

AMP 155 PWR 残留熱除去熱交換器(2020 年版)

プログラムの概要

残留熱除去システム (SRH) は、原子炉の炉心からの残留熱、原子炉冷却材システムからの顕熱を制御された速度で除去する。これは工学的な安全保障システムであり、2 台の 100% 容量の残留熱除去ポンプ、2 台の 50% 容量の垂直型シェル & U チューブ型残留熱除去熱交換器を含む。原子炉冷却材はステンレス鋼 (SS) 製の管側を通過し、炭素鋼 (CS) 製のシェル側は部品冷却水 (CCW) を運ぶ。SRH 熱交換器は、原子炉冷却システムの圧力バウンダリから崩壊熱と残留熱を除去するように設計されているため、重要な部品とみなされ、燃料交換システムや一次系システムの運用を可能としている。

このプログラムの目的は、PWR 原子炉プラントの SRH 熱交換器の経年劣化を管理することである。熱交換器 (HX) 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、熱交換器が設計寿命を通じて、また寿命延長期間を通じて、要求される機能を継続し、性能目標を満たすことを確実にするために必要な本プログラムの要件である。

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範囲:

本プログラムは、PWR 原子炉プラントの残留熱除去システムにおけるシェル & U チューブ型熱交換器の経年劣化管理に適用される。SRH 熱交換器における活動的または潜在的に活動的な劣化メカニズムは、粒界型応力腐食割れ (IGSCC)、機械疲労、摩耗、析出、汚損、腐食、エロージョン・コロージョン、さらに HX の支持パーツにおける応力緩和である。熱交換器管、管シート、管継手溶接部、シェル、ノズル、ヘッド、ファスナーに関連する経年劣化メカニズムの定期的評価が実施される。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムには、劣化に対処するための予防措置が含まれる。予防措置には、性能監視、状態監視、予防保全がある。性能試験と保全が望ましいが、試験が実行不可能であることを示す十分な技術的正当性があれば、モニタリングで代用することも可能である。

一次系冷却水中のホウ素濃度は、反応性の制御を担っており、管側のホウ素化合物から、スケーリングとしても知られる沈殿物の汚損につながる可能性がある。塩化物は、IGSCC の可能性を著しく高める可能性がある。湿気と乾燥が交互に繰り返されると、熱交換器伝熱管にホウ素が濃縮され、IGSCC がさらに加速される。そのため、定期的なグラブサンプリングと化学分析が実施され、一次系の水質が確認される。

このプログラムには定期的な見直しが組み込まれており、試験またはモニタリングの方法と間隔が、要求される措置限度を超えないよう供用するために最も適切であることが評価される。これらの見直しは、試験及びモニタリング技術の進歩、熱交換器の運転履歴、汚損率、冷却材の質の変化、熱負荷の利用可能性、及び以前の試験結果またはモニタリング結果を考慮する。検査で許容で

きない兆候や劣化が発見された場合、検査エリアの拡大、検査や漏えい試験の頻度の増加が検討される[1]。

3. 経年劣化の検出:

SRH HX の検査と漏えい検査は、国家の規制または管理統制要件に準拠して実施される。検出手段は参考文献[2]に示されている。

- (a) 動作異常
- (b) 供用期間中検査
- (c) 監視試験
- (d) 予防保全
- (e) 特別点検
- (f) 視聴覚的な警報
- (g) 日常観察

熱交換器の劣化は、以下の非破壊検査 (NDE) 方法 (AMP145 も参照) を用いて検出することができる。

- (a) 目視 - 直接目視検査や目視補助具 (ビデオプローブなど) を使用した検査によるエロージョン、腐食、汚損、塗装損傷の証しの検査が含まれる。
- (b) 寸法 - 超音波を使用したシェルやノズルの肉厚を測定する検査が含まれる。
- (c) 表面及び体積 - 渦電流法、またはその他の方法 (液体浸透探傷、磁粉、超音波など) による減肉や不連続面を測定する検査が含まれる。

以下のプログラムも、経年劣化検出の追加手段として考慮される。

- (a) 構造健全性 - 構造健全性、基礎、部品の緩みなどの問題を評価するため、ポータブルまたは固定ツールによる振動モニタリングが含まれる。
- (b) 化学的モニタリング・プログラムの強化 - 日常的な化学分析プログラムを強化し、腐食生成物、及び／又は、異物・緩み物体、及び／又は、管材を検出する。
- (c) 物理パラメータ監視プログラム - 入口／出口の温度と圧力／流量の監視プログラムを実施し、入口／出口の温度と圧力の上昇／低下を検出する。

熱交換器管の劣化は、適用される手順 (例: He 漏えいテスト手順) 及び熱交換器の製造業者が指定する技術仕様に準拠した漏えいテストを通じて特定することもできる。

4. 経年劣化の監視と傾向:

効果的な性能試験を可能にする十分な熱負荷は、比較的狭い時間枠の中で試験を実施することを必要とする冷却中に利用可能であると考えられる。その時間枠の中で、熱交換器の熱容量が低

下しているかどうかを判断するために、熱性能評価が実施される。検査と漏えいテストによる監視の頻度は、各燃料交換に伴う運転休止 (RFO) 中に、国家の規制または管理統制文書に準拠して実施される。

減肉が検出された場合、その深刻度は過去の測定を用いた傾向分析によって評価される。

流体間漏えいは、化学分析、放射線分析、渦電流管試験により監視される。

交換器全体の圧力差及び温度モニタリングの異常は汚損の発生を示す可能性があり、シェル側流量とシェル側圧力損失の定期的 (各 RFO) 測定はそれらの傾向を得るために実施される。

熱交換器の熱性能に影響を与える是正措置 (洗浄など) を実施する前に、熱交換器の現状を判断するために、供用期間中検査またはモニタリングが実施される。この現状は、適切な試験間隔またはモニタリング間隔を設定するために不可欠である。[1]

間隔は、プログラムの見直しの一環として、汚損率、汚損の種類、運転要件、熱負荷の利用可能性に基づいて調整され、間隔中に満足のいく性能を保証する。間隔は 10 年を超えてはならない。

5. 経年劣化の緩和:

検査結果は、緩和措置の必要性を判断するために評価される。

シェル中や管外側に汚損が確認された場合、堆積物やスラッジは分析され、必要な場合のみ洗浄される。

検査の結果、塩化物の濃度が高かった場合、あるいはばらつきがあることが判明した場合、化学的管理プログラムの更新／調整が検討される。

6. 許容基準

- (a) 前回の検査から検出可能な変化を示さない NDE から検出された兆候は、許容可能とみなされる。
- (b) 次の定期検査間隔の終了時に、部品の設計に指定された限度を超えないエロージョン・コロージョンによる材料損失を示す NDE から検出された兆候は、許容可能とみなされる。
- (c) 別段の指定がない限り、ASME BPVC, Section XI のような国家の規制または管理統制文書に準拠した許容基準が適用される。

上記の一般的な許容基準に適合しない状態であっても、次の定期検査間隔の終了時まで、規制当局が満足するような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 (AMP145 も参照)。

7. 是正措置:

検査結果は、国家の規制または管理文書、及び承認された使用適合性ガイドラインに準拠して評価され、是正措置の必要性が決定される。必要な場合、管の栓、管のスリーブ、修理、交換、また

はその他の緩和措置を含む是正措置計画が策定され、実施される (AMP145も参照)。

内部漏えいは、化学物質測定あるいは放射能測定、検査や試験から検出可能である。当該測定において異常が観察された場合、作業手順書に基づき、漏えい箇所の特定等の是正措置が実施される。

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:

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 原子炉プラントの残留熱除去熱交換器に使用される熱交換器の現在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た。

原子炉プラントで使用される熱交換器に関する現在入手可能な情報の包括的なレビューが参考文献[3]に示されている。そこでは、熱交換器設計とサービス適用の共通特性が、経年劣化メカニズム及び経年劣化管理プログラム／技術評価のためのグループ分けを確立するために検討されている。熱交換器に当てはまるすべての経年劣化メカニズムは、どれが重要でなく、どれが重要であるかを決定するために調査されており、また重要な経年劣化のメカニズムを検出するため、及び／又は、軽減するため、何が効果的であるかを判断するために、経年劣化管理プログラム／技術が検討される。

さらに、熱交換器の保全、試験方法、性能監視に関する EPRI の概説とガイドラインが、参考文献 [4-6]に文書化されている。

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し、適切な是正措置を明確化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、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[7]) に準拠して実施される。

References

- [1] ASME OM Code, Part 21 Inservice Performance Testing of Heat Exchangers in LightWater Reactor Power Plants, 2012 edition.
- [2] US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Aging of Non-Power-Cycle Heat

Exchangers Used in Nuclear Power Plants, NUREG/CR-5779, ORNL, 1992.

- [3] SANDIA NATIONAL LABORATORIES, Aging Management Guideline for Commercial Nuclear Power Plants - Heat Exchangers, SAND93-7070, SNL, 1994.
- [4] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Heat exchangers: Over of Maintenance and Operation, EPRI/NMAC TR-106741, EPRI, Palo Alto, CA, 1997.
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Preventive Maintenance Basis, Volume 32: Heat exchangers Condition Assessment Program, BOPHX-01, Rev 1, EPRI, Palo Alto, CA, 1997.
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Heat Exchangers Testing Guideline, EPRI-7552, Subsection 4.2, EPRI, Palo Alto, CA, 1997.
- [7] UNITED STATES 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.