

AMP139 CANDU/PHWR 燃料冷却材流路 (2020 年版)

プログラムの概要

本プログラムは、CANDU/PHWR の燃料冷却材流路 (FC) の経年劣化を管理し、プラント運転期間を通じてその健全性と機能性を確保する。CANDU/PHWR の FC に対する AMP は、供用期間中検査、または定期検査、保全、監視、照射後試験、使用適合性評価、余寿命推定のための工学的評価、設計・製造・運転・供用期間中検査・寿命延長の分野における研究開発など、一連の包括的な活動を含む。これらの活動は、FC の経年劣化の影響が、運転期間を通じて、次のような使用適合性 (FFS) に十分な安全余裕をもって管理されることを保証するために必要である。

- FC の変形が許容限度を超えないこと (主に、圧力管の変形に関する定期的な測定と研究試験、及び予測モデルによって得られたデータを使用)
- その特性及び使用による劣化が許容限度を超えないこと、監視及び研究開発データ、特に十分な破壊靱性 (主にサーベイランス用圧力管の定期的な取外し及び試験により得られたデータを使用) により、材料特性は境界値内に存在すること
- 破断前リーク (LBB) が保証されていること
- 関連する (既知及び新規の) 経年劣化メカニズムが理解され、経年劣化の影響を予測し、適時的に検出し、監視し、緩和するための効果的な措置と対策が実施されていること

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 AMP では、FC は、圧力管 (PT)、カランドリア管、環状スぺーサ、端継手 (EF) と関連ハードウェア (カランドリア管、フィーダへのグレイロック接続部、ライナー管、ベローズ、クロージャブラグ、シールドプラグ、位置決めハードウェア組立品を含む) から構成される。

CANDU/PHWR には数百の FC がある。PT は、通常時、過渡時、事故時 (FC の単独破損を除く) のすべての状態において、炉心内で燃料を支持・配置するとともに、加圧された重水冷却材を封じ込め、許認可範囲内の運転中に十分な燃料冷却を維持できるようにする。PT は、低い熱中性子吸収断面積、高強度、耐食性を有する冷間加工ジルコニウム合金 (Zr-2.5Nb、ただし初期の設計ではジルカロイ-2 が使用されていた) から製造され、クラス 1 原子炉部品に関する ASME Code Section III の意図を満たすように設計されている[1]。環状スぺーサ (FC あたり 4 個) は、絶縁ギャップを維持し、PT とカランドリア管の接触 (PT-CT) が起こらないように設計されている。各スぺーサは、Zr-Nb-Cu またはインコネル X-750 合金の密着コイル状のらせんばねで、設計によって “loose-fit” または “tight-fit” として、PT の外側にフィットするトーラスに形成されている。EF (FC あたり 2 個) は、FC とその入口/出口フィーダー間、及び FC と燃料交換機械の界面を構成する。

PT は、高圧・高温・高速中性子束の環境下で運転される。このような運転環境の下で、PT は寸法変化、材料特性の変化、及びその他の経年劣化を受ける。環状スぺーサも運転中にある程度の劣化を受ける可能性があり、PT と CT の接触につながるスぺーサの動きは、特に以前から使用されている “loose-fit” タイプのスぺーサにとっては懸念事項である。使用経験によると、EF とそれに関連するハードウェアは、重大な経年劣化の兆候を示していない。それゆえ、

これらの部品に関してこれ以上の言及はしない。

このプログラムに含まれる経年劣化の影響と劣化メカニズムは以下の通りである：

- 1) 重水素 (D) の浸入
- 2) 中性子照射下クリープと照射成長による寸法変化 (PT 径方向膨張、PT 軸方向伸長、PT たるみ、PT 減肉)
- 3) PT のフレットイング (軸受パッドのフレットイング、デブリによるフレットイング)
- 4) 中性子照射、熱、水素化分解による材料特性の変化
- 5) Delayed Hydride 亀裂 (DHC) の発生と進展
- 6) 疲労亀裂の進展
- 7) PT-CT 接触と Hydride ブリスターの形成
- 8) 液体噴射ノズルと CT の接触
- 9) その他の供用による劣化メカニズム
 - i) 腐食による PT 壁の減肉
 - ii) 燃料束交換中の PT 傷
 - iii) 隙間腐食
 - iv) 試運転時の損傷
 - v) エロージョン
 - vi) 入口の粗さ
- 10) スペーサの劣化
 - i) 照射、転がり摩耗、D-ingress (Zr ベースのスペーサのみ) への暴露
 - ii) 圧力管の伸長、振動によるスペーサの移動 (“loose-fit” スペーサ)
 - iii) 延性の損失 (He ボイド形成による)、インコネル X-750 スペーサのみの張力緩和[2]

これらの経年劣化の影響と劣化メカニズムに関する更なる情報は、参考文献[3,4]を参照しう。

2. 経年劣化を最小限に抑え、抑制するための予防措置：

本節には、潜在的な劣化メカニズムを遅らせることを目的とした、設計、材料選択と製造方法、試運転、運転と保全の方法において取り得る予防措置が含まれる。

経年劣化メカニズムのいくつかを最小化するために、あるいは抑制するために、設計、材料選択、製造の各段階においてとることができる措置には、以下のようなものがある。

- H、Cl、P などの揮発性不純物濃度を低減し、破壊靱性を向上させるためのインゴットの 4 重溶解；
- PT バーニッシュマークをさらに内側に移動させ、水素当量 (H_{eq}) が重水素の固溶限界 (TSSD) を超える時間を長くする ($H_{eq} > TSSD$)
- FC の伸長に利用できる軸受の移動量を増やす

- 重水素の取り込みを制限するために、PT 中の C と Fe の濃度を最適化する[5]
- PT 初期水素濃度の低減
- “tight-fit” スペーサの使用とスペーサの取付け手順の改善
- 軸方向クリープによる燃料チャネルのたるみに起因する CT 接触の許容範囲を広げるための液体噴射ノズルの下降 (張力緩和)

経年劣化メカニズムのいくつかを最小化するために、または抑制するために、運転と保全で取られる措置には、以下が含まれる。

- PT 腐食と D 取り込みを最小限に抑えるために、一次冷却材中の pH、D、溶存酸素 (DO) 含有量を化学的に管理する
- 環状ガスの化学的管理: 乾燥 CO₂ ガスに O₂ を添加し、PT 外面に保護酸化物を維持し、PT 内への H/D の浸入を防ぐ
- 監視パラメータ: 冷却材流量率、被覆レベル、冷却水の化学パラメータ: pH、Li、導電率、溶存 D₂、溶存 O₂、Cl、F、炭酸塩
- 運転中及び起動・停止の間、安全な圧力と温度 (時間依存性) 包括曲線を維持する

一次冷却水の水質は、Zr 合金の腐食と水素の取り込みに影響する。

水素は、放射線分解酸素の生成を抑制するために冷却水に添加される。高い溶存 O₂ 濃度は Zr 合金の腐食速度を増加させることが示されている。溶存水素濃度は 3~10mg/kg D₂O の範囲に維持される。溶存水素濃度が高いほど、腐食速度は低下する可能性があるが、D 取り込み速度が高くなるという証拠もある。

水酸化リチウム (LiOH) は、室温の pH を 10.0~10.3 の範囲に維持するために PHT 冷却材に添加される。LiOH は主に、PHT 系統内の炭素鋼部品の腐食を最小限に抑え、炉心周辺の放射能輸送を最小限に抑えるために添加される。典型的な Li 濃度は 1mg/kg D₂O 程度に維持される。

PT のフレットング劣化の一因となることを防ぐため、一次冷却材系統にデブリが入らないように管理されている。

3. 経年劣化の検出:

本節には、適用する範囲内の部品について懸念されるあらゆる経年劣化の検出が含まれる。必要な検査の総量は、劣化を適時的に検出し、劣化の情報を提供するための戦略における重要な要素である。CANDU の FC の義務的な検査と材料サーベイランスの範囲とスケジュールは、CSA N285.4[6]に規定されている。検出された劣化を効果的に管理するためには、追加の検査が必要である[6-7]。最新の (Zr-2.5Nb) PT の DHC 感受性は、以前の (ジルカロイ-2) 管よりもはるかに低い。供用期間中検査の対象となる PT の割合が限られているため、亀裂を除外することはできない。その結果、よく設計され、運転され、維持されている漏えい検知システム (すなわち、環状ガスシステム、AGS) が、break-before-leak を許容できるほど低く維持することを確認するための鍵となる^{II}。

(II) 環状ガスシステムの経年劣化管理は、AMP150 でカバーされている。)

圧力管検査・サーベイランスプログラムでは、以下のパラメータが監視される。

- 照射による寸法変化、軸方向の伸びと直径方向の膨張を含む。
- PT 壁の薄肉化、PT のたるみ／PT-CT ギャップ、PT-CT 接触の有無 (もしあれば)
- 環状スペーサの位置[8]
- 運転に伴う欠陥
- PT スクレイプサンプルからの重水素／水素当量 (H_{eq}) 濃度プロファイル
- 中性子照射と水素化物による脆化
- DHC の閾値応力拡大係数
- DHC 速度
- 入口端継手、ライナー間、PT 上のマグネタイト汚損
- CT とカランドリア容器内部 (液体注入安全システムノズル、水平フラックス検出管など) の間の利用可能な隙間
- CT と液体噴射ノズル間の隙間

圧力管の定期検査プログラム (PIP)[6]または供用期間中検査 (ISI) プログラム[7]の追加機能には、以下が含まれる。

- 圧延接合部を含む全管体積の (UT、ET またはその他の適格な技術による) 欠陥の有無の検査
- (想定される) 原子炉異常条件下での燃料ドライアウトに対する適切な安全余裕を確保するための内径測定
- PT-CT 接触のリスクを最小化するための PT-CT 環状隙間の直接測定 (インコネル X-750 スペーサを装備した流路において)
- レプリカ検査、目視検査、または体積検査 (原子炉用流路検査・測定装置 (CIGAR) または先進非破壊検査 (ANDE) ツールなど) による検出された欠陥の特性評価とサイジング
- スクレイプサンプルを除去することによる、圧延継手 (RJ) 領域、及び／又は、PT 本体の重水素測定。サーベイランス管の除去による D 及び H_{eq} 濃度、水素化物の配向、材料の引張特性、微細構造、組織、破壊靱性、軸方向及び半径方向の DHC 速度の測定
- 環状ガス漏えい検知システムは、PT または圧延継手の漏えいを検知するために使用される。また、CT や冷却水流路組立品の内部でエンドシールド冷却水からの漏えいを検出することもできる。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

FC の経年劣化は、定期検査、計測／測定、材料サンプリング、サーベイランステストの組み合わせにより、定期的に評価・監視される。(可能性のある) FC 漏えいの連続監視は、AGS を使用して原子炉が運転中に実施される。PIP または ISI プログラムで測定されたパラメータは、PT 挙動の変化や劣化の新たな兆候を特定するために評価され、劣化の進行が適用される許容基準を超えないことを確認し、予測モデルを検証するため、または改善するために、運転時間 (全出力時間と同義) に関して監視・傾向分析される。モニタリングと傾向分析の結果は、運転評価と FC に関する AMP を更新するための入力として使用される。

FC 伸びのモニタリングは、各 FC (CANDU 6 設計炉) の出力中燃料交換に継続的に、または検査停止中に定期的に行うことができる。伸びの測定値を入力値として使用することで、運転員は各 FC の残りの軸受の残存移動量を決定することができる。

D の取り込みは、スクレープサンプリングやその他の方法で使用中 PT で測定すること、取り外した PT のサーベイランス検査で測定すること、この 2 通りがある。どちらの方法で収集されたデータも傾向分析し、比較することができる。測定されたデータから得られた傾向分析と D 取り込みの予測に基づき、運転員は D 測定のための適切な検査プログラムを決定することができる。同様に、PT の直径膨張とたるみ (PT-CT ギャップ) も測定し、予測値と比較することができる。クリープ変形の予測値と測定値がよく一致すれば、計画された検査プログラムに準拠することができ、測定値と利用可能な安全余裕に応じて検査間隔を変更することもできる。最後に、D 取り込みと PT クリープの測定値を、設計報告書や使用適合性基準に記載されている限界値、あるいは加盟国の規制要件と比較する。

5. 経年劣化の緩和

圧力管の経年劣化の影響を緩和するための技術が開発され、実施されている。

- 軸方向流路の伸びの影響を制限するための燃料チャネルの再構成を実施する。
- DHC の発生を回避するため、あるいは欠陥安定線以下に保つために、起動／停止時の運転手順 (圧力と温度の制限) を変更する。
- 流路軸方向の伸びを最小化するために、選択された流路を燃料がない状態で運転する (FC が支持軸受から外れるのを避ける)。
- 圧力管が CT と接触し等価水素濃度がブリストア形成の閾値に達した場合、きず、及び／又は、水素化物ブリストアからの DHC 発生リスクを低減するため、次の検査までの運転間隔を制限する。
- 必要に応じて、単一／複数の燃料チャネルの取り外し、あるいは交換も行う。

6. 許容基準:

様々な安全上の懸念に対応するために採用された許容基準は、文書 IAEA TECDOC 1037 [8] でレビューされており、冷却材流路の寿命管理の概要は、参考文献 [9-12] に記載されている。CSA N285.4 [6] 規格の第 12 条は、燃料チャネルの定期検査の要件、検査結果の許容基準も定めている。検査結果が許容基準を満たさない場合、次の計画運転停止までの期間、影響を受ける流路がまだ運転に適していることを示すために、それらの指示に対する対処が要求される。CSA N285.8 [13] は、圧力管の使用適合性の評価を実施するための手順を確立し、関連する許容基準を提供している。

7. 是正措置:

PT-CT の早期接触につながる可能性のあるスペーサの位置を特定し、(必要に応じて) 再配置するためのツールが開発されている。上記の該当するガイドラインに準拠した使用適合性または許容基準を満たさない圧力管は、規制当局の承認を得た上で、交換または再評価が必要である。予期せぬ劣化が観察された場合、サンプルサイズと検査頻度を増やすことができる。必要な場合、修理、交換、制限付き運転、または第 5 節に準拠した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。

産業界から寄せられた重要な運転経験の概要は、これを広範に用いることで長期にわたって有効であることが示されており、それらは参考文献[2-4,8-10,12,14,17]に記載されている。

冷却水流路の構造的な故障は、圧力管の故障により数例発生している。これらの故障の多くは驚きであり、使用されている材料の炉内性能に関する知識の限界を浮き彫りにするものであった。これらの故障はそれぞれ、関連する劣化メカニズムを理解するために、さまざまな研究所で詳細に分析された。これらの劣化問題に対処するために開始されたプログラムは、劣化メカニズムの理解から得られたフィードバックにより、徐々に成熟していった。これらの期間に開発されたいくつかのハードウェアやソフトウェアのツールや技術は、冷却水流路部品の強固な寿命管理プログラムの開発に貢献してきた。これらのツールは、様々な劣化メカニズムの発生率と深刻度のモデリング、モニタリング、測定、推定に役立ち、これらの部品の安全運転寿命を最大化するための寿命延長プログラムを促進するためにも役に立った。PHWR の歴史の中で報告された冷却材流路部品の構造的な故障の詳細と、提案／実施された対策は、参考文献[12]に記載されている。CANDU 燃料チャネル部品の経年劣化に関する更なる情報は、参考文献[3-4]に記載されている。

NPP Kakrapar-1&2 では、燃料冷却材流路の亀裂による漏えいを含む 2 件の事象が報告された[18]。これらの事象の後、KAPS-1&2 号機から冷却材流路の一部が取り外され、調査のために実験と分析研究が実施された。すべての調査に基づき、これらの原子炉の環状ガスシステムで使用されている炭酸ガス中の記載されていない不純物 (炭化水素) が、冷却材流路の外面に浅い局所的な腐食斑点を生じさせ、それに対応する H の発生をもたらしたと結論づけられた。局所的な浅い腐食斑点は、冷却材流路に水素を徐々に吸収させ、材料特性に影響を与えた。材料特性の悪化が、冷却材流路からの水素漏えいを引き起こした。

初期の CANDU 炉の一部では、DHC から数本の圧力管に漏えいが発生した。圧力管の端継手への巻き込みが不適切であったため、高い残留応力が発生し、これが亀裂の原因となった。亀裂は環状ガスへの漏えいによって容易に検出され、原子炉は安全に停止され、漏えい管は特定され交換された。すなわち、LBB の明確な実証となった。

劣化メカニズムの理解を深め、それに基づいた材料劣化のモデルを開発するための研究開発プログラムが必要である。多くの CANDU/PHWR が FC の本来の設計寿命 (公称寿命) に近づいているため、長寿命化に向けた燃料チャネルの安全運転に取り組む研究開発プログラムが特に必要である。これには、FC の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や、寿命末期の劣化レベルや運転適合性評価を予測する改善された方法論や分析ツールの開発が含まれる。定期的実施されるサーベイランス燃料チャネル、圧延継手とスペース等の照射後材料試験結果からの強固なフィードバック機構は、更なる材料改良のための重要な照射材データベースを提供し、経年劣化管理、検査、保全作業、これ

ら全体の最適化に役立つ。

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、CANDU Energy Inc.、インドの Bhabha Atomic Research Center (BARC)、アルゼンチンの CNEA 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[20]) に準拠して実施される。

References

- [1] 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.
- [2] M. Griffiths, “The Effect of Irradiation on Ni-Containing Components in CANDU Reactor Cores: A Review”, AECL Nuclear Review Vol. 2 (1), June 2013. Available from <http://pubs.aecl.ca/journal/anr>.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Aging of major Nuclear Power Plants Components important to Safety: CANDU Pressure Tubes, IAEA TECDOC – 1037, IAEA, Vienna, 1998.
- [4] ATOMIC ENERGY OF CANADA LTD., The Technology of CANDU Fuel Channels, AECL Report 108US-31100-LS-001 Revision 0, AECL, 2003.
- [5] Robert A. Ploc, “The effect of minor alloying elements on oxidation and hydrogen pickup in Zr-2.5Nb”, ASTM STP 1423.
- [6] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components, CSA Standard N285.4, CSA, Toronto, Canada.
- [7] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, In-Service Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG-O2, AERB Mumbai 2004.
- [8] N.Badie, Observation of “Hang up” in installation of optimised Tight-Fitting Inconel X 750 Fuel Channel Annulus Spacers, AECL Candu Advisory Notice, AN-10-01, January 2015.
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic safety issue for nuclear power plants with pressurized heavy water reactors and measure for their resolution, IAEA TECDOC – 1554, IAEA, Vienna, 2007.
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear power plant life management processes: Guidelines and practices for heavy water reactors, IAEA TECDOC – 1503, IAEA, Vienna, 2006.
- [11] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life Management of Nuclear Power Plants, AERB Safety Guide, AERB/NPP/SG/O-14, Mumbai, India 2005.
- [12] National Conference on Ageing Management of Structures, Systems and Components, Overview of life management of coolant channels, Mumbai, India 2004.
- [13] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, In-Service Evaluation of Zirconium Alloy

Pressure Tubes, CSA N285.8, CSA, Toronto, Canada.

- [14] R.K.Sinha, K Madhusoodnan, S. Avaneesh, “Management of Ageing of coolant Channels of Indian PHWRs”, National Symposium on Ageing of Nuclear Facilities, January 1994.
- [15] S.K. Sinha and D.G. Sahane, “Numerical Modeling of propagation of through wall crack in Zirconium alloy pressure tube of Indian PHWRs by Delayed Hydride Cracking”, Theme meeting on Zirconium and Titanium alloys, Mumbai, India, December, 2003.
- [16] R.N.Singh, N. Kumar, R.Kishore, S.Riychaudhaoury, T.K.Sinha, B.P. Kashyap, “Delayed hydride Cracking in Zr-2.5% Nb pressure tube material”, Journal of Nuclear Materials 304 (2002), 189-203.
- [17] S.Rice, Cernavoda 2: Fuel Channel Analysis in support of double locked & double unlocked fuel channels, CANDU Memorandum 82-31100-220-000, June 3, 2013.
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, International Reporting System for Operating Experience #8590, 2016.
- [19] G.D. Moan, C.E. Coleman, E.G. Price, D.K. Rodgers & S. Sagat, “Leak before break in the pressure tubes of CANDU reactors”, International Journal of Pressure Vessels and Piping, Volume 43, Issues 1–3, Pages 1-21, 1990.
- [20] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Management system requirements for nuclear facilities, CSA N286, CSA, Toronto, Canada.