

AMP 163 異種金属溶接(2021 年版)

プログラムの概要

この経年劣化管理プログラム (AMP) は、異種金属溶接 (DMW) に関するもので、バイメタル溶接やトライメタル溶接と呼ばれることもある。DMW は、1) 炭素鋼または低合金鋼と高合金オーステナイト系ステンレス鋼、2) 炭素鋼または低合金鋼と Ni 基合金、3) 高合金オーステナイト系ステンレス鋼と Ni 基合金の溶接、この 3 種類の溶接を示す。DMW は、材料の化学的性質の違いや、接合する材料の熱力学・熱物理的非互換性を考慮し、それに対応するために採用される。例えば、Ni 基合金は、炭素鋼または低合金鋼と高合金オーステナイト系ステンレス鋼の間の DMW に使用されるなど、化学的性質が異なる材料が DMW に使用されることが多いため、DMW に課される制約と経年劣化管理の懸念は、類似した金属間の溶接の場合とは大きく異なることがある[1]。

DMW の種類は、原子炉の設計、使用材料、溶接方法によって決まる。しかし、BWR、PWR、WWER NPP の DMW の設計と溶接技術は、いずれもフェライト鋼 (炭素鋼または低合金鋼) またはステンレス鋼 (高合金鋼) が母材として使用されるため、類似している。いずれの場合でも、金属溶加材の役割は、2 つの材料の間に熱力学的・化学的緩衝層を提供することである。例えば、低合金フェライト鋼と高合金オーステナイト系ステンレス鋼の直接溶接では、一方の相から他方の相へ元素が拡散し、その結果、いずれかの鋼の特性が劣化する可能性がある。さらに、フェライト系材料とオーステナイト系材料の直接接触は、熱膨張の違いにより、望ましくない溶接残留応力をもたらす可能性があり、それに応じて使用荷重による応力が増大する。様々な種類の合金が、溶加材及びバタリング層材料 (高合金鋼または高 Ni 合金) として使用されている。バタリング層はより特殊な化学組成を使用し、より制限的な溶接パラメータを使用することが多いが、これは、溶接継手のギャップが DMW の主要部分に選択された溶加材で満たされる際に、溶接継手が高入熱溶接の影響を受けにくくなるように準備するためである。DMW は、配管部品間の突き合わせ溶接としても使用されるが、圧力バウンダリ部品への貫通部の取り付け、例えば原子炉容器ヘッドへの貫通部の接合にも使用されることに注意すべきである。溶接ギャップを隔てた材料の違いや、溶接ギャップを隔てた充填金属に起こりうる化学組成の違いにより、DMW は、類似した金属溶接部では起こらない劣化モードの影響を受けやすい。特に、Ni 基合金溶加材金属を含む欧米型 PWR と BWR の DMW は、粒界型応力腐食割れ (IGSCC) として知られる応力腐食割れ (SCC) の一種 (PWR では一次水応力腐食割れ (PWSCC) と呼ばれることが多い) を起こしやすいことが分かっている。プラントでは、J 溝溶接と突合せ溶接の両方が影響を受けることが判明している。亀裂は、溶接継手間の機械的拘束力の違いだけでなく、溶接部の微細構造によっても影響を受ける可能性がある。

DMW の発電所への適用は、ASME Boiler and Pressure Vessel Code[2]に記載されている。欧米型 PWR と BWR の DMW は、一般的に低合金鋼とオーステナイト系ステンレス鋼の間に Ni 基合金 (308/309、52/152 (インコネル 690)、82/182 (インコネル 600)) を使用し、WWER は低合金鋼とステンレス鋼の DMW に中合金鋼溶加材メタルを使用することに注意すべきである。

この AMP には、BWR、PWR、WWER の一次系配管システムの DMW と、それらの容器ノズルとスリーブへの接続部、及びヘッド貫通部の経年劣化の影響を検査、検出、防止、監視、緩和、評価するための活動が含まれる[3]。BWR については、DMW の経年劣化管理は AMP107 と AMP108 で、PWR については AMP111 でもカバーされている。

評価と技術的根拠

1. 劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

プログラムの範囲には以下の DMW が含まれる:

- 原子炉圧力容器 (RPV) ノズルから安全端 (SE) 溶接部: 入口、出口 (PWR、WWER440)、安全注入 (PWR)
- RPV 再循環出口及び入口ノズルと SE 溶接部 (BWR)
- RPV ジェットポンプ計装ノズル溶接部 (BWR)
- RPV 炉心スプレーノズルと SE 溶接部、及び SE と安全端延長溶接部 (BWR)
- RPV 制御棒駆動装置 (CRD) 戻りラインノズルと SE 溶接部 (BWR)
- RPV 計装貫通溶接部 (BWR、PWR)
- RPV 待機液制御 (SLC) ノズル／コア ΔP ノズル溶接部 (BWR)
- RPV 給水ノズルと SE 溶接部 (BWR、PWR)
- RPV 底部計装 (BMI) ノズル溶接部 (PWR)
- RPV 制御棒駆動機構 (CRDM) 貫通溶接部 (BWR、PWR)、及び炉心内モニタリング (ICM) 貫通溶接部
- SG 入口・出口一次側ノズルと圧力バウンダリの溶接 (PWR)
- SG チャンネルヘッド排水設備溶接部 (PWR)
- SG 入口と出口の一次側コレクタと容器ノズルの溶接 (WWER440)
- 原子炉冷却材ポンプ吸込・吐出ノズル溶接部 (PWR)
- 加圧器スプレー、及びサージノズル溶接部 (PWR)
- 加圧器安全弁、及び逃し弁ノズル溶接部 (PWR)
- 主冷却系配管 (MCP) ホットレグノズルのサージ配管への SE 溶接部 (PWR、WWER1000)
- MCP ホットレグノズルと停止時冷却及び排水配管への SE 溶接部 (PWR)
- 主冷却系配管 (MCP) コールドレグノズルのスプレー配管への SE 溶接部 (PWR、WWER1000)
- MCP コールドレグノズルのチャージ、安全注入、レットダウン／排水配管ラインへの SE 溶接 (PWR)
- 緊急炉心冷却系配管、及び加圧器サージ配管溶接部 (WWER1000)

この AMP では、以下の経年劣化メカニズムが考慮されている。

- 応力腐食割れ (BWR、PWR)
- 疲労／低サイクル疲労、及び環境疲労 (PWR)
- 熱時効 (PWR)

- 熱疲労 (PWR)
- ホウ酸腐食 (PWR)

応力腐食割れ

応力腐食割れ (SCC) は、腐食環境、引張応力、特定の高感受性材料の相乗的相互作用によって引き起こされる複雑な現象である。SCC は通常、枝分かれしたき裂を示す。

SCC のき裂形態は、3 つの形態で現れる [4]:

- 粒界型応力腐食割れ (IGSCC): この亀裂は主に、鍛造材や溶接熱影響部の粒界に沿って伝播する。鋭敏化結晶粒組織を持つオーステナイト系ステンレス鋼は、IGSCC の影響を受けやすい。クロム欠乏粒界は耐食性に劣る。
- 粒内型応力腐食割れ (TGSCC): この亀裂は主に、優先的な亀裂経路を介さずに粒内を伝播する。オーステナイト系ステンレス鋼の塩化物誘起 SCC は、このような形態をとる。
- 樹枝間応力腐食割れ (IDSCC): この形態の SCC は、デンドライト凝固構造からなる溶接堆積物に見られる。亀裂の経路は、望ましくない組織成分や炭化物が凝集しやすいデンドライト間領域に沿う傾向がある。デンドライト間領域は Cr 欠乏になることもある。異種金属間の欠陥では、亀裂は粒界ではなくデンドライト間で発生する。

一次水応力腐食割れ (PWSCC) は、Ni 基合金の粒界割れと定義され、発生には高い応力または残留応力、高感受性の微細構造 (粒界炭化物が少ない)、一次水環境、高温が必要である。PWSCC という用語は、BWR 条件下で発生する SCC の用語としては使用されていない [5]。

AMP111 は、Ni 合金の突合せ溶接部 (600/82/182) を含む、原子炉冷却材圧力バウンダリのすべての高感受性 Ni 基合金ベースの部品の SCC による亀裂の影響を管理することに重点を置いている。AMP107 は、BWR のオーステナイト系 SS 及び Ni 基合金製の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管と配管溶接部の SCC 経年劣化管理に対処している。

DMW の亀裂発生と進展は、いくつかのパラメータに影響される可能性がある。特に、次のような研究結果がある。

- a) SCC による亀裂発生の可能性は、運転時間と運転温度の関数である。
- b) SCC の亀裂進展速度には、いくつかのパラメータが関与している。さらに、SCC 亀裂進展速度を測定するために実施された実際の試験から、亀裂進展速度は非常にばらつきがあることが示されている。従って、SCC による亀裂進展速度の定量化は困難である。

低サイクル疲労

低サイクル疲労は、運転中のシステム、構造、部品 (SSC) の繰返し荷重によって引き起こされる。低サイクル疲労の重要な箇所は、RPV、SG、加圧器、MCP ノズルと SE の接続部、及び RPV 貫通溶接部 (AMP101) である。

熱時効

材料の熱時効は、時間と温度に依存する劣化メカニズムで、材料の靱性を低下させる。原子炉運転中、原子炉冷却材圧力バウンダリ部品は 250°C を超える温度に曝されるため、熱時効が発生し、材料の機械的特性や使用特性が変化する可能性がある。オーステナイト系ステンレス鋼溶接部の熱時効脆化の影響は、フェライト相の劈開破壊またはフェライト/オーステナイト相境界の分離として現れる [6]。

熱疲労

熱疲労は、プラントの起動／停止、熱成層、熱衝撃、乱流浸入、熱サイクル中の熱過渡現象に曝される、サージ及びスプレー配管とノズル (ECCS パイプライン、チャージ及び安全注入パイプラインなど) の主要な経年劣化メカニズムである。RPV ノズルへの MCP (オーステナイト系ステンレス鋼製) の DMW 安全端接続部も熱疲労の影響を受けやすい[7]。

ステンレス鋼の熱膨張係数は、フェライト鋼の熱膨張係数よりも約 30% 高いため[4]、ステンレス鋼を金属溶加材とする DMW には、昇温と冷却のサイクルによって熱ひずみが生じる。

ホウ酸腐食

炭素鋼や低合金鋼のホウ酸腐食は、DMW の SCC 破壊の結果となる可能性がある。DMW の SCC 亀裂による圧力境界の破損は、炭素鋼や低合金鋼を加熱されたホウ酸水に曝す可能性がある。漏えいしたホウ酸水が原子炉容器ヘッドの配管や構造部に接触すると、ホウ酸腐食により材料が著しく損なわれる可能性がある。しかし、経年劣化管理プログラムの一環として、小さな初期段階の漏えいから白色ホウ酸沈着物が目に見える形で形成されることを利用することができる。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムでは、通常運転中の劣化の開始を防止するために、または最小限に抑えるために、必要な予防措置を明確化する。

SCC の予防／緩和として、690TT 合金やその適合溶接金属である 152 系合金や 52 系合金のような、より耐性の高い材料を使用した補修や交換がしばしば行われてきた[1]。軽水炉に適用可能な補修・緩和方法の概要は、参考文献[8]に記載されている。

パイプ内面での溶接肉盛 (インレイ)、パイプ外面での溶接肉盛 (オーバーレイ)、表面処理 (例えば、パイプ外面に圧縮応力を発生させ、亀裂の成長を阻止し、新たな亀裂の発生を防止するためのウォータージェットやショットピーニング)、機械的応力改善 (MSIP)、水質の最適化 (例えば、水素濃度レベルの調整、及び／又は、Zn のような潜在的に阻害する化学種の添加)[1]を含む緩和対策にも注目が高まっている。BWR では、SCC 緩和のために水素 - 水化学 (HWC) が使用されている。原子炉冷却材水質の監視・維持のプログラム記述、評価、技術的根拠は AMP103 に記載されている。

ホウ酸腐食を低減するための予防措置は、AMP110 で対処している。一次系圧力バウンダリの漏えい監視のためのオンライン診断システムも使用されている。

3. 経年劣化の検出:

DMW の各経年劣化に対して、経年劣化に影響を及ぼし、従って管理される必要がある状態パラメータ、また、考慮されている要素の経年劣化を確実に管理するための適切な管理技術が決定される。

このプログラムでは、以下の経年劣化の影響とメカニズムを管理する。

- a) 応力腐食割れ (PWSCC、IGSCC、TGSCC、IDSCC)、熱疲労、疲労／繰返し荷重による亀裂

供用期間中検査 (ISI: AMP102 及び参考文献[2-4,9]を参照) は、劣化 (すなわち経年劣

化)を検出することを意図している。BWR の例として、検査スケジュールに関する情報は、参考文献[10]に記載されている。PWR の場合、検査スケジュールに関する情報は、例えば ASME Code Case N-770[11]に記載されている。

以下の非破壊検査 (NDE) 方法が使用できる。すなわち、目視検査 (VT)、染料浸透探傷検査 (PT) や渦電流探傷検査 (ECT) などの表面検査、体積超音波探傷検査 (UT) である。大半の突合せ溶接部内面にはアクセスできないため、PWSCC 亀裂が発生する内面の ECT 検査は、原子炉容器の入口と出口ノズルの突合せ溶接部でのみで実施することが実用的である。例えば、DMW 箇所の検査を実施するための NDE 要件と方法は MRP-139[12]に記載されている。DMW の検査方法、スケジュール、ISI 頻度は、適用される規制要件と民間ガイドラインに準拠して実施される。

対応する国家の検査プログラムに関する詳細情報も IAEA Technical Report NP-T-3.13[8]に記載されている。従って、検査は主に、適用されるガイダンスにより修正された以下の要件に依拠する。

US NRC GL 88-01[13]

ASME Code Section XI[2]

KTA 3201.4[14] (ドイツなど)

JSME S NA1-2016[15]、及び NRA-1408063[16]

SKIFS 2005:2 (スウェーデン、リスクベースアプローチ)[17]

BWRVIP-75-A[10]

b) 熱時効による破壊靱性の喪失

熱時効の進展は硬さ測定によって監視される。例えば、ロシアの規制[18]に準拠して、破壊的手法、及び／又は、非破壊的手法によるパイプラインの機械的特性は、WWER では少なくとも運転 10 万時間ごとに実施されなければならない。熱時効の管理は、NPP 特有のプログラムによって実施される。

c) ホウ酸腐食

炭素鋼または低合金鋼材料で作られた部品へのホウ酸漏えいの影響は、AMP110、及び、IAEA-TECDOC-1361[7]で対処されている。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向

プログラムの検査の結果得られたデータをモニタリング、記録、評価、及び傾向分析する方法は、有害な経年劣化の傾向を特定し、必要な場合には適時的に是正措置を実施できるようにしなければならない。

モニタリングと傾向分析による ISI の結果

兆候 (欠陥) の成長率を決定するために、現在と以前の NDE 結果が比較される DMW のモニタリングと傾向分析を容易にするため、検査結果のデータが収集され、比較・評価され、将来の予測が行われる。

破壊靱性モニタリングの削減

DMW の機械的特性モニタリングのための活動は、3 節に示されている。

実際のサイクル数モニタリングと疲労の累積効果

低サイクル疲労の影響のモニタリングと傾向分析は、AMP101 に記載されている。

漏えいモニタリング

ハウ酸腐食プログラムの実施は、一次系圧力バウンダリからの漏えいを監視することである。漏えい検出システムは、DMW の壁貫通亀裂からの漏えいを検出するための重要な要素である。

水質パラメータのモニタリングと傾向分析

さらに、モニタリングされた電気化学的腐食電位 (ECP) の傾向分析は、HWC が適用される BWR にとって効果的な方法であり、対象範囲内のすべてのタイプの原子炉に対する他の水質パラメータのモニタリングと傾向分析も同様である。

5. 経年劣化の影響の緩和:

2 節で言及した活動は、経年劣化の影響を緩和するために実施される。

SCC 緩和のためのアプローチ (影響を受けやすい部位の材料、環境、または応力状態を修正する具体的な方法) と熱疲労経年劣化緩和のためのアプローチは、それぞれ MRP-139[12]と IAEA-TECDOC-1852[4]に記載されている。

6. 許容基準:

許容基準は、NPP の関連する管理統制事項またはガイダンス文書で規定される。

- a) NDE (VT、PT、及び UT) の許容基準は、適用される国家の規制、規格・基準、及びガイドライン (例えば、参考文献[2,9,14]) から導出される。

例えば、MRP-139[12]、及び MRP-287[19]は、PWR の一次冷却系配管、及び部品の 600 / 82 / 182 系合金 DMW における ISI 兆候の ASME Section XI[2]欠陥評価を実施する際の重要な考慮事項を提供している。

BWR については、亀裂評価に使用する 82 / 182 の亀裂進展速度に関する情報が、参考文献[20]にある。SCC を緩和するために HWC が使用される場合、この緩和方法が対象部品に有効であるかどうかの情報は、プラント特有の評価から得られる。

疲労亀裂の検出は困難であるため、きず検出とサイジングの信頼性は、国家または国際的な要件 (例えば、参考文献[2, 21-24]) に準拠して DMW の ISI システム適格性評価によって確認される。

DMW の亀裂のような欠陥が UT によって検出された場合、次の計画運転停止までの構造健全性を確認するために、以下の 2 つの解析が必要となる可能性がある。

- 決定論的な破断前リーク (LBB) 評価 (例えば、有限要素法[25]に類似した事前の有限要素解析)
- 確率論的破壊力学コードを用いた破損確率の低さを示すための確率論的 LBB 評価

決定論的 LBB 評価と確率論的 LBB 評価では、DMW の亀裂進展に影響を及ぼす可能性のあるいくつかのパラメータの不確実性を考慮している。

強度計算 (疲労メカニズムによる周期的亀裂進展、仮定または固定された不連続面の脆

性破壊に対する抵抗) は、き裂状欠陥の臨界サイズを推定するために適用される (参考文献[25,26]など)。

82/182 系合金の突合せ溶接部における PWSCC の発生と成長、溶接補修の影響を含む残留応力の役割の評価は、MRP-106[27]、MRP-113NP[28]、MRP-114[29]で報告されている。

- b) 機械的特性の許容基準は、ある材種の製造者データまたは技術仕様書 (保守的評価のため) への準拠 (適合) である (例えば、母材[30]及び溶接材[31]に関するロシアの規制)。

現在、DMW に関する特定の規則や基準はない。類似の溶接継手と同様に扱われ、その機械的特性は、溶接に使用される材料の保証された (規範的な) 機械的特性を持つ材料と同等であると仮定される。このアプローチは、非常に保守的な仮定の設定となる。劣化メカニズムの種類と進展速度を決定し、状態を評価するために、DMW を評価するための主な方法は、様々なプログラム (例えば、MRP-106[27]、MRP-112[32]、MRP-113NP[28]、MRP-114[29]、MRP-115[33]、MRP-116[34]) で開発されている、あるいは、開発中である。

- c) 負荷サイクルの推定回数は、運転期間の延長を考慮した原子炉設置の運転モードリストの中で決定される。
- d) 環境の影響を考慮した場合“CUFen”と考慮しない場合の疲労累積使用率 “CUF”の許容基準は、AMP101 で対処されている。

7. 是正措置:

是正措置は、NPP に適用される仕様、設計規則、規格・基準に準拠して実施されなければならない。是正措置には、材料変更、耐食被覆、溶接材料変更、設計変更、溶接オーバーレイ、応力改善、環境改善、機械的補修、部品交換などが含まれる。これらの是正措置に関する詳細な情報は、IAEA Technical Report No. NP-T-3.13[8]、NUREG-0313, Rev. 2[35]、ASME Section XI Code and Code Cases[11]、及びプラントに関連する管理統制要件やガイダンス文書などのガイドラインに記載されている。

安全要求事項を満足するために、次の定期検査間隔の終了まで、部品の使用適合性を証明するための更なる評価が必要となる場合がある。検査結果や欠陥が管理統制事項やガイダンス文書に示された許容基準を超える場合、次の検査まで使用を継続するための解析的評価 (例えば、新たな強度計算 [26,30]) や、検出された状態をさらに特徴付けるための補足検査が必要となる場合がある。

許容される是正措置には、部品の修理または交換、設計変更、運転手順の改訂、及びプラントの運転期間中に設計コードの限界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。例えば、溶接補修の影響推定のために、亀裂の発生と成長の可能性を評価する 182 系合金の突合せ溶接部の破壊力学解析は、MRP-114[29]で参照されている。

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:

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[19,20]、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。

外部の運転経験の適切な情報源としては、WANO Operating Experience Program、IAEA IGALL Program などがある。効果的な経験の交換は、このプログラムで継続的な改善を実施し、適切な是正措置を明確化するために重要な要素である。

PWR や BWR プラントの DMW の製造に使用される Ni 合金は SCC に対して感受性があることが、運転経験から分かっている。製造中の内径の溶接補修は、内面から肉厚のある深さ (例えば肉厚の約半分) まで残留応力プロファイルを増加させることにより、SCC に対する感受性を高めることが知られている。この種の DMW で検出される経年劣化メカニズムの影響は、IAEA-TECDOC-1361[7]に記載されている。参考文献[8]には、すべてのタイプの軽水炉の運転経験に関する追加情報が記載されている。BWR については、運転経験に関するいくつかの情報が、参考文献[38]に記載されている。

異なる NDE 技術と手順による DMWs に関するいくつかの国際的な研究から得られた教訓と推奨の要約は、IAEA-TECDOC-1852[4]に記載されている。しかし、米国のプラントにおける DMW の亀裂の歴史の一部は、IAEA-TECDOC-1852[4]ではカバーしきれていない。2006 年以前、米国のプラントにおける DMW の PWSCC の経験では、主に軸方向の亀裂／漏えいがあり、その長さは隣接する非感受性材料によって制限されることが観察されていた。しかし、2006 年秋、米国 Wolf Creek NPP 加圧ノズルの DMW において、これ以上進展するとギロチン型の二重管破断に至る可能性がある円周方向の兆候が UT により複数検出された。2008 年春の検査までの LBB を実証する目的で、発展型有限要素解析 (AFEA) を用いて加圧ノズルの評価が行われた。さらに、米国で運転されている Duane Arnold BWR の DMW で複雑な亀裂が検出された。この亀裂は、360 度の内表面亀裂とごく一部の壁貫通から構成され、その結果、わずかな貫通壁亀裂が発生した (MRP-216[25])。

研究活動は、劣化メカニズムのより良い解釈、適格な劣化評価手法の開発、モデルや解析の検証を目的としている。DMW の劣化と健全性の評価に直接関係する欧州のプロジェクトは 6 つある。

- DISWEC : 異種金属溶接部の腐食割れ評価技術の解析[39]
- BIMET : バイメタル部品の構造健全性[40]
- ADIMEW : 経年配管の異種金属溶接に関する健全性評価[41]
- NESC-III プロジェクト: BIMET と ADIMEW プロジェクトで得られた結果を拡張するための、構造部品評価ネットワーク (NESC[43]) [42]
- STYLE : 非 RPV 部品の寿命管理のための構造健全性[44]
- MULTIMETAL : 多金属部品の構造性能[45]

この AMP の 2021 年の改訂時までには、DMW の健全性を含む配管の健全性評価に関する別の Euratom 資金によるプロジェクト、ATLASplus (Advanced Structural Integrity Assessment Tools for Safe Long Term Operation) が進行中であった。

WWER NPP における NDE の信頼性を高め、DWM の UT を改善するために、以下の PHARE プログラム[46]が実施されている。

- PHARE 4.1.2/93、WWER440-213 供用期間中検査 (RPV セーフエンド溶接の一部)、1997 年 7 月完了

- PHARE1.02/94、PH1.02/94 の 5 つの検査項目に関する技術的正当化 (“WWER440 蒸気発生器コレクター異種溶接”の一部)、1998 年 2 月完了
- PHARE 1.07/97A、一次系部品の供用期間中検査 (“WWER440 加圧器異種金属溶接部”の一部)、2002 年 5 月完了

9. 品質管理:

AMP は、サイトの品質保証手順、レビュー及び承認プロセス、ならびに管理統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、参考文献[47-50]) に準拠して実施されている。

検査及びモニタリングは、承認された事業者の手順に準拠し、資格を有する要員により、資格を有する技術を用いて実施される。これらの検査を実施する要員は、例えば、参考文献 [51,52]のような国際的、又は、国家的な法的機関によって認定されている。

References

- [1] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, EPRI Materials Degradation Matrix Revision 4, EPRI, Palo Alto, CA: 2018, 3002013781.
- [2] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Boiler and Pressure Vessel Committee on Nuclear In-service Inspection, Section XI, Rules for In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components, 2015.
- [3] 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).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dissimilar Metal Weld Inspection, Monitoring and Repair Approaches, IAEA-TECDOC-1852, IAEA, Vienna (2018).
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: GE Experience Report on Cracking in Alloy 182 (MRP-57): BWR Alloy 182 Stress Corrosion Cracking, EPRI, Palo Alto, CA: 2001. 1006603.
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: A Review of Thermal Aging Embrittlement in Pressurized Water Reactors (MRP-80). EPRI, Palo Alto, CA: 2003. 1003523.
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major NPP Components Important to Safety: Primary Piping in PWRs, IAEA-TECDOC-1361, IAEA, Vienna (2003).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13, IAEA, Vienna, 2011.
- [9] ROSTEHNADZOR, Federal Rules and Regulations in the Field of Nuclear Energy Use. Unified Inspection Procedures for Base Materials, Weld Joints and Weld Overlays in the Course of Operation of Equipment, Pipelines and Other Elements of Nuclear Power Plants, NP-084-15, Russia, 2015.
- [10] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-75-A: BWR Vessel and Internals Project, Technical Basis for Revisions to Generic Letter 88-01 Inspection

Schedules, EPRI Technical Report 1012621, October 2005.

- [11] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Nuclear Components, Code Cases, 2017 edition.
- [12] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Material Reliability Program: Primary System Piping Butt Weld Inspection and Evaluation Guideline (MRP-139, Revision 1). EPRI, Palo Alto, CA: 2008. 1015009.
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Position on IGSCC in BWR Austenitic Stainless Steel Piping, Generic Letter No. 88-01, U.S. NRC, 1988.
- [14] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS, Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactors, Part 4: Inservice Inspections and Operational Monitoring, Nuclear Safety Standard KTA 3201.4, KTA, November 2010.
- [15] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Codes for Nuclear Power Generation Facilities, Rules on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME S NA1-2016, JSME.
- [16] NUCLEAR REGULATION AUTHORITY, JAPAN, Inspection of Crack in Core Shroud and Primary Loop Recirculation Piping, etc. (in Japanese), NRA-1408063, NRA, August 2014.
- [17] SWEDISH RADIATION SAFETY AUTHORITY (SSM), Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar; SSMFS 2008:13, ISSN 2000-0987, 2008.
- [18] GOSATOMENERGONADZOR of the USSR, 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.
- [19] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) Flaw Evaluation Guidance (MRP-287), EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1021023.
- [20] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWRVIP-59-A: BWR Vessel and Internals Project, Evaluation of Crack Growth in BWR Nickel Base Austenitic Alloys in RPV Internals, EPRI Technical Report 1014874, May 2007.
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methodology for Qualification of In-Service Inspection Systems for WWER Nuclear Power Plants IAEA-EBR-WWER-11, Vienna, 1998.
- [22] NUGENIA Association, European Methodology for Qualification of Non-Destructive Testing - Issue 4, ENIQ report no. 61, NUGENIA Association, Brussels, 2019.
- [23] ROSENERGOATOM, Development of terms of reference, testing and conditions for the application of the means and methodology of in-service non-destructive testing control at NPPs. Requirements, RD EO 1.1.2.25.0487, Rosenergoatom Concern OJSC, 2015.
- [24] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Nondestructive Evaluation: Guideline for Conducting Ultrasonic Examinations of Dissimilar Metal Welds. Revision 3. EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002012244.
- [25] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Material Reliability Program: Advanced FEA Evaluation of Growth of Postulated Circumferential PWSCC Flaws in Pressurizer

Nozzle Dissimilar Metal Welds (MRP-216): Evaluations Specific to Nine Subject Plants, EPRI, Palo Alto, CA: 2007. 1015383.

- [26] ROSENERGOATOM, Guidance on strength calculation of equipment and pipelines of RBMK, VVER and EGP reactor plants during operation phase, including operation beyond the design-basis lifetime RD EO 1.2.2.05.0330-2012, 2012.
- [27] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Welding Residual and Operating Stresses in PWR Alloy 182 Butt Welds (MRP-106), EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1009378.
- [28] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Alloy 82/182 Pipe Butt Weld Safety Assessment for US PWR Plant Designs (MRP-113NP), EPRI, Palo Alto, CA: 2006. 1009549-NP.
- [29] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Evaluation of the Effect of Weld Repairs on Dissimilar Metal Butt Welds (MRP-114), EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1009559.
- [30] GOSATOMENERGONADZOR of the USSR, Rules and Standards in Nuclear-Power Engineering, Rules of strength calculation for equipment and pipelines of nuclear power plants. PNAE G-7-002-86, Moscow, Energoatomizdat, 1989.
- [31] GOSATOMNADZOR of the USSR, Federal Standards and Regulations in the Nuclear Power Utilization, Equipment and Piping of Nuclear Power Installations. Weld Joints and Weld Overlays. Rules of Inspection. PNAE G -7-010-89, Moscow, Rev. 1, 2000.
- [32] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program Alloy 82/182 Pipe Butt Weld Safety Assessment for US PWR Plant Designs: Babcock & Wilcox Design Plants (MRP-112), EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1009805.
- [33] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program Crack Growth Rates for Evaluating Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) of Alloy 82, 182, and 132 Welds (MRP-115), EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1006696.
- [34] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Probabilistic Risk Assessment of Alloy 82/182 Piping Butt Welds (MRP-116), EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1009806.
- [35] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Technical Report on Material Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundary Piping, NUREG-0313, Rev. 2, U.S. NRC, 1988.
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of NPPs: Commissioning and Operation, IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna, 2016.
- [37] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operating Experience Feedback for Nuclear Installations, IAEA Specific Safety Guide No. SSG-50, IAEA, Vienna, 2018.
- [38] 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, October, 2005.
- [39] Tice D.R. et al, Evaluation of Techniques for Assessing Corrosion Cracking in Dissimilar Metal Welds, Final Project Report, AEAT-4717, December 1998.
- [40] Chas, G., Faigy, C. and Hurst, R. C.: 'Structural integrity of bi-metallic components program (BIMET): fracture testing of bi-metallic welds', Paper 8585, Proc. ICONE 8, 2000,

Baltimore USA.

- [41] Faigy, C. et al, Assessment of aged piping dissimilar metal weld integrity (ADIMEW), FISA-2003, EU Research Conf. on Reactor Safety, Luxembourg, 2003.
- [42] Taylor, N., Faigy, C. and Gilles, P., NESC-III Project Final Report: Dissimilar Weld Integrity, NESCDOC-05-008, 2006.
- [43] Taylor, N. and Lidbury, D.P.G., Improving Structural Integrity Assessment Techniques, 1st Symposium - Nuclear Pressure Equipment Expertise and Regulation, International Conference, Dijon, June 2005.
- [44] STYLE - Structural integrity for lifetime management of non-RPV components, final report summary, <https://cordis.europa.eu/project/id/249648/reporting>, 2014.
- [45] MULTIMETAL – Structural performance of multimetallic components, final report summary, <https://cordis.europa.eu/project/id/295968/reporting/es>, 2015.
- [46] Zdarek, J., Seminar 2, Nuclear Installation Safety Research, Qualification of Non-Destructive Examination Methods on Critical Components, Nuclear Research Institute REZ, Czech Republic.
- [47] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Facilities and Activities, Safety Requirements No. GS-R-3, IAEA, Vienna, 2006.
- [48] EN ISO 9001: 2015 Quality Management Systems – Requirements.
- [49] ISO 14001:2015 Environmental Management Systems – Requirements with Guidance for Use.
- [50] 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, U.S. NRC, Latest Edition.
- [51] EN ISO 9712: 2012 Non-Destructive Testing — Qualification and Certification of NDT Personnel.
- [52] AMERICAN SOCIETY for Nondestructive Testing (ASNT), ASNT Standard for Qualification and Certification of Nondestructive Testing Personnel (ANSI/ASNT CP-189-2016).