

AMP 103 水質(2023 年版)

プログラムの概要

このプログラムの主な目的は、流れ加速型腐食 (FAC) を含む腐食による材料損失、応力腐食割れ (SCC) 及び関連する劣化メカニズムによる亀裂、処理水環境に曝される部品での汚損による熱伝達の減少を軽減することである。CANDU/PHWR プラントの圧力管における重水素浸入と水素化物遅れ破壊を可能な限り低減することは、このプログラムのもう一つの目的でもある。本プログラムには、処理水の定期的なモニタリング、及び既知の有害汚染物質を、材料損失や亀裂につながりにくいレベル以下で管理することも含まれる。

全ての水冷却タイプの原子炉プラントにおける水質プログラムは、いくつかのガイドラインに基づく水質のモニタリングと管理に依存している。IAEA Safe Guide SSG-13[1]は、対象範囲内のシステム、構造物、部品 (SSCs)が、設計時の予測と意図に準拠してその機能を果たすことができるようにするための水質に関する一般的な推奨とガイダンスを加盟国に提供している。IAEA TECD-1505[2]は、水質及び腐食制御のためのデータ処理技術の開発、適格性確認、及び実施のための方法の概要を示している。さらに、いくつかの具体的な民間ガイドラインも存在する。BWR については、EPRI 3002002623 (BWRVIP-190, Rev.1)[3]、VGB-R 401 J, Part 2[4]などがある。PWRに対応するガイドラインとしては、EPRI 3002000505 (PWR Primary Water Chemistry Guidelines)[5]、EPRI 3002010645 (PWR Secondary Water Chemistry Guidelines)[6]、ドイツ VGB-R 401 J, part 1[4]が挙げられる。PHWR プラントについては、ガイドラインは AERB/NPP-PHWR/SG/D-8[7]に示されている。PHWR の水質に関する更なる情報は、IAEA TECDOC-667[8]に記載されている。CANDU プラントの水質に関して特化した公開ガイドラインはないが、既存及び新規 CANDU プラントにおける水質の管理方針と仕様に関して、適切な要約が参考文献[9]に記載されている。他の水質ガイドラインも、システムまたは状況に応じて使用することができる。

水質プログラムは一般的に、中流量から高流量箇所の不純物濃度を低く抑える上で効果的である。IGALL 報告書では、経年劣化の影響を管理するために水質プログラムを強化すべき事象と言及している。例えば、低流量箇所または流れが少ない箇所では、水質プログラムが効果的でない場合もある。したがって、場合によっては、水質管理プログラムの有効性の検証を実施し、長期運転期間中も重大な劣化が発生せず部品が意図した機能が維持されることを確認する。このような特定に際して許容される検証プログラムは、AMP119 に基づいてシステム内の影響を受けやすい場所にある選択された部品に対する 1 回限りの検査である。

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:

このプログラムの対象範囲には、原子炉冷却材システム、工学的安全機能、補助システム、蒸気及び電力変換システムの部品が含まれる。このプログラムは、水質プログラムによって管理された処理水環境に曝される、経年劣化管理レビューが検討される部品を対象としている。

2.経年劣化を最小化し管理するための予防措置:

このプログラムには、化学種・不純物・添加物の仕様、サンプリングと分析の頻度、原子炉冷却

材システム、工学的安全機能、補助システム、蒸気及び電力変換システムの水質管理のための是正措置が含まれる。水質は、汚染物質濃度を最小化し、全面腐食、隙間腐食、孔食、微生物学的腐食、流れ加速型腐食による材料損失、及び SCC による亀裂を軽減するように管理される。BWR の場合、水の純度を高く保つことで、SCC の影響を受けにくくすることができる。また、いくつかの国では、水素水化学のような化学添加プログラムと貴金属化学物質の併用または非併用で、SCC に対する感受性を低減することが行われている[10]。PWR と CANDU/PHWR では、反応度制御と腐食を抑制するためのアルカリ性管理に添加物が使用される。

腐食性不純物の濃度は、材料損失、亀裂、熱伝導の低下を抑制するために監視され、一定の限度内で維持される。

水質もガイダンスに準拠して維持される。化学種と水質は、インプロセス法またはサンプリングによって監視される。サンプルの化学的健全性は維持され、サンプリングと保管の方法がサンプルの化学種濃度の変化を引き起こさないことを確認するため、検証される。

PWR 一次系水質: PWR 一次系水質に関するガイドライン (例えば、参考文献[4-5]) では、通常、塩化物、フッ化物、硫酸塩、リチウムまたはカリウム、溶存酸素濃度、水素濃度を監視し、オーステナイト系ステンレス鋼 (SS)、600 系合金、690 系合金製部品の SCC を緩和するために一定レベル以下に維持することが一般的に推奨されている。PWR 一次系水質ガイドラインの中には、ホウ酸貯蔵タンク、燃料交換用水貯蔵タンク、使用済み燃料プール、レットダウン浄化システム、体積制御タンクなど、PWR 補助システムの化学管理に関する推奨事項も記載されているものがある。

CANDU/PHWR 一次熱伝導 (PHT) 及び減速材重水の水質: CANDU/PHWR 重水の水質に関するガイドライン(例えば、参考文献[7-9]) は、通常、炉内汚損を軽減し、炭素鋼 (CS) SA106 または SA333 出口フィーダ配管の FAC 率を低減し、ジルコニウム合金圧力管の D₂ 上昇を最小化し、オーステナイト系ステンレス鋼 (SS)、マルテンサイト鋼 (400 シリーズ)、モネル 400、600 系合金、690 系合金製の部品で発生しうる SCC を緩和するため、pHa、溶存リチウム [Li⁺]、溶存重水素 [D₂]、塩化物、フッ化物、硫酸塩、溶存酸素、溶存水素、導電率の濃度を監視し、指定された範囲内に維持することが一般的に推奨されている。一部の CANDU/PHWR 一次系重水の水質ガイドラインは、一次熱伝導補助システムにおける化学管理に関する推奨も提供している。減速材重水に関するガイドラインは、安全保証停止 (GSS) 条件と非 GSS 条件をカバーし、監視されるパラメータには、ガドリニウム [Gd] 濃度、減速材 D₂O 伝導率と D₂O の pHa、減速材 D₂O 同位体純度、減速材のトリチウム濃度も含まれる。

PWR 及び CANDU/PHWR の二次系水質: PWR と CANDU/PHWR の二次系冷却水の水質に関するガイドラインは類似しており、一般的に、デント、粒界腐食 (IGA)、外径応力腐食割れ (ODSCC)、または隙間腐食や孔食による蒸気発生器伝熱管の劣化を緩和するために、化学パラメータ (pH レベル、陽イオン伝導度、ナトリウム、塩化物、硫酸塩、鉛、溶存酸素、鉄、銅、ヒドラジンまたはその他の酸素スカベンジャーなど) の監視と管理を推奨している。これらのパラメータ、特に pH レベルの監視と制御は、鋼製部品の全面腐食と流れ加速型腐食 (FAC)、蒸気発生器シェルとプラント建設材料 (鋼鉄、SS、銅合金など) の隙間腐食、孔食、微生物学的腐食も緩和する。

BWR 水質: BWR 原子炉水のガイドライン (例えば、参考文献[3-4]) は、一般に、塩化物、硫酸塩、溶存酸素の濃度を監視し、腐食を緩和するために一定レベル以下に保つことを推奨している。塩化物と硫酸塩の 2 つの不純物が冷却材の導電率を、溶存酸素・過酸化水素・水素が電気化学ポテンシャル (ECP) を決定する。ガイドラインでは、冷却水の導電率と ECP も監視し、BWR プラントの SCC と腐食を緩和するために一定レベル以下に保つことを推奨している。

BWR の給水、復水、制御棒駆動部 (CRD) 水のガイドラインは、SCC を緩和するために、導電率、溶存酸素濃度、鉄と銅の濃度 (給水のみ) をモニタリングし、一定レベル以下に維持することを推奨している。また、一部のガイドラインでは、トラス／圧力抑制室、凝縮水貯蔵タンク、使用済燃料プールといった補助システムの水質管理に関する推奨も含まれている。

3. 経年劣化の検出:

これは主として緩和プログラムである。しかし、EPRI の水質ガイドラインに記載されている腐食性不純物の濃度は、材料損失、亀裂、熱伝達の減少を緩和するために監視される。水質もガイドラインに準拠して維持される。化学種と水質は、インプロセス法またはサンプリングによって監視される。さらに、化学的な監視は、放射化測定により SCC や摩耗などに起因する貫通壁欠陥による一次系から二次系への水の漏えい、高感度オンラインモニタリングによる貫通壁欠陥による小規模な復水器の漏えい、あるいは給水回路内の Fe レベルのモニタリングによる進行した全面腐食や FAC などの経年劣化の影響に関する情報も提供する。

4. 経年変化の傾向の監視と分析:

化学パラメータデータは、様々な水質ガイドラインに準拠して記録、評価、傾向分析される。

5. 経年劣化の緩和:

このプログラムの主な目的は、処理水環境に曝される部品の腐食や腐食助長亀裂による材料損失を軽減することである。このため、上記の水質ガイドラインに準拠し、プラントの運転条件や運転経験に基づいて、モニタリング方法や水質サンプリング・テストの頻度が決定される。

6. 許容基準:

様々な化学パラメータの最大値は、対応する水質ガイドライン、及び／又は、特定の部品の設計要件で指定されたシステム特有の制限内に維持される。

7. 是正措置:

経年劣化の影響の兆候、または許容できない水質の結果はすべて評価され、原因が特定され、状況が改善される。測定された水質パラメータが規定範囲外の場合、水質ガイドラインで指定された期間内に、パラメータを許容範囲内に戻す (またはプラントの運転モードを変更する) ための是正措置が取られる。異常な化学的狀態に対処するために是正措置が取られる場合は常に、測定された水質パラメータ、例えば、塩化物、フッ化物、硫酸塩、溶存酸素、及び過酸化水素の濃度を許容範囲内に戻すために、是正措置が効果的であったことを検証するため、サンプリングの増加または他の適切な措置がとられる。

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:

この AMP は、業界全体の一般的な経験に対応している。関連するプラント特有の運転経験は、AMP がプラントにとって適切であることを確認するために、プラント AMP の開発において考慮される。プラント及び業界全体の運転経験と研究開発 (R&D) の結果を定期的に評価するフィ

ードバックプロセスを実施し、必要に応じ、プラント AMP を修正するか、経年劣化管理の継続の有効性を確保するための追加措置 (例えば、新しいプラント特有 AMP の開発) をとる。ガイドライン文書は、運転経験や研究開発の結果に基づいて作成されたものであり、その広範な使用により、長期にわたって有効であることが示されている。

軽水炉の機械部品に関する世界的な運転経験は、構成機器や機構に特化していくつかの文書に記載されている。異なる設計のいくつかの主要機器に関する関連情報は、IAEA TECDOCs (例えば、参考文献[11-19]) に記載されている。さらに、NEA/CSNIR(2010)15[20] には、様々な腐食助長亀裂メカニズムに関する最近の運転経験の評価が記載されている。運転経験の具体例は以下のとおりである：

- BWR：粒界型応力腐食割れ (IGSCC) が、非安定化及び安定化オーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金製の小口径及び大口径の BWR 配管で発生した。顕著な亀裂は、再循環系、炉心スプレー、残留熱除去システム、原子炉水浄化システムの配管溶接部で発生した。IGSCC は、炉心シュラウド、アクセスホールカバー、トップガイド、コアスプレースパージャーを含む多くの炉内構造部品でも発生した。
- PWR 一次系：SCC タイプのメカニズムが発生する可能性は、通常、使用済燃料プールの自由表面から混入した汚染物質 (空気中の汚染物質の自然な収集源となり得る) や、プラントの冷温停止中の酸素の混入など、一次冷却系への想定外の汚染物質の混入のために発生する可能性がある。一次系への脱塩剤樹脂の混入により、600 系合金製の容器ヘッド貫通部の IGSCC が発生したこともある。一次系へのチオ硫酸ナトリウムの不用意な混入により、蒸気発生器伝熱管の IGSCC を引き起こしたこともある。SCC は、安全注入ライン、チャージングポンプケーシング被覆、安全注入タンク内の計装ノズル、酸素含有・滞留または本質的に滞留したホウ酸塩冷却水を含む安全関連 SS 配管システムで発生した。蒸気発生器伝熱管やプラグ、600 系合金製の貫通部では、一次水応力腐食割れ (PWSCC) が発生したこともある。PWR 加圧器ヒータスリーブでは、IGSCC に起因する円周割れが発生した。
- CANDU/PHWR 一次系：炉心出口の炭素鋼フィーダの FAC 発生により、pHa の上限を 10.4 (0.55mg/kg の Li+濃度に相当) に引き下げることが決定した。Cl⁻の仕様は、マルテンサイト系ステンレス鋼端部継手の SCC リスクを軽減するため、0.2mg/kg 未満から 0.05mg/kg 未満に抑えられている (ただし、現在までに亀裂は発生していない)。硫酸塩は、高温水中での低合金炭素鋼のひずみ誘起腐食割れ (SICC) に関与しているため、一次冷却系フィーダにおける SICC のリスクを軽減するために SO₄²⁻の規制値を導入することは賢明であると考えられる。蒸気発生器伝熱管、プラグ、及び 600 系合金の貫通部では、一次水応力腐食割れ (PWSCC) 生している。
- PWR 及び CANDU/PHWR 二次系：蒸気発生器伝熱管は、外径応力腐食割れ (DSCC)、粒界腐食 (IGA)、摩耗、孔食を経験してきた。蒸気発生器の炭素鋼支持板は全面腐食を経験してきた。蒸気発生器シェルに孔食と応力腐食割れが発生したこともある。蒸気発生器伝熱管支持孔に堆積物が広範囲に蓄積すると、流れ振動や伝熱管割れが発生する可能性がある。流れ加速型腐食は、特に炭素鋼製の給水ラインと復水ラインで発生した。

このような運転経験は、さまざまな水質ガイドライン文書の改訂にフィードバックされた。

本 AMP の作成時点では、関連する研究開発は確認されていないが、水質ガイドラインに責任を持つ様々なグループは、今後もガイドラインを強化し定期的に改訂版を発行することが期待されている。関連するガイドラインの新たな改訂版が発行されると、プラントはその改訂を評価

し、プラント AMP を強化する必要性を検討する。

9. 品質管理:

SSG-48 に沿って[21]、IGALL Safety Report Section 4.9 では、(a) 管理統制、(b) 安全分析報告書の補足、(c) パフォーマンス指標、(d) 確認 (検証) プロセス、(e) データ収集と記録保持、これらの観点からこの属性に期待される内容に関する一般的な情報を提供している[22]。さらなるガイダンスは、SSG61[23]の Paras 3.13.16 - 3.13.17 の安全解析報告書の補足、GS-G3.1 の確認プロセス (予防措置については Paras 6.76-6.77、是正措置については Paras 6.66-6.75) にあり[24]、SRS No.106 の第 2 章には経年劣化管理のためのデータ収集と記録保存に関するグッドプラクティスが記載されている[25]。

それに加えて、以下の具体的な情報が本 AMP に関連する:

定量的指標 1

定義: AMP 設定された閾値外の水質パラメータの数

説明: AMP で設定された閾値から外れた水質パラメータの過度かつ一貫した履歴は、本 AMP が対処する経年劣化の影響が意図された運転期間中にわたって適切に管理されることを保証するために、AMP を修正する必要があることを示す可能性がある。

定量的指標 2

定義: 水質に起因する経年劣化が発生している場所の数。

化学的性質

説明: 本 AMP が対象とする部品において、経年劣化の過度な運転経験がある場合は、水質パラメータ及び／または関連する閾値が不適切であり、改訂が必要であることを示している可能性がある。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA-SSG-13, IAEA, Vienna, 2011.
- [2] 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.
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Volume 1: BWR Water Chemistry Guidelines – Mandatory, Needed, and Good Practice Guidance, EPRI, Palo Alto, CA, 2014. 3002002623.
- [4] VGB POWER TECH, Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 1: DWR-Anlagen (VGB guideline for the water in nuclear power plants with light water reactors (PWR)), Teil 2: SWR-Anlagen, (VGB guideline for the water in nuclear power plants with light water reactors (BWR)), VGB R 401 J, VGB PowerTec e.V., Essen, Germany, May 2006.
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, PWR Primary Water Chemistry Guidelines, EPRI 3002000505, Revision 7, Volumes 1 and 2, EPRI, Palo Alto, CA, April 2014.

- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, PWR Secondary Water Chemistry Guidelines, EPRI 3002010645, Revision 8, EPRI, Palo Alto, CA, February 2009.
- [7] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Primary heats transport system of pressurised heavy water reactor, AERB/NPP-PHWR/SG/D-8, AERB, Mumbai, India, January 2003.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Coolant technology for water cooled reactors, Vol. 1: Chemistry of primary coolant in water cooled reactors, IAEA- TECDOC-667, IAEA, Vienna, September 1992.
- [9] C. Turner and D. Guzonas, Improving Chemistry Performance in CANDU Plants, Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, Quebec City, October 2010.
- [10] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, “BWRVIP-62, Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Technical Basis for Inspection Relief for BWR Internal Components with Hydrogen Injection,” EPRI 1022844, EPRI, Palo Alto, CA, January 2012.
- [11] 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.
- [12] 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, July, 2003.
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: BWR pressure vessels, IAEA-TECDOC-1470, IAEA, Vienna, October, 2005.
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: BWR pressure vessel internals, IAEA-TECDOC-1471, IAEA, Vienna, October, 2005.
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR pressure vessels (Update), IAEA-TECDOC-1556, IAEA, Vienna, June 2007.
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR pressure vessel internals (Update), IAEA-TECDOC-1557, IAEA, Vienna, June 2007.
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Reactor Water Chemistry Relevant to Coolant-Cladding Interaction, IAEA-TECDOC-429, IAEA, Vienna, September 1987.
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, High Temperature On-line Monitoring of Water Chemistry and Corrosion Control in Water Cooled Power Reactors, IAEA-TECDOC-1303, IAEA, Vienna, July 2002.
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Optimisation of Water Chemistry to Ensure Reliable Water Reactor Fuel Performance at High Burnup and in Ageing Plant (FUWAC), IAEA-TECDOC-1666, IAEA, Vienna, October 2011.
- [20] 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.
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and

Development of a Programme for Long Term Operations of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).

- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), Safety Reports Series No.82 (Rev.2), IAEA, Vienna. Preprint.
- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programs and Documentation, Safety Report Series No. 106, IAEA, Vienna (2022)