

AMP 106 BWR 給水ノズル(2020 年版)

プログラムの概要

このプログラムには、供用期間中検査の強化が含まれる。このプログラムには BWR 給水ノズルの重要な部分の定期的な超音波検査が含まれる。

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:

このプログラムは、繰返し荷重による亀裂の影響と BWR 給水ノズルの意図された機能に及ぼす影響を監視するための、プラントに関する該当する管理要求要件やガイダンス文書に沿った供用期間中検査[1-3]の強化を含む。

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。

3. 経年劣化の影響の検出:

この AMP には、繰返し荷重による亀裂の影響と BWR 給水ノズルの意図された機能に及ぼす影響を監視するために、亀裂を検出・サイジングする供用期間中検査が含まれる。プログラムにより規定されたプラントの関連する管理要求事項やガイダンス文書に沿って実施される検査の範囲及びスケジュールは、経年劣化の影響が確実に解析され、部品の意図された機能を適切に維持するため確実に修理されるように設計されている (例えば、参考文献[3,4])。米国のプラントでは、もはや参考文献[3]は使用されておらず、参考文献[4]のみが使用されている。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

定期的な検査により、亀裂の適時的な検出とサイジングが可能となる[2-5]。

5. 経年劣化の緩和:

亀裂を緩和するためのシステムの改造には、ステンレス鋼クラッドの除去や改良型スパージャーの設置が含まれる [3,6]。緩和はまた、温度変動の大きさと頻度を減少させるための給水制御の改善など、プラントの運転手順の変更によっても達成される。これらの変更は、多くの BWR で設計・導入されている [3]。

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またはガイダンス文書によって規定される。以下には、許容基準の例を示す。

- a. あらゆる亀裂は、ASME Code, Section XI[4], IWB-3100 に準拠して、検査結果を ASME

Code XI, Section XI, IWB-3400、及び IWB-3500 の許容基準と比較することにより評価される。

b. JSME S NA1, Table IB-2500-4 に規定されている検査要件

さらに、IAEA-TECDOC-1470[7]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:

補修及び交換は、プラントに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証するために、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。

外部の運転経験の適切な情報源は、例えば、BWR Owner's Groups、OECD-NEA、WANO、INPO、IAEA 及び NRC generic communications などである。

1960 年代と 1970 年代に、アメリカのいくつかの BWR プラントで亀裂が発生した[5-9]。ハードウェアの改造、運転変更、検査強化が実施された[3]。

USNRC Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal Report (GALL-SLR), NUREG-2191 [10]の作成において、USNRC は提案された経年劣化管理プログラムに関する一般からのコメントを募集した。BWR 給水ノズル AMP (NUREG-2191 草案の XI.M5) については、給水ノズルに関する AMP はもはや必要ないというコメントが提供された。その根拠は以下の通りである。第一に プラントが低流量給水コントローラの運用方法を変更 (またはコントローラを交換) して以来、給水内半径の亀裂は発生していない (30 年以上の運転) ことである。第二に、破壊力学の評価では、きずが発生してから臨界サイズに達するまでの時間に大きな余裕があるとされたことである。最後に、超音波探傷 (UT) 技術は、最後の亀裂発生から 30 年以上の間に大幅に改善されたことである。これらの UT 基準は現在、ASME Section XI, Appendix VIII[6]で全て承認されており、USNRC によってもエンドースされている。USNRC は、AMP の廃止を支持する提案と技術的根拠を評価した。NRC は BWR 給水ノズル AMP の廃止に同意し、GALL-SLR[10]には含めなかった。NRC は、給水ノズルの経年劣化管理は ASME Section XI[6]の実施により維持されることに同意した。この変更に関する NRC の技術的根拠は、参考文献[11]に文書化されている。

本 AMP が作成された時点では、給水亀裂の具体的なケースに関連する公開の研究開発は確認されていない。

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, BWR Feedwater Nozzle and Control Rod Drive Return Line Nozzle Cracking, NUREG-0619, USNRC, November 1980
- [2] 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)
- [3] BWR OWNERS' GROUP, Alternate BWR Feedwater Nozzle Inspection Requirements, GE-NE-523-A71-0594, Rev. 1, BWROG, August 1999
- [4] 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
- [5] Nuclear Regulation Authority Japan, Operative guideline for extension of license application of the duration of nuclear reactor operation, NRA, 2014
- [6] ASME Press, Companion Guide to the ASME Code Boiler & Pressure Vessel Code, Volume 3, Chapter 41.3.2, BWR Reactor Internals and Other BWR Issues, Third Ed., 2009
- [7] 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
- [8] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, BWR Feedwater Nozzle and Control Rod Drive Return Line Nozzle Cracking (NUREG-0619)
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Letter 81-11, USNRC, February 29, 1981
- [10] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned For Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, NUREG-2191, USNRC, May 2017
- [11] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-2221, Technical Bases for Changes in the Subsequent License Renewal Guidance Documents NUREG-2191 and NUREG-2192
- [12] 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