

AP301 格納容器鋼材部位の供用期間中検査 (2023 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、鋼製格納容器シェルとその付属品、鋼製ライナー (サンプライナーを含む)、またはコンクリート製格納容器とその付属品、格納容器貫通部、ハッチ、エアロック、防湿壁、圧力保持ボルトの供用期間中検査に関するガイダンスを提供する。

この AMP は、運転、延長シャットダウン、遅延建設、最終シャットダウン後に適用される。遅延建設及び最終シャットダウン後の期間においては、プラントの状況により、本 AMP の適用するシステム、構造及び構成要素 (SSCs) が変化する可能性がある。

この AMP で指定されている主な ISI 方法は、目視検査である。経年劣化が目視検査の基準を超過している場合、劣化の影響を把握する上で、限定的な体積検査 (すなわち超音波 (UT) 測定) や表面検査 (液体浸透探傷など) が必要になる場合もある。このアプローチは、各加盟国の国家規格や基準[1-21]、また他の供用期間中検査規定やガイダンス文書[22-36]の推奨と一致している。

炭素鋼製格納容器の表面に塗布され、腐食防止を目的とし、従来からの実績がある塗装に対して、剥がれ、水ぶくれ、剥離、変色、その他の劣化兆候の有無を検査することも義務付けられている。AMP308 は、この AMP に準拠して、腐食による材料損失を防止するために実績のあるサービスレベル I の塗装を含む、格納容器内の鋼及びコンクリート表面 (例えば、鋼ライナー、鋼製格納容器シェル、構造用鋼材、支持部、貫通部、コンクリート製壁及び床) に適用されるサービスレベル I の塗装モニタリング及び保全プログラムの最小範囲を定義する。従って、AMP308 は、記載されている内容に準拠して、塗装のモニタリングと保全に推奨される。

コンクリートに埋め込まれた鋼/金属部位や BWR MARK-I 格納容器のサンドポケット領域を含むアクセス不可能な領域には、AMP324 (アクセス不可能な領域) を適用すべきである。

ステンレス鋼貫通スリーブ、異種金属溶接部、ベローズ、及び繰り返し荷重を受けるが許認可ベースの疲労解析が現段階で行われていない鋼製部品も、亀裂の有無をモニタリングしている。表面検査による亀裂検出が不可能な場合、AMP304 のように、圧力バウンダリ部品に対して適切な漏えい率試験が実施される場合もある。

非破壊検査 (NDE) として目視検査が使用される場合は表面破断の線形不連続性の証しを、NDE として体積検査 (UT) が使用される場合は欠陥の存在に関連する信号を、プログラムが亀裂の管理としてモニタリングする。

プログラムの特徴は、以下の経年管理活動を組み込むことで、より強調されている。

- ✓ BWR MARK-I 鋼製格納容器のアクセス不可能な領域における腐食、及び AMP324[37-39]の適用によりサンドポケット内の BWR MARK-I 鋼製ドライウエルの腐食に伴う潜在的な材料損失に対処する。
- ✓ BWR MARK-I 格納容器内の高圧冷却注入 (HPCI) タービン排気管トラス貫通部の熱影響部で確認されるトラス亀裂の可能性に対処する[40]。
- ✓ 亀裂を検出するために 2 プライ格納容器ベローズの表面検査を要求すること[41]。AMP304 に準拠して 2 プライベローズに対して実施される局所漏えい率試験 (LLRT) では、事故条件下でベローズを通じた漏えい率を正確に測定することはできない。
- ✓ 高強度保圧ボルトの劣化と故障に対処するため[42]。

また、このプログラムは、繰り返し荷重を受けるが許認可ベースの疲労解析が現段階で行われていない圧力保持部品の表面検査、また、プラント固有の OE に基づき片側からアクセスできない (アクセス不可能な領域は AMP324 に記載されている) 金属シェルまたはライナー表面の 1 回限りの体積検査についても、補足している。

評価と技術的根拠

1. 経年劣化に対する理解に基づく管理プログラムの適用範囲:

このプログラムでは、軽水冷却プラント (PWR、VVER、BWR) における溶接部と母材を含む、鋼／金属製格納容器の圧力保持部品とその付属品、コンクリート製の圧力保持部品とその付属品の鋼／金属製ライナー (サブライナーを含む)、格納容器保湿壁、格納容器圧力保持ボルト、金属製格納容器表面部を対象としている。格納容器のコンクリート部分は、AMP302 に準拠して検査される。

対象範囲には、BWR MARK-I プラントのトラス及びドライウエル、BWR MARK-II と III プラントのドライウエルとウェットウエル、独立型金属製 PWR 格納容器、BWR MARK-I、II ならびに III プラントのライナープレート、PWR コンクリート格納容器、これらの内表面、外表面のアクセス可能な領域を対象範囲として含む。AMP324 は、BWR MARK-I 格納容器のサンドポケット領域を含むコンクリートに埋め込まれた鋼／金属部位など、アクセス可能な領域で、アクセス不可能な領域での劣化の存在を示す、あるいは劣化をもたらす可能性のある状況が存在する場合にも考慮されるべきである。この適用範囲には、BWR 格納容器圧力抑制システムに関連する部品も含まれる。

鉄鋼部位の腐食防止に寄与する塗装も検査される。

以下の部位は審査対象外とする:

- プラント特有の設計仕様で決められた、格納容器の境界より外に設置されている部品
- 格納容器の一部、または格納容器を貫通する、あるいは格納容器に付随する配管、ポンプ、バルブ

格納容器支持部に関する審査要件は、AMP303 に記載されている。

2. 経年劣化を最小限に抑制し管理するための予防措置:

これは状態監視プログラムであり、予防措置を取り上げられていない。しかし、BWR MARK-I 鋼製格納容器については、ドライウエルシェル外部に腐食速度を加速させる湿分が存在しないことを確認するための予防措置を含むよう本プログラムを増強している。その対策は、サンドポケットエアドレイン、及び／又は、燃料交換シールドドレインが明確で作動可能であることを確認することからなる[37-39]。

このプログラムには、ボルトの健全性を確保するための予防措置も含まれている。このプログラムでは、ボルトの予圧損失や高強度ボルトの亀裂を防止または最小化するために、ボルト材料の選択、取り付けトルクや張力、潤滑剤やシーリング剤の使用法を強調している[25,26,27,43]。

構造用ボルトを選択する際には、保管、潤滑剤、応力腐食割れの可能性に対する予防措置を考慮しなければならない[30-31,42]。

3. 経年劣化の検出:

塗装されていない表面は、亀裂、変色、摩耗、孔食、過度の腐食、アークストライク、溝、表面の不連続性、へこみ、及び識別可能なライナープレートの膨らみを含むその他の表面の凹凸の兆候がないか検査される。

材料損失の管理のために、部品に材料損失が発生している可能性を示す粗い表面や異常な表面を監視する。

亀裂の管理について、NDE 法として目視検査が使用されている場合は表面破断による線形不連続性の証しを、NDE 法として体積 UT が使用されている場合は欠陥の存在を示しうる信号を監視する。

塗装または被覆表面では、剥がれ、水ぶくれ、剥離、変色、その他の下地の金属シェルまたはライナーの劣化の兆候がないか検査する。

ステンレス鋼貫通部スリーブ、異種金属溶接部、ベローズ、及び繰り返し荷重を受けるが疲労

解析を行っていない鋼製部位や部品は、摩耗、全面腐食、孔食、隙間腐食による亀裂、フレッキング、ロックアップがないか監視する。

保湿壁 (コーキング、フラッシング、その他のシーリング材) は、金属製格納容器シェルまたはライナーの圧力保持面のアクセス不可能な領域への水分の浸入を可能とする損傷、浸食、表面亀裂、裂け目、摩耗、その他の影響によるシーリング機能の喪失について監視する。

圧力保持ボルトは、全面腐食、孔食、隙間腐食、格納容器の漏えい気密性または構造健全性のいずれかに影響を及ぼしうる自己緩みによる予圧の喪失 (材料状態の変化によって引き起こされる可能性がある) による材料損失がないか検査する。

人員用エアロック、非常用エアロック、機器用ハッチ、制御棒駆動用ハッチは、ロック、ヒンジ、閉鎖機構の摩耗による漏えい気密性の低下がないか検査する。

コンクリート製格納容器は、化学的攻撃によるライナーやコンクリートの欠陥、塗装の欠陥、鉄筋の腐食を検査する。BWR MARK-I 鋼製格納容器のサンドポケット領域ドレイン、及び／又は、燃料交換シールドドレインは、水の漏えいを対象に定期的に監視される。このプログラムでは、ドライウエルシェル外壁の加速的な腐食進行をひき起こす湿分レベルに達することを防止するため、排水溝が清潔にされていることを確認する。

指定された検査方法、頻度及び検査範囲により、経年劣化の影響が設計基準要件を満たさなくなる前に検出されることが保証される。様々な規格や基準、加盟国のガイダンス文書が検査の範囲と頻度を推奨しているが、特定のガイダンスがない場合は、ASME コード[3]の推奨を使用することができる。一般的な目視検査は、通常、特定の時間間隔で実施することが義務付けられている。

アクセスが不可能な区域は、AMP324 に準拠して、既存の、あるいは潜在的な鋼材劣化メカニズムが評価される。アクセスが不可能な区域の許容性は、そのようなアクセスが不可能な区域の欠陥や劣化の存在を示す、あるいはそのような欠陥や劣化をもたらす可能性のある状況が、アクセス可能な区域に存在する場合に評価される。

アクセス可能なすべての鋼表面は、経年劣化を検知するため、一般的な目視検査が必要である。検査は、プラントに関連する管理要求事項またはガイダンス文書に準拠して実施される。経年劣化の検出は、構造及び構造部品の機能が損失する前に行われる。監視又は検査されるパラメータは、全ての設計条件下で、構造及び構造部品の機能が運転期間中にわたって維持されることを確認するために適切なものである。

このプログラムでは、検査方法、検査手順、検査要員の基準が定められており、確立された検査方法が優先される。これらの方法には、ボルトの欠陥を検出するための体積 UT 検査、寸法変化を検出するための物理的測定、一般的な表面状態の検出、表面破断による不連続面の

検出と寸法測定のための各種目視 (VT-3、VT-1) 検査法が含まれる。

目視検査についての概要は以下の通りである。

- 目視 VT-1 検査は、部品表面の亀裂、腐食、摩耗、浸食などの不連続性や不完全性を検出する。
- 目視 VT-3 検査は、(a) クリアランス、設定、物理的な変位などのパラメータを確認することにより、部品と支持部の一般的な機械的及び構造的な状態を判定する。(b) ボルトや溶接接合部の健全性欠如、部品の紛失や欠損、破片、腐食、摩耗、浸食などの不連続性や不完全性を検出する。(c) 定荷重下及びバネ式の部品と支持部の操作性または機能妥当性に影響を及ぼす可能性のある状況を観察する。

目視検査は、検査計画により一時的な立ち入りが義務付けられている場合を除き、床、足場、通路、はしご、またはその他の恒久的な展望が望める場所から、観測可能な視角で、直接または遠隔で行われる。目視検査は、劣化の証しを検出するのに十分な、適切な照明を使用して実施される。

適切な規制要件またはガイダンス文書を使用する。

VT-3 検査の実施中に確認された欠陥または劣化は、VT-1 検査方法に準拠して検査される。ただし、VT-1 検査が必要な側で、検査の必要な表面領域にアクセスできない場合は、UT 測定を使用して肉厚と劣化の度合いを決定する。格納容器ボルトの欠陥や劣化の評価には、材料仕様書または規制要件やガイダンス文書の基準が使用される。分解可能な格納容器ボルト接合部に関しては、何らかの理由でボルト接合部が分解される事があった場合に VT-3 検査を実施することができる。分解可能な格納容器ボルト接合部は、何らかの理由で分解されるたびにその検査を実施することができる。

一般に、格納容器貫通部の大規模な交換、蒸気発生器、原子炉容器ヘッド、加圧器、またはその他の主要機器を交換するため格納容器圧力バウンダリーを大きな開口部に切断する、またはその他の類似の改造のような修理／交換は、格納容器の大規模な改造とみなされ、適切な規制要件またはガイダンス文書に準拠して行われる。

4. 経年劣化傾向のモニタリングと分析:

プログラムの検査から得られたデータを監視、記録、評価、傾向分析する方法は、不利な経年劣化の傾向を特定し、必要に応じて是正措置を適時に実施できるようにするものである。

アクセス不可能な箇所を除き、すべての表面は定期的な検査が義務付けられている。

BWR MARK-I 格納容器内のドライウェルのアクセス不可能な箇所は、AMP324 に準拠して取り扱うべきである。

BWR MARK-I 格納容器は、トラスの腐食と必要な再塗装に対処するために、モニタリングと傾向分析の要件を強調して示している[44]。

- PWR、BWR の格納容器内で捕捉された水を原因とする腐食はモニタリングされ、その傾向が分析される。水が蓄積する可能性がありその結果として鋼の均一腐食や孔食を引き起こす可能性のある場所としては、保湿壁がありうるが、これのみに限定していない。
- PWR 及び BWR MARK-III の格納容器シリンダーと中間床及び地下コンクリートの接合部、コンクリート格納容器の鋼製ライナープレートに取り付けられたクレーンガーダーレール及び支持部に隣接する領域、及び氷コンデンサーバスケットの裏側

5. 経年劣化の緩和:

AMP301 は状態監視プログラムであり、経年劣化の緩和を意図していない。

しかし、BWR MARK-I 鋼製格納容器の水漏えいのためのサンドポケット領域ドレイン、及び／又は、燃料交換シールドレインの腐食を緩和するため、プラントはドライウェルシェル外壁部分の腐食速度を加速させうる水分のレベルに達することを防止し、ドレインが清潔に保たれていることを確認する。

6. 許容基準:

このプログラムでは、プラントの関連する規制要求事項またはガイダンス文書に準拠した、試験の具体的な許容基準を規定している。このプログラムには 3 種類の審査合格基準が設定されている。

- 目視検査(及び代替しうる表面検査)の場合、審査合格基準は、特定の記述されている条件のいずれもが該当しないことである。さらに、VT1/EVT-1 検査によって検出されサイジングされる表面破断の兆候を記録し、処置するための要件がある;すなわち体積 UT 検査の審査合格基準は、ボルト締めにおける兆候の信頼検出能力である。さらに、指定された限界値を超える容認できない体積 (UT) 検査による兆候があるボルト締めまたはピン止めされた組立品のシステムレベルの評価に関する要件がある。
- 物理的測定については、測定値の許容公差に関する審査合格基準が、正当な理由とともに規定されている。

許容基準のほとんどは目視検査に頼っている。疑わしい箇所は、工学的判断、あるいは修理／交換による補修を必要とする。VT-1 及び UT 検査については、許容基準に具体的な数値が指定されている。格納容器鋼製シェルまたはライナーについては、局所的に公称肉厚の 10%を超える材料損失、または次の検査までに局所的に公称肉厚の 10%を超えると予測される材料損失は文書化される。そのような箇所は、修理や交換によって補修されるか、工学的判断 (例えば[45]) に基づいて許容される。

ステンレス鋼貫通部スリーブ、異種金属溶接部、ベローズ、繰り返し荷重を受けるが許認可ベースの疲労解析が現段階で行われていない鋼製部品の亀裂は、修理または交換によって補修されるか、または工学的判断に基づいて許容される。

7. 是正措置:

修理と交換は、プラントの適切な規制要件またはガイダンス文書に準拠して行われる。

審査合格基準を満たさない状態は、プラントの是正措置プログラムに含まれることが要求され、次の検査まで使用を継続するために、修理、交換、または分析評価が必要となる場合がある。この処置は、全ての許認可基準荷重及び事象に対して、設計基準機能が継続して満たされることを保証する。

許容できない状態を分析的に処置するために使用できる方法例として、工学的判断方法、検出された状態をさらに特徴付けるための補足検査、あるいは構造部品の修理や交換手順などがある。

故障、不具合、欠陥、逸脱、欠陥のある材料や設備、不適合など、品質に悪影響を及ぼす状態が速やかに特定され、是正されることを保証するための対策が確立されている。品質に悪影響を及ぼす重大な状態の場合、その対策では、原因が究明され、再発を防止するための是正措置が取られることを保証する。品質に悪影響を及ぼす重大な状態の特定、その原因、及び是正措置は文書化され、適切なレベルの管理者に報告される。適切な規制要件またはガイダンス文書は、プラントで使用することができる。

代替の解決策によるライナーの補修は、従来の補修が実行不可能な場合 (例えば、アクセス不可能な領域など)、漏えい気密性を向上させるための是正措置となりうる。

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な有効性を確認するための追加措置 (例えば、新しいプラント特有の AMP を開発する) をとる。

適切な外部運転経験の情報源は、参考文献[46]である。同様に、CHECWORKS ユーザーグループ (CHUG)、オーナーズグループ、OECD-NEA、WANO、INPO、IAES、NRC generic communications などの国際的なグループや組織が、出版物やワークショップで外部の運転経験を提供している。

USNRC 情報通知 (IN) 2004-09[47]と IN 2010-12[48]、及び NUREG-1522[49]で報告された事象は、鋼製格納容器シェルと格納容器ライナーの腐食に起因する劣化に関し、潜在的に重大な安全上の問題を報告している。

USNRC IN 86-99[37]と USNRC GL 87-05[39]は、サンドポケット領域における BWR MARK-I 鋼製ドライウエルの腐食の可能性を取り上げている。サンドの目的は、クッションとして機能し、運転中のドライウエルの膨張を可能にすることである。腐食が検出された領域では、鋼製格納容器はサンドと接触している。初期建設時の結露、運転中のドレンラインからの水分捕捉、漏えいしたベローズがサンドを濡らし、格納容器鋼板の腐食を引き起こした可能性がある。建設中、格納容器の外側からサンドの中に水が流れ落ちていることが確認された。5 本のドレンラインとコンクリートシールドの他の貫通部は、運転中は開放されており、湿った空気が入って隙間を上昇し、後に冷えて水として凝縮する。また、修理が行われるまで、燃料交換中にベローズの穴から隙間に水が入り込んでいた。

参考文献[50]は、サブプレッションチェンバー (トラス) 内部とドライウエル外部の両方で、BWR MARK-I 鋼製格納容器における腐食の発生について記述している。参考文献[51]は、格納容器構造の漏えい気密性と経年劣化管理に影響を及ぼす可能性のある、鋼製格納容器シェルとコンクリート製格納容器鋼製ライナーの床溶接リークチェイスチャンネルシステムの劣化に関する運転経験について記述している。

NUREG-1522[49]には、ライナーのバルジに関連する OE の例がいくつか記載されている。

格納容器を構成する鋼材の劣化は、非塗装で設計・建設されたトラスシェルの内面[52]、BWR プラントのドライウエルやウェットウエル、PWR プラントの鋼製格納容器の鋼板材[39]、独立した金属製格納容器や格納容器ライナープレート[47]、コンクリート製格納容器がライナープレート腐食の影響を受けやすい特定の場所[53]について報告されている。

トラス割れは、BWR MARK-I 格納容器内の高圧冷却注入 (HPCI) タービン排気管トラス貫通部の熱影響部で確認された[41]。プラントでは、HPCI タービン排気管トラス貫通部の熱影響部で壁貫通き裂が確認された。このき裂は HPCI 運転中の凝縮振動に起因する繰返し荷重によって発生した可能性が高いとプラントは結論づけた。多くのプラントが設置している

HPCI タービン排気管スパージャーの不足により、トラスシェルに誘発された凝縮振動が過大であった可能性がある。

他の運転経験によると、鉄筋コンクリートの格納容器を持ついくつかのプラントで、コンクリートに埋め込まれた異物がライナープレートの壁貫通腐食を引き起こしていることも確認されている[48]。

USNRC 情報通知 92-20[42]は、格納容器ベローズにき裂が生じ、漏えい気密性が失われた事例を紹介している。同じような構造のベローズの 2 つのプライが接触していたため、LLRT 試験 (AMP304) の流れが制限され、2 つのプライの間に実施された LLRT では、事故条件下でベローズを通して発生する漏えい率を正確に測定できないことが明らかになった。

原子炉冷却材圧力バウンダリーのクロージャに使用されるねじボルトやファスナーの劣化は、ホウ酸腐食、応力腐食割れ (SCC)、疲労荷重によって生じている[42,45,47-54]。SCC は、原子炉蒸気供給システム構成部品の支持に使用される高強度ボルトで発生した[19]。EPRI が文献[25-26]に文書化した推奨事項を組み込んだ拡張範囲が、格納容器ボルトの健全性を確保するために必要である。

潤滑剤と射出成形用シーラントの選択と塗布には、漏出条件に長期間曝されることにより、そのような材料が徐々に分解したり、相乗的な相互作用を起こしたりすることにより、潜在的な腐食性イオンによる SCC のリスクを最小化するために注意が払われる。これは、ハロゲン／硫化物による SCC の影響を受けやすいことが知られている高強度低合金鋼やオーステナイト系ステンレス鋼、マルテンサイト系ステンレス鋼で作られたファスナー材料にとって、特に懸念すべきことである。ボルト締結事象に関する USNRC からの連絡に対するプラントの記録済み回答に準拠して開発・実施されたボルト締結健全性プログラムは、ボルト締結の信頼性を確保する効果的な手段を提供した[26,30-31]。部位支持部やその他の安全関連機器[42]の高強度ボルト締結で報告された様々な不具合の発生率には、規格外の予トルクで高い持続的な引張応力を受けた材料、高湿度や一次水やホウ酸水の漏えいによる水環境、過度に硬く規格外の材料などが含まれる。

構造用ボルトで最も頻繁に観察された故障モードは SCC であった。原子炉プラントにおけるボルトの劣化や破損の範囲には、すべての安全性に関連するボルト、スタッド、埋め込み、機械／キャップねじ、その他の特殊ねじファスナー、及びそれらに関連するすべてのナットとワッシャーが含まれる。構造用ボルトの検査にどのように対処するかについては、業界の推奨[26,30-31]に例がある。

2014 年、スウェーデン原子力発電所 Ringhals 2 (PWR) の格納容器空気漏えい試験中に、原子炉建屋基礎マット炭素鋼ライナーの一部分の集水ダクトから脱気触媒ヒドラジン水の漏えいが確認された。ライナーを露出させた後、目視検査で著しい局部腐食が確認された。補修の

前後に、ライナーの分析と厚さ測定が行われた[55]。

2015 年のフランス原子力発電所 Bugey 5 号機 (PWR) の格納容器空気漏えい試験では、乾燥基礎マット条件と浸水条件の 2 つの漏えい試験が実施された。乾燥基礎マット条件で測定された漏えい量は、基礎マットライナー下部での漏えいを示した浸水条件での漏えい量よりも有意に大きかった。修理措置は、壁と床との接合部の基礎マット全周に追加の気密バンド (システム MAEAVA 2) を設置することであった。この修理により、漏えい率はかなり減少した。

参考文献[56]には、スウェーデンの Ringhals 1 号機 (BWR) で、ライナーに小さな孔が開いていたことが記載されている。2017 年の運転停止後の再稼働に関連して、格納容器空気試験 (CAT) が実施され、その結果は承認された。格納容器を検査したところ、ライナーの上部に漏えいが見つかった。3 つの小さな孔が確認された。調査の結果、ライナーと格納容器のコンクリート壁の間に水が溜まっていることがわかった。建設時にコンクリートを打設する際、ライナーと壁の間に空間を作るため、断熱材がライナーに取り付けられていた。水は格納容器上部のプールから来たものであった。断熱材は断続的な漏えい水と相まって、ライナーを腐食させる環境となった。腐食したライナーは交換され、断熱材は取り除かれた。

1991 年、ドイツの 2 つの PWR プラント (Obrigheim と Neckar I) の格納容器鋼シェルからコンクリートへの移行部で腐食が発見され[60]、格納容器内側の断熱材に湿気が浸入し、格納容器鋼シェルと亜鉛メッキ板でできた断熱材の腐食を引き起こした。腐食の深さは平均 1mm 未満で、局部的には最大 6mm であった。このため、Neckar I 原子炉プラントの当該する数カ所も検査された。そこでは、鋼シェルからコンクリートへの移行部でも腐食が確認された。腐食の深さは 1mm 未満だった。さらに、亜鉛メッキ鋼板製の絶縁被覆は、部分的に激しく腐食していた。この板金の床仕上げに位置する部分は特に影響を受けていた。腐食箇所は再調整され、鋼製シェルには防食コーティングが施された。また、LOCA 発生時に格納容器鋼製シェルに過度の熱応力を与えないことが証明されたため、格納容器内部の断熱材は除去された。

1993 年に Barseback 2 で、貫通部周辺の鋼鉄ライナーの腐食が発見された[57]。腐食の根本的な原因は、格納容器の建設中に、貫通部周辺が質の悪い高空隙コンクリートでグラウチングされたことであることが判明した。配管が適切に取り付けられていなかったため、注入時にコンクリートグラウチングから水を排出することができなかった。残った水と小さな空気のポケットが組み合わさり、腐食セルが発生した。これは CCF と見なされ、貫通部周辺のすべてのグラウチング箇所を補修することになった。Barseback 2 は 1977 年に試運転が開始され、運転開始 15 年後の CAT で損傷が発見された。ライナーはコンクリートに埋め込まれていたため、目視で検査することはできなかった。

1997 年に Forsmark 1 号機で実施された CAT の際、トロイドが漏えい止めされていないことが検出された[57]。トロイドを解体しさらに検査したところ、トロイドリングに腐食が見られた。腐食の原因は湿った隔離材であることがわかった。建設中に鑄造水から絶縁を保護するために貼

られたはずのプラスチックフィルムが、逆に水を集めていたのである。Forsmark 1 号機は 1980 年に運転を開始した。

スウェーデンの原子力発電所でのこれらの経験によると、ライナーとその接続部品における損傷は、コンクリートに埋め込まれていて目視検査ができないため、検出が困難である。そのため、損傷は通常、運転開始後数年経ってから現れ、CAT 中に発見される。ライナーは、ミサイルから保護するためにコンクリートに埋め込まれている。

英国では、サンプライナーに関連した一次格納容器圧力保持軟鋼フロアライナーに腐食が発生した。英国の問題は、サンプライナーの露出表面から発生した腐食メカニズムによるフロアライナーの貫通腐食に関連していた。ライナーには、他の腐食部分に加え、直径 15.2mm の貫通穴があることが確認された。プラントの運転開始から発生した弱酸性の液体が、サンプの内側からコンクリートで裏打ちされた格納容器の基礎底部へと腐食を進行させた例である。当時の論文や調査結果によると、コンクリート打設時に木材などの異物が不注意でそのまま放置されたために、ライナーの外側から内側に向かって腐食が進行したことが一般的であった。このシナリオは、ライナーの遠位側にあるため腐食が目に見えず、より深刻であると判断される可能性がある。従って、この種の腐食（露出したライナー面から埋没したライナー面への腐食）については、国際的な報告が不足していると結論づけられる。これは、サンプライナーに通常集まる活性岩屑の性質から、直感に反すると思われる。

木材などの異物がコンクリート空隙から除去され、コンクリートの高いアルカリ性と酸素不足によって、鋼製ライナーの外表面が腐食からある程度保護されると考えるのが妥当であろう。同様に、軟鋼ライナーの内面が弱酸性のホウ酸液の影響に曝され、ライナー被覆に欠陥が生じる可能性があれば、必然的に腐食が生じる。

英国の運転経験では、サンプライナーの検査は、(活性液の存在や作業員の安全への配慮が最優先されるため) 適切な徹底度に悪影響を及ぼしかねない、ロジスティクスや作業上の問題をはらんでいることも指摘されている。

この問題の根本的な原因は次のようなものであろう：

- ASME XI コードの解釈が間違っており、検査の頻度が低すぎる。10 年毎ではなく、定期的に行うべきである。
- 検査準備が十分ではなく被覆システムに欠陥があったため、腐食が確認されなかった。

この AMP が提供された時点では、関連する研究開発は確認されていなかった。

9. 品質管理：

SSG-48 に沿って[61]、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[62]。さらなるガイダンスは、SSG61 の Paras 3.13.16 - 3.13.17 の安全解析報告書の補足[63]、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[64]、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[65]。

この AMP の有効性を評価するために、運用組織によってパフォーマンス指標が開発され使用されている。パフォーマンス指標は、定量的 (客観的に測定できるもの) または定性的 (特定の事前に決定された基準に照らして時間の経過に伴い変化するが、列挙は含まない測定) のいずれかである。

定量的指標 1

定義: 機能障害につながる劣化がない

説明: 検査プログラムによって管理される劣化は検出され、意図した機能が損失する前に修正措置が講じられる必要がある。

定性的指標 1

定義: 検査プログラムの履行

説明: 実際に行われた検査とプログラムで要求されている検査の比率。

References:

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR 50.55a, Codes and Standards, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix J, Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [3] Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2004 edition as approved in 10 CFR 50.55a, New York, NY.

AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section XI, Rules for Inservice

- [4] THE JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, JSME S NA1-2016, Code for Nuclear Power Generation Facilities - Rule on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME, (2017).
- [5] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactor Part: In-service Inspections and Operation Monitoring, KTA 3201.4(2016-11), KTA (2016).
- [6] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Inservice Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, (2004).
- [7] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life management of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai India, (2005).
- [8] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Ageing-Management in Nuclear Power Plants, KTA 1403 (2017-11), KTA (2017).
- [9] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Pressure- and activity-retaining components of systems outside the primary circuit – Part 4: Inservice Inspections and Operational Monitoring, KTA 3211, KTA (2013).
- [10] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Steel Containment Vessels – Part 4: Inservice Inspections, KTA 3401.4 (2017-11), KTA (2017).
- [11] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Airlocks on the reactor containment of nuclear power plants - Personnel airlocks, KTA 3402, KTA (2014).
- [12] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Cable Penetrations through the Reactor Containment Vessel of Nuclear Power Plants, KTA 3403, KTA(2015).
- [13] KERntechnischer AUSSCHUSS, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Isolation of operating system pipes penetrating the

Containment Vessel in the case of a Release of Radioactive Substances into the Containment Vessel, KTA 3404, KTA (2013).

- [14] KERNTechnischer Ausschuss, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Integral Leakage Rate testing of the Containment with the Absolute Pressure Method, KTA 3405, KTA (2015).
- [15] KERNTechnischer Ausschuss, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Pipe penetrations through the Reactor Containment Vessel, KTA 3407, KTA (2017).
- [16] KERNTechnischer Ausschuss, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Airlocks on the reactor containment of nuclear power plants - Equipment airlocks, KTA 3409, KTA (2009).
- [17] Government Office of Nuclear Safety: Ageing Management of Nuclear Power Equipment. Safety guide JB-2.1. Czech Republic, January 2010 (in Czech language).
- [18] HUNGARIAN ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Guidelines 4.12 On ageing management during operation (in Hungarian), HAEA(2016, version 3).
- [19] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Ageing management of Nuclear power plants – requirements, BNS I.9.2/2014, UJD SR, Bratislava, 2014.
- [20] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Regulation No. 33/2012 Coll., on the regular, comprehensive and systematic evaluation of the nuclear safety of nuclear equipment. UJD SR, Bratislava, 2016.
- [21] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, In-service Examination and Testing Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants, N287.7-08, CSA, Mississauga, Ontario, Canada (2008).
- [22] 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 (2005).
- [23] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management-SCC and Cable Ageing Project (SCAP) Final Report, OECD/NEA, CSNI/R (2010)15, NEA, PARIS, 2011.

- [24] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Rev. 2, USNRC, 2010.
- [25] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Degradation and Failure of Bolting in Nuclear Power Plants, Volumes 1 and 2, EPRI NP-5769, EPRI, Palo Alto, CA, 1988.
- [26] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Nuclear Maintenance Applications Center: Bolted Joint Fundamentals. EPRI TR-1015336, EPRI, Palo Alto, CA, 2019.
- [27] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Aging Effects for Structures and Structural Components (Structural Tools): B&W Owners Group Generic License Renewal Programme, BAW-2279P, EPRI TR-114881, EPRI, Palo Alto, CA, 2003.
- [28] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Long-Term Operations: Subsequent License Renewal Aging Effects for Structures and Structural Components (structural tools); PRODUCT ID 3002013084, EPRI, Palo Alto, CA, 2018
- [29] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, How to Conduct Material Condition Inspections, EPRI TR-104514, EPRI, Charlotte, 1994.
- [30] RESEARCH COUNCIL ON STRUCTURAL CONNECTIONS, Specification for Structural Joints Using ASTM A325 or A490 Bolts, RCSC, (2009).
- [31] RESEARCH COUNCIL ON STRUCTURAL CONNECTIONS, Educational Bulletin No. 3 Recommendations for Purchasing, receiving and storing A325 or A490 Bolts, RCSC, (2009).
- [32] Normative Technical Documentation of Association of Mechanical Engineers (N.T.D. ASI) Section IV. Residual Lifetime Assessment of Nuclear Power Plant Equipment and Pipelines type VVER. (in Czech language), 2013.
- [33] Technical Standard of Czech Energetical Companies (ČEZ,a.s.) Lifetime management of Power Plants Equipment in ČEZ, ČEZ_ST_0006. April, 2012, (in Czech language).
- [34] Guide of Czech Energetical Companies (ČEZ,a.s.) Assets evidence, efficiency, condition and lifetime assessment. ČEZ_PP_0330, September 2012, (in Czech language).
- [35] HUNGARIAN ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Guideline A4.21 Programme for the Maintenance, Testing and Surveillance in Nuclear Power Plants, 2016, version 1.

- [36] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Corrosion monitoring of safety significant components of nuclear facilities, BNS II.3.4/2006, UJD SR, Bratislava, 2007.
- [37] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 86-99, Degradation of Steel Containments, USNRC, 1986.
- [38] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 89-79, Degraded Coatings and Corrosion of Steel Containment Vessels, USNRC, 1990.
- [39] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Letter No. 87-05, Request for Additional Information Assessment of Licensee Measures to Mitigate and/or Identify Potential Degradation of Mark I Drywells, USNRC, 1987.
- [40] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 2006-01, Torus Cracking in a BWR Mark I Containment, U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC, 2006.
- [41] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 92-20, Inadequate Local Leak Rate Testing, USNRC, 1992.
- [42] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 91-17, Generic Safety Issue 79, Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, USNRC, 1991.
- [43] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1339, Resolution of Generic Safety Issue 29: Bolting Degradation or Failure in Nuclear Power Plants, USNRC, 1990.
- [44] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 2011-15, Steel Containment Degradation and Associated License Renewal Aging Management Issues, USNRC, 2011.
- [45] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Evaluation of acceptability of faults detected during the operation inspection of nuclear installation selected equipment, BNS II.3.1/2007, UJD SR, Bratislava, 2007.
- [46] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants (IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5 (2016)).

- [47] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 2004-09, Corrosion of Steel Containment and Containment Liner, USNRC, 2004.
- [48] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 2010-12, Containment Liner Corrosion, USNRC, 2010.
- [49] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1522, Assessment of Inservice Conditions of Safety-Related Nuclear Plant Structures, USNRC, 1995.
- [50] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 2011-15, Steel Containment Degradation and Associated License Renewal Aging Management Issues, USNRC, 2011.
- [51] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 2014-07, Degradation of Leak-Chase Channel Systems for Floor Welds of Metal Containment Shell and Concrete Containment Metallic Liner, USNRC, 2014.
- [52] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 88-82, Torus Shells with Corrosion and Degraded Coatings in BWR Containments and Supplement 1, USNRC, 1988/1989.
- [53] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 97-10, Liner Plate Corrosion in Concrete Containment, U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC, 1997.
- [54] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Information Notice No. 82-02, Degradation of Threaded Fasteners in the Reactor Coolant Pressure Boundary of PWR Plants, USNRC, 1982.
- [55] WANO Event Report, Corrosion on Containment steel liner (basemat) Ringhals 2, WER PAR 15-0573, 28-09-2014.
- [56] IRS – INTERNATIONAL REPORTING SYSTEM FOR OPERATING EXPERIENCE, LEAKAGE THROUGH THE REACTOR CONTAINMENT LINER, Sweden, IRS number 8792
- [57] SWEDISH NUCLEAR RADIATION AUTHORITY – SKI rapport 02:58 – Utredning kring reaktorinneslutningar – konstruktion, skador samt kontroller och provningar

- [58] IRS – INTERNATIONAL REPORTING SYSTEM FOR OPERATING EXPERIENCE, REACTOR BUILDING SUMP LINER DEGRADATION, United Kingdom, IRS number 8461
- [59] 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.
- [60] IRS – INTERNATIONAL REPORTING SYSTEM FOR OPERATING EXPERIENCE, CORROSION OF CONTAINMENT SHELLS IN THE AREA OF TRANSITION TO CONCRETE, GERMANY, IRS number 1201
- [61] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide No. SSG-48, IAEA, Vienna, 2018.
- [62] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), IAEA Safety Reports Series No. 82 (Rev. 2), IAEA, Vienna, Preprint.
- [63] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-61, IAEA, Vienna, 2021.
- [64] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Management System for Facilities and Activities, Safety Guide, Safety Standards Series No. GS-G3.1, IAEA, Vienna, 2006.
- [65] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programmes and Documentation, Safety Reports Series No.106, IAEA, Vienna, 2022.