス鋼配管の SCC または IGSCC に起因する亀裂を監視するための供用期間中検査の実施に重点を置いている。このプログラムに含まれる部品は、公称直径が 100mm (4 インチ) 以上の配管の溶接部であり、運転中に 93.3°C (200°F) 以上の温度に達する原子炉冷却材を内包するものは、規格分類に関わらず対象となる。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

AMP107 及び参考文献[1]に詳細が記載されているように、

- 鋭敏化した材料
- 著しい引張応力
- 腐食性の環境

この 3 つの要因のいずれかを排除するか、またはこれらの 3 つの要因のいずれかをある閾値レベル以下に低減すれば、SCC/IGSCC を防止、または遅延させることができる。したがって、耐 SCC/IGSCC 性の材料を使用し、応力改善処理を行い、水質を管理すれば、原則として、SCC による経年劣化を防止することができる。ただし、特定のメカニズムにはいくつかの不確実性があるため、3 つの要因のうちの 1 つだけを排除しても十分ではない可能性がある。

3. 経年劣化影響の検出:

検査及び試験の範囲、方法、スケジュールは、オーステナイト系ステンレス鋼の配管及び継手の構造健全性を維持し、意図された機能が損なわれる前に経年劣化の影響を検出する上で十分であることが求められる[2-3]。検査スケジュール、方法、要員、サンプルの拡大、漏えい検出に関するガイドラインは、各国の要件に基づいており、配管材料の IGSCC に対する感受性及び過去の検査結果に依存して異なる。例えば、米国では参考文献[4,5]、XI M25-2 ペー

ジに基づき、以下の場合は外側配管の検査は不要である。

- 耐 IGSCC 性を有する配管材料 (例えば、ステンレス鋼中の C 含有量が 0.035%未満、溶接金属中のデルタフェライト量が 7.5%以上) で構成された配管システム[2]
- 第 2 隔離弁の内側及び外側で、IGSCC が検出されていない配管 (感受性のある配管溶接の 10%以上を検査した後)

4. 経年劣化影響のモニタリングと傾向分析:

検査により、亀裂や冷却材の漏えいを適時的に検出できる。検査結果に基づき、溶接領域内で 1 つ以上の溶接亀裂が見つかった場合、溶接部はサンプル数を追加して検査する。

5. 経年劣化の影響の緩和:

AMP107 及び参考文献[1,6]でより詳細に説明されているように、緩和措置は材料、応力または環境の側面に焦点を当てることができる。水質条件が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、水質制御の方法が確立されている (例えば、参考文献[7])。冷却材水質の監視・維持に関するプログラムの記述、評価、及び技術的根拠は、AMP103 で扱われている。

6. 許容基準:

検出された欠陥は、当該プラントの関連する管理統制要件またはガイダンス文書に基づいて評価される[8-11]。対応する手順は、例えば IAEA Technical Report No.NP-T-3.13 Appendix II[3]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、評価において考慮される。検査により亀裂が検出された場合、亀裂の成長及び破壊評価を行い、プラントの運転を継続する場合に構造健全性が維持できるか、また、どの程度の期間まで維持できるかを確認する。

7. 是正措置:

是正措置には、材料の変更、耐食性被覆、溶接材料の変更、設計変更、溶接肉盛、応力改善、環境改善、機械的補修及び部品交換が含まれる。これらの是正措置に関する詳細情報は、NUREG-0313, Rev. 2[12] や IAEA Technical Report No. NP-T-3.13[6] などのガイドライン及び該当する管理統制要件またはプラントのガイダンス書類に記載されている。

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 は業界全体における一般的な経験を対象としている。プラント固有の関連運転経験は、AMP がプラントに適切であることを確実にするために、プラント AMP の策定において考慮される。プラントはフィードバックプロセスを実施し、プラント及び業界全体の運転経験と研究開発 (R&D) 結果を定期的に評価し、必要に応じて、プラント AMP を修正するか、または追加の措置 (例えば、新たなプラント特有の AMP を策定する) を講じ、経年劣化管理の継続的な有効性を確保する。

オーステナイト系ステンレス鋼製の小口径及び大口径 BWR 配管において、IGSCC が発生し

てきた。IGSCC は、再循環系、炉心スプレー系、残留熱除去系、CRD 戻りライン貫通部、原子炉水浄化系配管溶接部などで発生している。

EPRI、電力中央研究所、及びその他の国際研究機関は、SCC の発生及び成長率に関する研究プログラムを継続的に実施している。

9. 品質管理:

サイト品質保証手順、レビュー及び承認プロセス、管理統制は、様々な国家の規制要件 (例: 10 CFR50, Appendix B [13]) に準拠して実施される。

References

- [1] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, NEA/CSNI/R(2010)15, Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management – SCC and Cable Ageing Project (SCAP), OECD, Final Report, April 2011.
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Letter 88-01, NRC Position on IGSCC in BWR Austenitic Stainless Steel Piping, U.S. Nuclear Regulatory Commission, January 25, 1988; Supplement 1, February 4, 1992.
- [3] 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.
- [4] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report — Final Report (NUREG-1801, Revision 2), USNRC, 2010.
- [5] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report — Final Report (NUREG-2191, Vol. 2), USNRC, 2017.
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA, Vienna, 2011.
- [7] 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 Report 3002002623, April 2014.
- [8] 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.
- [9] 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, 2012 (Addendum 2015) , JSME.
- [10] 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.
- [11] 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.

- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-0313, Rev. 2, Technical Report on Material Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundary Piping, W. S. Hazelton and W. H. Koo, USNRC 1988.
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Title 10 Part 50 of the Code of Federal Regulations (10 CFR 50), Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.