

AMP 145 CANDU/PHWR 減速材及び減速材の精製熱交換器(2021 年版)

プログラムの概要

CANDU と PHWR の設計に特有な減速材システムは、原子炉運転中に減速材で発生する熱を除去するために、熱交換器を通してカランドリア内のカランドリア管 (燃料チャンネル付き) を取り囲む重水減速材 (D_2O) を循環させる。減速材システムは、2 台の 100% 容量のポンプと 2 台の 50% 容量の熱交換器 (以下「減速材熱交換器」という。) を含む。減速材熱交換器はシェル型の U 字管熱交換器である。重水減速材は伝熱管側を通過し、シェル側には軽水の再循環冷却水 (RCW) または低圧給水 (LPSW) が供給される。減速材熱交換器は、減速材流体から熱を除去することによって減速材システムの機能をサポートし、システムの安全な運転を維持するための役割を果たすため、重要な部品とみなされている。

CANDU/PHWR の減速材精製システムは、pD (pH) を制御し、 D_2O に含まれる不純物を除去することにより、重水減速材の純度を維持し、部品の腐食と crud の活性化を最小限に抑える。減速材精製システムはまた、中性子可毒物質の濃度を調整し、シャットダウンシステム 2 (SDS2) の運転後に可溶性ガドリニウム毒を除去するためにも使用される。減速材精製システムは、フィルター、イオン交換カラム、シェル型 U 字管減速材精製熱交換器から構成される。減速材精製熱交換器は、減速材精製流体を樹脂仕様に冷却し、システムの安全な運転を維持するために重要である。

このプログラムは、CANDU/PHWR の減速材システムで使用される減速材熱交換器と減速材精製システムで使用される減速材精製熱交換器の経年劣化を管理するものである。このプログラムでは、熱交換器の性能を監視し、経年劣化の影響を発見し、プラントの目標寿命を通じて必要な機能を継続し、性能目標を達成することを確実にするために是正措置計画を策定・実施することが要求される。

評価と技術的根拠

1. 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、CANDU/PHWR の減速材システム及び減速材精製システムに使用されるシェル型伝熱管熱交換器の経年劣化管理に適用される。減速材熱交換器と減速材精製熱交換器における活性な、あるいは活性化する可能性のある劣化メカニズムには、エロージョン、エロージョン・コロージョン、孔食、全面腐食、微生物学的腐食 (MIC)、汚損、フレッティング、応力腐食割れ (SCC)、疲労が含まれる。熱交換器伝熱管、伝熱管シート、伝熱管の接合溶接部、シェル、ノズル、炉内構造物、チャンネルヘッド、分離プレート、ファスナーに関連する経年劣化メカニズムの定期的な評価が実施される。

2. 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、性能監視及び状態監視、予防保全が含まれる。

シェル側の給水は濾過されたオープン給水である。ゴミの浸入を防ぐため、トラッシュラックとトラベリングスクリーンが使用される。塩化物注入 (ショック処理など) は、イガいの増殖に対抗し、生物汚損物質、腐食生成物、デブリの蓄積を除去するために定期的に行われる。

伝熱管側の水質は、D₂O の放射線分解を促進するイオン性不純物の濃度を最小にし、減速材システム材料の腐食を最小にするように制御される。定期的なグラブサンプリングと化学分析は、減速材水質の検証のために実施される。

検査で許容できない兆候や劣化が見つかった場合、検査エリアの拡大、検査や漏えいテストの頻度の増加が検討される。

3. 経年劣化の検出:

減速材熱交換器と減速材精製熱交換器の点検と漏えい検査は、国家の規制または管理統制文書に準拠して実施される。検査は、以下の非破壊検査 (NDE) 法[1-3]を用いて、熱交換器の劣化を検出する。

- (a) 目視 - これには、直接目視検査や目視補助具 (ビデオプローブなど) を使用した検査などの方法による、エロージョン、腐食、汚損、損傷した塗装の証しに対する検査が含まれる。
- (b) 寸法 - 超音波技術を用いたシェルまたはノズルの肉厚を測定するための検査を含む。
- (c) 表面及び体積 - 渦電流法、またはその他の方法 (液体浸透探傷剤、磁粉、超音波など) による減肉や不連続面の判定検査を含む。

熱交換器伝熱管の劣化は、熱交換器製造メーカーが指定する適用手順 (例: ヘリウム漏えい試験手順) 及び技術仕様に準拠した漏えい試験によっても確認することができる。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向:

減速材熱交換器及び減速材精製熱交換器の経年劣化は、定期点検プログラム、漏えい試験プログラム、及び／又は、性能・状態監視プログラムの組み合わせにより、定期的に評価・監視される。

熱性能は、熱交換器の熱容量が低下していないかどうかを判断するために定期的にモニターすることができる。

振動モニタリングプログラムは、構造健全性、基礎または部品の緩みの問題を評価するために使用することができる。モニタリング、巡回点検、検査、漏えいテストの頻度は、検出された劣化の結果に基づいて、また国家の規制や管理統制文書に準拠して調整される。定期的または強化された水質モニタリングは、潜在的な劣化 (漏えいや腐食など) を検出するために使用することができる。

減肉は、設計基準内の限界値を満たすように監視される。

また、シェル側流量とシェル側圧力損失の減少は、汚損の発生を示す可能性がある。従って、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／出口の増減を検出することができる。

温度調節弁 (TCV) 位置の変化は、熱交換器の熱条件の変化を示すことがある。熱条件の変化は、汚損に起因するシェル側流量の減少を示す可能性がある。従って、TCV 位置のモニタリングが実施される。

減速材熱交換器からの流出液の LPSW と減速材精製熱交換器からの流出液の HPSW のサンプルの両方が、伝熱管の漏えいを示す可能性のあるトリチウムレベルを監視するために採取される。

5. 経年劣化の緩和:

検査結果は、定期的な塩素処理、洗浄、点検などの緩和措置の必要性を判断するために評価される。

シェルの中や管の外側に汚損が確認された場合、堆積物やスラッジが分析され、必要であれば影響を受けた表面が洗浄される。

検査の結果、水質管理プログラムの欠陥が明らかになった場合、プログラムは見直され、それに応じて調整される。

6. 許容基準

- a) 前回の検査以来、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) NDE から検出された、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界値を超えないエロージョン・コロージョンの兆候は、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[2]のような国家の規制や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、次回の計画検査まで、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。

7. 是正措置:

検査結果は、国の規制または管理統制文書、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、漏えいの場所の特定などの是正措置の必要性を決定する。また、必要であれば、伝熱管の栓、伝熱管のスリーブ、その他の修理、交換または緩和措置を含む是正措置計画が策定され、実施される。

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。

運転経験及び研究開発結果の適時的なフィードバックを確実にする枠組みを構築することは、それらが AMP に考慮されているという客観的な証拠を提供する。

外部の運転経験の適切な情報源は、NRC、WANO、SNL、EPRI などである。

NRC は、Generic Letter 89-13[4-5]から、給水熱交換器に対する継続的なプログラム方式の措置の要求事項を発行し、サーベイランスと制御技術により生物的汚損による流れの閉塞を低減し、試験プログラムにより熱伝達能力を検証し、日常点検と保全により腐食、エロージョン、

シルト、生物的汚損が給水システムの性能を低下させないようにしている。

減速材熱交換器の外管側では、異物による減肉などのエロージョンにより、伝熱管破損が発生している[6]。この経年劣化を管理するために、目視点検や FME プロセスが実施されている。

この AMP に関連して、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[7]に示されている。そこでは、熱交換器の設計とサービス適用の共通特性が、経年劣化メカニズムや経年劣化管理プログラム／技術の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。熱交換器に適用され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、経年劣化管理プログラム／技術は、重要な経年劣化メカニズムを検出し、あるいは緩和するために何が効果的であるかを決定するために調査される。

運転経験は、CANDU Owners Group (COG) と EPRI の運転経験データベースに報告されている。さらに、熱交換器の保全、試験、性能監視に関する EPRI の概要・ガイドラインは、参考文献[8-12]に記載されている。

この AMP が作成／検討された時点では、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、CSA N286-12[13]) に準拠して実施される。

References

- [1] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components, CSA N285.4-19, CSA, Toronto, Canada, 2019.
- [2] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2013 edition as approved in 10 CFR 50.55a, New York, NY.
- [3] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Inservice Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, March 2004.
- [4] NUCLEAR REGULATORY COMMITTEE, Generic Letter 89-13, Service Water System Problems Affecting Safety Related Equipment, 1989
- [5] NUCLEAR REGULATORY COMMITTEE, Generic Letter 89-13, Supplement 1, 1990.
- [6] WORLD ASSOCIATION of NUCLEAR OPERATORS, Operating Experience: Moderator Heat Exchanger Tube Failure, 2007.
- [7] SANDIA NATIONAL LABORATORIES, Aging Management Guideline for Commercial Nuclear Power Plants - Heat Exchangers, SAND93-7070, SNL, 1994.
- [8] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Nuclear Maintenance Applications Center: Heat Exchanger Maintenance Guide EPRI 1018089, EPRI, Palo Alto, CA, 2009.
- [9] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Preventive Maintenance Basis, Volume 32: Heat Exchangers – Tube Type, EPRI TR-106857-V32, EPRI, Palo Alto, CA, 1998.

- [10] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Balance-of-Plant Heat Exchanger Condition Assessment and Inspection Guide EPRI-TR 108009, EPRI, Palo Alto, CA, 1999.
- [11] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, SW Heat Exchangers Testing Guideline, TR-3002005340, EPRI, Palo Alto, CA, 2015.
- [12] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Heat Exchangers Performance Monitor Guidelines, EPRI NP-7552, , EPRI, Palo Alto, CA, 1991.
- [13] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Management System Requirements for Nuclear Power Plants, CSA N286-12, CSA, Toronto, Canada, 2012.