

AMP302 コンクリート製格納容器の供用期間中検査 (2023 年版)

プログラムの概要

この AMP は、格納容器鉄筋コンクリート及び接着・非接着 **ポストテンションシステム** の経年劣化を管理するための供用期間中検査 (ISI) に関する具体的な指針を提供する。参考文献[1-6]は、コンクリート格納容器の検査、経年劣化の緩和、補修方法を含む是正措置、及び運転経験に関する実践と技術を記述している。この AMP は、AMP318 と併せて、コンクリート格納容器の効果的な AMP を開発するための一般的なガイダンスを提供する。

コンクリート格納容器の主な ISI 方法は目視検査であり、試験がこれを補完する。非接着プレストレスコンクリート格納容器については、**テンドン** 定着部を囲むコンクリート表面の詳細な目視検査が実施される。さらに、ASME 規格[7]では、非接着ポストテンションシステムの場合、テンドンワイヤーは降伏強度、極限引張強度、伸びの試験が実施される。テンドン腐食保護媒体のサンプルは、アルカリ度、水分含有量、可溶性イオン濃度に関して分析される[7,8]。定着部エンドキャップ内に含まれる **自由水** の量と、検査中にテンドンから排出される自由水の量が記録される。自由水のサンプルは pH 分析される。プレストレス力は、(リフトオフ試験または他の同等の試験により) 選択された非接着サンプルのテンドンにおいて測定される。接着ポストテンションシステムの場合、ひずみと変形の測定は、圧力印加中と漏えい率試験中の応力が所定の限界内にあることを確認し、またポストテンションシステムの健全性を確認するために使用される。通常運転中の構造物の挙動は、この目的のために設置された計器を使ってモニタリングすることで、時間依存の変化を評価することができる。モニタリングの目的で数本のテンドンが **グラウト** されずに残された構造物では、プレストレス力の直接測定が可能である。場合によっては、一連の試験梁が建設時に打設され、接着プレストレスシステムの評価に使用される。これらの試験梁は定期的に試験され、潜在的な材料劣化と時間に依存するプレストレス損失が、設計値を下回るプレストレス力にならないことを確認する。また、コンクリートの収縮とクリープ、及びテンダンの弛緩に伴い時間とともに進行するプレストレス損失が、予想値の範囲内であることを確認する。

参考文献[7,9-14]には、コンクリート格納容器の ISI に関する詳細な要件が記載されている。

鋼製部位 (アクセス可能な領域) の経年劣化管理: ライナー、ライナー定着部、コンクリート格納容器に接続し漏水気密膜として機能する付属品は AMP301 で扱われており、AMP309 は漏水気密バリアとして機能する非金属ライナーの経年劣化管理に関するガイダンスを提供している。構造用コンクリートの経年劣化管理は、AMP318 に記載されている。

ポストテンションシステムの補修／交換作業が実施される場合、その作業後の検査要件の補強が要求される。本 AMP は、補修または交換作業後の補強検査については言及していない。ASME Code[7]または CSA Code[9]は、補修／交換作業後の補強検査に関するガイダンスを提供している。

評価と技術的根拠

1. 経年劣化の理解に基づく劣化管理プログラムの範囲:

本 AMP は、PWR (WWER を含む)、BWR、CANDU のコンクリート格納容器を対象とする。対象範囲に含まれる構成部品は、鉄筋コンクリート格納容器、接触及び非接触テンドンを有したプレストレスシステムを含むプレストレスコンクリート格納容器である。この AMP と AMP318 は、圧力保持機能を果たす鋼製格納容器のコンクリート部分 (例えば基礎マット) にも適用される。このプログラムには、テンドン腐食保護媒体と自由水の pH 分析も含まれる。

コンクリート格納容器内のアクセス不可能な領域の検査に関する詳細は、AMP324 に記載されている。

鋼鉄部位 (アクセス可能な領域) :コンクリート格納容器のライナー、ライナー定着部、それらの付属品は、この AMP ではなく、AMP301 の適用範囲内である。非金属ライナーは、AMP309 の適用範囲内である。

2. 経年劣化を最小化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る。しかし、このプログラムには以下の措置が含まれる。

- 腐食保護媒体の化学的性質を許容範囲内に維持することにより、非接着プレストレストテンドンの腐食を防止または最小化すること。
- 運転及び環境条件が設計で考慮された値内にあることを保証することにより、コンクリート及びポストテンションシステムの劣化を最小化すること。
- テンドンのプレストレス力が設計値を下回らないようにすること。

3. 経年劣化の検出:

検査項目 (状態指標) を決定し、検査の方法と頻度を定めて、経年劣化の影響が設計基準要件を損なう前に確実に検出できるようにする。この検査は、参考文献[10]に記載されているようなグローバルモニタリングシステムに基づくことができる。この場合、測定値は設計値と比較され、評価される。複数のプラントがあるサイトでは、格納容器が同じ非接着プレストレスシステムを利用し、設計が本質的に同一であれば、検査要件は変更される可能性がある。例えば、ASME コード[7]では、コンクリート及び非接触ポストテンションシステムの供用期間中検査は、最初の構造健全性評価の試験後、1 年、3 年、5 年で義務付けられている。その後、検査は 5 年間隔で実施される。同じ 2 年以内に同じ条件で建設された複数のプラントがサイト内にある場合、各プラントの非接着プレストレスシステムの検査は 10 年間隔で実施することができる。コンクリートの検査頻度は 5 年間隔のままである。テンドンの場合、各テンドンの種類のプレストレステンドンのサンプルだけ検査が必要となる。

WWER440 のようなプレストレスシステムのない格納容器では、重要なプロファイルにおける圧力印加試験及び漏えい率試験中に格納容器構造の変形を測定することが有用である。ひずみ測定のための計測器が組み込まれていない格納容器では、測地法やインバーワイヤーに接続された変形計など、その他の変形測定方法を使用することが可能である。

コンクリート表面の主な検査方法は目視検査で、コンクリート表面は亀裂や劣化を示す状態など、損傷や劣化の証拠がないか検査される。プレストレスコンクリートの格納容器につ

いては、ポストテンションシステムの構造健全性を確認するために、追加の検査が必要となる場合がある。

アクセス可能なすべてのコンクリート表面は、経年劣化を検出するために、一般的な目視検査が必要である。ACI 201.1R[15]及び ACI 349.3R[16]は、目視検査に関するガイダンスを提供している。コンクリートの耐久性に影響を及ぼす化学的及び物理的プロセスのほとんどにおいて、主な要因には、細孔内の輸送メカニズム、亀裂、及び水の存在が含まれる[17]。CSA N287.8[17]の表 A.1 は、コンクリート格納容器構造物及び構成部位について評価することができる応力因子、経年劣化とそのメカニズム、及び劣化箇所のいくつかの一般的なレビューを示している。プレストレスコンクリート格納容器の場合、疑わしい状態を示す部分や、非接触ポストテンションシステムのテンドン定着部周辺のコンクリート表面部分など、選択された部分については、より厳密な詳細目視検査が必要である。

コンクリート格納容器では、埋め込まれた鉄筋、特に接合部、亀裂、あるいは局所的な欠陥が存在する鉄筋の外層は腐食の影響を受けやすい。その結果生じる亀裂、接合の喪失、材料損失 (スポーリング、スケールリング) は、ASME コード、サブセクション IWL[7]及び CSA N287.8[17]に準拠して目視検査される。さらに、高温のため、コンクリート強度と弾性係数が低下する可能性がある。

プレストレスコンクリート格納容器については、非接着及び接着型ポストテンションシステムの構造健全性を確認するために必要な試験は以下の通りである。

- 非接着ポストテンションシステム

全テンドンのパーセンテージ、または各検査における選択されたサンプルテンドンの数は、国家規格・基準に含まれる要件に基づいて決定される。検査に当たってテンドンは、以前に検査されていない各タイプのテンドンからランダムに選択される。ASME コード[7]は、テンドンを選択するための一つの許容可能な根拠を提供している。この検査は、テンドンのプレストレス損失や、テンドンワイヤーやストランドの腐食による材料損失を検出するために実施される。

いくつかのプラントでは、リフトオフ試験や同等の試験を実施することで、選択されたテンドン片におけるプレストレス力を測定している。**油圧式シム型ロードセル**[18,19]も、他のいくつかのプラントで実験的に使用されている。いくつかの国では、油圧式シム型ロードセルが実験的に設置されている。加えて、テンドンに腐食や機械的損傷がないことを確認するために、各タイプのテンドンのサンプルを1本ずつ引張り、テンドンワイヤーまたはストランドの降伏強度、極限引張強度、伸びを試験する。また、テンドンワイヤーやストランドに亀裂、腐食、機械的損傷がないかを目視で検査する。

輸送、保管または構造物の耐用年数間に水が蓄積することは、腐食の根本的な原因の一つである。非接着テンドンは、グリース、ワックスあるいは不活性ガスによって腐食から保護されている。

腐食保護媒体の有効性を判断するため、リフトオフと引張試験用に選択された各テンドンから媒体のサンプルを採取し、アルカリ度、水分含有量、可溶性イオン濃度を分析する。定着部エンドキャップに含まれる自由水の量と、検査中にテンドンから排出される自由水の量が記録される。自由水のサンプルは pH 分析される。それぞれのテンドン定着部から除去された腐食保護媒体の量を測定し、交換量と比較する。これらの値は記録され、テンドンの保護媒体の損失を確認するために比較される。

- 接着ポストテンションシステム

接着システムを備えた格納容器プレストレス力は、リフトオフ試験やテンドン試験片の引張試験によって直接測定することはできない。そのため、いくつかのプラントでは、ひずみゲージ、応力計、振動ワイヤー、コンクリートに埋め込められた、あるいはテンドンワイヤーやストランドに取り付けられたひずみ計を用いて、ポストテンションシステムの構造健全性を監視している。

グラウト付きテンドンを持つ格納容器の構造挙動をモニタリングするにあたって、参考文献[10]の要件に準拠することができる。これら機器の経年劣化管理については、AMP311に記述されている。接触プレストレスコンクリート格納容器の経年劣化管理に対するその他のアプローチには、格納容器圧力試験[20-22]や、代表的なプレストレステンドン片を用いた試験梁を使用し、コンクリートと同様の環境条件で、プレストレス喪失と腐食をモニタリングする方法がある[9]。

接着テンドンは、テンドンを取り囲むグラウトとコンクリートによって保護されている。接着システムと非接着システムの両方に関する最近の研究は、参考文献[5,23]に記載されている。

脱水システムによって沈下抑制を行っている場合は、更なる長期間の運転期間中、脱水システムの継続的な機能維持を検証するために、別途の評価を行うことが推奨される。

4. 経年変化のモニタリングと傾向分析:

すべてのコンクリート表面は、少なくとも目視検査によってモニタリングされる。鉄筋コンクリート構造物の評価方法、検査頻度、許容基準は AMP318 に記載されている。鉄筋コンクリートの傾向分析は、(定量的データ、定性的情報、写真などの) 記録を以前の検査結果と比較することで実施が可能である。

非接着ポストテンションシステムでは、検査のために無作為に選ばれたすべてのテンドンのプレストレス力が、リフトオフ試験または同等の試験によって測定される。さらに、初回の検査サンプルから各タイプのテンドンを 1 本ずつ選び、共通テンドンとして指定し各回で検査する。この手順により、プラントの耐用年数にわたるプレストレス力のモニタリングと傾向情報が得られる。選択されたテンドンのリフトオフ力は、AMP313 に準拠して、そのテンドンの寿命にわたって予測された力に基づく許容基準と比較される。共通テンドンのリフトオフ力は、以前の検査で記録されたリフトオフ力と比較され、時間の経過に伴うプレストレスの損失傾向を確認するために使用される。腐食保護媒体の化学的性質と自由水の pH も、検査された各テンドンについてモニターされ、許容基準と比較されるとともに、傾向の確認にも使用される。グリースのサンプルは、テンドンの両端で採取され、自由水の含有量、アルカリ度、活性なイオン (塩化物、硫化物、硝酸イオンなど) の存在について分析される。

接着ポストテンションシステムを持ついくつかのプラントでは、テンドン、鉄筋補強材、コンクリートのひずみは、AMP311 に記述されている格納容器モニタリングシステムによって監視されている。しかし、他のプラントでは、格納容器圧力試験が定期的の実施され、コンクリート格納容器のアクセス可能な領域における変形が監視・傾向分析される。

中程度から厳しい気候条件にある PWR、CANDU/PHWR、BWR のコンクリート格納容器については、凍結融解による材料損失 (スケールリング、スポーリング) と亀裂について、追加的なモニタリングと評価が実施される。

5. 経年劣化の影響の緩和:

この 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措置は含まれていない。しかし、格納容器表面に塗布された塗装が経年劣化の影響を緩和する上で実績がある場合、あるいは ISI の結果として劣化または除去された場合、影響を受けた領域は再塗装される。コンクリート露出部については、亀裂を補修し、コンクリート表面を防水することで、湿気への暴露を最小限に抑えることができ、凍結融解やアルカリ骨材反応によるテンドンや埋め込み鋼材の腐食、亀裂や剥落を軽減することができる。硫酸塩の浸食による膨張や不規則な亀裂は、排水の改善やコンクリート構造物の防水によって地下水を迂回させ構造物への硫酸塩の浸入を最小限に抑えることで、軽減できる。また、ISI プログラムの効果的な実施と規制監督によって、経年劣化を適時的に検出して緩和し、必要な安全余裕を確保することで、経年劣化の影響を低減できる可能性がある。

6. 許容基準:

コンクリート表面、テンドン定着部、プレストレスワイヤーまたはストランドの定性的及び定量的検査基準を確立するためのガイダンスは、多くの国家及び国際的な規格・基準で提供されている。コンクリートの劣化を特定するための許容基準のガイダンスは、いくつかの文献 (例えば、文献[7,9,15,16,24-26]) で提供されている。検査と評価は、該当する加盟国の規制当局の資格要件を満たした有資格技術者が行う。

非接着ポストテンションシステムの許容基準は、本質的に定量的である。ポストテンションシステムについては、テンドン力と伸び、テンドンワイヤーまたはストランド片、腐食保護媒体について定量的な許容基準が設定されている。具体的な許容基準は、ASME Code[7] と RCC-CW[10]を参照することができる。テンドン定着部における自由水は許容されていない。測定されたテンドンのリフトオフ力は、AMP313 に準拠して予測されたテンドンのプレストレス力と比較することができる。テンドンプレストレス力の予測方法は、いくつかの規格やガイド (例えば、文献[27,28]) で定義されており、経年劣化管理のための許容可能な方法論として使用することができる。

格納容器の性能を定量化するために、構造物の状態を特徴付ける状態指標が使用され、これにより構造物が許容基準内で機能する能力を有しているかを推測したり、あるいは直接的に示すため、監視や傾向の把握が可能である。このように、状態指標の関する具体的な境界値は、許容基準を形成するものとして確立される。さらなるガイダンスについては、参考文献[17,29]を参照されたい。

AMP318 の許容基準は、格納容器のコンクリート部分について、他の鉄筋コンクリート構造物との設計基準、考え方、ISI 技術、暴露条件の違いを考慮して適用することができる。

さらに、許容基準を超えるコンクリート格納容器の劣化が検出された場合、その根本原因や劣化の要因を軽減するために、詳細なモニタリングと傾向分析、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。

7. 是正措置:

検査結果が許容基準を満たさない項目は、それを補修することなく、コンクリート格納容器が許容可能かどうかを判断するために評価される。補修が必要な場合は、補修または

交換の範囲、方法、完了日を決定する必要がある。状態の原因、追加検査の範囲、性質、頻度も評価によって特定される。コンクリートの補修、鉄筋の補修、ポストテンションシステムの補修の手順、及び補修後の検査の要件は、ASME コード[7]に規定されている。その他の規格・基準は、国内の慣行やプレストレスシステムの構成に応じて参照することができる。

PWR、CANDU/PHWR、BWR のコンクリート格納容器の高温によるコンクリートの強度と弾性率の低下については、温度制限を超えた場合、評価またはプラント特有の AMP が実施される(例えば、参考文献[7])。

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及び研究開発 (R&D) 結果を定期的に評価するための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、あるいは経年劣化管理の継続的有効性を確認するための追加措置 (例えば、新たなプラント特有の AMP 開発) を実施する。

コンクリート格納容器に関する運転経験として、以下の事例が報告されている。

- いくつかの格納容器の鉄筋コンクリートの亀裂、剥離、劣化
- 非接触プレストレスコンクリート格納容器のプレストレン tendon における定着部ヘッドの亀裂[30]
- プレストレスシステムの劣化 [31]
- 格納容器コンクリート表面状態の検査頻度と許容基準[32]
- 格納容器シェルの円筒部におけるプレストレン tendon ケーブルの破損[33]
- 水素応力割れによる格納容器 tendon フィールド定着部ヘッドの破損[34]
- ACI 423.4R-2014[35]、NUREG/CR-7208[23]、OECD/NEA 報告書[5]は、接着及び非接着 tendon 双方に関連する様々な潜在的問題を特定した
- Crystal River 3 格納容器構造の剥離。同施設は 2013 年 2 月 20 日に廃止措置がされた[36]
- 外部での運転経験の適切な情報源は、原子力発電所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[29]) である

将来的には、上記の文書及び他の関連する運転経験を考慮する必要がある。

WWER-440/V213 プラントの 30 年近い運転経験から、格納容器の鉄筋コンクリート構造物とホウ酸水の接触は避けられないことが分かっている。このような接触は、適切な運転と保守の実施により最小化され、また、ホウ酸水の漏えい事例は検査され、図面化されている。ホウ酸水によるコンクリートの化学的劣化については、サンプリングや室内試験を含めて重点的な調査が実施されてきた。実際に観察されてきた劣化の影響は限定的で許容しうるものであった。とはいえ、この問題は関連する経年劣化管理プログラムの一部である。予防措置は非常に重要である。

ドイツの原子力発電所でコンクリート製格納容器を持つものは、BWR のツインプラント、Gundremmingen (KRB-II) のみである。KRB のプレストレスシステムは、鋼製ライナーを取り付けた接着テンドン (グラウト) で構成されている。コンクリートの目視検査は定期的に行われる。それ以外にもプレストレスコンクリートに対して 1 回限りの (不定期な) 試験も行われ、その中にはひずみゲージによるひずみ測定と、ワイヤーの断線をチェックするためのテンドンの非破壊試験 (残留磁気法) も含まれる。この試験に基づき、事業者は損傷が認められなかったと報告してきた。

この AMP に関連して、ポストテンション中のロードセルによる測定から、油圧ジャッキによるテンドン力の測定は、水平テンドンのテンドン力を約 5% 過大評価する傾向があることが報告された。垂直テンドンについては、油圧ジャッキによる測定はロードセルからの結果と比較的によく一致していた[37]。

プラントの運転中や燃料交換の段階で、作業員や運転員からのテンドンやストランドの破損報告が運転経験のフィードバック[33,34]として示されている。テンドンの破損を検知するために、参考文献[35]では、音の影響を測定するために破断が発生した様々な場所にセンサーを取り付けることを推奨している。センサーから取得された情報は、破断の正確な位置を把握するためにさらに分析される。また、これらのセンサーの表示規定を主制御室で行えるも提案されている。これらのセンサーのプレストレスコンクリート格納容器への適用性は、どの加盟国でもまだ確認されておらず、可能性を探るためにはさらなる研究開発が必要である。

Lund 大学の研究プロジェクトは、Vattenfall (スウェーデンの原子炉プラント所有者) 及び Energiforsk と共同で、格納容器内の水分含有量を検証した。これは、ドリルでコンクリート内に挿入された水分センサーを使って行われた。その結論は、適用された理論モデルで当初想定されていたよりも、乾燥が遅いというものであった[38]。

スウェーデンでは、Oskarshamn 2 号機 BWR プラントの廃止措置中に、物質輸送のため開口部の切断が実施された。開口部は、ドライウェル領域とウェットウェル領域の双方に位置している。開口部は格納容器壁を貫通して切断され、プレストレス鉄筋コンクリート及び非プレストレス鉄筋コンクリートで構成されている。ライナーは格納容器壁の内側にグラウトされている。非プレストレス鉄筋の写真が撮られ、開口部には腐食やその他の欠陥が見られないことが確認されている[39]。

9. 品質管理:

SSG-48[40]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[41]。さらなるガイダンスは、SSG-61 の Paras 3.13.16 - 3.13.17 の安全解析報告書の補足[42]、GS-G-3.1 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[43]、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[44]。

この AMP の有効性を評価するために、運営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) または定性的な (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、列挙はふくまない測定) のいずれかである。

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] Government Office of Nuclear Safety: Ageing Management of Nuclear Power Equipment. Safety guide JB-2.1. Czech Republic, January 2010 (in Czech language).
- [2] HUNGARIAN ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Guidelines 4.12 On ageing management during operation (in Hungarian), HAEA(2016, version 3), 2016.
- [3] NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF THE SLOVAK REPUBLIC, Ageing management of Nuclear power plants -- requirements, BNS I.9.2/2014, UJD SR, Bratislava, 2014.
- [4] 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.
- [5] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT (OECD/NEA), Bonded or Unbonded Technologies for Nuclear Reactor Pre-stressed Concrete Containments, Nuclear Safety NEA/ CSNI/R (2015)5, June 2015.
- [6] CHINA NATIONAL ENERGY ADMINISTRATION, Ageing Management Guideline of Prestressed Concrete Containment in Nuclear Power Plants, NB/T 20153-2012, 2015.
- [7] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Rules for In Service Inspection of Nuclear Power Plant Components, Subsection IWL, Requirements for Class CC Concrete Components of Light-Water Cooled Power Plants, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2019 Edition and 2008 Addenda as Approved in 10 CFR 50.55a Edition, 2015.
- [8] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Corrosion of Prestressing Steels, ACI 222.2R-14, ACI, October 2014.
- [9] 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.
- [10] RCC-CW Rules for Design and Construction of PWR Nuclear Civil Works AFCEN; Edition. 2019
- [11] 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, 2013 (in Czech language).
- [12] 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).
- [13] Guide of Czech Energetical Companies (ČEZ,a.s.) Assets evidence, efficiency, condition and lifetime assessment. ČEZ_PP_0330. September, 2012 (in Czech language).

- [14] HUNGARIAN ATOMIC ENERGY AUTHORITY Guidelines A4.21 Programme for the Maintenance, Testing and Surveillance in Nuclear Power Plants Version 1 (in Hungarian), HAEA, 2016.
- [15] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Guide for Making a Condition Survey of Concrete in Service, ACI Standard 201.1R, ACI, Detroit, MI, 2008.
- [16] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Evaluation of Existing Nuclear Safety-Related Concrete Structures, ACI Standard 349.3R-18, ACI, January 2018.
- [17] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Ageing Management for Concrete Containment Structures for Nuclear Power Plants, N287.8-15, CSA, Mississauga, Ontario, Canada, 2015.
- [18] Ozaki et al., NEW PRESTRESSING FORCE MEASUREMENT SYSTEM FOR PRESTRESSED CONCRETE CONTAINMENT VESSELS, Proceedings of the 1st fib Congress, Osaka, Japan, 2002.
- [19] Kawai et al., MONITORING METHOD OF THE STRUCTURAL INTEGRITY AT TSURUGA UNIT 2 AND GENKAI UNIT 3 & 4, Proceedings of the 1st fib Congress, Osaka, Japan, 2002.
- [20] The Japan Society of Mechanical Engineers, Codes for Nuclear Power Generation Facilities--Rules on Containment Vessels for Nuclear Power Plants-, JSME S NE1-2014, JSME, Tokyo, Japan, 2014.
- [21] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Inservice Inspection of Prestressed Concrete Containment Structures with Grouted Tendons, Regulatory Guide 1.90, USNRC, Washington DC, 2012.
- [22] CHINA NATIONAL ENERGY ADMINISTRATION, Structural Integrity Test of Containments for Pressurized Water Reactor Power Plants, NB/T 20017-2010, (2001).
- [23] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG/CR-7208, Study of Post Tensioning Methods, USNRC, November 2015.
- [24] JAPAN CONCRETE INSTITUTE, Concrete Diagnosis and Maintenance Techniques '16[Basis], JCI, Tokyo, Japan, 2012 (in Japanese).
- [25] JAPAN CONCRETE INSTITUTE, Practical Guideline for Investigation, Repair and Strengthening of Concrete Structures-2013, JCI, Tokyo, Japan, 2013.
- [26] ARCHITECTURAL INSTITUTE OF JAPAN, Guidelines for Maintenance and Management of Structures in Nuclear Facilities, AIJ, Tokyo, Japan, 2015. (in Japanese).
- [27] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Determining Prestressing Forces for Inspection of Prestressed Concrete Containments, NRC Regulatory Guide 1.35.1, USNRC, 1990.
- [28] JAPAN SOCIETY OF CIVIL ENGINEERS, Standard Specifications for Concrete Structures 2012, Design, JSCE, Tokyo, Japan, 2012 (in Japanese).
- [29] IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES, NP-T-3.5, Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants, 2016.
- [30] H. Ashar, G. Bagchi, Assessment of Inservice Condition of Safety-Related Nuclear Power Plant Structures, NUREG-1522, Division of Engineering, Office of Nuclear Reactor Regulation, USNRC, 1995.

- [31] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Degradation of Prestressing Tendon Systems in Prestressed Concrete Containment, Information Notice 99-10, Revision 1, USNRC, 1999.
- [32] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Containment Concrete Surface Condition Examination Frequency and Acceptance Criteria, Information Notice 2010-14, USNRC, 2010.
- [33] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Break of a Prestressing System Cable in the Cylindrical Part of the Reactor Containment Shell., International Reporting System For Operating Experience (IRS), IRS Number: 7501,2002., (2002).
- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Failures of containment tendon field anchor heads due to Hydrogen stress, International Reporting System For Operating Experience (IRS), IRS Number: 562, 1985.
- [35] AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, Corrosion and Repair of Unbonded Single Strand Tendons, ACI Standard 423.4R-14, ACI, November 2014.
- [36] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC Inspection Report, Crystal River Nuclear Plant -- Special Inspection Report 05000302/2009007, October 12, 2010 (ADAMS Accession No. ML102861026), 2009.
- [37] ENERGIFORSK 2016, Instrumentation of tendons in Forsmark 2, ISBN 978-91-7673-243-4, 2016.
- [38] CLIMATIC CONDITIONS INSIDE NUCLEAR REACTOR CONTAINMENTS, by Mikael Oxfall, doctoral thesis, report TVBM-1035, Division of Building Materials, Faculty of Engineering, Lund University, Lund, 2016.
- [39] Oskarshamn unit 2, Reactor Containment, Experience from Inspection at Cutting openings to Drywell and Wetwell, Registration No 2021-01206E.
- [40] 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.
- [41] 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
- [42] 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.
- [43] 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.
- [44] 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.