

AMP324 アクセス不可能な領域（2023 年版）

プログラムの概要

本文書は、定期検査にアクセス不可能な原子炉構造物及び構造部品のための、プラント特有の経年劣化管理プログラムを開発するためのガイダンスを提供する。

重要な経年劣化の影響は、コンクリートや鋼製格納容器の構造要素にアクセスできない部分における、材料損失(全面腐食や孔食によるスケーリング、剥落)、凍結融解による亀裂、コンクリートの膨張反応による亀裂、水酸化カルシウムの溶出や炭酸化による空隙率や透水性の増加である[1]。

目視では、アクセス不可能な領域の検査はできない。しかし、非接触型非破壊検査 (NDT)、埋め込み型無線センサー、より高い浸透力を持つ NDT 技術など、改良された日常的かつ詳細な検査技術は、アクセスできない構造物の検査をサポートすることができる。さらに、ファイバースコープやボアスコープなどの光学的な補助器具は、アクセス不可能な領域の検査を可能にする[2]。

ASME Code Section XI, Subsection IWL と Subsection IWE では、アクセス不可能な領域の検査は免除されているが、責任技術者による疑わしい状態の検査とアクセス不可能な領域で実行される評価に関する特定の要件が言及されている[3]。アクセス不可能な領域に関する追加要件は、10 CFR 50.55a (b) (2) (viii) (E) 及び 10 CFR 50.55a (b) (2) (ix) に規定されている[4]。アクセス不可能な領域のコンクリートに対する許容性は、アクセス可能な区域にそのようなアクセス不可能な区域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評価される[5]。

特別な状況下(例えば、脱水、高放射線、運転停止、プラントの改造、**閉鎖空間**)でアクセス可能な区域も、この AMP を適用することが適切なこともあり得る。

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：

本プログラムは、定期検査でアクセス不可能な領域にある NPP 構造物や構造部品に適用される。本プログラムの適用範囲には、以下の例が含まれる。

- 基礎土壌／材料、埋め戻し材、または地下水にさらされた地下面
- 金属ライナーで覆われているコンクリート表面の一部
- 完全に埋め込まれた、またはアクセスできない格納容器シェルまたはライナー部分、ライナー定着部
- 隣接する恒久的なプラント構造物、部品、機器、部材、またはそれらの付属物により、目視によるアクセスが妨げられる表面の部分

- 建設中または補修／交換作業の結果、コンクリートに埋め込まれるか、包囲されるか、またはその他の方法でアクセス不能にされた、鋼製部品、支持、接続部、部材及びそれらの付属品の部分

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置：

劣化の発見が困難であったり、劣化の補修に費用がかかるような構造物のアクセス不可能な領域については、劣化につながる可能性のある環境や潜在的なストレス要因を監視し、必要に応じて管理することが適切である[2]。そのような環境及び潜在的なストレス要因の例は、本 AMP の第 3 節及び第 4 節で示している。

3. 経年劣化の検出：

供用期間中の検査と監視は、経年劣化の影響を検知するために不可欠な要素である。コンクリート検査と監視活動は、使用適合性が損なわれる前に部品の著しい劣化を検知し明確化するために、設計において考慮される。

アクセスが不可能な領域の構造物における重大な経年劣化は以下の通りである。

- すべてのタイプの格納容器について、アクセス不可能な領域の鋼製要素で発生する全面腐食、孔食、隙間腐食による材料損失
- コンクリート格納容器のアクセス不可能な領域で発生する凍結融解による亀裂、材料損失 (スケーリング、剥落)
- コンクリート及び鋼製格納容器のコンクリート要素のアクセス不可能な領域における骨材との反応に伴い発生する膨張による亀裂
- 構造物のアクセス不可能な地下コンクリート部分の沈下によって応力レベルが増加することにより発生する亀裂やひずみ
- 地下のアクセス不可能な領域で発生する空隙型コンクリート基礎の差圧沈下と浸食による亀裂
- コンクリートや鋼製格納容器のコンクリート要素のアクセス不可能な領域で水酸化カルシウムの溶出や炭酸化による空隙率や透水性の増加[1]

目視検査のアクセスが不可能な構造物については、表面を露出して検査するか、間接的なアプローチ (例えば、付属構造物の差分沈下、劣化を引き起こす可能性のある構造物に隣接する環境の評価) を用いなければならない。そして、疑わしい領域が特定された場合は、非破壊、破壊またはこれらの試験方法の組み合わせによって、より詳細に調査される[6]。

金属圧力バウンダリがコンクリートに埋め込まれている場合、アクセス不可能な部分に適した非破壊検査方法は特定されていない。超音波法は、腐食の影響を検出するために圧力バウンダリとコンクリートの界面領域に適用することに成功しているが、圧力バウンダリ厚さの約 4 倍 (すなわち、鉄筋コンクリート格納容器ライナーの場合は約 25mm) に相当する距離内に位置する鋭いピットを検出することしかできない[6]。

建屋の基礎スラブ、取水・排水構造物、サービス水ポンプハウス、ライナープレートで覆われた使用済み燃料プールの地下壁など、コンクリート構造物のアクセスできない領域におけるアルカリ骨材反応 (AAR) と遅延エトリンガイト形成 (DEF) は、埋め込み型ひずみセンサーで監視することができる。アクセス不可能な構造物でセンサーが利用できない場合は、コンクリートの劣化の程度を判断するために特別な評価が必要となる。

ASME Code Section XI, Subsection IWL と Subsection IWE では、アクセス不可能な領域の検査を免除しているが、責任技術者による疑わしい状態の検査と、アクセス不可能な領域で実行される評価に関する具体的な要件が記載されている[3]。アクセス不可能な領域に関する追加要件は、10 CFR 50.55a (b) (2) (ix) に規定されている。アクセス不可能な領域のコンクリートの許容性は、そのような区域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アクセス可能な領域に存在する場合に評価される。加えて、以下の条件を満たせない場合は、アクセス不可能な区域の経年劣化を管理するためのプラント特有のプログラムを追加で評価することが推奨される。

- NUREG-1557[9]で引用されている ACI 318[7]または ACI 349[8]の要件 (低水セメント比、低透水性、適切な空気巻込み) を満たし、ACI 201.2R のガイダンス (該当する場合) を満たすコンクリート表面が、埋め込まれた格納容器シェルまたはライナーと接触する格納容器コンクリートに使用されていた。
- シェルまたはライナーが埋め込まれる接合部の水分バリアが、ASME Code Section XI, Subsection IWE 要件に準拠した経年劣化活動の対象となっている。
- コンクリートが、格納容器シェルまたはライナーの表面への水の浸透経路となりうる貫通亀裂がないことを確認するために監視される。
- ホウ酸水の流出やコンクリート床面への水の溜まりがしばしば発生し、検出された場合は適時に清掃されるか、サンプルに迂回される[1]。

スロベニアの Krsko NPP では、構造物の掘削・改造の際に、アクセス不可能な構造物に対して臨機応変な検査が実施されている。[例えば、TD-2Z (埋設・地下配管及びタンク) [10] では、何らかの理由で (すなわち掘削によって) 埋設または地下の部品にアクセスできるようになった場合はいつでも、目視検査などの臨機応変な検査を実施しなければならないとしている]。さらに、TD-2N (Programme for Technical Monitoring of Buildings and Structures) [11]では、土木構造物の材料試験の頻度を規定している。要求される試験は、請負業者によって認定試験所で実施される。ドリルによる定期的なサンプリングが予見または指定されていない原子炉建屋の場合、コンクリートサンプルは、改造 (例えば、新しい貫通) が実施される際に、臨機応変に採取される。

4. 経年劣化のモニタリングと傾向分析：

アクセスできない構造物のほとんどは、臨機応変にしか検査できない。鉄筋コンクリートや鋼製格納容器の金属ライナーのようなアクセス不可能な部分に劣化をもたらす主な要因は、(場合によってはホウ酸の形をした) 水の存在による腐食である。アクセスできない場

所に水が存在し、塗装の劣化や鉄筋コンクリートや鋼製格納容器の鋼製ライナーの腐食につながるものが経年劣化の懸念となっている。

目視検査では、コンクリートに埋め込まれたライナーの部分など、腐食に脆弱である可能性のあるアクセス不可能な領域を検査することはできない。非接触型 NDT、埋め込み型無線センサー、より高い透過力を持つ NDT など、日常的な検査や詳細な検査技術を改善することで、アクセスできない構造物の検査をサポートすることができる。さらに、ファイバースコープやボアスコープなどの光学的な補助器具は、アクセスできない領域の検査を可能にする。光学補助器具の選択は、対象物の形状やアクセス方法、予想される欠陥の大きさ、必要な分解能などの要因によって決まる。ビデオカメラは、将来の参考として現状を記録するために使用することができる[2]。

地下水の化学的性質 (pH、塩化物、硫酸塩) は、もし可能ならば、地下のコンクリート構造物への影響を評価するために定期的に監視される。攻撃的な地下水／土壌を有するプラント、及び／または、コンクリート構造要素が劣化を経験したプラントの場合、意図された運転期間中のコンクリートの経年劣化を管理するために、劣化の程度を考慮したプラント特有 AMP が実施される。各加盟国の規格・基準によって、地下水／土壌を攻撃的と分類するための基準が異なる場合がある。しかし、他の基準がない場合は、pH が 5.5 未満、塩化物が 500ppm 以上、硫酸塩が 1500ppm 以上の地下水／土壌を攻撃的と指定することができる。

アルカリシリカ反応 (ASR) の影響を受けた構造物の変形を監視する方法は、センサーを取り付けることである。多くの場合、地表に取り付けた機器のアライメントを監視することは、アクセスできない可能性のある場所やセンサーを取り付けることができない場所に対する効果的な戦略である。

5. 経年劣化の緩和：

本 AMP は状態監視プログラムであり、経年劣化の影響を緩和するための一般的な推奨も特定の推奨も提供していない。しかし、観察または検出された劣化の程度が許容基準を超える場合、劣化の根本原因を緩和し、構造性能への影響を評価するために、詳細なモニタリングと傾向分析、及び構造評価に基づいて、プラント特有の対策を特定することができる。

6. 許容基準：

許容基準は、各加盟国の民間規格・基準及び慣行、並びに設計規格・基準に準拠し、業界及びプラントの運転経験を考慮し、適用可能なものとして導き出される。

参考文献[3,7,8,12]は、許容基準を選択するための基盤を提供している。

ASME Code Section XI, Subsection IWL 及び Subsection IWE は、アクセス不可能な区域の審査を免除しているが、責任技術者による疑わしい状態の審査及びアクセス不可能な区域に対して実施されるべき評価の要件が規定されている[3]。アクセス不可能な領域に関する追加要件は、10 CFR 50.55a (b) (2) (ix) に規定されている。アクセス不可能な領域のコンク

リートの許容性は、そのような区域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アクセス可能な領域に存在する場合に評価される。加えて、以下の条件を満たせない場合は、アクセス不可能な領域の経年劣化を管理するためのプラント特有のプログラムをさらに評価することが推奨されている。

- NUREG-1557 に引用されている ACI318 または ACI349 の要件 (低水セメント比、低透水性、適切な空気巻込み) を満たし、ACI 201.2R のガイダンス (該当する場合) を満たすコンクリート表面が、埋め込まれた格納容器シェルまたはライナーと接触する格納容器コンクリートに使用されていた。
- シェルまたはライナーが埋め込まれる接合部の水分バリアが、ASME Code Section XI, Subsection IWE 要件に準拠した経年劣化活動の対象となっている。
- コンクリートが、格納容器シェルまたはライナーの表面への水の浸透経路となりうる貫通亀裂がないことを確認するために監視される。
- ホウ酸水の流出やコンクリート床面への水の溜まりがしばしば発生し、検出された場合は適時に清掃されるか、サンプルに迂回される[1]

格納容器構造物の地下のアクセス不可能なコンクリート領域における材料損失 (スケーリング、スポーリング) 及び凍結融解による亀裂を管理するために、中程度から厳しい気象条件 (風化指数 > 100 日インチ/年) にあるプラントについては、更なる評価が必要である [13]。既存のコンクリートが (ASME Section III Division 2 の Table CC-2231-2 による) 空気巻込み含有量を有しており、その後のアクセス可能な領域での検査で凍結融解に関連した劣化が見られなかったことが文書化された証拠により確認された場合、プラント特有のプログラムは不要となる[9]。

7. 是正措置：

許容基準を満たさない検査結果については、評価が実施される。評価結果が修理または交換の必要性を示す場合、プロセスに準拠して是正措置が開始される。さらに、是正措置には、劣化の根本原因を軽減するための評価も含まれる。是正措置に関するプラント特有の要求事項がない場合、参考文献[4]の要求事項を用いて是正措置に対処することができる。

BWR MARK-I 格納容器ドライウエルシェル外側のアクセス不可能な領域で水分が検出された、またはその疑いがある場合、あるいは根本原因解析の結果、水分の発生源が特定できない場合、燃料交換シールや燃料交換キャビティプール壁のステンレス鋼ライナーの亀裂など、該当する場合、湿気の発生源と特定された部品を含めて、経年劣化管理レビューを実施する。VT-1 や超音波検査により、腐食が発生していないこと、または腐食の進行が非常に緩やかであり、経年劣化がドライウエルシェルの意図した機能を危うくしないことを実証する。

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：

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、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及び研究開発 (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、必要に応じて、プラント AMP を修正するか、又は、経年劣化管理の継続的な有効性を確保するための追加措置 (例えば、新たなプラント特有 AMP の開発) をとる。

外部の運転経験の適切な情報源は、原子炉プラントにおけるコンクリート構造物の経年劣化管理 (Aging Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants) である。

原子炉プラントにおけるコンクリート構造物の経年劣化管理 (IAEA 原子力シリーズ No.NP-T-3.5[2])、CHECWORKS ユーザーグループ (CHUG)、オーナーグループ、OECD-NEA、WANO、INPO、IAEA 及び NRC の generic communications である。

フランスでは、900MW(e)プレストレストコンクリート格納容器の厚さ 6mm のライナーの腐食が、CP (契約プログラム) シリーズの格納容器のいくつかの部分で発生した。これらは修復された。腐食は2つの領域で発生していた。

(a) コンクリート製基礎マットの上部に隣接するライナーの円錐部分の全周に沿って

(b) 厚さ 1m のコンクリート基礎床スラブの建設継ぎ目の下

スチール製ライナーの腐食は、10~15 年頃に初めて確認された。この腐食は、壁とライナー上の厚さ 1m のコンクリートスラブとの間の止水部から基礎マット (アクセス不可能な領域) に向かって伸びるライナーの 20cm の部分で発生した。腐食は進行し、この部分では直径 1cm の穴がライナーを貫通していた。格納容器は統合漏えい率試験には合格したものの、試験終了時に、基礎マット・ラフト上のライナープレート部分を接合する溶接部を検査するために建設中に使用された加圧水路の一部に、腐食性物質を含む水が滞留していることが観察された。腐食の発生は、建設中及び運転中の高湿度に伴う止水装置の故障が原因であった。ライナーの穴は、コンクリートスラブの一部を取り除き、ライナーをサンドブラストし、検査し、穴を覆うプレートを溶接し、塗装することで修復された。さらに、加圧水路にセメントグラウトを充填し、ライナーと床スラブの間に腐食防止剤 (ワックス) を充填し、新しい止水装置を設置した。新しい止水装置は、ボルトで固定された金属シートで遮蔽された複合エラストマー材料で構成されており、定期的に取り外して点検することができる。ライナーの腐食は、基礎フロア・スラブ (CP ユニットのみ) の接続部底でも観察され、厚さ 6mm ライナーの約 3mm を貫通していた。ライナーの腐食は、継目シールの分解と pH 5 の水の存在に起因していた[2]。

2015 年のフランス Burgey 5 NPP (PWR) の格納容器空気漏えい試験で、2つの漏えい試験が実施された。1つは乾燥基礎マット条件、もう 1つは浸水条件であった。乾燥基礎マット条件で測定された漏水量は、基礎マットライナー下部からの漏水を示した浸水状態の漏水量よりも有意に大きかった。是正措置として、壁と床との接合部の基礎マット全周に追加の漏水防止バンド (システム MAEAVA 2) が設置された。この補修により、漏えい率は大幅に減少した。

2014 年にスウェーデン Ringhals 2 NPP (PWR) で行われた格納容器空気漏えい試験 (CAT) の際、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[14]。

貫通部周辺に位置する鋼製ライナーの腐食は、1993年に Barseback 2 で発見された[15]。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ト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。これは一般的な破損原因 (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ができなかった。

スウェーデンの NPP でこれらの経験から、ライナーとその接続部品の損傷は、コンクリートに埋め込まれており目視検査のアクセスができないため、検出が困難であることがわかる。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、ミサイルから守るためにコンクリートに埋め込まれている。

遅発性エトリンガイト形成 (DEF) がフランスの NPP で検出された。この膨張は、格納容器の基礎マットに設置された監視システムによって検出された。目視による損傷や亀裂は観察されていないが、十分な期間にわたる測定に基づいて外挿が行われた。基礎マットにのみ見られる膨張は、コンクリート部分の大幅な厚みと水の存在の両方に関連しているようである。

日本の伊方 1 号機のタービン発電機基礎では、運転開始後の 1979 年に亀裂が発見された。発電機のロータ軸とテーブルデッキ上の軸受との間の距離の変化が観察され、亀裂の状態を確認するために膨張測定が行われた。さらに、抽出したコンクリートコアの室内試験を実施した。これらのコンクリートコアの評価を通じて、亀裂は ASR の膨張によって引き起こされたことが確認された。この状態は、タービン発電機基礎の意図した機能には影響しなかった。継続的な状態監視により、運転継続のための構造健全性が確認された。

スウェーデンの Ringhals 2 の格納容器底部スラブから得られた個々のコアで、反応性の低い ASR が確認された。岩石学的研究では、低反応性骨材の割合が低いことが示された。同定された骨材は主に角閃岩、黒雲母片麻岩、花崗岩であった。反応性骨材は細粒石英で構成されていた。試料中には、ASR ゲルで満たされた 0.03 ~ 0.05mm の微小亀裂が確認された。しかし、空隙にはゲルは確認されなかった。全体的には、反応性が弱～中程度で全体的または部分的に失速している可能性があることが分析により確認された。構造物の目に見える部分の検査と圧力強度試験では、亀裂や強度に影響する兆候は見られなかった。他のサンプルや検査でも ASR の存在は確認されなかった。

カナダでは、安全上重要な構造物の一部は、**鋼製打込み端部支持杭** で築かれている。環境は一般に攻撃的でない。関連する条件を確認するために、環境パラメータの継続的なモニタリングが行われている (水サンプルのためのボーリング、土壌と大気の実地検査)。長年にわたって確立された最大の攻撃性物質は、冬季に行われる凍結防止のための塩分であった。この塩を非腐食性の薬剤に置き換えた。寿命延長の一環として、事業者はより多くの検証を行っている。運転期間が長いため、地下水位 (多少の自然変動がある) 周辺の杭ゾーンが最も懸念される。事業者は、その状態についていくつかの肯定的な証拠を得ているが、デ

ータ／状態のさらなる検証を進めている。杭周辺の空気／酸素を増加させることにより、杭周辺の土壌を乱さないことが制約である。

9. 品質管理：

SSG-48 [16]に沿って、IGALL Safety Report [17] Section 4.9 に、(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存、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が記載されている。さらなるガイダンスは、SSG の 3.13.16 から 3.13.17 に記載されている。

SSG-61 [19]の 3.13.16 - 3.13.17、GS-G-3.1 [20]の確認プロセス (予防措置については para 6.76-6.77、是正措置については para 6.66-6.75)、SRS No.106 [17]の第 2 節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。

この AMP に関する追加的な具体的情報はない。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Standard Review Plan for Review of Subsequent License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG-2192, USNRC, Washington, D.C., 2017.
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5, IAEA, Vienna, 2016.
- [3] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Chapter XI, ASME, New York, NY, 2019.
- [4] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, 50.55a, Codes and Standards, National Archives and Records Administration, USNRC, Washington, D.C., Latest Edition.
- [5] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, NUREG-2191, Vol. 2, USNRC, Washington, D.C., 2017.
- [6] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Report on Aging of Nuclear Power Plant Reinforced Concrete Structures, NUREG-6424, USNRC, Washington, D.C., 1996.
- [7] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Building Code Requirements for Reinforced Concrete and Commentary, ACI Standard 318-14, ACI, Detroit, MI, 2014.
- [8] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Evaluation of Existing Nuclear Safety-Related Concrete Structures, ACI Standard 349.3R-18, ACI, Detroit, MI, 2018.
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Summary of Technical Information and Agreements from Nuclear Management and Resources Council Industry Reports Addressing License Renewal, NUREG-1557, USNRC, Washington, D.C., 1996.

- [10] NUKLEARNA ELEKTRARNA KRŠKO, Buried and Underground Piping and Tanks, TD-2Z, Rev. 7, Krško, 2021.
- [11] NUKLEARNA ELEKTRARNA KRŠKO, Programme for Technical Monitoring of Buildings and structures, TD-2N, Rev. 6, Krško, 2021.
- [12] AMERICAN SOCIETY OF CIVIL ENGINEERS, Guideline for Structural Condition Assessment of Existing Buildings, SEI/ASCE 11-99, ASCE, Reston, VA, 1999.
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Final Report, NUREG-1801, Rev. 2, USNRC, Washington, D.C., 2010.
- [14] WORLD ASSOCIATION OF NUCLEAR OPERATORS, Corrosion on Containment steel liner (basemat) Ringhals 2, WANO Event Report WER PAR 15-0573, 2014.
- [15] SWEDISH NUCLEAR RADIATION AUTHORITY, Investigation into reactor containment construction, damage as well as checks and tests, SKI Rapport 02:58, SKI, Stockholm, 2003.
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA 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), IAEA 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, IAEA Safety Standards Series No. SSG-61, IAEA, Vienna, 2021.
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. 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 Programmes and Documentation, IAEA Safety Reports Series No. 106, IAEA, Vienna, 2022.