

AMP312 コンクリート膨張検知監視システム(2023 年版)

プログラムの概要

アルカリ骨材反応 (AAR) と遅延エトリンサイト形成 (DEF) は、影響を受けやすい構造物においてコンクリートの膨張と劣化を引き起こす可能性がある。コンクリートの膨張は、引張強度、せん断強度、圧縮強度、接着強度の劣化につながる。さらに、コンクリートの弾性係数も低下する。さまざまな機械的特性や弾性率の劣化の程度は一樣ではない。そのため、コンクリートの圧縮強度と他の機械的特性との間の暗黙の関係に基づいている AAR 及び DEF の影響を受けたコンクリート構造物の当初の設計は、再評価される。

コンクリート膨張検知・モニタリングプログラムは、AAR と DEF の存在による経年劣化の影響を管理するためのものである。このプログラムは、有資格者による検査とモニタリングで構成され、反応の兆候を特定する。AAR と DEF の存在を確認するために、追加の試験と評価が必要となる場合もある。予防措置には、反応に必要な成分である水から構造物を保護することも含まれる。

AAR は不可逆的な化学反応であり、アルカリシリカ反応 (ASR) とアルカリカーボネート反応 (ACR) という 2 つの異なるタイプの劣化を含む。一般的なのは ASR である。ASR は、水に触れると膨張するアルカリシリカゲルの形成を伴う。このゲルは多くの場合、コンクリート表面の亀裂を囲むセメントペーストを黒く変色させる。微小亀裂は、膨張する骨材粒子によって加えられる力、及び／又は、反応する骨材粒子の境界内及びその周辺のアクリシリカゲルの膨潤によって発生する。AAR は必ずしも膨張に繋がるわけではない。膨張には水が必要である。高温では反応がより促進される。反応は化学成分に依存するため、コンクリート成分 (セメント + 骨材) と環境分析に基づいてそのリスクを評価することができる。

DEF は、硫酸イオン発生源が内部に存在する場合の化学的な硫酸塩反応である。DEF は、硬化中のコンクリート温度が 65°C より高い場合に起こりやすい。これは、硬化過程でのセメントの発熱反応により、特に厚い部位で発生する可能性がある。実際、エトリンサイトは 65~70°C 以上では安定せず、分解中に放出されたイオンはカルシウム - ケイ酸塩水和物に吸収される[1]。その後、使用中に硫酸イオンが脱離すると、エトリンサイトの再形成により膨張し、亀裂が発生する可能性がある。この場合も、膨張には水が必要である。

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適用範囲:

適用範囲には、AMP302、AMP307、AMP318 に準拠して初期検査を行い、AAR または DEF の存在を示す亀裂パターンがあると判定されたすべてのコンクリート構造物が含まれる。アクセス不可能な領域に関する詳細は、AMP324 に記載されている。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

本 AMP は予防措置には依存しない。しかし、可能であれば、水分や地下水との接触を制限することで、AAR や DEF の影響を受けやすいコンクリートの膨張を抑えるための対策を実施することができる。これは、構造物への地下水の流入を防止するための防水膜の設置／補修や、構造物に隣接する区域に脱水システムを設置することによっても達成できる可能性がある。

3. 経年劣化の検出:

コンクリートの膨張による経年劣化には、亀裂、空隙率や透水性の増加、材料損失、コンクリート定着能力の低下、建物の変形などがある。

AAR または DEF の発生は通常、コンクリート表面亀裂の目視によって検出される。亀裂は通常、湿気とエフロレッセンスの存在を伴う。膨張性 ASR の影響を受けたコンクリートは、通常、亀裂ネットワークまたは亀裂パターンによって特徴付けられる。

最大亀裂幅、亀裂指数、飛び出し、及び目に見える表面の変色を含む亀裂パターンにより、ASR や DEF の存在を示すことができる。DEF は、飛び出しがなく、亀裂部分にゲルがないことで ASR と区別できる。亀裂パターンや目に見える変色を伴うコンクリート中の ASR の有無を確認するには、コンクリートコアサンプルを用いた岩石学的検査が必要である。機器のミスアライメント、寸法変化などの問題も、ASR による建物の変形を示す可能性がある。亀裂指数 (Cracking Index) は、亀裂パターンを示すアクセス可能な表面の予備的指標として使用することができる。亀裂指数 (CI) の決定法は、参考文献[2-4]に記載されている。内部で発生している劣化は表面で観察される劣化とは異なる可能性もあり、観察される膨張は鉄筋の存在及びその向きに強く依存する。

膨張は、ひずみ測定システムでモニタリングすることができる。コンクリート断面の中央部に振動ワイヤーひずみゲージなどひずみセンサーを埋め込み、ひずみデータを長期間収集することで DEF を検出することができる。

建物の基礎スラブ、取水・放水構造物、サービス水ポンプハウス、ライナープレートで覆われた使用済み燃料プールの地下壁など、コンクリート構造物のアクセスできない部分の ASR と DEF は、埋め込み型ひずみセンサーでモニタリングできる。アクセスできない構造物でセンサーが利用できない場合は、コンクリート劣化の度合いを判断するための特別な評価が必要である。アクセスできない区域の許容性は、当該区域での劣化の存在を示す、または劣化をもたらす可能性のある状況がアクセス可能な領域で見つかった場合に評価される。

構造物に対する ASR の影響は、現場での測定、実験室での試験、及び詳細な評価に基づいている。これらの試験の詳細と実施時期は、加盟国の規制当局によって承認される。

建物の変形はモニタリングされ、評価される。具体的なモニタリング活動としては、コンクリートの膨張測定、プラントの寸法測定、地震ギャップ幅の測定、機器や導管のオフセットやずれの測定などが考えられる。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

コンクリートの ASR/DEF 劣化の進行を把握することは、ASR の長期的影響を評価し適正なモニタリング間隔を指定するための重要な検討事項である。低レベルの ASR の影響を受けたコンクリートのモニタリング、傾向分析に用いられる方法は、ポップアウトの数、CI、亀裂幅を定期的に測定することである。しかし、より効果的な方法は、ASR の影響を受けた構造物にセンサーを取り付け、変形をモニタリングすることである。構造物の補強の程度によって、膨張の主な方向 (壁を貫通する場合もある) が決まる。多くの場合、表面に取り付けた機器のアライメントを監視することは、アクセスが不可能な領域でセンサーを取り付けることができない場合に対する効果的な戦略である。現場での測定を補足するもう一つの方法は、ASR の影響を受けたコンクリート領域から定期的にコアを抽出し、損傷評価指数 (DRI) を決定するために定量的な岩石学的検査を実施することである。参考文献[3]に、DRI 測定の詳細とガイダンスが記載されている。埋め込み型ひずみゲージ (ある場合) の変化率も、ASR と DEF のモニタリングと傾向分析に使用できる。

AMP302、AMP307、及び AMP318 の規定に準拠して、ASR/DEF の影響を受けたコンクリートの基礎ライン検査を実施し、飛び出し、CI、亀裂幅を記録する。膨張率の傾向が確立されるまで、予備的な指標として、基礎ラインと同じ領域のポップアウト、CI、亀裂幅の測定を適切な頻度で実施することができる。この方法は、貫通壁の膨張、高レベルの ASR、補強の多い構造物には適用でき

ない。その後、選択した場所にセンサーを設置し、構造物の変形を傾向分析しながら、機器の変位測定を記録・監視することもできる。傾向分析データは、進行速度と検査頻度の変更を決定する上で使用される。文書化と傾向分析データは、該当する加盟国の規制当局の要求に従って維持される。

具体的なモニタリング活動には、コンクリートの膨張測定、プラントの寸法測定、耐震ギャップ幅の測定、機器や導管のオフセットやずれの測定などが含まれる。

5. 経年劣化の緩和:

この 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。しかしながら、構造物や部品の劣化が検出され、それが許容基準を超えている場合、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講じることができる。コンクリート製の治水構造物には、ライナーや防湿壁の設置など、追加措置が必要な場合がある。

6. 許容基準:

参考文献[1-6]には、膨張を監視し、ASR の影響を受ける構造物の適切な構造評価の時期を決定するためのスクリーニング方法が記載されている。これらのスクリーニング方法のいくつかは、亀裂幅、亀裂指数、飛び出しの限界値を提案している。コンクリート膨張の許容基準は場所によって異なるが、ひずみ計測に基づくモニタリングシステムの許容基準は、詳細な構造評価と補強材のレベルに基づいて決定する必要がある。最低限、ASR の影響を受ける構造物の亀裂幅と範囲を監視し、傾向分析をする。各加盟国の規格、基準、規制において特定の基準が規定されていない限り、0.15mm (0.006in) を超える亀裂幅、及び／又は 0.5mm/m を超える亀裂指数については、機械的特性の劣化を判定する試験を実施し、劣化した機械的特性を用いて構造設計を評価する。

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す場合、プロセスに準拠して是正措置が開始される。

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、米国連邦規則集 10 CFR Part50, Appendix B[7]の要求事項を使用することができる。

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。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な処置 (例えば、プラント特有 AMP を新たに開発する) をとる。

外部の運転経験の適切な情報源は以下の通りである。

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に関する IAEA 原子力シリーズ[8]。

ASR は米国の Seabrook 原子炉プラントとカナダの Gentilly 2 原子炉プラントで確認されている。これら 2 つのケースの OPEX は、参考文献 [9,10]に掲載されている。

DEF はフランスの原子炉プラントで検出された。この膨張は、格納容器の基礎マットに設置されたモニタリングシステムによって検知された。目視では損傷や亀裂は観察されていないが、十分な期間にわたる測定に基づいて外挿が行われた。膨張は基礎マットのみで発生しているが、コンクリート部分の厚みが大きいことと、水の存在に関連していると考えられている。

日本の伊方 1 号機のタービン発電機基礎では、運転開始後の 1979 年に亀裂が発見された。発電機のロータ軸とテーブルデッキ上のベアリングとの間の距離の変化が観察され、亀裂の状態を確認するために膨張測定が行われた。さらに、抽出したコンクリートコアを用いて実験室での試験も行われた。これらのコンクリートコアの評価を通じて、亀裂は ASR の膨張によって引き起こされたことが確認された。この状態は、タービン発電機基礎の意図した機能には影響しなかった。継続的な状態監視により、運転継続のための構造健全性が確認された。

チェコ共和国の Dukovany 原子炉プラントのタービンデッキの柱の目視検査で、薄い亀裂パターンが観察された。8 つのコアが抽出され、実験室で試験された。これらのコアのほとんどで ASR の初期段階が見つかった。傾向分析のため、7 年後に新たなコア採取と試験が実施され、3 年ごとに目視検査が行われる予定である。

スウェーデンの Ringhals 2 号機の格納容器底部スラブから得られた個々のコアで、反応性の低い ASR が確認された。岩石学的研究により、低反応性骨材の割合が低いことが示された。同定された骨材は主に角閃石、黒雲母片麻岩、花崗岩類であった。反応性骨材は細粒石英で構成されていた。試料中には、ASR ゲルで満たされた 0.03~0.05mm の微細亀裂が確認された。しかし、空隙にはゲルは確認されなかった。反応性は弱~中程度で、全体的または部分的に失速している可能性があることが概要分析から明らかとなった。構造物の目に見える部分の検査と圧力強度試験では、亀裂や強度に影響する兆候は見られなかった。他のサンプリングや検査でも、ASR の存在は示されていない。

フランスでは、原子炉プラントのコンクリート膨張反応に特化した報告書が 5 年ごとに作成される。これらの報告書は、さらに 5 年間、プラントの能力を実証するための主要な部分であり、プラント AMR の一部となる。

フランスの電力会社は、参考文献[1,5]から引用した以下の許容基準を用いている。1 平方メートルに 10 個以上の飛び出しが発見された場合、特定の構造評価と試験プログラムが提案される。劣化が DEF によるもので、亀裂指数 CI が 0.5 を超える場合は、特定の構造評価が必要となる。劣化が ASR によるもので、構造物が激しい環境に曝されている場合は、CI と亀裂幅 (e_i) について以下の基準が用いられる。

- CI < 0.5 及び e_i > 0.6mm: 特別な調査と試験プログラムが必要
- CI < 0.5 かつ e_i > 0.3mm: 亀裂部分を 6 ヶ月の頻度でモニターする
- CI < 0.5 かつ e_i < 0.3mm: AMP302、AMP307 又は AMP318 により亀裂部分をモニターする
- CI > 0.5 かつ e_i > 0.3mm: 特別な調査と試験プログラムが必要
- CI > 0.5 かつ e_i < 0.3mm: AMP302、AMP307 又は AMP318 により亀裂部分をモニターする

地下水の浸透や繰り返しの乾燥・湿潤に曝されない構造物については、CI と亀裂幅 (e_i) について以下の基準が用いられる。

- CI < 0.5 及び e_i > 1.0mm: 特別な調査と試験プログラムが必要
- CI < 0.5、 e_i > 0.6mm: 亀裂部分を 6 ヶ月の頻度でモニターする
- CI < 0.5 かつ e_i < 0.6mm: AMP302、AMP307 又は AMP318 により亀裂部分をモニターする
- CI > 0.5 かつ e_i > 0.6mm: 特別な調査と試験プログラムが必要

- $CI > 0.5$ かつ $e_i < 0.6\text{mm}$: 亀裂部分を 6 ヶ月の頻度でモニターする

この AMP に関する研究開発の適切な情報源は以下の通りである:

- Electric Power Research Institute には、ASR に関するいくつかのガイダンスレポートがある。
 - a) ASR の進行を監視し試験するための非破壊技術の活用[11]
 - b) ASR の影響を受けた構造物の早期発見と管理のための経年劣化管理ツール[6,12]
 - c) ASR の影響を受けた構造物の緩和と補修方法[13]
- RILEM 委員会 TC I259-ISR は、アルカリシリカ反応の影響を受けた構造物の劣化と保守性喪失の予後に関する 4 つの側面に取り組んでいる。これらの 4 つの分野とは 1)材料試験、2) 数値モデリング、3)ASR モニタリング、4)大規模試験[14]、である。
- フランス政府の土木構造物研究機関である IFSTTAR は、参考文献[2,15]のような最先端の報告書をいくつか発表している。

この AMP に関連する研究は、OECD/NEA/CSNI コンクリート病態対象構造物評価 (ASCET) 作業部会で現在進行中である。ASCET プログラムの目的は、劣化したコンクリートを有する原子炉構造物の評価技術を確認・検証することである。現段階までにフェーズ I と II が完了した[16,19]。

ASR 分野における多くの情報並びに先進的な科学進展は、原子炉プラントよりも膨張反応が激しい水力発電産業からもたらされてきている。

9. 品質管理:

SSG-48[20]に沿って、IGALL 安全報告書の 4.9 項では、(a) 管理統制、(b) 安全分析報告書の補足、(c) パフォーマンス指標、(d) 確認 (検証) プロセス、(e) データ収集と記録保持、これらの観点からこの属性に期待される内容に関する一般的な情報を提供している[21]。さらなるガイダンスは SSG61 の Paras 3.13.16-3.13.17 の安全解析報告書の補足[22]、GS-G-3.1 の確認プロセス (予防措置については Paras 6.76-6.77、是正措置については Paras 6.66-6.75) にあり[23]、SRS No.106 の第 2 章には経年劣化管理のためのデータ収集と記録保存に関するグッドプラクティスが記載されている[24]。

この AMP に関する追加情報はない。

References:

- [1] CENTER FOR TRANSPORTATION RESEARCH, THE UNIVERSITY OF TEXAS AT AUSTIN, Project Summary Report, Preventing Alkali-Silica Reaction and Delayed Ettringite Formation in New Concrete, Kevin J. Folliard, Ryan Barborak, Thanos Drimalas, Lianxiang Du, Sabrina Garber, Jason Ideker, Tyler Ley, Stephanie Williams, Maria Juenger, Michael D.A. Thomas, and Benoit Fournier (2006).
- [2] LCPC – IFSTTAR, Aide a la Gestion des Ouvrages Atteints de Reactions de Gonflement Interne, Guide Methodologique, ISSN 1151-1516, 2003.
- [3] UNITED STATES DEPARTMENT OF TRANSPORTATION, FEDERAL HIGHWAY ADMINISTRATION (FHWA), Report on the Diagnosis, Prognosis, and Mitigation of Alkali Silica Reaction (ASR) in Transportation Structures, USDOT, 2010.
- [4] INSTITUTION OF STRUCTURAL ENGINEERS, Structural Effects of Alkali-Silica Reaction – Technical Guidance Appraisal of Existing Structures, ISE, London, 2010.

- [5] Note Technique Règle Nationale de Maintenance Recueil des Fiches de Maintenance du Génie Civil, RNM-TPAL-AM121-01, EDF document referencenumber EDTG090023 Rev. B, France.
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Tools for Early Detection of ASR in Concrete Structures, Palo Alto, CA, 3002005389, 2015.
- [7] 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.
- [8] IAEA Nuclear Energy Series. Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5 (2016).
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 2011-20, Concrete Degradation by Alkali-Silica Reaction, USNRC, 2011.
- [10] Assessment of Structures Subject to Concrete Pathologies ASCET - Phase I, Summary, Conclusions and Recommendations, OECD/NEA/CSNI CAPS Neb Orbovic, P. Eng., PMP, Technical Specialist, Canadian Nuclear Safety Commission, US NRC 28th RIC, North Bethesda, MD, USA March 8 – 10, 2016.
- [11] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Concrete NDE for Damage due to Pattern Cracking- Alkali Silica Reaction and Freeze Thaw Damage, Palo Alto, CA, 3002007806, 2016.
- [12] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Long Term Operation: Aging Management of Concrete Structures Affected by Alkali-Silica reaction, Palo Alto, CA: 2017, 3002016056
- [13] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Mitigation and Repair of Concrete Structures Affected by Alkali Silica Reaction, Palo Alto, CA 2017, 3002010300
- [14] Rilem Technical Committee, 259. ISR documents, located at website rilem.org.
- [15] LCPC – IFFSTAR, Protection et réparation des ouvrages atteints de réactions de gonflement interne du béton, France.
- [16] Assessment of Structures Subjected to Concrete Pathologies (ASCET) Phase 1, NEA/CSNI/R(2016)13, <https://www.oecd-neo.org/nsd/docs/indexcsni.html>.
- [17] Etienne Grimal EDF, S. Multon LMDC, AAR Modelling and Structural Implications, ICAAR 2016 (International Conference on Alkali Aggregate Reaction), Toulouse, France.
- [18] Pierre Morenon (CIH/LMDC Toulouse), A. Sellier, S. Multon, E. Grimal, F. Hamon et E. Bourdarot, Impact of multi-axial stresses on ASR expansion.
- [19] Phase II of the Assessment of Structures Subjected to Concrete Pathologies (ASCET): Final Report, NEA/CSNI/R(2018)4, [http://www.oecd.org/officialdocuments/publicdisplaydocumentpdf/?cote=NEA/CSNI/R\(2018\)4&docLanguage=En](http://www.oecd.org/officialdocuments/publicdisplaydocumentpdf/?cote=NEA/CSNI/R(2018)4&docLanguage=En)
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operations of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna, 2018.
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), IAEA Safety Reports Series No. 82 (Rev. 2), IAEA, Vienna, Preprint.
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Contents of Safety Analysis Reports of NPPs, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-61, IAEA, Vienna, 2021.

- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Management System for Facilities and Activities, Safety Guide, Safety Standards Series No. GS-G3.1, IAEA, Vienna, 2006.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programmes and Documentation, Safety Reports Series No.106, IAEA, Vienna, 2022.