

AMP 112 鋳造オーステナイト系ステンレス鋼の熱時効脆化 (2023 年版)

プログラムの概要

熱時効脆化は、250°Cを超える温度に曝される鋳造オーステナイト系ステンレス鋼 (CASS) 原子炉冷却材圧力バウンダリ部品の破壊靱性を低下させる。しかし、すべての CASS 材が熱時効脆化によって破壊靱性が「著しく」低下しやすいというわけではない。破壊靱性の著しい低下とは、部品の構造健全性を脅かす可能性のある低下、あるいはプラントの要求事項やガイダンス文書で定められた一般的な境界値を超えるものである。熱時効脆化を経験した後でも、意図された機能を確実に果たすために十分な破壊靱性を保持する CASS 部品は、破壊靱性の「著しい」低下の影響を受けないとして、適用範囲外とみなすことができる。CASS 部品が破壊靱性の著しい低下の影響を受けないと判断された場合、本 AMP に含まれる追加検査や評価は不要である。

この経年劣化管理プログラム (AMP) は、(a) 破壊靱性の著しい低下の影響を受けにくい部品を決定するプロセス、及び(b) 破壊靱性の著しい低下の影響を受けやすい部品の検査と欠陥許容範囲評価に関する指針を提供する。スコープ法は、CASS 配管、配管部品、ポンプケーシング、弁本体が熱時効脆化により破壊靱性が著しく低下する可能性を判定するために用いられる。CASS 材が熱時効脆化による破壊靱性の著しい低下の影響を受けやすいかどうかを判定するために使用されるスコープ基準は、鋳造方法、モリブデン (Mo) 含有量、クロム当量 (Cr_{eq})、フェライトパーセントに基づいている[1,2]。破壊靱性が著しく低下する可能性があるとは判断された CASS 部品は、本 AMP に記述されているように、追加的な経年劣化管理活動が実施される。

原子炉冷却材システム部品は、プラントの関連する管理統制要件またはガイダンス文書 (例えば、参考文献[2,3]) に準拠して検査される。CASS 配管部品の熱時効脆化による破壊靱性低下の影響は、高感受性部品の臨界欠陥寸法を減少させる可能性があるため、臨界欠陥寸法に近づく可能性のある欠陥がないことを確認するために、検査を強化する必要があるかもしれない。破壊靱性が著しく低下する可能性があるとは判断された部品の経年劣化管理は、(a) 強化目視検査 (EVT-1) のような適格な目視検査、(b) 適格な超音波探傷検査 (UT) 手法、(c) プラントの関連する管理統制要件またガイダンス文書に準拠した部品特有の欠陥許容範囲評価、のいずれかによって達成される。熱時効脆化により破壊靱性が著しく低下する恐れのない部品については、材料が適切な破壊靱性を有することを証明するための追加検査や評価は必要ない。

参考文献[1]で文書化された評価結果に基づき、米国では、熱時効脆化による破壊靱性の著しい低下を考慮することは弁本体に要求されない。現行の ASME Code Section XI の検査要件は、弁本体に対して適切である[3]。PWR、BWR の CASS 炉内構造物の経年劣化はそれぞれ AMP113、AMP109 で議論されている。

評価と技術的根拠

1. 経年劣化管理プログラムの範囲

本プログラムは、CASS 製クラス 1 配管及び配管部品の破壊靱性の低下を管理する。このプログラムには、熱時効脆化により破壊靱性が著しく低下する可能性があり、検査の強化が必要な CASS 部品を決定するためのスクリーニング基準が含まれる。このスクリーニング基準は、使用

条件が 250°Cを超える CASS 製の一次系圧力バウンダリ部品すべてに適用される。

CASS 材の熱時効脆化による破壊靱性の著しい低下の可能性は、プラントに関連する要求統制事項またはガイダンス文書に準拠した方法で判断される。

米国では、CASS 材の熱時効脆化の潜在的な重要性は、鑄造方法、Mo 含有量、フェライト含有量に基づく基準を用いて決定される。スコープ基準は、2000 年 5 月 19 日付けの NRC letter[1]に記載されている。低 Mo 含有鋼 (SA-351 Grades CF3、CF3A、CF8、CF8A、または、0.5 wt.% 以下の Mo を含有する他の鋼) では、20%以上のフェライトを含有する静的鑄造鋼のみが、熱脆性による破壊靱性の著しい低下の影響を受けやすい。フェライト相が 20% 以下の静的低 Mo 鋼及びすべての遠心鑄造低 Mo 鋼は、破壊靱性の著しい低下の影響を受けない(スクリーンアウト)。高 Mo 含有鋼 (SA-351 Grades CF3M、CF3MA、CF8M、または、2.0~3.0 wt.%の Mo を含む他の鋼) では、14 %を超えるフェライトを含む静的鑄造鋼と 20 %を超えるフェライトを含む遠心鑄造鋼は、破壊靱性が著しく低下する可能性がある。フェライト相が 14%以下の静的鑄造高 Mo 鋼及びフェライト相が 20%以下の遠心鑄造高 Mo 鋼は、破壊靱性が著しく低下することはないと予想される。スコープ基準は以下の表 1 に要約されている。これらの基準は Nb を含む鋼には適用されず、そのような鋼は個別に評価する必要がある。

米国では、フェライト含有量は、ハルの等価係数 (NUREG/CR-4513, Revision 2 [4]に記載されている)、又は CASS 材料のデルタフェライト量を計算するための NRC が承認した方法を用いて計算される。2.5 ミリメートル (0.1 インチ) の亀裂進展における 255 kJ/m² (1,450 インチポンド／平方インチ) の常温破壊靱性値は、破壊靱性が著しく低下する可能性のある CASS 材料と、熱脆化により破壊靱性が著しく低下する可能性のない CASS 材料を区別するために使用される。広範な研究データによると、熱時効脆化によって破壊靱性が著しく損なわれる可能性のない CASS 材では、破壊靱性の飽和下限值が 255 kJ/m² 以上であることが示されている[4]。

米国では、弁本体については、破壊靱性の著しい低下に対する感受性を考慮する必要はない。公称配管サイズ (NPS) が 100 ミリメートル (4 インチ) を超える弁本体部については、プラントの関連する管理統制要件又はガイダンス文書による既存の検査要件で十分である。NPS が 100 ミリメートル (4 インチ) 未満の弁本体について、関連する管理統制要件又はガイダンス文書が表面検査のみを要求している場合、これらの要件又はガイダンスに準拠した供用期間中検査 (ISI) が適切であることは、境界健全性分析により証明されている[1]。

表 1. CASS が熱時効脆化によって破壊靱性が著しく損なわれる可能性があるかどうかを判断するために使用される基準

Mo 含有量	鑄造法	フェライト量 (wt.%)	破壊靱性低下	
			顕著な可能性	顕著でない
低含有 ≤ 0.5 wt.%	静的	> 20	X	--
		≤ 20	--	X
	遠心法	Any	--	X
高含有	静的	> 14	X	--
		≤ 14	--	X

> 2.0-3.0wt. %	遠心法	> 20	X	--
		≤ 20	--	X

2. 経年劣化を最小化し、管理するための予防措置:

このプログラムは状態監視プログラムであり、予防措置は含まれていない。

3. 経年劣化の影響の検出:

本プログラムは、(a) 熱時効脆化により破壊靱性が著しく損なわれる可能性のある CASS 材を特定し、(b) 検査または欠陥許容評価を実施することで、クラス 1 の CASS 部品の意図された機能に対する破壊靱性低下の影響を監視する。

このプログラムでは、熱時効による破壊靱性の低下を直接監視することはない。その代わり、部品の健全性に及ぼす破壊靱性低下の影響を、目視または体積検査技術を用いて部品の亀裂を監視することで間接的に管理する。顕著な破壊靱性低下が発生しないと判断され、このプログラムの適用範囲外とされた部品については、熱時効脆化の影響を評価するために、プラントの関連する管理統制要件やガイダンス文書に準拠して実施される以上の追加的な検査や評価は必要ない。

フランスでは、本 AMP の 8 節で記述されているように、靱性に関する公式を開発することで、熱時効によって誘発される破壊靱性の低下を見積もることができる。

破壊靱性が著しく失われる可能性のある配管部品については、AMP は、印加応力、運転時間、供用環境の観点から限界と判断される部分を検査範囲の対象として、強化目視検査 (EVT-1)、適格な超音波検査 (UT)、X 線透視検査 (RT)、浸透探傷検査 (PT) 技術などの母材検査を規定している。検査方法は、そのプラントの関連する管理統制要件またはガイダンス文書の基準を満たす。CASS 配管の場合、UT は、米国 10CFR 50.55a で規定されている Code Case N-824 [5] の手法のような、関連する管理統制要件の基準を満たす適格な手法に準拠して実施することができる。EVT-1 の説明は沸騰水型原子炉容器及び炉内構造物プロジェクト (BWRVIP) -03 及び PWR 用材料信頼性プログラム (MRP) -228[6,7] に記載されている。

4. 経年劣化の傾向監視と分析:

亀裂の適時的かつ確実な検出は、プラントの関連する管理統制要件又はガイダンス文書、信頼できる検査方法、及び有資格の検査要員に準拠した検査スケジュールを実施することによって行われる。欠陥が検出された場合、欠陥の分析から、亀裂の進展速度とメカニズムに応じ、許容期間が決定される。

フランスでは、稼働中の部品、交換された部品、代表的な鑄造インゴットの材料サンプルに対して、現在も大規模な試験プログラムが実施されている (本 AMP の 8 節を参照)。これらの材料はすべて、実験室炉で 300°C、325°C、350°C の温度で 20 万時間まで熱時効させたものである。これらの結果は、8 節で論じられる評価式の開発に使用される情報を提供する。熱電力 (TEP) や中性子小角散乱 (SANS) [8-10] 測定などのモニタリング技術が開発され、高感受性の部材に適用されている。さらに、主要部品から取り出された試験片の直接靱性測定も行われている [11,12]。微小硬さ試験も、熱時効脆化の影響を評価するために使用されている。

5. 経年劣化の影響の緩和:

このプログラムは状態監視プログラムであり、熱時効脆化を緩和するものではない。

6. 許容基準:

CASS 部品に検出された欠陥は、プラントの関連する管理統制要件又はガイダンス文書 (例: 参考文献[3,13]) の適用手順に準拠して評価される。CASS 配管又は部品のフェライトレベルが、関連する管理統制要件又はガイダンス文書で扱われているレベルを超えている場合の欠陥許容評価は、プラント特有の破壊靱性データを用いて、個別に実施される。デルタフェライト含有率が 25%までの熱時効 CASS 材料の破壊靱性予測方法は、NUREG/CR-4513 Revision 2 [4]に記載されている。

7. 是正措置:

補修及び交換は、プラントの関連する管理統制要件又はガイダンス文書に準拠して実施される。金属に深く埋め込まれた欠陥の補修は非常に困難であり、実施される可能性は低い。熱時効脆化により許容できない劣化が予測される部品は、前もって交換される場合もある (例えば、影響を受けやすい一次エルボは、蒸気発生器と同時に交換される場合がある)。

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の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。

現在のところ、PWR 及び BWR の CASS 部品の亀裂に関連する運転経験はない。

フランスでは、すべての CASS 部品の熱時効による破壊靱性の低下を予測する公式が開発された[11,12]。この開発は、1980 年代以降に EDF/R&D で構築された大規模な実験データベースにより可能となった。このデータベースは、代表的な材料の大規模なセットと、285°C から 350°C の間で 20 万時間までの様々な時効条件を網羅している。予測スキームは、3 つのステップで行われる[11]:

- 鋼の化学成分 (Cr%, Mo%, Si%, C%, N%, Ni%)、フェライト含有量、時効処理前のシャルピー衝撃試験値、時効処理条件 (温度と時効処理時間) を用いた 20°C と 320°C におけるシャルピー衝撃試験値の推定
- C とシャルピー衝撃試験値との相関に基づきべき乗則 J で定義される 20°C 及び 320°C での J-R 曲線の推定
- 20°C から 320°C の間の任意の温度における内挿式を用いた J-R 曲線の推定

これらの公式を検証するため、蒸気発生器の交換に伴いエルボを取り外した。これらの時効された部品は、ホットセル [8-9] で研究され、実際の特性値と予測値の比較が行われた。

EDF は、部品の経年劣化を非破壊で評価するその場装置を開発した。この新しいポータブル装置は、大型部品 (配管やエルボなど) の熱起電力測定を現場の環境下で行うために開発された。測定原理は、異なる温度に設定された基準金属の 2 本の試験棒を検査対象部品の表面に当て、材料に発生する熱勾配に基づく。2 本の棒の間の電位と温度の差が測定され、材料の加熱領域の熱起電力が計算される。

補足すると、実験室での研究により、鑄造二相鋼の熱起電力、フェライト含有量、機械的特性、時効時間と温度に依存するアレニウス型時効パラメータの間に直線関係が確立されている [12,14,15]。

9. 品質管理:

SSG-48[16]に沿って、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[17]。さらなるガイダンスは、SSG61[18]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 [19]、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が記載されている[20]。

これに加えて、以下の具体的な情報が本 AMP に関連する:

AMP の妥当性

定義:プラントの運転経験により、AMP を修正する必要がある場合 (すなわち、AMP が適切である、又はその目的を適切に満たしていると思われる場合)、この指標は 1 であり、そうでない場合は 0 である。

説明:劣化の発生、進行、許容できなくなったこと、あるいはその他の技術的な理由 (適切な ISI ではない、メンテナンス戦略/ツールの変更、モニタリング装置や頻度の変更など) のために、AMP の修正、及び/又は、改訂が必要であった。その理由が、公式/定期的なレビューのみ、あるいは管理上の変更を反映するためである場合、この指標は 0 のままであるべきである。

AMP 活動の実績

定義:AMP で予定されていたいくつかの活動が完了しなかった場合、この指標は 1 となり、そうでない場合は 0 となる。

説明:この指標は、ISI、保全、モニタリング、または、是正措置が予定通り実施されなかったかどうかを検出する。

データ管理

定義:AMP で示された測定、監視などのパラメータが分析され、その分析が (おそらく不適合報告書と比較して)有用または説得力のある情報を与えなかった場合、AMP または AMR を分析しなければならない。真であれば、この指標は 0 であり、そうでなければ 1 である。

説明:モニタリングの目的の一つは、適用された AMP が適切かどうかを見つけることである。モニタリングの結果、適切な情報が得られず、AMP が適切かどうかを確認するために更なる対策を講じる必要がある場合、モニタリング活動を修正する必要がある、この指標によってこれを検出することができる。

亀裂発生の欠如

定義: 亀裂発生欠如

説明: 時効による破壊靱性の低下はモニタリングできないため、この指標は時効による影響がないことを示す。この指標は、潜在的な小さな製造収縮による亀裂の発生がないことを示す。

定量的指標の例は知られていない。

(a) 所定のプラント AMP に適用できる典型的な確認 (検証) プロセスの記述

確認プロセスは、IAEA GS-G-3.1 Application of the Management System for Facilities and Activities [19]の予防措置に関する Para 6.76~6.77、是正措置に関する Para 6.66~6.75 に準拠し、国家の規制及びプラント特有の予防措置プログラム、及び是正措置プログラムに準拠して対処される。

(b) 準拠すべき記録管理データ収集及び承認慣行の記述

効果的なプラントの経年劣化管理活動を支援するために、データ収集と記録管理システムが必要である。SRS No.106[20]は、第 2 節で AMP を含む経年劣化管理のためのデータ収集と記録管理に関するグッドプラクティスを規定している。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Letter from Christopher I. Grimes, USNRC License Renewal and Standardization Branch, to Douglas J. Walters, Nuclear Energy Institute, License Renewal Issue No. 98-0030, Thermal Ageing Embrittlement of Cast Stainless Steel Components, May 19, 2000, (ADAMS Accession No. ML003717179), USNRC, Washington, DC (2000).
- [2] JAPAN NUCLEAR ENERGY SAFETY ORGANIZATION, Review Manual for Aging-Related Technical Evaluation Thermal Aging of two phase stainless steel, JNES-SS-0812-01, JNES.
- [3] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME Section XI, as approved in 10 CFR 50.55a, ASME, New York, NY.
- [4] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG/CR-4513, Rev. 2, Estimation of Fracture Toughness of Cast Stainless Steels during Thermal Aging in LWR Systems, USNRC, Washington, DC (2016). with errata (March 2021)
- [5] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Code Case N-824, Ultrasonic Examination of Cast Austenitic Piping Welds From the Outside Surface, Section XI, Division 1, ASME, New York, NY.
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Vessel and Internals Project, Reactor Pressure Vessel and Internals Examination Guidelines, BWRVIP-03 Rev. 20, (EPRI Technical Report 3002010675), EPRI, Palo Alto, CA (2021).
- [7] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Inspection Standard for Pressurized Water Reactor Internals – 2020 update (MRP-228, Rev. 4), EPRI Technical Report 3002018245, EPRI, Palo Alto, CA (2020).
- [8] MASSOUD, J.P. et al., Thermal aging of PWR duplex stainless steel components development of a thermoelectrical technique as a nondestructive evaluation method of

aging, 7th International Conference on Nuclear Engineering - ICONE 7, Japan Society of Mechanical Engineers, Tokyo (1999).

- [9] COSTE, J.F., KAWAGUCHI, Y., Non-Destructive Monitoring of the Thermal Aging of Cast Duplex Stainless Steels Using Thermopower Measurements, 8th International Conference on Nuclear Engineering - ICONE 8, American Society of Mechanical Engineers, NY, NY (2000).
- [10] MASSOUD, J.P. et al., "Evaluation of the thermal ageing of duplex stainless steels. Proceedings of the 6th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, TMS publication, San Diego (1993).
- [11] LE DELLIOU, P., SAILLET, S., Recent improvements in toughness prediction of cast duplex stainless steel components, PVP2018-84707, Pressure Vessels and Piping Conference PVP2018 July 15-20, 2018, Prague, Czech Republic, American Society of Mechanical Engineers, NY (2018).
- [12] POKOR, C, et al., Thermal aging of cast duplex stainless steels of PWR: material assessment on removed cast elbows, Fontevraud 6, Report Number INIS-FR-08-0343, SFEN, Paris (2006).
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Regulatory Guide (RG) 1.147, Inservice Inspection Code Case Acceptability, ASME Section XI, Division 1, USNRC, Washington, DC (2014).
- [14] FAIDY, C., Ageing Management of Cast Stainless Steel Components in French PWRs, PVP2012-78843, Pressure Vessels and Piping Conference PVP2012 July 15-19, 2012, Toronto, Ontario, Canada, American Society of Mechanical Engineers, NY (2012).
- [15] SAILLET, S., LE DELLIOU, Prediction of J-R Curves and Thermoelectric Power Evolution of Cast Austenitic Stainless Steel after Very Long-term Ageing (200,000 h) at Temperatures below 350°C, Journal of Nuclear Materials 540 (2020).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).
- [17] 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.
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [20] 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)