

AMP 303 クラス 1~3 の配管及び金属製格納容器部品支持部 (2018 年版)

プログラムの概要

本 AMP は、原子炉プラントのクラス 1,2,3 の配管及び金属製格納容器 (MC) 支持部に対するプラント特有の経年劣化管理プログラムを開発するためのガイダンスを提供する。

IAEA/Global Safety Assessment Network (GSAN) 文書“Safety Classification”[1]は、異なる安全クラスの定義を提供している。軽水炉プラントの場合、クラス 1,2,3 の配管と MC 支持部は、ASME クラス 1,2,3 の配管と MC 支持部として指定されている。

この AMP で指定されている主な ISI は、クラス 1,2,3 の配管支持部全体のサンプルの目視検査である。サンプルのサイズは、支持部の安全クラスによって異なる。最大のサンプルサイズは、最も重要なクラス 1 の支持部に対して指定されている。よりクリティカルでないクラス 2 及び 3 の支持部については、サンプルサイズは減少する。このアプローチは、各加盟国の規格・基準[2-4]、ならびに規制当局の供用期間中検査ガイダンス文書[5,17]の推奨と一致している。MC 支持部については、いくつかの加盟国 (MS) は MC 支持部の全てを検査する一方[2]、いくつかの MS は MC 支持部のサンプルを検査する[3]。この AMP は、CANDU/PHWR 原子炉プラントの配管や部品支持部には適用されない。CANDU/PHWR 原子炉プラントの配管や部位支持部の経年劣化管理は、AMP146 に規定されている。

定期検査中に支持部の欠陥が発見された場合、欠陥範囲を確実に特定するため、検査範囲を拡大する。支持機能または負荷能力を損なう可能性のある劣化は、評価のために特定される。このプログラムには、許容基準と是正措置が含まれる。是正処置が必要な支持部は、次の検査期間中に再検査される。

プログラムには、構造用ボルトの劣化や破損に対する予防措置が含まれる。

米国原子力規制委員会 (USNRC) の文書 NUREG-1339[18]、電力調査研究所 (EPRI) の文書 NP-5769[19]、NP-5067[20]、TR-104213[21]など、適用される民間規格やガイダンス文書に記載されているガイダンスは、構造用ボルトの健全性を確保するために使用することができる。これら推奨は、ボルト予圧喪失や高強度ボルト亀裂を防止または最小化するために、ボルト材料、潤滑剤、取り付けトルクまたは張力の適切な選定が強調されている。

クラス 1,2,3 の配管と MC 支持部の検査を実施する要員は、各加盟国の規格・基準[22,23]に準拠して資格と認定を受けている。

このプログラムには、使用される材料グループとそれらの環境ごとに、長期運転期間前の追加支持部に対する 1 回限りの検査が含まれる。追加支持部は、既存の検査サンプル集団 (例: ASME Subsection IWF[2]) の範囲外である。

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:

本プログラムは、クラス 1,2,3 の配管及び MC 支持部を対象とする。コンクリートで覆われていたり、地下に埋設されていたり、ガードパイプで覆われていたりして、アクセスできない支持部分は、検査対象から除外される。加盟国の規格・基準、及び／又は、プラントの許認可文書により検査免除とされる支持部が存在する場合もある。プラント許認可文書に特別なガイダンスがない場合、あるいはプラント許認可文書を補足するために、参考文献[2] IWF-1230 を使用

することで免除される支持部を特定することもできる。本プログラムの適用範囲には、支持部材、構造用ボルト、高強度構造用ボルト、溶接部、定着部ボルト、建物構造への支持定着部、アクセス可能な摺動面、定荷重及び可変荷重ばねハンガー、ガイド、ストッパー、防振部位が含まれる。

2. 経年劣化を最小限に抑え管理するための予防措置：

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。しかし、このプログラムでは、構造用ボルトの劣化や破損を防止または軽減するために、ボルト材料の選択、取り付けトルクや張力、潤滑剤やシーリング剤の使用に関して追記している[19-20]。構造用ボルトの保管、潤滑剤、応力腐食割れの可能性に対する予防措置が考慮されている[24-25]。

3. 経年劣化の検出：

検査方法と頻度、検査範囲を規定することで、経年劣化の影響が設計基準を満たさなくなる前に検出されることが保証される。

このプログラムでは、検査を免除されないクラス 1、2 及び 3 の配管支持部のサンプルが検査に選定されることを要求している。サンプルサイズは、加盟国の規制、規格・基準に基づいて決定される。加盟国の規制、規格・基準、プラントの許認可文書に関する特定のガイダンスがない場合、参考文献[2]の表 IWF-2500-1、又は参考文献[3]の表 IF-2500-1 が、サンプルサイズ、範囲、頻度、及び検査法を決定するために使用される。ASME セクション XI は、MC 部品支持部に対して 100%の検査を要求している。範囲、頻度、検査法は、部品支持部の意図した機能が失われる前に、経年劣化を検出、評価、修理するように設計されている。

このプログラムには、使用される材料グループとそれらの環境ごとに、長期運転期間前の追加支持部に対する 1 回限りの検査が含まれる。追加支持部は、既存の検査サンプル集団 (例：ASME Subsection IWF[2]) の範囲外である。

監視または検査されるパラメータには、腐食、変形、支持部のミスアライメント、支持部アイテムの欠落、脱落、緩み、ガイドとストッパーの不適切なクリアランス、ばね支持部と定荷重支持部の不適切な熱間または冷間設定が含まれる。摺動面のアクセス可能な領域は、支持部の設計基準で意図された摺動を妨げたり制限したりする可能性があるゴミ、汚れ、または摩耗による材料の過度の損失がないか監視される。エラストマー防振部位に対しては、亀裂、材料損失、硬化を監視する。構造用ボルトに対しては、腐食や自己緩みによるボルト接合部の健全性損失、構造健全性に影響を及ぼしうる材料状態を監視する。応力腐食割れ (SCC) の影響を受けやすい高強度構造用ボルト (実測降伏強度が 150Ksi または 1,034MPa 以上) は、SCC に関する監視が行われる。

検査は、プラントの適切な管理要件またはガイダンス文書に準拠して実施される。経年劣化の検出は、構造物及び構造部品の意図した機能が失われる前に行われる必要がある。監視又は検査されるパラメータは、全ての設計条件下で、構造及び部品の意図された機能が運転期間中適切に維持されることを保証するために適切なものである。

検査方法、手順及び要員に関する基準は、確立された検査法を優先して、プログラムが提供する。これらの方法には、ボルトの欠陥を検出するための体積 (UT) 検査、寸法変化を検出するための物理的測定法、一般的な表面状態の検出と表面破断不連続面の検出と寸法を測定する様々な目視 (VT-3、VT-1) 検査が含まれる。

目視検査の説明は以下の通りである。

- 目視 VT-1 検査は、部品表面の亀裂、腐食、摩耗、エロージョンなどの不連続面や不完全箇所を検出する
- 目視 VT-3 検査は、(a) クリアランス、設定、物理的変位などのパラメータを検証することにより、構成部品とその支持部の一般的な機械的及び構造的状態を判定する。(b) ボルトまたは溶接された接続部の健全性喪失、部品の損失または欠落、破片、腐食、摩耗、またはエロージョンなどの不連続面や不完全箇所を検出する。(c) 定荷重及びばね式部品と支持部の操作性または機能的妥当性に影響を及ぼす可能性のある状況を観察する。

目視検査は、検査計画により一時的な立ち入りが義務付けられている場合を除き、床、足場、通路、梯子、またはその他の恒久的な見晴らしの良い場所から、可能な視角で、直接または遠隔で行われる。目視検査は、劣化の証拠を検出するのに十分な、適切な照明を使用して実施される。

VT-3 検査中に特定された欠陥または劣化は、VT-1 検査法に準拠して検査される。ボルトの欠陥や劣化の評価には、材料仕様書または規定要件、ガイダンス文書の基準が使用される。分解可能なボルト接合部の VT-3 検査に代替して、格納容器ボルト接合部が何らかの理由で分解される際に、VT-3 検査を実施することができる。

VT-3 目視検査は、クラス 1,2,3 の配管と MC 支持部に対して、腐食や摩耗による材料損失、クリアランスの確認、設定、物理的な変位、部品の損失や欠落、摺動面のアクセス可能領域におけるゴミや汚れ、またはボルト接合部の健全性損失を明らかにするために実施される。VT-3 目視検査はエラストマー防振部位の材料損失や亀裂の検出にも使用される。エラストマー防振部位の VT-3 目視検査は、防振機能が疑わしい場合、硬化を検出するために手触り検査が追加される。VT-3 目視検査で許容基準を超える表面きずが検出された場合、きずの性質を判定するための補足的な表面 VT-検査 1 または体積 UT 検査が必要となる。

呼び径が 1 インチを超える高強度構造用ボルト (ASTM A325、ASTM F1852、ASTM A490 ボルトを含む) については、VT-3 検査に加えて、参考文献[26]の表 IWB-2500-1 検査カテゴリー B-G-1 に相当する体積 UT 検査を行い、亀裂を検出する。この体積 UT 検査は、プラント特有の適切な理由があれば免除することができる。その他の構造用ボルト (ASTM A325、ASTM F1852、ASTM A490 ボルト) と定着部ボルトは、材料損失、ナットの損失や欠落、定着部ボルト周辺のコンクリートの亀裂について監視される。定着部ボルトのチェックの例と検出すべき不適切状態の兆候 (caveats) は、参考文献[27]に示されている。定着部ボルト、ナット、基礎プレート、下地グラウト (ある場合) の状態、ボルトの必要なトルク力、周辺のコンクリート状態などである。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向

クラス 1,2,3 の配管と MC 部品の支持部は、各加盟国の規格・基準、規制要求に準拠し、定期的に検査される。プラントの許認可文書に具体的な要求事項がない場合、あるいはそれらを補足する上で、参考文献[2]の表 IWF-2400-2 に規定された検査スケジュールが使用される。最初の検査インターバルで確立された部品支持部を対象とした検査順序は、実用的な範囲で、その後の検査インターバルで繰り返し使用される。

検査で許容できない劣化が発見されなかった部品支持体は、継続使用が認められる。前の検査から確認された状態の変化が記録される。検査で許容できない状態が明らかになり、是正措置または修理／交換によって使用継続が認められた部品支持部は、次の検査期間に再検

査される。再検査された部品支持部が、次の検査期間中に追加の是正措置を必要としなくなった場合、検査スケジュールは通常の定期検査に戻すことができる。許容基準を超え是正措置を必要とする兆候が発見された検査は、是正措置が必要とされた箇所に隣接する部品支持部にも拡大される。参考文献[2]の IWF-2430 は、隣接する支持部の検査でも許容できない状態が明らかになった場合、追加支持部を含むように検査範囲を拡張するためのガイダンスを提供している。ある部品支持体が許容基準を超えなかったが新品同様の状態に修理された場合、サンプルは修理されなかった支持体の残りの母集団を代表する別の支持体を含むように増加または修正される。

5. 経年劣化の緩和:

AMP303 は状態監視プログラムであり、経年劣化の緩和は意図されていない。

6. 許容基準:

このプログラムでは、クラス 1,2,3 の配管及び MC 部品支持部の検査に対して、特定の検査の許容基準を規定している。最低限、参考文献[2] IWF-3400 に規定されているように、目視検査では以下の状態は容認できない:

- (a) ファスナー、ばね、クランプ、又は他の支持部部品の変形又は構造劣化
- (b) ボルトやナットを含む支持部部品の損失、欠落、緩み
- (c) 公差に近い機械加工面または摺動面上のアークストライク、溶接スパッタ、塗料、傷、粗さ、または通常の腐食
- (d) ばね支持部及び定荷重支持部の不適切な高温または低温箇所
- (e) 支持部のミスアライメント
- (f) ガイドとストッパーの不適切なクリアランス

その他の許容できない状態として以下も挙げられる。

- (a) 腐食や摩耗による材料損失
- (b) 支持部の設計基準で意図された摺動面の摺動を妨げるまたは摺動を制限する可能性のあるゴミ、汚れ、または過度の摩耗
- (c) 高強度ボルトや定着部を含むボルトの亀裂、せん断
- (d) 防振機能を低下させる可能性のあるエラストマー防振部位の材料損失、亀裂、硬化

上記の条件は、許容の技術的根拠が文書化されていれば、許容可能である。

7. 是正措置:

確立された基準を満たさない検査結果に対しては、評価が行われる。評価結果が修理または交換の必要性を示した場合、プロセスに準拠して是正措置が行われる。さらに、是正措置には、劣化の根本原因を軽減するための措置も含まれる。是正措置に関してプラント特有の要求事項がない場合は、参考文献[28]の要求事項を用いて是正措置に対処することができる。

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する。関連するプラント特有の運転経験は、AMP がプラントに適切であることを確認するために、プラント AMP の開発において考慮される。プラントは、定期的にプラント及び業界全体の運転経験及び研究開発 (R&D) 結果を評価するフィードバックプロセスを実施し、必要に応じて、プラント AMP を修正するか、又は経年劣化管理の継続的有効性を確保するための追加的措置 (例えば、新しいプラント特有 AMP を開発する) をとる。

外部での運転経験の適切な情報源は、原子炉プラントにおけるコンクリート構造物の経年劣化管理 (IAEA 原子力シリーズ No.NP-T-3.5(2016)[29]) である。

現在までのところ、参考文献[2]に準拠した IWF サンプル検査は、クラス 1,2,3 及び MC 支持部における経年劣化の影響を管理する上で効果的である。サブセクション IWF 検査プログラムが、長期運転期間を通じて、対象部品支持部の経年劣化を管理する上で効果的であるという合理的な保証がある。

ねじボルトとファスナーの劣化は、例えば、ホウ酸腐食、SCC、疲労負荷[30-31]によって生じている。SCC は、NSSS の部品支持部に使用される高強度ボルトで発生している[19]。

この AMP が作成された時点では、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、審査及び承認プロセス、並びに管理統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B[28]) に準拠して実施される。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-30, Vienna, 2014.
- [2] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Subsection IWF, Requirements for Class 1, 2, 3, and MC Component Supports of Light-Water Cooled Power Plants, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME, New York, NY, 2007 edition and 2008 addenda as approved in 10 CFR 50.55a Edition, 2015.
- [3] JSME S NA1, Code for Nuclear Power Generation Facilities - Rule on Fitness-for Service for Nuclear Power Plants, The Japan Society of Mechanical Engineers, 2015.
- [4] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactor Part: In-service Inspections and Operation Monitoring, KTA 3201.4, KTA, 2010.
- [5] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50.55a, Codes and Standards, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [6] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG 1801, Rev. 2, USNRC, 2010.

- [7] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Ageing-Management in Nuclear Power Plants, KTA 1403, KTA, 2010.
- [8] Government Office of Nuclear Safety: Ageing Management of Nuclear Power Equipment, Safety guide JB-2.1, Czech Republic, January 2010 (in Czech language).
- [9] Normative Technical Documentation of Association of Mechanical Engineers (N.T.D. ASI) Section IV. Residual Lifetime Assessment of Nuclear Power Plant Equipment and Pipelines type VVER (in Czech language, 2013).
- [10] Technical Standard of Czech Energetical Companies (ČEZ, a.s.) Lifetime management of Power Plants Equipment in ČEZ, ČEZ_ST_0006, April 2012 (in Czech language).
- [11] Guide of Czech Energetical Companies (ČEZ, a.s.) Assets evidence, efficiency, condition and lifetime assessment. ČEZ_PP_0330. September 2012 (in Czech language).
- [12] HUNGARIAN ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Guidelines 4.12 On ageing management during operation (Version 3) (in Hungarian), HAEA, 2016.
- [13] HUNGARIAN ATOMIC ENERGY AUTHORITY Guidelines A4.21 Programme for the Maintenance, Testing and Surveillance in Nuclear Power Plants Version 1 (in Hungarian), HAEA, 2016.
- [14] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Ageing management of Nuclear power plants – requirements, BNS I.9.2/2014, UJD SR, Bratislava, 2014.
- [15] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Corrosion monitoring of safety significant components of nuclear facilities, BNS II.3.4/2006, UJD SR, Bratislava, 2007.
- [16] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Evaluation of acceptability of faults detected during the operation inspection of nuclear installation selected equipment, BNS II.3.1/2007, UJD SR.
- [17] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Regulation No. 33/2012 Coll., on the regular, comprehensive and systematic evaluation of the nuclear safety of nuclear equipment, UJD SR, 2016.
- [18] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Resolution of Generic Safety Issue 29: Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, NUREG-1339, USNRC, June 1990.
- [19] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Degradation and Failure of Bolting in Nuclear Power Plants, NP-5769, EPRI, Palo Alto, CA, 1988.
- [20] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Good Bolting Practices, A Reference Manual for Nuclear Power Plant Maintenance Personnel, Volume 1: Large Bolt Manual; Volume 2: Small Bolts and Threaded Fasteners, NP-5067, EPRI, Palo Alto, CA, 1990.
- [21] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Bolted Joint Maintenance & Application Guide, TR-104213, EPRI, Palo Alto, CA, 1995.
- [22] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Subsection IWA, General Requirements, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME, New York, NY, 2008.
- [23] EUROPEAN STANDARD, Non-destructive testing – Qualification and certification of NDT personal – General principles, EN 473, EN 2008.

- [24] RESEARCH COUNCIL ON STRUCTURAL CONNECTIONS, Specification for Structural Joints Using ASTM A325 or A490 Bolts, RCSC, 2009.
- [25] RESEARCH COUNCIL ON STRUCTURAL CONNECTIONS, Educational Bulletin No. 3 Recommendations for Purchasing, receiving and storing A325 or A490 Bolts, RCSC, 2009.
- [26] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Subsection IWB, Requirements for Class 1 Components of Light-Water Cooled Plants, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME, New York, NY 2010.
- [27] Seismic Quality Utility Group, Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment, SQUG GIP-3A, USA, 2001.
- [28] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5, 2016.
- [30] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Safety Issue 79, Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, Generic Letter 91-17, USNRC, 1991.
- [31] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, IE Bulletin No. 82-02, Degradation of Threaded Fasteners in the Reactor Coolant Pressure Boundary of Power Plants, USNRC, 1982.