

AMP 113 原子炉压力容器炉内構造物 (2023 年版)

プログラムの概要

本プログラムは、WVER を含む PWR の原子炉压力容器炉内構造物 (RPVI) の部品に適用される、経年劣化メカニズムの影響を管理するものである。これらの経年劣化の影響には、(a) 応力腐食割れ (SCC) を含むさまざまな亀裂、一次系冷却水応力腐食割れ (PWSCC)、照射誘起応力腐食割れ (IASCC)、または疲労亀裂も含む、(b) 摩耗による材料損失、(c) 熱時効または中性子照射脆化による破壊靱性の低下、(d) ボイドスエリングによる寸法変化、(e) 熱クリープ及び照射誘起応力緩和、照射下クリープによる予荷重の低下、(f) 通常運転による機械的損傷、などがある。

このプログラムには、施設における不適合な RPVI 部品の検査、検出、監視、緩和、評価、及び必要に応じて処分を行う活動が含まれる。このプログラムは、サンプリングに基づく状態監視プログラムであり、経年劣化の影響が大きい炉内機器の場所については、定期的な検査やその他の検査を行う。これらの検査により、運転中に経年劣化メカニズムの影響が管理されるという合理的な保証が得られる。

このプログラムには、予想される劣化の前兆として特定された基準部品の選定が含まれ、それらの検査方法が規定されている。基準部品に劣化が検出された場合は、検査対象を追加の部品に拡大することが必要となる。既存のプログラムが適切であると特定された部品もいくつか存在する。

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:

本プログラムの範囲には、参考文献[1]に詳細が記載されているすべての PWR RPVIs の部品が含まれる。原子炉容器の内表面への溶接取り付け部の部品は原子炉容器に割り当てられており、AMP102 に準拠して適切に管理できるため、このプログラムの範囲には含まない。このプログラムが RPVI の一般的な評価に基づくものである場合、この一般的な評価の適用可能性が示され、必要に応じて一般的なプログラムにプラント特有の変更が加えられる。PWR RPVI の一般的な評価の例は参考文献[1,2,4-13]に示されており、PWR RPVI の適用範囲と属性に関する国家の要件の例は、参考文献[14]に示されている。

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、腐食メカニズム (例えば、応力腐食割れやその一形態である PWSCC、IASCC) や、全面腐食、孔食、隙間腐食による材料損失によって引き起こされる可能性のある経年劣化を防止または緩和するために、PWR の水質制御に依存している。原子炉冷却水の水質は、AMP103 に準拠して、監視・維持されている。

このプログラムでは、低漏えい領域構成やダミー燃料要素などの燃料管理アプローチを使用して、RPVI 材料の中性子照射を最小限に抑えることもできる[5]。

3. 経年劣化影響の検出:

経年劣化影響の検出は、通常、構造物や部品の機能損失が発生する前に実施される。監視または検査の対象となるパラメータは、設計条件のすべてにおいて、構造物や部品の機能が運転期間中に適切に維持されることを保証するために適切なものである。

本プログラムでは、施設における RPVI 部品に一般的に適用される以下の経年劣化の影響と劣化メカニズムを管理する。

- a) SCC (PWSCC、IASCC、疲労を含む) による亀裂 - 亀裂の検出については、非破壊検査 (NDE) 法として目視検査技術が使用される場合は表面破断線形不連続性の兆候を、NDE 方法として体積超音波探傷 (UT) が使用される場合は関連する欠陥指示信号をモニタリングする。上述の劣化メカニズムは、バッフルとフォーマの組立品 (ボルトなど)、制御要素組立品、制御棒案内管、炉心バレル組立品、炉心シュラウド組立品、炉心支持バレル組立品、炉心支持シールド及び下部格子組立品、部支持構造に特有である。
- b) 摩耗による材料損失 - 材料損失の検出のため、プログラムでは、部品で発生した材料損失を示す可能性がある粗雑または異常な表面状態をモニタリングする。材料損失は、RPVI の部品間、または RPVI と RPV 間の機械的結合をもたらす可能性がある。材料損失の検出は、その速度と方向によって特徴づけられる流れによって引き起こされる RPVI の振動状態の変化によって示される可能性があり、その流れは監視及び評価することができる。原子炉内部の振動の測定は、原子炉容器またはその他の一次系部品に取り付けられた機械式センサーを使用するか、炉心外または炉心内の中性子束検出によって生成された信号のノイズ成分を分析することが最も多く行われる。摩耗の影響を受けやすい要素としては、フラックス・シムブル管 (この部品の経年劣化は AMP122 [35] で取り上げられている)、制御棒案内管、バッフル・フォーマボルト、炉内構造物押さえスプリング、上部炉心プレート位置合わせピン、炉心バレル組立体、炉心シュラウド組立体、炉心支持バレル組立体、炉心支持シールド、下部炉内構造物組立体などがある。
- c) 熱時効または中性子照射脆化による破壊靱性の低下 - 本プログラムでは、熱時効または中性子照射脆化、あるいはボイドスエリング及び照射成長による破壊靱性の低下を直接監視するのではなく、その代わりに、部品の亀裂を監視するための目視または体積検査技術を使用し、機器に亀裂が検出された場合は欠陥評価に適用可能な低下した破壊靱性特性を適用することで、破壊靱性の低下が機器の健全性に及ぼす影響を間接的に管理する。RPVI 材料はすべて、ある程度熱時効または中性子照射脆化の影響を受けやすい。特に、炉心シュラウド組立体、炉心バレル及び炉心バッフル組立体、炉心支持シールド、下部炉内構造物及び下部支持構造物、炉心バスケットなどの要素が影響を受けやすい。
- d) ボイドスエリング及び照射成長、歪み、またはたわみによる寸法変化 - 本プログラムでは、ボイドスエリング、照射成長、歪み、またはたわみによる寸法変化を監視するために物理的測定値を使用する (モデルの一例は参考文献[7]に記載されている)。寸法変化は、例えば炉心バスケット、炉心バッフル、炉心シュラウド、バッフルプレート及びボルト、ガイド管支持体に潜在的な悪影響を及ぼす可能性がある。
- e) 熱クリープ及び照射誘起応力緩和または照射下クリープによる予荷重の損失 - 予荷重の損失を検出するために、プログラムでは、該当するボルト締め、固定、キー止め、またはピン止め接続の緩みを示す可能性がある粗い表面状態を監視する。予荷重の損失を検出するために、プログラムは RPVI の振動状態の変化を監視しうる。
- f) 運転中 (運転休止中の操作) に生じた機械的損傷 - 機械的損傷の検出には、非破壊検査 (NDE) 方法として目視検査技術を使用する場合、表面の破損、衝撃痕、幾何学的歪みの

兆候を監視する。

検査方法、手順、要員の基準は、確立された検査方法を優先して、本プログラムで規定されている。これらの方法には、ボルトの欠陥を検出するための体積超音波探傷 (UT) 試験方法、寸法変化を検出するための物理的測定、及び一般的な表面状態の検出と表面開口不連続部の検出と寸法測定のための各種の目視試験 (例えば、VT-1 または[5,6] EVT-1、VT-3[5,6]) が含まれる。表面試験、すなわち ET[5,6]は、表面開口不連続部の検出と寸法測定のための目視検査の代替としても使用できる。

定期的な非破壊試験[5,6]の性能と、その結果の比較分析により、運転中の RPVI 要素の母材と溶接部の状態を監視することが可能になる。

旧ソ連、ロシア、または国内の手順を適用している IAEA 加盟国については、目視検査の記述が対応する文書[36]及び参考文献[37]に記載されている。

国家の規范文書を適用している IAEA 加盟国については、記述が対応する規格、例えば参考文献[38]に記載されている。

SCC、IASCC、及び疲労による亀裂は、目視検査 (ボルト締め以外の炉内構造物) または体積測定 UT 検査によって監視／検査される。また、部品／材料が、たとえ低い破壊靱性であっても、目視可能な大きさの欠陥に耐え、不安定な脆性破壊を起こさないことが示されている場合には、目視による方法を用いることができる。さらに、摩耗による材料損失や、ボイドスエリングや照射成長による著しい変形、あるいは熱クリープ、照射誘起応力緩和や照射下クリープによる予荷重損失の著しい影響など、一般的な経年劣化状態を監視／検査するために、目視検査が用いられる。

RPVI の経年劣化の検出は、RPVI の重要な箇所を重点的に検査することで実施できる[11]。例えば、劣化が最も発生しやすい箇所や、故障による影響が最も大きい箇所などである。中性子束分布の測定と計算による決定[5]は、RPVI の重要な箇所の評価に役立つ情報を提供できる。

経年劣化の影響を検出する別の方法としては、経年劣化の傾向を把握するための十分なデータを取得するために、長期間にわたって RPVI の振動状態を測定し追跡する方法がある。

ボイドスエリングの特定を補完するために、RPVI の設計文書に提示されている母材形状は、さらなる傾向分析と評価の出発点とすることができる (スエリングや照射クリープの影響が発生する前)。RPVI の寸法情報が不足している場合は、劣化が予想される前に寸法を測定し、さらなる傾向分析の出発点とすることもできる。

4. 経年劣化の影響に関する傾向の監視と分析:

プログラムの検査から得られたデータの監視、記録、評価、傾向分析の手法により、悪影響を及ぼしうる経年劣化傾向を特定できるようにし、必要に応じて適時的に是正措置が実施できるようにしなければならない。

RPVI の運転履歴、すなわち圧力と温度の時間経過によって特徴づけられる一連の運転過渡現象を監視し、傾向分析することで、AMP101 で議論されているように、RPVI の重要な箇所における定期的な疲労評価が可能になる。

RPVI 要素の繰り返し疲労損傷は、運転中の繰り返し温度変化により発生する可能性がある。原子炉プラントの負荷サイクル数を監視することにより、RPVI 要素の重要部位の疲労を正確

に評価するために必要な運転パラメータ(圧力及び温度) のすべての変化を記録することができる。

測定と計算の組み合わせ方法によるボイドスエリングの監視及び傾向分析の方法は、TLAA109 に記載されている。

5. 経年劣化影響の緩和:

このプログラムは、懸念される経年劣化の影響を検知する状態監視プログラムであり、劣化の影響が特定された場合には、必要に応じて状態の修復を行うことができる。運転中及び停止中の水質制御は、腐食問題を回避するために重要である。水質制御は、AMP103 に準拠して維持される。

RPVIへの放射線負荷を低減した燃料装荷パターンを使用することで、照射脆化に伴う劣化を最小限に抑えることができる。

6. 許容基準:

本プログラムでは、検査に関する具体的な許容基準を規定している。AMP102 で参照されている検査で対象となっている部品については、当該プログラムの許容基準が適用される。その他の既存のプログラムで対象となっている部品については、検査の許容基準は既存のプログラムの参照文書に記載されている。

本プログラムには、以下の種類の検査許容基準が含まれている。

- 目視検査 (及び目視検査の代替としての表面検査) により、関連する状態が存在しないことが確認された部品は、継続使用に適していると見なされる。さらに、目視検査 (VT-1/EVT-1 など) により検出・サイズ測定された表面破壊の兆候を記録し、処理するための要件がある。
- 体積検査については、検査の許容基準はボルトにおける許容可能な兆候を確実に検出できる能力である。さらに、体積検査 (UT) において許容できない兆候が検出され、規定の限界を超えた場合でも、意図した機能を果たすことができるシステムレベル／ボルトまたはピン止め組立品の評価に関する要件がある。
- 物理的測定については、寸法変化があっても部品が意図した機能を果たせることを確実にするため、測定における許容公差の検査許容基準を根拠とともに規定しなければならない。
- 振動状態の監視については、振動状態の変化、または (プラント特有の状態に関して) 同一の技術的型式の他のユニットの一般的な運転経験に基づいて、許容基準を規定しなければならない。

7. 是正措置:

検査の許容基準を満たさないことが検出された状態については、プラントの是正措置プログラムを通じて対応することが求められる。このプログラムでは、修理、交換、または次の検査までの間の分析評価が必要となる場合がある。措置により、意図された運転期間中、すべての許認可基準負荷及び事象に対して原子炉炉内構造物の設計基準機能が引き続き満たされるこ

とが確実になる。許容できない状態を分析的に処置するために使用できる方法の例としては、参考文献[39]などの工学評価方法、検出された状態をさらに詳しく特徴づけるための補足的な検査、あるいは代替案として、部品の修理及び交換手順などがある。

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 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の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。

PWR 炉内構造材の経年劣化の事例は、IAEA-TECDOC-1557 [3] 及び参考文献 [4,5] でも特定されている。PWR 炉内構造材の検査結果に関する報告書の例は、参考文献[40-42]にも記載されている。

European Commission (EC) の Euroatom framework programme (EP) では、PWR 炉内構造材の経年劣化に取り組む多くの研究プロジェクトが過去に実施され、現在も進行中である。第 5 次 Euroatom EP (1999-2002) 内の INTERWELD [43] プロジェクトでは、炉心シュラウドのステンレス鋼 (304 と 347) 溶接部の熱影響部における微細構造、特性、残留応力に対する照射効果が調査された。第 6 次 Euroatom FP (2003-2006 年) 内の PERFECT [44] プロジェクトと、第 7 次 Euroatom FP (2009-2013 年) 内の PERFORM60 [45] フォローアップ・プロジェクトの目的は (2009-2013) は、LTO 下での原子炉圧力容器と原子炉炉内構造物の劣化を予測するためのマルチスケール数値モデルの開発であった。原子力安全分野における 4 年間 (2015～2019 年) の欧州研究プロジェクト SOTERIA は、既存の欧州原子力発電所 (NPPs) の安全な長期運転 (LTO) を確保するために、規制当局と事業者に必要な情報を提供するために、原子炉圧力容器 (RPV) 鋼と炉内構造物鋼 (internals) で発生する経年劣化現象に集中して取り組んだ。

Westinghouse は、クレビス挿入キャップねじ (ボルト) の劣化に関する運転経験を伝達した。Technical Bulletin [46]では、運転経験の概要、根本原因の調査結果、及びこれらの調査結果の Westinghouse と Combustion Engineering 製の加圧水型原子炉設計への適用可能性が示されている。また、同 Technical Bulletin では、運転経験と根本原因分析の結果の安全への影響、及び経年化対策プログラムの一環として考慮すべき認可取得者向けの検査に関する推奨事項についても検討している[46]。

Salem -1、Beaver Valley - 1、Surry - 1 における運転経験、及び熱シールドのたわみ劣化に関するその後の評価結果は、TB 19-5 rev. 2 [47]に記載されている。最近の運転経験から得られた教訓として、安全性と「物理的資産の管理と保全」の両方が取り上げられている[47]。

9. 品質管理:

SSG-48[48]に沿って、IGALL 安全報告書の 4.9 項では、(a) 管理統制、(b) 安全分析報告書の補足、(c) パフォーマンス指標、(d) 確認 (検証) プロセス、(e) データ収集と記録保持、これらの観点からこの属性に期待される内容に関する一般的な情報を提供している[49]。さらなるガイダンスは、SSG61[50]の Paras 3.13.16 - 3.13.17 の安全解析報告書の補足、GS-G3.1 の確認プロセス (予防措置については Paras 6.76-6.77、是正措置については Paras 6.66-6.75) にあり [51]、SRS No.106 の第 2 章には経年劣化管理のためのデータ収集と記録保存に関するグッドプラクティスが記載されている[52]。

これに加えて、以下の具体的な情報が本 AMP に関連する。定性的パフォーマンス指標の例は以下の通りである。

AMP の適切性

定義:プラントの運転経験により AMP の修正が必要となった場合 (すなわち、AMP が適切でなく、目的を適切に達成していないように見える場合)、指標は 1、それ以外は 0。

説明:劣化の発生、進行、または許容できない状態になったこと、あるいはその他の技術的理由 (適切な ISI ではない、保守案/ツールの変更、監視装置または頻度の変更など) により、AMP を修正、及び/又は、改訂しなければならなかった。その理由が形式的な/定期的な見直し、または管理上の変更を反映させることのみである場合、指標は 0 のままにしておくべきである。

AMP 活動のパフォーマンス

定義:AMP で予定された活動が完了していない場合、指標は 1、それ以外は 0。

説明:この指標は、予防措置、緩和措置、ISI、保全、監視、または是正措置が予定通りに実施されなかったかどうかを検出する。

データ管理

定義:AMP で指示された測定・監視などのパラメータが分析され、その分析が有益な情報または説得力のある情報を提供しない場合 (おそらく不適合報告書と比較して)、AMP または AMR を分析しなければならない。事実であれば、指標は 1、そうでなければ 0。

説明:モニタリングと傾向分析の目的のひとつは、適用された AMP が適切であるかどうかを判断することである。モニタリングの結果が適切な情報を提供せず、AMP が適切であることを確認するためにさらなる措置が必要な場合、モニタリング活動を修正する必要がある、このことは指標によって検出できる。

経年劣化予測の正確性

定義:部品の経年劣化状態の予測値と検出値の差異。差異の絶対値と予測値の比率。

説明:壁厚さ、欠陥の数 (または密度)、欠陥の成長、脆化、硬度など、特定の劣化メカニズムの予測値と測定値の特性パラメータの比較。この指標の評価頻度は、パラメータの測定頻度 (保全時、ISI など) に合わせて調整する必要がある。

定量的パフォーマンス指標の例は以下の通りである。

RPV 内部の損傷または劣化に関するデータの傾向分析

定義:亀裂寸法、破壊靱性値、材料損失の変化、寸法変化を含む、一定期間 (3 年、5 年、10 年など) における RPV 内構造物の損傷または材料状態の劣化に関するデータの傾向分析。

説明:この指標は、さまざまな RPV 内構造物の健全性を示すものであり、数年の劣化傾向が加速しているか、一定割合で進行しているか、あるいは減速しているかによって、予防措置、緩和措置、是正措置の有効性を評価することができる。

References

- [1] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: PWR Internals Material Aging Degradation Mechanism Screening and Threshold Values MRP-175, Rev. 0 (EPRI 1012081) EPRI Palo Alto CA, 2005.

- [2] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: PWR Internals Material Aging Degradation Mechanism Screening and Threshold Values MRP-175 Rev 1 (EPRI 3002010268), EPRI Palo Alto CA, October 2017.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Vessel Internals, 2007 Update, IAEA-TECDOC-1557, IAEA, Vienna, June 2007.
- [4] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines MRP-227-A, (EPRI 1022863), EPRI, Palo Alto, CA, December 2011.
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines MRP-227 Revision 1-A, (EPRI 3002017168), EPRI, Palo Alto, CA, December 2019.
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Inspection Standard for PWR Internals MRP-228, Rev. 4 (EPRI 3002018245), EPRI, Palo Alto, CA, November 2020.
- [7] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Improvement of the Cluster Dynamics Model for the Prediction of Void Swelling in Austenitic Stainless Steel MRP-391 (EPRI 3002003083). EPRI, Palo Alto, CA, October 2014.
- [8] THE JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, JSME S NA1, Code for Nuclear Power Generation Facilities - Rule on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME.
- [9] JAPAN NUCLEAR ENERGY SAFETY ORGANIZATION, Aging-Related Technology Assessment Review Manual Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking (IASCC), JNES-SS-0809, JNESO, 2009.
- [10] ROSENERGOATOM, Strength and Residual Lifetime Calculation Methodology for VVER-1000 Internals at Lifetime Extension up to 60 years, RD EO 1.1.2.99.0944-2013, 2013.
- [11] ROSENERGOATOM, Guidance on Strength Calculation of Equipment and Pipelines of Reactor Units RBMK, VVER and EGP during Operation Phase, Including Operation beyond the Design-Basis Lifetime, RD EO 1.2.2.05.0330-2012, 2012.
- [12] M. Svrcek, Evaluation of the VVER 440 Reactor Pressure Internals (Core Basket) Integrity with Respect to the Radiation Swelling, Radiation Creep and Formation of Limit Embrittlement Area, DITI 2301/740, UJV Rez, a.s., 2019.
- [13] V. Pistora, M. Posta, V. Moskalenko, Evaluation of the VVER 1000 Reactor Vessel Internals (Core Shroud) Integrity with Respect to the Radiation Swelling, Radiation Creep and Formation of Limit Embrittlement Area, DITI 2301/878, UJV Rez, a.s., 2019.
- [14] Hungarian Atomic Energy Agency: Guideline 4.12. Ageing Management during the Operation of NPPs, March 2016.
- [15] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Current Applications of Vibration Monitoring and Neutron Noise Analysis, NUREG/CR-5479 ORNL/TM-11398, 1990.
- [16] Végh, J. et al, Implementation of New Reactivity Measurement System and New Reactor Noise Analysis Equipment in a VVER-440 Nuclear Power Plant, IEEE Transactions on

Nuclear Science, Volume: 57 Issue:5 pp. 2689 - 2696 ISSN: 0018-9499, October 2010.

- [17] Pazsit I., Demaziere C., Theoretical investigation of the MTC noise estimate in 1-D homogeneous systems, *Annals of Nuclear Energy*, ISSN 0306- 4549, Volume 29, Issue 1, pp. 75 – 100, 01/2002.
- [18] Kiss S., Lipcsei S. and Végh J., Overview of Recent KFKI AEKI Activities in the Field of Plant Surveillance and Diagnostics, *Power Plant Surveillance and Diagnostics: Applied Research with Artificial Intelligence*, Springer-Verlag Berlin and Heidelberg GmbH & Co. K, pp. 51-62.
- [19] Pázsit, C. Demazière, V. Arzhanov, Research and Development Program in Reactor Diagnostics and Monitoring with Neutron Noise Methods, *SKI Report 2003:08*, ISSN 1104–1374, January 2003.
- [20] D. Wach and G. Kosály: Investigation of the joint effect of local and global driving sources in incore-neutron noise measurements, *Atomkernenergie*, Vol. 23., pp. 244-250, 1974.
- [21] Katona T., L., Mesko, G. Por, J. Valko: Some Aspects of the Theory of Neutron Noise, *Progress in Nucl. Energy*, Vol.9, (1982) 209, 1982.
- [22] Pór Gábor, Kosály György globalis-lokális koncepciójának megjelenése és annak továbbfejlesztése a hőhordozó-forgalom meghatározásában, *Nukleon*, december II. évf. (2009) 51, 2009.
- [23] R. Kozma, Studies on the Relationship between the Statistics of Void Fraction Fluctuations and Parameters of Two-Phase Flows, *Int. J. Multiphase Flow*, Vol. 21, No. 2. 241-251, 1995.
- [24] Kozma, R., Noise Investigations on Boiling Effects in a Simulated MTR-Type Fuel Assembly, Delft University Press, ISBN-90-73861-04-7, 1992.
- [25] R. Kozma, H. van Dam, J.E. Hoogenboom, Identification of Flow Patterns by Neutron Noise Analysis During Actual Coolant Boiling in Thin Rectangular Channels, *Nucl. Technol.*, Vol. 100, 97-110, 1992.
- [26] Katona, R. Kozma, Problems of Estimation of the Thermohydraulic Parameters Using Neutron and Temperature Noise Signals, *Progress in Nuclear Energy*, Vol.21, 431-445, 1988.
- [27] L.J. Kostić, J. Runkel, D. Stegemann, Thermohydraulics surveillance of pressurized water reactors by experimental and theoretical investigations of the low frequency noise field, *Progress in Nuclear Energy*, Volume 21, Pages 421-430, 1988.
- [28] T.H.J.J. van der Hagen, J. van der Voet, Interpretation of velocities determined by noise analysis for various void fractions and flow regimes in twophase flow, *Progress in Nuclear Energy*, Volume 21, Pages 565-573, 1988.
- [29] Hampel R, Fleischer S, Dräger F, Maekawa T, Water Level Measurement System For Boiling Water Reactors Using Internal Gamma Radiation – Neural Network Application, *Intelligent Techniques And Soft Computing In Nuclear Science And Engineering*, pp 504-511.
- [30] R. Kozma, J.E. Hoogenboom, Flow Measurements Using Noise Signals of Axially Displaced Thermocouples, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 17, No. 9, pp. 493-513, 1990.
- [31] Windberg P, Katona T, Mauersberger H, Rindelhardt U., Teoreticheskoe i eksperimentalnoe issledovanie akusticheskoy peredatochnoy harakteristiki impulsnikh

trubok. Budapest: KFKI, 38 p., KFKI; 1979/43, ISBN:963 371 560 1, 1979.

- [32] Katona T, Nagy I, Interpretation of the low-frequency pressure fluctuations in PWR-s. 16th Informal Meeting on Reactor Noise, Budapest, Magyarország, 1983.05.18-1983.05.20, 1983.
- [33] Nagy I, Katona T, Theoretical investigation of the low-frequency pressure fluctuation in PWRs. Progress in Nuclear Energy 15:(1-3) pp. 671-683, 1985.
- [34] Katona T., Statistical analysis of subcooled boiling acoustic noise. Budapest: KFKI, 27 p., KFKI; 1981/14, ISBN:963-371-791-4, 1981.
- [35] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, AMP 122 Ageing Management Programme of PWR Flux Thimble Tube Inspection.
- [36] PNAE G-7-010-89 Equipment and Pipelines in Nuclear Power Installations. Welds and Claddings. Inspection Rules.
- [37] NP-084-15, Federal Norms and Rules in the Field of Atomic Energy Use. Rules for Monitoring the Base Metal, Welded Joints and Deposited Surfaces of Equipment, Pipelines and Other Elements of Nuclear Power Plants.
- [38] Normative Technical Documentation of Association of Mechanical Engineers of Czech Republic for Design and Life Time Assessment of Components and Piping in VVER NPPs During Operation, 2020.
- [39] 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.
- [40] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE letter report MRP 2014-009, dated 5/12/2014 “Biennial Report of Recent MRP-227-A Reactor Internals Inspection Results” (NRC ADAMS no. ML14135A383 through ML14135A385).
- [41] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE letter report MRP 2016-008, dated 5/18/2016 “Biennial Report of MRP-227-A Reactor Internals Inspection Results” (NRC ADAMS no. ML16144A789).
- [42] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE letter report MRP 2018-025, dated 7/25/2018 “2018 Biennial Report of Recent MRP-227-A Reactor Internals Inspection Results” (NRC ADAMS no. ML18204A161).
- [43] EUROPEAN COMMISSION, Irradiation Effects on the Evolution of the Microstructure, Properties and Residual Stresses in the Heat Affected Zone of Stainless Steel Welds (INTERWELD) - Financial Technical Report, Contract No; FIKS-CT-2000-00103, 2006.
- [44] EUROPEAN COMMISSION, Prediction of Irradiation Damage Effects on Reactor Components (PERFECT), Final Activity Report, Contract No. F160-CT-2003-508840, EUR24455, 2008.
- [45] EUROPEAN COMMISSION, Prediction of the Effects of Radiation for Reactor Pressure Vessel and In-Core Components Using Multi-Scale Modelling - 60 years' Foreseen Plant Lifetime (PERFORM60) Project Final Report, projected ref.232612, 2016.
- [46] WESTINGHOUSE, Technical Bulletin: Reactor Internals Lower Radial Support Clevis Insert Cap Screw Degradation, TB-14-5, Westinghouse, Cranberry Township, PA (2014). (Available starting on page 10 of NRC ADAMS Accession No. ML14302A072, at

<https://www.nrc.gov/docs/ML1430/ML14302A072.pdf>

- [47] WESTINGHOUSE, Technical Bulletin: Westinghouse NSSS PWR Thermal Shield Degradation, TB-19-5, Rev. 2, Westinghouse, Cranberry Township, PA (2022).
- [48] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).
- [49] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), Safety Reports Series No. 82 (Rev. 2), IAEA, Vienna. Preprint.
- [50] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [51] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [52] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programs and Documentation, Safety Report Series No. 106, IAEA, Vienna (2022)