

AMP 152 原子炉圧力容器サーベイランス(2020 年版)

プログラムの概要

原子炉圧力容器 (RPV) ベルトラインの材料は高エネルギー中性子束に曝され、脆化及び硬化 (降伏強度の増加、シャルピーV ノッチ衝撃試験または破壊靱性試験から決定される脆性 - 延性遷移温度の増加、上部棚エネルギーの減少、引張伸びの減少、面積の減少) を生じる。照射脆化については、IAEA document NP-T-3.11[1]に詳細が記述されている。その結果、初期臨界脆性温度 T が高い値 (ΔT) にシフトする。材料特性の変化はサーベイランスプログラムによって監視される。

WWER の規則では、サーベイランスプログラムは原子炉容器の照射部以外の熱脆化も考慮する。そのため、WWER のサーベイランスプログラムには、原子炉容器内の壁に近いが炉心中央部からは遠く、出口水温に曝される炉内に配置された試験片も含まれる[2-6]。

この AMP は、原子炉圧力容器サーベイランスプログラムの一般原則を記述している。実際は、各 IAEA 加盟国で適用される規制と一致するように実施する。加盟国で適用される規格・基準、規制の例は、参考文献[7-13]に記載されている。WWER サーベイランスプログラムは、RPV の中性子フルエンスを検証・妥当性確認するための線量測定も含んでいる。

原子炉ベルトラインは通常、炉心中央部の高さに隣接する原子炉容器の領域と考えられている。より正確には、考慮される運転期間 (設計寿命または延長運転) の終了時に、所定の値 (国家の規制に依存する) を超えるフルエンスを受ける原子炉容器の領域と定義される。運転中プラントのサーベイランスプログラムは、プラントの所定の設計寿命に基づいて設計されており、LTO の場合にはサーベイランスカプセルの追加や取り出しスケジュールの変更が必要になる場合がある。

原子炉容器材料サーベイランスプログラムの目的は、以下のために十分なサーベイランス試験片と線量測定データを提供することである。

- a) 運転期間終了まで照射脆化と熱脆化を監視する。
- b) 運転制限の必要性を判断する (例えば、運転圧力 - 温度の制限、運転継続のための中性子フルエンス制限)。

運転制限は、サーベイランス試験片が曝された条件下でプラントが運転されることを確実にするために設定される。

このプログラムは、中性子フルエンスと照射温度の関数として、確立された基準レベルの衝撃エネルギー (適用される国家の規制で規定されている) における臨界脆性温度のシフトと上部棚エネルギーの低下、ならびに破壊靱性試験または破壊靱性のフルエンス依存性の結果から決定される遷移温度のシフトを測定する状態監視プログラムである。このプログラムでは、国家の規格・基準、規制、及び個々のプラントのニーズに応じて、追加の試験片タイプ (引張、破壊力学、または低サイクル疲労) を使用することもある。このサーベイランスプログラムのデータは、照射脆化と熱脆化を監視し、時間制限のある仮定を含む安全解析において脆化レベルの許容性を正当化するために使用される。取り出して試験する原子炉容器内の全てのカプセルは、適用される国家の規制文書及び基準に規定された試験手順及び報告要件を満たさなければならない。WWER サーベイランスプログラムには、チェーン状に連結された円筒タイプのカプセル (WWER-440 / V-213)、あるいは 2 階建て容器を持つ特別なホルダーに収納された円筒タイプのカプセル (WWER-1000 / V-320)、または 1 回の取り出しのために全ての試

験体を収納する平らな容器 (WWER-1000 / V-320)、このように様々なタイプのカプセルが挿入されている。この AMP では、“カプセル” とは、一緒に取り出される試験体の一式を意味し、円筒形のカプセル一式か平らな容器のどちらかである。

サーベイランスプログラムは、代表的な制限材料の化学組成、サーベイランスカプセルの利用可能性、原子炉容器とサーベイランス試験片の中性子フルエンスの妥当性を考慮したプラント特有のプログラムである。取り出しスケジュール案は、このスケジュールや予備カプセルの変更を含め、実施前に規制当局の承認を受ける。保管されている未試験カプセルは、国家の要件に合致した将来的な使用の可能性のために維持される。試験済みカプセルは、必要に応じて再構築され、RPV に再挿入することもできる。

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:

このプログラムでは、考慮される運転期間終了時に、所定の値 (適用される国家の規制に規定されている) を超えるフルエンスを受けるすべての原子炉容器ベルトラインの材料を考慮する。ほとんどの既存プラントでは、サーベイランスプログラムの代表的な制限材料は、ベルトライン領域に位置する 1 つまたは 2 つのシェルの溶接部、熱影響部、母材 (可能であればクラッド材料も含む) である。既存のサーベイランスプログラムの範囲内で元々監視されていた材料は、この期間の安全性または材料の利用可能性を考慮した結果、追加または代替材料のモニタリングが必要にならない限り、運転延長期間中も原子炉容器サーベイランス経年劣化管理プログラムの基礎として機能し続ける。

このプログラムでは、熱時効に曝される可能性のある原子炉压力容器の他の部分も考慮する。

WWER サーベイランスプログラムには、原子炉压力容器内壁 (機器の設計者／製造者が定めた最大限度値) 及びサーベイランス試験片 (取り出しスケジュールに準拠した最大限度値) の積算フルエンスを監視するために必要な、RPV フルエンスの検証及び妥当性確認のための線量測定も含まれる。

2. 予防措置

本プログラムはサーベイランスプログラムであり、予防措置は特定されていない。

3. 経年劣化の検出:

サーベイランスプログラムでは、原子炉压力容器の代表的な制限材料の脆化 (可能であれば硬化) を監視する。このプログラムでは、サーベイランスカプセルは数年間の照射後に原子炉容器から取り出され、適用される国家の規格と規制ガイダンスに準拠して試験される。これらには、制限材料の選定方法、カプセルの取り出しスケジュールの設定、照射脆化 (及び熱時効) のモニタリング方法が記述されている。各国の規制要件については、参考文献[1]でレビューされている。既存のサーベイランスプログラムは、一般に初期設計寿命期間中のプラント運転に基づいているため、長期運転期間にはサーベイランスカプセルの追加が必要な場合もある。長期運転のサーベイランスガイドラインは、参考文献[14]に示されている。

4. 経年劣化の監視と傾向:

このプログラムでは、照射脆化と熱脆化の双方の要因に伴う原子炉容器ベルトライン材料の破壊靱性の低下と、原子炉容器脆化に影響を与える可能性のある原子炉容器の長期運転条件(コールドレグ運転温度と中性子照射量)を監視する。

このプログラムでは、脆化と破壊靱性低下の影響を監視するために2つのパラメータを使用する。

- a) 定められた基準レベルの衝撃エネルギーで測定されるシャルピーVノッチ遷移温度の上昇、及び／又は、定常破壊靱性の確立された基準レベルで測定される遷移温度の上昇
- b) シャルピーVノッチ上部棚エネルギーの低下、及び／又は、破壊靱性値のフルエンス依存性の低下

さらに、このプログラムでは中性子線量計を用いて中性子フルエンス計算のベンチマークを行っている。容器壁を通しての中性子フルエンス減衰をより正確に決定するために、容器外線量計を容器内カプセルと同時に使用することが強く推奨される。例えば、WWERを運転しているいくつかの加盟国は、加圧水型原子炉容器の臨界点における高速中性子のフルエンスに関する予測データを決定するために使用される計算方法を実験的に検証することを目的とした、原子炉容器の外面上における中性子制御に関してロシアの方法論[15]を適用している。低融点元素または共晶合金は、試験片の照射温度のピークをチェックするために使用することができる。照射温度は、コールドレグの運転温度から監視することが好ましい。シャルピーVノッチ試験片、破壊靱性試験片、引張試験片、中性子線量計、温度モニターは、原子炉容器内に設置されたカプセルに入れられる。中性子照射による破壊靱性の低下を監視するため、カプセルはあらかじめ設定されたスケジュールに従って取り出される。サーベイランスプログラムには、追加の試験片(引張試験または低サイクル疲労試験)を含めることができ、原子炉容器材料の脆化に関する追加情報を得ることができる。原子炉圧力容器の破壊靱性を監視するためのマスターカーブアプローチの使用は、いくつかのIAEAや民間の文書[10-11]に記載されており、シャルピーVノッチ遷移温度を使用する規制アプローチの保守性を低減するために、標準的なサーベイランスプログラムの代用として一般的に使用することができる。

効果的なサーベイランスプログラムには、以下の考慮事項が含まれる。

- サーベイランスカプセルは、システムの物理的制約を考慮し実行可能な範囲で、試験体の照射履歴が原子炉容器内面の経験する温度履歴・中性子スペクトル・最大中性子フルエンスを保守的に表すように、ベルトライン領域の容器内壁近傍に配置される。このプログラムが原子炉容器の脆化傾向に関する適時的な情報を提供することを確実にするために、サーベイランスカプセル内の試験片の中性子フルエンスと原子炉容器内壁の最大フルエンスの比として定義される“リードファクター”は十分に高く設定されている。しかし、この“リードファクター”は5より大きくはない。このような場合、“フラックス効果”が照射脆化に影響しないことを実証する必要がある。
- プラント特有のサーベイランスプログラムでは、計画された運転期間の終了時に、原子炉容器壁の最大中性子フルエンスと等しいか、それを超えると予測される中性子フルエンスを持つカプセルが少なくとも1つある。このプログラムでは、運転期間終了時の原子炉容器壁中性子ピークフルエンスの1倍から2倍の中性子フルエンスをカプセルが受けるような運転停止時に、これらのカプセルのうち1つを取り出すことを計画している。取り出されたカプセルの試験片は、適用される国家の規格に準拠して試験される。
- 例えば、要求されたサーベイランスカプセルのデータが無効であることが判明した場合

や、プラントが長期運転に備えている場合などに、追加試験をサポートするために、プログラムでは原子炉容器内に追加のカプセルを保持することが推奨される。これらの追加カプセルの予測中性子フルエンスが原子炉容器内に放置されると過大になると考えられる場合、プログラムは、適用される国家の規制及びガイダンスに準拠して、試験前のカプセル保管の許容時間を守りながら、将来の再挿入、及び／又は、試験のために1つ以上の未試験カプセルを取り出して保管することを提案できる。

- プログラムでは、初期特性を精度よく評価するため、及び将来の試験またはサーベイランスカプセルの追加に備えて、必要なだけの未照射試験片(初期状態)を保有することを推奨する。
- 取り出され、試験されたサンプルと未試験のカプセルは、必要な場合、将来の再構築と再挿入をサポートするために保管場所に置かれる。
- 全カプセルの取り出しスケジュールを決定するには、プラント特有及びフリートでの運転経験が考慮される。修正された取り出しスケジュールは、運転延長申請の一部として提出される。統合サーベイランスプログラム(ISP)は、設計や運転条件が類似している(近接している)同種の原子炉フリートに対して確立することができる。このような場合、1つの主役的な原子炉では、同じフリート内の複数の原子炉の照射済み試験片を使用することができる。
- すべてのサーベイランスカプセルが撤去された場合、プログラムは延長運転期間中、以下のオプションのいずれかを提案することができる。
 - a) 再構築された試験片による能動的サーベイランスプログラム:このプログラムは、照射済みカプセルからの試験片の再構築、利用可能なアーカイブ材料を用いたカプセル作製、またはこの2つのオプションの組み合わせからなる。
 - b) 代替の中性子フルエンスモニタリングプログラム:新しいカプセルを短い照射時間(2~4年)、いくつかの参照材料と中性子線量計のみ、アーカイブ材料なしで装荷するか、それが不可能な場合、容器内カプセルを使用しないプログラムでは、代替線量計(例えば容器外線量計)を使用して、延長運転期間中の中性子フルエンスをモニターすることができる。
- すべてのサーベイランスカプセルを取り出した場合、サーベイランスカプセルが曝された条件下でプラントが運転されるように運転制限を設けることができる。通常、サーベイランス試験片の結果に基づく材料脆化傾向曲線は、試験片が受けた最大中性子フルエンスの10%だけ外挿することができる。原子炉容器が曝される条件は、脆化の影響を運転終了時まで予測するために使用した条件と一致し続けるように監視される。原子炉容器の照射条件(中性子束、スペクトル、照射温度など)が変更された場合、運転終了までの予測の根拠が見直され、適切と判断されれば原子炉容器サーベイランスプログラムに修正が加えられる。原子炉容器サーベイランスプログラムに関するいかなる変更も、適用される国家の規制に準拠し、規制当局に提出され、承認を受ける。
- 原子炉容器及びサーベイランスカプセルにおける中性子フルエンスの検証及び妥当性確認のための線量測定:容器外検出器(Cu、Fe、Mnなど)は、中性子照射量が高くなるベルト領域に設置される。中性子フルエンスと検出器の放射能計算に使用される中性子輸送計算コードと断面積ライブラリが検証される。

プラント特有のサーベイランスプログラムを可能にする上で十分な材料がない場合、規制当局の審査と承認を条件として、類似プラント間のISP、“姉妹プラント”データ、または代替材料の

使用を組み込むことができる。これらのプログラムからの結果は、適切なフルエンスモニタリングの実施を含む、プラント特有のサーベイランスプログラムと同様の目標を達成すべきである。

プログラムは、延長運転期間中の中性子照射脆化に関する時間制限仮定を含む安全解析(例: 上部棚エネルギー、加圧熱衝撃、WWERs の圧力 - 温度限界評価など) のための原子炉容器材料特性データを提供するものである。

時間制限仮定を含む安全解析では、材料の化学的組成、中性子フルエンス、場合によっては中性子束と温度の関数として基準温度シフト (または基準温度の絶対値) を予測する適用可能な規制上の脆化傾向曲線 (または規制ガイダンスがない場合は適切な傾向曲線) に準拠した予測を使用する。

サーベイランスの結果は傾向曲線の予測値と比較され、予測値が原子炉容器に対して保守的であることが検証される。規制の中には、特定の材料の傾向曲線を適合させるために、“信頼できる” サーベイランスの結果を直接使用することを認めているものもある。

サーベイランス試験片がない場合 (WWER-440 / V-230) や、サーベイランス試験が予測よりも低い中性子フルエンスで照射された後に実施された場合には、適用できる規制上の脆化傾向曲線が用いられる。

ベルトライン材料の照射脆化を減少させるために焼鈍を計画している原子炉は、これらの変化を監視するための追加的なサーベイランスプログラム要素の計画を作成し、その計画を国家の規制機関に提出して承認を受け、最終的に実施することを確実にする。このようなプログラム要素は、特性の回復 (遷移温度の低下) に対する焼鈍の効果や、焼鈍後のさらなる運転中の再脆化率を監視する。このようなプログラムでは、可能であればアーカイブ材を使用する。それ以外の場合は、代表的な代替材料を保守的な選択肢としてプログラムに使用することができる (この選択は、適用される規制上の脆化傾向曲線から “chemical factor” を使用して実行することができる)。このプログラムは、焼鈍後の原子炉の延長運転寿命全体を網羅する。

5. 経年劣化の緩和

原子炉容器サーベイランスプログラムの目的は、原子炉容器の照射脆化 (及び RPV 壁面の中性子フルエンス) を監視することであるため、このプログラムでは脆化を緩和するための具体的な措置は提供していない。しかし、中性子照射脆化は、フラックス低減 (低中性子漏えい炉心や遮蔽要素を導入した燃料管理) や原子炉容器の焼鈍 (現在、WWER-440 原子炉压力容器にのみ使用) によって緩和することができる。

6. 許容基準:

照射条件の代表性と得られた試験データの信頼性については、国家の規格に許容基準がある。サーベイランス試験片の照射温度は、RPV 内壁の温度と比較して 10°C 以上高くすることはできず、1 試験グループ内の試験片個々の中性子フルエンス間最大差は、国家の規制にもよるが、10~15% を超えてはならない。次に、サーベイランスカプセル試験の結果を原子炉容器脆化予測に使用し、遷移温度 (T_k または T_{k0} 、 RT_k または RT_0) の上昇を決定する。この遷移温度は、適用される国家の規制で規定される K_{IC} 破壊靱性曲線の指標として使用される。同じパラメータを熱時効の場合の許容基準にも使用することができる。これらの破壊靱性曲線は、昇温・冷却過渡現象、加圧・気密試験のための圧力 - 温度限界の決定や、低温過圧過渡現象や加圧熱衝撃 (PTS) による非延性破壊のリスクに対する原子炉容器の健全性の適切な

保護を正当化するために使用される。

サーベイランスデータからの脆化予測は、原子炉容器が延性破損を防ぐ上で十分な破壊靱性を保持していることを証明するためにも使用される。通常、シャルピー上部棚エネルギーに関する規制要件と比較することで、あるいは、運転中または PTS 発生中にオーステナイト系クラッドが健全性を確保するのに十分な高い破壊靱性を有していることを証明するために使用される。

中性子フルエンスの検証に関しては、検出器性能の実験結果と計算結果との間の合致性が、国家の規制機関によって承認された規格・基準の要件を満たさなければならない (例えば、Regulatory Guide 1.190, “Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence”, U.S. NRC, Washington DC, March 2001[16], NP-089-15 “Rules for Design and Safe Operation of Equipment and Pipelines of Nuclear Power Installations”[5])。

7. 是正措置:

傾向曲線予測を超えたサーベイランス結果は、観察された挙動の理由を明らかにし、必要に応じて関連する問題を解決するために、さらに評価される。原子炉に十分な運転限界が設定され、原子炉容器の脆化が運転期間中を通じて許容範囲に維持されるよう、安全解析では保守的な傾向曲線が使用されるよう適切な措置が講じられている。

将来のプラント運転条件が、コールドレグ温度の低下や高いフルエンスでの運転など、サーベイランスプログラムの制限や境界を超える場合には、これらの運転条件が原子炉容器の脆化に及ぼす影響を評価し、規制当局に通知する。

サーベイランスカプセルの試験結果は、初期運転期間 (設計) 及び長期運転期間中の原子炉容器脆化の予測に使用され、プラントの運転制限に組み込まれる。出力上昇の場合、RPV 壁が受ける中性子フルエンスは再評価され、可能であればモニタリングされる (例えば、容器外線量計を使用)。

さらに、カプセルの取り出しが予定通り行われない場合、規制当局に通知され、国家の規制に合致した取り出しスケジュールの修正が提出される。

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。

IAEA は、原子炉容器サーベイランスプログラムの結果、及び原子炉容器材料の照射損傷分野における IAEA Coordinated Research Projects の収集データを格納したデータベースを有している[9]。各国も特有のデータベースを構築している。

また、高フルエンスレベルでの照射脆化傾向や脆化を支配するメカニズムについての理解を深め、延長期間運転においても安全なプラント運転を実証するための基盤を提供するために、数多くの国家の研究プログラム、及び国際的な研究プログラムが実施されている。

European Group on Reactor Dosimetry (EWGRD) のメンバーが、原子炉線量評価における経験交流やノウハウ、関連プログラムに関する詳細情報を提供している。

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や研究開発成果を継続的にレビューするための規定が含まれており、これらにより新たな措置の検討や既存のプログラムの修正、及びその実施につながる可能性がある。

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に準拠して実施される。

References

- [1] 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, 2009.
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines for Prediction of Irradiation Embrittlement of Operating WWER-440 Reactor Pressure Vessels, IAEA-TECDOC-1442, IAEA, Vienna, 2005.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment, IAEA-TECDOC-1627, IAEA, Vienna, 2010.
- [4] GOSATOMENERGONADZOR of the USSR, Rules and Standards in Nuclear-Power Engineering, Rules of Strength Calculation for Equipment and Pipelines of Nuclear Power Plants, PNAEG-7-002-86, Moscow, 1989.
- [5] GOSATOMENERGONADZOR of the USSR, Federal Rules and Regulations in the Field of Nuclear Energy Use: Rules for Design and Safe Operation of Equipment and Pipelines of Nuclear Power Installations, NP-089-15
- [6] GOSATOMENERGONADZOR of the USSR, Surveillance specimens. Technical description and user manual, 1152.75.00.000 TO, Moscow, 1979.
- [7] GP NAEK ENERGOATOM, Typical programme for properties control of WWER-1000 RPV metal by surveillance specimens, PM-T.0.03.120-08, Kiev 2009.
- [8] 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.
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Surveillance Programme Results to Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment, IAEA-TECDOC-1435, IAEA, Vienna (2005).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines for Application of the Master Curve Approach to Reactor Pressure Vessel Integrity in Nuclear Power Plants, IAEA Technical Report Series No. 429, IAEA, Vienna (2005).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Master Curve Approach to Monitor Fracture Toughness of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1631, IAEA, Vienna (2009).

- [12] VERLIFE, Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs during Operation, COVERS–WP-D4.10, European Commission, ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Conference, Volume 1: Codes and Standards, Prague, Czech Republic, July 26–30, 2009.
- [13] Guidelines for Integrity and Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER Nuclear Power Plants (VERLIFE), EURXXXXXEN, Luxembourg: Publications Office of the European Union, planned publication in 2021 .
- [14] Monitoring radiation embrittlement during life extension periods, Nuclear Engineering and Design 267 (2014) 197– 206.
- [15] GOSATOMNADZOR of the USSR, Methodology for Neutron Control of the External Surface of Pressure Vessel of WWER-type Reactor, RB-018-01, 2001
- [16] Regulatory Guide 1.190. Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence. U.S. NRC, Washington DC, March 2001.