

AMP 319 非コンクリート構造物のモニタリング (2021 年版)

プログラムの概要

本文書は、雑多な非コンクリート構造物及び部品 (SCs) に対して、意図された機能を損なわないような、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。

構造物モニタリングプログラムは、参考文献[1-3]のような各国の民間規格・基準に準拠し、構造物及び部品の該当する経年劣化をモニタリングする資格を有する要員による、定期的な目視検査及び必要に応じた非破壊検査から構成される。NPP の非コンクリート構造物の経年劣化の管理を目的とした状態評価プログラムを開発するための一般的なガイダンスは、IAEA[4]や EPRI[5-6]などの機関によって提供されている。

参考文献[1-3,7]で推奨されている評価方法及び許容基準は、プラントの許認可文書にガイダンスがない場合、あるいはある場合でも補足として使用することができる。構造評価を実施する責任者は、非コンクリート構造物の設計、評価、供用期間中検査、及び原子炉の安全性に関連する構造物の性能要件に精通し、加盟国規制当局の適切な資格要件を満たす有資格の構造技術者である。責任ある構造技術者の指示の下、プラントで検査又は試験を実施する要員は、供用期間中の非コンクリート構造物の評価又は非コンクリート構造物に関連する品質保証に 1 年以上の経験を有し、供用期間中の構造物の評価に関して規制当局が要求する資格要件を満たしている有資格の構造技術者である。

このプログラムには、構造用ボルトの劣化や破損の予防措置が含まれる。参考文献[8-11]を含む、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。

この AMP の適用範囲に含まれる構造物及び構造部品の経年劣化の影響を管理する上で塗装を用いている場合、又は塗装の劣化が構造物の安全機能に影響を及ぼす可能性がある場合、モニタリングプログラムは塗装のモニタリング及び保守に対処する。そうでない場合、本プログラムが適用される構造物の塗装は、下地材料の状態を示すものとしてのみ検査される。

コンクリート継手の止水材、継手のシーリング材、及び隣接する部品間のガスケットは、主に金属または有機化合物で構成されており、格納容器建屋及びその他安全性に関連する構造物の漏えい気密性に大きく寄与している。運転中、有機成分は酸素、オゾン、微生物、紫外線、高温、応力に曝されることで劣化する。これらのメカニズムはそれぞれ解重合を引き起こし、硬度の上昇、脆化の進行、寸法収縮、接着力の低下、亀裂の形成に繋がる。

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：

本プログラムの対象範囲には、雑多な非コンクリート構造物や構造部品が含まれる。

プログラムの範囲に含まれる構造物／部品、及び／又は、関連する重要な場所／部品は、構造用鋼材、プラットフォームの支持、鋼杭、構造用ボルト、定着部、支持部

材、溶接、ボルト接続部、パイプホイップ拘束、ジェットインピンジメントシールド、送電鉄塔、パネル、電気機器及び計装ラック用エンクロージャ、摺動支持面、摺動支持軸受、ドライウェルの放射状梁シート、サンプ及びプールライナー、止水栓、ケーブルトレイの支持、非常用ディーゼル発電機 (EDG)、HVAC システム部品、HVAC ダクト、バッテリーラック(サイドレール及びエンドレール、スペーサー)、水管理構造物に付随するゴミラック／スクリーン、電気ダクトバンク、マンホール、ドア、シール、チューブトラック、伸縮継手、ガスケット、防湿バリア (コーキング、フラッシング、その他のシーリング材)、屋根上のコーキング、フラッシング、その他屋根状のシーリング材、地震解析で使用される境界条件に健全な技術的根拠を提供する鋼製エッジサポート、地震時の補強材なし石積み壁の安定性あるいは格納性を確保するための鋼製ブレース、繊維強化ポリマー製煙突、防振部位などである。

2. 経年劣化を最小化し、抑制するための予防措置：

対象範囲内の構造物及び構造部品のモニタリングプログラムは、状態監視プログラムである。しかし、このプログラムには、構造用ボルトの劣化や破損を防止するための予防措置も含まれている。これらの措置には、加圧水型原子炉のホウ酸漏れによる湿潤と乾燥に交互に曝されるのを防ぐための措置が含まれる。さらに、応力腐食割れを防ぐため、実降伏強度が 1,034 MPa (150 ksi) 以上の高強度ボルトには、二硫化モリブデン (MoS_2) 潤滑剤を使用しない。ボルトの交換作業には、ボルトの適切な締め付けが含まれる。ボルトの保守作業には、製造者の推奨、または工学的評価に基づく適切な予圧の適用が必要である。米国原子力規制委員会 (NRC) の文書[8]や EPRI の文書[9-11]に記載されている追加ガイダンスは、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。これらの文書は、ボルトの予圧喪失や高強度ボルトの亀裂を防止する、あるいは、最小限にとどめるために、ボルト材料、潤滑剤、取付トルクや張力を適切に選択することが強調されている。

3. 経年劣化の検出

供用期間中の検査と監視は、経年劣化の影響を検出するために不可欠である。顕著な経年劣化は、腐食 (全面腐食、孔食、隙間腐食) による材料損失、クリープや収縮による亀裂や強度低下、腐食、破片、汚損、歪み、過負荷、摩耗による機械的機能の低下、湿度による隔離機能の低下や損失、照射硬化、持続的な振動負荷、材料劣化による漏えい気密性の低下、ガスケット、防湿壁、シール (コーキング、フラッシング、その他のシーリング材) の劣化によるシール機能の低下、照射による材料特性の低下などである。

また、目視検査には、亀裂の原因を特定し、亀裂が活性的なものかどうかを判定する上で有益な亀裂の外観と進展履歴を提供するための定期的なマッピングと測定も含まれる。

各構造物／経年劣化の組み合わせについて、モニタリングまたは検査されるパラメータは、特定の構造物、構造部品、部位によって異なる。モニタリングまたは検査されるパラメータは、民間規格・基準、及びガイドラインに沿ったものであり、業界及びプラント特有の運転経験を考慮したものである。

非コンクリート構造物の定期的な目視検査は、化学的攻撃、摩耗、エロージョン、キャビテーション、亀裂、スケーリング、鉄筋と定着部品の腐食の兆候を監視・検出するために実施される。

鋼構造及び鋼製部品は、全面腐食、孔食、隙間腐食による材料損失を監視する。耐震定着部とアクセス可能な摺動面は、摩耗や腐食、破片や汚損による著しい材料損失がないか監視される。エラストマー防振材と構造用シーリング材は、亀裂、材料損失、硬化を監視する。エラストマー防振材と構造用シーリング材は、亀裂、材料損失、硬化を監視する。エラストマー防振部材の目視検査は、防振機能が疑わしい場合に硬化を検出するため、手触によって補完される。さらに、免震軸受で支持された構造物については、建設中に実際の軸受のすぐ近くに置かれた免震軸受サンプルが、せん断弾性率と材料減衰について試験される。許容基準は、各加盟国の適用される民間規格・基準に準拠している。

参考文献[1,2]は、非コンクリート及び鋼構造要素、並びに鋼製ライナー、継手、塗装、防水塗装を対象として、監視または検査するパラメーターの選択の許容基準を提供する。

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 150 ksi または 1,034 MPa 以上) は、SCC を対象とした監視が行われる。特定された経年劣化の影響は、プラントの現行許認可基準[9-13]に含まれる民間規格に基づいた基準を用いて、有資格者によって評価される。ASME Code Section XI[14]の表 IWB-2500-1 は、ボルトの体積検査に関するガイダンスを提供している。定着部ボルトの検査例と、検査すべき劣化状態の兆候 (注意事項) が参考文献[15]に示されている。これには、定着部ボルト、ナット、基礎プレート、下地グラウト (存在する場合) の状態、必要なボルトのトルク、周辺コンクリート状態などが含まれる。

検査頻度は、安全上の重要性、構造物や構造部品の状態に依存する。一般に、すべての構造物と構造部品は、5 年を超えない頻度で監視される。このプログラムには、以下の第 6 節で特定される許容基準を超える劣化を追跡するために、構造物や部品をより頻繁に検査するための規定が含まれている。安全上の重要性が低く、穏やかな環境条件に曝される構造物には、5 年を超える間隔で監視されるものもあるが、それらは特定され運転経験とともにリストアップされる。オーステナイト鋼アクティブドレイン漏えい検知計に対しては、供用期間中検査と肉厚測定が実施される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析

構造物及び構造部品の状態は、定期検査により監視される。加えて、劣化の進行により、構造物がその設計基準を満たさない可能性がある場合、あるいは通常予定されている次の評価まで修正されずに放置されると設計基準を満たさない可能性がある場合、構造物の状態が監視され、傾向分析が行われる。

ファイバースコープやボアスコープなどの光学補助器具は、アクセス不可能な領域の検査に適用できる。光学補助器具の選択は、対象物の形状やアクセス性、予想される欠陥の大きさ、必要な解像度などの要因によって決まる。ビデオカメラは、将来予測を行う上で現状を記録するために、使用することができる。

定量的なベースライン検査データは、予め設定された許容基準に準拠して設定される。新たなベースライン検査を実施する代わりに、同等の許容基準を用いて過去に実施された検査を用いることも可能である。

5. 経年劣化の影響の軽減：

本 AMP は状態監視プログラムであり、経年劣化の影響を緩和するための一般的な推奨は含まれていない。しかし、構造物や部品の劣化が許容基準を超えて検出された場合、詳細なモニタリングと傾向分析、及び劣化の根本原因を緩和するための構造評価に基づいて、プラント特有の対策を特定することができる。

6. 許容基準：

構造物モニタリングプログラムでは、意図された機能が失われる前に、是正措置の必要性が確実に特定されるように、各構造物／経年劣化の影響ごとに選択された許容基準に基づいて、資格を有する技術担当者が検査結果を評価することを求めている。この基準は、各国の民間規格・基準、並びに該当する場合には設計規格・基準に準拠して導出され、業界及びプラントの運転経験を考慮している。

参考文献[1-3,5,7]は、許容基準を選択するための基盤を提供している。

ボルトやナットの緩み、高強度ボルトの亀裂は、工学的評価で認められない限り、許容されない。バッテリーラックに関連する鋼製部品で、意図された機能を果たす能力を損なうほど重大な劣化が存在するものは許容されない。構造用シーリング材は、観察された材料損失、亀裂、硬化がシーリングの喪失に繋がらない場合は許容される。エラストマー防振部位は、防振機能の低下や喪失に繋がるような材料損失、亀裂、硬化がなければ合格とする。摺動面の許容基準は、(a) 腐食や摩耗による材料の過度な損失が見られないこと、(b) 設計で要求される摺動を制限したり妨げたりするような破片や汚損がないこと、である。構造物モニタリングプログラムには、このプログラム属性が満たされていると結論付けるため、許容基準に関する十分な詳細が含まれている。

7. 是正措置：

確立された基準を満たさない検査結果につい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す場合、プロセスに準拠して是正措置が開始される。さらに、是正措置には、劣化の根本原因を軽減するための評価も含まれる。

是正措置に関するプラント特有の要求事項がない場合は、参考文献[16]の要求事項を用いて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

本 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。プラント及び業界全体の運転経験及び研究開発 (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、必要に応じて、プラント AMP を修正

するか、又は経年劣化管理の継続的な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、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 Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5[4]) の他、CHECWORKS ユーザーズグループ (CHUG)、オーナーグループ、OECD-NEA、WANO、INPO、IAEA 及び NRC の generic communications がある。

多くのプラントでは、構造物モニタリングプログラムは最近実施されたばかりであるが、プラントの保守は、初期運転時から継続されている。NRC の NUREG-1522[17] は、1992 年に NRC Office of Nuclear Regulatory Regulation がスポンサーとなり、コンクリートや鋼製構造物、部品の損傷、実施された補修、補修の耐久性に関する情報を得るために実施された調査の結果を文書化したものである。参考文献[17]はまた、6つのプラントにおける NRC スタッフの検査結果についても記述している。スタッフは、部品支持部材と定着部ボルトの腐食を観察した。観察・報告された劣化は、汽水や海水に近接しているため、内陸プラントよりも沿岸プラントで深刻であった。

9. 品質管理：

管理統制、品質保証手順、レビュー及び承認プロセスは、様々な国の規制要件 (例：10 CFR 50、Appendix B [16]) に準拠して実施される。

References

- [1] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Evaluation of Existing Nuclear Safety-Related Concrete Structures, ACI Standard 349.3R-02 (Reappeared 2018), ACI, Detroit, MI, 2018.
- [2] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Chapter XI, ASME, New York, NY. Year. 2019
- [3] CANADIAN STANDARD ASSOCIATION, Requirement for Safety-Related Structures for CANDU Nuclear Power Plants, CSA N291-08 (R 2013), CSA, Canada, 2013.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5, “Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants” Vienna, Austria, 2016.
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Aging Identification and Assessment Checklist, TR 1011224, EPRI, Palo Alto, California, January 2005.
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Aging Assessment Field Guide, TR 1007933, EPRI, Palo Alto, California, December 2003.
- [7] AMERICAN INSTITUTE OF STEEL CONSTRUCTION, INC, AISC Specification for Structural Steel Buildings, ANSI/AISC 360-10, AISC, Chicago, IL, 2010.
- [8] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Resolution of Generic Safety Issue 29: Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, NUREG-1339, USNRC, 1990.

- [9] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Degradation and Failure of Bolting in Nuclear Power Plants, Volumes 1 and 2, EPRI NP-5769, EPRI, Palo Alto, CA, 1988.
- [10] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Good Bolting Practices, A Reference Manual for Nuclear Power Plant Maintenance Personnel, Volumes 1 and 2, EPRI NP-5067, Palo Alto, CA, 1988.
- [11] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Bolted Joint Maintenance & Application Guide, EPRI TR-104213, EPRI, Palo Alto, CA, 1995.
- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Standard Review Plan for Review of Subsequent License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG-2192, 2017.
- [13] 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.
- [14] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Subsection IWB, Requirements for Class 1 Components of Light-Water Cooled Plants, ASME, New York, NY. Year.2019
- [15] Seismic Quality Utility Group, Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment, SQUG GIP-3A, USA, 2001.
- [16] 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.
- [17] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Assessment of In-service Condition of Safety-Related Nuclear Power Plant Structures, NUREG-1522, USNRC, 1995.