

AMP 140 CANDU/PHWR フィーダ配管 (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 と PHWR の一次熱輸送システム (PHTS) のフィーダ配管の経年劣化の影響を、加盟国が適用するガイドライン、規格・基準に準拠して管理し、プラントの運転年数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、IAEA Safety Guide[1]にも記載されている。

フィーダ配管の重要な機能は、圧力管内の燃料束を冷却するために、重水 (D_2O) 冷却材を燃料チャンネル (FC) へ、または FC から輸送することである。各 FC の入口端と出口端は、PHTS 系統のメインヘッダに接続されるフィーダ配管に接続されている。入口フィーダ配管は入口ヘッダから燃料チャンネルに冷却材を送り、出口フィーダ配管は燃料チャンネルから PHTS の出口ヘッダに冷却材を送る。つまり、フィーダ配管の総数は、原子炉の設計や定格出力によって数百本から 1000 本近くになる。

フィーダは通常、呼び径 (NPS) 4~10cm (1.5~3.5 インチ) の小口径炭素鋼配管である。各フィーダ配管は、曲管 (外角 21~90°) と直管を組み合わせて構成されている。600 系合金製の流量測定装置は、異種金属溶接 (DMW)[2-3]によって、特定の出口フィーダと入口フィーダに取り付けられている。

フィーダ配管は、一次冷却材の高圧力、高温、高流速の環境で使用される。流れ加速型腐食 (FAC)、低温クリープ亀裂、及び／又は、応力腐食割れ、熱サイクルなど、フィーダ配管に影響を与える経年劣化メカニズムがいくつかある。このため、フィーダ配管の使用適合性を確保するための検査、モニタリング、評価、保全を包括するプログラムが必要となる。

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 フィーダ配管 (支持部、配管曲部、エルボ、溶接部、DMW を含む) の使用適合性、及び信頼性の高い運転を確保するためのモニタリング、検査、評価が含まれ、以下のことを保証する。

- FAC による減肉が、フィーダ壁の厚さを許容限界以下に減少させないこと (主に定期的な測定によって得られたデータと、この流れ加速型腐食を予測するために開発されたモデルを使用)
- 残留引張応力の高い場所 (半径の狭い出口配管曲部や現場補修溶接部など) で、亀裂に起因する故障が発生しないこと
- 外面接触やフレッティング／摩耗損傷による故障が発生しないこと
- 冷却材の水質が、FAC 率と酸化物粒子の衝突を減少させるように管理されること
- SCC の適時的な検出と破断前リーク (LBB) 分析により、一部の入口フィーダと出口フィーダに設置された流量測定装置の DMW が故障する可能性が低いことを実証すること

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[4-6]。

- 流れ加速型腐食 (FAC)

- 低温クリープ亀裂、及び／又は、応力腐食割れ
- 一部の入口フィーダと出口フィーダに設置された流量測定装置に接続する DMW の一次水応力腐食割れ (PWSCC)
- 隣接するフィーダ間の外面接触とフレットイング

フィーダ配管の寿命管理プログラムを策定する目的は、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を通じて、様々な劣化メカニズムとその緩和策に対処することである。また、このプログラムには、高エネルギー流体 (単相だけでなく二相) を含むすべてのフィーダ配管の構造健全性が維持されることを保証するための手順や管理統制も含まれる。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムには、一次冷却水の pH と O_2 値を最適な範囲に監視・管理し、減肉率と SCC 感受性を低減するための水化学 (AMP 103) が含まれる。蒸気発生器管内面の洗浄により、蒸気品質が改善され、入口フィーダでの一次冷却材温度が低下し、減肉率と SCC の低減に役立つ。より高い Cr 含有量と高い引張強度を持つ適切なフィーダ配管材質の選択と、場合によっては公称肉厚の増加が、フィーダの交換や新設の際に適用される。溶接部の熱処理や最新の曲げ加工方法の使用など、より厳格な管理とフィーダ加工方法の改善は、残留応力レベルを低減し、流体力学的条件を改善し、フィーダ配管の経年劣化を低減する上で有効である。

3. 経年劣化の検出:

このプログラムには、運転条件または特別な検討事項によって示される、影響を受けやすい場所の特定が含まれる。以下の種類の検査が、フィーダの劣化メカニズムを検出するために使用される。

- 超音波検査 (UT): 残肉厚を測定し、フィーダ配管の亀裂を検出する。
- 目視検査 (VT): フィーダ配管の支持状態や外面の変化を監視する。
- 液体浸透探傷試験 (PT) 及び磁粉探傷試験 (MT) : フィーダ配管の外面の亀裂を捉える。

代表的な部品のサンプルは、運転経験 (OPEX) と検査結果に基づいて決定され、次の計画停止までのフィーダの構造健全性を確保する。

減肉モニタリングを実施するための、配管曲部を含む出口／入口フィーダ配管の選択は、以下に基づいて行うことができる。

- 高い流速と質量流量の基準
- 高い応力拡大係数の基準
- 高い調査係数の基準 (フィーダ内の最大流速と応力拡大係数の積)
- 他のプラントの検査データ、及び／又は、OPEX のレビューに基づく減肉経験 (減肉が著しい場所、減肉変化率が最も大きい場所)
- 高い地震荷重の寄与

その他の劣化メカニズムに対する体積検査用フィーダの選択は、以下に基づいている。

- 部品の設計 (すなわち、材料、構成、適用荷重、応力)

- 残留応力レベルに影響を及ぼす部品の製造／加工工程 (すなわち、曲げ製造工程、溶接補修、溶接後の熱処理)
- 環境条件 (冷却水の水質、流量条件など)
- 業界の運転経験

ガイドライン[7-8]は、フィーダ配管の検査範囲と検査間隔を規定しており、局所的な減肉や亀裂が検出された場合、検査範囲と検査間隔は、意図した機能を失う前に減肉や亀裂を適時的に検出できるように調整される。

DMW の位置と高い放射線レベルは、検査を実施することを非常に困難にしており、適格な検査ツール／技術はまだ開発中である。DMW の破断前リーク (LBB) は、定期検査の対象外となることが実証されている。決定論的及び確率論的 LBB アプローチは、漏えいを検出してからプラントの安全な停止までの十分な時間を確保するために実施される。このハイブリッドタイプの解析プロセスは、米国の DMW で使用されている LBB アプローチに類似している[12]。

インコネル 690 と炭素鋼フィーダ間の DMW における一次水応力腐食割れ (PWSCC) の発生と成長に対する耐性を強化する目的で、カナダの改修プロジェクトで最近交換されたフィーダにインコネル 690 流量要素が使用されている。

OPEX によると、タイトな半径の局部と Grayloc 溶接部では、局所的な減肉率が高くなる可能性があり、検査計画にはこれらの部位の減肉検査が含まれている。

容易にアクセスできるフィーダとその支持部の外面が目視検査される。検査結果は評価され、減肉、フレットイング、支持体健全性の適時的な検出を確保するために追加検査の必要性が判断される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

検査[8-9]は 3 節と同様に実施される。減肉率と最小減肉に達するまでの時間を予測するため、減肉率は、同等の定格出力運転時間または流速に対して傾向分析される。

影響を受けやすい部品が高 Cr 含有材料のような耐性を有する材料に交換された場合、下流の部品は減肉を監視するため、適時的に検査されるべきである。一次熱輸送漏えい率を監視し、フィーダ配管の適時的な検出を確実にする。

5. 経年劣化の緩和:

緩和方法には、化学的管理、支持体調整、材料や設計の変更などがある。

化学的管理は、フィーダ配管の経年劣化を緩和する主な方法である。FAC の影響を低減するためには、厳密な冷却材の水質管理[10-11] が必要である。

小さなサイズの配管エルボをより大きいサイズに交換する (例えば、32mm NPS から 50mm NPS) ことは、局所的な流速を減少させるのに役立ち、ひいてはその部分の FAC 速度を減少させる。より大きな肉厚、より高い許容応力 (例えばグレード C)、最小 0.2~0.3%Cr を含む炭素鋼材をフィーダ配管の交換に使用することも、FAC を緩和するために使用されてきた。

フレットイングは、フィーダとフィーダの接触及びフィーダと支持体の接触を避けるために、フィーダ支持体を調整することによって軽減することができる。フレットイングが発生した部分には、ステンレス鋼スリーブを取り付けることができる。

6. 許容基準:

様々な安全上の懸念に対処するために採用された、規制当局による許容基準は、加盟国のフィーダ配管に関する適切な規格[7]、定期検査基準[8]、使用適合性ガイドライン[12]として、入手可能である。以下にその一例を示す。

最小許容肉厚は、 t_{min_ASME} (例えば、ASME Code で許容される最小肉厚) の 75%である[2,12]。カナダの電力会社は、さまざまなフィーダ運転条件下での構造健全性を実証するために、いくつかのフィーダ試験を実施した。試験結果は、 t_{min_ASME} の 75%でも、内圧負荷下での破裂に対する安全余裕を保持していることを示している。

減肉評価では、フィーダの運転寿命を延ばすためプラントの改修中に大規模なフィーダ交換が行われる前に、カナダのプラントで一定数の境界フィーダの肉厚が t_{min_ASME} の 75%に達するであろうと予測している。カナダの規制当局である CNSC は、状況に応じて t_{min_ASME} の 75%より低い肉厚を容認した。分析評価から算出された安全余裕は、境界肉厚プロファイル内の典型的なサンプルの破裂／繰返し試験により確認された。

7. 是正措置:

運転再開に先立ち、許容基準を満たさない部品は再評価、修理、または交換される。長期的な是正措置には、運転パラメータの調整も含まれる。肉厚、減肉率、亀裂寸法が許容基準を超える場合は、以下のような是正措置が取られる。

- 規制当局が認めた場合、減肉部またはフレッティング部の局部溶接を行う。
- フィーダ配管の劣化した部分を、高 Cr 含有量及び改良された加工技術を使用した材料へ交換する。
- フレッシングしたフィーダ配管支持体、チェーフィングシールド、スリーブを交換または調整する。

8. 運転経験のフィードバックと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。

“Feeder fitness for service guidelines”[12-14]のようなガイドライン文書は、運転経験や研究結果に基づいて作成されており、広範に適用されることで長期にわたって有効であることが示されている。

インドの PHWR [15]では、原子炉運転開始から 15 年経過した 1998 年に、フィーダエルボの肉厚減少が観察された。これは FAC が原因であった。減肉を検査した 612 個のフィーダのうち、70 個のエルボの肉厚が許容限界 (公称肉厚の 0.875 倍) 以下であった。これらはほとんどが出口フィーダであった。平均腐食速度は、出口フィーダで $100\mu\text{m}/\text{年}$ 、入口フィーダで $50\mu\text{m}/\text{年}$ であった[16]。

CANDU Owners Group (COG) [18]は、すべての CANDU で出口フィーダのエルボ／曲部と Grayloc 溶接部で減肉が発生することを観察した。配管減肉は FAC に起因する。1996 年から 97 年にかけて、Darlington 発電所では 160 μ m/年の腐食速度が報告された。

COG の OPEX によると、フィーダの一部で、フィーダを支えているスリングとパイプの接触によるフレットング損傷が発生している。減肉の程度は、公称肉厚の 12.5%を超えている。さらに、フィーダ配管と支持体ロッドの接触によるロッドの摩耗も確認されている。

冷却材流路の製造に使用したインゴットが異なるため、隣接する流路にクリープ差が発生し、その結果、設計上の隙間が縮まり、多くのケースで接触が見られた。接触は、冷却材の流れによる絶え間ない振動のためにフレットングを引き起こした。フレットング摩耗が顕著になると、フィーダの運転寿命が短くなる可能性がある[17]。

カナダの CANDU サイトでは、フィーダ配管の漏えいが 3 件発生した。2 件はフィーダ曲部の亀裂によるもので、1 件はフィーダの現場補修溶接部で発生した亀裂によるものであった。カナダのサイトの 1 つで、漏えい検出システムによりフィーダ曲部の亀裂が確認された後、2008 年にこのサイトが改修されるまで、強化版の亀裂検査において、いくつかの部分貫通壁の亀裂が検出された。2008 年以降、カナダの他のサイトでは曲部の亀裂は検出されていない。

さらに、カナダの別のサイトの現場補修溶接部での漏えいがバルク漏えい検知システムによって検出され、この漏えいをきっかけに、すべての CANDU サイトにわたる補修溶接部の包括的な検査が開始された。しかし、溶接亀裂の最初の発見以降、補修溶接部に顕著な亀裂の兆候は報告されていない[18]。

フィーダ配管を Cr 含有量 0.2 %の炭素鋼管で置き換えた場合、減肉率は大幅に減少した。例えば、中国の CANDU6 ユニットでは、フィーダ配管の Cr 含有量が 0.33%までであるため、“高速度基準”によって最も影響を受けやすいフィーダ配管を選別している[12]。第一エルボと第二エルボの外径と内径の肉厚を繰り返し監視した。現在では、最大減肉速度は約 25 μ m/年であり、許容基準をはるかに下回っている。別の方法として、いくつかのプラントでは、より高いスケジュールのパイプエルボ (肉厚が増加) が使用された。

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、CANDU Energy Inc.、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[19]) に準拠して実施される。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Managements and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Safety Guide, Safety Standard Series SSG-48, IAEA, Vienna, 2018.
- [2] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME B&PV Code, Section XI, Rules for In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2001.
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Generic Guidance for Alloy 600

Management, EPRI TR-1009561 (MRP-126), 2004.

- [4] 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.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear power plant life management processes: Guidelines and practices for heavy water reactors, IAEA TECDOC – 1554, IAEA, Vienna, 2006.
- [6] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life Management of Nuclear Power Plants, AERB Safety Guide AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai, India 2005.
- [7] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Code Case N-480 on examination requirements for pipe wall thinning due to single phase erosion corrosion, ASME Section XI Div. 1, ASME, New York, NY.
- [8] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components, CSA Standard N285.4, CSA, Toronto, Canada.
- [9] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, In-Service Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG-O2, AERB, Mumbai 2004.
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Data processing technologies and diagnostics for water chemistry and corrosion control in nuclear power plants (DAWAC), IAEA TECDOC-1505, IAEA Vienna 2006.
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA SSG-13, IAEA, Vienna, 2011.
- [12] S. Eom, S. Liu, J. Jin, Overview of Aging Management Plan for CANDU Feeders – Canadian Regulatory Perspectives, Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2016, Vancouver, Canada 2016.
- [13] National Energy Board, Ageing management guideline for feeder pipe of pressurized heavy water nuclear power plants, NB/T 20305-2014, China 2014.
- [14] A. Usmani and Z. Walker, “Overview and Lessons from More than a Decade of Feeder Life Management”, Journal of Energy and Power Engineering Vol. 7, No. 11, p. 21642173, USA 2013.
- [15] 4th Indian-German Theme meeting on Structural Integrity of pressure retaining components, Mumbai, India 2008.
- [16] Flow Accelerated Corrosion: Forms, Mechanisms and Case Studies, Vivekanand Kain, “ScienceDirect”, 1st International Conference on Structural Integrity, ICONS-2014.
- [17] Simulation of Fret for Life Assessment of Feeder Pipes of PHWR, K.K. Meher, “ScienceDirect”, 1st International Conference on Structural Integrity, ICONS-2014.
- [18] CANDU OWNERS' GROUP report no. COG-JP-96-003, COG, Toronto, Canada
- [19] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, CSA N286, Management system requirements for nuclear facilities, CSA, Toronto, Canada.