

## AMP 110 PWR ホウ酸腐食 (2023 年版)

### プログラムの概要

このプログラムでは、ホウ酸水漏えいの原因を特定するため、原子炉冷却材圧力バウンダリの状態を監視するものである。特定の条件下では、一次系ガasket、シール、弁パッキン、その他の場所からのホウ酸水の漏えいにより、ホウ酸腐食が発生する可能性があり、プラントの影響を受けやすい一次系部品の健全性を損なう可能性がある。隣接する構造物、部品、及び支持部を定期的に目視検査し、漏えいと腐食の証を確認することが、このモニタリングの基本となる。

このプログラムのモニタリングと検査の範囲には、ホウ酸水を含み、潜在的な漏えい箇所となるすべての部品が含まれる。漏えいの経路となる可能性のある構造物や部品も対象とし、経年劣化管理レビュー (AMR) の対象となる。AMP111 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、影響を受けやすい安全性に関連する部品のホウ酸誘起腐食による Ni 合金製部品の亀裂とその結果として生じる材料損失の問題に対処している。

評価、是正措置の範囲には、観測されたすべての漏えい源、その影響を受ける構造物及び部品が含まれる。

ホウ酸水の漏えいは、巡回点検など、漏えいを検知するために特別に設定された活動以外を通じて発見される可能性もある。したがって、このプログラムには、他の活動によって漏えいが発見された場合に於いて、評価を開始するための規定が含まれている。

### 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:

本プログラムは、ホウ酸水漏えい後にホウ酸腐食が発生すると予想される構造物 (亜鉛メッキ鋼、Al、銅など)、部品 (鋼、Cu、Al 合金など)、電気部品を対象とする。参考文献[1]で発表されたレビューによると、15%以上の Zn を含む Cu 合金は、ホウ酸環境下で材料損失に敏感であると結論付けられている。

このプログラムには、漏えいしたホウ酸水による腐食が、漏えい源や隣接する構造物や部品の劣化につながらないようにするための体系的な対策が含まれており、原子炉冷却材圧力バウンダリが漏えい、急激な破損、または完全な破裂を起こす確率が極めて低いことを保証するものである。このようなプログラムは、(a) 漏えいの主な位置の同定、(b) 小さな漏えいの位置を特定するための検査と手順、(c) ホウ酸腐食により、漏えい源や隣接する構造物や部品が意図された機能喪失を引き起こす可能性がある劣化につながらないようにするための工学的評価と是正措置、を提供する。

このプログラムでは、以下に示すホウ酸腐食の影響を受ける可能性のある主要部品、及びホウ酸腐食の影響を受けやすいその他の場所を対象としている。

- 再循環蒸気発生器または貫流蒸気発生器の鋼鉄部品の外面
- 原子炉容器: 容器の外面 (容器閉鎖フランジ組立体の鋼鉄部品を含む) 及び該当する外装付

属品

- 工学的安全機能システム、その補助システム、蒸気及び電力変換システムで使用される鋼、Al 及び Cu 合金 (15 % 以上の Zn を含む Cu 合金) 製の配管及び配管部品の外面
- 鋼製閉鎖ボルト
- 電気部品

## 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ため、予防措置はない。しかしながら、ホウ酸腐食は、潜在的な漏えいが発生する可能性のある場所の頻繁な監視や、漏えいが検出された場合の適時的な補修など、ホウ酸水の漏えいを最小限に抑える対策によって防止または最小化することができる。さらに、適切な耐食性材料の使用、保護塗装や被覆の適用で、ホウ酸腐食を防止するのに役立つ。

## 3. 経年劣化の検出:

このプログラムでは、ホウ酸水の漏えいを検出することにより、影響を受ける構造物や部品のホウ酸腐食に伴う材料損失による経年劣化の影響を監視する。材料損失を引き起こす可能性のあるホウ酸の沈着、ホウ酸水の漏えい、または水分の存在は、目視検査によって検出・監視することができる。

ホウ酸腐食による部品の劣化は、ホウ酸水の漏えいなしには起こりえない。再結晶化や水分の証しなど、ホウ酸腐食につながる条件は、絶縁体の除去が必要になる場合もあるが、目視検査で容易に検出できる。しかし、外部絶縁表面や絶縁下の継ぎ目を持つ部品、または直接目視検査できない部品の漏えい検査では、周囲 (床、機器表面、及び漏えい経路となる可能性のある領域を含む) を検査し、部品からの漏えいの証を確認する。ホウ酸漏えいの可能性のある兆候としては、絶縁体表面及びその周囲にある変色、汚れ、ホウ酸残留物などがある。長期間のホウ酸沈殿物の存在に起因する錆色の沈殿物には特に注意が払われる。漏えいの証が見つかった場合、漏えい源を特定するために断熱材の除去が必要になることがある。漏えい源からかなり離れた場所でのホウ酸腐食を考慮する必要性があることもこれまでの運転経験から示されている。このプログラムには、小さな漏えいの場所を特定し、検査を実施し、工学的評価を行うためのガイドラインが含まれている。さらに、このプログラムには、他のプログラムや活動との適切な相互干渉が含まれており、このプログラムによって確立されたモニタリングや傾向分析以外の手段で検出されたホウ酸水漏えいが評価され、是正されるようになっている。このように、本プログラムは、U.S. Nuclear Regulatory Commission Generic Letter 88-05 [2]のような国家の文書による指針を含め、影響を受ける部品の意図した機能が失われる前に、漏えいを適時的に検知することが保証される。

## 4. 経年劣化の影響のモニタリングと傾向分析:

このプログラムは、通常のプラントの巡回点検や保全活動中にホウ酸の結晶を観察することによる漏えいの適時的な検出や、湿度や音響センサーの指示[11]による一次冷却水漏えいの監視シス

テムなどの手段で特定されたホウ酸水漏えいの証の適時的な評価を通じて、監視と傾向分析を提供する。

特定されたホウ酸漏えいを傾向分析することにより、漏えい量が一定か、増加しているか、減少しているかということに対する指標を提供する。

#### 5. 経年劣化の緩和:

ホウ酸腐食にはホウ酸水の相当量の漏えいが必要であるため、このプログラムでは、効果的かつ適時的なホウ酸の漏えいの特定と修復によりホウ酸腐食を緩和する。

#### 6. 許容基準:

検出されたホウ酸水漏えいは、その箇所が白色の再結晶化物、変色した結晶化物、または錆色の堆積物が存在するかも含めて、運転を継続する前に、影響を受けた構造物や部品の意図された機能を確認または回復するために、設計基準に準拠して評価される。

#### 7. 是正措置:

ホウ酸水漏えいとその結果生じたホウ酸腐食が発生した領域は、是正措置プログラムに基づいて評価され、是正される。検出されたホウ酸結晶化物または堆積物はすべて洗浄され、影響を受けた表面の状態が評価され、修理または交換が必要かどうかを決定する。プログラムの実施には、ホウ酸水漏えいによる劣化の再発を防止するための是正措置も含まれる。これらの措置としては、(a) 腐食損傷を引き起こす可能性のある場所でのホウ酸水漏えい確率の低減、(b) 適切な耐腐食性材料の使用または保護塗装もしくは被覆材の適用を伴う、プラントの現在の設計または運転手順の修正も含まれる。

#### 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。

ホウ酸腐食の事例は数多く確認されている。原子炉容器に関する経験は IAEA-TECDOC-1556 [3]の 2007 年更新版で、一次配管に関する経験は IAEA-TECDOC-1361 [4]で提供されている。

AMP111 で管理されている条件に関連するものではあるが、米国で最も重要な観測は、US NRC Information Notice (IN) 2002-11 [5]に記載されている。観測された劣化に関する追加情報は、いくつかの文書 [2,6-10]に記載されている。PWR プラントにおけるホウ酸腐食問題の管理に関する追加情報は、民間ガイダンス [11]に記載されている。

この AMP が作成された時点では、関連する研究開発は確認されていない。

## 9. 品質管理:

SSG-48 に沿って[12]、IGALL 安全報告書の 4.9 項では、(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[13]。さらなるガイダンスは、SSG61[14]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[15]、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[16]。

加えて、以下の具体的な情報が本 AMP に関連する。定性的性能指標の例は以下の通りである。

### AMP の妥当性

定義: プラントの運転経験により、AMP を修正する必要があった場合 (すなわち、AMP が適切であった、又はその目的を適切に満たしていた)、この指標は 1 となり、そうでない場合は 0 となる。

説明: 劣化の発生、進行、許容できなくなった、あるいはその他の技術的な理由 (適切な ISI ではない、メンテナンス戦略/ツールの変更、モニタリング装置や頻度の変更など) のために、AMP を修正、及び/又は、改訂する必要があった。その理由が、公式/定期的なレビューのみ、あるいは管理上の変更を反映するためである場合、この指標は 0 のままであるべきである。

### AMP 活動の実績

定義: AMP で予定された活動が完了しなかった場合、この指標は 1 となり、そうでない場合は 0 となる。

説明: この指標は、予防措置、緩和措置、ISI、維持管理、モニタリングまたは是正措置が予定通り実施されなかった場合に検出する。

### データ管理

定義: AMP で測定・監視・検出されたパラメータが分析され、その分析が (おそらく不適合報告書と比較して) 有用または説得力のある情報を与えなかった場合、その AMP 又は AMR を分析しなければならない。真であれば指標は 1 であり、そうでなければ 0 である。

説明: モニタリングと傾向分析の目的の一つは、適用された AMP が適切かどうかを明らかにすることである。モニタリングの結果、適切な情報が得られず、さらに次の措置を講じる必要がある。

モニタリング結果が適切な情報を提供せず、AMP が適切かどうかを確認するために更なる措置を講じる必要がある場合、モニタリング活動を変更する必要がある、そしてそれを指標で検出することができる。

### 製品群 AMP の使用

定義: 製品群 AMP で管理されている部品の故障率

説明: 製品群 AMP の有効性、特に類似部品が多数管理されている場合、部品の故障率 (故障が経年劣化の影響を受けるか、または部分的に受ける場合) を指標とすることができる。数年後、故

障率の傾向は、AMP の有効性が変化しているかどうか (改善されているかどうか) を示す。

### **経年劣化予測の正しさ**

定義: 部品の経年劣化予測値と検出値の乖離。その差の絶対値と予測値の比

説明: 肉厚、きずの数 (または密度)、きずの成長、脆化、硬度、導電率、沈下、テンドン強度など、ある劣化メカニズムの特性パラメータの予測値と測定値の比較。この指標を評価する頻度は、パラメータの測定頻度 (保全、ISI など) に合わせる必要がある。

定量的性能指標の例を以下に示す:

### **腐食発生の評価**

定義: 腐食劣化の寸法 (長さ、深さ、直径)、腐食領域の肉厚、腐食の位置 (高応力領域ではない)、スタッドの損傷したねじ山の数。

説明: この指標は、腐食が加速している場合、一定割合で進行している場合、または改善している場合に、プラントが許容基準からどの程度離れているか、また数年間の傾向からどの程度離れているかを示すことができる。

## **References**

- [1] ASM International. ASM Handbook, Volume 13B, Corrosion: Materials, Corrosion of Copper and Copper Alloys. pp. 129–133. Materials Park, Ohio: ASM International (2006).
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Generic Letter 8805, Boric Acid Corrosion of Carbon Steel Reactor Pressure Boundary Components in PWR Plants, USNRC, Washington, D.C. (1988).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Pressure Vessels (2007 Update), IAEA-TECDOC-1556, IAEA, Vienna (2007).
- [4] 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).
- [5] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Information Notice 2002-11, Recent Experience with Degradation of Reactor Pressure Vessel Head, USNRC, Washington, D.C. (2002).
- [6] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Information Notice 86-108, Degradation of Reactor Coolant System Pressure Boundary Resulting from Boric Acid Corrosion, December 26, 1986; Supplement 1, April 20, 1987; Supplement 2, November 19, 1987; and Supplement 3, USNRC, Washington, D.C., January 5, 1995
- [7] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Bulletin 2002-01, Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity, USNRC, Washington, D.C. (2002).
- [8] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Information Notice

- 2003-02, Recent Experience with Reactor Coolant System Leakage and Boric Acid Corrosion, USNRC, Washington, D.C. (2003).
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Regulatory Issue Summary 2003-13, NRC Review of Responses to Bulletin 2002-01, Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity, USNRC, Washington, D.C. (2003).
  - [10] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1823, U.S. Plant Experience with Alloy 600 Cracking and Boric Acid Corrosion of Light-Water Reactor Pressure Vessel Materials, USNRC, Washington, D.C. (2005).
  - [11] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE; Boric Acid Corrosion Guidebook, Revision 2: Managing Boric Acid Corrosion Issues at PWR Power Stations (MRP-058, Rev. 2). EPRI 1025145, EPRI, Palo Alto, CA (2012). [12]
  - [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).
  - [13] 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.
  - [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
  - [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
  - [16] 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)