

AMP320 土木構造物の振動と繰返し荷重（2021 年版）

プログラムの概要

本文書は、振動及び繰返し荷重を受ける原子炉プラント構造物及び構造部品に対して、意図する機能を喪失し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。

本プログラムの適用範囲には、振動及び繰返し荷重による経年劣化の影響に対する AMP301, AMP302, AMP303, AMP318 及び AMP319 の範囲内のコンクリート構造物及び非コンクリート構造物並びに構造用コンクリート製品が含まれる。これにより、主に圧力容器、蒸気発生器、一次配管などの機械部品に発生する熱と圧力の過渡現象を取り扱う AMP101 と区別することができる。

疲労と振動は、荷重、温度、含水率の変動による機械的なストレスが要因である。疲労による大規模なコンクリート破壊は、過度の亀裂、過度のたわみ、脆性破壊によって現れる。コンクリート構造物の振動は、ディーゼル発電機の基礎パッドや、配管システム、ポンプ、タービンの支持部で発生する。

荷重サイクルと振動による疲労は、ライナープレートと構造用鋼の劣化の別の要因である。従来、ライナープレートと構造用鋼の設計及び製造によって、疲労問題を適切に対処してきた。疲労問題は、材料の欠陥や応力集中などの予期せぬ状況の結果として発生する。ライナープレートでは、次のような疲労部位が考えられる。

- 母材剥離
- 溶接欠陥部
- 貫通部付近の形状変化
- 構造物付属部
- コンクリートと床の境界

構造用鋼部材の場合、疲労部位として考えられるのは、大きな格納容器貫通部フレームと、振動荷重を受ける部分付近のライナー定着部である。

繰返し荷重には以下が含まれる。

- 起動時及び停止時の格納容器内部の温度変化
- LOCA
- 屋外の温度変化
- 地震荷重
- 定期的な総合漏えい率試験による加圧
- 凍結融解サイクル：水の凍結と融解の繰返しは、スケーリング、亀裂、剥離等を代表とするコンクリートの劣化を引き起こす可能性がある。原因は、コンクリートの細孔内で水が凍結し水圧を発生させることである。
- 地下水の変動による周期的荷重
- 熱暴露／熱サイクル

モニタリングプログラムは、参考文献[1-4]のような各国の民間規格・基準に準拠して、構造物や部品の経年劣化をモニタリングする資格を有する要員による、定期的な目視検査と必要に応じた非破壊検査で構成される。この点に関する一般的な指針は、IAEA[5]、EPRI[6-7]、International Union of Laboratories and Experts in Construction Materials, Systems, and Structures[8]、Nuclear Energy Agency Committee on Safety of Nuclear Installations[9]などの機関によって提供されている。

荷重、温度、含水率の変動を受けるコンクリート構造物は、疲労によって損傷する可能性がある。コンクリートは疲労に対して良好な抵抗性を示すため、疲労破壊は珍しく、コンクリート構造物は設計応力レベルをコンクリートの耐久限界以下の値に制限する規格を使用して設計される[10,11]。しかし、構造物を長期間使用するにつれて、往復運動する機器が取り付けられている場所や、流れによる振動に曝される配管の支持部で、局所的な疲労損傷が発生する場合がある。疲労損傷は、粗骨材、補強鋼、または**応力ライザー**（欠陥など）に近いセメントペースト中の微小亀裂として始まる。荷重をかけ続けたり、逆にかけたりすると、これらの亀裂が進展し構造に重要な影響を及ぼしうる亀裂になり、コンクリートや鉄筋が露出したり、たわみが大きくなることがある。疲労による最終的な破壊は、過度の亀裂、過度のたわみ、または脆性破壊として発生する。コンクリートの長期使用により強度が増すと、所定の応力レベルに対して、破壊までのサイクルが増加する。コンクリートが補強またはプレストレスされている場合、鋼材は引張荷重を**保持している**ため、鋼材の特性が構造性能を支配する傾向がある。

鉄筋の疲労は、周囲コンクリートの疲労と連動することになる。繰り返し荷重や振動が加わると、一般的に鉄筋とコンクリートの結合が失われる。極端な条件の場合、鉄筋の強度が低下したり、降伏応力未満の応力レベルで破壊が発生したりすることがある。しかし、コンクリート構造物における鉄筋の疲労破壊が記録されたケースはほとんどなく、それらは比較的高い応力／サイクルの組み合わせで発生したものである[12]。NPPの安全性に関連するコンクリート構造物では、鉄筋部位が受ける応力レベルは通常低いため、疲労破壊が発生する可能性は低い[13]。

参考文献[1,3-4,10-11]で推奨されている評価方法と許容基準は、プラントの許認可文書にガイダンスがない場合、また存在する場合でも補足として使用することができる。このプログラムには、振動や繰り返し荷重を受ける構造用ボルトの劣化や破損に対する予防措置が含まれている。参考文献[14-17]を含む、適用される民間規格及び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。

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：

このモニタリングプログラムは、振動や繰り返し荷重を受けるコンクリート構造物、非コンクリート構造物、構造部品、部品支持体、構造品に適用される。

プログラムの適用範囲となる構造物、構造部品、及び構造品とは、コンクリート及び鋼構造物、構造ボルト、定着部、部品支持部材、パイプ**ホイップ**拘束及びジェット**衝突シールド**、パネル及びその他の囲い、ドア、貫通シール、並びに**チューブトラック**である。

2. 経年劣化を最小化し、抑制するための予防措置：

振動や繰り返し荷重による損傷に対する効果的な予防・緩和措置は、この種の損傷が発生する可能性のある場所を注意深く特定することから成る。可能ならば、該当箇所を特定した上で、過大な荷重の軽減、及び／又は、亀裂を含む劣化部分の補修が適切な予防措置となる。

3. 経年劣化の検出

供用期間中の検査と監視は、振動や繰り返し荷重による経年劣化を検出するために不可欠な要素である。顕著な経年劣化は、亀裂と材料特性の変化である。このような劣化により、絶縁機能の低下や喪失、過度のたわみ、減衰、シール機能の喪失が生じる。

目視検査には、定期的なマッピングと測定も含まれ、亀裂の外観と進展の履歴を把握することで、その原因を特定し、亀裂が活性的か休止状態か確定する上で役立つ。

水位線より上のサプレッションプールの鋼製ライナーに劣化が見られることがある。疲労により放射性ガスが漏えいする可能性がある。

コンクリート構造物の定期的な目視検査は、定着部部品の摩耗、エロージョン、キャビテーション、過度のたわみや沈下、亀裂、ポップアウトや空洞、剥落、スケーリングの存在を監視・検出するために実施される。許容基準は、各加盟国の適用できる民間規格・基準に準拠する。

参考文献[1,3]は、コンクリート及び鋼製構造要素、並びに鋼製ライナー、継手、塗装及び防水塗装について、監視又は検査すべきパラメータを選択するための許容基準を提供している。

検査頻度は、安全上の重要性和構造物の状態に依存する。一般に、すべての構造物は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節で言及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。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析：

振動や繰り返し荷重による経年劣化の結果、局所的損傷、過度のたわみ、脆性破壊などが発生しうる。構造物や構造部品の状態は、定期的な検査によって監視される。さらに、構造物の劣化の程度が、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は、構造物の状態が監視され、傾向分析が行われる。

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。現実的には、SCの振動と繰り返し荷重に対する効果的な緩和方法と

技術には、影響を受ける SC の修理、交換、または改造が含まれる。必要であれば、振動と繰返し荷重に対応する設計変更も実施される。

6. 許容基準：

振動及び繰返し荷重のモニタリングプログラムでは、検査結果は、意図された機能が失われる前には是正措置の必要性が確実に特定されるため、適格な技術担当者が許容基準に基づいて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、並びに該当が存在する場合には設計規格・基準に準拠し、業界及びプラント運転経験を考慮して設定される。

参考文献[1,3,5,10-11]は、許容基準を設定するための基盤を提供している。

基準は、構造物又は部品が意図された機能を果たす能力に影響を及ぼす可能性のある劣化の特定及び評価を目指したものである。コンクリート構造物について、設計基準や規格と異なるプラント特有の基準、及び／又は、参考文献[1]を使用することを選択した申請者は基準を記述しこれら規格の許容基準から逸脱する技術的根拠を示す。

エラストマー防振要素は、防振機能の低下や喪失につながりうる材料損失、亀裂、硬化がなければ許容される。

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。評価した結果、修理または交換の必要性があると判断された場合、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、参考文献[20]の事項を用いて是正措置を実施することができる。

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証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 (Aging Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants) である。

IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5[5]、CHECWORKS Users Group (CHUG)、Owner's Groups、OECD-NEA、WANO、INPO、IAEA 及び NRC の generic communications がある。

本 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：

管理統制、品質保証手順、レビュー及び承認プロセスは、各国の規制要件 (例：10 CFR 50, Appendix B[14]) に準拠して実施されている。

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 CONCRETE INSTITUTE, Guide for Conducting a Visual Inspection of Concrete in Service, ACI Standard 201.1R, ACI, Detroit, MI, 2008
- [3] AMERICAN SOCIETY OF CIVIL ENGINEERS, Guideline for Structural Condition Assessment of Existing Buildings, SEI/ASCE 11-99, ASCE, Reston, VA, 1999
- [4] CANADIAN STANDARD ASSOCIATION, Requirement for Safety-Related Structures for CANDU Nuclear Power Plants, CSA N291-08 (R 2013), CSA, Canada, 2013
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5, “Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants” Vienna, Austria, 2016
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Aging Identification and Assessment Checklist, TR 1011224, EPRI, Palo Alto, California, January 2005
- [7] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Aging Assessment Field Guide, TR 1007933, EPRI, Palo Alto, California, December 2003
- [8] Naus, D. J. “Considerations for Use in Managing the Aging of Nuclear Power Plant Concrete Structures,” Editor - D.J. Naus, Report 19, RILEM Publications S.A.R.L., Cachan, Cedex, 1999.
- [9] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Report of the Task Group Reviewing International Activities in the Area of Ageing of Nuclear Power Plant Concrete Structures, NEA/CSNI/R(95)19, Nuclear Energy Agency of the Organisation of Economic Cooperation and Development, Issy-les-Moulineaux, France, November 1995
- [10] ACI COMMITTEE 215, Considerations for Design of Concrete Structures Subjected to Fatigue, ACI 215R-74, American Concrete Institute, Detroit, MI, 1974.
- [11] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Fatigue of Concrete Structures, SP-75 (Shah, S.P. Ed), ACI, Farmington Hills, MI, 1982.
- [12] C. B. Oland and D. J. Naus, Summary of Materials Contained in the Structural Materials Information Center, ORNL/NRC/LTR-94/22, Martin Marietta Energy Systems, Inc., Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, November 1994.
- [13] NUREG/CR-6424 ORNL/TM-13148, Report on Aging of Nuclear Power Plant Reinforced Concrete Structures, USNRC, Washington, D.C, 1996.
- [14] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Resolution of Generic Safety Issue 29: Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, NUREG-1339, USNRC, Washington, D.C. 1990
- [15] 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

- [16] 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
- [17] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Bolted Joint Maintenance & Application Guide, EPRI TR-104213, EPRI, Palo Alto, CA, 1995
- [18] 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, USNRC, Washington, D.C, Latest Edition.