

AMP 315 使用済燃料プール（2020 年版）

プログラムの概要

本 AMP は、使用済燃料プール及び燃料取扱プールの経年劣化を管理し、適切な漏えい気密性を確保するための具体的なガイダンスを提供する。本 AMP は、燃料冷却水で満たされたステンレス鋼ライナーのプールに適用される。ステンレス鋼ライナー付きプールの鋼製部品（ライナー、ライナー溶接部、漏水収集システムなど）の経年劣化による漏えいに焦点を当てている。使用済燃料プールの漏えい気密性の適切性に関連する評価では、国の要求事項に従って、許容基準と傾向線を設定する必要がある。

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、使用済燃料を収容するステンレス鋼製ライナーを有するプール、あるいは除染のための一次構成部位を収容する可能性のあるプール（使用済燃料プール、燃料交換キャビティ、燃料移送水路／燃料交換水路など）の評価を対象とする。本プログラムでは、これらのプールの漏水収集システムにも対応する。本 AMP の要件に加え、これらのプールのコンクリート構成部品については、AMP306 が参照される。

2. 経年劣化を最小化し、抑制するための予防措置：

本 AMP の目的は、プールライナーの構造健全性及び機能的適切性を確実に維持することである。また、漏えいの悪影響による付属構造物（特にコンクリート構造物）の劣化が最小限であることを保証する。上記の目的は、プールライナー耐用年数の間、維持されることが不可欠である。漏水収集システムの迅速なメンテナンスと清掃により、流路／パイプの詰まりが流路／パイプ／下部構造のさらなる損傷につながらないようにすることができる。加えて、各々の漏れ追跡水路に寄与する位置と排水区域に対する適切な知識により、ライナー漏えいの位置をより適切に診断することも可能となる。

使用済み燃料プール水の化学的性質は、AMP103 に準拠して管理される。

3. 経年劣化の検出：

プールの大半部分はアクセス不可能であるため、プールの鋼製構成部品の経年劣化（腐食、膨れやくぼみ、SCC、熱的・機械的負荷、疲労、摩耗・引裂き、化学腐食）を検知するため、様々な方法が使用される。

経年劣化の検出には、アクセス可能な部品や水面より上の部品の目視検査が使用される。目視検査は、AMP306 に準拠して実施することができる。漏水収集システムについては、遠隔目視検査を実施することができる。鋼製部品の目視検査は、不連続性、損傷、腐食生成物の存在、膨らみや凹み、浸出やエフロレッセンス、沈殿物の存在などの経年劣化の影響に焦点を当てられる。

漏えい気密性の劣化は、漏水収集システムから得られるデータの監視を通じて推測することもできる。漏水が観察された場合、漏水箇所の特定制と修理のための更なる評価は、空気圧試験、真空試験などによって実施することができる。漏水の化学組成は、鉄筋コンクリート構造物の状態に関するより詳細な検討事項を提供する (Appendix[1]を参照)。

劣化の影響が加速的に進行する可能性を回避するため、プール内冷却水の温度、水位、水質、漏えい量を測定し、情報を収集し、傾向分析を行う。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析：

漏水収集システムからの漏えい量、温度、水質、冷却材の温度変化率、プール内の水位が監視され、傾向分析される。

定期的な目視検査による観察情報が収集され、適切に文書化され、レビューされる。

上記のデータはすべて傾向分析され、評価される。観察されたデータと評価結果は、必要であれば、更なる対策を決定するために許容基準と比較される。

地下水のサンプリングと水位は、一般的評価の一部として考慮することができる。

5. 経年劣化の影響の緩和：

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措置は含まれていない。しかし、水温、水質を適切に管理し、漏水収集システムを迅速に保守・清掃することで、ライナーへの経年劣化の加速を防止することができる。

6. 許容基準：

使用済燃料プールの漏えい気密性の適切性に関連する評価では、国の要求事項に準拠して、許容基準と傾向線を設定する必要がある。本 AMP は、意図された機能が失われる前に是正措置の必要性が特定されるように、各パラメータの許容基準に基づいて、資格を有する技術者が結果を評価することを求めている。基準は、各国の民間規格・基準、並びに該当する場合は設計に関する規格・基準に準拠して導出され、それらは業界及びプラントの運転経験を考慮したものである。

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。

是正措置は、評価に基づいて漏えいが観察／予測された箇所を対象に、超音波試験、透過試験、バキュームボックス試験などより詳細な評価に重点を置いたものである。

8. 運転経験のフィードバックと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。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[2]、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、新たなプラント特有 AMP を開発する) をとる。

運転経験情報は、CANDU オーナーズグループ (COG)[3]、EPRI、OECD-NEA、WANO、INPO、IAEA、NRC の一般通信に加えて、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[2]) で入手可能である。

米国では 6 件の使用済燃料プール漏えいがこれまでに観察されている。

フランスの Gravelines-1 原子炉プラントでも、使用済み燃料プールのライナー接続部溶接部からの放射能汚染水の漏えい (約 10 リットル/時) が報告されている。

2005 年、スウェーデンの Ringhals-2 原子炉プラントで、燃料プールの底スラブからの点滴漏れが確認された。漏えい原因を突き止めるため、溶接部の漏えい検査、コンクリート内に打ち込まれた鋼鉄部品の検査、下層のコンクリート構造の検査など、さまざまな作業が実施された。その結果、プールの構造は良好であり、漏えいは溶接部の製造上の欠陥によるものであることが判明した。欠陥は修理された。検査では、コンクリートサンプルを対象としたものも含めて、ホウ酸水の漏えいはコンクリートや鉄筋に影響を及ぼさないことが明らかとなっている。溶接部の欠陥はすべて発見されたわけではなく、ホウ酸水のわずかな漏えいは補修後もコンクリートを通して続いていた。その後、2014 年にコンクリートサンプルの検査を含むコンクリートの再検査が行われた。この結果、コンクリートは劣化していなかった。漏えい水がコンクリートを貫通するのを防ぐため、漏水収集システムの清掃も行われた。しかし、漏水収集システムのパイプにはいくつか直角に曲がった部分もあるため、完全に洗浄することはできなかった。

関連する研究開発は、使用済燃料プールライナーの漏えいを特定するために使用できる非破壊検査と適用技術の開発に焦点が当てられている[1,4,5]。PWR プラントにおける使用済燃料プール漏えい評価のための一部の実施例が参考文献[1]に記載されている。

フランスでは、粘着テープを用いて、使用済燃料プールライナーの漏えいを補修する技術の研究開発も行われている[5]。

Elforsk 報告書 10:62[6] (スウェーデン語で書かれた報告書で、英訳タイトル「ホウ酸含有水と鑄込みホウ素化合物のコンクリートへの影響」) では、ホウ酸を含む外部水に曝された場合のコンクリートへの影響と、コンクリート製造時にコンクリート中に鑄込まれたホウ素化合物のコンクリートへの影響に関する研究が行われている。この研究では、コンクリート中に鑄込まれた鋼材がホウ酸の影響を受ける可能性は低いと結論付けられている。

2012 年 1 月、NRC は、使用済み燃料プール (SFP)、燃料交換キャビティ、トリ、安全性に関連するコンクリート構造物における経年劣化の影響とその管理について、公開情報に基づきまとめた文書を発表した[7]。参考文献[8]によると、米国 NPP 104 基のうち、10 基の NPP からコンクリート製燃料交換キャビティとライナープレートからの漏

えいが、12 基の NPP から使用済み燃料プール (SFP) の漏えいが、25 基の NPP からコンクリート製安全関連構造物で発生した 29 の個別の経年劣化事例が報告されている。

参考文献[7]は、加圧水型原子炉 (PWR) の場合、ホウ酸水の漏えいは、一次シールドライナー、原子炉支持体、格納容器の腐食を引き起こしたり、漏えい水が蓄積する他の構造物や部品に影響を及ぼす可能性がある旨が記載されている。PWR の SFP からステンレス鋼ライナーの母材、溶接継ぎ目、またはプラグ溶接部を通して漏えいする原因は、通常、ホウ酸結晶による漏えい検知チャンネルのつまりとライナープレート溶接部のピンホールによるものである。コンクリートや関連する鉄筋の劣化は、原水の化学的攻撃、コンクリートの溶出、高温への暴露によるものである。劣化を検出し、その程度を判定するためにさまざまな資格取得者が行った現場での活動、劣化を修正または食い止めるために使用された方法、劣化したコンクリート構造物の耐荷力への劣化の影響を判定するために行われた評価について、参考文献[7]にも記載されている。

9. 品質管理：

サイトの品質保証手順、審査・承認プロセス、管理管理は、様々な加盟国の規制要件（例：10 CFR 50, Appendix B[9]）に準拠して実施される。

References

- [1] Advanced Electromagnetic Inspection Methods for Fuel Pool and Transfer Canal Liners. EPRI, Palo Alto, CA: 2012. 1025214.
- [2] IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5, “Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants” Vienna, Austria, 2016.
- [3] COG R&D Work Package # 40541-Identify Leak Sources in Liquid Storage Tanks
- [4] Welding and Repair Technology Center: Boric Acid Attack of Concrete and Reinforcing Steel in PWR Fuel Handling Buildings. EPRI, Palo Alto, CA: 2012. 1025166
- [5] Welding and Repair Technology Center: Guideline for Nuclear Fuel Pool Repair Strategy. EPRI, Palo Alto, CA: 2016. 3002007902
- [6] Elforsk report 10:62, Inverkan på betong av borsyrhaltigt vatten och ingjutna borföreningar (Report written in Swedish, English translation of the title” Effect on concrete of boric acid-containing water and cast-in boron compounds”), Published on <https://www.energiforsk.se/>, 2010
- [7] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, A Summary of Aging Effects and Their Management in Reactor Spent Fuel Pools, Refueling Cavities, Torii, and Safety-Related Concrete Structures, NUREG/CR-7111, USNRC, 2012.
- [8] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Assessment of In-service Condition of Safety-Related Nuclear Power Plant Structures, NUREG-1522, USNRC, 1995.
- [9] 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