

AMP 143 安全性に関連する弁 (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、安全関連のモーター駆動弁 (MOV)、空気駆動弁 (AOV)、電磁駆動弁 (SOV)、手動弁、逆止弁、圧力逃し弁 (PRV) の機械部分を対象とする部品特有 AMP である。弁が受ける可能性のある様々な経年劣化メカニズム (ARDM) と、経年劣化の影響を管理するために必要な活動を含めている。また、この AMP は、特定の劣化メカニズム及び経年劣化の影響に対応する、他の劣化に特化した AMP、及び／又は、監視タイプの AMP にも言及している。

弁は、原子炉プラント (NPP) のすべての流体システムで使用されている。これらは、格納容器の隔離、原子炉停止、緊急炉心冷却、事故時の余熱除去などの安全システムにおいて重要な機能を果たす。

これらの部品は、一次系や格納容器を隔離するなど、高い信頼性をもって開閉動作を保証しなければならない。弁は、受動的機能 (構造健全性／圧力バウンダリに関連するもの) と能動的機能 (開閉や調整など運転機能に関連するもの)、主にこの二つの機能を同時に果たすことが求められる。弁の安全機能は、受動的機能に関連することも、受動的機能と能動的機能の組み合わせに関連することもある。

設計条件により、弁は流体システム配管に溶接または機械的に接合 (フランジ) されている。

本 AMP が対象とする主な弁とそのパーツの種類を以下に示す。

モーター駆動弁 (MOV) :

- 弁本体
- 弁内部: ガイド、パッキン、シート、ステム／ステムナット
- MOV アクチュエータ: トランスミッションギア／リンケージ (ギアボックス)、スプリングパック

空気駆動弁 (AOV):

- 弁本体
- 弁内部: ガイド、パッキン、シート、ステム
- AOV アクチュエータ: リニア - ダイアフラムまたはピストン、ロータリ - ダイアフラムまたはロータリトランスミッション付きのピストン、エラストマー

電磁駆動弁 (SOV):

- 弁本体
- 弁内部: プランジャー、シートとトリム、スプリング、エラストマー (存在する場合)、ダイアフラム

手動弁

- 弁本体
- 弁内部: プランジャー、シートとトリム、スプリング、エラストマー (存在する場合)、ダイアフラム

- 手動アクチュエータ:シャフト、ギアボックス、ハンドホイール/レバー

逆止弁:

- 弁本体:
- 弁内部:ディスク、ヒンジ、シート、ダイヤフラム、スプリング、エラストマー (存在する場合)

圧力逃し弁 (PRV):

- 弁本体
- 弁内部:シート、ピストン、ディスク、スプリング、エラストマー (存在する場合)、ダイヤフラム

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:

弁の機械パーツの経年劣化管理プログラム、経年劣化管理レビュー (AMR) 及び経年劣化の理解 (知識) の枠組みにおいて、以下の基本的な経年劣化メカニズムが考慮される。

- 疲労
- エロージョン
- 応力腐食割れ (SCC)
- 摩耗
- 全面腐食
- 流れ加速型腐食 (FAC、AMP114も参照)
- 孔食
- 非処理水システムにおける微生物学的影響による腐食 (MIC)
- 選択的浸出 (AMP120も参照)
- 熱脆化 (AMP112も参照)
- エラストマー劣化 (放射線、熱損傷) による硬化と強度低下

特定された劣化メカニズムの主な箇所は以下の通りである。

弁本体:

- 疲労
- エロージョン
- SCC
- 全面腐食
- FAC
- 孔食
- 非処理水系における MIC
- 選択的浸出

- 熱脆化

弁内部:

- 疲労
- エロージョン
- SCC
- 摩耗
- 全面腐食
- FAC
- 孔食
- 非処理水システムにおける MIC
- 選択的浸出
- 熱脆化
- エラストマー劣化 (放射線、熱損傷) による硬化と強度低下

アクチュエータ:

- 疲労
- 摩耗
- エラストマー劣化 (放射線、熱損傷) による硬化と強度低下

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

予防措置は、通常運転中に、水質条件が経年劣化メカニズムに及ぼすあらゆる悪影響を監視し、管理することによって実施される (AMP103 参照)。

追加的な予防措置には、部品テンプレート (例えば、EPRI の弁用予防保全部品テンプレート [1]) に準拠した予防保全が含まれる。例としては、適切な潤滑、過渡現象の低減、及び規定された範囲内での運転状態の維持が挙げられる。

保管中に実施される弁のスペアパーツに関連するその他の予防措置については、SPP402 スペアパーツ保管プログラムを使用することができる。

3. 経年劣化の検出:

弁は、例えば参考文献[2-4]のように、各サイトの供用期間中検査・試験プログラムの要求事項に準拠して検査・試験される。

目視試験、寸法試験、ねじ継手の締め付け試験、表面亀裂検出のための液体浸透探傷試験などの非破壊試験方法が使用される。

さらに、経年劣化の影響は、圧力試験及び漏えい気密性試験によって監視される。

弁の能動的な安全機能は、オフライン／オンライン性能試験と診断によって監視される。

プラントの運転停止中の巡回検査や弁診断技術も、弁の一般的な状態をチェックするために実施されることがある。

また、弁の能動的な安全機能が働かなくなるリスクは、特定のリスク評価計算プログラムによって解析することができる。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向

経年劣化の適時的、且つ信頼度の高い検出は、例えば参考文献[5-6]のように、検査及び試験スケジュール、信頼度の高い検査方法及び適用規格に準拠して資格を与えられた検査要員によって行われる。性能試験結果は文書化され、傾向分析される。弁の腐食、減肉及び亀裂の証しも、弁の健全性に対する潜在的な影響について評価される。

性能指標は、評価を強化し、実施されたプログラムを改善するために決められる。例えば、(工数に換算した) 是正保全と予防保全の実績の比較、繰り返し発生する故障の数などの統計的指標を使用することができる。

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行された分析結果に基づいている。状態監視保全の推奨 (オフライン及びオンライン診断による) も実施される。

運転手順と保全手順を改善することで、ストレス要因／劣化メカニズムの影響を緩和することができる。場合によっては、部品の交換が必要となる。

6. 許容基準:

許容基準は、本 AMP、オフライン診断プログラム (MOV、AOV 診断)、オンライン診断プログラム (能動的部品用)、保全手順で定義されている。劣化のいくつかの兆候や関連する条件は、例えば参考文献[2,7-9]のような管理統制要件やガイダンス文書に準拠して、許容性が評価される。

検査結果及び欠陥が、関連する管理統制要件又はガイダンス文書の許容基準を超える場合、次の定期検査間隔が終了するまでの間、規制当局が満足するように、修理又は交換、あるいは部品の使用適合性を証明するための更なる評価が必要となる場合がある。

7. 是正措置:

満たされていない各許容基準について、解決手順が定義又は詳細化され、本 AMP に準拠して実施される。プロセスの最後には、基準が満たされ、要求された部品の状態が回復される。部品の技術文書要求事項、プラントの管理統制要件やガイダンス文書に準拠した修理や交換は、可能な是正措置の一部である。

場合によっては、運転体制の変更も可能である。

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。

外部の運転経験の適切な情報源は、EPRI、WANO、INPO、IAEA、Owner's Groups、及び専門家グループである。

BWR の一次系ブローダウン／過圧保護システムの特定の弁に故障が発生したという記録がある[10-11]。目視検査により、弁ピストンの亀裂と、ピストンステムガイドブッシュの硬質 Cr 被覆の破損が発見された。これらの観察に基づき、運転休止中に類似したすべての弁 (合計 12 個) が検査された。ピストンとブッシングには 1~4 種類の欠陥が発見された。

BWR の弁シール吸引管で亀裂が検出された後、それぞれのオーステナイト系弁ハウジングの内面非破壊検査 (染料浸透探傷検査) が実施された[10]。これらの試験により、オーステナイト鋼製の 3 つの弁のハウジングヘッドのシール部に兆候が見られた。金属組織学的試験及び破面観察試験により、ハウジングの内面に多数の亀裂と孔食が見られ、それらは主に弁シールのサクシオンパイプのボアの高さで、ハウジングの全周にわたって帯状に集中していた。分析された腐食生成物には塩化物が含まれていた。亀裂は粒界を横断するように進展し、塩化物が誘起した応力腐食割れによって生じた。追跡調査により、同様の兆候を示す多数の弁ハウジングとシールプラグが発見された。

弁アクチュエータ装置のサーモスタットで故障を示す事象が報告されている (弁は、プラントの AC 非常用供給システムに属する非常用ディーゼル発電機の空冷システムの一部であった)。報告された故障は、アクチュエータ内のゴム製ダイヤフラムの熱劣化によるものであった。故障の原因として最も有力視されている事象は、毎年行う貯蔵寿命試験中に部品が受けた、より大きな熱応力とそのサイクルによるものである (商業用グレードの献上プロセスの一環として、プラントは毎年貯蔵寿命試験だけでなく供用試験も実施していた)。部品の故障は、機能試験 (毎月の運転可能性試験) 中に検出された。

経年劣化管理に関する要求事項、及び機器の信頼性と経年劣化管理との関係は、機器の信頼性に関するプロセス記述に含まれている[12]。

予防と状態監視プログラムは、経年劣化の影響の有無と程度を検査する。これらは、経年劣化管理の設定及び長期運転のための経年劣化管理レビュー (AMR) に基づいて設定されている。

チェコとスロバキアでは、WWER440 と WWER1000 原子炉プラントにおける弁の劣化に関する経験の交換が行われている。

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:

AMP は、例えば参考文献[13-14]のような様々な国家の規制要件に準拠して実施されるサイトの品質管理手順、レビュー及び承認プロセス及び管理統制に準拠して、実施される。

References

- [1] EPRI, Preventive Maintenance Basis Database (PMBD), available at <http://pmbd.epri.com>
- [2] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 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, ASME, New York, NY.
- [3] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components, CSA N285.4, CSA, Toronto, Canada
- [4] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic inspection of CANDU nuclear power plant containment components, CSA N285.5, CSA, Toronto, Canada
- [5] CANADIAN GENERAL STANDARDS BOARD, Qualification and Certification of Nondestructive Testing Personnel, Can/CGSB-48.9712, CAN/CGSB, Canada.
- [6] IRAM-CNEA Y 9712, Ensayos no destructivos. Calificación y certificación de personal
- [7] STATE OFFICE FOR NUCLEAR SAFETY OF CZECH REPUBLIC, Aging management of NPP, National safety guide BN-JB-2.1, rev.1, SUJB, 2015.
- [8] STATE OFFICE FOR NUCLEAR SAFETY OF CZECH REPUBLIC, Decree No.132/2008 on Quality Assurance System in carrying out activities connected with utilization of nuclear energy and radiation protection, SUJB, 2008.
- [9] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME OM - Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants, ASME, New York, 2017.
- [10] JOINT RESEARCH CENTER, Analysis of ageing related events occurred in nuclear power plants, JRC Technical Reports, JRC119082, 2019.
- [11] JOINT RESEARCH CENTER, Operating Experience with Valves related to Safety at Nuclear Power Plants, JRC Technical Reports, JRC117097, 2019."
- [12] INSTITUTE OF NUCLEAR POWER OPERATIONS, Equipment Reliability Process Description, AP-913, revision 4, INPO, October 2013.
- [13] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Management System Requirements for Nuclear Power Plants, CSA N286, CSA, Toronto, Canada.
- [14] 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, Latest Edition.