

AMP 304 格納容器漏えい率試験(2020 年版)

プログラムの概要

格納容器漏えい率試験は、(a) 格納容器、または格納容器を貫通するシステム及び部品を通じた漏えいが指定された許容漏えい率を超えないこと、及び(b) 格納容器構造の健全性が、耐用期間中維持されることを保証するために推奨される。

IAEA[1-4]は、格納容器漏えい率試験を実施するための一般的なガイダンスを提供している。この AMP は、格納容器漏えい率試験を実施するための具体的なガイダンスを提供する。

一部の加盟国では、格納容器漏えい率試験 (LRT) プログラムのもと、3 種類の試験が実施されている。タイプ A 試験は、冷却材喪失事故の格納容器ピーク圧力における全体的な一次格納容器統合漏えい率を測定するために実施される。タイプ B 試験は、局所的な漏えいを検出し、格納容器貫通部の各圧力保持バウンダリーまたは漏えい制限バウンダリーを横切る漏えいを測定することを目的としている。タイプ C 試験は、局所的な漏えいを検知し、格納容器貫通部または格納容器を貫通するラインに設置された格納容器隔離弁を横切る漏えいの測定を目的としている。タイプ C 試験がこのプログラムで実施されない場合、AMP102 のように、隔離弁を含むシステムの漏えいを試験する供用期間中試験プログラムに含めることができる。

このプログラムでは、格納容器構造物及び構成部品のアクセス可能な内面及び外面の一般的な検査を、タイプ A 試験の前に実施し、格納容器システムの性能、プラントの環境条件、及び規制当局との合意に基づいて、定期的な間隔での試験実施を推奨している。AMP301 または AMP302 に準拠して実施される一般的な目視検査は、許容できる代替法でもある。検査の目的は、格納容器の構造健全性又は漏えい防止に影響を及ぼす可能性のある構造劣化の証しを発見することである。構造劣化の証しがある場合には、修理／交換手順に準拠して是正措置が取られるまで、タイプ A 試験は実施されない。

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:

格納容器 LRT プログラムの対象範囲には、すべての格納容器バウンダリー圧力保持部品が含まれる。

2. 経年劣化を最小化し管理するための予防措置:

格納容器 LRT プログラムは、予防措置を含まない性能モニタリングプログラムである。

3. 経年劣化の影響の検出:

格納容器 LRT プログラムは、シールやガスケットを含む格納容器圧力バウンダリー部品の漏えい率を検知する上で有効である。格納容器シェル、格納容器ライナー、及び関連する溶接部、貫通

部、継手、その他のアクセス開口部からの漏えい率がモニターされる。漏えい率の計算と格納容器漏えい率試験の十分な実施は、格納容器の漏えい気密性と構造健全性を担保するが、それだけでは経年劣化が始まっていること、あるいは地震荷重など他の種類の荷重に対して格納容器の性能が低下している可能性があることを示す情報は得られない。これは、AMP301 または AMP302 に記載されているような、許容可能な格納容器の供用期間中検査プログラムを追加実施することで達成されることが考えられる。

漏えい率試験は、格納容器の設計圧力、または測定された漏えい率から安全解析で考慮される事故圧力での漏えい率を十分に正確に外挿できる圧力で実施される。

目視検査は、タイプ A 試験を開始する前と、格納容器システムの性能に基づき試験間の定期的な間隔で、格納容器のアクセス可能な内面及び外面に対して実施される。目視検査は有資格者によって実施される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向：

LRT プログラムは運転許可期間中繰り返されるため、圧力バウンダリー全体が経時的に監視される。タイプ A 試験は、格納容器システム全体の過去の実績に基づき、定期的な間隔で実施される。タイプ B 試験とタイプ C 試験は、バウンダリーと隔離弁の安全上の重要性和過去の実績に基づき、定期的な間隔で実施される。

LRT の典型的なステップは、高圧での漏えい率が低圧での漏えい率と相関があることを確認することである。コンクリート表面による空気の吸収／放出は圧力に比例し、また格納容器構造の理想的な漏えい特性は層流挙動を示す[5]。これにより、漏えい率試験自体が格納容器バウンダリーの破損を引き起こしていないことの確信につながる。

格納容器漏えい率試験の適切な検査頻度は、通常は各加盟国の規制、民間規格・基準で特定される[6-9]。プラントの設計基準や規制、適用される規格・基準に特別な要求がない場合、タイプ A 試験は、10 年を超えない間隔で実施される。しかし、この間隔は、連続する 2 回のタイプ A 試験が成功した場合、最大 15 年まで延長することができる。タイプ B 試験とタイプ C 試験は、24 ヶ月を超えない間隔、または燃料交換時期ごとに実施される。しかし、この間隔は、連続 2 回の試験が成功した場合、タイプ B 試験は最大 120 ヶ月、タイプ C 試験は最大 60 ヶ月まで延長することができる。格納容器の目視検査は、少なくとも 5 年ごとに実施される。定期検査 (例えば、タイプ B 試験やタイプ C 試験) から除外される格納容器バウンダリー部品も同様に経年劣化が管理される。そのような部品の経年劣化を管理するためには、他のプログラムを適用することができる。適切な検査頻度を特定するための詳細は、参考文献[8,10-14]に記載されている。検査頻度は、規制要求及びプラント特有の運転経験に基づいて決定される。

5. 経年劣化の緩和：

本 AMP は性能モニタリングプログラムであるため、経年劣化の影響を緩和するための一般的な推奨を含んでいない。しかし、構造物や部品から許容基準を超える漏えいや劣化が検出される場合には、劣化の根本原因を緩和するため、詳細なモニタリングと劣化傾向、及び構造解析に基づいて、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:

漏えい率の許容基準は、プラントの安全解析で想定され加盟国の規制機関によって承認された漏えい率が、プラント運転期間を通じて維持されることを満たすように選択される。LRT プログラムの結果は、漏えいに関する許容基準が満たされたことを証明するために文書化される。試験は、指定された漏えい率を超えないことを実証するため、格納容器の部品が事故後の状態を代表する状態で実施される。

7. 是正措置:

漏えい率が許容基準を満たさない場合、許容できない性能の原因を特定するための評価が行われ、適切な是正措置が取られる。この措置には、再発防止のための調整、修理、欠陥品の交換などの保全措置が含まれる。

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、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結果を定期的に評価するための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、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 の開発) 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[4]である。

NRC 情報通知 (IN) 92-20 “Inadequate Local Leak Rate Testing” [14]には、いくつかの配管貫通部で使用された 2 層鋼製膨張ベローズの不十分な局所漏えい率試験の経験が記述されている。

スウェーデンの Ringhals 原子力発電所 2 号機では、格納容器空気試験中に、原子炉格納容器基礎マットの炭素鋼ライナーの一部を排水するダクトに溜まった水分による著しい漏水が確認された。漏水の原因は、トロイド鋼ライナーの以前の修理に起因するものであった。ライナーはコンクリートを取り除く際に損傷していた。機械的損傷が確認され、修理された。この後に実施された新しい格納容器空気試験により、漏えい量は少なく、修理が効果的であったことが確認された。この件に関する追加情報は AMP301 に掲載されている。

フランスでは漏えい試験中に、基礎マットからの漏えいが確認された。この漏水は、構造物の下部に水を入れた際には確認されなかった。この結果は、安全性に影響がないことを正当化するために用いられた。

チェコ共和国の WWER440/V213 設計では、使用済み燃料プールと格納容器の境界部に、格納容器炭素鋼密閉ライナーの一部がある。これは使用済み燃料プールのステンレス鋼ライナーの後部に位置している。ライナーのこの部分の状態を評価することは、アクセスできないため困難である。チェコの評価方法は、排水システムを通る空気流を測定するため、LRT 中に使用済み燃料プ

ールの排水システムを使用するものである。このような空気流測定により、ライナーのこの部分に起因する格納容器全体の漏えい割合を計算することができる。このパラメータは、状態監視と傾向分析の補助パラメータとして使用される。

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、レビュー及び承認プロセス、並びに管理統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR Part 50, Appendix B[12]) に準拠して実施される。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna, 2002.
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.10, IAEA, Vienna, 2004.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Review of the Methods used for Leak Rate Measurements for WWER-440/230 Confinements and WWER-440/213 Containments, IAEA-EBP-WWER-10, IAEA, Vienna, 1998.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants, No. NP-T-3.5, IAEA, Vienna, 2016.
- [5] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, N287.6-11 Pre-operational Proof and Leakage Rate Testing Requirements for Concrete Containment Structures for Nuclear Power Plants, CSA, Mississauga, 2011.
- [6] CANADIAN STANDARD ASSOCIATION, In-service Examination and Testing Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants, CSA N287.7-08 (R2013), CSA, Mississauga, Ontario, Canada, 2008.
- [7] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors, 10 CFR Part 50, Appendix J, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [8] AFCEN, RCC-CW Rules for Design and Construction of PWR nuclear civil works, 2015.
- [9] THE JAPAN ELECTRIC ASSOCIATION, Leakage Rate Testing of Primary Reactor Containment Vessel, JEAC 4203-2008, Tokyo, Japan, 2008.
- [10] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE, Industry Guideline for Implementing Performance Based Option of 10 CFR Part 50, Appendix J, NEI 94-01, Rev. 3-A, NEI, Washington DC 2012.
- [11] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Performance-Based Containment Leak-Test Program, NRC Regulatory Guide 1.163, Rev. 0, USNRC, 1995.

- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [13] SAFETY STANDARDS OF THE NUCLEAR SAFETY STANDARDS COMMISSION (KTA), KTA 3405 “Leakage Test of the Reactor Containment Vessel”, 2010.
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, NRC Information Notice 92-20, “Inadequate Local Leak Rate Testing.” ML031200473. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1992.