

## AMP 148 CANDU/PHWR 原子炉停止システム(2020 年版)

### プログラムの概要

このプログラムの主な目的は、CANDU/PHWR 原子炉停止システムにおける機械部品の経年劣化を適時的に検出し、緩和することであり、プラント運転機関を通じてその健全性と機能的能力を確保することである。原子炉プラントの経年劣化管理ガイドラインは、指針文書[1-3]にも示されている。

CANDU/PHWR は、プラントの異常時に原子炉を迅速に未臨界にするための特別な安全システムとして、2 つの独立した、多様で、物理的・機能的に分離した効果的な原子炉停止システムを採用している。一次原子炉停止システムまたは原子炉停止システム 1 (PSS または SDS-1) は、機械式中性子吸収遮断棒を使用し、原子炉を長時間停止状態に保持できるよう、十分な余裕を持って原子炉停止能力を提供する。二次原子炉停止システムまたは原子炉停止システム 2 (SSS または SDS-2) は、液体毒物注入システム (LPIS) または液体注入原子炉停止システム (LISS) と呼ばれ、カランドリア内の重水減速材に硝酸ガドリニウム溶液を注入して原子炉の出力を停止させる。初期の CANDU/PHWR 設計の中には、第 2 緊急停止システムとして減速材ダンプを採用しているものもある。減速材ダンプでは、カランドリアから減速材  $D_2O$  をカランドリア容器の下にあるタンクに捨て、原子炉を急速に停止させる。

本 AMP は、長期運転を含むプラント運転期間を通じて、重要な原子炉停止システムの部品の意図された機能が失われる前に、経年劣化の影響が特定され、修正 (修理または交換) されることを確実にするために、経年劣化管理の戦略、技術的に実行可能な検査、及び保全活動を提供する。

### 評価及び技術的根拠

#### 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:

このプログラムでは、SDS-1 の機械部品は、遮断棒組立品、位置決め付き案内管組立品、スタンダードパイプシムブル組立品、駆動機構ハウジング、ケーブル、ギア、軸受、シャフトを含む遮断棒ユニットで構成される。SDS-2 の機械部品は、He 供給タンク、He ヘッダ、He 配管、クイックオープニング弁、毒物タンク、毒物溶液配管、LISS ノズル、シムブル組立品、ベローズ組立品を含む毒物注入ユニットで構成されている。

このプログラムの対象となる経年劣化のメカニズムと影響は以下の通りである。

- a) SDS-1 案内管と SDS-2 液体噴射ノズルの照射クリープと成長
- b) SDS-1 案内管と SDS-2 液体噴射ノズルの流れによる振動
- c) 疲労
- d) 遮断棒の中性子吸収性能の低下
- e) フレッシングを含む機械的摩耗
- f) 歪み

g) エロージョン

h) 腐食

i) 照射脆化

このプログラムには、減速材の化学的性質を監視・管理するための水化学 (AMP103) も含まれる。このプログラムまたはプログラムの一部は、AMP139 (カランドリア管-LISS ノズルの接触)、AMP141、AMP146、及び AMP119 と関連して実施されることもある。原子炉停止システムの交換部品 (例えば、ロッド駆動機構、ギアボックスなど) の問題となり得る技術的陳腐化は、TOP401 に準拠して管理される。

## 2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

予防措置には、潜在的な劣化メカニズムを遅らせ、システムの可用性を確保することを目的とした、設計、材料、製造方法、試運転、運転、予防保全の実施が含まれる。

原子炉停止システムは、原子炉の寿命を通じて非常に高い信頼性と有効性が要求される。そのため、これらのシステムの部品は、参考文献[4-6]など国家の要件や規格に規定されているように、非常に高い品質と技術基準に基づいて設計、建設、環境適合が行われる。オーステナイト系ステンレス鋼や Zr 合金などの材料が、放射線による腐食や脆化の影響を最小限に抑えるために、多くの部品に慎重に選択されている。

製造・建設時や改修時の清浄化、運転・保全・停止時の化学的条件 (減速材  $D_2O$ 、He ガス、硝酸ガドリニウム) や大気条件の厳格な管理は、腐食やその他の経年劣化の影響を防止・軽減するために重要である。例えば、SDS-2 の He タンクの全面腐食による材料損失は、He ガスの品質を管理することによって防止される。

SDS-1 の部品については、予防保全の要件は、原子炉停止中にアクセス可能な遮断棒と駆動機構に限定される。遮断棒駆動機構の設計に採用されたモジュールコンセプトにより、小組立品の検査、校正、交換が容易となっている。遮断棒の検査や交換は、設計サイクル限界に達する前に実施される。

SDS-2 では、予防保全の要件は、クイックオープニング弁、毒物注入タンク、He 隔離弁、システムの信頼性に重要なその他の弁に対して、事前に決められた整備、改修、交換など、炉心／保管室以外の部品に限定される。

多くの炉内構造物の検査や保全は、原子炉の寿命期間中、おそらく改修運転停止中 (AMP119 を参照) を除き、制限されているかあるいは想定されていない。これらの部品は、意図された運転期間中にわたって確実に機能するよう、十分な強度と安全余裕を持って設計されている。例えば、SDS-1 案内管位置決めレセプタクルは、設置時に取り付けられる案内管底部のピンと比較して強度が高く設計されている。

## 3. 経年劣化の検出:

このプログラムでは、さまざまな非破壊検査 (NDE) 法を用いて、状態監視、予防保全、性能／信

頼性試験、供用期間中検査において部品の劣化を検出する。

供用期間中検査は、参考文献[7-9]のような国家の規制または管理統制文書に準拠して実施される。1 節に列挙した経年劣化の影響を検出するために必要な検査／試験を以下に示す。

- a) 目視検査では、腐食、歪み、位置、アライメント、摩耗、漏えい、劣化を、直接目視や視覚補助装置 (テレスコープ、クローズド・サーキット・テレビなど) を用いて検査する。
- b) 寸法検査は、直接測定 (ノギス／ゲージの使用など) 及び間接測定 (超音波や電気的手法の使用など) によって、構成、歪み、摩耗、アライメント、腐食の検査を含む。
- c) 工学的な評価により必要と判断された場合、液体浸透探傷、磁粉探傷、超音波探傷、放射線、渦電流などの方法を用いた、アクセス可能な溶接部の不連続性を判断するための検査を含む、表面及び体積検査が実施される。
- d) 原子炉停止システムの可用性と運転性能を実証する信頼性試験。SDS-1 棒落下時間などの試験性能の変化は、パーツの摩耗、腐食、歪みなどの経年劣化の影響を示している可能性がある。

SDS-1 案内管組立品は、シールドプラグ組立品を取り外した後、内部からの目視検査が可能である。スタンドパイプ - シムブル組立品の外側からの部分的な目視検査が行われる。

ギア及び軸受の摩耗・経年劣化の目視点検を実施し、保全時にその機能を確認する。上部チャンバの完全なフリーネスをチェックし、ギアと軸受の健全性を確認する。

SDS-1 ステンレスケーブルは定期的に目視点検を行う。SDS-1 遮断棒駆動機構 (DM) のフリーネスを確認するため、信頼性テストが行われる。

駆動部のオーバーホール時にダッシュポットの健全性を確認する。

#### 4. 経年劣化のモニタリングと傾向

SDS-1 及び SDS-2 部品のモニタリングは、このプログラムで網羅される。検査、試験、予防保全は、2 節 及び 3 節に示した範囲及びスケジュールに従って実施される。弁、駆動機構などの原子炉停止システムの能動的部品は、製造業者と協議の上、信頼性プログラムの要求事項に準拠して、指定された頻度で試験される。これらの活動の結果は、以下に記載されるように、原子炉停止システムの性能と機能を低下させる経年劣化の影響について監視され、傾向分析される。

原子炉運転中、SDS-1 システムは計装により継続的に監視される。遮断棒の即応性と可用性は、オンラインクラッチリリース試験設備で確保される。遮断棒の保持位置は、直接位置指示器によって確認される。対応する落下時間は記録され、オフラインプログラムを使用して確認される。ダッシュポットの健全性は、ロッドの降下時及び引き抜き時に、ダッシュポットに取り付けられた一回転ポテンショメータを使用して監視される。オンライン監視テストでは、原子炉の出力運転を妨げることなく、選択された遮断棒 (一度に 1 本) が部分的に落下し、停止し、引き戻される。

案内管組立品は、シールドプラグ組立品を取り外した後、内部からの目視検査が可能である。案内管の健全性は、以下の方法で監視することもできる。

- a) 腐食や曲がりを示す可能性のある一次遮断棒の落下時間を監視する。

- b) 駆動機構を取り外した後、デッキプレートの高さから案内管組立品のクリープ／照射成長を測定する。これは、シムブル上端と案内管延長部上端間の垂直距離を測定し、原子炉試運転中に取得した基準データと比較することにより行う。
- c) 減速材の化学的性質をモニタリングすることにより、案内管の曲がりに起因する案内管のフレット磨耗を検出することができる。フレット磨耗が発生した場合には、流れによって振動するカランドリア管に接触することとなる。

SDS-2 では、カランドリア管と液体噴射システムノズルとの相対的な隙間を監視し、接触を避ける必要がある。この要件は、当初の設計寿命が終わりに近づいている原子炉プラントで、より重要になる。照射クリープによる伸びと LISS ノズルの軸方向の伸びは、アクセス可能な領域にあるベローズの圧縮と弛緩を測定することで監視できる。CT-LISS ノズルの接触評価と予測に必要なデータを提供するため、カランドリア容器の観測点から遠隔カメラによる限定的な検査が可能である。

検査結果は、劣化の影響が適切に判断され、是正措置が適切に特定されるように、追加検査が必要かどうかを判断するために評価される[9-10]。

## 5. 経年劣化の影響の軽減:

SDS-1 と SDS-2 の検査と試験の結果を評価し、以下のような緩和措置を決定する。

- a) 案内管組立品の取り外しと交換。案内管は原子炉の全寿命にわたって機能するように設計されている。そのような要求は想定されていないが、案内管組立品を取り外して交換するための規定がある。
- b) 遮断棒組立品の取り外しと交換。
- c) 新品または再生品ユニットによる駆動機構の取外し、修理、整備／オーバーホール、クラッチ、軸受、ギア、ウォームホイール、ダッシュポット、Oリングなどは、オーバーホール中に許容要件に準拠して交換される。大規模な修理が実施される場合は、計画的な原子炉停止中にドライブ機構全体が新品または再生品と交換される。新しく取り付けられた駆動機構は、校正を確認し、その性能を保証するために、その場で試験される。
- d) SDS-2 システム弁の取り外しと交換または改修。
- e) LISS のノズルには張力をかけておく。張力は、ノズルとカランドリア間の隙間を維持するために調整することができる。

## 6. 許容基準

特別な規定がない限り、参考文献[7-9]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。

遮断棒の定期検査は、国家の設計基準の規制要件に準拠して、棒が指定時間内に約 90 %の移動に達するという基準を満たす。

NDE から検出された、材料の劣化が次の定期検査までの部品の設計に規定された限度を超えないことを示す兆候は、許容可能とみなされる。

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に、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:

兆候に対する検査結果は、6 節の許容基準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。

多くの CANDU/PHWR が、当初意図された (公称) FC 設計寿命に近づいているため、長寿命化に対する安全運転に取り組む研究開発プログラムが特に必要とされている。これには、長寿命化のための経年劣化メカニズムやその影響に関する知識ベースの拡張、CT-LISS ノズル接触などの寿命末期劣化レベル予測や使用適合性評価のための改善された方法論や解析ツールの開発が含まれる[11-14]。

Bruce、Point Lepreau、Embalse プラントの改修により得た OPEX から、炉内構造物は一般的に 25~30 年運転後も良好な状態であることが認識されている。COG Calandria & Internals Working Group (CIWG) は、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適合性に関連する一般的な問題に対処するために設立された。CANDU Operating Group (COG) Joint Project (JP) 4271 は、カランドリア容器と炉内構造物の 60 年運転に向けた寿命延長適合性を評価するために開始された。

カランドリア炉内構造物の点検に関連する Embalse プラントの OPEX は、以下のように要約される。改修に先立つ運転停止中に、カランドリア炉内構造物の目視点検を実施し、CT-LISS 間の残りの隙間を確認した。点検の結果、1 つの CT が 1 つの LISS に接触していた。この後、燃料要素を燃料チャンネルから取り外し、このチャンネルを交換し、燃料要素を取り付けた場合と同じデルタ P を維持するため、新しいチャンネル内に流量制限器を取り付けた。改修プロジェクトが始まるまで、プラントではこの構成で運転された。改修工事期間中、主な作業のひとつに、すべての燃料チャンネルとカランドリア管の交換が含まれていた。この作業が完了すると、両管間の隙間不足は解消された。現在、Embalse プラントは定格出力で稼動しており、今後の数年間は炉内構造物の点検を行う予定はない。

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 Owner's Group (COG)、Canadian Nuclear Laboratories (CNL)、CANDU Energy Inc.、Korea Institute of Nuclear Safety (KINS)、インド Bhabha Atomic Research Centre (BARC) などがある。

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 CSA N286[15]) に準拠して実施される。

## References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear power plant life management processes: Guidelines and practices for heavy water reactors, IAEA TECDOC-1503, IAEA, Vienna, 2006.
- [2] 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.
- [3] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life Management of Nuclear Power Plants, AERB Safety Guide, AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai, India, March 2004.
- [4] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, General Requirements for Pressure Retaining Systems and Components in CANDU Nuclear Power Plants/Material Standards For Reactor Components for CANDU Nuclear Power Plants, CSA N285.0/N285.6 Series, Toronto, Canada.
- [5] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for Construction of Nuclear Facility Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME Section III, Division 1, Subsection NB - Class 1 Components, ASME, New York, NY.
- [6] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Environmental Qualification of Equipment for CANDU Nuclear Power Plants, CSA N290.13, Toronto, Canada.
- [7] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components, CSA N285.4, Toronto, Canada.
- [8] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for In-service 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.
- [9] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, In-service Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, March 2004.
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Inter comparison of Techniques for Inspection and diagnostics of Heavy Water Reactor Pressure Tubes, IAEA-TECDOC- 1609, IAEA, Vienna, 2009.
- [11] 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.
- [12] Materials Degradation and Related Managerial Issues at Nuclear Power Plants, Proceedings of a Technical Meeting, Vienna, 2005.

- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear power plant life management processes: Guidelines and practices for heavy water reactors, IAEA TECDOC – 1503, IAEA, Vienna, 2006.
- [14] 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.
- [15] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Management System Requirements for Nuclear Facilities, CSA N286, Toronto, Canada.