

AMP 118 原子炉压力容器監視(2020年版)

プログラムの概要

原子炉容器のベルトライン材料は、高エネルギー中性子束に曝されるため、脆化(降伏強度の増加、脆性-延性遷移温度の上昇、上部棚エネルギー及び引張伸びの減少)が生じる。照射脆化の影響については、IAEA Nuclear Energy Series Report NP-T-3.11 [1]に詳細に記載されている。この材料特性変化は、監視プログラムによってモニタリングされる。

本 AMP は、原子炉压力容器の監視プログラムの一般原則について述べている。実際の実施は、IAEA の各加盟国における適用可能な規制に一致させて行う。加盟国で適用される規格・基準、規制の例は、参考文献[2-13]に記載されている。関連する AMP (AMP152) では、WWER プラント原子炉容器の監視について述べている。

原子炉ベルトラインは、一般的に、炉心のアクティブな高さに隣接する原子炉容器の領域とみなされる。より正確には、考慮されている運転期間(設計寿命または延長運転)の終了時に、規定値(国の規制に依存する)を超える中性子照射量を受ける原子炉容器の領域と定義される。運転中のプラントにおける監視プログラムは、プラントの設計寿命に基づいて設計されており、長期運転の場合には追加の監視用カプセルまたは取出しスケジュールの変更が必要となる場合がある。

原子炉容器材料を対象とした監視プログラムの目的は、十分な材料データと線量測定を提供することである。

- a) 運転期間終了まで照射脆化をモニタリングする。
- 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、運転継続のため中性子照射量の制限)。

運転制限は、監視用カプセル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、中性子照射量と照射温度の関数として、確立された基準衝撃エネルギー(該当する国家の規制で規定)におけるシャルピーV ノッチ遷移温度の上昇と、上部棚エネルギー低下を測定する状態監視プログラムである。このプログラムには、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)を使用することも含まれる。監視プログラムで得られたデータは、中性子照射脆化のモニタリングと、時間制限のある仮定を含む安全解析における脆化レベルの許容性の検証に使用される。原子炉容器から取出され試験されるすべてのカプセルは、適用される国家の規制文書及び基準で規定された試験手順、報告要件を満たさなければならない。

原子炉容器監視プログラムは、プラント特有のプログラムであり、状況によっては複数のプラントをカバーする統合プログラムで[9]、代表的な制限材料の組成、監視用カプセルの可用性、各原子炉容器の予測中性子照射量レベルを考慮するものである。提案された取出しスケジュールは規制当局によって承認され、予備カプセルを含むこのスケジュールの変更は、実施前に規制当局によって承認される。保管される未試験のカプセルは、国の要件に準拠して将来の使用に備えて維持される。

評価及び技術的根拠

1. 劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

本プログラムでは、考慮されている運転期間の終了時に、規定値 (適用する国家の規制で規定されている) を超える中性子照射量を受ける原子炉容器のベルトライン材料すべてを考慮する。ほとんどの既存プラントでは、監視プログラムの代表的な制限材料は、ベルトライン領域にある 1 つまたは 2 つのシェルからの溶接部、熱影響部、母材 (鋼板または鍛鋼) である。当初、既存の監視プログラムの範囲内でモニタリングされていた材料は、運転延長期間中の安全性または材料の可用性を考慮して追加または代替材料のモニタリングが必要とされない限り、この期間中、原子炉容器の経年劣化管理監視プログラムの基礎として引き続き使用される。

2. 予防措置:

本プログラムは監視プログラムであり、予防措置は特定されていない。

3. 経年劣化影響の検出:

原子炉容器の監視プログラムでは、原子炉の代表的な制限材料の脆化をモニタリングする。このプログラムでは、監視用カプセルは、原子炉で数年間照射された後に取り出され、適用される国家の規格、及び規制当局の指針に準拠して試験される。これらの指針には、制限材料の選択、カプセルの取出しスケジュール策定、照射脆化のモニタリング方法が記載されている。各国の規制要件については、参考文献[1,12]に記載されている。既存の監視プログラムは、一般的に初期設計寿命期間中のプラント運転に基づいて策定されているため、長期運転には追加の監視用カプセルが必要となる可能性がある。

4. 経年劣化影響のモニタリングと傾向分析:

このプログラムでは、中性子照射脆化による原子炉容器ベルトライン材料の破壊靱性の低下と、原子炉容器の脆化に影響を与える可能性のある原子炉容器の長期的な運転条件 (冷レグの運転温度と中性子照射量) をモニタリングし、傾向分析を行っている。このプログラムは、中性子照射脆化に関する時間制限付きの仮定 (例えば、上部棚エネルギー、PWR の加圧熱衝撃及び圧力-温度限界評価、BWR の水位計ノズルの圧力-温度限界評価など) を含む安全解析用に運転期間中の原子炉容器の材料特性データを提供する。このプログラムは、モニタリング及び傾向分析を目的として、事前に設定されたスケジュールに従ってカプセルを取出して試験を行うように設計されている。

このプログラムでは、中性子照射の影響をモニタリングするために 2 つのパラメータを使用する。

- a) 一定の基準衝撃エネルギーで測定したシャルピーV ノッチ遷移温度の上昇
- b) シャルピーV ノッチ上部棚エネルギーの低下

さらに、このプログラムでは中性子線量計を使用して中性子照射量のベンチマーク計算を行う。低融点元素または共晶合金を、試験片のピーク照射温度のチェックに使用する場合もある。理想的には、照射温度は PWR の冷レグの運転温度からモニタリングされる。シャルピーV ノッチ試験片、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監視用カプセルに収められる。このカプセルはあらかじめ定められたスケジュールに従って取出され、中性子照射による破壊靱性の低下がモニタリングされる。

監視プログラムには、追加の試験片（引張試験、破壊力学試験、低サイクル疲労試験用）を含めることもでき、原子炉容器材料の脆化に関する追加情報を提供できる可能性がある。マスターカーブ法は原子炉压力容器の破壊靱性をモニタリングするために用いられ、複数の IAEA や民間文書[13-20]で説明されているが、一般的には、規制アプローチの保守性を検証するために、既存の規制監視プログラムを補完するものとして用いられている。

効果的なプログラムには、以下の事項が考慮されている。

- 監視用カプセルは、炉容器内壁のベルトライン領域付近に設置され、試験体の照射履歴が、システムの物理的制約の範囲内で可能な限り、炉容器内表面が経験した温度履歴、中性子スペクトル、最大中性子照射量を保守的に表すようにする。「リードファクター」は、監視用カプセル内試験片の中性子束と原子炉容器内壁の最大中性子束の比率として定義され、原子炉容器の脆化傾向に関する情報を適時に提供できることを保証するのに十分高い値である。また、原子炉容器が実際に経験する中性子束レベルを表す最大「リードファクター」も規定されている。ASTM E185[4] では適用可能なリードファクターの範囲が 1.5~5、KTA 3203[2]では 1.5~12 とされている。
- プラント特有の監視プログラムには、計画された運転期間の終了時に原子炉容器壁の中性子照射量が最大となるか、またはそれを上回る予測中性子照射量を持つカプセルが少なくとも 1 つ含まれている。このプログラムでは、運転休止期間中にこれらのカプセルのうちの 1 つを取り出すことを計画しており、その際、カプセルは運転期間終了時の原子炉容器壁の中性子照射量のピーク値の 1~2 倍の中性子照射量を受ける。取出されたカプセルの試料は、該当する国家の規格に準拠して試験される。
- 例えば、必要な監視用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の準備中である場合など、追加の試験をサポートするため、原子炉容器内に追加のカプセルを保管しておくことをプログラムに推奨している。これらの追加カプセルの予測中性子照射量が、原子炉容器内に放置された場合に過大になると予想される場合、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、試験前に適切な照射レベルを達成した上で、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出して保管することを提案することができる。
- 初期特性を高い精度で評価するために必要な未照射材料（初期状態）をできるだけ多く確保し、将来の試験または追加の監視用カプセルの製造用に保管しておくことをプログラムに推奨している。
- 取出されて試験済みの試験片及び試験を受けていない監視用カプセルは、必要に応じて将来の再構築及び再挿入を支援するために保管される。
- プラント特有の運転経験は、すべての監視用カプセルの取出しスケジュールを決定する際に考慮される。改訂された取り出しスケジュールは、長期運転の申請の一部として提出される。
- すべての監視用カプセルが取出され試験された場合、長期運転期間に向けて、プログラムは以下のいずれかを提案できる。
 - a) 再構築試験片を用いたアクティブな監視プログラム。このプログラムは、試験済みカプセル、利用可能なアーカイブ材料から作られたカプセル、またはこれら 2 つのオプションの組み合わせから試験片を再構築することからなる。
 - b) 代替の中性子照射量・モニタリングプログラム。炉容器内カプセルを使用しないプロ

グラムは、延長運転期間中の中性子照射量をモニタリングするために代替線量測定（例えば、炉容器外線量測定）を使用することができる。

- c) プラントは、さらなる説明性のため、以下に示す統合監視プログラムを用いることができる。
- すべての監視用カプセルが取出された場合、監視用カプセルが曝された条件でプラントが運転されることを確実にするために、運転制限が設定される。原子炉容器が曝される条件は、運転終了時まで、脆化の影響を予測するために使用された条件と一致し続けることを確実にするためにモニタリングされる。
 - 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、運転終了時までの予測の根拠が再検討され、適切であると判断された場合には、原子炉容器の監視プログラムに修正が加えられる。
 - 原子炉容器の監視プログラムへの変更は、適用される国家の規制に準拠して、規制当局で承認申請される。プラント特有の監視プログラムを策定するのに十分なデータがない場合、規制当局の審査と承認を条件として、類似プラント間での統合監視プログラム[21-23]、*“ツインプラント”*データ、または代替材料の使用を監視プログラムに組み込むことができる。これらのプログラムの結果は、原子炉に対する適切な中性子照射量モニタリングの実施を含め、プラント特有の監視プログラムと同様の目標を達成すべきである。

時間制限のある仮定を含む安全分析では、材料の化学組成と中性子照射量、場合によっては中性子束と温度も考慮した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、適用される規制の脆化傾向曲線（または規制の指針がない場合は適切な傾向曲線）に準拠した予測値を使用する。

監視結果は傾向曲線の予測値と比較され、原子炉容器に対して予測値が保守的であることが検証される。一部の規制では、特定の材料に対して傾向曲線を適用するために「信頼性のある」監視結果（いくつかの要件を満たすこと）を直接使用することを認めている。

傾向曲線の予測値を超える監視結果は、さらに評価され、観察された挙動の原因を明確にし、必要に応じて関連する潜在的な問題を解決する。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にわたって許容範囲内に維持されるような保守的な傾向曲線が安全解析で使用されるべく、適切な措置が講じられている。

将来のプラントの運転条件が、低温の冷レグ温度や高い中性子照射量までの運転など、監視プログラムの制限や範囲を超える場合、これらの運転条件が原子炉容器の脆化に及ぼす影響が評価され、規制当局に通知される。

5. 経年劣化の影響の緩和:

原子炉容器監視プログラムの目的は、原子炉容器の照射脆化をモニタリング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、中性子照射脆化は中性子束の低減（低中性子漏えい炉心または遮蔽要素の燃料管理）または原子炉容器の熱アニーリングによって緩和することができる。

6. 許容基準:

監視データに直接適用される許容基準はないが、監視用カプセル試験の結果は、原子炉容

器の脆化予測に使用され、適用される国家の規制で規定されている K_{Ic} 及び K_{Ia} の基準破壊靱性曲線を指標化するために使用される基準遷移温度 (RT_{NDT}) の上昇を決定する。これらの破壊靱性曲線は、過渡的な加熱及び冷却に対する圧力-温度の限界を決定し、コールドオーバープレッシャー過渡事象や加圧熱衝撃 (PTS) による非延性破壊のリスク[24-30]から原子炉容器の健全性を適切に確保していることを証明するために使用される。

監視データから予測される脆化は、通常、シャルピー上部棚エネルギーに関する規制要件 (例えば、10 CFR Part 50 Appendix G §IV.A.1[31]) との比較を通じて、原子炉容器が延性破壊を防止するのに十分な破壊靱性を維持していることを実証するために使用される。

7. 是正措置:

監視データに適用される許容基準はないため、特定の是正措置はない。しかし、監視用カプセル試験の結果は、延長運転期間中の原子炉容器の脆化予測に使用され、適用される国家の規制に準拠してプラントの運転制限が課される可能性がある。

さらに、カプセルが予定通りに取出されない場合は、規制当局に通知し、修正した取り出しスケジュールを提出する。

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、プラントの 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。

監視プログラムで見つかったすべての異常は評価される。以下は、いくつかの監視プログラムで見つかった異常の例である。

- 溶接材料における化学組成のばらつき
- 溶接材料の外側にノッチがある溶接シャルピー試験片
- カプセル内の照射温度が圧力容器壁の温度よりも高い
- ^{238}U 及び ^{237}Np の線量計における Pu の蓄積

温度モニターは、設計に従って試験片の照射温度を検証するために、監視用カプセルに入れることができる。可能な場合、参照鋼または相関モニター材料も監視用カプセルに入れることがある。これにより、試験結果における異常を理解しやすくなり、監視データの信頼性向上に有用である。IAEA 参照鋼 JRQ は、一部の原子炉で使用されてきた¹⁴。他の原子炉で得られた試験結果と比較することは、適切な方法である。例えば、脆化の結果が一般的な脆化傾向曲線の予測と一致しているかどうかを判断する。これにより、監視結果の信頼性が向上する。(II:例えばスペイン、対応する報告書は内部資料扱である。)

試験済みの監視用カプセルの破損した試験片は、腐食による劣化を避けるために適切な場所に保管される。そのため、試験片はいつでも回収してさらなる調査を行うことができる。

炉外中性子測定プログラムは、意図した運転期間を裏付ける追加データを提供することがで

きる。これにより、原子炉運転の変化や燃料管理方式の変更が原子炉容器の被ばく線量に及ぼす影響を継続的に評価できる、長期的なモニタリングが可能になる。原子炉容器壁と生物学的遮蔽材の間の空洞環状部に受動中性子センサーを追加することで、監視用カプセルの線量測定と分析予測の双方における欠点を緩和し、原子炉容器の被ばく推定値に関連する不確実性を最小限に抑えることができる。

既存の原子炉容器材料監視プログラムでは、十分な材料データと線量測定を提供しており、以下の目的に使用できる。

- a) 運転期間終了時の照射脆化のモニタリング
- b) 運転制限の必要性 (例えば、運転圧力-温度の制限、運転継続のための中性子照射量制限) の決定。

IAEA は、原子炉容器監視プログラムの結果を保存するデータベースを保有しており、原子炉容器材料の照射損傷分野における IAEA 調整研究プロジェクトのデータを収集している[32]。特定のデータベースは、各々の国でも構築されている。

また、照射傾向と高照射量レベルにおける中性子照射脆化を制御するメカニズムについて、より深い理解を得ることを目的とした、多数の国家及び国際的な研究プログラムも実施されており、それにより、運転期間延長時のプラントの安全な運転を実証するための基礎が提供されている。特に注目すべきは、欧州のプロジェクトである LONGLIFE [33-34] 及び PERFORM60 [35] である。

試験済みの監視試験片は、原子炉容器の健全性をモニタリングする上で十分な数の試験片が残っていると事業者が判断した場合、保管から取り出して研究活動に使用することができる。

9. 品質管理:

サイト品質保証手順、レビュー及び承認プロセス、管理統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B [36]) 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] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS, Surveillance of the Irradiation Behavior of Reactor Pressure Vessel Materials of LWR Facilities, Safety Standard of the Nuclear Safety Standards Commission KTA 3203, November 2011
- [3] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Practice for Conducting Surveillance Tests of Light Water Cooled Nuclear Power Reactor Vessels, ASTM E185-82, (Versions of ASTM E 185 to be used for reactor vessel surveillance programs are as specified in 10 CFR Part 50, Appendix H), ASTM
- [4] ASTM E185-16, Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2016, www.astm.org
- [5] ASTM E2215-16, Standard Practice for Evaluation of Surveillance Capsules from Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels, ASTM International, West

Conshohocken, PA, 2016, www.astm.org

- [6] ASTM E636-14e1, Standard Guide for Conducting Supplemental Surveillance Tests for Nuclear Power Reactor Vessels, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2016, www.astm.org
- [7] ASSOCIATION FRANCAISE POUR LES REGLES DE CONCEPTION, DE CONSTRUCTION ET DE SURVEILLANCE EN EXPLOITATION DES MATERIELS DES CHAUDIERES ELECTRO NUCLEAIRES, In-Service Inspection Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands, AFCEN RSE-M Code, Article B7212, AFCEN, France
- [8] 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 2005
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix H, Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition
- [10] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Regulatory Guide. 190, Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence, U.S. NRC, Washington DC, 2001
- [11] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Regulatory Guide 1.99, Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, U.S. NRC, Washington DC, 1988
- [12] 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
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Surveillance Programme Results to Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment, IAEA-TECDOC-1435, IAEA, Vienna, 2005
- [14] 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
- [15] 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
- [16] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Application of Master Curve Fracture Toughness Methodology for Ferritic Steels (PWRMRP-01): PWR Materials Reliability Project (PWRMRP), Final Report, TR-108390-R1, EPRI, Palo Alto, CA, 1999
- [17] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Technical Basis for ASME Code Case N-830-1, Revision 1 (MRP-418, Revision 1): Direct Use of Master Toughness Curve Fracture Toughness Curve for Pressure-Retaining Materials of Class 1 Vessels, Section XI, EPRI, Palo Alto, CA: 2019. 3002016008
- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Developing on Embrittlement Trend Curve Using the Charpy “Master Curve” Transition Reference Temperature (MRP-289). EPRI, Palo Alto, CA: 2011. 1020703
- [19] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Program Development of a T0-Based Embrittlement Trend Curve and Comparison with the Charpy

- Master Curve Embrittlement Tend Curve (MRP-389). EPRI, Palo Alto, CA: 2014. 3002003040
- [20] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Consolidated Fracture Toughness Models for Ferritic RPV Steels (MRP-432), EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002013223
 - [21] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-86, Revision 1-A: BWR Vessel and Internals Project, Updated BWR Integrated Surveillance Program (ISP) Implementation Plan. EPRI, Palo Alto, CA: 2012. 1025144
 - [22] PRESSURISED WATER REACTOR OWNERS GROUP, BAW-1543, Revision 4, Supplement 7-A, Supplement to the Master Integrated Reactor Vessel Surveillance Program, , March 2018 (ADAMS Accession No. ML18184A520)
 - [23] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-321: BWR Vessel and Internals Project, Plan for Extension of BWR Integrated Surveillance Program (ISP) Through the Second License Renewal (SLR), EPRI, Palo Alto, CA: 2018, 3002013097 (ADAMS Accession No. ML19071A248, ADAMS Accession No. ML19071A235)
 - [24] JAPAN ELECTRIC ASSOCIATION, Japanese Industrial Technical Standards: The Reactor Vessel Material Surveillance Test Methods, JEAC 4201, JEAC, 2007
 - [25] JAPAN ELECTRIC ASSOCIATION, Japanese Industrial Technical Standards: Test Methods to Confirm Fracture Toughness of Nuclear Power Plant Components, JEAC 4206, JEAC, 2007
 - [26] JAPAN NUCLEAR ENERGY SAFETY ORGANIZATION, Review Manual for Ageing-Related Technical Evaluation: Neutron Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel, JNES-SS-0507, JNES
 - [27] ATOMIC ENERGY SOCIETY OF JAPAN, Code on Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programmes, AESJ-SC-P005 C.2, AESJ
 - [28] JAPAN NUCLEAR ENERGY SAFETY ORGANIZATION, Report on Irradiation Embrittlement Prediction of the High Radiation Area (in Japanese), 10-GENKOUHOU-0012, JNES, 2010
 - [29] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50.61, Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition
 - [30] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50.61a, Alternate fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, US NRC, Latest Edition
 - [31] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix G, Fracture Toughness Requirements, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition
 - [32] KRYUKOV A., BALLESTEROS A., BRUYNOOGHE C., VON ESTORFF U., International Database on Reactor Pressure Vessel Materials for Long Term Operation of NPPs, Nuclear Technology p. 443-449 no. 3 vol. 180, 2012
 - [33] BALLESTEROS A. ET AL., Monitoring radiation embrittlement during life extension periods. Nuclear Engineering and Design 267 (2014) 197– 206

- [34] NUGENIA Position on RPV Irradiation Embrittlement Issues based on the Outcome of the EURATOM FP7 Project LONGLIFE, 2015. Issued by NUGENIA Association
- [35] AL MAZOUZI A. ET AL., PERFORM 60: Prediction of the effects of radiation for reactor pressure vessel and in-core materials using multi-scale modelling – 60 years foreseen plant lifetime, Nuclear Engineering and Design 241 (2011) 3403– 3415
- [36] 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