

AMP 109 BWR 原子炉容器内構造材料(2023 年版)

プログラムの概要

本プログラムは、BWR 容器内構造材料部品の長期健全性及び安全運転の合理的な保証を提供するために、加盟国が適用する関連する管理要求事項又はガイダンス文書に準拠した検査、欠陥評価及び補修技術を含む。

IAEA-NP-T-3.13[1]、IAEA-TECDOC-1471[2]及び IAEA-NS-G-2.6[3]は、対象となる安全関連の原子炉容器内構造材料部品の安全機能の健全性を保証するために適用される検査推奨を提示することを意図した一般的なガイドラインを提供している。IAEA-TECDOC-1471 [2]には、以下の情報が記載されている。

- 部品の説明と機能
- 故障の影響を受けやすい場所と安全への影響の評価
- 検査の方法、範囲、頻度に関する推奨の提供
- 検査中に検出された顕著な欠陥の構造健全性に及ぼす重要性の評価、許容が適用される範囲

IAEA-NP-T-3.2[4]では、修理と交換の手順を推奨している。さらに、加盟国によっては、適用しうる民間規格とガイドラインが存在する。

- 日本 : JSME S NA1 [5]、NISA-161a-03-01 [6]、JANTI-VIP-06 [7]
- ドイツ: KTA 3204 [8]
- 米国及び国際: BWRVIP Reports [9-50]
- 米国のみ: GALL Revision 2 [51]。

さらに、このプログラムでは、BWR 用のオーステナイト系ステンレス鋼 (CASS) 容器内構造物の経年劣化管理も扱っている。CASS 部品については、IGALL AMP112 または BWRVIP-234 [49] のスクリーニング基準を用いて、フルエンスが $6 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ を超える BWR の CASS 容器内部品の感受性の可能性を明確化する。このプログラムでは、感受性の可能性がある機器について、中性子脆化または熱時効脆化による破壊靱性の劣化を考慮している。

この AMP は、BWR 原子炉容器内構造材料部品に使用される X-750 合金、析出硬化 (PH) マルテンサイト系ステンレス (SS) 材料 (例えば、15-5 及び 17-4 PH 鋼) 及びマルテンサイト系 SS (例えば、403、410、431 鋼) の経年劣化にも対処する。これらの材料は高エネルギーの中性子フルエンスに曝されると、中性子脆化が発生し、破壊靱性が低下する可能性がある。PH-マルテンサイト系 SS やマルテンサイト系 SS も熱脆化の影響を受けやすい。熱脆化及び中性子脆化の影響により、これらの材料は原子炉容器内構造材料で破損する可能性がある。さらに、BWR 環境における X-750 合金は粒界型応力腐食割れ (IGSCC) の影響を受けやすい。

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:

このプログラムは、IGSCC、照射誘起応力腐食割れ (IASCC) を含む応力腐食割れ (SCC) による亀裂、疲労による亀裂、摩耗による材料損失の影響を管理することに重点を置いている。このプログラムには、中性子脆化及び熱脆化による靱性低下も含まれる。このプログラムは、原子炉容器内構造材料部品の鍛造材・鋳造材に適用される。このプログラムには、部品の意図された機能に対する亀裂の影響を監視するための供用期間中検査 (ISI) が含まれ、必要に応じて検査、評価、修理、及び／又は、交換の基盤として特定のガイドラインを使用し、CASS、X-750 合金、PH マルテンサイト系 SS (例えば、15-5 及び 17-4 PH 鋼) 及びマルテンサイト系 SS (例えば、403、410、431 鋼) 部品の中性子脆化、及び／又は、熱脆性に対する感受性を評価する。

検査、評価、修理、再検査の基準は、例えば BWRVIP 文書[9-49]、KTA 3204 [8]、及び JSME S NA1 [5]に、以下の部品について例示されている。

- 炉心シュラウド
- 炉心プレート
- 炉心スプレー
- シュラウドサポート
- ジェットポンプ組立品
- 低圧冷却材噴射 (LPCI) カップリング
- トップガイド
- 制御棒駆動 (CRD) ハウジング
- 下部プレナム部品
- 蒸気乾燥器
- アクセスホールカバープレート

修理の場合、経年劣化管理戦略はガイドラインではなく、修理設計者が提供する。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

BWR 原子炉容器内構造材料プログラムは状態監視プログラムであり、予防措置はない。高い水純度を維持することで、SCC や IGSCC の影響を受けにくくできる。原子炉冷却水の水質は、水化学プログラム (例えば、参考文献[33,47])に準拠して監視・維持される。水質プログラムの説明、評価、及び技術的基盤は、AMP 103 に示されている。加えて、炉心シュラウド補修あるいは他の IGSCC 補修のために、プログラムは運転中の引張応力を X-750 材料の IGSCC を妨げる閾値以下に維持する。また、IAEA-NP-T-3.13 [3]及び IAEA TECDOC-1471 [2]に準拠した予防措置を適用することが可能である。

3. 経年劣化の検出:

このプログラムでは、ASME Code [51] Section XI、BWRVIP ガイドライン [9-50]、あるいはドイツの KTA 3204 [8]、日本の JSME S NA1 [5]などの国家の規格に準拠した検査による亀裂の検出・サイジングを実施し、部品の意図した機能に対する亀裂の影響を監視する。

CASS 材料では中性子脆化による破壊靱性の低下が起こり得る。CASS 材の熱脆化による破壊靱性の低下は、材料の鋳造方法、モリブデン含有量、フェライト含有量に依存する。このプログラムでは、熱時効や中性子照射脆化によって誘発される破壊靱性の低下を直接監視していない。破壊靱性の低下が部品の健全性に与える影響は、目視または体積検査を使って部品の亀裂を監視することにより、間接的に管理される。

X-750 合金、PH-マルテンサイト系 SS、マルテンサイト系 SS の破壊靱性低下は、中性子脆化または熱脆化(該当する場合)によるものであり、通常の ISI では特定できない。しかし、目視検査やその他の検査を実施することで、脆化した可能性のある部品の破損につながる可能性のある亀裂を、部品が破損する前に特定することができる。このように、経年劣化(すなわち亀裂)を特定し、早期に是正措置を実施し、経年劣化を監視・傾向把握することにより、PH 鋼、マルテンサイト系 SS、X-750 製部品における脆化の影響を間接的に管理することができる。

適用されるガイドラインで規定されている検査、及び試験技術の範囲とスケジュールは、BWR 炉内材料が意図した機能を失う前に、構造健全性を維持し、経年劣化の影響を確実に発見し、修理するように設計されている。検査によって亀裂が発見されることもある。原子炉容器内構造材料部品は、亀裂、腐食、摩耗、エロージョンなど部品表面の不連続箇所や不完全箇所を検出するために、目視 VT-1 検査を規定する適用規格の要求事項に準拠して検査される。この検査はまた、(a) クリアランス、設定、物理的変位などのパラメータを検証し、(b) ボルトや溶接接合部の健全性喪失、緩みや欠落した部品、破片、腐食、摩耗、浸食などの不連続箇所や不完全箇所を検出することにより、部品支持部の一般的な機械的状態及び構造的状態を測定するための目視 VT-3 検査を規定している。本ガイドラインはまた、目視検査(例:EVT-1、VT-1)及び体積検査(例:UT)など適切な検査法を用いて、材料損失や亀裂を管理するための BWR 炉容器内部の検査についても規定している。

適用されるガイドラインでは、特定の部品や場所について、EVT-1 検査や超音波法による体積検査など、国の規制要件に準拠したより厳格な検査を推奨している。BWR での NDE 技術の提供及び実施に特有の不確実性を含め、BWR 原子炉容器内の検査に適切な非破壊検査(NDE)技術は、容器内ガイドラインに記載されている。

鋭敏化した CASS、PH-マルテンサイト鋼、マルテンサイト SS、及び X-750 製部品の熱脆化、及び／又は、中性子脆化は、部品の亀裂を検出する定期的な目視検査を実施することで間接的に管理される。この検査技術は、十分な余裕をもって臨界サイズの欠陥を検出することができる。臨界欠陥サイズは、使用荷重条件と使用中に劣化した材料特性に基づいて決定される。初回検査後に亀裂が検出された場合、再検査の頻度は、亀裂進展速度と部品の状態に適した破壊靱性特性に基づいて、適切に決定される。サンプルの大きさは、通常、アクセス可能な部品集団の 100%であるが、通常運転中に圧縮応力が付加される可能性のある部品、あるいは適正なサンプリングプログラムを実施する中で十分な冗長性を持つ部品は除外できる。

4. 経年劣化傾向の監視と解析:

適用される規格及び承認されたガイドラインに準拠して計画された検査、及び信頼できる検査方法により、潜在的な劣化の適時的な検出が可能となる。各ガイドラインは、傾向分析に向けてデータ収集の一部として使用されるベースライン検査を推奨している。ガイドラインには、サンプル範囲の拡大、及び欠陥が検出された場合の部品の再検査、SS、Ni 合金、低合金鋼のき裂進展を評価するための推奨も含まれている。

熱脆化、及び／又は中性子脆化の影響を受けやすい PH マルテンサイト鋼、マルテンサイト SS、及び X-750 合金の破壊靱性は、必要に応じて評価する必要がある。

5. 経年劣化の緩和:

本プログラムは状態監視プログラムであり、原子炉容器内構造材料部品の劣化を緩和するための特別な規定は含んでいない。原子炉容器内構造材料の経年劣化の緩和は、他の AMP で検討されている。例えば、水質に関する AMP 103 や参考文献[33,47]などである。

6. 許容基準:

許容基準は、プラントの関連する管理要求事項又はガイダンス文書に示されている。CASS 部品で検出された欠陥は、関連する管理要求事項又はガイダンス文書の該当する手順に従い評価される。亀裂の評価に用いる進展速度に関する追加情報は、参考文献[11,30,31,38,39]に記載されている。

熱時効、及び／又は、中性子脆化への感受性を有する CASS 材、PH-マルテンサイト鋼、マルテンサイト系ステンレス鋼、X-750 合金の評価に関する許容基準は、ケースバイケースで評価される。

7. 是正措置:

修理と交換は、上記の適用ガイドライン、及びプラントの関連する管理要求事項またはガイダンス文書に準拠して実施される。亀裂が観察されたトップガイドについては、サンプルサイズと検査頻度が増加する。

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証するために、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。

IAEA-NP-T-3.13 [1]及び IAEA-TECDOC-1471 [2]は、BWR 原子炉容器内構造材料の経年劣化を管理するための現在の検査、モニタリング及び緩和方法に関する情報を提供している。さらに周方向と軸方向の炉心シュラウド溶接部、及びシュラウド支持部で発生した亀裂に関する文書がある。炉心シュラウド溶接部垂直方向の亀裂も記録されている[35,53]。一般に SCC に対してより耐

性があると考えられている SUS304 及び SUS304L で製造されたシュラウドも影響を受けている。溶接部は IGSCC の影響を最も受けやすいが、これは、鋭敏化、及び／又は、溶接部に関連する不純物によるものなのか、あるいは溶接部の高い残留応力によるものなのか、明らかでない[53-56]。

600 系合金製のシュラウド支持アクセスホールカバーでは、周方向と径方向の亀裂も観察されている [57]。

炉心プレートの亀裂は報告されていないが、プレート下の隙間部分の検査が困難である。適用されるガイドライン[15]では、炉心プレート組立品の安全上の重要性和検査要件に言及している。炉心プレートボルトの検査 (保持端のないプラントの場合) または保持端の検査のみが必要とされている。亀裂は、スウェーデンと米国 BWR のトップガイドでも観察されている [51]。

ジェットポンプ組立品[58]、ホールドダウンビーム[59]、ジェットポンプライザー配管エルボ[60]にも亀裂が発生した例がある。

ドライ管の亀裂は 14 基以上の BWR で観察されている。亀裂は粒界割れであり、明らかな鋭敏化は見られないドライ管で発生していることから、IASCC も亀裂に関与している可能性が示唆されている[50]。

アメリカのプラントでは、タイロッドカップリングとジェットポンプホールドダウンビームの X-750 材に IGSCC が観察された[50]。

その他の運転経験事象は、参考文献[60]の Section 5 “Events” に記載されている。

関連する研究開発成果は、ノルウェーのハルデン BWR (HBWR) プロジェクトと、米国 EPRI によって作成された。

9. 品質管理:

SSG-48 に沿って[61]、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[62]。さらなるガイダンスは、SSG61[63]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[64]、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に記載されている[65]。

本 AMP に関する追加的な具体的情報はない。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13, IAEA, Vienna 2011
- [2] 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 2005

- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and InService Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Standard Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna 2002
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Heavy Component Replacement in Nuclear Power Plants: Experience and Guidelines, IAEA Nuclear Energy Series No. NP- T- 3.2, Vienna 2008
- [5] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Codes for Nuclear Power Generation Facilities - Rules on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME S NA1, JSME
- [6] NUCLEAR AND INDUSTRIAL SAFETY AGENCY, NISA direction document, Concerning Inspection of Cracking in the Core Shroud, the Primary Loop Recirculation System Piping and others NISA-161a-03-01, NISA, Tokyo, 2003
- [7] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Guidelines for the Inspection and Evaluation of Reactor Internals, JANTI-VIP-06, No.3 Edition, JANTI
- [8] KERNTechnischer AUSSCHUSS, Reactor Pressure Vessel Internals, Nuclear Safety Standard KTA 3204, KTA, 2008-11
- [9] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-02-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Shroud Repair Design Criteria, Rev. 2, EPRI Technical Report 1012837, October 2005
- [10] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-03 Revision 20: BWR Vessel and Internals Project, Reactor Pressure Vessel and Internals Examination Guidelines, EPRI Technical Report 3002010675, October 2021
- [11] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-14-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Crack Growth in BWR Stainless Steel RPV Internals, EPRI Report 1016569, September 2008
- [12] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-16-A: BWR Vessel and Internals Project, Internal Core Spray Piping and Sparger Replacement Design Criteria, EPRI Technical Report 1012113, September 2005
- [13] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-18, Revision 2-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Spray Internals Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002008089, August 2016
- [14] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-19-A: BWR Vessel and Internals Project, Internal Core Spray Piping and Sparger Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 1012114, September 2005
- [15] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-25, Revision 1-A: BWR Core Plate Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Report 3002018310, September 2020
- [16] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-26-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Top Guide Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 1009946, November 2004
- [17] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-27-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Standby Liquid Control System/Core Plate Delta P Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 1007279, August 2003

- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, BWR Shroud Support Inspection and Flaw Evaluation Guidelines (BWRVIP-38), EPRI Report TR-108823, September 1997
- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-41, Revision 4-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Jet Pump Assembly Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002014254, December 2018
- [19] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-42, Revision 1-A: BWR Vessel and Internals Project, Low Pressure Coolant Injection (LPCI) Coupling Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002010548, November 2017
- [20] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-44-A: BWR Vessel and Internals Project, Underwater Weld Repair of Nickel Alloy Reactor Vessel Internals, EPRI Technical Report 1014352, August 2006
- [21] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Weldability of Irradiated LWR Structural Components (BWRVIP-45), EPRI Report TR-108707, September 1997. Errata issued June 1998, BWRVIP letter 98-274, report corrected
- [22] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-47-A: BWR Vessel and Internals Project, BWR Lower Plenum Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 1009947, November 2004
- [23] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-50-A: BWR Vessel and Internals Project, Top Guide/Core Plate Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 1012115, September 2005
- [24] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-51-A: BWR Vessel and Internals Project, Jet Pump Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 1012116, September 2005
- [25] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-52-A: BWR Vessel and Internals Project, Shroud Support and Vessel Bracket Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 1012119, September 2005
- [26] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-56-A: BWR Vessel and Internals Project, LPCI Coupling Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 1012118, September 2005
- [27] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-57 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Instrument Penetration Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 3002020995, November 2021
- [28] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-58-A: BWR Vessel and Internals Project, CRD Internal Access Weld Repair, EPRI Technical Report 1012618, October 2005
- [29] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-59-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Crack Growth in BWR Nickel Base Austenitic Alloys in RPV Internals, EPRI Technical Report 1014874, May 2007
- [30] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-60-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Stress Corrosion Crack Growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment, EPRI Technical Report 1008871, June 2003

- [31] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-233, Revision 2: BWR Vessel and Internals Project: Updated Evaluation of Stress Corrosion Crack Growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment. EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002013026
- [33] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-62 Revision 2: BWR Vessel and Internals Project, Technical Basis for Inspection Relief for BWR Internal Components with Hydrogen Injection. EPRI, Palo Alto, CA: 2021. 3002020993
- [34] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-76, Revision 2: BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Shroud Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002003095, November 2014
- [35] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-80-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Crack Growth in BWR Shroud Vertical Welds, EPRI Technical Report 000000000001015457, October 2007
- [36] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Guidelines for Selection and Use of Materials for Repairs to BWR Internal Components (BWRVIP-84, Revision 3), EPRI Technical Report 3002010552, November 2017
- [37] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-97, Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Guidelines for Performing Weld Repairs to Irradiated BWR Internals, EPRI Technical Report 3002005568, December 2015
- [38] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-99-A: BWR Vessel and Internals Project, Crack Growth Rates in Irradiated Stainless Steels in BWR Internal Components, EPRI Technical Report 1016566, November 2008. Errata issued August 2002, BWRVIP letter 2002-219
- [39] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-100, Revision 1-A: BWR Vessel and Internals Project, Updated Assessment of the Fracture Toughness of Irradiated Stainless Steel for BWR Core Shrouds, EPRI Technical Report 3002008388, December 2016
- [40] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-138, Revision 1-A: BWR Vessel and Internals Project, Updated Jet Pump Beam Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 1025139, November 2012
- [41] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-139, Revision 1-A: BWR Vessel and Internals Project, Steam Dryer Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002010541, November 2017
- [42] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-167, Revision 4: BWR Vessel and Internals Project, Boiling Water Reactor Issue Management Tables, EPRI Technical Report 3002018319, 2020
- [43] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-180 Revision 1: BWRVIP Vessel and Internals Project, Access Hole Cover Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002018312, August 2021
- [44] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-181 Revision 2, BWR Vessel and Internals Project, Steam Dryer Repair Design Criteria, EPRI Technical Report 3002005567, July 2015

- [45] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-182-A: BWR Vessel and Internals Project, Guidance for Demonstration of Steam Dryer Integrity for Power Uprate, EPRI Technical Report 1020802, May 2010
- [46] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-183-A: BWR Vessel and Internals Project, Top Guide Grid Beam Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002010551, 2017
- [47] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-315: BWR Vessel and Internals Project: Reactor Internals Aging Management Evaluation for Extended Operations, EPRI Technical Report 3002012535, 2019
- [48] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Volume 1: BWR Water Chemistry Guidelines – Mandatory, Needed, and Good Practice Guidance, EPRI, Palo Alto, CA: 2014. 3002002623
- [49] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-234-A: BWR Vessel and Internals Project, Thermal Aging and Neutron Embrittlement Evaluation of Cast Austenitic Stainless Steels for BWR Internals. EPRI Technical Report 3002010550, November 2017
- [50] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-25, Rev. 1-A: BWR Vessel and Internals Project: BWR Core Plate Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, EPRI Technical Report 3002018310, 2020
- [51] UNITED STATES. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Revision 2, USNRC, 2010
- [52] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME 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, New York, NY
- [53] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 9717, Cracking of Vertical Welds in the Core Shroud and Degraded Repair, USNRC, 1997.
- [54] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Letter 94-03, Intergranular Stress Corrosion Cracking of Core Shrouds in Boiling Water Reactors, USNRC 1994
- [55] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Status Report: Intergranular Stress Corrosion Cracking of BWR Core Shrouds and Other Internal Components, NUREG-1544, USNRC, 1996
- [56] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 9442, Cracking in the Lower Region of the Core Shroud in Boiling Water Reactors, USNRC, 1994
- [57] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 9257, Radial Cracking of Shroud Support Access Hole Cover Welds, USNRC, 1992
- [58] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Bulletin No. 80-07, Supplement 1, BWR Jet Pump Assembly Failure, USNRC, 1980
- [59] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 93101, Jet Pump Hold-Down Beam Failure, USNRC, 1993

- [60] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice 97 02, Cracks Found in Jet Pump Riser Assembly Elbows at Boiling Water Reactors, USNRC, 1997
- [61] Effect of Irradiation on Water Reactor Internals. AMES Report No. 11. EUR17694 (<http://capture.jrc.ec.europa.eu/ames-publications>).Volume 2 "General Review of Reactor Vessel Internals: Boiling Water Reactors". 1997
- [62] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operations of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).
- [63] 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.
- [64] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [65] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [66] 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)