

AMP 141 CANDU/PHWR 原子炉組立品 (2021 年版)

プログラムの概要

この AMP は、CANDU 及び PHWR の原子炉組立品の劣化メカニズムに関する現在の理解に基づき、運転期間を通じて重要な原子炉組立品機器の機能が失われる前に経年劣化の影響を発見し、是正 (修理または交換) することを確実にするための経年劣化に対する管理戦略、技術的に実行可能な検査及び保全活動を提供する。

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:

本プログラムに関しては、原子炉組立品は、カランドリア容器、端部シールド、シールドタンク・カランドリア保管庫、案内管、減速材出入口、カランドリア端部シールド支持部、反応度制御ユニット、カランドリア逃がしダクト、格子管、カランドリア管 (CT) から構成される。プログラムの範囲は、上記の部品に対する経年劣化の影響を管理することである。燃料チャンネル (圧力管 (PT) 及び端部継手を含む) の経年劣化管理プログラムは、AMP139 の対象である。

2. 劣化を最小化し、管理するための予防措置:

全面腐食、孔食、隙間腐食、応力腐食割れによる材料損失は、モデレータの pH、塩化物、フッ化物、遮蔽冷却水の pH、塩化物、溶存 O_2 を、モデレータシステムと遮蔽冷却システムの化学管理手順に基づく許容限界以下に管理することにより、防止または緩和できる。

水質管理方法は、水質条件が経年劣化に及ぼす悪影響を管理・監視するために確立される。原子炉モデレータの化学状態を監視・維持するためのプログラムの記載と評価、及び技術的基盤は、AMP103 に記載されている。

モデレータカバーガスシステムは、逃しダクトを含め、水で満たされていない部分に不活性で腐食性のない He ガス雰囲気を提供する。このシステムが適切に機能すると、浸入する空気を追い出すことでカランドリア内の酸素及び硝酸生成を最小限に抑え、システム内での Ar-41 の生成を減少させることができる。

3. 経年劣化の検出:

検査により、亀裂、エロージョン、腐食、漏えい、摩耗、はめ込み接続部の緩和、クリアランス/設定の変更、物理的な変位、部品の緩みや欠落、破片、ボルトや溶接による接合部の健全性喪失などを発見することが可能となる。

a) カランドリア容器と端部シールドの目視検査

検査の目的は、カランドリアが運転継続に適しているかどうかを判断し、是正措置が必要かどうかを見つけることである。カランドリア容器と端部シールドの検査は、運転開始から約 25~30 年後に行われる改修運転と大規模燃料チャンネル交換 (LSFCR) の運転休止が実質的に唯一の機会となる。AMP 119 も参照すべきである。カランドリア容器の検査範囲には、カランドリアの一般的な目視検査と、以下の箇所と部品のより詳細な検査が含ま

れる。

カランドリア底部の反応度機構ロケータ - ロケータは連続的な動荷重を受けるため、ロケータとカランドリア・シェルをつなぐ溶接部に亀裂が生じる可能性がある。検査範囲は、選定されたロケータの限定的な目視検査である。

水平フラックス検出装置先端のフローズプリッタ - 通常運転中、水平反応度機構の遠端に設置されたフローズプリッタは、モデレータの乱流によって引き起こされる連続的な動荷重に曝される。検査範囲は、すべてのフローズプリッタの状態の目視検査に限定される。

カランドリア底部のマンホール - マンホールのノズルと蓋は、陥没形状をしており、カランドリア底部に位置するため、破片が最も集まりやすい場所である。破片は隙間腐食の原因となり、また、カランドリア内の他場所での損傷劣化を示す指標となる。検査範囲には、マンホールの状態の目視検査と破片の痕跡の検査が含まれる。

カランドリア主溶接部 - 設置当初にカランドリア・シェルの主溶接部に観察された兆候がレビューされる。検査範囲には、顕著な変化を特定するために、これらの徴候の再検査が含まれる。

格子管 - 燃料チャンネル (FC) と CT を取り外すことにより、検査のためのアクセス が得られるので、LSFCR 中に格子管の状態を目視検査することができる。格子管の状態及び是正措置の必要性が、検査後に判断できる。

- b) カランドリア管の検査 - 原子炉内 CT 検査は、PT の取外しがある度に実施される。PT の除去は、CSA N285.4 材料サーベイランスプログラム[1]に準拠して 4 年ごとに必要である。この検査では、ガータースプリング (GS) の位置を含む傷や損傷、異物がないかの目視検査が行われる。
- c) 環状スペーサ (ガータースプリング) で支持されている PT と CT 間の隙間測定 (AMP139 参照)
- d) CT と LISS ノズル間の隙間測定
- e) ガイドチューブ (GT) スプリングハウジング内の GT ロケータ隙間の測定
- f) モデレータ入口ノズルの検査 - 運転経験に基づき、モデレータ入口ノズルは、流れに起因する振動の影響を受けるかどうかを確認するための重点的な測定として、検査範囲に含まれる。
- g) モデレータ入口ラインの検査 - 検査範囲には、モデレータ入口ラインの重要部位の目視、超音波、液体浸透探傷検査が含まれる。
- h) 環状隙間の底部の状態の目視検査。
- i) 検査ツールを用いたカランドリア保管庫／シールドタンク内部の検査 - これには、カランドリア容器、ダンプタンク、ダンプポート、膨張ベローズ、バランス、スプレー冷却ライン、イオンチャンバハウジング、反応度機構シンブル、クロージャ遮蔽板、RTS ベントラインが含まれる。
- j) カランドリア逃がしダクト (CRD) 及びカバーガス戻りラインの点検
 - 劣化の兆候 (例えば、腐食や孔食、応力腐食割れ) を検出するための目視検査
 - CRD またはラプチャーディスクの内径面に認められた腐食の化学分析のためのふき

取り

- 亀裂部分の冶金学的検査(ダクトの複製と金属組織検査)

k) 格子管の目視検査

4. 経年劣化の監視と傾向分析

CANDU/PHWR 水質管理ガイドラインで提案されている間隔に準拠して、塩化物、フッ化物、溶存酸素、pHレベルなど、応力腐食割れ、孔食、隙間腐食に影響を与える化学種は、“Moderator System Chemistry Control Procedure”、及び“Shield Cooling System Chemistry Control Procedure”に基づいて監視され、許容限界値以下に維持される(AMP103も参照)。保管庫へのHeガス漏えいは、CRDまたはカバーガスシステム戻りラインの亀裂の兆候の可能性はある。

プラント運転中の熱や照射に起因するクリープや成長によって引き起こされるPTとCT双方のたるみは、PT/CTの接触、カランドリア管/液体噴射シャットダウンシステム(LISS)ノズルの接触、燃料チャンネルの問題につながる可能性がある。

検査は、3節に示した範囲とスケジュールに従って実施される。CTとLISSのノズル間の隙間は、減少率と最小隙間に達するまでの時間を予測するために、定格相当運転時間に対して測定される。

検査結果は、劣化の影響が適切に判断され、適切な是正措置が特定されるように、追加検査が必要かどうかを判断するために評価される。

カランドリア内部検査システム(CIIS)は韓国Wolsong NPP1により開発され、モデレータ入口ノズル、カランドリア管シート溶接部、カランドリア容器内部、LISSノズル、カランドリアマンホールカバーとノズル溶接部等の検査が含まれている[2]。

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。緩和措置には、表面徴候の除去、修理、交換、制限付き運転、水質変化などが含まれる。カランドリア支持部の硝酸腐食を緩和するために、保管庫の露点監視と保管庫乾燥機の運転の監視が行われる。

6. 許容基準

- a) 非破壊検査(NDE)で検出された兆候で、前回の検査から検出可能な変化がないものは許容とする。
- b) 非破壊検査(NDE)から検出された兆候で、次の定期検査までの間、部品の設計で規定された限界値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ものは許容とする。
- c) 別段の指定がない限り、参考文献[1,3-4]のような国家の規則または管理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、次回の定期検査まで、規制当局が満足するような部品の使用適合性が証明されていれば、許容可能とみなすことができる。

7. 是正措置:

化学管理の許容基準が満たされない場合、原因が特定され、AMP103 及び “Moderator System Chemistry Management” 及び “Shield Cooling System Chemistry Management” の手順のような事業者特有の化学物質管理手順に基づいて、適切な是正措置が実施される。

きず兆候の検査結果は、参考文献[1,3-4]のような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基づいて評価され、是正措置の必要性が判断される。必要な場合、修理、交換、制限付き運転、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。

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。

カナダの原子炉プラントでは、運転経験 (OPEX) や研究[5-8]に基づき、モデレータ入口ノズル、案内管、カランドリア管、LISS ノズル、モデレータリリーフダクトなどのカランドリア炉内構造物が検査対象として選定されてきた。

過去には、1988 年にインドの MAPS -2 でカランドリア管の漏えいが報告された。その後、カランドリア入口マニホールドの故障が報告された[9]。対策として、インサートアレンジを拡張したスパーチャネルを使用した。Bruce と Point Lepreau 炉の改修経験から、25~30 年の運転後、炉内構造物は一般に良好な状態であることがわかっている。

1 基の出口カランドリア逃がしダクトで、塩化物種が炭素鋼腐食生成物の下に集中したためと考えられる粒界型応力腐食割れが観察された。

業界の情報交換を提供し、CANDU カランドリアと炉内構造物の寿命延長の適合性に関連する一般的な問題に対処するため、COG カランドリア & 炉内構造物ワーキンググループでは Calandria & Internals Working Group (CIWG) が設立された。CANDU Operating Group (COG) のジョイント・プロジェクト (JP) 4271 は、60 年運転に対するカランドリア容器と炉内構造物の寿命延長の適合性を評価した[10]。腐食、照射脆化、亀裂成長などの既知及び潜在的な劣化メカニズムは、可能な限り、カランドリア、炉内構造物及び介在システム全体について評価される。CANDU 業界は、カランドリア炉内構造物のうち、60 年の運転期間において使用適合性を示すことができないすべての機器を特定する。

可能であれば、特定されたすべての部品の使用適合性を実証するための検査計画及び境界評価を作成する。耐用年数 60 年を達成するために対処する必要のあるすべての属性が特定される。

この AMP に関連する研究開発活動の情報源としては、カナダの CANDU Owners Group (COG)、Canadian Nuclear Laboratory (CNL)、CANDU Energy Inc. 、インドの Bhabha Atomic Research Center (BARC) などがある。

このプログラムには、プログラムへの影響を評価し、プログラムに対する必要な措置や改訂を実行するために、プラント特有及び業界全体の運転経験、ならびに研究開発の結果を継続的

にレビューするための規定が含まれている。

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 N286-05[11]) 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, Toronto, Canada.
- [2] Jaedong Kim, S. Jin, G. Moon, Experience in Applications of Calandria Internal Inspection System to Wolsung NPP#1, Transaction of Korean Nuclear Society Spring Meeting, Korea, 2013.
- [3] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME Section XI, as approved in 10 CFR 50.55a, ASME, New York, NY.
- [4] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Inservice Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, March 2004.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: CANDU reactor assemblies, IAEA-TECDOC-1197, IAEA, Vienna 2001.
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Intercomparison of Techniques for Inspection and diagnostics of Heavy Water Reactor Pressure Tubes, IAEA-TECDOC-1609, IAEA, Vienna, 2009.
- [7] Materials Degradation and Related Managerial Issues at Nuclear Power Plants, Proceedings of a Technical Meeting, Vienna, 2005.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear power plant life management processes: Guidelines and practices for heavy water reactors, IAEA TECDOC – 1503, IAEA, Vienna, 2006.
- [9] T.S.V. Ramanan, Process Systems of PHWR: Indian Experience, Technical Committee Meeting on Exchange of Operation Safety Experience of Pressurized Heavy Water Reactors, Embalse, Cordoba, Argentina, April 3-5, 1991.
- [10] COG-JP-4271-004 A. Barakzai, N. Mano, A. Pandya: Calandria Fitness for Life Extension Guidelines: Phase 3, May 2013.
- [11] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Management System Requirements for Nuclear Power Plants, CSA N286CSA, Toronto, Canada.