

AMP 101 低サイクル疲労モニタリング(2020 年版)

プログラムの概要

本プログラムは、原子炉プラントの運転期間中、プラントの設計基準で考慮されている、あるいは許認可基準に含まれている熱サイクルおよび圧力サイクルの過渡現象による低サイクル疲労の影響を管理する。また、例えば加圧器サージライン[1,2]で発生する熱成層流のような、繰返し熱応力を誘発する可能性のある流体条件の発生による過渡現象(管理中または調査中)も含まれる。これは、上記のような繰返し荷重を受ける部品(機械装置及び配管を含むが、これらに限定されない)に適用される[3-9]。

疲労累積使用率(CUF)は、変動応力を受ける部品の疲労損傷を評価する上で適した計算パラメータである。疲労の設計限界として、CUF は一般に 1.0 とされる。また、高エネルギー断線緩和のために考慮する必要のない場所を決定するためなど、他の目的で異なる CUF 限度を使用することもある。

疲労使用率に関する設計限界を超えないようにするため、このプログラムでは、選択された部品の臨界熱過渡現象および臨界圧力過渡現象の数を監視および追跡するものである。臨界過渡現象とは、周期的なひずみを引き起こすもので、疲労使用率に大きく影響する。予期される過渡現象(プラントの設計ベースなど)を監視する場合、このプログラムでは、監視される各過渡現象の重大度が、分類される設計過渡現象の定義によって制限されていることも検証する。国によっては、プラントにおける現在の許認可ベースでの過渡現象モニタリングは、国家の規制(例えば参考文献[10])、国家の規格(例えば参考文献[11,12])、またはプラントの技術仕様(例えば参考文献[13])の要求事項である。

疲労評価プロセスでは、CUF が設計限界値を超える前に是正措置(操作手順の変更、非破壊検査、部品の修理、交換、再解析など)が検討される CUF の閾値を特定することができる。

低サイクル疲労の評価は、TLAA 101 で扱われている。

疲労モニタリングの手順は、過渡ロギングと疲労使用率モニタリングを組み合わせたものである。このモニタリングのための 1 つのアプローチは、プラントプロセスコンピュータまたは追加計測器から収集されたデータ(温度、圧力、流量、弁の状態、電気信号など)を相関させる一連のルールによってプラントイベントを認識することである。このような過渡ロギングおよび疲労使用率モニタリングのためのいくつかのコンピュータプログラムが利用可能であり、プログラムの効率を改善するために組み合わせることもできる。この経年劣化管理プログラムでは、プラント特有の構成について、原子炉冷却材環境が重要な部品のサンプル群に及ぼす影響を評価することにより、部品の疲労寿命に及ぼす原子炉冷却材環境の影響(環境調整累積使用係数(CUF_{en})を決定する)を扱うことができる[13-16]。疲労に対する環境影響を考慮するために各国(米国、フランス、フィンランド、日本、ドイツ)で使用されているアプローチの概要は、参考文献[17]に記載されている。環境疲労の評価は、TLAA 106 で取り上げられている。

本プログラムの定期的なレビューにより、疲労評価で考慮すべき過渡現象または場所の追加または削除を行うことも可能となり得る。その正当性は文書化され適用される規制当局の審査に利用可能となる。

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:

この適用範囲には、繰返し熱応力、及び／又は、繰返し圧力を誘発する可能性のある流体条件の発生を受ける部品が含まれる。

このプログラムは、疲労累積使用率が許容限度内に留まることを確証するために、選択された場所のこれら過渡現象を監視・追跡し、その結果、繰返し応力によって引き起こされる金属部品の疲労損傷を最小限に抑える。

また、このプログラムは、原子炉冷却材システムのサンプルの場所について、原子炉冷却材環境の影響を考慮した疲労使用係数を評価することもできる。これらのサンプル位置はプラント特有である。

予期されるサイクル過渡現象のモニタリングには、以下の活動が含まれる[18]。

- プラント疲労許認可基盤の特性化 (重大度、発生回数を考慮した過渡現象の記述)。
- 実際の運転時の過渡現象の重大性と発生回数を特徴付けるための、選択した場所でのデータ収集 (温度、圧力、流量など)。データ収集に使用されるセンサーとトランスミッターの十分な性能を確保するために、AMP 217 が考慮されることもある。
- 過渡事象の総発生回数が設計値以下であること、または一部の過渡事象で設計値を超えた場合でも CUF が 1 未満であることを保証すること。
- 実際の過渡荷重が、許認可に基づく過渡荷重によって制限されていることを保証すること。
- 実際の運転過渡事象が許認可基準の想定を超えた場合の調整と是正措置。

新たな予期せぬ周期的過渡事象の監視には、監視すべきパラメータ、実行可能なセンサーの種類、センサーの設置場所、監視頻度、金属疲労の可能性、データ収集と疲労評価に使用するハードウェアとソフトウェアを選定するためのケースバイケースの研究が必要である[19]。

プラントの運転中、選択された過渡現象または管理下の場所に関連性がないことが明らかとなった場合、または低サイクル疲労の可能性がある新しい場所を調査するため、運転経験からの推奨に対応するため、または追加の規制要件に準拠するために、プログラムの範囲を縮小することもできる。

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、予期される過渡現象や予期されない新たな過渡現象、および該当する場合は環境による影響を含め、実際の運転過渡現象から生じる疲労使用率が設計限界を超えないことを保証することにより、現在の疲労解析が無効になることを防止する。予期される過渡現象をモニタリングする場合、実際のプラントでの過渡現象発生回数が既存の疲労解析で使用する回数を超えるか、実際の過渡現象の重大度が設計過渡現象の設定境界を超えることが原因となる可能性がある。しかし、いずれの場合も、過渡事象の数または重要度が増加したことを考慮して解析を修正し、累積使用率の値が設計限界値を下回るようにすれば、プログラムの有効性は維持される。

3. 経年劣化の検出:

一般的に、疲労モニタリングは予防プログラムであり、経年劣化の影響を直接検出するものではない。このプログラムでは、許容サイクル限界に近づいた場合、または過渡現象の定義が変

更された場合、予期しない熱または圧力の事象が新たに発見された場合、あるいは部品の形状が変更された場合に、必要に応じて疲労使用率の計算を更新することができる。国によっては、CUF が設計基準値を下回る閾値を超えた場合、是正措置が要求される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向

低サイクル疲労を受ける代表的な部位の CUF が監視される。傾向分析は、すべてのプラント運転期間中、疲労使用率が設計限界値を下回ることを確認するために利用され、その結果、材料の繰返しひずみによって引き起こされる金属部品の疲労損傷を最小限に抑える。将来発生する過渡事象の予測は、CUF 値に関する制限値と組み合わせることで、CUF が設計限界を超える前に是正措置が取られることを保証することが可能となる。

5. 経年劣化の緩和:

疲労モニタリングは予防的経年劣化管理プログラムであり、具体的な緩和措置は提供されていない。場合によっては、例えば給水弁をより制御性の高いものに交換することにより、蒸気発生器の給水における熱衝撃を緩和する等、過渡事象の発生や深刻度を低減するために運転手順の改善あるいは機器の交換により、疲労を緩和することができる。

熱成層の緩和は、ハードウェアの改良 (例えば、蒸気発生器への給水を改善するための給水弁の交換)、または運転手順の改良 (例えば、熱成層が発生する可能性のある始動時および停止時) によって行うことができる。

6. 許容基準:

許容基準は、全てのプラント運転期間を通じて、疲労累積使用係数を設計限界値以下に維持することであり、該当する場合は、プログラムの説明と対象範囲に記載されている原子炉冷却材環境疲労影響を考慮する。CUF を設計限界以下に維持するためには、サイクル数を設計限界値以下に維持すること、運転時の過渡負荷を設計過渡負荷に制限すること、および設計限界値を超える前から是正措置を開始するために制限値を使用することによって達成される。CUF が 1.0 を超える可能性がある状況においては、ASME Code[21], Appendix L のような欠陥許容度評価を用いて、継続的な許容性を評価することができる。

7. 是正措置:

このプログラムは、プラントの運転期間中、使用率が設計コードの制限値を超えないようにするための是正措置を規定する。許容される是正措置には、部品の修理又は交換、設計変更、運転手順の改訂、亀裂成長解析に裏付けされた非破壊検査の実施、及びプラントの運転期間中に設計コード限界値を超えないことを実証するためのより厳密な解析が含まれる。しかし、例えば参考文献[20]のようないくつかのガイドラインでは、CUF が 0.8 を超える箇所、すなわち設計コードの限界に達する前に、疲労による亀裂がないことを確認するための非破壊試験を要求している。範囲の拡大には、環境影響を考慮する際に、例えば予想される累積使用率が最も高いなど、追加的な過渡事象や場所の考慮も含まれる。

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:

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保するため、必要に応じて、プラントの 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) をとる。

疲労モニタリングは予防プログラムであり、経年劣化の影響を直接検出するものではない。このプログラムは、疲労に関連する業界の経験をレビューする。低サイクル疲労に関連する適用可能な運転経験は、過渡現象およびモニタリングの場所を選択する際に考慮されなければならない。熱成層などの予期せぬ負荷が特定され、プログラムの更新に利用されてきた[19, 22]。当初プラントの設計基準になかった過渡事象のモニタリングに関する各国の運転経験は、参考文献[23-28]に記載されている。

本 AMP が作成された時点では、関連する研究開発は確認されていない。

9. 品質管理:

管理統制、品質保証手順、レビューおよび承認プロセスは、各国の規制要件 (例えば 10 CFR 50, Appendix B[29]) に準拠して実施されている。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Revision 2, USNRC, December 2010
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned For Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, NUREG-2191, USNRC, July 2017
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Pressure Vessels, IAEA-TECDOC-1556, IAEA, Vienna, June 2007
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: BWR pressure vessel, IAEA-TECDOC-1470, IAEA, Vienna, October 2005
- [5] 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, July 2003
- [6] 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
- [7] 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
- [8] Atomic Energy Society of Japan, Code on Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programs 2015, AESJ-SC- P005: 2015, AESJ, March 2016

- [9] Japan Nuclear Energy Safety Organization, Review Manual for Aging Management Technical Evaluation, JNES-RE-2013-9012, JNES, September 2013. pp.11-15
- [10] French regulation: Ministerial Order of 10 November 1999 relative to the monitoring of operation of the main primary system and the main secondary systems of pressurized water nuclear reactors
- [11] KERntechnischer Ausschuss, Safety Standards of the German Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactors, Part 4: In-service Inspections and Operational Monitoring, KTA 3201.4, 2010
- [12] KERntechnischer Ausschuss, Safety Standards of the German Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Pressure and Activity Retaining Components of Systems Outside the Primary Circuit, Part 4: In-service Inspections and Operational Monitoring, KTA 3211.4, 2013
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1431, Volume 1, Rev. 4.0, Standard Technical Specifications – Westinghouse Plants, USNRC, Washington, D.C., April 2012. (see Section 5.5.5, “Component Cyclic or Transient Limit”)
- [14] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Application of NUREG/CR-5999 Interim Fatigue Curves to Selected Nuclear Power Plant Components, NUREG/CR-6260, USNRC, March 1995
- [15] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Effects of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, NUREG/CR-6909, Rev 1, USNRC, May 2018
- [16] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Guidelines for evaluating the effects of light water reactor environments in fatigue analyses of metal components, RG-1.207, Rev 1, USNRC, June 2018
- [17] F.H.E. de Haan – de Wilde, M.H.C. Hannink, F.J. Blom, Overview of international implementation of environmental fatigue, PVP2013-97695, ASME 2013 Pressure Vessels & Piping Division Conference, Paris, France, July 14-18 2013 (update is prepared for ASME-PVP 2017)
- [18] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Thermal Fatigue Licensing Basis Monitoring Guideline MRP-149, Revision 1 (EPRI 3002000684), EPRI, Palo Alto, CA, 2013
- [19] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Thermal Fatigue Monitoring Guidelines MRP-32, Revision 2 (EPRI 3002016012), EPRI, Palo Alto, CA, 2019
- [20] EUROPEAN COMMISSION COMMUNITY RESEARCH, Guidelines for Integrity and Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER Nuclear Power Plants (VERLIFE), 2013
- [21] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, as approved in 10 CFR 50.55a, ASME, New York, NY
- [22] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Pressurizer Surge Line Thermal Stratification, Bulletin 88-11, USNRC, December 20, 1988

- [23] M. De Smet, M. Guyette, Justifying fatigue induced by severe thermal stratification transients in feed water systems, ASME Pressure Vessels and Piping Conference, Orlando, July 1997. PVP-Vol.350, Fatigue and Fracture: 1997, Volume 1, pp. 441-445
- [24] A. Diaby, M. De Smet, Stress and Fatigue Analysis considering Thermal Stratification with the THERMAXS Code, PVP2009-77912, ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Division Conference, Prague, Czech Republic, 2009.
- [25] Chargements de fatigue dans l'industrie nucléaire, Claire NAUDIN, EDF/SEPTEN - SF2M – Commission Fatigue, Séminaire du 16 juin 2011
- [26] H. Rothenhöfer, A. Manke, Monitoring with good cause – Basic principles and current status, PVP2013-97029, ASME 2013 Pressure Vessels & Piping Division Conference, Paris, France, 2013
- [27] B. Jouan, S. Bergholz, J. Rudolph, G. König, A. Manke, Automatic fatigue monitoring based on real loads – Calculation example of a flange, PVP2013-97660, ASME 2013 Pressure Vessels & Piping Division Conference, Paris, France, 2013
- [28] M.H.C. Hannink, C.G.M. de Bont, F.J. Blom, P.W.B. Quist, A.E. de Jong, W. Besuijen, Fatigue Management during LTO of NPP Borssele, PVP2016-63247, ASME 2016 Pressure Vessels & Piping Division Conference, Vancouver, Canada, 2016
- [29] 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, UNRC, Latest Edition