

## AMP 115 ボルトの健全性(2020 年版)

### プログラムの概要

このプログラムは、圧力保持用部品の締結ボルトの経年劣化を管理するものである。このプログラムは、プラントの関連する管理統制要件またガイドライン文書に示されている包括的なボルト健全性プログラムの推奨事項に依存している[1-7]。このプログラムには一般的に、予荷重の損失、亀裂、腐食や錆などによる材料損失を示す兆候を調べるための締結ボルトの定期検査が含まれる。また、このプログラムには、予荷重の損失や亀裂を防止または最小限に抑えるための予防措置も含まれる。予荷重の損失は、あらゆる環境 (例えば、気体環境及び流体環境) におけるボルト締め付けで該当する経年劣化の影響である。また、漏えいを検知することが困難な空気またはガスを含む配管システムに位置する、または浸水している締結ボルト締結も、このプログラムによって管理される場合がある。

### 評価及び技術的根拠

#### 1. 経年劣化の理解に基づく劣化管理プログラムの範囲:

本プログラムは、経年劣化管理の範囲内で、圧力保持用部品の締結ボルトの経年劣化を管理する。これには、クラス 1 及びクラス 1 以外の部品の双方に対する安全関連ボルトも含まれる。本プログラムは、原子炉上部締結スタッドボルト (AMP104) または構造ボルト (AMP127) の経年劣化は対象としない。

#### 2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

ボルト材料の選定、潤滑剤及びシール剤の使用は、安全関連ボルトの劣化及び故障を防止または軽減するための適切なガイドラインに従って行われる。特に、潤滑剤として二硫化モリブデン ( $\text{MoS}_2$ ) を使用すると応力腐食割れ (SCC) の要因となる可能性があることが示されているため、使用しない。予防措置には、実際の測定降伏強度が 1,034 MPa 未満に制限されたボルト材料を使用することも含まれる。

#### 3. 経年劣化の影響の検出:

安全関連の圧力保持用部品のボルトは、漏えい、材料損失、亀裂、予荷重／予応力の損失について検査される。プログラムには、必要に応じて、体積測定、及び／又は、目視検査が含まれる。亀裂の発生、予荷重の損失、または材料損失による圧力バウンダリ締結ボルトの劣化は、バウンダリ部品の合わせ面または接合部からの漏えいにつながる可能性がある。漏えいの兆候を調べるために圧力バウンダリ部品を定期的に検査することで、部品の漏えいが過度になる前に、経年劣化による締結ボルトの劣化を確実に検知し、修正することができる。したがって、圧力保持ボルト締結接続部は、少なくとも燃料交換サイクルまたはメンテナンス停止サイクルごとに 1 回は検査される。ボルトの検査率は、国家の要件またはガイダンス文書[1-7]で規定されている接合部及び接続部の異なるカテゴリーごとに検査する。検査は、漏えい試験の一部として、またはシステムの巡回

点検や外部表面モニタリングプログラムなどの他の定期検査活動の一部として実施することができる。高強度締結ボルトで、実際の降伏強度が 1,034 MPa 以上のものが使用されているならば、亀裂の有無を監視する。水中環境や、漏えいを検知することが困難な空気やガスを含有する配管システムなど、漏えいを検知できない場所にある締結ボルトは、以下のように検査することができる。

- 水没している締結ボルトは、保守作業中に材料損失がないか、目視点検する。ボルト頭部はアクセス可能になった時点で点検し、ボルトねじ山は継手が分解された時点で点検する。保守作業にボルト頭部とねじ山の代表サンプルへのアクセスができない場合[7]、ボルト継手の健全性が実証される。例えば、(a) 定期的にポンプの振動を測定し、傾向分析する。または、(b) 排水ポンプの運転者が巡回点検を実施し、ポンプが適切に排水レベルを維持していることを実証する。
- 配管システムに空気またはガスが含まれ漏えいを検知することが困難な場合の締結ボルトの締結については、ボルト締結部の健全性が実証される。例えば、(a) 水中締結ボルト締めと同様の検査を実施する。(b) 配管システム内の環境の漏えいが外部表面を変色させる場合、変色の目視検査を実施する。(c) ボルト接合部が隔離されたバウンダリ内に位置する場合、圧力減衰のモニタリングと傾向分析を実施する。(d) シャボン玉試験を実施する。または、(e) 流体の温度が周囲条件よりも高い場合、サーモグラフィー試験を実施する。
- 通常加圧されない部品の締結ボルトについては、締結ボルトに関連する経年劣化の影響は、少なくとも、締結ボルトが適切に予荷重されていることをトルクの確認によって管理する。

#### 4. 経年劣化の影響の監視及び傾向分析:

このプログラムでは、ボルトの意図された機能に対する経年劣化の影響を監視する。具体的には、安全関連の圧力保持用部品のボルトは、漏えい、材料損失、亀裂、予荷重／予応力の損失について検査される。その他の圧力保持用部品のボルトは、漏えいの兆候について検査される。部品の検査スケジュールは効果的であり、該当する経年劣化の影響を適時に検出することができる。

#### 5. 経年劣化の影響の緩和:

ボルトの交換作業には、ボルトの適切なトルク締めと、組立後のガスケット圧縮の均一性の確認が含まれる。保守作業では、ガイダンス、製造者の推奨、またはエンジニアリング評価に基づく適切な予荷重の適用が必要である。

#### 6. 許容基準:

圧力保持ボルトに経年劣化の影響の兆候が見られる場合は、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準拠して評価を行う。プラント特有の許容基準は、配管システムに空気またはガスが含まれ漏えいの検出が困難な場合、水中締結ボルトまたは締結ボルトに対して代替検査または試験を実施する際に、適用される国家の規制、規格・基準、ガイドラインから導かれる。

#### 7. 是正措置:

圧力保持ボルトの交換は、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。

適切な外部運転経験の情報源としては、例えば、Owner's Group、OECD-NEA、WANO、IAEA、NRC generic communications などがある。

部品劣化に関する運転経験の具体的な例は、参考文献[8-9]に示されている。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する閉止部のネジ付きボルトや締結具の劣化は、ホウ酸腐食、SCC、疲労荷重によって発生している (U.S. Nuclear Regulatory Commission NRC Generic Letter 91-17[9]及び NRC IE Bulletin 82-02[10])。SCC は、原子力蒸気供給システム部品支持に使用されている高強度ボルトで発生している[11]。ボルトの健全性プログラムは、ボルトで発生しうる事象に関する NRC communications への申請者の登録済み回答に準拠して策定・実施されており、ボルトの健全性を確保する効果的な手段となっている。

ドライウェル付きの沸騰水型原子炉 (BWR) のダウンカマー・ティークエンチャーのボルトで、劣化に関連する故障が発生してきた。BWR の原子炉建屋密閉型冷却システムで、ボルト接合部からの漏えいが確認されている。

本 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 (例えば、10 CFR 50, Appendix [14]) に準拠して実施されている。

#### **References**

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Resolution of Generic Safety Issue 29: Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, NUREG-1339, USNRC, June 1990
- [2] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, as approved in 10 CFR 50.55a, ASME, New York, NY
- [3] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components, CSA Standard N285.4-0594, CSA, Toronto, Canada, 2005
- [4] 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

- [5] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Inservice Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, March 2004
- [6] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life Management of Nuclear Power Plants, AERB Safety Guide, AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai, India, March 2004
- [7] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report — Final Report (NUREG-2191), USNRC, 2017
- [8] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Generic Letter 91-17, Generic Safety Issue 29, Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, USNRC, 1991
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1339, Resolution of Generic Safety Issue 29: Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, June 1990
- [10] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC IE Bulletin No. 82-02, Degradation of Threaded Fasteners in the Reactor Coolant Pressure Boundary of PWR Plants, USNRC, 1982
- [11] ELECTRIC POWERS RESEARCH INSTITUTE, Degradation and Failure of Bolting in Nuclear Power Plants, EPRI NP-5769, EPRI, Palo Alto, CA, 1988
- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Morning Report, Failure of Safety/Relief Valve Tee-Quencher Support Bolts, (ADAMS Accession Number ML050730347), USNRC, March 14, 2005
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Licensee Event Report LER 50-341/2005-001, Manual Reactor Shutdown Due to Containment Cooler Leak, USNRC, January 24, 2005
- [14] 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