

AMP 160 中性子フルエンスモニタリング (2020 年版)

プログラムの概要

この AMP は、原子炉压力容器 (RPV) 部品及び原子炉炉内構造物 (RVI) 部品の中性子フルエンスを、関連する時間制限経年劣化分析 (TLAAs) を評価するため、及び特定の中性子フルエンスに関連する経年劣化影響の適切な管理を保証するために、必要に応じてモニタリングする。このプログラムは AMP118 及び AMP152 と組み合わせて使用される。中性子フルエンスは、中性子照射脆化による破壊靱性の損失を評価するための時間依存性の入力パラメータである。正確な中性子フルエンス値は、中性子脆化の影響を評価する必要があるレベルを超える中性子フルエンスが予測される RPV ベルトライン領域の位置を特定するためにも必要である。

中性子フルエンスの評価は、国家の規制要件やプラントの技術仕様によって義務付けられている RPV の照射脆化解析への入力値である。SRS 82 Section 4 に記述されているように、この AMP が管理する中性子照射脆化 TLAAs には、以下のようなものが含まれるが、これらに限定されるものではない。すなわち、(a) PWR の加圧熱衝撃 (PTS) 解析、(b) RPV 上部棚エネルギー (USE) 解析、(c) BWR 及び PWR の RT_{NDT} の変化 (ΔRT_{NDT}) 及び WWER の T_{K0} (ΔT_{KF}) の変化、(d) 圧力温度 (P-T) 限界解析、である。追加情報は、参考文献[1-7]に記載されている。

中性子フルエンスの計算は、照射に関連した経年劣化の影響を評価する他の解析や技術報告の方法論にも影響する。例えば、以下のようなものが含まれるが、これらに限定されるものではない。すなわち、(a) 照射脆化 (IE)、照射誘起応力腐食割れ (IASCC)、照射誘起応力緩和またはクリープ (IESRC)、ボイドスエリング、または中性子照射が誘起する部分的な変形を含む、中性子照射損傷メカニズムに対する RVI 部品の感受性の評価、(b) RPV サーベイランスプログラムから得られた線量データの評価、である。

原子炉容器の中性子フルエンスを決定するための許容される方法と仮定に関するガイダンスは、各国の規制要件と一致している。規制要件[9-13]と合わせて使用される例が参考文献[8]に示されている。

このプログラムでは、原子炉容器内または炉外線量測定カプセルを監視し、必要に応じて線量測定データを評価する。AMP118 及び AMP152 に準拠した原子炉サーベイランスプログラムで、炉内に挿入され利用可能なカプセルを使い果たした場合、このような線量測定カプセルの導入が必要になる可能性がある。

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:

本プログラムの対象範囲には、中性子脆化 TLAA または時間依存中性子照射を含む他の分析の対象となる RPV 及び RVI 部品が含まれる。このプログラムでは、IE、IASCC、IESRC、ボイドスエリングや変形に対する部品の感受性を決定するために中性子フルエンスをモニタリングする。このプログラムはまた、以下の方法で中性子フルエンス推定値の妥当性確保を継続している。(a) 中性子フルエンス計算で使用した仮定に対するプラントと炉心の運転条件を監視し、(b) ベンチマークに使用する新しい計算データと測定データが利用可能になると、中性子フルエンス法に関連する適格性データベースを継続的に更新する。このプログラムは AMP

118 及び AMP152 と組み合わせて使用される。

更新された中性子フルエンス計算、プラントの改造、及び RPV サーベイランスプログラムデータは、RPV のベルトライン領域を含む本プログラムの範囲内の部品位置を特定するために使用される。このプログラムは、中性子フルエンス推定値を計算し、その計算値を RPV と RVI の中性子照射解析に組み込むことに関連する国家の規制要件、及び必要に応じてプラントの技術仕様 (TS) に準拠するための手段を提供する。

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、中性子フルエンス値の計算による状態監視プログラムであるため、具体的な予防措置はない。本プログラムは、照射脆化 TLAA (SRS82 Section 4 に記載) の中性子フルエンスに関連する入力と仮定がそれぞれの限界内にあることを保証するために使用できるため、本プログラムは、これらの TLAA が解析において規制限界または設計限界として設定される許容基準の範囲外となることを防止することができる。本プログラムは、照射脆化 TLAA の中性子フルエンスに関連する入力と仮定がそれぞれの限界内に収まることを保証するために使用されることから、本プログラムには予防的な側面もある。

3. 経年劣化の検出:

このプログラムでは、中性子フルエンス解析によって決定された機器の中性子フルエンス、及び計算された中性子フルエンスに影響を与える適切なプラント・炉心運転パラメータを監視する。中性子フルエンス計算の妥当性を確保するために、計算方法、ベンチマーク、適格性、サーベイランスデータが監視される。このプログラムの範囲内にある機器の位置が確実に明確化されるように、特定の機器における中性子フルエンスレベルが監視される。

中性子フルエンスは、以下の主要な要素を組み込んだ計算手法を用いて評価される。すなわち、(1) 炉心、容器、炉内構造物、空洞の幾何学的及び材料入力データの決定、(2) 炉心から放出される中性子束の特徴の決定、(3) 炉心から容器、空洞への中性子の輸送、(4) 計算手順の適格性、である。

RPV の中性子フルエンスを決定するための許容される方法と仮定に関するガイダンスは、国家の規制要件に記載されている。国家の規制要件が炉心の有効高さ内での中性子フルエンス計算に対応している場合、炉心の高照射領域よりかなり上下の RPV 領域及び RVI 部品に対する中性子フルエンスの推定方法は、追加的な妥当性確認を必要とすることがある。

このプログラムでは、必要に応じて事業者が定義した活動または方法を用いて、RPV と RVI 部品の中性子フルエンスレベルを追跡する。本プログラムで推定された中性子フルエンスレベルは、SRS82 Section 4 に記述されている TLAA の評価を含め、RPV と RVI 部品に適用可能な経年劣化影響を決定するための評価の入力値として使用される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析

プラントが TLAA として特定した様々な中性子フルエンス分析が継続的に適切であることを確認するためには、中性子フルエンスのモニタリングと傾向分析の把握が必要である。RPV 部品及び炉心の高照射領域よりかなり上下の部品に適用される場合、プログラムはまた、現在の中性子フルエンス解析手法が、計画された運転期間中、これらの部品の中性子フルエンス

値をモニタリング・予測するために許容可能かどうかを評価し、正当化するか、さもなければ、プログラムのモニタリング及び傾向分析を必要に応じて適切に強化する(正当化を伴う)。傾向分析は、プラントと炉心の運転条件が中性子フルエンス解析で使用された仮定と整合性を保ち、解析が必要に応じて更新されることを保証するために実施される。中性子フルエンスの評価は、通常、過去のプラントの運転状況に対応するプラントと炉心の運転履歴データと、将来の運転に対応することを意図した予測を組み合わせで決定される。将来の運転に対する予測は、プラントと炉心の運転における潜在的な変動と任意の時点における中性子束の増加をカバーするために、炉心中性子束を保守的に過大評価することがあるが、そうする明確な要件はない。したがって、将来のプラントと炉心の運転に関する予測は、中性子フルエンスの計算に使用される予測が実際のプラントの運転条件に即していることを確実にするために定期的に検証される。

このプログラムでは、必要に応じて炉内または炉外線量測定カプセルを監視し、線量測定データを評価する。AMP118 及び AMP152 に準拠した原子炉サーベイランスプログラムにより、原子炉容器内に設置された利用可能なキャプセルを使い果たした場合、追加の線量測定カプセルが必要になることがある。

5. 経年劣化の緩和

本プログラムでは、経年劣化の影響を緩和しない。

6. 許容基準:

中性子フルエンスの許容値は規定されていない。許容基準は、SRS82 Section 4 に記述されている TLAA の評価など、中性子フルエンスを用いて評価される様々なパラメータに関連する。

国家の規制要件は、特に RPV ベルトライン領域について、中性子フルエンスを決定するための許容可能な方法に関するガイダンスを提供することがある[8]。炉心の活性燃料領域に近い場所以外の中性子フルエンスを決定するために参考文献[8]のガイダンスを適用するには、例えば、炉心中性子源を表す上で使用される条件の詳細度、3次元中性子束場を統合する方法、中性子輸送計算で使用される角求積法の次数などに関する追加的な正当性の確認が必要となる可能性があることに留意すべきである。既存の適格性データの適用可能性についても、追加的な正当性確認が必要な場合がある。

7. 是正措置:

このプログラムでは、RPV 解析における中性子フルエンス想定値、または RVI 部品の強化型検査基準値を超えると予測される場合、RPV 部品の解析を更新する、または RVI 部品の強化型検査基準値を修正する必要性を評価することにより、是正措置を規定する。許容される是正措置には、追加的な運転履歴データが入手可能になった場合、そのデータを組み入れるための中性子フルエンス計算の修正、より正確な中性子フルエンス推定値を得るための改善されたモデリングアプローチの使用、推定された中性子フルエンスが特定の経年劣化メカニズムに対する閾値を超えた場合の RPV と RVI 部品の再スクリーニングが含まれる。

フルエンスのモニタリングが、既存の RPV 中性子照射脆化解析の妥当性を確認するために使用され、その結果、特定の国家の規制要件によって義務付けられている解析の更新の必要

性が生じた場合、取るべき是正措置は、適用される規制に規定されているものに準拠する。

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。

この AMP に関する具体的な運転経験はない。

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:

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、様々な国家の規制要件 (例えば参考文献[14]) に準拠して実施される。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel, IAEA-TECDOC-1627, IAEA, Vienna, December 2010.
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Integrity of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants: Assessment of Irradiation Embrittlement Effects in Reactor Pressure Vessel Steels, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.11, IAEA, Vienna, April 2009.
- [3] 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.
- [4] 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.
- [5] 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.
- [6] 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.
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines for prediction of irradiation embrittlement of operating WWER-440 reactor pressure vessels Report prepared within the framework of the coordinated research project, IAEA-TECDOC- 1442, IAEA, Vienna, June 2005.

- [8] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Regulatory Guide 1.190, Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence, USNRC, Washington, March 2001.
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR 50.60, Acceptance Criteria for Fracture Prevention Measures for Lightwater Nuclear Power Reactor for Normal Operation, USNRC, Washington, Latest Edition.
- [10] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR 50.61, Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events, USNRC, Washington, Latest Edition.
- [11] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR 50.61a, Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events, USNRC, Washington, Latest Edition.
- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix G, Fracture Toughness Requirements, USNRC, Washington, Latest Edition.
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix H, Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, USNRC, Washington, Latest Edition.
- [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, Washington, Latest Edition.