

AMP318 コンクリート構造モニタリング（2023 年版）

プログラムの概要

本文書は、アクセス可能な原子炉コンクリート構造物及び構造部品について、これらの意図された機能の喪失を防止するため、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。AMP324「アクセス不可能な領域」には、アクセス不可能なコンクリート構造物及び構造構成要素の検査に関する詳細が記載されている。

構造物モニタリングプログラムは、参考文献[1-5]のような各国の民間規格・基準に準拠して、構造物や部品の経年劣化をモニタリングする資格者による、定期的な目視検査と必要に応じた非破壊検査で構成される。NPP のコンクリート構造物の経年劣化を管理するための状態評価プログラムを開発するための一般的なガイダンスは、IAEA[6]、EPRI[7-8]、International Union of Laboratories and Experts in Construction Materials, Systems, and Structures[9]、Nuclear Energy Agency Committee on Safety of Nuclear Installations[10]などの組織によって提供されている。

参考文献[1,3-5,11]で推奨されている評価方法及び許容基準は、プラントの許認可文書にガイダンスがない場合、あるいはガイダンスがある場合でも補完として、使用することができる。構造物評価の実施責任者は、コンクリート構造物の設計、評価、供用期間中検査及び原子炉プラントの安全性に関連する構造物の性能要件に精通し、加盟国規制当局の適切な資格要件を満たす有資格の構造技術者である。構造技術責任者の指示に基づいて、プラントで実際に検査または試験を実施する要員は、供用期間中コンクリート構造物の評価またはコンクリート構造物に関する品質保証に 1 年以上の経験を有し、供用期間中構造物の評価に関して規制当局が要求する資格要件を満たす有資格構造技術者である。

このプログラムには、海洋環境や、硫酸、塩化物などの一般的な有害イオンを含む酸や工業プロセスからの化学副生成物を含む活性な水に曝されるコンクリートの定期的な状態評価も含まれている。コンクリートは、構造物の片面が湿潤状態で他方の面が乾燥状態、寒冷地では霜の作用、埋め込まれた鉄筋の腐食、波浪や浮遊物による物理的浸食に曝されている場合、セメント水和物に対する海水成分の化学作用、反応性骨材が存在する場合のアルカリ骨材の膨張、コンクリート内塩類の結晶化圧などが複合的に作用し、過度に劣化する可能性がある[12]。

このプログラムには、地下水の定期的なサンプリングと試験、化学的性質の変化が地下コンクリート構造物に及ぼす影響を評価する必要性も含めている[13]。構造物基礎の経年劣化と状態評価は、構造物モニタリングプログラムに特有なものである。劣化につながりうる要因が存在する場合、基礎の状態を明確に扱う必要がある。

本 AMP の適用範囲に含まれる構造物において、経年劣化の影響を管理するため塗装を用いている場合、又は塗装の劣化が構造物の安全機能に影響を及ぼす可能性がある場合、プログラムは塗装モニタリング及び保守に対応する。そうでない場合、本プログラムが対象とする構造物の塗装は、下地材料の状態を示すものとしてのみ検査される。

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：

本プログラムの対象範囲には、AMP302、AMP307、AMP312 及び AMP315 の対象範囲以外の、以下のコンクリート構造物及び構造用コンクリート部品が含まれる。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、またはプラントを停止し安全な状態に維持する能力、あるいはプラントの設計基準を超える潜在的な敷地外被ばくをもたらす可能性のある事故の結果を防止または軽減する能力を確認するため、設計基準事象の発生中及び発生後に機能を維持することが要求される安全性に関連する構造及び部品
- b. 安全性に関連する構造物及び部品の適切な性能発揮を妨げる可能性のある、全ての非安全性関連構造物及び部品
- c. 火災防護、環境適合性、加圧熱衝撃、スクラムを伴わない予期しうる過渡事象、及びサイト内停電に機能を果たすために、安全分析またはプラント評価において用いられるすべての構造物及び部品

本 AMP は、二次格納容器と、航空機に対する耐衝撃性を持つように設計された鉄筋コンクリート構造である対飛行機衝突 (APC) シェルに適用できる。建物内部の構造物や設備を衝撃的なダメージから守り、構造壁の裏面からコンクリートが剥がれ落ちてシステムや部品が損傷するのを防ぐことができる。これらの構造物の例としては、共通のコンクリート製ラフトを共有する原子炉建屋の屋外側、燃料棟や電気棟を覆う構造物の屋外側が挙げられる。

本 AMP には、鉄筋や定着部プレートなど、コンクリートに埋め込まれた鋼製部位も含まれる。

申請者は、構造物モニタリングプログラムの範囲に含まれる他の構造物または部品を指定する。本プログラムの範囲には、地下水の定期的なサンプリングと検査が含まれ、AMP305 と AMP307 の全ての属性が本プログラムの属性に組み込まれている場合に限り、石積み壁と水管理システム構造物の検査も含めることができる。

2. 経年劣化を最小化し、抑制するための予防措置：

この構造物モニタリングプログラムは状態監視プログラムであり、特別な予防措置は必要ない。

3. 経年劣化の検出

供用期間中の検査には、検査、試験、モニタリング、監視が含まれ、コンクリートの経年劣化を検知するために不可欠である。最も重要なものを、それぞれの劣化メカニズムとともに以下に挙げる。

- 凍結融解、摩耗、キャビテーション、高温、腐食性化学物質、埋め込まれた鋼鉄や鉄筋の腐食など、1つまたは複数の劣化メカニズムの結果として、剥落、スケーリング、錆汚れ、孔食、エロージョンとして現れる材料損失
- 凍結融解、骨材との反応、エトリンガイトの遅延生成、収縮、沈下、高温、照射、疲労、継続的な振動負荷などの 1 つまたは複数の劣化メカニズムの結果として、

一般的な亀裂、マッピング亀裂、ヘアライン亀裂、孔食、エロージョンとして現れる可能性のある亀裂

- 水酸化カルシウムの溶出、腐食性化学物質、高温、照射、クリープなどの 1 つまたは複数の劣化メカニズムの結果として、浸透性の増加、気孔率の増加、pH の低下、引張強度の低下、圧縮強度の低下、弾性率の低下、接着強度の低下として検出される材料特性の低下

目視検査には、また定期的なマッピングと測定も含まれ、亀裂の原因を特定し、活性なものかどうかを確定するために有用な亀裂の外観と進展の履歴を提供する。

各構造物／経年劣化の組み合わせについて、監視または検査すべきパラメータは、構造物、構造部品、あるいは機器によって異なる。監視または検査するパラメータは、民間規格・基準あるいはガイドラインに沿ったものであり、業界及びプラント特有の運転経験を考慮したものである。

コンクリート構造物の定期的な目視検査を実施し、浸出、化学的攻撃、摩耗、浸食、キャビテーション、過度なたわみや沈下、亀裂、飛び出しや空洞、剥落、スケーリング、鉄筋や定着部材品の腐食の兆候有無を監視・検出する。許容基準は第 6 節で議論されている。

構造物の最初の目視検査で、アルカリシリカ反応 (ASR) を示すパターン状の亀裂が確認された場合、影響を受けた構造物から採取したコンクリートサンプルの岩石学的検査を実施し、ASR の存在を確認する。ASR の存在が確認された場合、構造物の経年劣化を管理するために AMP312 が実施される。これには、検査頻度の増加、亀裂の幅と範囲の追跡、機械的特性の劣化を決定する試験、影響を受けた構造物の構造評価などが含まれる。

検査頻度は、安全上の重要性和構造物の状態によって異なる。一般に、すべての構造物と地下水の水質は、5 年を超えない頻度でモニタリングされる。このプログラムには、以下の第 6 節で特定される許容基準を超える劣化を追跡するために、構造物や部品のより頻繁な検査のための規定が含まれている。安全上の重要性が低く、穏やかな環境条件に曝される構造物は 5 年を超える間隔でモニタリングされることもあるが、それらは運転経験に基づいて選定・リストアップされる。

4. 経年劣化傾向のモニタリングと分析：

構造物及び構造部品の状態は、定期検査によってモニタリングされる。加えて、劣化の進展に伴い、構造物がその設計基準を満たさない可能性がある場合、あるいは予定されている次の評価まで是正されないまま放置されると設計基準を満たさない可能性がある場合、構造物の状態がモニタリングされ、傾向分析される。

参考文献[1,3]は、コンクリート構造物について監視または検査すべきパラメータを選択するための許容可能な根拠を提供している。ファイバースコープやボアスコープなどの光学的補助器具により、アクセスできない領域の検査も可能となる。光学補助器具の選択は、対象物の形状やアクセス方法、予想される欠陥サイズ、必要な解像度などの要因によって決まる。ビデオカメラは、将来の参考のために現状記録に使用することができる。

このようなシステムは、冷却塔監視用にベルギーで開発された[14]。モニタリングは、地形調査、劣化タイプの記録、構造材料の分析から得られた結果に基づいて行われる。構造物の亀裂を監視するために、画像取得、表示、解析機能を備えたビデオ顕微鏡が開発されている[15]。

様々な種類の損傷、及びそれらの原因を認識・分類するのに役立つ有用なガイドが利用できる[1-2,16-18]。

コンクリートの壁貫通漏えいを監視する。壁貫通漏えいまたは地下水浸透が確認された場合、コンクリートまたは鉄筋の劣化の兆候がないか、液体インベントリ、漏水量、化学的性質が監視され、傾向分析がされる。

原子炉圧力容器に近接するコンクリート構造物（一次／生物遮蔽壁、犠牲遮蔽壁、原子炉容器支持部／ペデスタルなど）の照射に伴う放射化レベルが定期的に測定される。また、長期運転期間中に、中性子線またはガンマ線によるコンクリートの推定（計算）照射線量が、NUREG 2192 の 3.5.2.2.6 節[13]に示されたそれぞれの閾値レベルを超える部分が存在する場合、あるいは意図された機能に影響を与える可能性のあるコンクリート照射劣化のプラント特有 OE が存在する場合、照射による経年劣化影響（コンクリートの潜在的な亀裂、強度低下、機械的特性の喪失など）を管理するためにプラント特有のプログラムが必要かどうかを判断するためのさらなる評価が実施される。

定量的ベースライン検査データは、予め設定された許容基準に準拠して設定される。過去に実施された検査で、同等の許容基準を用いて実施されたものは、新たなベースライン検査を実施する代わりに用いることが可能である。

5. 経年劣化の影響の緩和：

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は含まれていない。しかし、許容基準を超える構造物や部品の劣化が検出された場合、詳細なモニタリングと傾向分析、及び構造物評価に基づいて、劣化の根本原因を緩和するためのプラント特有の対策を特定することができる。

例えば、コンクリート鉄筋、その他のコンクリート補強材、またはコンクリート管の腐食を防止または緩和するために、カソード保護システムを設置することができる。システムは、犠牲陽極カソード保護 (SACP)、印加電流カソード保護 (ICCP)、またはその両方を使用することができる。SACP システムは、陽極として機能するより腐食しやすい犠牲金属を、保護金属に接続する。犠牲金属は、保護金属の代わりに腐食する[6]。

6. 許容基準：

ACI、CEN、CSA など、いくつかの国や組織がコンクリート構造物の評価基準を策定している。

例えば、参考文献[1]は広く利用されている報告書で、既存原子炉プラントの安全性に関連するコンクリート構造物の評価のための包括的な 3 段階の評価基準を示している。その焦点は、参考文献[2]に例示されている一般的に発生する劣化状態（化学的攻撃、ポップアウト、ボイド、スケーリング、活性でない亀裂など）に当てられている。3 段階の評価基準は、追加評価なしの許容、レビュー後の許容（すなわち、劣化の原因、活

動、劣化の影響を特定するための追加検査と試験)、必要な追加評価 (すなわち、現在の耐性を評価し、必要な場合には改善措置プログラムを開発するために、より広範な試験と分析方法の適用) の観点から提供されている。また、ガイドラインには、推奨される定期評価間隔 (すなわち、一般に 5 年または 10 年間隔であるが、劣化が生じた場合には短縮される)、評価チームの資格要件、及び損傷緩和のための考慮事項 (すなわち、補修、より高頻度での監視または交換) が含まれている。

構造物モニタリングプログラムでは、意図した機能が失われる前に是正措置の必要性が確実に特定されるため、構造物/経年劣化の影響ごとに選択された許容基準に基づいて、資格を有する技術者が検査結果を評価することになっている。基準は、各国の民間規格・基準、該当する場合には設計基準に基づいて導入され、業界及びプラントの運転経験を考慮する。

参考文献[1-5,11]は、許容基準を選択するための許容基準を提供している。

基準は、構造物又は部品が意図された機能を果たす能力に影響を及ぼす可能性のある劣化の特定及び評価に向けられたものである。コンクリート構造物について、設計基準及び規格と異なるプラント特有の基準を使用することを選択した申請者、及び/又は、[1]に記載した規格の基準からの逸脱の技術的根拠を提供するものが該当者である。

7. 是正措置：

確立された基準を満たさない検査結果に対して評価が行われる。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は、参考文献[19]の要求事項を用いて是正措置に対処することができる。

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。定期的にプラント及び業界全体の運転経験及び研究開発 (R&D) 結果を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認するための追加的な処置 (例えば、新たなプラント特有 AMP を開発する) 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 (IAEA 原子力シリーズ No.NP-T-3.5[6])、CHECWORKS ユーザーグループ (CHUG)、オーナーズグループ、OECD - NEA、WANO、INPO、IAEA 及び NRC の generic communications がある。

多くのプラントでは、構造物監視プログラムは最近実施されたばかりであるが、プラントの保守は、初期運転時から継続されている。NRC の NUREG-1522[20]は、1992 年に NRC の Office of Nuclear Regulatory Regulation が主催した、コンクリートや鉄骨構造物や部品の損傷の種類、実施された補修の種類、補修の耐久性に関する情報を得るための調査結果を文書化したものである。調査に回答した事業者は、コンクリート構造物の亀裂、スケーリング、浸出を報告した。劣化の原因は、乾燥収縮、凍結融解、摩

耗であった。参考文献[20]はまた、6つのプラントにおける NRC スタッフの検査結果についても記述している。スタッフは、コンクリートの劣化、部品支持部材や定着部ボルトの腐食、石積み壁の亀裂やその他の劣化、地下水の漏出や地下構造物への浸透を観察した。観察・報告された劣化は、汽水や海水に近接しているため、沿岸の発電所の方が内陸発電所よりも深刻であった。

Turkey Point NPP (米国) の3号機と4号機では、格納容器ライナープレート、鉄筋、 tendon 組立品を保護するために、建設時にカソード保護システム (CPS) が設置された。報告時点で、このシステムは、一部の陽極の測定値が、低いあるいは極めて低い値を示していた (有意な腐食活動がないことを示す)[20]。

Diablo Canyon 1/2 NPP (米国) では、コンクリートへの塩水浸入による悪影響のため、1996 年以降、海水取水構造が2回も取り替えられた。1996 年の改修計画には、コンクリート補修と様々な場所へのカソード保護陽極の設置が含まれていた[20,21]。

San Onofre 3 NPP (米国) では、塩化物イオンの浸透によって埋め込まれた鉄筋が腐食し、取水構造物の外壁コンクリートや給水ポンプを支えるコンクリート梁に大きな亀裂が発生した。壁はコンクリートに固定された外装鋼板で補強され、腐食を防ぐためにカソード防食用の犠牲亜鉛陽極が鋼板に設置された。その後の検査で、亀裂や鉄筋腐食の新たな領域が見つかったが、劣化はそれほど大きくなかった[20,21]。

Ringhals NPP には、大きな部品や使用済み燃料を輸送するための独自の港 (安全区分外の建物) がある。港湾は、コンクリート杭で基礎を固めたコンクリート構造物である岸壁で構成されている。杭は岸壁の荷重を海底と岩盤に伝える。杭は一般に、海水、浸食、凍結に曝される過酷な環境にある。最も水しぶきに曝される杭の上端を保護するため、杭のこの部分にはコンクリート製の防氷材が設置されている。Ringhals の予防保全戦略の一環として、杭の状態はダイバーによって定期的に目視検査されている。これらの検査の経験から、浸食が水しぶきに曝される部分の主要な劣化メカニズムであり、30 年以上経過すると防氷材のコンクリート成分が大きく失われてしまうことがわかっている。杭から採取されたサンプルの分析によると、杭の塩化物濃度は全域で高い。しかし、高い塩化物濃度にも関わらず、水中域では腐食に関連する損傷はほとんど報告されていない。

海洋構造物の劣化の主な原因は、海水からの塩化物イオンの浸入であり、これがやがて鉄筋腐食を引き起こす。国によっては (例えばスカンジナビア)、潮汐の変動が非常に小さく、その結果、水しぶきゾーンは基本的に常時高含水状態に保たれる (すなわち、有意な乾燥期間がない)。このため、酸素の浸入が抑制され、腐食のリスクが減少する可能性がある。水没した構造物は通常、酸素レベルが低いため、鉄筋腐食のリスクは低い。しかし、コンクリートの品質が悪い場合 (例えば、水セメント比が高く、比抵抗が低い)、水上と水中の鉄筋の間にマクロセルが生じることがある。水上の補強材は大気中の酸素を受け取り、水中の陽極性補強材の腐食プロセスを促進する。

米国の多くの事業者は、意図された運転期間中、構造物や部品の経年劣化の影響が適切に管理されるように、構造物モニタリングプログラムを強化する必要があることを認識している。上述した構造物モニタリングプログラムの実施が、対象範囲内の構造物及び部品の支持部の経年劣化を、意図された運転期間を通じて管理する上で効果的であるという合理的な保証がある。

9. 品質管理：

SSG-48に沿って[22]、IGALL 安全報告書の4.9節は、(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[23]。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[24]、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[25]、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[26]。

加えて、パフォーマンス指標に関する以下の具体的な情報がこの AMPに関連する。

定量的指標 1

定義：機能故障につながる劣化がないこと。

説明：検査プログラムによって管理される劣化は、意図した機能が失われる前に検出され、是正措置が取られるべきである。

定量的指標 2

定義：亀裂の数と幅

説明：亀裂の数と幅の増減。

定性的指標 1

定義：検査プログラムの実施状況

説明：実施された検査とプラント検査プログラムで要求される検査の比率。

References

- [1] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Evaluation of Existing Nuclear Safety Related Concrete Structures, ACI Standard 349.3R-18 (Reappeared 2018), ACI, Detroit, MI, 2018.
- [2] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Guide for Conducting a Visual Inspection of Concrete in Service, ACI Standard 201.1R, ACI, Detroit, MI, 2008.
- [3] AMERICAN SOCIETY OF CIVIL ENGINEERS, Guideline for Structural Condition Assessment of Existing Buildings, SEI/ASCE 11-99, ASCE, Reston, VA, 1999.
- [4] CANADIAN STANDARD ASSOCIATION, Requirement for Safety-Related Structures for CANDU Nuclear Power Plants, CSA N291-08 (R 2013), CSA, Canada, 2013.
- [5] ARCHITECTURAL INSTITUTE OF JAPAN, Guidelines for Maintenance and Management of Structures in Nuclear Facilities, Architectural Institute of Japan, 2015.
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Energy Series No. NP-T-3.5, “Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants” Vienna, Austria, 2016.
- [7] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Aging Identification and Assessment Checklist, TR 1011224, EPRI, Palo Alto, California, January 2005.
- [8] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Aging Assessment Field Guide, TR 1007933, EPRI, Palo Alto, California, December 2003.

- [9] Naus, D. J. Considerations for Use in Managing the Aging of Nuclear Power Plant Concrete Structures, Editor - D.J. Naus, Report 19, RILEM Publications S.A.R.L., Cachan, Cedex.1999
- [10] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Report of the Task Group Reviewing International Activities in the Area of Ageing of Nuclear Power Plant Concrete Structures, NEA/CSNI/R(95)19, Nuclear Energy Agency of the Organisation of Economic Cooperation and Development, Issy-les-Moulineaux, France, November 1995.
- [11] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Building Code Requirements for Reinforced Concrete and Commentary, ACI Standard 318-14, ACI, Detroit, MI,2014.
- [12] NAUS, D., Primer on Durability of Nuclear Power Plant Reinforced Concrete Structures: A Review of Pertinent Factors, Rep. NUREG/CR-6927 ORNL/TM2006/529, Oak Ridge National Laboratory, Washington, DC, 2007.
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Standard Review Plan for Review of Subsequent License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG-2192, 2017.
- [14] LASUDRY, R., Instrumentation and Monitoring of Belgian Cooling Towers, NEA/CSNI/R(2000)15, (Work shop on Instrumentation and Monitoring of Concrete Structures) Nuclear Energy Agency, Issy-les-Moulineaux , 2001.
- [15] DE SCHUTTE, G., Advanced Monitoring of Cracked Structures Using Video Microscope and Automated Image Analysis, NDT&E Int. 35 4,209–212, 2002.
- [16] ACI COMMITTEE 207, Practices for Evaluation of Concrete in Existing Massive Structures for Service Conditions, ACI207.3R-94, American Concrete Institute, Farmington Hills, MI, 1994.
- [17] ACI COMMITTEE 224, Causes, Evaluation, and Repair of Cracks in Concrete Structures, ACI 224.1R-07, American Concrete Institute, Farmington Hills, MI, 2007.
- [18] ACI COMMITTEE 311, Guide for Concrete Inspection, ACI 311.4R-00, American Concrete Institute, Farmington Hills, MI, 2000.
- [19] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [20] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Assessment of In-service Condition of Safety-Related Nuclear Power Plant Structures, NUREG-1522, USNRC, 1995.
- [21] COPINGER, D., OLAND, C., NAUS, D., A Summary of Aging Effects and Their Management in Reactor Spent Fuel Pools, Refueling Cavities, Tori, and Safety Related Concrete Structures, Rep. NUREG/CR-7111, NRC, Washington, DC, 2012.
- [22] 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.
- [23] 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.

- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Contents of Safety Analysis Reports of NPPs, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-61, IAEA, Vienna, 2021.
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Management System for Facilities and Activities, Safety Guide, Safety Standards Series No. GS-G3.1, IAEA, Vienna, 2006.
- [26] 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.