

AMP 142 CANDU/PHWR 燃料ハンドリング(2017 年版)

プログラムの概要

本プログラムの主な目的は、CANDU および CANDU/PHWR の燃料取扱システムの機械部品/組立品の経年劣化を、加盟国が適用するガイドライン、規格・基準に準拠して適時的に検出・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、safety guide[1]にも記載されている。

運転中の燃料交換作業は、燃料チャンネルの両端で作動する 2 台の遠隔操作式燃料交換機によって実施される。1 台の燃料交換機から新しい燃料束が燃料チャンネルに挿入される間に、そのチャンネルから照射された燃料束が別端にクランプされたもう 1 台の燃料交換機に受け取られる。どちらの交換機も、燃料の装填、受け取りができる。交換機は、新燃料ポートに接続された状態で新燃料を受け取り、排出ポートに接続された状態で照射済み燃料を排出する。燃料取扱作業全体は自動化されている。照射済み燃料は、中間貯蔵のために使用済み燃料貯蔵ベイに輸送され、その後、燃料の長期貯蔵のために乾式燃料貯蔵所に移送される。

燃料取扱システムは、燃料交換機ヘッド、燃料交換機 (コラム、ブリッジ、キャリッジを含む)、ボールとねじ組立品、ラム組立品、燃料移送ポートなどで構成される。原子炉の燃料チャンネルと一次熱輸送システムへの接続/取外しに伴う、何度も繰り返される操作の間、機械的、油圧的、コンピュータベースの複雑な制御システムにより、燃料取扱装置の正確な位置決めと必要な操作力が確保される。システム設計と操作手順は、燃料交換作業中の安全性を確保する。燃料取扱システムの機械部品は高放射線環境で作動し、組立品の部品間には相対運動がある。このような条件下では、一般的摩耗や裂け、エロージョン、腐食、照射損傷、振動などのメカニズムにより、材料/部品が劣化する。長期間にわたって、これらの劣化メカニズムの影響は、部品の相対的な動きを妨げたり、部品や組立品全体の機能に影響を与えたりする可能性があり、交換が必要になることもある。したがって、これらの劣化メカニズムの効果的な経年劣化管理には、燃料取扱システム部品/組立品の使用適合性を確保するために、適切な時間間隔でこれらのパーツ/部品の保全、検査、交換のための包括的なプログラムが必要である。このプログラムでは、主に目視検査と、摩耗と裂け、エロージョン、腐食、亀裂、材料特性の変化による材料損失の証しに対する状態監視/測定との組み合わせにより、経年劣化の影響を管理する。

燃料取扱システムの重要な予備交換部品 (例えば、機械式シャフトエンコーダ、ポート弁、その他のシステム制御弁、流量計、機械式ケーブル、ならびに電気機器、計装機器、制御機器など) にとって問題となりうる技術的陳腐化は、TOP401 に準拠して管理される。

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:

このプログラムには、CANDU/PHWR における燃料取扱システムの使用適合性及び継続的な信頼性のある運転を確保するための評価が含まれ、以下のことを示す。すなわち、(1) 摩耗や裂け、エロージョン、腐食による経年劣化の影響が、組立品、キャリッジ、ブリッジ、コラムの部品の相対的な動きを妨げないこと (主に定期的な測定によって得られるデータを使用)、(2) 照射や熱による経年劣化の損傷を受けやすい部品が定期的な間隔で交換されていること、である。

燃料取扱システムの部品／組立品の寿命管理プログラムを策定する目的は、設計、製造、運転経験、供用期間中検査の分野における研究開発を通じて、様々な劣化メカニズムとその緩和に取り組むことである。このプログラムに含まれる経年劣化メカニズムは以下の通りである。

- 一般的な摩耗や裂け
- エロージョン・コロージョン
- 振動
- 照射損傷
- 熱損傷

このプログラムはまた、与えられた材料と環境の組み合わせについて、金属製部品の材料損失、エラストマーの材料損失、亀裂、材料特性の変化を管理することでも評価される。このプログラムでは、ポリマー材料が曝されるあらゆる環境における経年劣化の影響も管理する。ポリマーの劣化メカニズムには、表面亀裂、変色、蟻付け、すり減り、材料硬化、寸法変化などがある。

このプログラムは、金属部品とエラストマー部品の定期的な目視検査[2-3]で構成されている。このプログラムには、放射性物質を含む燃料取扱システムの構造健全性が維持されることを保証するための手順または管理統制も含まれる。

2. 経年劣化を最小化し制御するための予防措置：

原子炉燃料取扱システムは、原子炉の寿命全体を通して、運転と健全性の非常に高い信頼性が要求される。したがって、これらのシステムの重要な部品は、参考文献[4-6]のような国家の要件や規格に規定されているように、高い品質と工学基準に従って設計・建設され、環境的な適格性も求められる。

これは主に状態監視プログラムであり、故障を防止するために、金属製部品の通常の摩耗・裂け、エラストマー製部品の亀裂や強度低下に対処するために、燃料取扱システムのすべての重要部品／組立品の予防保全と検査を適時的にかつ計画的に実施することを含む。

3. 経年劣化の検出：

この経年劣化管理プログラムでは、定期的なプラントシステムの検査と巡回を利用し、材料の劣化と漏えいを監視する。このプログラムでは、燃料交換機部品、燃料交換機重水冷却システム、燃料移送システム部品、シャトル輸送システム部品、カテナリー、ホース、軸受パッド、その他の金属製及びエラストマー製の部品などを検査する。

金属製部品の場合、経年劣化の検出は主に目視検査によって行われる。金属部品の検査パラメータの例には以下が含まれる。

- 摩耗、裂け、エロージョン・コロージョン、材料消耗 (材料損失)
- 外面からの漏えい、または外面への漏えい (材料損失)
- 表面の摩耗、剥離、硬化 (材料損失)
- 断熱材の腐食汚れ (材料損失)

- 保護塗装の劣化 (亀裂、剥がれ、ふくれ)
- ステンレス鋼の外表面亀裂を検出するための漏えい

金属製部品の場合、保護塗装の劣化は、腐食や漏えいなど根本的な劣化の可能性を示す指標となる。

柔軟性高分子部品の経年劣化は、目視検査と手動または物理的な操作の組み合わせによって監視することができる。「材料の手動または物理的な操作」とは、材料に触れる、押し付ける、曲げる、折り曲げる、または他の方法で材料を手動で作用することを意味する。手動による操作の目的は、硬化などの材料特性の変化を明らかにしたり検出したりすることであり、亀裂などの経年劣化を特定する上で目視検査プロセスをより効果的にすることにも役立つ。ポリマーの検査パラメータの例としては、以下のようなものがある。

- 表面の亀裂、蟻付け、すり減り、寸法変化 (「バルーン化」や「ネッキング」など)
- 変色
- 補強エラストマーの内部強化材の露出
- しなやかさの喪失によって顕著となる材料の硬化

目視検査は、柔軟性ポリマーの硬化、強度低下の間接的な兆候を特定するもので、表面亀裂、蟻付け、変色があるかどうか、内部補強材を使用したエラストマーの場合は、補強繊維、メッシュ、下地金属の露出などの存在確認が含まれる。目視検査は、アクセス可能な部品の100%に対して行われる。柔軟性ポリマー材料 (例えば、強化型EPR) の場合、硬化や強度低下がないことを確認するために、目視検査の補完として、適切な場合に手動または物理的な操作を使用することができる。操作のサンプルサイズは、利用可能な表面積の少なくとも10%である。柔軟性ポリマー材料の硬化や強度低下、摩耗による材料損失は、意図した機能が失われる前に検出できることが期待される。

国家の規制または管理文書[2-3]によって要求されている場合、検査は適用される規格要件に準拠して実施される。適用される要求事項がない場合は、有資格の検査員[7-8]によって実施されるプラント特有の手順を用いて、金属製及びポリマー製部品の表面を対象として、プラント特有の目視検査が実施される。検査は、経年劣化を検出することが可能であり、運転プラントの検査手順に示された期間を超えない頻度で実施される。この頻度は、通常は運転休止中にしかアクセスできない場所にある部品の検査に対応するものである。プラントの運転中に容易にアクセスできない表面は、アクセスできるようになった時、及び部品の意図された機能が確実に維持されるような間隔で検査される。絶縁されている表面は、外面が露出したとき (すなわち保全中) に、部品の意図された機能が確実に維持されるような間隔で検査することができる。検査の間隔は、プラント特有の検査結果及び業界の運転経験に基づいて、必要に応じて調整することができる。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向：

このプログラムでは、劣化を追跡するために、標準化されたモニタリングと傾向分析を用いる。検査、試験、予防保全は、2節と3節に示した範囲とスケジュールに準拠して実施される。これらの結果は、燃料取扱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。欠陥は、承認されたプロセス及び手順を使用して文書化され、その結果は傾向分析される。

5. 経年劣化の緩和:

検査、試験及び予防保全は、2 節と 3 節に示した範囲とスケジュールに準拠して実施される。これらの結果は、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、予防保全の調整、部品交換、修理の実施、オーバーホールする部品または形状、材料、応力レベル、保護塗装、接合方法の改善などの設計変更が含まれる。

6. 許容基準:

各部品と経年劣化の組み合わせについて、意図した機能が失われる前に是正措置の必要性が特定されるように、許容基準が定義されている。

- 金属表面については、検出された劣化の兆候を評価する。ステンレス鋼の表面については、きれいで光沢のある表面を想定している。変色が見られる場合は、ステンレス鋼表面で材料損失の可能性がある。
- 柔軟性ポリマーについては、予期せぬ寸法変化がなく、均一な表面外観と均一な色を想定している。異常な表面状態は、金属やポリマーの経年劣化の兆候である可能性がある。
- 柔軟性材料については、物理的特性の変化 (例えば、材料の硬度、柔軟性、物理的寸法、色が新品のときと変化していないこと) は、是正措置プログラムにおいて継続使用のために評価される。材料に亀裂がないこと。
- 硬質性ポリマーの場合、エロージョン、亀裂、蟻付け、白亜化、チョーキングなど、性能に影響する表面の変化は、さらなる調査の対象となる。
- 許容基準には、設計基準、手続き上の要求事項、現行の許認可基準、民間規格・基準、工学的な使用適合性の評価が含まれる。

7. 是正措置:

兆候に対する検査結果は、是正措置の必要性を判断するために、6 節の許容基準に基づいて評価される。必要な場合、修理、交換、制限付き運転、またはその他の緩和措置を含む是正措置計画が作成され、実施される。修正、修理、または交換は、規格・基準、サイトの品質保証手順、レビュー及び承認プロセス、ならびに加盟国の運転プラント手順マニュアルの要求事項に準拠して実施される。

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。

KANUPP-1 燃料交換機は、1970 年代初めの試運転以来稼働しており、2017 年までに、25,000 本以上の燃料束を含む 17,000 チャンネル以上の燃料を交換してきた。2001 年の再許

認可前、これらの機械は本来の設計寿命を超えて稼働し続ける必要があった。そのため、KANUPP の燃料交換機と関連システムの安全性を向上させるため、2001 年 3 月に ISFoK Safety Case #3 に基づき、IAEA の専門家による評価が行われた。専門家によって多くの推奨がなされ、そのほとんどが実施された[9]。その後、12 年以上が経過し、継続的な安全性を確保するために、規制当局から、燃料取扱システムの重要な部品の現状を再評価することが提案された。そこで、プラント燃料取扱部門は、交換機の (機械的観点からの) 重要な部品を評価するために内部努力を行い、同様の考えで本報告書を作成した。実施された評価は、これらの部品の保全記録と性能に基づき、燃料取扱部門内で利用可能な設計仕様と比較された。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.、韓国の Institute of Nuclear Safety (KINS)、インドの Bhabha Atomic Research Center (BARC) などがある。

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[10]) に準拠して実施される。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Managements for Nuclear Power Plants, Safety Guide, IAEA Safety Standard Series NS-G-2.12, IAEA, Vienna, 2009.
- [2] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, CSA Standard N285.4-94: Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components, National Standard of Canada, CSA, Toronto, Canada, 1994.
- [3] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, In-Service Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG-O2, AERB, Mumbai 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-12, 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 N290.13-05 (R2015), Toronto, Canada.
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear power plant life management processes: Guidelines and practices for heavy water reactors, IAEA TECDOC – 1503, IAEA, Vienna, 2006.
- [8] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life Management of Nuclear Power Plants, AERB Safety Guide, AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai, India 2005.
- [9] KARACHI NUCLEAR POWER PLANT, SPECIAL TECHNICAL REPORT, Title: Comprehensive Condition Assessment of Fueling Machine, No. KANUPP-STR-2014-05, Karachi, Pakistan 2014.
- [10] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Management System Requirements for

Nuclear Power Plants, CSA N286-05, Toronto, Canada.