

AMP 161 高サイクル疲労モニタリング(2020 年版)

プログラムの概要

このプログラムでは、以下のような高周波の繰り返し熱応力を発生させる可能性のある流体流動条件によって誘発される可能性のある高サイクル疲労を管理する。

- Tees における温水と冷水の混合
- 冷水で満たされた通常滞留している原子炉冷却システム (RCS) 分岐管への高温旋回流の浸入に伴う相互作用による熱サイクル
- RCS からの高温旋回流の浸入と、漏水している箇所では通常は常閉バルブからの冷水の“内漏れ”の相互作用による熱サイクル

高サイクル疲労の特性には以下が挙げられる。

- 温度の変動がパイプの外側で測定しにくいような高い頻度
- 一般に、使用係数は決定されず、低サイクル疲労とは異なる方法で管理される。ただし、TLAA119 が適用されている国もある
- 一般に、設計または運転上の欠陥

PWR 加圧器サージライン、加圧器スプレーライン、蒸気発生器給水ノズルで観察されるような熱成層過渡現象は、通常、低サイクル疲労を誘発し、AMP101 によって管理される。

OE に基づいて、例えば米国[1-5]、スイス[6]、フランス[7-8]、及び日本[9]では、高サイクル疲労の管理に関するガイドラインが策定された。

カナダなど一部の国では、検査箇所を選定する際に熱疲労を考慮しており、これは国家の規格に取り入れられている[10-11]。

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:

高サイクル疲労モニタリングプログラムの範囲には、2 つの流れの間の温度差 (DT) に関する以下の条件が存在する配管システムが含まれる。

- DT が高い混合ゾーン
- 弁を横切る漏えいを含む、DT が高い分岐管への旋回流の浸入

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

高サイクル疲労損傷に対する効果的な予防措置と緩和措置は、この種の損傷が発生する可能性のある場所を注意深く特定することから成る。起こりうる場所が特定された場合、温度差 DT の低減、及び／または、漏えい弁の修理が適切な予防措置である。

設計段階にある新しいプラントの場合、この高サイクル疲労損傷の発生を回避するために、OE に基づいてパイプラインの形状と構成を変更することもできる。

3. 経年劣化の検出:

高サイクル熱疲労は、内面に亀裂を発生させる可能性がある。このような亀裂は、疑いのある場所の適切な供用期間中検査によって検出することができる。

このプログラムには、運転条件 (DT) または特別な考慮事項 (滞留分岐または混合 Tee での弁漏えい) によって示される、影響を受けやすい場所の特定が含まれる。場所と条件のスクリーニングは、例えば参考文献[1]に記載されている。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析:

高サイクル疲労の影響を受けやすい場所については、運転経験、リスク分析、または工学的判断に基づいて、検査する部品を決定する。少なくとも 1 回検査された部品については、観察された疲労亀裂損傷に基づいて次の検査日を決定する傾向分析により、劣化の程度を予測することができる。

すべての場合において、検査結果は評価され、損傷の程度を適切に判断し、意図した機能が失われないことを保証し、是正措置を特定するために、追加検査が必要かどうかを判断する。

5. 経年劣化の緩和:

実現可能な場合、高サイクル熱疲労に対する効果的な緩和方法とその技術には以下が含まれる。

- a) DT の管理
- b) 漏えいしている弁の修理又は交換
- c) 高温流体と低温流体の混合を抑制するための配管レイアウトの設計変更の可能性;これには、流速を低減するための配管／部品構成の変更が含まれる。

6. 許容基準:

影響を受けやすい場所が特定された場合、スクリーニングは、一例として参考文献[1,6]に示されるように、最大許容温度差 DT に基づいて実施される。また、温度差が発生する運転時間に関連して許容温度差を組み合わせる方法もある[7]。

7. 是正措置:

高サイクル熱疲労損傷の影響を受けた配管の補修、交換、及び／又は、再設計が是正措置として適用される(5 節を参照)。

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 は業界全体における一般的な経験を対象としている。プラント特有の関連運転経験は、プラント AMP がプラントに適切であることを確実にするために、プラント AMP の策定において考慮される。プラントはフィードバックプロセスを実施し、プラント及び業界全体の運転経験と研究開発 (R&D) 結果を定期的に評価し、必要に応じてプラント AMP を修正するか、また

は追加の措置 (例えば、新たなプラント特有の AMP を策定する) を講じ、経年劣化管理の継続的な有効性を確保する。

1998 年、Civaux-1 の RHR システムの混合ゾーンに亀裂が発生した[12]。

米国の PWR/BWR の混合 Tee と RCS 分岐管に関連する疲労感受性評価は、それぞれ参考文献[13-14]と参考文献[15]で対処されている。

Farley-2[16]や Tihange-1[17] NPP の ECCS の漏えいなど、原子炉冷却材システムに接続された非絶縁性分岐管の壁貫通亀裂を伴う多くの事故が発生したため、NRC Bulletin 88-08 とその supplements[18-21] が発行された。他の同様の経験には、Dampierre-2[22]、Dampierre-1[23]、敦賀-2、美浜-2[9]、玄海-2[24]でも確認されている。

参考文献[25]は、PWR/BWR/CANDU プラントにおける混合 Tee と分岐管での事象に関連する 2014 年までの OE を網羅している。

OECD 加盟国における熱疲労に関する経験、規制、対策の概要は、参考文献[26]に記載されている。

RCS 分岐管と混合 Tee に関連する最近の米国の OE は、参考文献[27]に記載されている。一つの結論は、熱疲労による欠陥の検出を目的とした UT 手順をさらに改善する必要があるということである[28]。

米国では、EPRI が参考文献[1,14]の改訂版を準備中である。

Civaux での事象により、THERFAT (Thermal Fatigue Evaluation of Piping Systems Tee-Connections)[29]、FAT3D [30]、EDF R&D Programme[31]など、いくつかの研究開発プロジェクトが開始した。

現在進行中の研究開発プロジェクトとしては、ドイツの Stuttgart 大学での熱混合 Tee の研究[32]、MOTHER プロジェクト[33]での混合 Tee の実験と数値比較などがある。

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、並びに管理統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B[34]) に準拠して実施されている。

References

- [1] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Management of Thermal Fatigue in Non-Isolable Reactor Coolant System Branch Lines MRP-146 Revision 2 (EPRI 3002007853), September 2016.
- [2] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Temperature Monitoring Data Evaluation for RCS Branch Lines Subject to Thermal Fatigue, MRP-365, Revision 1, (EPRI 3002016011), November 2019.
- [3] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Thermal Fatigue Monitoring Guidelines MRP-32, Revision 1 (EPRI 1022563), EPRI, Palo Alto, CA, 2011.
- [4] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, NDE Technology for Detection of Thermal Fatigue Damage in Piping, MRP-23 Revision 3, 3002017285, December 2019,

- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Fatigue Management Handbook MRP-235 Revision 3, : 3002018246, August 2020, 2015.
- [6] ENSI B-01, Alterungsüberwachung, Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen, August 2011.
- [7] IRSN, Le point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2013, https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/surete/Rapport-Surete-Parc-2013_IRSN_201412.pdf
- [8] Investigations of mixing zones subjected to thermal fatigue, N. Robert et al. Fontevraud 6, sept 2006
- [9] The Japan Society of Mechanical Engineers, Guideline for evaluation of high-cycle thermal fatigue of a pipe, JSME S017, (2003) (in Japanese).
- [10] Canadian standard: CSA N285.4 'Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components'.
- [11] Canadian standard: CSA N285.7 'Periodic inspection of CANDU nuclear power plant balance of plant systems and components'.
- [12] Chapuliot, S., Gourdin, C., Payen, T., Magnaud, J.P., Monavon, A., 2005. Hydrothermal mechanical analysis of thermal fatigue in a mixing tee. Nuclear Engineering and Design 235, 575-596.
- [13] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Assessment of Mixing Tee Thermal Fatigue Susceptibility in BWR Plants, BWRVIP-196 Revision 1 (EPRI 3002013099), Palo Alto, CA, November 2018.
- [14] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Assessment of Residual Heat Removal Mixing Tee Thermal Fatigue in PWR Plants MRP-192 Revision 3 (EPRI 3002013266), November 2018 .
- [15] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Thermal Fatigue Susceptibility in BWR Stagnant Branch Lines, BWRVIP-155 revision 1 (EPRI 3002013098), EPRI, Palo Alto, CA, November 2018.
- [16] INCIDENT REPORTING SYSTEM, Safety Injection Pipe Failure, IRS-851, 1987.
- [17] INCIDENT REPORTING SYSTEM, Through Wall Crack in a Non-Isolable ECCS Fitting on the Reactor Coolant Pressure Boundary, IRS-864, 1988.
- [18] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Thermal stresses in piping connected to reactor coolant systems, Bulletin 88-08, USNRC, June 22, 1988.
- [19] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Thermal stresses in piping connected to reactor coolant systems, Bulletin 88-08 Supplement 1, USNRC, June 24, 1988.
- [20] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Thermal stresses in piping connected to reactor coolant systems, Bulletin 88-08 Supplement 2, USNRC, August 4, 1988.
- [21] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Thermal stresses in piping connected to reactor coolant systems, Bulletin 88-08 Supplement 3, USNRC, April 11, 1989.
- [22] INCIDENT REPORTING SYSTEM, Non-Isolable Primary Leak of 600 l/h, IRS-1362,

1992.

- [23] INCIDENT REPORTING SYSTEM, Non-Isolable Primary Leak on the Hot Leg N°1 Safety Injection Pipe, IRS-7019, 1996.
- [24] INTERNATIONAL INCIDENT REPORTING SYSTEM (IRS), Cracks discovered in excess letdown system piping, IRS-7908, 2007.
- [25] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Operating Experience Regarding Thermal Fatigue of Piping Connected to PWR Reactor Coolant Systems MRP-85 Rev.2, 2018.
- [26] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, CSNI Integrity and Ageing Working Group, Thermal Cycling in LWR Components in OECD-NEA Member Countries, NEA/CSNI/R(2005)8, July 27, 2005.
- [27] M. McDevitt, M. Hoehn, T. Childress, R. McGill, Analysis and Impact of Recent US Thermal Fatigue Operating Experience, 4th International Conference on Fatigue of Nuclear Reactor Components, 28/9-1/10/2015, Sevilla, Spain.
- [28] J. Spanner, Improving Ultrasonic Examination Procedures for Detection of Thermal Fatigue, 4th International Conference on Fatigue of Nuclear Reactor Components, 28/9-1/10/2015, Sevilla, Spain.
- [29] K.-J. Metzner & U. Wilke, European THERFAT project – Thermal Fatigue Evaluation of Piping System ‘Tee’-Connections, Nuclear Engineering & Design, Vol. 235, Issues 2-4, 2005, pp. 473-484.
- [30] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, FAT3D – An OECD/NEA Benchmark on Thermal Fatigue in Fluid Mixing Areas, NEA/CSNI/R(2005)2, August 1, 2005.
- [31] J.M. Stephan, C. Vindeirinho, S. Taheri, F. Curtit, M. Akamatsu, C. Peniguel, Evaluation of the risk of damage in mixing zones: EDF R&D programme, 10th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, VA, April 14-18, 2002, Paper ICONE 10-22432.
- [32] P. K. Selvam, R. Kulenovic, E. Laurien, " Experimental and numerical analyses on the effect of increasing inflow temperatures on the flow mixing behavior in a T-junction". International Journal of Heat and Fluid Flow, Volume 61, Part B, October 2016, Pages 323–342.
- [33] O. Braillard, R. Howard, K. Angele, A. Shams, N. Edh, "Thermal mixing in a T-junction: Novel CFD-grade measurements of the fluctuating temperature in the solid wall". Nuclear Engineering and Design, Volume 330, Pages 377–390, 2018.
- [34] 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.