

AMP 146 CANDU/PHWR 検査プログラム(2021 年版)

プログラムの内容

CANDU 及び加圧水型重水炉 (PHWR) 原子炉プラントにおける検査プログラムには、定期検査プログラム (PIP) 及び供用期間中検査 (ISI) プログラムがある。PIP は、原子力プロセスシステム及び特別な安全システムに対して、国の要求事項 (例えば、CSA N285.4 “Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components”[1]、CSA N285.5 “Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Containment Components”[2]) により義務付けられている検査プログラムを指し、特定のプラントで使用されている。ISI は、事業者によって実施される (FAC ISI[3]など)、または規制機関によって要求される (脱気装置と温水貯蔵タンクの検査など)、拡張検査プログラムを指す。

検査プログラムは、経年劣化の影響が発見され、部品の構造健全性を確保するために修正 (修理または交換) されることを確実にするために、開発・実施される。このプログラムは、CANDU と PHWR の原子炉プラントにおける経年劣化の影響を管理する上で、一般的に効果的であることが示されている。

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:

定期検査は、核燃料からの熱を直接輸送する流体を含むシステムを構成する機器、配管、支持体の流体境界部分、原子炉の安全な停止または燃料の安全な冷却に不可欠なシステム、ならびに、故障が前述のシステムの健全性を危うくする可能性のあるその他のシステムまたは部品を含むと考えられる。PIP で検査対象とするシステムや部品の範囲は、故障の大きさ (エネルギー放出率に基づいて故障の大きさを小、中、大に分類)、安全裕度 (レベル A 及び B の負荷状態における応力比及び疲労累積使用率) を考慮したスクリーニングと検査カテゴリ (A、B、C1 及び C2) に基づいている。

定期検査の対象となる格納容器部品には、金属製の格納容器境界部品、格納容器境界内の圧力を抑制または低減するために必要な部品、及び格納容器境界の延長を形成するシステムの流体境界が含まれる。検査対象とする機器の範囲と検査方法の決定は、使用荷重 (通常の原子炉運転時の荷重) と機能荷重 (格納容器システムが安全機能を果たすために必要なときに発生する荷重) の評価、及び劣化メカニズムの理解に基づいている。検査プログラム (PIP 及び ISI) には、検査対象領域、使用する検査技術、検査頻度、検査結果の評価及び処分、ならびに補修及び交換要件が含まれる。

定期検査プログラムでは、検査の労力と被ばく線量を削減するため、単一ユニット及び複数ユニットのステーションを対象としたサンプリング方式を採用している。サンプルには、初回検査で発見された最も重大な許容可能な兆候、劣化が発生する可能性が最も高い部分、応力、特に繰り返し応力の点で最も厳しい使用条件を有する部分が含まれる。特に、CSA N285.4[1]の 7.4.7 項では、腐食やエロージョンの影響を受けやすいシステムの検査に関する要求事項を定めている。

各検査の結果は、例えば参考文献[1-2,4-6]の許容基準への準拠を判断するために評価される。

燃料チャンネル圧力伝熱管、燃料チャンネルフィーダパイプ、及び蒸気発生器に対する補完検査の要件は、それぞれ参考文献[1]、AMP139、AMP140、及び AMP116 で議論されている。

2. 経年劣化を最小化し、管理するための予防措置：

これは状態監視プログラムである。予防措置を実施するものではない。しかし、検査において許容できない兆候や劣化が発見された場合、追加検査、検査範囲の拡大、検査頻度の増加が検討される。実際の使用荷重が設計仕様で規定されたレベル B の使用荷重を超える場合、あるいは部品が設計基準外で運転されている場合、追加検査が検討される。検査の結果、水質管理プログラムの欠陥が明らかになった場合、プログラムの更新が検討される。

3. 経年劣化の検出：

プログラムでは、以下のグループの 1 つ以上の非破壊検査 (NDE) 法を用いて、部品の劣化を検出する。

- a) 目視 - これには、腐食、エロージョン、歪み、位置、アライメント、摩耗、漏えい、欠陥、破損、劣化を、直接目視検査や視覚補助装置 (望遠鏡、閉回路テレビなど) を用いた検査などの方法で判定するための検査が含まれる。
- b) 寸法 - これには、直接測定 (ノギス/ゲージの使用など)、及び間接測定 (超音波や電子的手法の使用など) による、寸法、構成、歪み、摩耗、アライメント、腐食、エロージョンを判定するための検査が含まれる。
- c) 表面及び体積 - これには、液体浸透探傷剤、磁性粒子、超音波、X 線透視、渦電流などの方法による不連続面の判定検査が含まれる。
- d) 統合的 - これには、漏えい検出、アコースティックエミッション、ひずみ測定を使用して、全体的なシステムまたは部品の健全性を監視することが含まれる。プログラムによって規定された NDE 検査方法の感度は、検査される部品、及び/又は、劣化の影響に対して適切であるべきである。

検査により、亀裂、エロージョン、腐食、漏えい、摩耗、はめあわされた接続部の緩和、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、ボルトや溶接された接続部の健全性の喪失を明らかにすることができる。

4. 経年劣化の監視と傾向分析：

定期検査は、劣化の検出と監視のための慣行である。これには比較が含まれるため、参考基準を決めておく必要がある。このため、参考文献[1-2,4]で規定されている初回検査が実施され、その後の定期検査を受けることが意図されているすべての領域が対象となる。

検査中に許容基準を超える兆候が発見された場合、定期的な評価のためのモニタリングプログラムが確立されていれば、規制当局の承認を条件として、現状のままにしてもよい。

全体的なシステムまたは部品の健全性は、漏えい検知、アコースティックエミッション、またはひずみ測定を使用して監視することもできる。

5. 経年劣化の緩和:

これは状態監視プログラム的一种である。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。例えば、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。原子炉冷却材の水質を監視・維持するためのプログラムの説明と評価、及び技術的な基盤は、AMP103に記載されている。

6. 許容基準

- a) 前回の検査以降、検出可能な変化を示さない兆候は、許容可能とみなされる。
- b) 次の定期検査間隔の終了時に、その部品、配管、または支持体の設計で規定された限界値を超えないエロージョンまたは腐食による損失・損失率を示す兆候は、許容可能とみなされる。
- c) 別段の規定がない限り、参考文献[1-2,4,6]のような国家の規制あるいは管理統制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、次の定期検査間隔の終了時まで、規制当局が満足する程度に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:

検査結果は、是正措置の必要性を判断するため、国家の規制により承認された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る。必要な場合は、表面兆候の除去、修理、交換、制限付き運転、または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。

運転経験及び研究開発結果の適時的なフィードバックを確実にする枠組みの構築は、それらが AMP に考慮されているという客観的な証拠を提供する。

PIP と ISI は、長期にわたって広く使用されており、CANDU と PHWR の原子炉プラントにおける部品とその一体型付属品の経年劣化の影響を管理する上で、一般的に有効であることが示されている。

運転経験のフィードバックや研究開発結果のフィードバックに関する部品特有の情報は、参考文献[7-17]に記載されている。部品の劣化に関する運転経験のいくつかの具体例は、参考文献[18]に示されている。

このプログラムには、プラント特有及び業界全体の運転経験、並びに研究開発結果を継続的にレビューするための規定が含まれており、プログラムへの影響が評価され、プログラムに対

する必要な措置や修正が実施されるようになっている。

CSA standard N285.7[19]は、リスク情報に基づく供用期間中検査 (RI-ISI) 手法を用いた、CANDU 原子炉プラントの一部を構成するプラント圧力保持システム、部品及び支持体、バランスのとれた定期検査に関する要求事項を定義している。この規格の適用範囲は、CSA N285.4 及び N285.5 で扱われていないプラントシステムを対象としている。2015 年に初めて発行されたこの規格は、カナダの原子炉運転許認可に段階的に導入されつつある。

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[20]) 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, CSA, Toronto, Canada.
- [2] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Containment Components, CSA N285.5, CSA, Toronto, Canada
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Recommendations for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Programme (NSAC-202L-R4), EPRI Final Report 3002000563, EPRI, Palo Alto, CA, Nov 2013.
- [4] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Inservice Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, March 2004.
- [5] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life Management of Nuclear Power Plants, AERB Safety Guide, AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai, India, March 2004.
- [6] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2004 edition as approved in 10 CFR 50.55a, New York, NY.
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators, IAEA-TECDOC-981, IAEA, Vienna, 1997.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: CANDU Pressure Tubes, IAEA-TECDOC-1037, IAEA, Vienna, 1998.
- [9] 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.
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Primary piping in PWRs, IAEA-TECDOC-1361, IAEA, Vienna, 2003.
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Strategy for Assessment of WWER Steam Generator Tube Integrity, IAEA-TECDOC-1577, IAEA, Vienna, 2007.
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Intercomparison of Techniques for

Inspection and diagnostics of Heavy Water Reactor Pressure Tubes, IAEA-TECDOC-1609, IAEA, Vienna, 2009.

- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators, IAEA-TECDOC-1668, IAEA, Vienna, 2011.
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA Nuclear energy series NP-T-3.13, IAEA, Vienna, 2011.
- [15] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management – SCC and Cable Ageing Project (SCAP), Final Report, NEA/CSNI/R(2010)15, NEA, Paris, April 2011.
- [16] Materials Degradation and Related Managerial Issues at Nuclear Power Plants, Proceedings of a Technical Meeting, Vienna (2005)
- [17] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1801 rev.2, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report - XI.M1 ASME Section XI Inservice Inspection, Subsections IWB, IWC, and IWD, USNRC, 2010
- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Primary System Corrosion Research Program: EPRI Materials Degradation Matrix, Revision 4. EPRI, Palo Alto, CA, May 2018. 3002013781.
- [19] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Balance Of Plant Systems And Components, CSA N285.7, CSA, Toronto, Canada
- [20] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Management System Requirements for Nuclear Power Plants, CSA N286-05, CSA, Toronto, Canada.