

AMP 156 PWR 主冷却系配管 (2020 年版)

プログラムの概要

この経年劣化管理プログラムは、主冷却系配管 (MCP) を対象とした部品特有の AMP であり、MCP が受ける可能性のある劣化メカニズム、及び経年劣化メカニズムを管理するために必要な活動を含む。そのため、この AMP は、特定の劣化メカニズムや経年劣化の影響に対応する劣化に特化した他の AMP を参照にしている。

PWR の主冷却材配管は、核分裂生成物の放出に対するバリアとなり、高温の冷却材を原子炉圧力容器から蒸気発生器に運び、その後、冷えた冷却材を圧力容器に戻す。この配管の構造健全性を維持することは、PWR プラントの安全運転に不可欠である。

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:

プログラムには、検査、検出、監視、緩和、評価のための活動が含まれる。このプログラムは、状態監視と予防の混合プログラムであり、定期的な検査と、影響の大きい場所に対する検査が含まれる。これらの検査は、経年に伴う劣化メカニズムの影響が運転中に管理されることを合理的に保証するものである[1]。

このプログラムは、PWR NPP の主冷却系配管の経年劣化を管理する。主冷却系配管には、以下の経年劣化メカニズムが関連する。

- 疲労 (低サイクル疲労、高サイクル疲労、環境疲労)
- 応力腐食割れ (及び孔食のような他の局部腐食)
- 熱時効脆化
- ホウ酸腐食

疲労 (低サイクル疲労、高サイクル疲労、環境疲労を含む)

低サイクル疲労は、運転中のシステム、構造、部品 (SSC) の繰返し荷重によって引き起こされる。MCP の低サイクル疲労の重要な箇所は、ノズル接続部と分岐接続部である (AMP101)。

応力腐食割れ

応力腐食割れ (SCC) は、機械的、電気化学的及び金属的な作用の相乗効果によって引き起こされる複雑な現象である。SCC は、MCP の部品や要素で観察されることがある (AMP111)。

熱時効脆化

材料の熱時効は、材料の靱性を低下させる、時間と温度に依存する劣化メカニズムである (AMP112)。

使用温度が 260~343°C (500~650°F) の場合、CASS はフェライト相がフェライト富相とクロム富相にスピノーダル分解する。これは、フェライト相の量、形態、分布及び鋼の組成によっては、著しい脆化 (破壊靱性の低下) を引き起こす可能性がある。

CASS 以外の材料の熱時効には、焼き戻し脆化とひずみ時効脆化がある。フェライト鋼及び低合金鋼は、これら両方の脆化の影響を受けるが、鍛造ステンレス鋼は、どちらの影響も受けな

い。ステンレス鋼溶接部には、ある程度のデルタフェライトが含まれるため、熱時効脆化が発生しうる。

ホウ酸腐食

炭素鋼や低合金鋼のホウ酸腐食は、ステンレス鋼クラッドの破断により主冷却系配管で発生する可能性があり、クラッドされていない他の場所でも発生する可能性がある (AMP110)。

ホウ酸腐食プログラムの実施は、主冷却系配管を含む一次系圧力バウンダリの漏えいを監視することである。

主冷却系配管の支持体は炭素鋼である可能性があり、ホウ酸腐食は潜在的な劣化メカニズムである。

劣化メカニズムの可能性のある重要な箇所の例を表 1 にまとめる。

表 1. 主冷却系配管の重要な箇所と劣化メカニズムの例

ID	劣化メカニズム	疲労	局部腐食 (含 SCC)	ホウ酸腐食	全面腐食	エロージョン
	重要な箇所					
1	接続部: 炉、SG、 MGV、MCP		+			+
2	接続管	+	+			+
3	計装ノズル		+			+
4	溶接部		+			+
5	円弧状の縦方向溶接		+			+
6	支持構造			+	+	

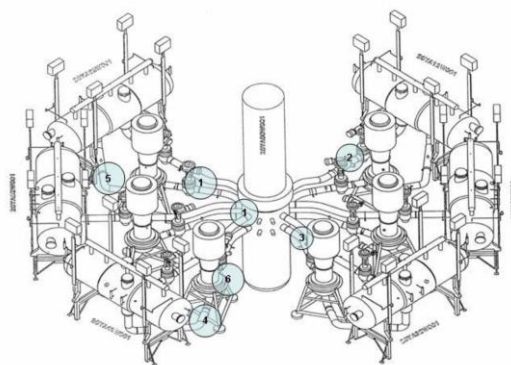


図 1. 主冷却系配管とその重要な箇所

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムでは、通常運転中の劣化の開始を防止または最小限に抑えるために必要な予防措置を明確化する。予防プログラムには、AMP103、AMP110、AMP111 及び参考文献[2-3] に準拠して、監視・維持される水質要件も組み込まれている。

低サイクル疲労の予防措置には、過渡現象の低減、運転限界と運転条件の維持が含まれる。

3. 経年劣化の検出:

このプログラムには、主冷却系配管に懸念されるあらゆる経年劣化の検出が含まれ、これらの部品の健全性が確実に維持されるようにする。供用期間中検査 (AMP102 及び参考文献[4-5]) は、劣化 (すなわち経年劣化の影響) が発生した場合 (SCC、疲労、欠陥の成長による亀裂など)、それを検出することを意図している。

このプログラムでは、検査方法、手順、検査員に関する基準を定めており、確立された検査方法を優先している。これらの方法には、目視、染料浸透、超音波検査、磁粉法が含まれる。表面検査は、表面破断不連続面の検出とサイジングのために、目視検査の代替として使用することもできる。

疲労の影響については、AMP101 と参考文献[6]が対処している。

熱時効は、硬さ測定によって調べられることもできる。

本節は、経年劣化の影響を検出するために使用される供用期間中検査の範囲、方法、頻度、タイミングに対処している (AMP102)。

4. 経年劣化の監視と傾向:

モニタリングと傾向分析は、本 AMP3 節に準拠して実施される。

劣化率を決定するために、状態パラメータの現在の監視結果と過去の監視結果との比較が実施される。

主冷却系配管の経年劣化のモニタリングと傾向分析を容易にするため、検査結果のデータを収集し、比較し、将来の予測を行うために評価を行う。

5. 経年劣化の緩和

経年劣化の影響を緩和するための推奨は、本 AMP と、劣化の進展の可能性について実施された解析の結果に基づいている。

劣化を緩和するための活動 (運転、検査、保全、水質管理) が実施される。経年劣化の影響を緩和するための推奨は、2 節のプログラムに基づく。

6. 許容基準:

許容基準は、本 AMP の一部である。運転中、要素及び構造物の意図した機能が確実に維持するために、是正措置の必要性が評価される基準である。許容基準は、原子力・放射線安全

に関する規範、規制、基準に基づいている。

7. 是正措置：

許容基準を満たさない場合に取りべき措置が明確にされる。それらは適切な詳細で記述されるか、プラント特有の文書で参照される。根本原因の究明と再発防止を含む是正措置は、適時的に実施される。

場合によっては、運転体制の変更が適用される。

是正措置により、修理や交換を伴わない分析が可能な場合、分析により主冷却系配管の意図した機能が原子力・放射線安全に関する規範、規制、基準に合致して維持されていることが保証される。

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。

規則[7-8]に準拠し、100,000 時間運転後の WWER MCP の機械的特性は、破壊的方法、及び／又は、非破壊的方法で検査される。このような管理技術 (破壊的または非破壊的) の代替は、実際の配管材料の試験片を用いた複雑な調査の後に初めて可能となった。試験結果は、材料特性の有意な違いを示さなかった。調査の結果、WWER NPP の配管材料は、100,000 時間の運転後も高い特性を維持することが明らかになり、配管の機械的特性を非破壊で推定する新しい効果的な方法 (例えば動特性硬さ測定など、試験片を取り出すことがない方法) を開発する可能性が生まれた。

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、研究開発の結果を継続的にレビューし、プログラムへの影響を評価し、必要な措置やプログラムの修正を実施するための規定が含まれている。

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：

NPP 品質保証システムは、AMP の実施と実際の状態での維持、及び 9 つの一般的な属性への対応に関する体系的な分析と管理を保証する。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、各国の規制要件 (ISO 9000[9]、10 CFR Part 50, Appendix B [10]など) に準拠して実施されている。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Primary Piping in

PWRs, 2003, IAEA-TECDOC-1361, IAEA, Vienna, July 2003.

- [2] SOU-N JaEK 1.013:2014, Primary coolant of nuclear power reactors WWER-1000. Technical requirements and quality assurance.
- [3] SOU-N JaEK 1.012:2014, Primary coolant of nuclear power reactors WWER-440. Technical requirements and quality assurance.
- [4] AIEU-1-09, Standard Programme of In-Service Inspection of Base Metal, Welds and Cladding of WWER-440 (V-213) Equipment and Pipelines.
- [5] PM-T.0.03.061-13, Standard Programme of In-Service Inspection of Base Metal, Welds and Cladding of WWER-1000 Equipment and Pipelines (TPPK-13).
- [6] PNAE G-7-002-86, Standards for Strength Calculation of Equipment And Pipelines of Nuclear Power Plants.
- [7] PNAE G-7-008-89, Regulations for Design and Safe Operation of Equipment and Pipelines of Nuclear Installations.
- [8] NP 089-15, Rules of Design and Safe Operation of Equipment and Pipelines of Nuclear Power Installations, February 09, 2016.
- [9] ISO 9000, Quality management, International Organization for Standardization.
- [10] 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, USNRC, Washington, Latest Edition.