

AMP 123 BWR 制御棒駆動戻りラインノズル (2021 年版)

プログラムの概要

本プログラムは、熱疲労に対処するための BWR 制御棒駆動戻りライン (CRDRL) ノズルの状態監視プログラムである[1]。キャップが取り付けられた CRDRL ノズルは、熱疲労による亀裂を管理する必要はない。CRDRL 配管、ノズル、ノズルキャップ、及び関連溶接部[2]の応力腐食割れ (SCC) は、AMP107 によって管理される。ノズルの状態を監視するために提案された強化版の検査は、プラントの該当する基準に準拠してこれらのノズルに要求される供用期間中検査 (ISI) を補完するものである。したがって、このプログラムには、(a) 国家の規制に準拠した義務的な ISI、及び (b) 熱疲労問題に関する申請者の約束に準拠した強化版の ISI、が含まれる。

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:

本プログラムは、熱疲労による亀裂が CRDRL ノズル及び原子炉圧力容器 (RPV) の意図された圧力バウンダリ機能に及ぼす影響を管理するものである。本プログラムの対象は、RPV 設計に溶接 CRDRL ノズル設計をもつ BWR である。本プログラムの対象には、クラス 1 機器である CRDRL ノズル及びそのノズルと RPV の溶接部が含まれる。

2. 劣化を最低限に抑え、管理するための予防措置:

CRDRL ノズルにおける亀裂の防止または緩和のための活動は、BWR 施設の過去の予防措置または緩和活動と一致している。熱疲労による亀裂を最小限に抑える、または排除するための変更[1]を、米国のプラントでは実施してきた。

3. 経年劣化の影響の検出:

プログラムで規定されている検査の範囲とスケジュールにより、CRDRL ノズル及び RPV の意図された機能が損なわれる前に亀裂を検出することが保証される。検査及び試験の推奨事項には、CRDRL ノズル曲げ半径及び穴領域の浸透探傷試験 (PT) 検査、ノズル下部の RPV 壁領域の PT 検査、及び制御棒駆動系性能試験が含まれる。検査は、溶接の両側で、母材から管壁厚さ 1 枚分または 13mm のいずれか大きい方の距離まで実施することとされている。本 AMP に準拠して実施される PT 検査については、AMP は表面破断亀裂を示す可能性のある線状の兆候を監視する。本 AMP に準拠して実施される体積超音波試験 (UT) 検査については、AMP は平面欠陥 (亀裂) の存在を示す可能性のある信号を監視・評価する。

4. 経年劣化の影響の監視及び傾向分析:

検査スケジュールにより、亀裂の適時的な検出が可能となる。亀裂の兆候は、国家の基準に準拠して評価・傾向分析される。

5. 経年劣化の影響の緩和:

ガイダンスについては、2 節を参照のこと。

6. 許容基準:

劣化の兆候または関連する条件は、関連する管理統制要件またはガイダンス文書に準拠して、許容の可否を評価することができる。関連する管理統制要件またはガイダンス文書における許容基準を超える検査結果及び欠陥は、統制要件またはガイダンス文書に準拠して評価することができる。

7. 是正措置:

是正措置は、国家の基準またはプラントに適用される関連指針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效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。

CRDRL ノズルと容器の溶接部での亀裂は、いくつかの BWR プラントで発生している[1-2]。現行の AMP は、一部の国では約 30 年にわたって実施されている。

BWRVIP-74-A[6]は、U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) によって承認され、米国及びその他の国の BWR によって実施されている CRDRL ノズルの検査及び評価ガイドラインを提供している。

この AMP が作成された時点では、関連する研究開発は特定されていない。

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、様々な国内規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B [5]) に準拠して実施される。

References:

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-0619, Revision 1, BWR Feedwater Nozzle and Control Rod Drive Return Line Nozzle Cracking, USNRC, November 1980.
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Information Notice 2004-08, Reactor Coolant Pressure Boundary Leakage Attributable To Propagation of Cracking In Reactor Vessel Nozzle Welds, USNRC, April 22, 2004.
- [3] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, IA, IB Code for Nuclear Power

Generation Facilities - Rule on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME S NA1-2008, JSME.

- [4] ASME, Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2004 edition as approved in 10 CFR 50.55A, The American Society of Mechanical Engineers, New York, NY.
- [5] 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, Latest Edition.
- [6] BWRVIP-74-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Reactor Pressure Vessel Inspection and Flaw Evaluation Guidelines for License Renewal, EPRI, Palo Alto, CA: 2003. 1008872.