

AMP 111 PWR ニッケル合金原子炉冷却材圧力バウンダリ部品の亀裂(2021 年版)

プログラムの概要

このプログラムでは、Ni 合金製の原子炉冷却材圧力バウンダリ部品の近傍にある、高感受性を有した安全関連部品のホウ酸誘起腐食に伴う Ni 合金製部品の亀裂と、その結果生じる材料損失の問題を取り上げる。

規制当局は、一次水応力腐食割れ (PWSCC) 感受性材料である 600/82/182 系合金を含む PWR 容器、蒸気発生器、加圧器部品、配管に対して、長期検査要件を課した[1,2]。また、原子炉圧力容器上部の Ni 合金貫通部と底部計装管 (BMI) の長期検査にも、新たな要件が課された。

例えば、米国原子力規制委員会 (US-NRC) は、加圧水型原子炉の冷却材圧力バウンダリにあるすべての Ni 合金製部品の検査要件について、Sections 50.55a (g) (6) (ii) (D), (E), (F) of Title 10 of the US Code of Federal Regulations [3]で取り上げており、一定の条件付きで ASME Code Cases N-729-4、N-722-1、N-770-2 の使用を義務付けている。

非 Ni 合金製の原子炉冷却材圧力バウンダリ部品からのホウ酸漏えいの影響に関しては、AMP110 で取り扱われている。

評価と技術的根拠

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:

このプログラムは、Ni 合金溶接部を含む、原子炉冷却材圧力バウンダリのすべての高感受性 Ni 合金製部品の PWSCC による亀裂の影響を管理することに重点を置いている。このプログラムでは、Ni 合金部品の近傍にある感受性の高い部品のホウ酸腐食による材料損失も管理している。これらの部品としては、原子炉容器部品 (原子炉圧力容器上部ヘッド、ノズルと配管の接続部、計装貫通部)、蒸気発生器部品 (ノズルと配管の接続部、計装接続部、ドレン管貫通部、仕切り板)、加圧器部品 (ノズルと配管の接続部、計装接続部、ヒーター貫通部)、原子炉冷却系配管 (計装接続部と全貫通溶接部) が含まれるが、これらに限定されない。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムは状態監視プログラムである。水の純度を高く維持することで、PWSCC の感受性を低減することができる。原子炉冷却水の水質は、水化学プログラムに準拠して監視・維持される。プログラムの説明、原子炉水質監視・維持の評価と技術的根拠は、AMP103 に記載されている。予防的非破壊検査 (製造、化学組成、残留応力及び運転応力、温度に基づく亀裂発生感受性を評価する材料指数) を定義するために、最も影響を受けやすい部品を特定することができる。

3. 経年劣化の検出:

これは、Ni 合金部品の亀裂/PWSCC と、影響を受ける可能性のある鋼製部品のホウ酸腐食による材料損失を監視する状態監視プログラムである。原子炉冷却材圧力バウンダリの亀裂と漏えいは、適用される規制要件と民間ガイドラインに準拠した供用期間中検査プログラムによ

って監視される。亀裂や材料損失の特定につながる可能性のあるホウ酸の沈着、ホウ酸水の漏えい、また水分の存在は、目視検査によって監視することができる。このプログラムでは、非破壊検査技術を含む様々な方法で経年劣化の影響を検出している。原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えいは、放射線空気モニタリングやその他の一般区域放射線モニタリング、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えいに関する技術仕様により監視することができる。原子炉冷却材漏えいの証は、ホウ酸残留物の存在によって明らかになることがある。

具体的な非破壊検査の種類は、部品の PWSCC に対する感受性と検査におけるアクセス性に依存する。感受性の高い部品の検査方法、スケジュール、及び頻度は、適用される規制要件及び民間ガイドラインに準拠して実施される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えいは、漏えい率の変化を検出するため、技術仕様に基づき、定期的に計算され、傾向分析される。ホウ酸腐食管理ガイダンスの例は、参考文献[4]にある。

5. 経年劣化の緩和:

Ni 合金母材と溶接部の PWSCC リスクを軽減するために、いくつかの方法が利用可能である(溶接肉盛、応力改善プロセス、表面処理、より PWSCC に強い材料への部品交換、Zn 注入や水素調整による水質改善)。

6. 許容基準:

ホウ酸誘起腐食による亀裂及び材料損失のすべての兆候に対する許容基準は、適用される規制要件及び民間ガイドラインに定義されている。EPRI は、参考文献[5]において、底部に取り付けられたノズルに関する具体的なガイダンスを作成している。また、Code Case N-770-2 の最初の技術的根拠は、参考文献[6]にある。

7. 是正措置:

本プログラムの適用範囲内で、更なる運転に対して許容できないと判断された高感受性の部品で欠陥の兆候が確認された場合、適切な修理又は交換により是正がなされる。加えて、本プログラムの適用範囲内にある高感受性の部品に漏えいや亀裂の証が検出された場合、適用される規制要求事項や民間ガイドラインの要求に準拠し、現行の検査範囲の拡大や、一部の部品に対する検査頻度の増加が必要となる。

修理及び交換の手順及び活動は、適用される規格 (例えば、米国の ASME Section XI [7]又はフランスの RSE-M Code [8]) に準拠する。

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証するために、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

的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 を開発する) をとる。

このプログラムは、プラント特有の情報、一般的な業界の知見、国際的なデータを含む、関連する運転経験のレビューを取り上げる。現行の規制要件の範囲内で、必要に応じて、事業者は、適用される規制要件及び民間ガイドラインに準拠して、施設の供用期間中検査プログラムの更新を要求されることにより、運転経験の記録を維持する。

600 系合金の亀裂は PWR で発生している[9]。さらに、脱塩剤樹脂の浸入も運転中のプラントで発生しており [12]、これは亀裂の発生と成長を悪化させる可能性がある。水質プログラム AMP103 は、一次系水質の監視と管理を通じて、このような逸脱の影響を管理している。PWSCC は、容器ヘッド貫通ノズルでも発生している (米国の PWR では参考文献[13]に記載されている)。しかし、現在までのところ、PWR 原子炉容器ヘッド貫通部の 690 系合金では、亀裂発生が確認されていない。

フランスでは、研究開発プログラムによる経験的な発生モデルとき裂進展速度を用いて、き裂の発生リスクと、き裂が検出された場合の漏えいリスクを評価している。亀裂がある部品の場合、非破壊検査の妥当性を検証するために、取り外した部品のホットセルで研究が行われている。

原子炉容器ヘッドを含有する 600 系合金貫通部の亀裂解析を支援するために、EPRI は 600 系合金とその溶接金属 82 系合金と 182 系合金の亀裂進展速度の計算のための最新のアプローチをまとめた。この最新のアプローチには、低応力の影響 (以前の閾値効果の排除) と水質の影響に対する定量的要因が含まれている。また、熱処理に伴う特性変化を考慮するための確率論的基盤も提供している[17]。同じく EPRI が発表したデータによると、690 系合金とその溶接部である 52 系合金と 152 系合金は、600 系合金とその溶接部よりもはるかに割れにくいことが明らかである。EPRI は、溶接合金の FOI が同程度で、600 系合金よりも 690 系合金の方が有意に改善されるとしている[18]。しかし、52 系合金と 152 系合金での溶接部は、82 系合金と 182 系合金での溶接部よりも加工中に熱間割れを起こしやすいことに注意が必要である。

冷間加工の影響は、依然として未解決の問題である。冷間加工は、Ni 合金及び溶接部の劣化を促進する潜在的な原因と認識されている。欧州委員会の第 7 次 Euratom 枠組みプログラムの資金提供を受けて実施された NUGENIA+プロジェクトでは、ミニプロジェクト MICRIN+により金属表面の冷間加工レベルが SCC 亀裂発生に与える影響を実験的に調査した[19]。その後、EU Horizon 2020, NUGENIA+, Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP) [20]の下で資金提供された、より大規模なプロジェクト MEACTOS が、溶接金属 182 系合金の環境亀裂に対する表面加工の定量的影響に取り組んでいる。このプロジェクトは、表面処理を最適化することで、Ni 合金溶接部の環境割れを緩和することを目的としている。このプロジェクトでは、溶接金属 182 系合金の PWSCC 亀裂発生挙動に及ぼす表面加工方法の影響を特に評価している[21]。

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、並びに管理上の統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B [22]) に準拠して実施される。

References

- [1] French Ministerial Order of 10 November 1999, Operational surveillance of the main primary circuit and the main secondary circuits of pressurised water nuclear reactors

- [2] ASN Letter and decision DSIN-GRE/BCCN/MP/AR n° /010056 dated March 05, 2001 "Zones en alliage "Inconel 600" sur les réacteurs à eau sous-pression d'EDF. Programme de maintenance"
- [3] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, §50.55a, Codes and standards, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, 2017
- [4] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE; Boric Acid Corrosion Guidebook, Revision 2: Managing Boric Acid Corrosion Issues at PWR Power Stations (MRP-058, Rev 2), EPRI, Palo Alto, CA: 2012. 1025145
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE; Safety Evaluation for Boric Acid Wastage of PWR Reactor Vessel Bottom Heads Due to Bottom-Mounted Nozzle Leakage (MRP-167) Evaluations Supporting the PWR Bottom-Mounted Nozzle Inspection Plan. EPRI, Palo Alto, CA: 2008.1016591
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE; MRP-139 Revision 1: Primary System Piping Butt Welds Inspection and Evaluation Guideline. EPRI, Palo Alto, CA: 2008. 1015009
- [7] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, as approved in 10 CFR 50.55a, ASME, New York, NY
- [8] AFCEN (French Association for the rules governing the Design, Construction and Operating Supervision of the Equipment Items for Electro Nuclear Boilers), RSE-M Code, In-Service Inspection Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands - 2010 edition -
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 90-10, Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) of Inconel 600, USNRC, 1990
- [10] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, U.S. Plant Experience with Alloy 600 Cracking and Boric Acid Corrosion of Light-Water Reactor Pressure Vessel Materials, NUREG-1823, USNRC, 2005
- [11] "Stress corrosion cracking of Inconel zones: opinion of the French nuclear safety authority", Fontevraud 2006 Proceedings - Paper A037-T04
- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 96-11, Ingress of Demineralizer Resins Increases Potential for Stress Corrosion Cracking of Control Rod Drive Mechanism Penetrations, USNRC, 1996
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Bulletin 2001-01, Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles, USNRC, 2001
- [14] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Bulletin 2002-01, Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity, USNRC, March 18, 2002
- [15] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Bulletin 2002-02, Reactor Pressure Vessel Head and Vessel Head Penetration Nozzle Inspection Programs, USNRC, 2002
- [16] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Letter 97-01, Degradation of Control Rod Drive Mechanism Nozzle and Other Vessel Closure Head

Penetrations, USNRC, 1997

- [17] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE; Materials Reliability Program : Recommended Factors of Improvement for Evaluating Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) Growth Rates of Thick-Wall Alloy 600 Materials and Alloy 82, 182 and 132 Welds (MRP-420 Rev 1): Product 3002014244, EPRI, Palo Alto, CA: (2018)
- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE; Materials Reliability Program : Recommended Factors of Improvement for Evaluating Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) Growth Rates of Thick-Wall Alloy 690 Materials and Alloy 52, 152 and Variants Welds (MRP-386): Product 3002010756, EPRI, Palo Alto, CA: (2017)
- [19] NUGENIA, MICRIN+ - State-of-the-Art Report on Surface Requirements and Practices for NPP Primary Components, NUGENIA position paper, 2016
- [20] SNETP.EU/project-portfolio/MEACTOS H2020 Project: www.MEACTOS.EU
- [21] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, Latest Edition