

AMP105 BWR 容器 ID 取り付け溶接 (2023 年版)

プログラムの概要

本プログラムは、BWR 容器内径 (ID) 取り付け溶接部の長期健全性及び安全運転を合理的に保証するための検査及び欠陥評価を含む。本プログラムは、容器壁と安全関連部品を容器に取り付ける容器内径ブラケット間の取り付け溶接部 (例: ジェットポンプライザーブレース、炉心スプレー配管ブラケット) に対する検査推奨と評価方法を提供する。場合によっては取り付けが単純な溶接であり、また場合によっては、容器上の溶接ビルドアップパッドを含む。

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:

このプログラムは、粒界型応力腐食割れ (IGSCC) や照射誘起応力腐食割れ (IASCC) を含む応力腐食割れ (SCC) や繰り返し荷重メカニズムによる亀裂の影響を管理することに重点を置いている。このプログラムには、亀裂を検出し、部品の意図された機能に亀裂が及ぼす影響を監視するために、検査と欠陥評価を使用するコードに要求される検査、及び／又は、補強された供用期間中検査プログラムが含まれる。このプログラムは、意図された機能を果たす能力を維持するために、必要に応じて補修や交換を行うものである。このプログラムは、BWR 原子炉容器の内部一体型付属品の構造溶接部に適用される。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

BWR 容器 ID 取り付け溶接部プログラムは状態監視プログラムである。水化学の管理により 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、プラントの水化学プログラム[1]に準拠してモニタリングされ、維持される。プログラムの説明、評価、及び水化学プログラムの技術的基礎は、AMP103 に示されている。

3. 経年劣化の検出:

このプログラムでは、BWR 容器 ID 取り付け溶接部の意図された機能に対する SCC または周期的荷重メカニズムによって誘発された亀裂を監視する。検査の方法、範囲及びスケジュールは、プラントの関連する要求事項又はガイダンス文書 (例えば、参考文献[2-5]) と整合するよう、構造健全性を維持し、経年劣化の影響が検出され、部品の意図された機能が適切に維持されるように設計されている。検査により亀裂が発見されることがある。原子炉容器 ID 取り付け溶接部は、目視 VT-1 検査¹⁾を用いて、部品表面の不連続箇所と不完全箇所を検出する、及び／又は、目視 VT-3 検査²⁾を用いて、部品支持部の一般的な機械的状態及び構造的状態を判断する。BWRVIP-48-A[3]及び BWRVIP-48 Rev.2[4]の検査及び評価ガイドラインは、特定の取り付け溶接部に対して、より厳重な検査を推奨している。

4. 経年劣化影響のモニタリングと傾向分析:

このプログラムは、特別なモニタリング及び傾向分析を含まない。しかし、欠陥が検出された場合には、検査範囲を拡大し、更なる検査によって欠陥の挙動を監視する。

5. 経年劣化の緩和:

水質管理により IGSCC 感受性を低減させることができる。原子炉冷却水の水質は、プラントの水質管理プログラムに準拠して監視・維持される。プログラムの説明、評価、技術的根拠は、AMP103 に記載されている。追加的な緩和技術としては、IAEA-TECDOC-1470 [6] Chapter 7、及び OECD/NEA/CSNI/R (2010)15 [7] に記載されている表面処理 (ピーニング、表面溶融／溶体化処理) が挙げられる。

6. 許容基準:

許容基準は、プラントの関連する要求事項またはガイダンス文書により規定される。許容基準の例は、以下のとおりである。

- a. 原子炉容器 ID 取り付け溶接部は、ASME Section XI [2]、Subsection IWB、Examination Category B-N-2、その中の表 IWB-2500-1 で規定されている要件に準拠して検査される。ASME Code Section XI の検査は、部品表面の不連続箇所と不完全箇所 (例えば、亀裂、摩耗、腐食、エロージョン) を検出するための目視 VT-1 検査と、部品の一般的な機械的状態及び構造的状態を決定するための目視 VT-3 検査を規定している。このプログラムでは亀裂の存在を示す表面の不連続箇所を探す。いくつかの場所 (例えばコアスプレー配管ブラケット) については、BWRVIP-48-A と BWRVIP-48 Rev. 1[3, 4]が EVT-1 検査を推奨している。許容基準は参考文献[3, 4]にも記載されている。亀裂の評価に使用する亀裂進展速度に関する追加情報は、参考文献[8-14]に記載されている。
- b. JSME S NA1 [5]表 IB-2500-13 に規定された検査要件及び許容基準は、EB-1200 に規定されている。

さらに、IAEA-TECDOC-1470 [6]は、検出された亀裂の評価に関するガイドラインを提供している。

7. 是正措置:

修理及び交換の手順は、プラントの関連する管理要求事項又はガイダンス文書に準拠して実施される。

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認するために、プラントの 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的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。

IGSCC や周期的な負荷メカニズムによる亀裂は、BWR の部品で発生している。このプログラムガイドラインは、BWR の検査データ及び IGSCC の原因となる要素に関する情報を含む入手可能な情報の評価に基づいており、どの取り付け溶接部が亀裂の影響を受けやすいかを決定する。このプログラムの実施により、亀裂が適切に管理され、延長運転期間中、原子炉容

器 ID 取り付け部の意図された機能が初期設計ベースと一致して維持されることが合理的に保証される。OECD/NEA/CSNI/R(2010)15[7]には、運転経験に関する追加情報がある。

例えば EPRI、US DOE 等、IASCC 及び IGSCC に関する国際的な研究開発プログラムがいくつかある。参考文献[15]には、世界的な運転経験と研究活動の概要がまとめられている。

9. 品質管理:

SSG-48 に沿って[16]、IGALL 安全報告書の 4.9 項では、(a) 管理統制、(b) 安全分析報告書の補足、(c) パフォーマンス指標、(d) 確認 (検証) プロセス、(e) データ収集と記録保持、これらの観点からこの属性に期待される内容に関する一般的な情報を提供している[17]。さらなるガイダンスは、SSG61[18]の Paras 3.13.16 - 3.13.17 の安全解析報告書の補足、GS-G3.1 の確認プロセス (予防措置については Paras 6.76-6.77、是正措置については Paras 6.66-6.75) にあり[19]、SRS No.106 の第 2 章には経年劣化管理のためのデータ収集と記録保存に関するグッドプラクティスが記載されている[20]。

本 AMP に関する追加的な具体的情報はない。

[1] IAEA-TECDOC-1470 [6]; 安全上重要な原子炉プラントの主要構成部品の経年劣化の評価と管理: Chapter 5.2.3 ASME VT-1:0.8mm の分解能を達成できる目視検査法。VT-1 は、亀裂、摩耗、腐食、エロージョンなどの状態を含む、部品表面の不連続箇所や不完全箇所を検出するために実施される。

[2] ASME VT-3: 部品とその支持部の一般的な機械的状態・構造的状態を評価するための目視検査法。クリアランス、設定、物理的変位などのパラメータを検証し、ボルトや溶接接合部の健全性欠如、部品の緩みや欠落、腐食、摩耗、エロージョンなどの不連続箇所や不完全箇所を検出する。

References

- [1] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-190 Rev. 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] 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
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Vessel ID Attachment Weld Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, BWRVIP-48-A (EPRI 1009948), EPRI, Palo Alto, CA, November 2004
- [4] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Vessel ID Attachment Weld Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, BWRVIP-48 Rev. 2 (EPRI 300201832), EPRI, Palo Alto, CA, September 2021
- [5] 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
- [6] 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
- [7] 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

- [8] 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
- [9] 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
- [10] BWRVIP-233, Rev. 2: BWR Vessel and Internals Project, Updated Evaluation of Stress Corrosion Crack Growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment,” EPRI Technical Report 3002013026, July 2018
- [11] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Code Case N-896, Reference Crack Growth Rate Curves for Stress, Corrosion Cracking of Low Alloy Steels in Boiling Water Reactor Environments Section XI, Division 1, August 2019
- [12] 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
- [13] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-100-A, Rev. 1: BWR Vessel and Internals Project, Updated Assessment of the Fracture Toughness of Irradiated Stainless Steel for BWR Core Shrouds, EPRI Technical Report 3002008388, December 2016
- [14] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Models of Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Light Water Reactor Environments EPRI, Palo Alto, CA: 2014. 3002003103
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-3.13, IAEA, Vienna (2011).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), Safety Reports Series No. 82 (Rev. 2), IAEA, Vienna. Preprint.
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programs and Documentation, Safety Report Series No. 106, IAEA, Vienna (2022)