

AMP 159 PWR 非常用炉心冷却装置ハイドロアキュムレータ(2019 年版)

プログラムの概要

緊急炉心冷却システム (ECCS) は、冷却材喪失事故 (LOCA) の際に炉心冷却を行う。短期冷却 (コールドレグ注入) 段階では、ECCS はボウ酸水を原子炉容器内に迅速に注入し、炉心を再冠水することにより、炉心損傷を最小限に抑える、または防止することで、過度の炉心温度を防止する。長期冷却段階では、ECCS は格納容器再循環槽から回収した水を再循環させ、炉心からの崩壊熱を必要な限り除去する。

このプログラムの目的は、PWR NPP の ECCS ハイドロアキュムレータの経年劣化を管理することである。ハイドロアキュムレータの性能監視、経年劣化の影響の特定、緩和及び是正措置計画の策定とその実施は、ハイドロアキュムレータが設計寿命を通じて、また長期運転において、意図された機能を発揮し続け、性能目標を満たすことを確実にするために必要なこのプログラムの一部である。

この経年劣化管理プログラムは、ハイドロアキュムレータの部品特有の AMP であり、ハイドロアキュムレータが受ける可能性のある複数の劣化メカニズム及び経年劣化メカニズムを管理するために必要な活動を対象としている。そのため、この AMP は、特定の劣化メカニズムや経年劣化の影響に対処する、劣化に特化した他の AMP やモニタリングタイプの AMP を参照にする。

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、PWR NPP の ECCS 内のハイドロアキュムレータの経年劣化を管理するために適用される。シェル、ノズル、マンホール、遮蔽板、リフティングラグ、ヘッド (上部及び下部)、スカート支持体、及びダンパーに関連する経年劣化メカニズムを定期的に評価する。

この AMP では、以下の劣化メカニズムが考慮されているが、すべてのメカニズムがこの AMP の範囲内の各項目に適用されるわけではない[1,2]。

- 応力腐食割れ (SCC)
- 全面腐食
- 自己緩みによる摩耗と予圧の喪失
- ボウ酸腐食

2. 劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

予防措置として、ハイドロアキュムレータの経年劣化は、例えば AMP103 や参考文献[3]のような水質管理プログラムによって管理できる。

その他の予防措置は、予防保全の枠組みの中で行われる (一般的な補修、塗装、シーリングやネジの締め具合の検査など)。

3. 経年劣化の検出:

ハイドロアキュムレータは、AMP102 に準拠して検査・試験される。目視検査、表面亀裂を検出するための浸透探傷検査、寸法管理、超音波検査などの非破壊試験が使用される場合がある。AMP102 の範囲内で実施される目視検査、表面検査、または体積検査によって、SCC による亀裂、または全面腐食、摩耗による材料損失が検出されることが考えられる。

ホウ酸のボルト材料への漏えいの影響は、AMP110 で対処される。

ハイドロアキュムレータの検査と漏えいの検出は、国家の規制または管理統制文書に準拠して実施される。水圧試験は、国家の規制に準拠して実施される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向

水質サンプリング結果は定期的に監視され、パラメータは、意図された機能が失われる前には是正措置を講じることができるように、傾向分析される。腐食や亀裂の進行を評価し、予測できるように、検査結果は、経時変化の傾向分析がなされる。

モニタリングと傾向分析は、本 AMP3 節に準拠して実施される。

5. 経年劣化の緩和:

経年劣化の影響を緩和するための推奨は、AMP103 に基づいている。

6. 許容基準:

許容基準は、本 AMP3 節の一部であり、保全手順である。劣化の兆候や関連する状態は、管理統制事項あるいは一般的なガイダンス文書 (例えば参考文献[4-6]) に準拠して許容性の評価を行うことができる。

a) 外面検査

- i. タンク及びノズル取り付け部の外面／溶接部 - ブリスター、摩耗の兆候、水漏えい、レイアップ状態での N₂ 漏えいなし、塗装の損傷なし、腐食なし
- ii. マンホール蓋の外面 (角) - ボルトの緩みなし、塗装の損傷なし、腐食なし
- iii. スカート支持体 - ボルトの緩みなし、腐食なし
- iv. 基礎定着ボルト／ナット - 緩みなし、腐食なし

b) 水圧試験

漏えいなし、ハイドロアキュムレータの試験圧力に異常な変形なし。

c) 水質管理

化学的パラメータは、国の基準及び標準と一致している。

d) NDE によって測定された肉厚が、次の定期検査間隔の設計コード (参考文献[8]など) の許容限界を超えない材料エロージョン・コロージョン損失を示している場合は、許容可能とみなす。

e) NDE によって検出された兆候が、設計コード (参考文献[7]など) の許容限度を満たす場

合は、許容可能とみなす。

上記の一般的な許容基準に適合しない状態であっても、次の定期検査間隔が終了するまでの間、工学的分析によって部品の使用適合性が実証されていれば、許容可能とみなすことができる。

7. 是正措置:

許容基準を満たさない場合、経年劣化の影響を管理するための是正措置として、様々な保全措置が利用可能である。保全措置の種類と時期の決定は、観察された経年劣化の影響と利用可能な保全技術の評価に基づいて行われる。

経年劣化を改善するために、次のような措置が考えられる:

- a) ブリスターが発見された場合、部品の塗装／塗料の補修を行う。ハイドロアキュムレータの保全手順に準拠しなければならない。
- b) 漏えい、またはその兆候がある場合の溶接及び接合部の補修は、国家の手順 (例えば参考文献[8]) に準拠して実施される。
- c) 部品のスタッド／ファスナー／ガスケットに損傷が検出された場合は交換される。

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

本 AMP は業界全体における一般的な経験を対象としている。プラント特有の関連運転経験は、プラント AMP がプラントに適切であることを確実にするために、プラント AMP の策定において考慮される。プラントはフィードバックプロセスを実施し、プラント及び業界全体の運転経験と研究開発 (R&D) 結果を定期的に評価し、必要に応じてプラント AMP を修正するか、または追加の措置 (例えば、新たなプラント特有の AMP を策定する) を講じ、経年劣化管理の継続的な有効性を確保する。

プラント特有及び業界全体の運転経験のレビューと評価により、PWR NPP で使用されているハイドロアキュムレータの現状の検査及び漏えい試験プログラムは、経年劣化の影響を管理する上で一般的に有効であることが示されている。

研究開発成果と効果的な経験の交換は、このプログラムの継続的な改善を実施するための重要な要素である。

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、ならびに管理上の統制は、様々な国家の規制要件 (例えば参考文献[9,10]) に準拠して実施される。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 91-05: Intergranular Stress Corrosion Cracking in Pressurized Water Reactor Safety Injection Accumulator Nozzles, US NRC 1991.

- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Ageing Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801 Revision 2.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Specific Safety Guide SSG-13, Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, 2011.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide SSG-48, 2018.
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Primary System Corrosion Research Program: EPRI Materials Degradation Matrix, EPRI 3002013781, Revision 4, EPRI, Palo Alto, CA, May 2018
- [6] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, NUREG-2191, 2017
- [7] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, BPVC, Section XI (Edition 2017)
- [8] ASCEN, RSE-M 2010, Appendix 3.1, Table CD 330-2 are attached at ANNEXURE-III
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B
- [10] Hungarian Atomic Energy Agency: Guideline 4.12. Ageing management during the operation of NPPs, April 2013.