

AMP 104 原子炉上部閉鎖スタッドのボルト締め(2017年版)

プログラムの概要

この AMP は、原子炉容器上部の閉鎖ボルト部品の亀裂や材料損失を検出・管理するための供用期間中検査 (ISI) と予防措置を含む。原子炉容器閉鎖スタッドボルトには、スタッド、ワッシャ、ブッシング、ナット、フランジが含まれる。

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 AMP は、BWR と PWR の両方の原子炉容器閉鎖スタッドボルトの応力腐食割れ (SCC)、粒界型応力腐食割れ (IGSCC)、ひずみ誘起腐食割れ (SICC)、腐食疲労、または環境疲労 (EAF) による亀裂の経年劣化影響を管理する。この AMP はまた、摩耗や腐食に伴う材料損失による経年劣化の影響も管理する。米国では、Regulatory Guide (RG)1.65[1] Revision 1 が、原子炉容器閉鎖スタッドボルトの材料と特性の選択、使用前検査、ISI の実施に関するガイダンスを提供している。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

予防措置には以下が含まれる。

- 腐食や水素脆性による劣化を防ぐため、金属メッキスタッドボルトの使用を避ける。
- リン酸マンガンまたはその他の許容可能な表面処理を使用する。
- 安定した潤滑剤を使用する。特に、二硫化モリブデン (MoS_2) を潤滑剤として使用することは、SCC の一因 となる可能性があるため、使用しない[1]。
- 実測降伏強度が 1,034 MPa 未満の閉鎖スタッド用ボルト材を使用する (NUREG-1339 [2])。引張強度が 1,172 MPa 以下のボルト材も SCC に対して比較的耐性がある[3]。

これらの対策を実施することで、SCC、IGSCC、SICC が発生する可能性を低減することができる。

3. 経年劣化の検出:

プログラムによって規定された検査・試験技術の範囲とスケジュールは、構造健全性を維持し、経年劣化の影響を確実に検出し、是正措置を通じて管理することで、部品の意図された機能を適切に維持されるように設計されている。検査によって、亀裂、腐食や摩耗による材料損失、冷却水漏えいを検出できることもある。

この AMP は、関連する規定 (例えば、ASME Code, Section XI [4]) 及びプラントのガイダンス文書に準拠して、目視、表面、及び／または、体積検査を使用する。これらの検査は IAEA-TECDOC-1470 [5]及び IAEA-TECDOC-1556 [6]に記載されている。表面検査は、磁粉探傷法または液体浸透探傷法により、表面の不連続面や欠陥の存在を推定する。体積検査では、X 線透視法または超音波検査法により、材料の体積全体にわたり不連続面や欠陥の存在を推定する。目視 VT-2 検査は、システムの圧力試験中に必要とされる圧力保持部品からの漏

えいの証しを検出する。

適用される国家の規格・基準に準拠し、圧力保持部品はシステムの漏えい試験中に目視 VT-2 検査の対象となる(例えば参考文献[4])。IAEA-TECDOC-1470 [5]、IAEA-TECDOC-1556 [6] Section 5、またはプラントに関連する管理統制事項やガイダンス文書が、検査、監視、保全のガイドラインを定めている。

4. 経年劣化のモニタリング及び傾向分析:

このプログラムには、具体的なモニタリング及び傾向分析調査はない。

5. 経年劣化の緩和:

経年劣化を緩和するための行動は、2 節で述べた予防措置と同じである。OECD/NEA/CSNI/R (2010)15 [7]が追加ガイダンスを提供している。

6. 許容基準:

許容基準は、プラントに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。許容基準の例を以下に示す。

- 供用期間中検査 (ISI) プログラムは、適用される国家の規格[4, 8]、及び規制[9]で規定される検査と点検により、亀裂の検出とサイジング、材料損失の検出、冷却水漏えいの検出を行う。
- 閉鎖スタッドボルトの劣化の兆候や関連する状態はすべて、適用される国家の規格や規制によって定義された許容基準に従って評価される。

さらに、IAEA-TECDOC-1470 [5]は、検出された劣化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:

修理及び交換は、プラントに関連する規定、要求事項又はガイダンス文書に準拠して実施される。Regulatory Guide (RG) 1.65[1] Revision 1 は、原子炉容器閉鎖スタッドボルト材料の選択、材料特性、及び使用前検査の実施に関するガイダンスを提供している。

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:

この 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 の開発) をとる。

BWR 圧力容器上部スタッドで SCC は発生している[10]。原子炉冷却材圧力バウンダリ用のねじ込み式閉鎖ボルト及び締結具の劣化は、ホウ酸腐食、SCC 及び疲労により発生している

(NRC Inspection and Enforcement Bulletin 82-02 [11], NRC Generic Letter 91-17 [12])。運転経験に関する追加情報は、OECD/NEA/CSNI/R (2010)15 [7]に記載されている。

本 AMP の作成時点では、関連する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、さまざまな国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B [13]) に準拠して実施される。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Materials and Inspections for Reactor Vessel Closure Studs, Regulatory Guide 1.65, Revision 1, USNRC, April 2010.
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Resolution of Generic Safety Issue 29: Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, NUREG-1339, USNRC, June 1990.
- [3] Gross, J.H. “The Effective Utilization of Yield Strength,” Transactions of the American Society of Mechanical Engineers, Paper No. 7, Pressure Vessel and Piping Conference (PVP)-11, Vancouver, British Columbia, Canada, July 23-27, 2006.
- [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] 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, October 2005.
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR pressure vessels, IAEA-TECDOC-1556, IAEA, 2007.
- [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] 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.
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR 50.55a, Codes and Standards, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [10] Stoller, S. M., Reactor Head Closure Stud Cracking, Material Toughness Outside FSAR - SCC in Thread Roots, Nuclear Power Experience, BWR-2, Ill, 58, p. 30, 1991.
- [11] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Bulletin 82-02: Degradation of Threaded Fasteners in the Reactor Coolant Pressure Boundary of PWR Plants, USNRC, May 1986.

- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Letter 91-17, Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, USNRC, October, 1991.
- [13] 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.