

AMP 121 クラス 1 小口径配管の 1 回限りの検査 (2020 年版)

プログラムの概要

これは、応力腐食、周期的な (熱、機械、振動疲労を含む) 負荷、または温度成層化及び熱乱流[1-5]に起因するクラス 1 小口径配管の亀裂が問題となるかどうかを判断するための 1 回限りの検査プログラムである。このプログラムは、呼び径 4 インチ (100mm) 未満 (NPS 4) で、かつ呼び径 1 インチ (25mm) 以上の小口径クラス 1 配管及びシステムに適用される。このプログラムには、配管、継手、分岐接続部及び完全溶け込み及び部分溶け込み (ソケット) 溶接部が含まれる。完全溶け込み溶接部の熱的及び機械的負荷、または粒界型応力腐食割れによる亀裂を検出するための 1 回限りの検査の場合、検査は体積検査となる。ソケット溶接部の亀裂を検出するための 1 回限りの検査の場合、検査は体積検査または臨時破壊検査となる。(臨時破壊検査は、プラントの改修など、別の他の理由で溶接部が使用停止となった場合に実施される。1 つ以上の溶接部が撤去される場合は、サンプリングが実施される。) これらの検査により、小口径クラス 1 配管の経年劣化が発生していないか、あるいは経年劣化が軽微であることがさらに確認される。

このプログラムは、クラス 1 小口径配管に、これまで亀裂が発生してこなかったシステムに適用される。また、このプログラムは、亀裂が発生しているものの、亀裂を効果的に緩和する設計変更が実施済みのシステムにも適用できる。(有効性の測定基準には、(1) 1 回限りの検査サンプリングが統計的に有意である、(2) 以下の 3 節「経年劣化影響の検出」に記載されている通りのサンプルが選択されている、(3) 運転延長期間にわたって繰り返しの故障なし、が含まれる。) 亀裂が発生し、運転実績から設計変更が亀裂を効果的に緩和するために実施されていないことが示されているシステムについては、定期検査の実施が適切である。1 回限りの検査で亀裂の兆候が明らかになった場合、プラント特有 AMP を使用して定期検査が実施される。

特定のプラントシステム内の小口径配管に亀裂が発生した場合、亀裂の原因が他のシステムに影響を及ぼすかどうかを判断するために、すべてのプラントシステム内の小口径配管が評価される (是正措置プログラム)。

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:

このプログラムは、呼び径 4 インチ (100 mm) 未満、呼び径 1 インチ (25 mm) 以上のクラス 1 配管のサンプルを対象とした 1 回限りの検査である。このプログラムには、劣化が発生していないことを確認するための措置が含まれており、それによって、経年劣化を管理する必要がないことを確認するか、または運転延長期間における既存の AMP の有効性を検証する。クラス 1 小口径配管の 1 回限りの検査プログラムには、亀裂が発生しやすい箇所が含まれている[2-8]。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムは状態監視活動であり、劣化を緩和または防止する方法とは独立したものである。

応力腐食割れに関するリスクについては、運転中の主な予防措置は、一次冷却水質の管理 (例えば、PWR 環境[9]及びBWR 環境[10]に関するEPRIガイドラインに準拠したもの) である。

3. 経年劣化影響の検出:

この 1 回限りの検査は、クラス 1 小口径配管の経年劣化が発生していないこと、または経年劣化の影響が重大ではないことを保証することを目的としている。このプログラムは、クラス 1 小口径配管に亀裂が発生していないシステムに適用される。また、亀裂が発生しているが、亀裂を効果的に緩和する設計変更が実施されているシステムにも適用できる。ソケット溶接部の亀裂を検出するための 1 回限りの検査では、検査は体積検査または臨時破壊検査のいずれかである。臨時破壊検査は、プラントの改修など、他の理由で溶接部が使用中止となった場合に実施される[11-16]。複数の溶接部が取外される場合は、サンプリングに基づく方法が用いられる。完全溶け込み溶接部の熱及び機械的負荷または粒界型応力腐食割れによる亀裂を検出するための 1 回限りの検査では、体積検査が行われる。体積検査は、関心のある検査領域における経年劣化の影響を検出できることが実証済みの技術を用いて実施される。この検査は、適切なサンプル数を確保するために、十分な数の箇所で行われる。この数、あるいはサンプルサイズは、感受性、検査可能性、線量に関する検討、運転経験及びクラス 1 小口径配管の全母集団における限定的な位置に基づいて決定される。

一例として、本項では、米国でクラス 1 小口径配管の位置に対して使用されているアプローチについて説明する。プラントがクラス 1 配管で故障を経験したことがなく (漏えいの兆候により対象部品で検出された壁貫通亀裂、または非破壊検査または破壊検査によるもの)、かつ広範な運転実績 (30 年以上の運転) がある場合、検査サンプル数は、溶接母集団の少なくとも 3% または各運転ユニットの溶接の種類ごとに最大 10 溶接箇所とする。プラントがクラス 1 配管の故障を適切に緩和している場合、溶接母集団の 10%、あるいは最も影響を受けやすくリスクが大きい溶接部を選択する方法を用いて、ユニット毎に各溶接タイプ (完全溶け込み溶接やソケット溶接など) 最大 25 溶接箇所の検査が含まれる。ソケット溶接については、体積検査に代えて、臨時の破壊検査を実施することができる。非破壊検査よりも破壊検査からより多くの情報を得ることができるため、プラントは、破壊検査を実施した各溶接部について、2 つの溶接部を体積検査したことに同等とすることができる。

具体的には、延長運転の初期に意図した機能に影響を与える可能性のある経年劣化の影響を適切に管理できるように、1 回限りの検査は早期に完了する必要がある。逆に、潜伏期間が長い経年劣化の影響 (すなわち、延長運転期間の終了間際に意図した機能に影響を与える可能性のあるもの) を確実に特定できるように、検査対象の部品が十分な経年劣化に達するタイミングで検査を行う必要がある。これらの制約の範囲内で、検査はプラントの運転への影響を最小限に抑える方法で実施され、十分な運転時間 (例えば、本プログラムに基づく検査が開始される前にプラントが少なくとも 30 年間運転されている場合、経年劣化の影響が現れるのに十分な時間) が経過した後に行われる。

4. 経年劣化影響のモニタリングと傾向分析:

検査結果の評価により、追加検査または定期検査 (すなわち、体積検査を使用するクラス 1 小口径配管に対するプラント特有 AMP) の必要性が示される場合がある。

5. 経年劣化影響の緩和:

このプログラムは状態監視活動であり、劣化を緩和または防止する方法とは独立したものである。

6. 許容基準:

検出された欠陥は、プラントに関する管理統制要件またはガイダンス文書に基づいて評価される。許容基準は、該当する規格、設計基準情報、または事業者が指定する要件及び推奨に基づく場合がある。

7. 是正措置:

1 回限りの検査で亀裂の兆候が明らかになった場合、プラント特有 AMP に準拠して、検査範囲を亀裂が発生しやすい他の箇所にも拡大し、定期的な検査を実施する。許容基準が満たされない場合、経年劣化の影響を緩和する活動、及び／又は、影響を受けた部品の修正、修理、交換を行う。あるいは、これらの活動は、既知または潜在的な経年劣化の影響を解消するために、いつでも実施することができる。

例えば、フランスでは、規制当局 ASN が 2002 年にソケット溶接部の健全性に関する指令を発令した [17]。この指令によると、フランスの RCC-M コードで規定された溶接寸法、及び／又は、溶接部健全性の要件を満たさないソケット溶接部は、突合せ溶接に置き換えなければならなかった。ASN の指示を受け、EDF は、同社のすべてのクラス 900 MWe PWR プラントを対象に、ソケット溶接部の健全性に関する系統的なプログラムを実施した[18-19]。

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。

この検査では、配管溶接部及び母材の亀裂を検出するために、実証済みの能力と業界での実績を持つ体積検査技術が使用される[20]。

熱疲労による漏えいは、NRC Bulletin で報告されている (参考文献[21-24])。疲労亀裂は、検査ゾーンに位置していなかったか、厚さ方向の亀裂の発生と貫通するまでの進展時間が 2 回の検査間隔よりも短かったか、あるいは最終的に検査範囲外であったため、ISI 検査では適時に検出できなかった。

世界中で得られた運転経験から、直径が 1 インチ (25mm) 以下であることが多い小口径配管とクラス 1 の大口径回路の接続箇所、最近、振動疲労に関連する多数の故障が発生していることが分かってきた。しかし、この AMP は、NPS 1 (25mm) 未満の配管の振動疲労を管理することを目的としたものではない。

一次冷却水 (PWR) 環境では、デッドスペースやその他の手の届きにくい場所で応力腐食割れが発生している。これは、これらの領域における化学的制御が困難であることが原因である。この劣化の原因は、塩化物による内部汚染または外部汚染、または仕様外の化学組成である。一般的に、加工硬化も材料の感受性を高める。PWR では、安全関連のステンレス鋼配管システム及び一次系外のシステムの一部で、低温、酸素を含む、停滞または実質的に停滞したホ

ウ酸水を含む配管で、亀裂の発生率が低い。

この AMP が作成された時点では、関連する研究開発は特定されていない。

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、並びに管理上の統制は、様々な国内規制要件（例えば、10 CFR 50, Appendix B [25]) に準拠して実施される。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report - Final Report (NUREG-1801, Revision 2), USNRC, 2010.
- [2] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Management of Thermal Fatigue in Normally Stagnant Non-Isolable Reactor Coolant System Branch Lines, MRP-146 Rev.2 (EPRI 3002007853), 2016
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 1018330, Materials Reliability Program: Management of Thermal Fatigue in Normally Stagnant Non-Isolable Reactor Coolant System Branch Lines – Supplemental Guidance, MRP-146S (EPRI 1018330), December 31, 2008.
- [4] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 3002013099, BWR Vessel and Internals Project: Assessment of Mixing Tee Thermal Fatigue Susceptibility in BWR Plants BWRVIP-196, Rev. 1 (EPRI 3002013099), November 2018.
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 3002013098, BWR Vessel and Internals Project: Evaluation of Thermal Fatigue Susceptibility in BWR Stagnant Branch Lines, BWRVIP-155, Rev. 1 (EPRI 3002013098), November 2018.
- [6] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Information Notice 97-46, Unisolable Crack in High-Pressure Injection Piping, USNRC, July 9, 1997.
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, Vienna, IAEA, 2011.
- [8] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Lessons Learned from PWR Thermal Fatigue Management Training (MRP-83), Product ID: 1003666. December 2002.
- [9] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, PWR Primary Water Chemistry Guidelines, EPRI 3002000505, Revision 7, Volumes 1 and 2, EPRI, Palo Alto, CA, April 2014.
- [10] 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.
- [11] M. Higuchi, A. Nakagawa, N. Chujo, K. Iida, F. Matsuda and M. Sato, “Effects of Weld Defect at Root on Rotating Bending Fatigue Strength of Small Diameter Socket Welded Pipe”, ASME Pressure Vessel and Piping Conference held in Montreal, Canada, July 21-25, 1996, ASME PVP Vol. 338, pp. 3-10, 1996.

- [12] M. Higuchi, A. Nakagawa, M. Hayashi, T. Yamauchi, M. Saito, K. Iida, F. Matsuda and M. Sato, "A Study of Fatigue Strength Reduction Factor for Small Diameter Socket Welded Pipe", ASME Pressure Vessel and Piping Conference held in Montreal, Canada, July 21-25, 1996, ASME PVP Vol. 338, pp. 11-19, 1996.
- [13] M. Higuchi, A. Nakagawa, M. Hayashi, T. Yamauchi, M. Saito, K. Iida and M. Sato, "High Cycle Fatigue Strength Reduction Factor of Socket Welded Pipe Joint", ASME Pressure Vessel and Piping Conference held in Orlando, July 27-31, 1997, ASME PVP Vol. 353, pp. 13-21, 1997.
- [14] M. Higuchi, A. Nakagawa, K. Iida, M. Hayashi, T. Yamauchi, M. Saito and M. Sato, "Experimental Study on Fatigue Strength of Small-Diameter Socket-Welded Pipe Joints", Transactions ASME Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 120, pp. 149-156, May 1998.
- [15] M. Higuchi, A. Nakagawa, K. Iida, M. Hayashi, T. Yamauchi, M. Saito and M. Sato, "Analytical Study on Fatigue Strength Reduction Factor of Small-Diameter Socket-Welded Pipe", Transactions ASME Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 120, pp. 157-163, May, 1998.
- [16] T. Yamashita, T. Hattori, K. Iida, T. Nomoto and M. Sato, "Effects of residual stress on fatigue strength of small diameter welded pipe joint", ASME Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 119 (1997), pp. 428-434.
- [17] Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, Assemblages "Socket Welding" du Circuit Primaire Principal des REP, Décision DGSNR - BCCN/OT/VF No. 020406, Paris, France, October 10, 2002
- [18] Economou, J., Thebault, Y. and Costes, P-E., "Small-Bore Branch Connection Fatigue," PVP2011-57983, Proc. ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, American Society of Mechanical Engineers, New York, NY, 2011.
- [19] NEA report NEA/CSNI/R(2015)7 - April 2015 « First-term Status Report for the Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme (CODAP) 2011-2014.
- [20] JAPAN POWER ENGINEERING AND INSPECTION CORPORATION, Survey Report of the Reliability Verification Testing on the weld heat-affected zone, Reliability Verification Testing on the weld of the power generation facilities, JAPEC, 1997.
- [21] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Bulletin 88-08: Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems, June 22, 1988.
- [22] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Bulletin 88-08, supplement 1: Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems, USNRC, June 24, 1988.
- [23] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Bulletin 88-08, supplement 2: Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems, USNRC, August 4, 1988.
- [24] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Bulletin 88-08, supplement 3: Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems, April 11, 1989.
- [25] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Title 10 Part 50 of the Code of Federal Regulations (10 CFR 50), Appendix B, Quality Assurance Criteria for

Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.