

AMP 102 使用中検査／定期検査(2020 年版)

プログラムの概要

供用期間中検査 (ISI) ／定期検査プログラムでは、検査が必要な NPP の構成機器、非破壊検査 (NDT) 方法、検査間隔を定義している。

このプログラムには一般に、すべての安全クラス圧力保持機器とその一体型付属品に対する目視、表面、及び／又は、体積試験と圧力試験が含まれる。これらの機器の修理／交換作業や、分析 (欠陥分析など) による許容も含まれる。

このプログラムは、水冷却発電プラントにおける安全クラス機器とその一体型付属品の経年劣化を管理する上で、一般的に有効であることが示されている。あらゆるタイプの原子炉プラントのための ISI プログラムは、その殆どが国家の規格と規制[1,11]、及びいくつかの国際的な供用期間中検査要件やガイダンス文書[12,17]に基づいている。

ASME Code[2-3] Section XI は、2 部で構成されている：

- Section XI, Division 1 “Rules for Inspection and Testing of Components of Light-Water-Cooled Plants” では、適切な安全性を証明し、劣化とその影響を管理するために、水冷却発電プラントの機器の検査、試験の必須プログラムに関する規則を規定している。
- Section XI, Division 2 “Requirements for Reliability and Integrity Management Programmes for Nuclear Power Plants” では、SSC が要求される信頼性目標値を満たすことを保証するために、設計、製作、劣化メカニズム、検査、試験、監視、運転、保守の組み合わせを考慮した信頼性・健全性管理プログラムの開発に関する要求事項を規定している。この部は技術的に中立的な規格である。また、SSC が運転中のプラントの安全性と信頼性にとって重要であると指定された場合、この部は SSC に使用される建設基準分類に関係なく適用される。

本プログラムの一環としての Section XI, Division 2 の使用は、各国の規制当局の承認が必要であるか、又はその使用が各国の規制と整合していれば許可される。

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：

本プログラムは、水冷却発電プラントにおける、安全上分類された圧力保持部品とその一体型付属品の ISI、修理および交換に関する要求事項を提供する。AMP303 は、安全クラス 1、2 及び 3 の配管及び金属製格納容器構成部品の支持に対して、代替として使用することができる。このプログラムには、分析による許容 (欠陥評価など)、ISI によって特定された劣化の修理または交換も含まれる。

2. 経年劣化を最小化し管理するための予防措置：

これは状態監視プログラムである。予防措置を実施するものではない。

3. 経年劣化の検出：

このプログラムでは、安全分類された機器に対する検査・点検の要求事項を使用して、機器の劣化を検出する。

検査方法、検査手順、検査要員に関する基準は、確立された検査方法を優先し、本プログラムで提供される。これら検査方法には、目視、表面、体積の 3 種類がある。一般的な表面状態や表面破断を検出する上で、様々な目視検査 (例: ASME Code を適用している IAEA 加盟国の場合は VT-1 と VT-3) や補強検査 (EVT-1) [18] が適用される。

参考文献[19]の主な要求事項を適用している IAEA 加盟国では、参考文献[19]に基づいて作成された国家の規則と手順に目視試験法が記載されている。

表面検査は、表面破断による不連続面の検出とサイジングに、目視検査の代替として使用することができる。

表面検査では、磁粉探傷、液体浸透探傷、渦電流探傷などを用いて、表面の不連続面や欠陥の有無を特定する。体積検査では X 線検査、超音波検査、または渦電流検査により、要求される検査体積全体にわたって不連続性や欠陥の存在を確認する。プログラムによって規定された検査・試験技術の範囲とスケジュールは、構造健全性を維持し、機器の意図した機能が失われる前に経年劣化の影響が発見され修正 (修理または交換) されるように設計されている。検査は、クリアランスの変化、設定、物理的な変位、部品の緩みや欠落、破片、摩耗、エロージョン、ボルトや溶接による接合部の健全性喪失などを検出することにより、亀裂、腐食による材料損失、冷却水漏えい、ボルトやキーなどのはめ込まれた接合部の摩耗や応力緩和による劣化の兆候を明らかにすることができる。

構成部品は、ASME、JSME などの関連する要求事項またはガイダンス文書の規定に準拠して、検査・試験される。

これらの文書には、圧力保持バウンダリの構成部品の検査方法が規定されている。

例えば、ロシア設計 NPP の機器とパイプラインの ISI に関するいくつかの具体的な規則は参考文献[19-21]に、日本の PWR と BWR 原子炉炉内構造材の ISI に関する規則は参考文献[22-28]に示されている。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

安全クラス構成機器については、ASME、JSME などの該当する規定に準拠して、検査のスケジュール、範囲、頻度により劣化を適時的に検出することができる。最初の検査間隔で確立された部品の検査順序は、現実的な範囲で、連続する各検査間隔において繰り返される。体積検査および表面検査の結果は、記録された使用前検査および過去の供用期間中検査と比較される。欠陥の状態または劣化に関連する状態がガイドラインに準拠して評価され、その部品が継続使用に許容されると判断された場合、その部品は使用される。

欠陥の状態または劣化の関連状態がガイドラインに準拠して評価され、部品が使用継続のために許容されると認定された場合、そのような欠陥の兆候や関連する状態を含む部分は、指定された検査期間中に再検査される。

記載された許容基準を超える徴候が発見された検査は、関連する要求事項またはガイダンスに準拠して、追加検査を含むように拡大される。許容基準を超える検査結果は、修理／交換されるか、または分析評価に基づいて許容される。

5. 経年劣化の緩和

これは状態監視プログラムである。緩和措置を実施するものではない。しかし、経年劣化に及ぼす水質条件の悪影響を管理し監視するために、水質管理の方法が確立されている。原子炉冷却水の化学的状态を監視・維持するためのプログラムの説明と評価、技術的基盤は、AMP103に記載されている。

6. 許容基準:

劣化の兆候または関連状態はすべて、関連する要求事項またはガイダンス文書に準拠して、許容性の評価がされる。検査結果は上記の文書に準拠して評価される。

7. 是正措置:

劣化の兆候または関連状態が許容可能であることを証明できない場合、関連する要求事項またはガイダンス文書に準拠して修理および交換が実施される。

8. 運転経験のフィードバックと研究開発結果のフィードバック:

この AMP は、業界全体の一般的経験に対応する。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、経年劣化管理の継続的な有効性を確認するため、必要に応じて、プラント AMP を修正するか、追加的な措置 (例えば、新たなプラント特有 AMP を開発する) を講じる。

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、並びに研究開発結果を継続的にレビューし、プログラムへの影響を評価し、必要な措置や修正を行うための規定も含まれている。

機器の劣化に関する運転経験の具体的な例は、参考文献[13,29]に示されている。

ISI は、長期間にわたって広く使用されてきたため、水冷却発電プラントにおける安全クラス機器やその一体型付属品の経年劣化を管理する上で、一般的に有効であることが示されてきた。

水冷却発電所における安全分類された構成機器とその付属機器における経年劣化を管理するのに、一般的に有効であることが示されている。

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に関する機器に特化した情報は、参考文献[30-44]に記載されている。

9. 品質管理:

サイトの品質保証手順、審査および承認プロセス、並びに管理統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B[45]) に準拠して実施される。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR 50.55a, Codes and Standards, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition
- [2] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI “Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components”, Division 1 “Rules for Inspection and Testing of Components of Light-Water-Cooled Plants”, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, New York, NY
- [3] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI “Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components”, Division 2, “Requirements for Reliability and Integrity Management (RIM) Programs for Nuclear Power Plants” The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, New York, NY
- [4] JAPAN NUCLEAR ENERGY SAFETY ORGANIZATION, Aging-Related Technology Assessment Review Manual Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking (IASCC), JNES-SS-0809, JNES, 2009
- [5] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), In-service Inspections and Operation Monitoring, KTA 3201.4 and KTA 3211.4, KTA
- [6] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Inservice Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, March 2004
- [7] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life management of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai India, March 2005
- [8] French Ministerial Order of 10 November 1999, Operational surveillance of the main primary circuit and the main secondary circuits of pressurised water nuclear reactors
- [9] French Ministerial Order of 12 December 2005, Nuclear Pressure Equipment
- [10] French Ministerial Order of 15 March 2000, Operation of Pressure Equipment
- [11] RSE-M Code, In-Service Inspection Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands - 2010 edition - AFCEN (French Association for the rules governing the Design, Construction and Operating Supervision of the Equipment Items for Electro Nuclear Boilers)
- [12] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Primary System Corrosion Research Program: EPRI Materials Degradation Matrix, EPRI 3002013781, Revision 4, EPRI, Palo Alto, CA, May 2018
- [13] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: PWR Internals Material Aging Degradation Mechanism Screening and Threshold Values MRP-175, Revision 1 (EPRI 3002010268), EPRI, Palo Alto, CA, October 2017
- [14] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Boiling Water Reactor Issue Management Tables, EPRI BWRVIP-167, Revision 4, (EPRI 3002018319), Palo Alto, CA, June 2020
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Guide, Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002)
- [16] European Directive 97/23/EC of the European Parliament and of the Council of 29 May 1997 on the approximation of the laws of the Member States concerning pressure

equipment

- [17] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, NUREG-2191, 2017
- [18] TR-105696-R19 (BWRVIP-03) Revision 19: BWR Vessel and Internals Project, Reactor Pressure Vessel and Internals Examination Guidelines. EPRI, Palo Alto, CA: 2016. 3002008095
- [19] Rules of Construction and Safe Operation of Equipment and Pipelines of the Reactor Installation, PNAEG-7-008-89, Russia
- [20] 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, Russian Federation, 2015
- [21] Federal Rules and Regulations in the Field of Nuclear Energy Use "Rules for control of base metal, welded joints and deposited surfaces during operation of equipment, pipelines and other components of nuclear power plants", NP-084-15, Russian Federation, 2015
- [22] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Inspection and Evaluation Guidelines for BWR Reactor Vessel Internals, Shroud support, JANTI-VIP-04, JANTI, Tokyo, Japan
- [23] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE Inspection and Evaluation Guidelines for BWR Reactor Vessel Internals, Core Shroud, JANTI-VIP-05, JANTI, Tokyo, Japan
- [24] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE Guidelines for the Inspection and Evaluation of Reactor Internals, No.3 Edition, JANTI-VIP-06, JANTI, Tokyo, Japan
- [25] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE Inspection and Evaluation Guidelines for PWR Reactor Vessel Internals, Class1 Vessel, Safe End dissimilar metal weld joints, JANTI-VIP-08, JANTI, Tokyo, Japan
- [26] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Inspection and Evaluation Guidelines for PWR Reactor Vessel Internals, Reactor Vessel Bottom Mounted Instrumentation (BMI) , JANTI-VIP-09, JANTI, Tokyo, Japan
- [27] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Inspection and Evaluation Guidelines for BWR Reactor Vessel Internals, Jet pump, JANTI-VIP-14, JANTI, Tokyo, Japan
- [28] JAPAN NUCLEAR TECHNOLOGY INSTITUTE, Inspection and Evaluation Guidelines for BWR Reactor Vessel Internals, Core spray piping and sparger, JANTI-VIP-15, JANTI, Tokyo, Japan
- [29] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Rev. 2, USNRC, 2010
- [30] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Training guidelines I Nondestructive Testing Techniques, IAEA-TECDOC-628/Rev. 2, IAEA, Vienna (2008)
- [31] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators, IAEA-TECDOC-981, IAEA, Vienna (1997)
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Pressure Vessels, IAEA-TECDOC-1120, IAEA, Vienna (1999)
- [33] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of

Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Primary piping in PWRs, IAEA-TECDOC-1361, IAEA, Vienna (2003)

- [34] 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)
- [35] 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)
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power: PWR Pressure Vessels, IAEA-TECDOC-1556, IAEA, Vienna (2007)
- [37] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Vessel internals, IAEA-TECDOC-1557, IAEA, Vienna (2007)
- [38] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Strategy for Assessment of WWER Steam Generator Tube Integrity, IAEA-TECDOC-1577, IAEA, Vienna (2007)
- [39] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Intercomparison of Techniques for Inspection and diagnostics of Heavy Water Reactor Pressure Tubes, IAEA-TECDOC-1609, IAEA, Vienna (2009)
- [40] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators, IAEA-TECDOC-1668, IAEA, Vienna (2011)
- [41] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Risk-Informed In-Service Inspection of Piping Systems of Nuclear Power Plants: Process, Status, Issues and Development, IAEA Nuclear energy series NP-T-3.1, IAEA, Vienna (2010)
- [42] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA Nuclear energy series NP-T-3.13, IAEA, Vienna (2011)
- [43] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management - SCC and Cable Ageing Project (SCAP) Final Report NEA/CSNI/R(2010)15, NEA
- [44] Materials Degradation and Related Managerial Issues at Nuclear Power Plants, Proceedings of a Technical Meeting, Vienna, 2005
- [45] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants, and Fuel Reprocessing Plants, Washington D.C, US Nuclear Regulatory Commission, Latest Edition