

(凡例) 前回会合からの変更点

- ①：ガイドレビューの結果の反映（記載の適正化・明確化）
- ②：長期停止期間中の保管条件や運用を踏まえたガイドライン添付資料の想定要否の判定の適正化
- ③：別紙4（別添Aの「補足説明事項」及び文献）の記載の充実化

資料3-1

2020年5月22日
原子力エネルギー協議会

「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」の作成にあたり
参考とした現場経験及び知見とその反映について

1. はじめに

前回会合（令和2年3月6日）では、「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」（以下「ATENA ガイドライン」という。）は、原子力発電所において実施している技術ベースである、長期停止期間中の保全活動で得た経験及び経年劣化事象に関する知見を反映したものである旨説明した。本資料では、ATENA ガイドラインの作成にあたり実際に参考としたインプット情報及びATENA ガイドラインにおける技術ベースとして備えた添付資料や別添Aへの反映方針について説明する。

2. インプット情報の分類

ATENA ガイドラインの作成にあたり使用した技術ベースである「現場経験等」「経年劣化事象に関する知見」を表1に示す。

表1 ATENA ガイドラインの技術ベース作成にあたり使用したインプット情報 一覧

項目	インプット情報	
	国内情報	海外情報
現場経験等（不具合情報）	①：NUCIA ¹ 情報 ②：CAP 情報	③：EPRI レポート（Browns Ferry 1号機） ④：長期停止期間中の海外OE 分析情報
経年劣化事象に関する知見	⑤：経年劣化事象に関する既存知見	

※：長期停止期間中に関係する情報

3. 現場経験等

(1) 国内OE 情報

①：NUCIA 情報

【情報抽出方法】

ATENA ガイドラインの作成にあたり、NUCIA に登録されているNUCIA 運用開始（2003年度）以降のトラブル等情報（トラブル情報、保全品質情報及びその他情報）を対象に、「長期停止」をキーワード検索することで情報を抽出の上、長期停止期間中の経年劣化事象に関係する情報を抽出した。

¹ 「原子力施設情報公開ライブラリー」のこと。

① また、上記情報以外で、東日本大震災以降の長期停止期間中の経年劣化事象が原因で発生したトラブル等情報（NUCIA 登録情報）の追加の必要性について、各事業者からのヒアリングを行い確認するとともに、過去に事業者大で実施・共有したトラブル等情報分析結果※を確認し、長期停止期間中の経年劣化事象に係る情報については、上記の抽出情報に追加した。

※：PWR プラントの再稼働時における懸案事項の共有のため、2000 年度～2009 年度までに原子炉起動時に発生したトラブル等情報（NUCIA 登録情報）を抽出した情報。

【抽出結果】

長期停止期間中の経年劣化事象に関連する情報として、3 件の情報が得られた。個別のトラブル等情報リストは、[別表 1]に示す。また、情報分析結果は表 2 に示す。

表 2 長期停止期間中の保全活動に係るトラブル等情報※¹ 一覧

経年劣化事象	保管状態の機器・構造物で発生※ ²	使用している機器・構造物で発生
固着	1 件 (M)	
腐食（全面腐食）	1 件 (M)	
疲労割れ		1 件 (M)
計	2 件	1 件

※¹：事象の分類について、T=トラブル情報、M=保全品質情報、S=その他情報とする。

※²：長期待機状態の機器・構造物について発生したトラブル等情報も「保管状態」の欄で整理する。（以降同じ）

抽出されたトラブル等の傾向を見ると、保管状態の機器・構造物については、保管環境が劣化抑制にあたり十分でなかったことで劣化が進展した「固着」「腐食」が発生している。また、使用している機器・構造物については、長期停止期間中に使用条件を変更することにより劣化進展が想定よりも進んだ「疲労割れ」が発生している。

なお、これらの事象については、ATENA-WG のトラブル等情報水平展開の枠組みにおいて各事業者へ共有が行われるとともに、当該機器・構造物に対する定期点検の実施や点検内容の充実化等の予防処置の検討が行われている。

②：CAP 情報

【情報抽出方法】

各事業者においては、①の情報以外にも、機器・構造物の不具合が発生した場合は、各社の施設管理計画の下で不適合処理を行い、保全活動の改善を図っている。この活動の傾向を把握するため、国内各事業者において東日本大震災以降、初回の「特別な保全計画」を定めて以降、特別な保全計画を構成する個別機器・構造物の点検計画や保管対策を変更するに至った事象※¹について、保全指針の変更履歴を参考に各事業者が調査した結果をサンプル収集し、このうち経年劣化事象に関連するもの※²を抽出の上、傾向を確認した。（以下、本欄では、左記プロセスで収集した情報を「CAP 情報」という。）

※¹：各事業者からの調査の結果、不具合発生前に機能低下等の兆候を発見したものや、

保管状態等を踏まえ想定される経年劣化事象を踏まえ未然に保管対策の変更を行った事例を、本欄に該当する事例として挙げた。

※2：不具合やその兆候の状況を踏まえ原因として想定される経年劣化事象を示すものであり、①NUCIA 情報のように、トラブル等情報に係る事業者大の枠組みを通じて推定原因の経年劣化事象を特定したものではない。

【抽出結果】

事業者からサンプル収集した GAP 情報のうち、経年劣化事象に関連するものを[別表 2]に示す。

GAP 情報からは、配管内の排水不備が原因で発生した「腐食（全面腐食）」、発錆や潤滑性低下に伴う弁やポンプ軸受部の「固着」、腐食性生成物（スケール）による「異物付着」、機器を長期使用しなかったことに伴い進展した「導通不良」、機器の使用条件の変更に伴い生じた「腐食（エロージョン）」が確認された。また、不具合に至らなかった情報として、シール不十分による計器ラック等への塵埃混入（導通不良の可能性）や、原子炉容器の乾燥保管に伴う水質悪化に関する情報が確認された。

（2）海外 OE 情報

③：EPRI レポート

【情報抽出方法】

事業者の経年劣化影響評価技術レポート²に対する EPRI レビュー結果³では、長期停止期間中の保全活動をレビューする上で参考となる海外事例として、米国 Browns Ferry1 号機⁴の長期停止を挙げている。

ATENA ガイドラインの作成にあたっては、参考として、EPRI レビューで挙げている Browns Ferry 1 号機で現に発生した長期停止期間中に保全活動と関係する不具合事例を抽出した。

【抽出結果】

EPRI レポートでは、Browns Ferry 1 号機で長期停止期間中の保全活動と関係する不具合事例の代表事例として、使用しない系統中に、乾燥保管のための排水時に残った原水が滞留すること等で生じた、残留熱除去給水 (RHRSW) 系統及び原水冷却水 (RCW) 系統配管の腐食事象を挙げている。

④：長期停止期間中の海外 OE 分析情報

² 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社
「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」
(2018 年 11 月第 1 回改訂)

³ Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435): EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.

⁴ Browns Ferry1 号機は、1985 年 3 月以降、運転上及び管理上の問題により運転を停止し、2007 年 5 月に再稼働を行った。

【情報抽出方法】

JANSI は、過去に1年以上の長期停止を経験した海外プラント（6基）に関するOE情報（INPO及びWANO情報）を分析し、トラブル等発生原因（運転操作、長期停止期間中の保全活動等）を分類の上、事業者に共有している。

ATENA ガイドラインの作成にあたっては、これらの分析結果のうち、長期停止期間中の経年劣化事象が関係していた事例を確認した。

【抽出結果】

JANSI の分析結果で、具体的に長期停止期間中の経年劣化事象が関係していた事例について、表4のとおり確認した。

表4 長期停止期間中に発生した経年劣化事象の事例（海外OE情報分析結果）

経年劣化事象	保管状態の機器・構造物で発生	使用している機器・構造物で発生
異物付着	1件 ^{※1}	
導通不良	1件 ^{※2}	
腐食（エロージョン）		2件 ^{※3}

※1：循環水配管内で生成した腐食生成物（スケール）が伝熱性能の低下を招いたもの。

※2：機器操作スイッチの接点不良によるもの。

※3：PWR 化学体積制御システムの充てんラインの充てんポンプ出口弁を高差圧状態で長期間使用したことによるものと、化学体積制御システム（PWR）の体積制御タンク圧力が低い状態でポンプを長期間使用したことによる吸込インペラの損傷によるもの。

（3）まとめ

- ・保管状態の機器・構造物に対する劣化として、主に固着、腐食、導通不良が発生している。また、これらの事象の発生要因としては、以下のような傾向が見られる。
 - －保管環境が要因で劣化が進展
 - 例：固着（弁の発錆）
 - －劣化進展の抑制のための対策が十分でないことで劣化が進展
 - 例：腐食（配管内の排水不備）
 - －使用しないことで劣化が進展
 - 例：導通不良（電気品の酸化膜形成）
- ・使用している機器・構造物については、機械設備に対し、腐食（エロージョン）や疲労割れが発生している、これらはいずれも、使用条件を運転中から変更したため、運転中の使用条件で想定されるよりも早く劣化が進展したものである。

（本頁以下余白）

4. 経年劣化事象に関する知見

(1) 既存知見について

⑤：経年劣化事象に関する既存知見

ATENA ガイドライン作成にあたり活用した経年劣化事象に関する既存知見は、以下が挙げられる。

- ・ PLM 評価書
- ・ 保全活動及び PLM 評価の前提として活用している事業者及びメーカーの保有情報
- ・ PLM 学会標準⁵（附属書 E）
- ・ 経年劣化影響評価技術レポート

既存知見を元に、長期停止期間中に想定される経年劣化事象として整理するにあたり特に考慮した事項を以下に述べる。

a. 長期停止期間中も考慮が必要な経年劣化事象

長期停止期間中に想定される経年劣化事象は、基本的には、使用環境や使用条件の違いにより決まるものであり、b 及び c（後述）を除く経年劣化事象は、通常保全サイクルにおける経年劣化事象に関する既存知見が活用できる。

表 6 に、既存知見として、現場の保全活動や PLM 評価にあたり事業者が活用している、長期停止期間中の経年劣化事象に関連する知見の例を示す。

表 6 PLM 評価で蓄積した既存知見の例

経年劣化事象	既存知見	根拠とする知見
固着	・ 定期的な作動確認や点検，或いは起動前点検での手入れ，作動確認	個別機器に対する各種 OE 情報
腐食	・ 保管方針（満水保管・乾燥保管）	保管環境と腐食量の関係に関する各種文献*
	・ 滞留水に対する腐食の発生可能性	国内外 OE 情報*
応力腐食割れ	・ ステンレス鋼の応力腐食割れの考慮	事例規格等（温度条件及び溶存酸素や塩化物と劣化進展との関係）

*腐食をはじめとした長期停止期間中の経年劣化の実測データについて、参考に示す。

b. 通常運転中よりも劣化進展が厳しくなる経年劣化事象

各事業者が使用している機器・構造物の使用条件を踏まえ、運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象について、PLM 評価書（冷温停止版）で抽出している。PLM 評価書において各事業者において抽出している経年劣化事象を表 7 に示す。

表 7 に示す経年劣化事象は、①～④の国内外 OE 情報に示す、使用している機器・構造物に対する経年劣化事象（腐食（エロージョン）や摩耗）と同じく、長期停止期間中の

⁵日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」

使用条件の変更により、想定が厳しくなる経年劣化事象として留意する必要がある。

表7 長期停止期間中に使用する機器・構造物で想定が厳しくなる経年劣化事象

経年劣化事象	PLM 評価書において挙げている事例の一部	前提となる使用条件
摩耗	残留熱除去ポンプ及びポンプモータ、残留熱除去海水系ポンプ及び海水ポンプモータの主軸の摩耗	通常より使用頻度が増える場合
摩耗及び高サイクル疲労割れ	残留熱除去系熱交換器の伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ	
絶縁特性低下	残留熱除去海水系ポンプモータの固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下	
腐食（エロージョン）	残留熱除去系熱交換器海水出口流量調整弁の弁体・弁座の腐食 充てん水流量制御弁等の弁体・弁座又は弁箱弁座部シート部の腐食（エロージョン）	通常と異なる運用を実施する場合
フレットング疲労	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの主軸のフレットング疲労割れ	

c. 長期停止期間中は想定不要と整理できる経年劣化事象

長期停止期間中の使用環境や使用条件を踏まえると、想定不要と整理できる経年劣化事象について、以下に述べる。

c-1. 機械設備、電気設備及び計装設備

PLM 評価書において想定されるとしている経年劣化事象に関して、機器・構造物の保管環境の変化に伴い、経年劣化要因の影響が極めて小さくなるため、想定不要と整理される事象がある。ATENA ガイドライン作成にあたっては、長期停止期間中の使用環境（保管環境）について前提を置き、当該環境で想定不要とする経年劣化事象を整理している。それぞれの整理の考え方を [別紙 1] 及び [別紙 2] に示す。

①

c-2. コンクリート構造物

コンクリート構造物は、長期停止期間中においても使用するが、使用環境（温度、放射線、機械振動等）が異なる。ATENA ガイドライン作成にあたっては、長期停止期間中の使用環境について前提を置き、当該環境で想定不要とする経年劣化事象を整理している。それぞれの整理の考え方を [別紙 1] 及び [別紙 2] に示す。

①

(2) その他

既存の PLM 関連知見の拡充をはじめとした個別研究課題の方針や研究計画については、産業界において PLM 研究推進会議及び PLM 研究総括検討会を設置し、事業者、電力中央研究所、メーカー等において随時検討を行っており、得られた研究成果については、随時事業者の個別の保全活動や PLM 評価書に反映していくこととしている。

(本頁以下余白)

5. ATENA ガイドラインへの反映

3, 4 で述べたインプット情報を元に, ATENA ガイドラインにおいては, 長期停止期間中の機器・構造物に想定される保管環境等を踏まえ, 新たに原子力発電所の保全活動向けの技術ベースとして, 図 1 のように, 添付資料及び別添 A として整理した。

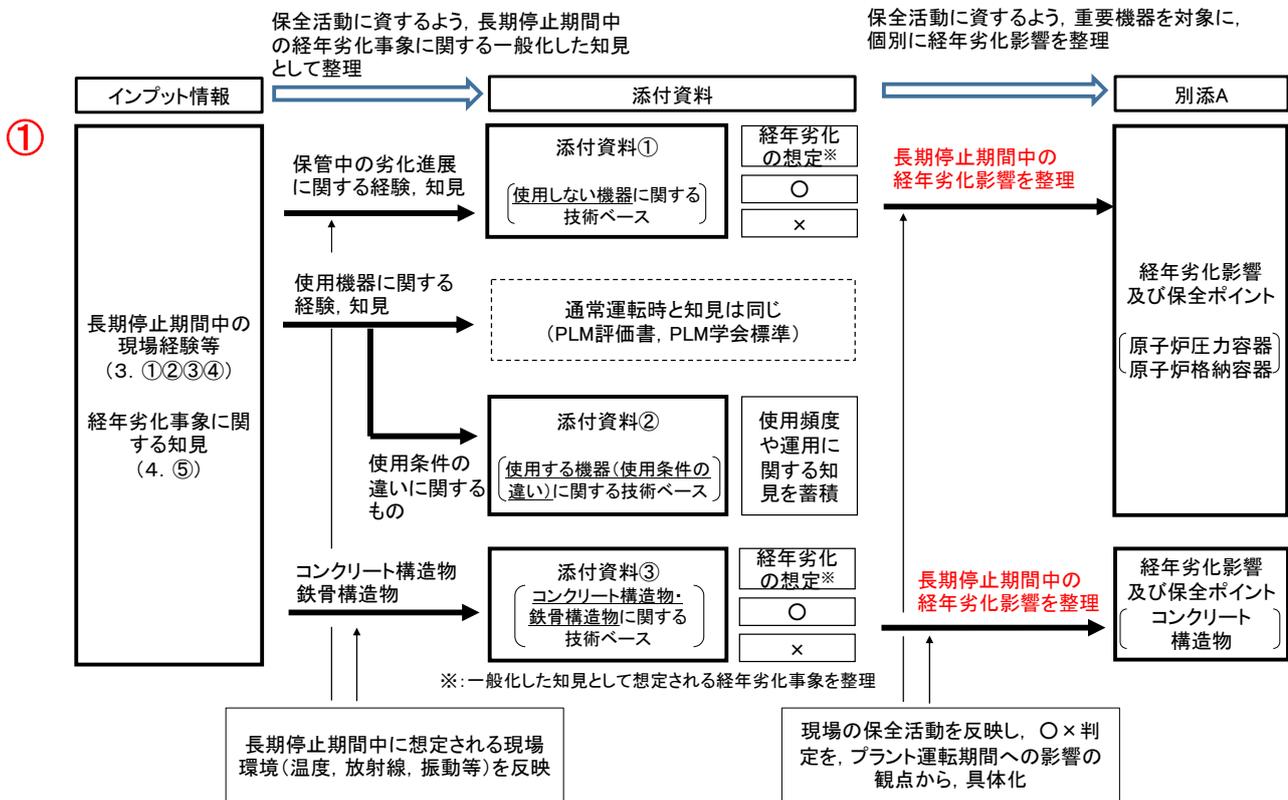


図 1 インプット情報 (技術ベース) と ATENA ガイドとの関係

(1) 前提条件

長期停止期間中の経年劣化事象に関する一般化した情報として添付資料及び別添 A に整理するにあたり前提とした, 機器・構造物の使用環境を[別紙 1]に示す。

(2) 添付資料の記載方針

添付資料①について

- ・ 使用しない機器に関する経年劣化事象の技術ベースとして整理。

PLM 学会標準附属書 E (4. ⑤) で整理されている経年劣化事象の想定要否表を元に, 使用しない機器・構造物に関する使用環境及び国内外で実際に発生している長期停止期間中の経年劣化事象に関連する不具合等の事例 (3. ①~④) を踏まえ, 想定要否 (○×) を整理した。

- ・ また, 既存知見のうち, 想定事象の理解に役立つ情報 (4. ⑤) は, 各経年劣化事象に関連する情報として適宜理由欄等に示した。

添付資料②について

- ・使用する機器・構造物の使用条件の違いにより想定が厳しくなる経年劣化事象の技術ベースとして整理。

国内外 OE 情報（3. ①～④）及び既存知見（4. ⑤）を元に、使用する機器・構造物の使用条件の違いにより想定が厳しくなる経年劣化事象を事象別に記載。

添付資料③について

- ・コンクリート構造物及び鉄骨構造物に対する経年劣化事象の技術ベースとして整理。
PLM 学会標準附属書 E（4. ⑤）で整理されている経年劣化事象の想定要否表を元に、個別構造物に想定される使用環境を踏まえ、想定要否（○×）を整理した。

（想定要否の分類（添付資料①及び③））

（1）の前提の下、表 8 のとおり、長期停止期間中の経年劣化事象の想定要否として一般化可能な分類を整理した。

表 8 添付資料①及び③で採用した想定要否整理の考え方

想定否「×」	<p>【添付資料①の場合】 経年劣化事象のメカニズムを踏まえると、一般的に、機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進展の可能性が限りなく小さいと判断できる場合、想定否「×」として整理</p> <p>【添付資料③の場合】 プラントの運転に伴い発生、進展するものであり、長期停止期間中の進展の可能性が限りなく小さいと判断できる場合、想定否「×」として整理。</p> <p>具体的に想定否とした経年劣化事象に関する説明を[別紙 2]に示す。</p>
想定要「○」	上記以外の場合は、全て想定要「○」として整理

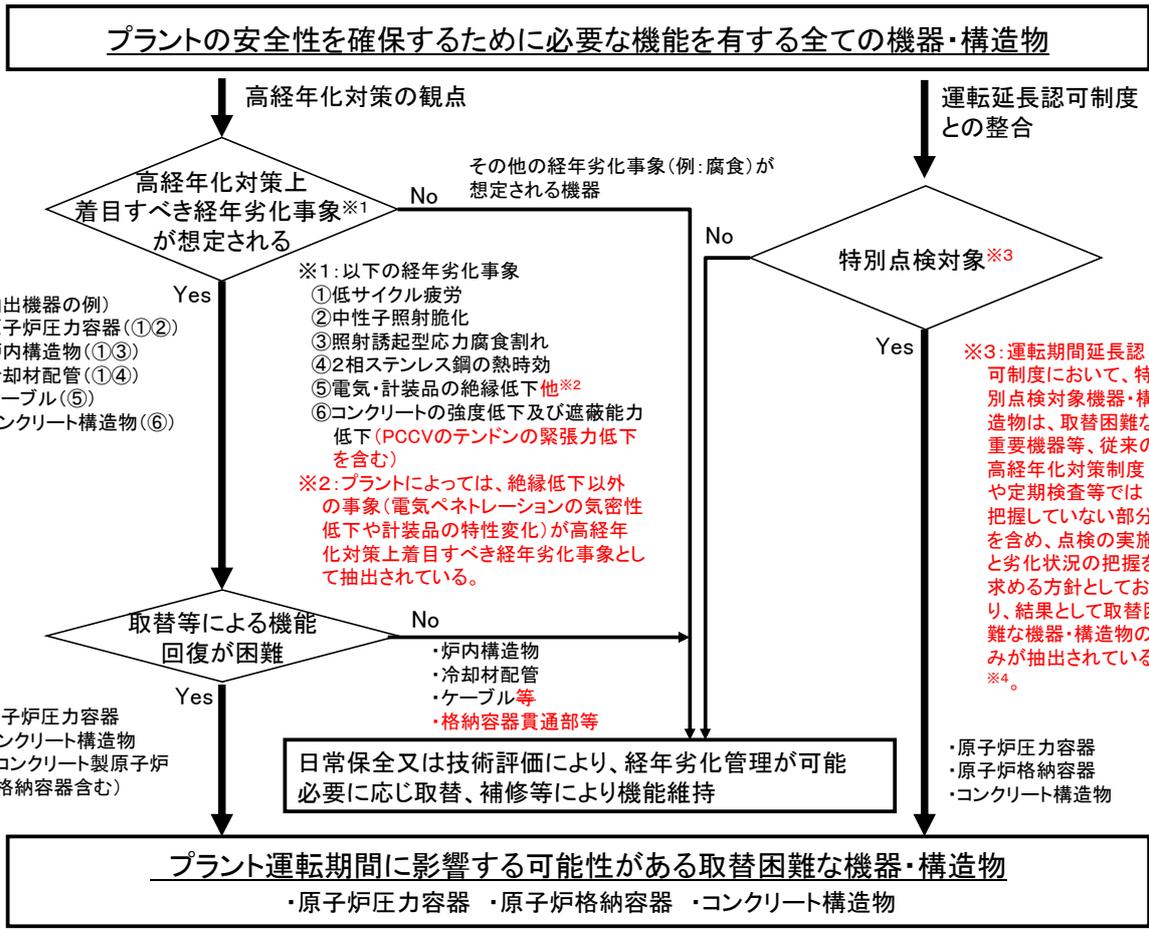
（現場経験等の反映）

- 現場の活用性の促進を企図し、想定要事象の理由欄及び想定される設備欄に、国内外 OE ① 情報及び CAP 情報（3. ①～④）で確認された事例に関する情報を留意事項として~~を~~追加した。

添付資料①～③と、3. ①～④で述べた国内外 OE 情報との関係を[別紙 3]に示す。

（3）別添 A の記載方針

- ・別添 A は、図 2 のフローを元に抽出した、プラント運転期間に影響する可能性がある取替困難機器・構造物である「原子炉圧力容器」「原子炉格納容器」及び「コンクリート構造物」を対象に、経年劣化事象及び保全ポイントを整理した。



①

①

※4:平成24年度第31回原子力規制委員会(平成25年2月7日)資料4「運転期間延長認可制度に関する検討について」及び平成25年度第1回原子力規制委員会(平成25年4月3日)資料3「運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る政令・規則等の整備について」参照

図2 プラント運転期間に影響する可能性がある取替困難な機器・構造物の抽出

これらの機器・構造物に想定される経年劣化事象に対する「長期停止期間中の経年劣化影響」は、添付資料①及び③の想定要否を元に、添付資料に係るインプット情報や実際の保全活動を踏まえ、[別紙4]に示す考え方に従い、表9のとおり、「有」「無①」「無②」の凡例で分類した。

①

(本頁以下余白)

表 9 別添 A において整理した影響の凡例

①

長期停止期間中の経年劣化		別添 A の分類（凡例）	
経年劣化要因	保全活動との関係		
あり	有意な進展を抑制するために 保管対策の抜本的な見直しに 向けた検討が必要。	有	長期停止期間中の経年劣化が プラント運転期間に影響を及 ぼす有意に進展するもの
あり （進展が僅か または保管対 策により要因 の抑制／排 除）	進展するが程度僅か。 劣化状況を確認するための点 検が必要。 保管対策により、経年劣化要 因の排除又は進展は極めて小 さくなるよう管理・抑制。 保管対策の維持状況の確認、 または劣化状況を確認するた めの点検が必要。	無①	長期停止期間中の劣化の進展 が僅かである。 もしくは停止期間中の保全活 動により機能維持・回復が可 能であり、 プラント運転期間 に影響がないといえるもの
なし	発生、進展が想定されない。 または、発生・進展が想定さ れない見込みであり、当該設 備に要求される機能に対する 影響が極めて小さい。 必要により、劣化状況を確認 するため念のための点検を推 奨。	無②	長期停止期間中に劣化が発 生、進展しない。 または当該設備に要求される 機能に対する影響が極めて小 さい劣化であるため、 プラ ント運転期間に影響ないと言え るもの

以 上

別表 1：トラブル等情報（NUCIA 情報）のうち、長期停止期間中の経年劣化事象に関連する情報

別表 2：CAP 情報のうち、長期停止期間中の経年劣化事象に関連する情報

別紙 1：添付資料及び別添 A の前提とした機器・構造物の使用環境

別紙 2：添付資料①および③において想定不要としている経年劣化事象について

別紙 3：現場経験等に関する情報と ATENA ガイドライン（添付資料①～③）の関係

別紙 4：ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係

トラブル情報等(NUCIA情報)のうち、長期停止期間中の経年劣化事象に関連する情報

別表1

通番	報告書番号	情報区分	発生日時	ユニット名	件名	事象発生時の状況/事象の概要	原因調査の概要	原因調査の概要(続き)	事象の原因	再発防止対策	関連する経年劣化事象※	経過年数(※)
12794	2017-九州-M002	保全品質情報	2018年03月30日19時頃	玄海発電所3号	玄海3号機 脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ	定期検査中の玄海原子力発電所3号機(加圧水型軽水炉、定格電気出力118万キロワット)は、平成30年3月25日に発電を再開し、発電機出力75%で調整運転を行っていたところ、3月30日19時頃に、2次系設備である脱気器空気抜き管からの微少な蒸気漏れを確認した。 このため、事前に公表したうえで、発電機出力を75%から負荷降下を行い発電を停止し、脱気器空気抜き管の点検及び調査を実施することとした。 本事象による環境への放射能の影響はなかった。	3B脱気器の第5空気抜き管(以下「当該管」という。)から微少な蒸気漏れを確認したため、3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管(各8本の合計16本)の点検を以下のとおり実施した。また、当該管の過去の点検実績の調査を実施した。 (1)空気抜き管の外装板及び保温材の点検 a. 外装板 3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管の外装板について、状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 当該管の外装板下面の一部に著しい錆が確認された。 【当該管以外の空気抜き管】 当該管以外の空気抜き管の外装板については、著しい錆は確認されなかった。 b. 保温材 3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管の保温材について、状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 当該管の保温材と配管との接触部に、変色や錆のような付着物が確認された。 【当該管以外の空気抜き管】 当該管以外の空気抜き管の保温材については、変色や錆のような付着物は確認されなかった。 (2)空気抜き管の点検 a. 外面点検 3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管について、状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 当該管の水平部分の上面の一部に、腐食による明らかな凹みが確認された。また、その凹み部分の1箇所貫通孔(長さ13mm×幅6mm程度)が確認された。貫通孔近傍の配管は、外面から内面に向い段々に凹んでいた。なお、水平部分以外については、腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 【当該管以外の空気抜き管】 当該管以外の空気抜き管については、腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 b. 内面点検 3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管を取り外し後、内部にファイバースコープを挿入し、管内面の状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 当該管の水平部分の上面に貫通孔を確認した。なお、外面点検で確認したような、内面からの腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 【当該管以外の空気抜き管】 当該管以外の空気抜き管については、内面からの腐食による明らかな凹みは確認されなかった。	(3)当該管の過去の点検実績の調査 a. 定期検査時の点検 当該管の漏れ箇所近傍の水平部分は、保温材を取り外した外観点検を実施していなかつた。 なお、当該管の漏れ箇所近傍の曲がり部については、第10回定期検査(平成18年12月より平成19年3月まで)において、配管内面からの減肉を確認する目的で、曲がり部の外装板及び保温材を取り外して肉厚測定を実施していたが、その際に、外装板及び保温材を取り外した範囲の配管外面に、著しい腐食があるとの所見は確認されなかった。 b. 巡視点検 毎日の巡視点検では、チェックシートを用いて、配管等について異音、振動、漏れ等の有無を確認している。過去のチェックシートを確認した結果、当該管に係る異常があるとの所見は確認されなかった。 c. 総合点検 月に1回の総合点検では、チェックシートを用いて、配管等について異音、振動、漏れ、保温の損傷等の有無を確認しており、過去のチェックシートを確認した結果、当該管に係る異常があるとの所見は確認されなかった。 d. 起動時点検 発電機出力5%、30%、50%、75%及び定格熱出力一定運転時の点検では、チェックシートを用いて、配管等について異音、振動、漏れ等の有無を確認している。発電機出力5%、30%、50%時のチェックシートを確認した結果、当該管に係る異常があるとの所見は確認されなかった。 (4)点検及び調査のまとめ 当該管の外装板下面の一部に著しい錆があった。 当該管の水平部分の上面の一部に貫通孔があり、貫通孔近傍の配管表面に、腐食による明らかな凹みがあった。なお、当該管の内面からの腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 当該管の水平部分は、外装板及び保温材を取り付けた状態での巡視点検等を実施しているものの、保温材を取り外しての点検実績はなかった。	3B脱気器の第5空気抜き管には外装板及び保温材が施工されており、外装板の隙間より雨水などが浸入し外面からの腐食が引き起こされ、さらに長期間浸潤環境となったことにより、それが進展し貫通に至ったと考えられる。	1. 当該管への対応 貫通孔が確認された当該管1本を含む全16本について、配管、外装板及び保温材の取替えを実施した。 2. 今後の取組み (1)点検・巡視時における意識向上のため、以下の教育を繰返し実施する。 ・僅かな変化でも、その先には機器の故障が潜んでいるとの認識を常に持つ。 ・異常の兆候を発見した際には、組織内での活発な報告、共有を行う。 (2)点検、保守内容を見直す。 ・使用環境を考慮した、屋外の外装板及び保温材の取替計画を策定する。 ・外装板及び保温材が施工されている屋外配管の、計画的な点検計画を策定する。 (3)外装板等の経年変化から異常の兆候を把握するためのチェックシートを用いた点検を実施する。 (4)必要な処置を判断する仕組みを構築するため、異常を未然に防ぐ教育を行い、僅かな変化を気づき事項として認識できるようにし、新たに設ける会議体で収集・集約を行うとともに、過去の慣例にとらわれることなく、様々な視点での確認を実施する。 3. 今後の更なる取組み (1)当該管を含む脱気器周りの屋外配管の範囲について、雨水浸入などに対する信頼性を向上させる観点から、ステンレス鋼への取替えや屋根設置等に取り組みしていく。 (2)錆の発生や進展に対する知見を深めるとともに、その知見を点検・取替の計画策定に反映する。 (3)沿岸部であることを考慮し、外装板のメッキ方法や配管の防錆塗装の知見を収集する。 (4)外装板取付け方法の最適化について検討する。 (5)覆われて見えない設備に対する非破壊検査方法の知見の収集・活用を行う。 (6)当該管の断面観察を行う。	腐食(全面腐食)	約7年3カ月
12494	2016-四国-M002	保全品質情報	2016年08月31日15時00分	伊方発電所2号	伊方発電所2号機 余熱除去系統ベント配管のひび割れについて	第23回定期検査中の伊方発電所第2号機の原子炉補助建家(管理区域内)において、余熱除去冷却器2A出口配管のベント弁の下流配管にほう酸と思われる付着物が認められたため、液体浸透探傷検査を実施したところ、8月31日15時頃、同配管の溶接部にひび割れがあることを保修員が確認した。 配管の付着物を分析した結果、付着物はほう酸であり、配管内のほう酸水が溶接部のひび割れからにじみ出て、乾燥したものと推定した。 この付着物の放射能量は約7ベクレルで、にじみ出たほう酸水の量は付着物の重量から約10ミリリットルと推定した。 その後、ひび割れのあった当該配管を取り替え、11月22日、系統の水張りを行い、当該配管から漏れがないことを確認し、通常状態に復帰した。 なお、本事象によるプラントへの影響および環境への放射能の影響はない。	当該部を切り出し、ひび割れの詳細を確認、硬度分析および成分分析を実施し、繰り返し応力による疲労割れであると推定した。また、運転状況調査を実施したところ、プラント長期停止中のため、定期試験時の通水系統が余熱除去冷却器をバイパスする系統となっていた。運転状況調査を踏まえ、実機運転により、ひび割れが発生したベント配管の振動を計測・評価したところ、バイパスラインに全量通水した場合、当該部に大きな振動が発生していることを確認した。 振動測定結果より、疲労損傷の可能性について評価した結果、バイパスラインに全量通水した時の振動に伴う発生応力が推定疲労強度を超えており、繰り返し応力による疲労割れが発生・進展する可能性があることを確認した。	調査の結果、配管溶接部のひび割れは、プラント長期停止期間のため、余熱除去冷却器をバイパスする系統での運転を長期実施したことにより、当該配管に大きな振動が発生したことによるものと推定した。	(1)ひび割れの生じた当該溶接部を含むベント弁下流配管を新品に取り替えた。 (2)本事象が発生した余熱除去系統において、プラント長期停止期間中特有の運転により同様に振動影響を受けた可能性のあるベント・ドレン配管については、外観確認により異常のないことを確認しているが、念のため当該ベント配管同様にベント・ドレン下流配管を新品に取り替えた(3箇所)。 (3)当該配管に大きな振動が発生しない通水系統で運転する運用に変更する。	疲労割れ	約4年7ヶ月	
11578	2012-東北-M004	保全品質情報	2012年08月06日一時一分	女川発電所1号	ほう酸水注入系アキュムレータ給排弁の一部固着について	・ほう酸水注入系のほう酸水注入系アキュムレータ(A)※1の分解点検を実施したところ、内部にある給排弁※2(以下「当該弁」という。)の一部が固着していることを確認した(8月6日)。 ・当該弁を取外して、動作確認を実施したところ、通常は上下運動する弁の一部が固着し、動作しにくい状態となっていたことから、当該弁の一式取替えを実施した(8月8日)。 ・取替え後に確認運転および漏れ試験※3を行い、異常がないことを確認した(8月31日)。 なお、本事象は、原子炉へのほう酸水注入機能に影響を与えるものではありません。 ※1 アキュムレータは、ほう酸水注入ポンプ運転時に発生する圧力変動に対して、加圧した窒素ガスの圧力を用いて給排弁を動作させ、ほう酸水を安定して原子炉内へ注入するための装置。 ※2 給排弁は、弁を上下に動作させることにより、ほう酸水注入ポンプから吐出されたほう酸水の圧力の変動を抑制する装置。 ※3 漏れ試験とは、ほう酸水注入系ポンプ運転時に、アキュムレータと配管接合部における窒素およびほう酸水の漏れの有無を確認する試験。	・分解点検した結果、目視にてほう酸の析出と思われる跡と、給排弁動作の引っ掛かりを確認した。 なお、ほう酸水注入系アキュムレータ(B)の動作に異常のないことを確認した。	・通常運転中は、ほう酸水は温度管理がなされており、析出の可能性は低いが、事象発生時は、東日本大震災後の長期停止中であり、機能要求がないことからほう酸水注入タンク設置の加熱ヒータは停止しており、室内温度次第では、ほう酸析出の可能性が否定できない状況であった。	・東日本大震災で停止中であり、ほう酸水注入系は機能要求がなく、系統配管中であつたことから再発防止対策は不要と判断した。	固着	1年5ヶ月	

* 長期停止の経過年数(解列日(震災で停止したプラントは、その停止日)から起算。端数切捨て。)

CAP情報のうち、長期停止期間中の経年劣化事象に関連する情報

別表2

情報種別	発生日時	件名	事象発生時の状況/事象の概要	原因調査の概要	事象の原因	再発防止対策	関連する経年劣化事象※	経過年数(※)
不具合	2015年9月17日	発電機軸受冷却水系統配管ジョイント部からの水漏れ	追加点検での軸受冷却水系統を復旧した時に、発電機の冷却水配管ジョイント部からの水漏れを確認。	発電機の冷却水配管ジョイント部の12か所の分解点検を実施し、要因及び発生メカニズムの検討を実施	約9か月の間、軸受冷却水系統が隔離状態(系統ブローク状態)にあり、冷却水配管ジョイント部に滞留した水に配管内の酸素が供給され錆が発生したことによりシール性が低下したものである。	発電機の冷却水配管は満水保管する。	残留水による腐食	約2年
不具合	2016年7月1日	蒸気発生器水張弁のシートルーク	蒸気発生器水張弁のシートルークを確認。	内弁を確認したところ、シートルークの原因となるエロージョンを確認。	通常は2定検毎に分解・手入れを実施し、10定検程で内弁取替を実施している。当該弁は内弁取替から運転状態で2定検も経っていない。しかし、エロージョンによるシートルークが発生していることから、通常操作ではない低開度操作等により、内弁が侵食された可能性がある。	内弁の取替を実施。	使用条件の變更に伴う腐食(エロージョン)	約5年2ヶ月
不具合	2020年3月13日	原子炉隔離時冷却系真空タンク水位計用計装配管の詰まり	プラント長期停止に伴い乾燥保管中だった原子炉隔離時冷却系真空タンクについて、系統水張りしたところ水位計用計装配管の詰まりを確認。	ファイバースコープによる内部確認、フラッシングなどを実施	調査中であるが、系統内の水が完全に抜けていなかった等による溜まり水により内部腐食し、腐食生成物により配管が詰まったものと考えられる。	フラッシングなどにより状態を改善	腐食生成物による異物付着	約8年8ヶ月
不具合	2015年11月18日	循環水ポンプベント弁・ドレン弁の固着	循環水ポンプベント弁・ドレン弁の固着を確認。	錆による固着を確認。	軸冷系統の水抜きのため、当該弁の「開」操作を実施したところ、循環水ポンプ電動機の弁が錆による固着により「開」できなかった。当該事象は、プラント長期停止に起因する事象であり、通常は、定検の水抜き・水張り時の弁操作により健全性は維持できる。	固着した弁の取替を実施。	錆による固着	約4年6ヶ月
不具合	2015年11月25日	脱気器水位制御弁前弁ユニットのサーマル動作	脱気器水位制御弁前弁ユニットでサーマル動作を確認。	手で電動弁の操作を行ったところ、特に異常が無かったため、コントローラセンタに問題が無いか確認を実施。	プラント停止後、連続して隔離していたために電磁接触器の主接点に酸化被膜等が生成し、3相のうち1相が導通不良となり、残りの2相に過電流が通電したことによる一過性事象と考えられる。	電磁接触器の取替を実施。	酸化被膜による導通不良	約4年6ヶ月
不具合	2015年6月19日	原子炉建屋サンブポンプ軸受部の固着	プラント長期停止に伴い起動頻度が減った原子炉建屋のサンブポンプにおいて、軸受部の固着が発生。	分解点検の結果、グラブドハッキン等の劣化・固着を確認。	プラント長期停止に伴い、ポンプの不動作状態が続いたため、ハッキンの潤滑性低下やシャフトが長期にわたり同位置にあることによる塵埃等の付着により、軸固着が発生したと考えられる。	定期的な動作確認(ハンドターニングを含む)を設定	固着(滑り部の摩擦抵抗増大による動作不良)	約3年11ヶ月
不具合未済	2016年3月16日	安全保護系計器ラック及び安全保護系ロジック盤への塵埃混入	安全保護系計器ラック及び安全保護系ロジック盤の盤内に大量の塵埃が混入しているのを確認。	混入経路の調査を実施。	混入経路を調査したところ、盤下部の外部ケーブリング引き込み口から盤内に向けて、空気が流入していることを確認した。外部ケーブリングは、インバータ室よりケーブリングを通った当該盤まで引き込まれており、インバータ室と一次系計装盤室の気圧差により空気の流れが発生しているものと考えられる。ケーブリングのシールが不十分なため、塵埃が混入する空気の流入が発生している。	ケーブリング引き込み口およびケーブリング内部に充填。	塵埃付着による導通不良	約4年11ヶ月
不具合未済	2013年8月28日	原子炉炉力容器の炉水中の硝酸イオン高濃度	原子炉炉力容器の乾燥保管後に、水張を実施したところ、炉水中の硝酸イオン濃度が高く、pHが低くなったことを確認。	文献調査により硝酸生成原因を特定。	原子炉炉力容器の乾燥保管時に、大気中の素素が放射線分解することにより硝酸イオンが発生したと考えられる。	保管状態を自然乾燥保管から水張り状態へと変更	水質悪化による腐食	約2年7ヶ月

* 長期停止の経過年数(解列日(震災で停止したプラントは、その停止日)から起算。端数切捨て。)

※: 不具合やその兆候の状況を踏まえ原因として想定される経年劣化事象を示すものであり、事業者大の枠組みを通じて推定原因の経年劣化事象を特定したのではない。

添付資料及び別添 A の前提とした使用環境

本ガイドラインは、長期停止期間中（法令に基づく「特別な状態」。おおよそ 1 年以上の停止）において想定される経年劣化事象に関する知見を技術ベースとして整理するものであり、前提とする使用環境は、冷温停止状態又は全ての燃料が原子炉格納容器の外にある状態とする。前提とする使用環境のイメージを図 1 に示す。

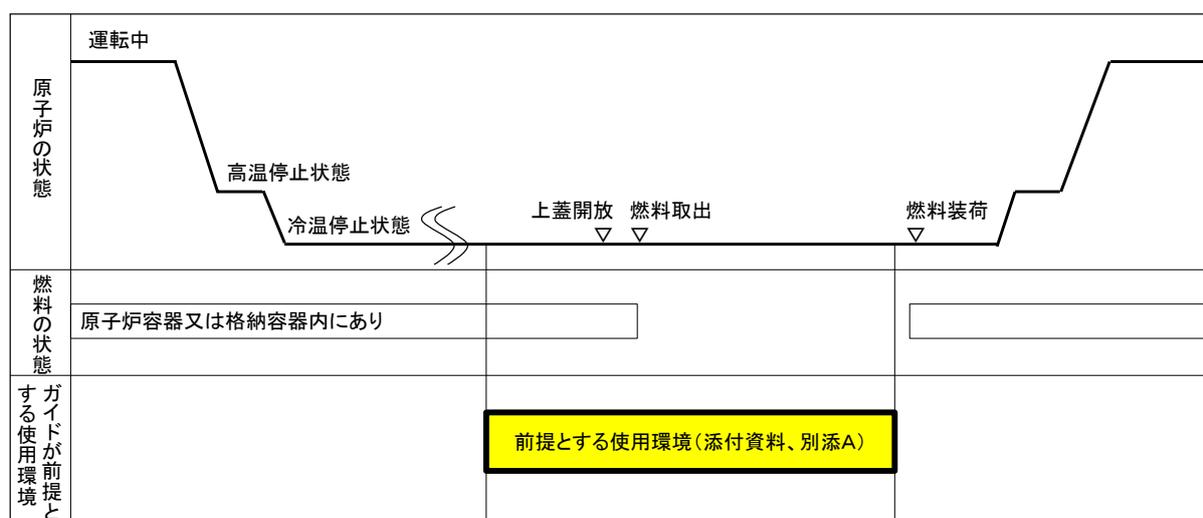


図 1 ATENA ガイドラインの技術ベースの前提とする使用環境について

以下に、添付資料①～③及び別添 A の作成にあたり個別に想定した前提条件を述べる。

なお、実際の保全活動で添付資料及び別添 A を活用するにあたっては、技術ベースの前提条件と現場の個別機器の使用環境が合致しているか確認するとともに、前提として定めのない事項を踏まえ、個別に経年劣化事象の想定要否を検討する必要がある。

添付資料①（使用しない機器に関する技術ベース）

（1）「使用しない機器」の分類

- ・添付資料①は、以下の機器を対象として扱う。（なお、「使用する」「使用しない」の定義は、ガイドライン本文参照）

パターン 1：使用しておらず、保管状態にある機器

ただし、保管対策の一環として一時的に使用している機器（例：ポンプの定期運転、通電実施等）は対象外とする。

パターン 2：待機状態にあるが、使用頻度が低い機器（例えば、海水ポンプの A 系のみを

連続使用しB系への切り替えを行っていないような系統のB系)

ただし、通常保全サイクルと同じ又は類似の頻度で定期試験等を実施している機器は対象外とする。

(2) 保管状態にある機器（パターン1）の保管条件

・軽水炉の保管環境として一般的に考え得るものとして、以下を想定する。

a. 保管手法

・湿式保管^{※1}または乾式保管^{※1}

※1：通常保全サイクルと同じ内部流体のまま保管する場合や、保管用に水質を変更する場合、系外に内部流体を排出し空気や窒素と置換を行う場合等を想定している。

b. 保管場所

・屋内または屋外

c. 温度、圧力

・基本的に常温、常圧以下であり、大きな温度、圧力変動は想定しない。

・ただし、ヒートトレースやスペースヒーターの使用に伴う温度上昇や、使用する機器の近傍で保管する場合の温度影響は想定する。

d. その他（共通事項）

経年劣化事象の想定要否を整理するにあたり、上記に定めのない使用環境（例：放射線、湿分、保有水の水質等）の考慮の必要がある場合は、個別に前提条件を定め、当該条件を添付資料①の理由欄等に示す。

添付資料②（使用する機器（使用条件の違い）に関する技術ベース

PLM 評価書及び国内外 OE 情報で見られた、長期停止期間中に使用している機器のうち使用条件を変更することで劣化進展が進んだ経年劣化事象は、冷温停止状態の炉心冷却等で使用する残留熱除去系（又は余熱除去系）や化学体積制御系で生じたもの。

通常よりも使用頻度が増える場合又は通常と異なる運用を実施する機器がある場合に劣化進展が進む可能性がある経年劣化事象に関する知見は、運転モードや系統によらず共通的なものであり、これ以外の運転モード（燃料取出後）や他の系統においても、添付資料②に示す経年劣化事象を参考として活用することができる。

添付資料③（コンクリート構造物・鉄骨構造物に関する技術ベース）

経年劣化事象の想定要否を整理するにあたっては、図1の前提の下、以下のように、コンクリート構造物および鉄骨構造物の個別部位で想定される使用環境を個別に定め、当該条件を添付資料③の理由欄等に示す。

(1) 機器の使用状況の考慮

- ・タービン・発電機，給水系／主蒸気系のように冷温停止状態の維持等のために使用しない機器は，使用しない状態を前提とし，当該機器からの熱，放射線及び機械振動の影響は考慮しない。また，冷温停止状態の維持等のために使用している機器については，冷温停止状態に当該機器で想定される熱，放射線及び機械振動の影響を考慮する。

(2) その他共通事項

- ・コンクリート構造物が晒される外気温等の屋外環境については，運転中と同様の環境を想定する。

別添 A (プラント運転期間に影響する可能性がある取替困難機器・構造物に関する技術ベース)

図 1 の前提に加え，個別に経年劣化影響の有無を整理するために定めた前提条件を表 1 に示す。なお，表 1 に定めのない前提条件がある場合は，別添 A の個別の影響有無整理の説明欄に適宜補足説明を示す。

以 上

表 1 長期停止期間中の経年劣化影響有無の整理にあたっての前提条件（使用環境）

		前提条件（PWR／BWR 共通）
原子炉圧力容器	内部流体	原子炉冷却材
	温度	100℃未満
	温度・圧力変動	大きな変動なし
	放射線照射	原子炉運転に伴う照射の影響を受けない
原子炉格納容器	内部雰囲気	空気（常温・常圧）
コンクリート構造物	温度	運転時のような周辺機器からの高い熱の影響を受けない
	放射線照射	原子炉運転に伴う照射の影響を受けない
	機械振動	長期停止期間中の機器の使用状態を踏まえ個別に考慮する

添付資料①および③において長期停止期間中は想定不要としている経年劣化事象について

添付資料①

PLM 学会標準の附属書 E で想定が必要とされている経年劣化事象（「第 2 段階スクリーニング」で想定要（○）になっている事象）のうち、経年劣化事象のメカニズムを踏まえると、一般的に、機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進展の可能性が限りなく小さいと判断できる事象は、長期停止期間中は想定不要（×）と整理している。

具体的に、保管条件を踏まえ添付資料①で想定不要（×）と整理している経年劣化事象は、以下に分類される。個別事象に関する整理の考え方は、添付 1 に示す。

- a. 放射線による劣化（中性子照射脆化，照射誘起型応力腐食割れ等）
- b. 熱時効
- c. 繰返し応力による劣化（疲労割れ）
- d. 流れによる劣化（流れ加速型腐食，エロージョン，キャビテーション）
- e. 摩耗
- f. 電圧の印加／通電による劣化（トリーイング，断線等）
- g. その他，特定の機器を使用する場合に想定される劣化

添付資料③

PLM 学会標準の附属書 E で想定が必要とされている経年劣化事象（第 2 段階スクリーニングで要否が○になっている事象）のうち、以下については、プラントの運転に伴い発生，進展するものであり，長期停止期間中は想定不要（×）と整理している。

個別事象に関する整理の考え方は，添付 2 に示す。

- ② a. コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下（熱及び、放射線照射及び機械振動を要因とするもの）

以 上

添付資料①で長期停止期間中は想定不要（×）と整理している経年劣化事象

a. 放射線による劣化（中性子照射脆化，照射誘起型応力腐食割れ等）

添付資料①で長期停止期間中の保管機器（使用しない機器）に想定不要（×）としている経年劣化事象のうち，放射線照射が要因となるものを下表に示す。

長期停止期間中は，放射線の影響は無視できるほど小さいことから，いずれの経年劣化事象も長期停止期間中は想定不要と整理している。

表：放射線照射が要因となる経年劣化事象の一覧および想定される設備の例
（添付資料①で長期停止期間中は想定不要（×）としている事象に限る）

経年劣化事象	想定される設備の例	備考
中性子照射脆化	・ 原子炉圧力容器	(※1) (※2)
照射誘起型応力腐食割れ	・ 炉内構造物	(※1) (※2)
韌性低下	・ 炉内構造物 ・ 原子炉圧力容器サポート	(※1)
照射下クリープ	・ 炉内構造物 ・ 制御棒クラスタ（被覆管）	(※1)
スウェリング（体積膨張）	・ 炉内構造物 ・ 制御棒クラスタ（被覆管）	(※1)
照射誘起割れ	・ 制御棒クラスタ（被覆管先端部）	(※1)
中性子吸収能力の低下	・ 制御棒クラスタ（中性子吸収体）	(※1)

(※1)：想定される設備の例は，国内の高経年化技術評価結果（PWR，BWR）及びPLM学会標準をもとに，代表的なものを抽出している。

(※2)：高経年対策上着目すべき経年劣化事象。

「経年劣化影響技術レポート」にて，長期停止期間中に発生，進展を考慮する必要がないとされている。

b. 熱時効

添付資料①で長期停止期間中の保管機器（使用しない機器）に想定不要（×）としている経年劣化事象のうち、熱時効に係るものを下表に示す。

熱時効は高温環境下（250℃以上）で想定されるものであることから、長期停止期間中に機器を使用しない場合は、想定不要と整理している。

表：熱時効が想定される設備の例

経年劣化事象	想定される設備の例	備考
熱時効	ステンレス鋼鋳鋼使用機器 PWR : ・ 1次冷却材管 ・ 1次冷却材ポンプ（ケーシング） ・ 1次冷却系統弁（弁箱、弁蓋） BWR : ・ 原子炉冷却材ポンプ（ケーシング） ・ 原子炉冷却系統弁（弁箱、弁蓋）	(※1) (※2)

(※1)：想定される設備の例は、国内の高経年化技術評価結果（PWR, BWR）及び PLM 学会標準をもとに、代表的なものを抽出している。

(※2)：高経年対策上着目すべき経年劣化事象。

「経年劣化影響技術レポート」にて、長期停止期間中に発生、進展を考慮する必要がないとされている。

c. 繰返し応力による劣化（疲労割れ）

添付資料①で長期停止期間中の保管機器（使用しない機器）に想定不要（×）としている経年劣化事象のうち、繰返し応力が要因となるものを下表に示す。

いずれも機器の使用に伴い発生するものであり、長期停止期間中に機器を使用しない場合は、想定不要と整理している。

なお、長期停止期間中に機器を使用する際、通常保全サイクルと異なる使用条件に変更する場合は留意が必要。（添付資料②を参照）

表：繰返し応力が要因となる経年劣化事象の一覧および想定される設備の例

経年劣化事象	想定される設備の例	備考
疲労割れ （プラント起動・停止等に 伴う温度・圧力変動による もの）	・原子炉圧力容器ほか原子炉冷却材圧力 バウンダリ構成機器	（※1） （※2）
疲労割れ （プラント運転中に生じ る熱成層，温度ゆらぎによ るもの）	・余（残留）熱除去系統配管（高低温水合 流部）	（※1）
疲労割れ （機器の使用に伴い生じ る振動によるもの）	・熱交換器（伝熱管） ・配管（小口径管台） ・配管（温度計ウエル）	（※1）
疲労割れ （機器の使用に伴い，当該 機器に生じる繰返し応力 によるもの）	・ポンプ，モーター，ファン等（主軸等） ・安全逃し弁（ベローズ） ・クレーン（走・横行レール，ガータ）	（※1）

（※1）：想定される設備の例は，国内の高経年化技術評価結果（PWR，BWR）及びPLM学会標準をもとに，代表的なものを抽出している。

（※2）：高経年対策上着目すべき経年劣化事象。

「経年劣化影響技術レポート」にて，長期停止期間中に発生，進展を考慮する必要がないとされている。

d. 流れによる劣化（流れ加速型腐食，エロージョン，キャビテーション）

添付資料①で長期停止期間中に想定不要（×）としている経年劣化事象のうち，流れによるものを下表に示す。

いずれも機器の使用に伴い発生するものであり，長期停止期間中に機器を使用しない場合は，想定不要と整理している。

なお，長期停止期間中に機器を使用する際，通常保全サイクルと異なる使用条件に変更する場合は留意が必要。（添付資料②を参照）

表：流れが要因となる経年劣化事象の一覧および想定される設備の例

経年劣化事象	想定される設備の例	備考
流れ加速型腐食	<ul style="list-style-type: none">・ 配管・ 弁（弁箱等）・ 熱交換器（伝熱管，耐圧構成品等）・ 高圧／低圧タービン（車室等）	（※1）
エロージョン	<ul style="list-style-type: none">・ 配管・ 弁（弁体，弁座等）・ 低圧タービン（動翼）	（※1）
キャビテーション	<ul style="list-style-type: none">・ ポンプ（羽根車）	（※1）

（※1）：想定される設備の例は，国内の高経年化技術評価結果（PWR，BWR）及びPLM学会標準をもとに，代表的なものを抽出している。

e. 摩耗

添付資料①で長期停止期間中に想定不要（×）としている経年劣化事象のうち、摩耗に係るものを下表に示す。

いずれも機器の使用に伴い発生するものであり、長期停止期間中に機器を使用しない場合は、想定不要と整理している。

なお、長期停止期間中に機器を使用する際、通常保全サイクルと異なる使用条件に変更する場合は留意が必要。（添付資料②を参照）

表：摩耗が想定される設備の例

経年劣化事象	想定される設備の例	備考
摩耗 （機器の使用に伴い、当該機器の摺動部に生じるもの）	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ、ファン、モーター、タービン等（主軸、軸継手等） ・弁（弁体、弁棒等） ・メタクラ等（遮断機の接触子） ・クレーン、燃料取扱装置（車輪部、ワイヤーロープ等） 	（※1）
摩耗 （機器の使用に伴い発生する振動、熱移動により生じるもの）	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器（伝熱管） ・配管サポート（ピン等摺動部材） ・重機器サポート（バッド、ヒンジ、ピン等） 	（※1）

（※1）：想定される設備の例は、国内の高経年化技術評価結果（PWR、BWR）及びPLM学会標準をもとに、代表的なものを抽出している。

f. 電圧の印加／通電による劣化（トリーイング，断線等）

添付資料①で長期停止期間中に想定不要（×）としている経年劣化事象のうち，電圧の印加／通電が要因となるものを下表に示す。

いずれも機器の使用に伴い発生するものであり，長期停止期間中に機器を使用しない場合は，想定不要と整理している。

表：電圧の印加／通電が要因となる経年劣化事象の一覧および想定される設備の例

経年劣化事象	想定される設備の例	備考
絶縁特性低下（トリーイング）	・屋外（トレンチ内含む）に布設された高圧ケーブル（絶縁体）	（※1）
導通不良（接点損傷）	・開閉装置（補助リレー等）	（※1） （※2）
断線	・配管（ヒートトレース）（※3） ・水素再結合装置（電気ヒータ）	（※1） （※3）

（※1）：想定される設備の例は，国内の高経年化技術評価結果（PWR，BWR）及びPLM学会標準をもとに，代表的なものを抽出している。

（※2）：導通不要のうち，酸化・塵埃付着に伴うものは，機器を使用しない場合でも発生する可能性があるため，留意が必要。

（※3）：高濃度のほう酸水を内包して保管する場合は，ヒートトレースが通電された状態（使用している状態）が想定されるため，留意が必要。

g. その他、特定の機器を使用する場合に想定される劣化

添付資料①で長期停止期間中に想定不要（×）としている経年劣化事象のうち、特定の機器を使用する場合に想定される経年劣化事象に係るものを下表に示す。

いずれも機器の使用に伴い発生するものであり、長期停止期間中に機器を使用しない場合は、想定不要と整理している。

なお、非常用ディーゼル機関等、長期停止期間中に機器を使用する場合は、通常保全サイクルの知見に基づき、経年劣化事象の想定が必要。

表：特定の機器を使用する場合に想定される経年劣化事象の一覧
および想定される設備の例

経年劣化事象	想定される設備の例	備考
クリープ (照射下クリープを除く)	・非常用ディーゼル機関(過給機タービンロータ, 排気管)	(※1)
露点腐食	・非常用ディーゼル機関(ピストン上部等 燃焼室面) ・雑固体焼却設備(外殻等)	(※1)
高温酸化	・補助ボイラ	(※1)
応力腐食割れ (腐食環境下で使用され 高い応力が付加されてい る低合金鋼, 高張力鋼)	・高圧/低圧タービン(翼環ボルト, 車軸 の翼溝部) ・タービン動補助給水ポンプ蒸気タービ ン(円板翼溝部等)	(※1)
盛金のはく離	・高圧タービン(ジャーナル軸受のホワイ トメタル)	(※1)
変形 (大型鋳物に生じるひず み)	・高圧タービン(車室)	(※1)
耐火物の浸食, 割れ	・雑固体焼却設備(耐火煉瓦等)	(※1)

(※1)：想定される設備の例は、国内の高経年化技術評価結果(PWR, BWR)及びPLM学会標準をもとに、代表的なものを抽出している。

以上

添付資料③で長期停止期間中は想定不要（×）と判断している経年劣化事象

a. コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

添付資料③で長期停止期間中に想定不要（×）としている経年劣化事象（コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下）に影響を及ぼす要因を下表に示す。

いずれもプラントの運転に伴い発生，進展するものであり，長期停止期間中は，想定不要と整理している。

表：コンクリートの経年劣化事象に影響を及ぼす要因および想定される設備の例
（添付資料③で長期停止期間中は想定不要（×）としている事象に限る）

経年劣化事象	経年劣化要因	想定される設備の例	備考
② コンクリートの強度低下	熱	PWR：内部コンクリート （一次遮蔽壁） BWR：原子炉ペDESTAL, 一次遮蔽壁	(※1) (※2)
	放射線照射	PWR：内部コンクリート （一次遮蔽壁） BWR：原子炉ペDESTAL, 一次遮蔽壁	(※1) (※2)
	機械振動	PWR：タービン架台等 BWR：タービン発電機架台等	-(※1)- -(※2)- -(※3)-
コンクリートの遮蔽能力低下	熱	PWR：内部コンクリート （一次遮蔽壁） BWR：ガンマ線遮蔽壁, 一次遮蔽壁	(※1) (※2)

(※1)：想定される設備の例は，国内の高経年化技術評価結果（PWR，BWR）及び PLM 学会標準をもとに抽出している。

(※2)：高経年対策上着目すべき経年劣化事象。

「経年劣化影響技術レポート」にて，長期停止期間中に発生，進展を考慮する必要がないとされている。

② ~~-(※3)：停止期間中に機械振動を受ける主な構造物として，非常用ディーゼル発電機基礎があるが，機器の出力や稼働時間等から，その影響は極めて小さい。~~

以上

添付資料①における想定要否の変更箇所

前回会合（令和2年3月6日）で提示した添付資料①の内容のうち、以下に挙げる経年劣化事象については、より一般論として想定要否を記載するために、添付資料①の想定要否を想定不要（×）から想定要（○）に変更する。

●応力腐食割れの一部

（変更理由）

発電所の保管実績に基づき、水質管理等が適切に行われていることを前提とし、応力腐食割れは想定不要としていたが、一般論として想定要否を記載するために、適切な運用を前提とせず、想定要に変更する。

●応力緩和

（変更理由）

発電所で使用されるばねは弾性範囲内での使用が通常であり、長期停止期間中は低温となることから、応力緩和の懸念が小さいため想定不要としていたが、長期停止期間中に荷重が付与された状態で、かつ比較的高温の環境下におかれた状態で保管される可能性が否定できないため、一般論として想定要否を記載するに当たって、想定要に変更する。

●絶縁特性低下（部分放電）

（変更理由）

部分放電は、固体絶縁の表面に汚損等が存在する場合に、高電圧が印加されると発生するものであるため、機器を使用しない場合には想定されないが、部分放電の起因となる汚損（ごみ、埃等の付着）は長期停止期間中に生じる可能性があることから、想定要に変更する。

●絶縁特性低下（放射線劣化）

（変更理由）

重要な機器である事故時耐環境性を有する電気・計装品が設置されている原子炉格納容器内の環境を対象とし、長期停止期間中に有意な放射線照射の影響を受ける環境にないため想定不要としていたが、例えば廃棄物関連設備に高放射線環境下にさらされる電気・計装品がある場合は、長期停止期間中であっても劣化の進展が否定できないため、一般論として想定要否を記載するために、想定要に変更する。

以上

現場経験等に関する情報と ATENA ガイドライン（添付資料①～③）の関係

①～④で示した国内外 OE 情報及び CAP 情報は、下図のとおり、機器の使用状況別・事象別に分解し、「想定される設備の例」欄に具体的な事例を掲載することで、ガイドラインの添付資料に反映している。

具体的な反映イメージを次頁に示す。

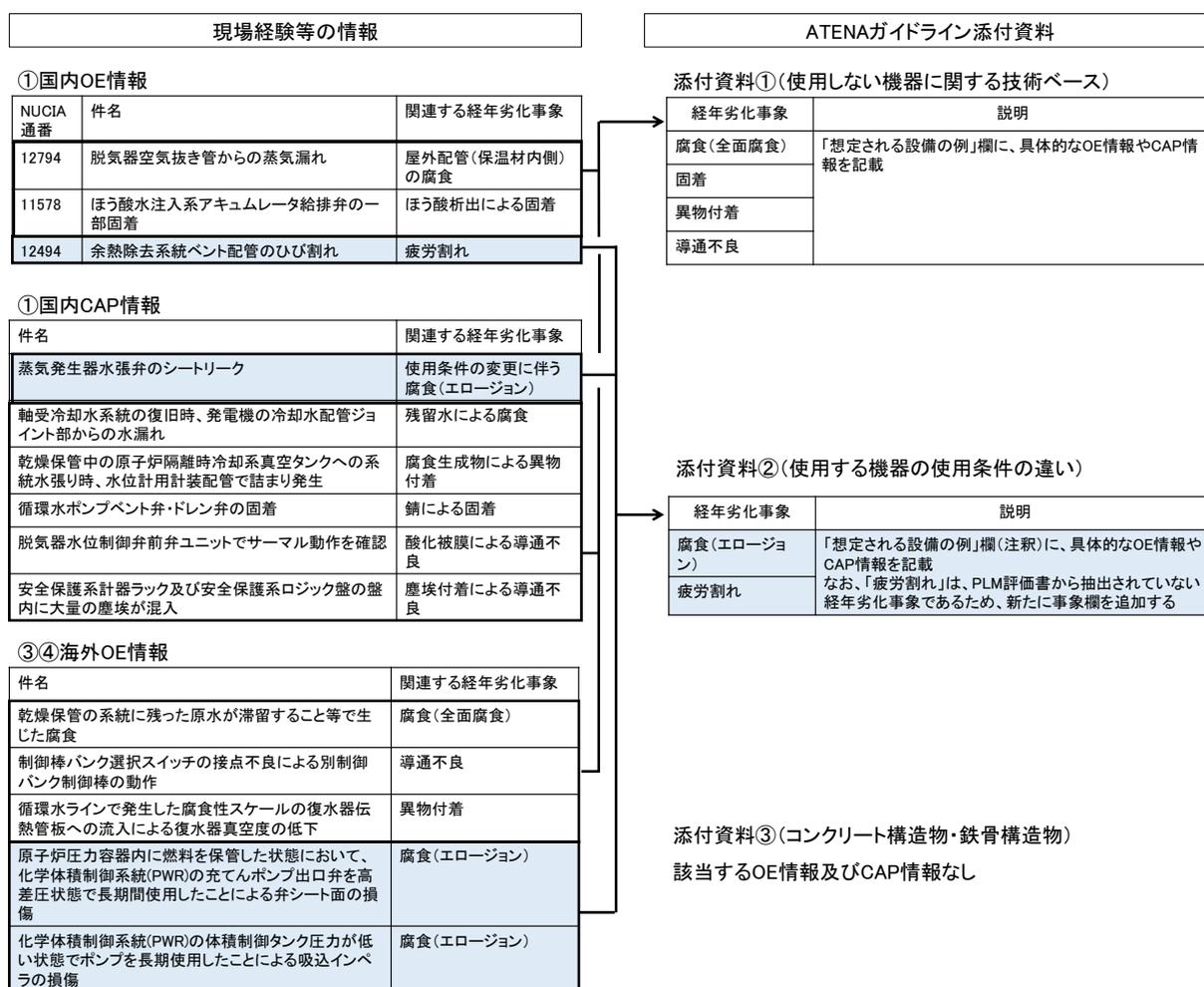


図 1 現場経験等に関する情報の添付資料への反映について

ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器 (PWR))

(別紙 4 の赤字の凡例は、全て③)

経年劣化事象	ATENA ガイドライン (別添 A) *1		根拠とする技術ベース		補足説明事項	
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響	長期停止期間中の 健全ポイント	技術ベース 1		技術ベース 2 *2
				影響有無		説明
低サイクル疲労	冷却材入口管台等	無②	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	—	添付資料① 疲労割れ 1 (経年劣化影響技術レポート), 疲労割れ 2 (EPR1 レビュー結果), 疲労割れ 3 (PLM 評価書 (参考))	低サイクル疲労は、プラントの運転状態 (例: 起動・停止等) の温度や圧力の変化 (過渡) によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する疲労現象である。原子炉圧力容器の管台部などの形状不連続部は応力が集中しやすいために運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。建設時の工事計画認可申請書や PLM 評価書においては、プラント起動・停止等の大きな温度・圧力変動の発生回数に基づき運転期間を通じた疲労の蓄積程度が評価され、健全性が確認されている。 長期停止期間中においてはプラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動は発生しないことから、低サイクル疲労の進展を想定する必要はない。(添付資料①) 経年劣化影響技術レポートにおいても、長期停止が低サイクル疲労に与える影響はないとされ、EPR1 にも技術的に妥当と評価されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果) なお、参考として、冷温停止状態において低サイクル疲労の影響がないことは、事業者の冷温停止状態の維持を前提とした PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 以上から、長期停止期間中の低サイクル疲労の影響は「無②」と判断する。
中性子照射脆化	下部胴等	無②	停止期間中は放射線の影響を受けない	—	添付資料① 中性子照射脆化 1 (経年劣化影響技術レポート), 中性子照射脆化 2 (EPR1 レビュー結果), 中性子照射脆化 3 (PLM 評価書 (参考))	原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイドや転位ループ、溶質原子クラスタ形成や粒界偏析などのミクロ組織変化が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際 (転位の移動) の抵抗となり、破壊に対する抵抗 (韌性) の低下が生じる。この事象を中性子照射脆化と呼んでいる。 長期停止期間中においては運転中のような燃料の核分裂反応が起こっていないことから、中性子の照射による影響を考慮する必要はない。(添付資料①) また、経年劣化影響技術レポートにおいても、中性子照射脆化に対する長期停止の影響はないとされ、EPR1 にも技術的に妥当と評価されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果) なお、参考として、冷温停止状態において中性子照射脆化の影響がないことは、事業者の冷温停止維持を前提とした PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 以上から、長期停止期間中の中性子照射脆化の影響は「無②」と判断する。

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

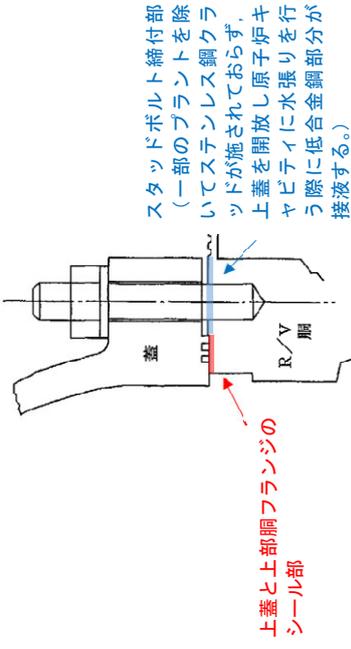
* 3 : 発電所で実際に行われている健全活動及び当該健全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、健全ポイントを定めている。健全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

経年劣化事象		ATENA ガイドライン (別添 A) *1		根拠とする技術ベース		補足説明事項	
		想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 説明	長期停止期間中の 保全ポイント	備考		技術ベース 1
経年劣化事象							
応力腐食割れ	冷却材入口管台等	無①	停止期間中の保有水（一次冷却材）の温度は 100℃未満と低く、一次冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要（※1）（※2）	水質管理を適切に行う（塩素イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する）	(※1)：国内プラントにおいては、現在、原子炉圧力容器内に一次冷却材を保有した状態での保管（※2）：経年劣化影響技術レポート [2) 応力腐食割れ-5) プラント長期停止の影響] 参照	<p>添加資料①</p> <p>SC01, SC02, SC03, SC04 (経年劣化影響技術レポート), SC05 (EPR1 レビュー結果)</p>	<p>応力腐食割れ (SCC) は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの 3 因子のうち 1 つを取り除くことによっては発生を防止することができる。(添付資料①)</p> <p>通常保全サイクルにおいては、これまでの運転経験等から 600 系ニッケル基合金を使用した部位に SCC 発生の懸念が大きいことから、国内の全 PWR について、材料変更や応力改善が図られており、SCC の発生を抑制する対策が実施されている。例えば冷却材出入口管台や炉内計装筒に対してピーニングが実施され、応力条件が改善されているプラントや、冷却材出入口管台の接液部に、文献 SCC3 の通り、耐 SCC 性の高い 690 系ニッケル基合金のクラッド施工が実施され、材料条件が改善されているプラントがある。(文献 SCC3)</p> <p>長期停止期間中においては、運転中と比べて温度が低くなる一方で、PWR においては溶存酸素濃度が大きくなり、飽和溶存酸素量として 8ppm になることが想定される。しかしながら、文献 SCC1, 2 によると、管理された水質環境下においては、溶存酸素濃度 8ppm においても 100℃未満の低温環境では SCC の感受性が極めて小さいことが示されている。したがって、長期停止期間中においても、運転中と同様、適切な水質管理を実施することで、環境条件から SCC の発生を抑制することができる。(文献 SCC1, 2)</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、100℃未満の環境においては SCC の感受性が小さいことが述べられるとともに、SCC は通常の保全活動により管理可能であるとされている。更に、長期停止期間中の SCC が保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が保全として実施されていることを前提とすれば、機能維持が可能であることから「無①」と判断し、保全ポイントとして「水質管理」を確実に行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能確保することができる。</p>
クラッド下層部のき裂	下部胴等	無②	国内プラントでは、製作時に溶接入熱を管理することで、き裂の発生を防止している	-		<p>添加資料①</p> <p>UCC1</p>	<p>クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にステンレス鋼の内張り施工の際に溶接施工条件によって、局部的にき裂が発生するものである。(添付資料①)</p> <p>国内の全 PWR プラントの原子炉圧力容器においては、材料の化学成分を踏まえ、製作時に溶接入熱を管理しクラッド下層部のき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため、クラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さい。(文献 UCC1)</p> <p>以上から、長期停止期間中に、クラッド下層部のき裂を考慮する必要はな</p>

* 1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3：券電所ですべて実施が行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

経年劣化事象		ATENA ガイドライン (別添 A) *1		根拠とする技術ベース		補足説明事項		
		想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 影響有無	長期停止期間中の 保全ポイント	備考		技術ベース 1	技術ベース 2 *2
ピッチェイグ	上部胴フランジ	無①	上蓋を閉止している場合は狭隘部においてピッチェイグが想定される。上蓋を開放して保管している場合は狭隘部にならないが、シート面であることから、劣化(発錆)の発生を抑制する保管管理が必要	ステンレス鋼クラッドのないフランジ面に養生を施して保管する また、通常保全に復帰する場合は、フランジ面の点検を実施する		添付資料①	腐食 2 (経年劣化影響技術レポート)、 腐食 3 (EPR1 レビュー結果)	<p>く、「無②」と判断する。</p> <p>上蓋が閉止している場合、上蓋と上部胴フランジのシールの一部が狭隘部であることによりピッチェイグ(孔食)の発生が想定される。(添付資料①)</p> <p>しかしながら、長期停止期間中において、上蓋が開放された状態で保管される場合は、当該部は狭隘部ではなくことから当該のピッチェイグの想定は不要となる。</p> <p>一方で泊 3 号機を除く国内の PWR プラントでは、原子炉圧力容器のフランジ面の一部にステンレス鋼クラッドが施されており、低合金鋼部分が原子炉キャビティに水張りをしている際に接液することから、全面腐食の発生が懸念される。(添付資料①)</p> <p>そのようなプラントについては、低合金鋼の接液を防ぐための養生を行うことで、長期停止期間中におけるフランジ面の発錆を防止することができるとする。また、上蓋を閉止する前には当該部の点検を行うことが有効な保全となる。</p> <p>更に、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされ、EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な保全が実施されていることを前提として「ステンレス鋼クラッドのないフランジ面に養生を施して保管する」および「通常保全に復帰する場合には、フランジ面の点検を実施する」を推奨する。各プラントの長期停止期間中のフランジ面の点検状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。</p>
								

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATEMA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器 (BWR))

経年劣化事象		ATEMA ガイドライン (別添 A) *1		根拠とする技術ベース		補足説明事項			
		想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 影響有無	説明	長期停止期間中の 保全ポイント		備考	技術ベース 1	技術ベース 2 *2
低サイクル疲労	ノズル, セーフエンド等	無②	停止期間中は大きな 圧力・温度変動がない		-		添付資料①	疲労割れ 1 (経年劣化影響技術レポート), 疲労割れ 2 (EPR1 レビュー結果), 疲労割れ 5 (PLM 評価書 (参考))	低サイクル疲労は、プラントの運転状態 (例: 起動・停止等) の温度や圧力の変化 (過渡) によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する疲労現象である。原子炉圧力容器の管台部などの形状不連続部は応力が集中しやすいために運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。建設時の工事計画認可申請書や PLM 評価書においては、プラント起動・停止等の大きな温度・圧力変動の発生回数に基づき運転期間を通じた疲労の蓄積程度が評価され、健全性が確認されている。 長期停止期間中においてはプラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動は発生しないことから、低サイクル疲労の進展を想定する必要はない。 (添付資料①)
中性子照射脆化	胴部 (炉心領域部)	無②	停止期間中は放射線の影響を受けない		-		添付資料①	中性子照射脆化 1 (経年劣化影響技術レポート), 中性子照射脆化 2 (EPR1 レビュー結果), 中性子照射脆化 4 (PLM 評価書 (参考))	原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイドや転位ループ、溶質原子クラスタ形成や粒界偏析などのミクロ組織変化が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際 (転位の移動) の抵抗となり、破壊に対する抵抗 (韌性) の低下が生じる。この事象を中性子照射脆化と呼んでいる。 長期停止期間中においては運転中のような燃料の核分裂反応が起こっていないことから、中性子の照射による影響を考慮する必要はない。(添付資料①) また、経年劣化影響技術レポートにおいても、中性子照射脆化に対する長期停止の影響はないとされ、EPR1 にも技術的に妥当と評価されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー) なお、参考として、冷温停止状態において中性子照射脆化の影響がないことは、事業者の冷温停止状態の維持を前提とした PLM 評価書において示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 以上から、長期停止期間中の低サイクル疲労の影響は「無②」と判断する。

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

経年劣化事象		ATENA ガイドライン (別添 A) *1		補足説明事項	
想定される部位	経年劣化事象	長期停止期間中の経年劣化影響		根拠とする技術ベース	
		影響有無	説明	技術ベース 1	技術ベース 2 *2
計装ノズル等	<p>停止期間中の保有水 (原子炉冷却材) の温度は 100°C未満と低く、原子炉冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要 (※1) (※2)</p>	<p>長期停止期間中の健全ポイント</p> <p>水質管理を適切に行う (塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)</p>	<p>備考</p> <p>(※1) : 国内プラントにおいては、現在、原子炉圧力容器内に原子炉冷却材を保有した状態での保管 (※2) : 経年劣化影響技術レポート [(2) 応力腐食割れ-5] プラント長期停止の影響参照</p>	<p>添付資料①</p>	<p>SSC1, SSC2, SSC6, SSC4 (経年劣化影響技術レポート), SSC5 (EPRI レビュー結果)</p>
応力腐食割れ	<p>停止期間中の保有水 (原子炉冷却材) の温度は 100°C未満と低く、原子炉冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要 (※1) (※2)</p>	<p>長期停止期間中の健全ポイント</p> <p>水質管理を適切に行う (塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)</p>	<p>備考</p> <p>(※1) : 国内プラントにおいては、現在、原子炉圧力容器内に原子炉冷却材を保有した状態での保管 (※2) : 経年劣化影響技術レポート [(2) 応力腐食割れ-5] プラント長期停止の影響参照</p>	<p>添付資料①</p>	<p>SSC1, SSC2, SSC6, SSC4 (経年劣化影響技術レポート), SSC5 (EPRI レビュー結果)</p>

*1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3 : 発電所で実際に行われている健全活動及び当該健全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、健全ポイントを定めている。健全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

経年劣化事象		ATENA ガイドライン (別添A) *1		根拠とする技術ベース		補足説明事項
想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響	長期停止期間中の健全ポイント	備考	技術ベース1	技術ベース2*2	
クラッド下層部のき裂	<p>影響有無</p> <p>無②</p> <p>説明</p> <p>国内プラントでは、製作時に溶接入熱を管理することで、き裂の発生を防止している</p>	-		添付資料①	UCC2	<p>クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にステンレス鋼の内張り施工の際に溶接施工条件によって、局部的にき裂が発生するものである。(添付資料①)</p> <p>クラッド下層部のき裂については、全米溶接協会の報告書「Welding Research Council BULLETIN (WRC-197)」において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されており、材料の改善や溶接方法の改善を図ることで発生を防止できることが示されている。(文献UCC2)</p> <p>国内の全 BWR プラントの原子炉圧力容器においては、クラッド下層部のき裂が発生しないとされる材料の採用や製作時に溶接入熱の管理を行うことで、クラッド下層部のき裂が発生しないことを確認している。</p> <p>以上から、クラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さく、「無②」と判断している。</p>
腐食 (FAC 及び全面腐食)	<p>影響有無</p> <p>無①</p> <p>説明</p> <p>停止期間中は内部流体の温度が 100°C 未満と低く、蒸気が高速で流れる環境ではないことから、FAC 及び全面腐食が発生する可能性は小さいが、水質管理を適切に行うことは必要。</p>	<p>水質管理を適切に行う</p> <p>(塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)</p>	<p>(※1)：経年劣化影響技術レポート[(1)腐食-3]プラント長期停止の影響]参照</p>	添付資料①	<p>腐食 1、腐食 2(経年劣化影響技術レポート)、腐食 3 (EPR1 レビュー結果)</p>	<p>原子炉圧力容器の主蒸気ノズルやセーフエントについては、低合金鋼や炭素鋼を使用しており、腐食 (全面腐食) の影響が懸念される。</p> <p>これについては、国内の全 BWR プラントにおいては、設計、製造段階で、余裕を持った腐食量を設定しており、運転期間中に想定される腐食の影響が小さいことを評価や点検により確認している。</p> <p>長期停止期間中においては、文献腐食 1 に示す通り、水質の温度や溶存酸素により腐食量の傾向が変化することが示されているが、長期停止期間中の炉水の溶存酸素を保守的に飽和溶存酸素濃度 (8ppm) 程度と想定した場合でも、炉水の温度が低い場合の腐食量はプラント運転状態の腐食量と概ね同程度となることと示されており、長期停止期間中においても、運転中と同様に水質管理を行うことで腐食の影響は小さい。(文献腐食 1)</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして水質管理の実施による腐食の抑制が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が実施されていることを前提とすれば、機能維持が可能であることから「無①」と判断し、健全ポイントとして「水質管理」を確実に行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。</p> <p>なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能確保することができる。</p>

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3：券電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、健全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATEMA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース		補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		技術ベース 1	技術ベース 2 *2	
		影響有無	説明			備考
腐食 (全面腐食)	基礎ポルト	無①	停止期間中は空調運転を継続しており、停止期間中の目視点検の結果においても有意な腐食は発生していないが、結露等の防止のため、空調運転を継続して行うことは必要。	添付資料①	腐食 2 (経年劣化影響技術レポート), 腐食 3 (EPR1 レビュー結果), 腐食 4 (PLM 評価書 (参考))	原子炉圧力容器の基礎ポルトについては、低合金鋼や炭素鋼を使用しており、長期停止期間中は原子炉格納容器内が窒素ガス雰囲気から空気雰囲気となるため、腐食の影響が懸念される。これについては、長期停止期間中においても空調運転を継続するなど格納容器内の環境を維持する運用を行うとともに、必要に応じて基礎ポルトの目視点検を実施することで、健全性を維持することが可能である。また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして定期的な点検が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。((経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果))なお、参考として、基礎ポルトの目視点検を実施した結果、有意な腐食は認められていないことが、事業者の高経年化技術評価においても示されていることを確認している。(PLM 評価書)
摩耗 (摺動部)	スタビライザブ ラケット, スタビライザ	無②	当該部は地震時のみ摺動するものであり、長期停止中に摩耗が発生する可能性は極めて小さい。	添付資料①	—	以上から、長期停止期間中においても空調運転を継続するなど格納容器内の環境を維持するとともに、必要に応じて目視点検により健全性を確認することで、機能維持が可能であることから「無①」と判断する。各プラントの長期停止期間中の基礎ポルトの点検状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能確保することができる。

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉格納容器 (PWR))

経年劣化事象		ATENA ガイドライン (別添 A) *1		根拠とする技術ベース			補足説明事項
		想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 影響有無	説明	長期停止期間中の健全ポイント	備考	
疲労割れ	トップドーム部等	無②	運転中、停止期間中ともに大きな圧力・温度変動を受けない	—	—	添付資料①	疲労割れ 4 (PLM 評価書 (参考)) 疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。(添付資料①) しかしながら、国内の全 PWR プラントの原子炉格納容器本体について、通常保全サイクルにおいても有意な温度・圧力変動は想定されない。 なお、参考として、原子炉格納容器本体において有意な温度・圧力変動がないことは、PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 長期停止期間中においても同様に、有意な温度・圧力変動が想定されないことから、「無②」と判断する。
腐食	トップドーム部、円筒部	無①	鋼板の内面および外面 (PCGV の場合はライナープレートの大気接触部) に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持することで、停止期間中の腐食の発生を防止できる	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて再塗装を実施する	添付資料①	腐食 2 (経年劣化影響技術レポート)、腐食 3 (EPR1 レビュー結果) 原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。(添付資料①) しかしながら、国内全ての PWR プラントの原子炉格納容器について、表面に防食塗装を施工しているため、塗膜が健全であるかぎり、腐食の懸念はない。 また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして表面の塗装による腐食の抑制が挙げられている。更に、腐食が長期停止期間中においても保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果) 以上から、長期停止期間中に塗膜の健全性が維持できていることを前提とすれば、腐食を抑制し機能維持が可能であることから「無①」と判断し、健全ポイントとして、塗膜の健全性を維持するための「塗膜の目視点検」を行うことを推奨する。各プラントの長期停止期間中の格納容器の塗膜点検の状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。 なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能を確保することができる。	
腐食	コンクリート埋設部 (スタッド含む)	無②	コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリカリ環境を形成しており、鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい	—	添付資料①	腐食 5 原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。(添付資料①) しかしながら、コンクリート埋設部はコンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、文献腐食 5 に示す通り、コンクリート内において鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい。(文献腐食 5) 以上から、「無②」と判断する。 更に、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能を確保することができる。	

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3: 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、健全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉格納容器 (BWR))

経年劣化事象		想定される部位		長期停止期間中の経年劣化影響		ATENA ガイドライン (別添 A) *1		根拠とする技術ベース		補足説明事項	
				影響の有無		説明		長期停止期間中の健全性保全ポイント		備考	
								技術ベース 1		技術ベース 2 *2	
腐食	ドライウエル、サブレーションチエンバ (円筒部等) 等	無①	鋼板の内面および外面に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持すること、停止期間中の腐食の発生を防止できる	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて再塗装を実施する。	添付資料①	腐食 2 (経年劣化影響技術レポート)、腐食 3 (EPR1 レビュー結果)	原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。(添付資料①) しかしながら、国内全ての BWR プラントの原子炉格納容器について、表面に防食塗装を施工しているため、塗膜が健全であるかぎり、腐食の懸念はない。 また、経年劣影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして表面の塗装による腐食の抑制が挙げられている。更に、腐食が長期停止期間中においても保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果) 以上から、長期停止期間中に塗膜の健全性が維持できていることを前提とすれば、腐食を抑制し機能維持が可能であることから「無①」と判断し、保全ポイントとして、塗膜の健全性を維持するための「塗膜の目視点検」を行うことを推奨する。各プラントの長期停止期間中の格納容器の塗膜点検の状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。 なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能を確保することができる。				
腐食	基礎ポルト (コンクリート埋設部)	無②	コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい。(文献腐食 5)	—	添付資料①	腐食 5	原子炉格納容器に用いている低合金鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される (添付資料①) しかしながら、コンクリート埋設部は、コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、文献腐食 5 に示す通り、鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい。(文献腐食 5) 以上から、コンクリート埋設部の腐食は「無②」と判断する。 更に、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能を確保することができる。				

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					根拠とする技術ベース		補足説明事項	
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント	備考	技術ベース 1		技術ベース 2 *2
		影響の有無	説明					
疲労割れ	ダイヤフラムフロア・シールベローズ、ベント管ベローズ	無②	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	-		添付資料①	疲労割れ 6 (PLM 評価書 (参考))	<p>疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。(添付資料①)</p> <p>原子炉格納容器のダイヤフラムフロア・シールベローズは、ドライウェルとサブレッションチャンセルとの事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられ、疲労の蓄積による疲労割れが想定されるが、通常時の温度変動は、プラント起動・停止によるもので、発生応力・回数はいずれも小さい。</p> <p>また、長期停止期間中においてはプラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動は発生しないことから、疲労割れへの想定は不要である。(添付資料①)</p> <p>なお、参考として、ダイヤフラムフロア・シールベローズは、通常時においても疲労割れの発生の可能性が小さいことが評価されていることは、PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考))</p> <p>以上から、長期停止期間中における疲労割れの影響は「無②」と判断する。</p>
摩耗	スタビライザ等	無②	当該部は地震時のみ撓動するものであり、発生回数が非常に少なく、長期停止中に摩耗が発生する可能性は極めて小さい。	-		添付資料①	-	<p>原子炉格納容器のスタビライザ、上部シアラグ、下部シアラグについては、撓動を有しているため摩耗が想定されるが、当該部は地震時のみ撓動するものであり、長期停止期間中に摩耗が発生する可能性は極めて小さい。</p> <p>以上から、スタビライザ、上部シアラグ、下部シアラグに摩耗が発生する可能性は小さく、「無②」と判断している。</p>

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物)

ATENA ガイドライン (別添 A) *1								
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント	備考			
		影響 有無	説明					
熱 (コンクリートの強度低下)	PWR: 内部コンクリート(1次遮蔽壁) BWR: 原子炉ペデスタル, 一次遮へい壁	無②	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	※1: 長期停止期間中に劣化が発生, 進展しない, または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるもの, 運転中と同様の保全活動(目視点検など)の定期的な点検及び必要に応じた補修等)を継続することが有効と考えられる。	技術ベース 1 添付資料③	技術ベース 2 *2 —	補足説明事項 添付資料③の要否「×」事象 最高温度に対する評価であり, PLM 評価における評価対象部位は, 高温となる内部コンクリートの一次遮蔽壁 (PWR), 原子炉ペデスタル, 一次遮へい壁 (BWR) であるが, 停止中においては, 運転時のような熱影響を受けないことから, 運転時よりも高温になることはない。
放射線照射 (コンクリートの強度低下)	PWR: 内部コンクリート(1次遮蔽壁) BWR: 原子炉ペデスタル, 一次遮へい壁	無②	停止期間中は放射線の影響を受けない。	—	※1	添付資料③	—	添付資料③の要否「×」事象 累積照射量に対する評価であり, PLM 評価における評価対象部位は, 照射の影響を受ける内部コンクリートの一次遮蔽壁 (PWR), 原子炉ペデスタル, 一次遮へい壁 (BWR) であるが, 停止中においては, 核分裂反応が起こらないことから, 燃料からの放射線の影響を受けない。

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は, 後段の「文献リスト」で示す。

*3: 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上, 保全ポイントを定めている。保全活動の実績は, 後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース		補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		技術ベース 1	技術ベース 2 *2	
		影響の有無	説明			備考
中性化 (コンクリートの強度低下)	全コンクリート構造物	無①	停止期間中も進展する可能性はあるが、運転中と傾向が変わるものではない。	長期停止期間中の保全ポイント 目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等(運転中と同様の保全活動を継続する)	添付資料③	<p>中性化の進展は環境条件(二酸化炭素濃度、温度、相対湿度など)の影響を受けるため、停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。(中性化 1. 2. 3. 4)</p> <p>ただし、停止中は運転中と比べて環境条件が大きく変わるものではなく、運転中よりも中性化の進展が促進される状況ではない。</p> <p>一方で、中性化の進展傾向及び余裕を確認するため、高経年化技術評価実施プラントを対象に、【技術ベース 2】の環境条件等を元に、中性化深さについて外挿評価を実施した結果、プラント運転期間(最大 60 年)に停止期間 20 年を仮定して加えたとしても、鉄筋が腐食し始める深さにまで到達しないことを確認。(別紙 4 - 1 参照)</p> <p>このように、経年劣化に至るまでの余裕があることを考慮し、保全ポイントとしては、運転中と同じく、目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等を継続することが有効とした。</p> <p>【参考文献】</p> <p>1) 日本建築学会、「鉄筋コンクリート建築物の耐久設計施工指針・同解説」, 2016 年(2004 年制定)</p> <p>2) 森永、「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究」- 東京大学学位論文, 1986 年</p> <p>3) 土木学会、「コンクリート標準示方書」- 〔維持管理編〕, 2001 年</p> <p>4) 日本建築学会、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」, 2015 年</p>

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース		補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		技術ベース 1	技術ベース 2 *2	
		影響の有無	説明			備考
塩分浸透 (コンクリートの強度低下)	屋外部コンクリート	無①	停止期間中も進展する可能性はあるが、運転中と傾向が変わるものではない。	添付資料③	PLM 評価書 経年劣化影響技術レポート (ガイドライン 別添 A の A-32 参照) 塩分浸透 1 塩分浸透 2	塩分浸透による鉄筋腐食の進展は環境条件(塩化物イオン濃度、温度、相対湿度など)の影響を受けるため、停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要はある。(塩分浸透 1, 2) ただし、評価対象は屋外構造物であり、停止中は運転中と比べて環境条件が変わるものではなく、運転中よりも塩分浸透による鉄筋腐食が促進される状況ではない。 一方で、塩分浸透の進展傾向及び余裕を確認するため、高経年化技術評価実施プランを対象に、【技術ベース 2】の環境条件等を元に、鉄筋の腐食減量について外補評価した結果、プラント運転期間(最大 60 年)に停止期間 20 年を仮定して加えたとしても、コンクリートにひび割れが発生する時点での腐食減量にまで到達しないことを確認。(別紙 4 - 1 参照) このように、経年劣化に至るまでの余裕があることを考慮し、保全ポイントとしては、運転中と同じく、目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等を継続することが有効とした。 -【参考文献】- 1) 森永、「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究」-東京大学学位論文、1986-年 2) 日本建築学会、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」、2015-年

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース		補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		技術ベース 1	技術ベース 2 *2	
		影響の有無	説明			備考
アルカリ骨材反応 (コンクリートの強度低下)	全コンクリート構造物	無②	(反応性骨材を使用していないことを確認していない場合) 停止期間中も進展する可能性はあるが、運転中と傾向が変わるものではない。一方で、廃止措置プラントを除く比較的新しいプラントにおいては、モルタルバー法などによる骨材の反応性試験により、反応性骨材ではないことを確認しているため、影響はない。	※1 ※2: 新たな知見である運延膨張性骨材のアルカリ骨材反応によるコンクリートの強度低下の可能性については、通常の目視点検や部材変形などのモニタリングにより兆候を捉えることが可能である。	添付資料③ PLM 評価書 アルカリ骨材反応 1	添付資料③の要否「×」事象 アルカリ骨材反応の進展は、使用材料および環境条件(温度、湿度など)の影響を受け、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。ただし、停止中は運転中と比べて環境条件が大きく変わるものではなく、運転中よりもアルカリ骨材反応の進展が促進される状況ではない。 一方で、 廃止措置プラントを除く比較的新しいプラント においては、 モルタルバー法 などによる骨材の反応性試験により、 反応性骨材ではないこと 等を確認しているため、 影響はない。(アルカリ骨材反応 1) 【参考文献】 1) 各プラント PLM 評価書
機械振動 (コンクリートの強度低下)	PWR: タービン架台等 BWR: タービン発電機架台等	無②	運転中に最も機械振動の影響を受ける部位は、停止期間中にその影響を受けない。一方で、停止期間中に機械振動を受ける主な部位として、非常用ディーゼル発電機基礎があるが、機器の出力や稼働時間等から、その影響は極めて小さい。	※1	添付資料③ PLM 評価書 機械振動 1	添付資料③の要否「×」事象 機械振動による疲労に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、機器の振動(出力)が大きく、稼働時間が長いタービン架台(PWR)、タービン発電機架台(BWR)であるが、停止中は、タービン、発電機ともに稼働しないため、停止中に上記部位で運転中のような機械振動を受けない。一方で、停止中に機械振動を受ける主な部位として非常用ディーゼル発電機基礎があるが、運転中と同じく、出力や稼働時間等(機械振動 1)を踏まえると、その影響は極めて小さい。 【参考文献】 1) 東京電力 HD、柏崎刈羽原子力発電所と号炉高経年劣化技術評価(コンクリート及び鉄骨構造物)——補足説明資料(令和 2 年 1 月 20 日審査ヒアリング資料)——

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3: 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース			補足説明事項	
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 影響 有無	説明	長期停止期間中の 保全ポイント	備考	技術ベース 1		技術ベース 2 *2
凍結融解 (コンクリートの強度低下)	地上部コンクリート	無②	(立地地点が凍結融解のおそれのあると判断される場合) 停止期間中も進展する可能性はあるが、運転中と傾向が変わるものではない。 一方で、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気を満足するための対策を施しているため、影響はない。	—	※1	添付資料③	PLM 評価書 凍結融解 1	添付資料③の要否「×」事象 凍結融解による劣化の進展は、環境条件(温度など)の影響を受けるため、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。 ただし、評価対象部位は屋外の地上部コンクリートであり、停止中は運転中と比べて環境条件が変わるものではなく、運転中よりも凍結融解による劣化の進展が促進される状況ではない。 一方で、立地地点が凍結融解のおそれのあると判断される場合には、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気を満足するための対策を施しているため、影響はない。(凍結融解 1) —【参考文献】— 1) 北海道電力、泊発電所 1 号炉高経年化技術評価(コンクリート構造物及び鉄骨構造物) 補足説明資料(平成 31 年 2 月 20 日審査会合資料)
熱 (コンクリートの遮蔽能力低下)	PWR: 内部コンクリート(1 次遮蔽壁) BWR: ガンマ線遮へい壁、一次遮へい壁	無②	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	※1	添付資料③	—	添付資料③の要否「×」事象 最高温度に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、遮蔽能力が要求される部位のうち、高温となる内部コンクリートの一次遮蔽壁(PWR)、ガンマ線遮へい壁、一次遮へい壁(BWR)であるが、停止中においては、運転時のような熱影響を受けないことから、運転時よりも高温になることはない。

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

③

コンクリート構造物の中性化及び塩分浸透（コンクリート構造物の強度低下）
の進行傾向及び余裕について
（「プラントの長期停止期間中における保全ガイドライン（案）」別添 A より抜粋）

コンクリート構造物の支持機能及び遮蔽機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象であるコンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に対して、長期停止期間中も進展する可能性のある経年劣化要因ごとに、経年劣化影響と長期停止期間中の保全ポイントについて詳細を述べる。

（１）コンクリート構造物の品質及び保全活動

原子力発電所のコンクリート構造物は、高度な知識及び経験を有する技術者によって設計及び施工されており、品質が確保された信頼性の高い構造物である。例えば、中性化や塩分浸透に対する重要な抵抗要素である“かぶり厚さ”（鉄筋表面からコンクリート表面までの距離）については、中性化や塩分浸透が鉄筋位置まで容易に達しないように設計仕様を定めるとともに、施工においてその仕様が満たされていることを確認している。

運転開始後の保全活動においては、定期的な点検と、点検により得られたデータに基づく健全性評価を行い、保全活動のPDCAを回すことで、維持管理の継続的な改善も図っている。例えば、定期的に屋内、屋外ともにコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化などの目視確認を行い、機能に支障をきたすおそれのあるような有意な欠陥がないことを確認する。また、劣化事象ごとに設定した評価基準（例えば健全、経過観察、要検討などの段階的な評価等）にしたがって評価を実施し、評価結果に応じた対策として必要に応じて補修を行う。

一方、高経年化技術評価においては、コンクリート構造物への要求機能である支持機能及び遮蔽機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象（強度低下、遮蔽能力低下）を抽出し、各事象に影響を及ぼす劣化要因毎に長期的な健全性評価を行なうことで、劣化事象に対する評価としており、このことはコンクリート構造物の評価における大きな特徴であり、経年劣化事象が生じる手前でその要因の程度を評価しているという点で、『より保守性の高い評価』となっている。

（２）中性化

コンクリート構造物は、コンクリート部材によって構成される。コンクリート部材は、コンクリートと鉄筋で構成され、コンクリートが圧縮力に強く、鉄筋が引張力に強いという特性を活かして、鉄筋がコンクリートの中に配置され一体となることで、圧縮力にも引張力にも強い部材となっている。また、コンクリートはアルカリ性であるため、コンクリートの中に配置された鉄筋は腐食しにくいという利点も有している。

コンクリートの中性化とは、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。

このようなメカニズムから、中性化によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。

一方、中性化の進展は、一般的に、 $G=A\sqrt{t}$ (G : 中性化深さ, t : 材齢 (年), A : 中性化速度係数) で表わされ、経過時間に対しその進展は緩やかである。加えて、高経年化技術評価では、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを、水分の影響を考慮して、屋外の雨がかり等の環境においては鉄筋のかぶり厚さまで達した時、屋内の環境においては鉄筋のかぶり厚さから 20mm 奥まで達した時としているが、中性化深さが当該位置に進展しているか又は進展する可能性があったとしても、ただちにコンクリート部材の強度が低下する訳ではない。本来は、図 4.2-1 に示すように、コンクリート部材としての強度低下 (D 点) は、中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さに到達した後に、鉄筋の腐食が発生 (B 点) し、さらにそれが進展して酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ (C 点)、それが進展することで発生する。このことは、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」において、「評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。」という要求事項に適合していれば、安全性を確保し得ると判断されることとも整合する。

しかしながら、原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価では、保守側に中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進展するかどうかをもって、中性化によるコンクリートの強度低下に対する評価としている。

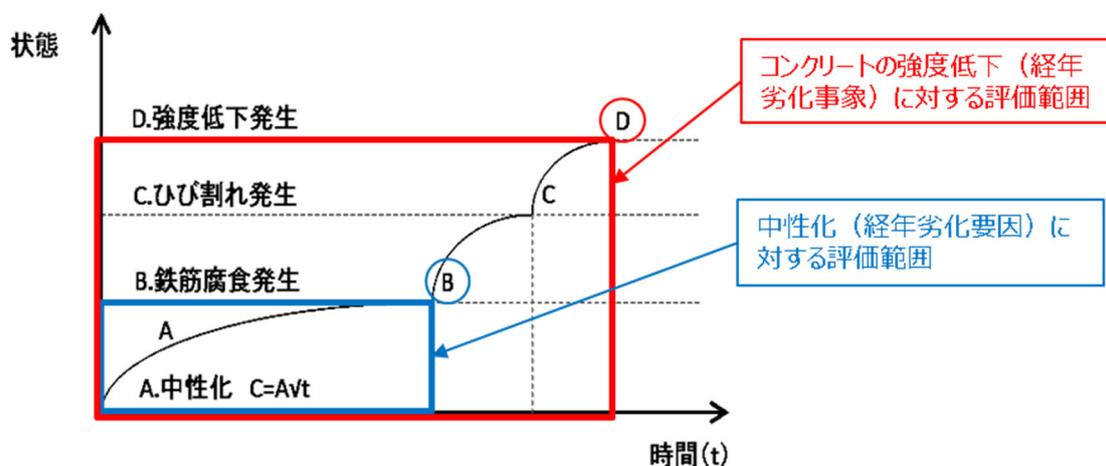


図 4. 2-1 中性化による影響の概念図

また、表 4. 2-2 に示すとおり、高経年化技術評価実施プラント（審査中含む）の運転開始後 60 年時点における中性化深さは、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを十分に下回っており、加えて、運転開始後 60 年以降の中性化の進展傾向および余裕を確認するため、停止期間 20 年を仮定した場合の運転開始後 80 年時点における中性化深さについても評価したところ、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っていることから、20 年以上の余裕を有しており、長期停止期間中における中性化の進展が僅かであると判断できる。さらに、通常運転時から目視点検などの保全活動を継続しており、中性化によるひび割れ等がないことを確認している。

長期停止期間中は、運転中と比べて環境条件が大きく変わるものではなく、運転中よりも進展が促進される状況ではないこと、評価に余裕があることを考慮すると、長期停止期間中においても運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効であり、保全のポイントである。

表 4.2-2 各プラントにおける中性化深さと評価基準値の関係

(単位：cm)

プラント ^{*1}	評価対象部位 ^{*2}	高経年化技術評価 (運転開始後約30年時点)における 中性化深さ		高経年化技術評価 (運転開始後約40年時点)における 中性化深さ		調査時の運転開始後経過年数	運転期間延長認可申請の劣化状況評価 (運転開始後約40年時点)における 中性化深さ	運転開始後 60年時点の 中性化深さ 推定値 ^{*3}	運転開始後 80年時点の 中性化深さ 推定値 ^{*3}	評価基準値 ^{*4}
		測定値	推定値 ^{*3}	測定値	推定値 ^{*3}					
泊1号	内部コンクリート	0.1	1.2	-	-	-	-	1.8	2.1	5.0
柏崎刈羽1号	使用済燃料輸送容器保管建屋(屋内)	1.5	2.6	-	-	-	-	4.4	5.2	6.0
柏崎刈羽5号	タービン建屋(屋内)	1.1	2.4	-	-	-	-	3.4	4.0	6.0
浜岡3号	補助建屋(地下2階東エレベーター前壁)	2.0	2.5	-	-	-	-	3.8	4.3	6.0
美浜3号	内部コンクリート(上部)	-	-	0.5	4.3	38年	0.5	5.3	5.6	6.0
高浜1号	外部遮蔽壁(屋内面)	-	-	0.2	3.8	40年	0.2	4.7	4.9	7.0
高浜2号	内部コンクリート(上部)	-	-	0.2	3.3	39年	0.2	4.0	4.3	6.0
高浜3号	外部遮蔽壁(屋内面)	0.2	1.6	-	-	-	-	2.4	2.8	9.7
高浜4号	外部遮蔽壁(屋内面)	0.1	1.6	-	-	-	-	2.4	2.8	9.7
島根2号	制御室建物1階内壁	0.0	3.9	-	-	-	-	5.3	6.0	7.0
川内1号	原子炉補助建屋(屋内面)	2.2	4.1	-	-	-	-	6.1	7.0	9.0
川内2号	燃料取替用水タンク基礎(タクト舎)	0.6	4.7	-	-	-	-	6.9	7.9	9.0
東海第二	タービン建屋外壁(屋内面)	-	-	4.0	2.9	38年	4.0	5.0	5.8	6.0
敦賀2号	アスファルト固化建屋(屋内面)	0.3	2.7	-	-	-	-	4.0	4.6	5.0

*1 高経年化技術評価実施プラント(廃炉プラント、高経年化技術評価未実施プラント除く)

*2 高経年化技術評価報告書に記載されている評価対象部位

*3 岸谷式、依田式、森永式及び実測値に基づく√t式による推定値のうち最大値を記載

*4 鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ(屋外では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内では鉄筋のかぶり厚さから2.0cm奥まで達したとき)。ただし、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」における要求事項としては、「評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認すること。」と記載されている。

(3) 塩分浸透

コンクリート構造物における塩分浸透とは、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により、コンクリート表面に付着した塩分に含まれる塩化物イオンがコンクリート内部に浸透していく現象である。塩化物イオンが鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。

このようなメカニズムから、塩分浸透によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。

一方、仮に鉄筋の腐食が発生したとしても、コンクリートにひび割れや剥離が生じるまで進展しなければ、コンクリート部材の強度低下が生じることはない。このことから、原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価では、塩分浸透によって発生する鉄筋の腐食量（腐食減量）が、「かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量」（以下、評価基準値という）に達するかどうかをもって、塩分浸透によるコンクリートの強度低下に対する評価としている。

なお、図 4.2-2 に示すとおり、鉄筋の腐食減量が評価基準値（C 点）まで進展し、更にコンクリート部材の強度低下（D 点）に至るとしても、塩分浸透の影響を受ける部位は屋外面であることから、補修等による機能維持・回復が可能である。

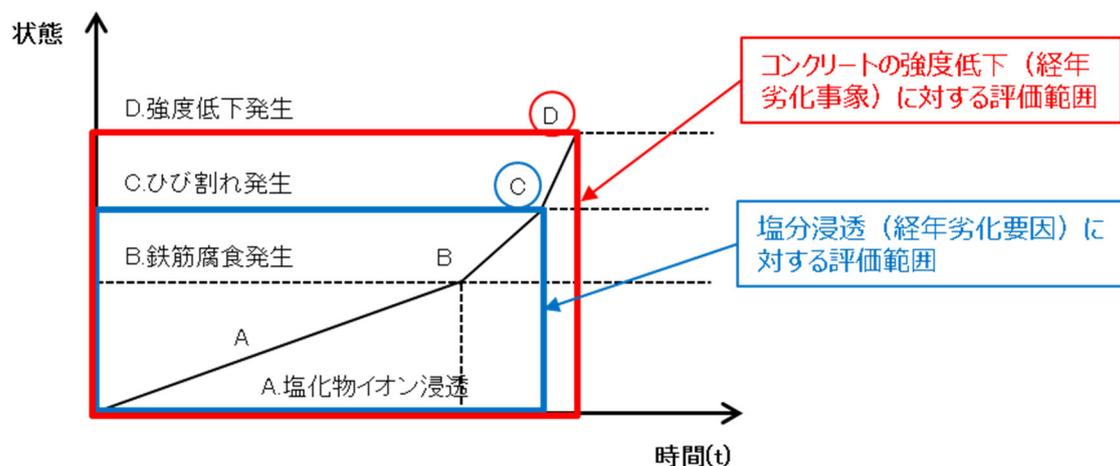


図 4.2-2 塩分浸透による影響の概念図

また、表 4.2-3 に示すとおり、高経年化技術評価実施プラント（審査中含む）の運転開始後 60 年時点における鉄筋の腐食減量は、評価基準値を十分に下回っており、加えて、運転開始後 60 年以降の塩分浸透の進展傾向および余裕を確認するため、停止期間 20 年を仮定した場合の運転開始後 80 年時点における鉄筋の腐食減量についても評価したところ、評価基準値を下回っていることから、20 年以上の余裕を有しており、長期停止期間中

における塩分浸透の進展が僅かであると判断できる。さらに、通常運転時から目視点検などの保全活動を継続しており、塩分浸透によるひび割れ等がないことを確認している。

長期停止期間中は、運転中と比べて環境条件が大きく変わるものではなく、運転中よりも進展が促進される状況ではないことを考慮すると、長期停止期間中においても運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効であり、保全のポイントである。

表 4.2-3 各プラントにおける鉄筋の腐食減量と評価基準値の関係

(単位：×10⁻⁴g/cm²)

プラント ^{*1}	評価対象部位 ^{*2}	高経年化技術評価 (運転開始後約30年時点)における 鉄筋の腐食減量		調査時の運転開始 後経過年数	高経年化技術評価 推奨値 ^{*3}	運転期間延長認可申請の劣化状況評価 (運転開始後約40年時点)における 鉄筋の腐食減量		調査時の運転開始 後経過年数	運転開始後 60年時点の 鉄筋の腐食減量 推奨値 ^{*3}	運転開始後 80年時点の 鉄筋の腐食減量 推奨値 ^{*3}	評価基準値 ^{*4}
		調査時の運転開始 後経過年数	推奨値 ^{*3}			調査時の運転開始 後経過年数	推奨値 ^{*3}				
泊1号	取水構造物(海中帯)	27年	1.8	-	-	-	4.1	5.5	91.5		
柏崎刈羽1号	取水構造物(干満帯)	27年	5.4	-	-	-	11.6	15.1	91.5		
柏崎刈羽5号	取水構造物(干満帯)	25年	7.4	-	-	-	17.9	26.3	91.5		
浜岡3号	原子炉機器冷却海水ポンプ室(干満帯内壁)	28年	5.5	-	-	-	13.6	19.3	79.6		
美浜3号	取水構造物(海中帯)	-	-	38年	3.9	-	10.4	17.7	90.1		
高浜1号	取水構造物(海中帯)	-	-	40年	7.2	-	14.6	23.3	90.1		
高浜2号	取水構造物(海中帯)	-	-	39年	10.7	-	21.1	32.4	90.1		
高浜3号	取水構造物(海中帯)	27年	1.5	-	-	-	3.4	4.5	86.5		
高浜4号	取水構造物(海中帯)	27年	1.5	-	-	-	3.4	4.5	86.5		
島根2号	取水構造物(海中帯)	27年	12.4	-	-	-	28.0	37.5	59.9		
川内1号	取水構造物(海中帯)	27年	1.8	-	-	-	3.9	5.3	84.5		
川内2号	取水構造物(海中帯)	26年	1.9	-	-	-	4.5	6.0	84.6		
東海第二	取水構造物(干満帯)	-	-	36年	10.3	-	18.1	25.0	67.7		
敦賀2号	取水構造物(干満帯)	27年	9.5	-	-	-	21.5	29.6	92.7		

*1 高経年化技術評価実施プラント(廃炉プラント、高経年化技術評価未実施プラント除く)

*2 高経年化技術評価報告書に記載されている評価対象部位

*3 鉄筋位置での塩化物イオン濃度を森永式に適用し算出した各時点で鉄筋の腐食減量

*4 コンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量。ただし、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」における要求事項としては、「評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性があるか」と、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認すること。」と記載されている。

文献リスト

③	疲労割れ 1	北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 (2018 年 11 月第 1 回改訂)
	疲労割れ 2	<i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.
	疲労割れ 3	泊発電所 1 号炉 高経年化技術評価書 (平成 30 年 6 月 (平成 31 年 4 月一部変更)) のうち、泊発電所 1 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「1 原子炉容器」
	疲労割れ 4	①美浜発電所 3 号炉 高経年化技術評価書 (40 年目) (平成 27 年 11 月 (平成 28 年 10 月一部変更)) のうち、美浜発電所 3 号炉 容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価] 「3. 1 原子炉格納容器本体」 ②敦賀発電所 2 号炉 高経年化技術評価書 (30 年目) (平成 28 年 2 月 (平成 28 年 12 月一部変更)) のうち、敦賀発電所 2 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「3. 1 原子炉格納容器本体」
	疲労割れ 5	柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書 (2019 年 4 月 (2020 年 1 月 30 日一部変更)) のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「2 原子炉圧力容器」
	疲労割れ 6	柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書 (2019 年 4 月 (2020 年 1 月 30 日一部変更)) のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「3 原子炉格納容器」
	中性子照射脆化 1	北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 (2018 年 11 月第 1 回改訂)
	中性子照射脆化 2	<i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.

③

中性子照射 脆化 3	泊発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（平成 30 年 6 月（平成 31 年 4 月一部変更）のうち、泊発電所 1 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「1 原子炉容器」
中性子照射 脆化 4	柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書（2019 年 4 月（2020 年 1 月 30 日一部変更）のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「2 原子炉圧力容器」
SCC1	黛正己、石山宜寿、谷純一、加古謙司、「オーステナイトステンレス鋼の応力腐食割れ感受性の温度依存性」、日本金属学会、2007 年秋の大会
SCC2	F. P. Ford, J. Povichi, "The effect of Oxygen Temperature Combination of the SCC susceptibility of Sensitized Type 304 Stainless Steel in High Purity Water", Corrosion, 35, 562(1979)
SCC3	電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確認試験 (STEP5) H30 年度 (中間報告書)」
SCC4	北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」(2018 年 11 月第 1 回改訂)
SCC5	<i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435): EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.</i>
SCC6	①NUREG-1801,Rev.2 X1.M7 BWR STRESS CORROSION CRACKING, ②I-GALL AMP107 Stress Corrosion Cracking in BWR Coolant Pressure Boundary Components
UCC1	三菱重工技報 Vol. 14 No. 1 (1977-1)「低合金鋼溶接影響部の再熱割れに関する研究」
UCC2	Welding Research Council BULLETIN(WRC-197)
腐食 1	「防食技術便覧」腐食防食協会編
腐食 2	北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」(2018 年 11 月第 1 回改訂)
腐食 3	<i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435): EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.</i>

腐食 4	東海第二発電所 劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）のうち、（冷温停止状態が維持されることを前提とした評価）
腐食 5	北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」（2018 年 11 月第 1 回改訂）
腐食 6	①神田征夫「放射線分解によって生成される空気中の硝酸の測定」（JAEA、2005） ②H. Karasawa et al.、” Radiation Induced Decomposition of Nitrogen”、Radiation Physics and Chemistry、vol.37、No.2、pp.193-197、1991.
腐食 7	「防食技術便覧」腐食防食協会編
中性化 1	日本建築学会、「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」、2016 年（2004 年制定）
中性化 2	森永、「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文」、1986 年
中性化 3	土木学会、「コンクリート標準示方書 [維持管理編]」、2001 年
中性化 4	日本建築学会、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」、2015 年
塩分浸透 1	森永、「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文」、1986 年
塩分浸透 2	日本建築学会、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」、2015 年
アルカリ骨材反応 1	各プラント P L M 評価書
機械振動 1	柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉高経年化技術評価（コンクリート及び鉄骨構築物） 補足説明資料（令和 2 年 1 月 20 日審査ヒアリング資料）
凍結融解 1	泊発電所 1 号炉高経年化技術評価（コンクリート構築物及び鉄骨構築物） 補足説明資料（平成 31 年 2 月 20 日審査会合資料）

③

文献番号：疲労割れ 1	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 低サイクル疲労
説明：経年劣化影響技術レポート（3-32ページ）にて、長期停止が低サイクル疲労に与える影響はないとされている。	
文献名：北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」（2018 年 11 月第 1 回改訂）	
<p>3. 2. 2 高経年化対策で着目すべき経年劣化事象への対応 (中略)</p> <p>(1) 低サイクル疲労 (中略)</p> <p>5) プラント長期停止の影響 低サイクル疲労の評価対象機器において、評価対象となる過渡事象はプラントの起動停止など、表 3.2.2.1 (1)-1 に例示したような事象である。プラント長期停止期間中はこのような過渡事象が発生しないことから、<u>プラントの長期停止が低サイクル疲労に与える影響はないと考えられる。</u></p>	

③

文献番号：疲労割れ 2	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 低サイクル疲労
説明：EPRIレビュー報告書（7-2ページ）にて、事業者の経年劣化影響技術レポートにおける長期停止期間中の低サイクル疲労の影響に係る内容が妥当であると評価されている。	
文献名： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.	
<p>1. Low Cycle Fatigue of Class 1 Components</p> <p>EPRI agrees with the content of the JNO Report for the LCF topics addressed in the JNO Report and the overall approach described in the JNO Report to assess the impact of long-term shutdown on LCF. EPRI further concurs with the three important conclusions documented in the JNO Report for LCF. In addition, EPRI notes that the LCF aging management program at all plants requires that every thermal transient be captured, tracked, and evaluated on a continuous basis as identified in the JNO Report. Therefore, even in the unlikely event that a transient of significance was to occur during any plant shutdown, existing aging management programs would capture and evaluate the impact of the event. Based on the reviews performed by EPRI in this report, EPRI agrees with the main JNO Report conclusion regarding LCF that, since no transient events are expected to occur during long-term shutdown, long-term plant shutdowns will not cause significant effects on LCF.</p> <p>(引用者注)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator（日本の原子力発電事業者） ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 ・ LCF: Low Cycle Fatigue（低サイクル疲労） 	

③

文献番号：疲労割れ 3	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 低サイクル疲労
説明： 参考として、PLM評価書においても、原子炉圧力容器の疲労割れは、冷温停止状態では進展することがないと評価されていることを確認している。以下文献は泊発電所 1 号機の例であるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価のみを実施した他プラント（高浜 1， 2 号機、敦賀 2 号機、泊 2 号機）の PLM 評価書の中でも同様の評価がなされている。	
文献名：泊発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（平成 30 年 6 月（平成 31 年 4 月一部変更）のうち、泊発電所 1 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「1 原子炉容器」	
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価 2.3.1 冷却材出入口管台等の疲労割れ（◆） (中略) b. 技術評価 (中略) ③ 総合評価 健全性評価結果から判断して、疲労割れが問題となる可能性はないと考える。なお、 <u>本事象については冷温停止状態では進展することがないことから、更に問題となる可能性はないと考える。</u> (以下略)	

③

文献番号：疲労割れ 4	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉格納容器) 疲労割れ
説明：参考として、PLM評価書においても、原子炉格納容器本体は、有意な過渡を受けないとされていることを確認している。以下文献は美浜発電所3号機及び敦賀発電所2号機の例であるが、国内の全PWRプラントにおいても同様に有意な過渡を受けないことが確認されている。	
文献名： ①美浜発電所 3 号炉 高経年化技術評価書 (4 0 年目) (平成 27 年 11 月 (平成 28 年 10 月一部変更)) のうち、美浜発電所 3 号炉 容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価] 「3.1 原子炉格納容器本体」 ②敦賀発電所 2 号炉 高経年化技術評価書 (3 0 年目) (平成 28 年 2 月 (平成 28 年 12 月一部変更)) のうち、敦賀発電所 2 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「3.1 原子炉格納容器本体」	
<文献①：鋼製原子炉格納容器 (PWR) の評価例> 2.2 経年劣化事象の抽出 (中略) 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (中略) (1) 原子炉格納容器鋼板の疲労割れ <u>原子炉格納容器鋼板の疲労割れについては、運転中の温度変化およびそれにもなう圧力変化等しか過渡を受けず、有意な過渡を受けないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</u> <文献②：プレストレストコンクリート製原子炉格納容器 (PWR) の評価例> 2.2 経年劣化事象の抽出 (中略) 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (中略) (2) ライナープレートの疲労割れ <u>ライナープレートの疲労割れについては、運転中の温度変化及びそれに伴う圧力変化等しか過渡を受けず、有意な過渡を受けないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</u>	

文献番号：疲労割れ 5	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器) 低サイクル疲労
③	説明：参考として、PLM評価書においても、原子炉圧力容器の疲労割れは、冷温停止状態では進展することがないと評価されていることを確認している。以下文献は柏崎刈羽原子力発電所5号炉の例であるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価のみを実施した他プラント (柏崎刈羽1号炉、浜岡3号炉) のPLM評価書の中でも同様の評価がなされている。
	文献名：柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書 (2019 年 4 月 (2020 年 1 月 30 日一部変更)) のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「2 原子炉圧力容器」
	<p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価</p> <p>(2) ノズル等の疲労割れ</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>b. 技術評価</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>③ 総合評価</p> <p>健全性評価結果から、平成30年3月31日時点まではノズル等の疲労割れの可能性は小さく、次回高経年化技術評価時に、実過渡回数の確認による疲労評価を行い、取替等の保全計画への反映要否を検討することが有効と判断する。</p> <p>なお、<u>当面の冷温停止状態においては、有意な熱過渡はなく、今後の疲労割れの発生・進展の可能性はないと判断する。</u></p> <p style="text-align: center;">(以下略)</p>

③

文献番号：疲労割れ 6	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉格納容器) 疲労割れ
説明：参考として、PLM評価書にて、ダイアフラムフローアーシールベローズは、通常時においても疲労割れの発生の可能性が小さいことが評価されていることを確認している。	
文献名：柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書 (2019 年 4 月 (2020 年 1 月 30 日一部変更)) のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「3 原子炉格納容器」	
2.2 経年劣化事象の抽出 <p style="text-align: center;">(中略)</p> 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 <p style="text-align: center;">(中略)</p> h. <u>ダイアフラムフローアーシールベローズの疲労割れ</u> <u>ダイアフラムフローアーシールベローズは、ドライウェルとサプレッションチェンバとの事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられており、熱膨張時の疲労の蓄積による疲労割れが想定されるが、通常時の温度変動は、プラント起動・停止によるもので、発生応力・回数は小さい。</u> また、定期検査時の漏えい検査においてバウンダリ機能の健全性を確認しており、これまでの検査において異常は認められていない。 今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。	

③

<p>文献番号：中性子照射脆化 1</p>	<p>資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 中性子照射脆化</p>
<p>説明：経年劣化影響技術レポート（3-43ページ）にて、長期停止が中性子照射脆化に与える影響はないとされている。</p>	
<p>文献名：北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」（2018 年 11 月第 1 回改訂）</p>	
<p>3. 2. 2 高経年化対策で着目すべき経年劣化事象への対応 （中略） （2）原子炉圧力容器の中性子照射脆化 （中略） 5）プラント長期停止の影響 中性子照射脆化は核分裂反応で生成した中性子の照射により、発生、進行する現象である。<u>プラント長期停止中は核分裂反応が起こらないことから、中性子照射脆化に対する長期停止の影響はない。</u></p>	

③

文献番号：中性子照射脆化 2	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 中性子照射脆化
説明：EPRIレビュー報告書（7-2ページ）にて、事業者の経年劣化影響技術レポートにおける長期停止期間中の中性子照射脆化の影響に係る内容が妥当であると評価されている。	
文献名： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.	
<p>2. Neutron Irradiation Embrittlement</p> <p>EPRI agrees that the JNO Report conclusions for the neutron embrittlement assessment are a reasonable and logical extension of the fact that no embrittlement effects from neutron fluence are expected because of the absence of a fission reaction in the reactor core during long-term shutdown. Furthermore, during the long-term shutdown, no pressurized thermal transients, at either high pressure, low temperature or both, are possible to occur. Thus, no PTS events that challenge the integrity of the RPV under brittle conditions, nor any events that could induce a ductile failure via an RPV rupture, are predicted to occur. It is therefore concluded that there are no consequential aging effects or damage that occurs to the RPV during the long-term shutdown. As such, there are no technical or safety impediments to the recovery of the long-term shutdown period by the JNOs regarding RPV integrity.</p> <p>(引用者注)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator（日本の原子力発電事業者） ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 ・ RPV: Reactor Pressure Vessel（原子炉圧力容器） ・ PTS: Pressurized Thermal Shock（加圧熱衝撃） 	

③

文献番号：中性子照射脆化 3	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 中性子照射脆化
説明：参考として、PLM評価書においても、原子炉圧力容器の中性子照射脆化は、冷温停止状態では進展することがないと評価されていることを確認している。以下文献は泊発電所 1 号機の例であるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価のみを実施した他プラント（高浜 1， 2 号機、敦賀 2 号機、泊 2 号機）の PLM 評価書の中でも同様の評価がなされている。	
文献名：泊発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（平成 30 年 6 月（平成 31 年 4 月一部変更）のうち、泊発電所 1 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「1 原子炉容器」	
<p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価 （中略）</p> <p>2.3.2 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化（◆） （中略）</p> <p>b. 技術評価 （中略）</p> <p>③ 総合評価 健全性評価結果から判断して、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。また、<u>冷温停止状態においては燃料からの中性子照射がないことから、中性子照射脆化は今後進展しない。</u> （以下略）</p>	

③

文献番号：中性子照射脆化 4	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 中性子照射脆化
説明：参考として、PLM評価書においても、原子炉圧力容器の中性子照射脆化は、冷温停止状態では進展することがないと評価されていることを確認している。以下文献は柏崎刈羽原子力発電所5号炉の例であるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価のみを実施した他プラント（柏崎刈羽1号炉、浜岡3号炉）のPLM評価書の中でも同様の評価がなされている。	
文献名：柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書（2019 年 4 月（2020 年 1 月 30 日一部変更））のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書〔冷温停止状態が維持されることを前提とした評価〕 「2 原子炉圧力容器」	
<p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年化事象の評価</p> <p>(1) 胴の中性子照射脆化</p> <p style="text-align: right;">(中略)</p> <p>b. 技術評価</p> <p style="text-align: right;">(中略)</p> <p>③ 総合評価</p> <p>健全性評価結果から、現状までの運転において炉心領域部材の照射脆化が問題となる可能性は小さい。今後は<u>冷温停止状態において劣化進展する事象ではないため、健全性に対して影響を及ぼす可能性はないと判断する。</u></p> <p style="text-align: right;">(以下略)</p>	

①

文献番号：SCC1	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 応力腐食割れ
<p>説明：100℃以下では SCC が発生しない。 長期停止期間中における原子炉圧力容器の保有水の温度は 100℃未満。</p>	
<p>文献 黛正己、石山宜寿、谷純一、加古謙司、「オーステナイトステンレス鋼の応力腐食割れ感受性の温度依存性」、日本金属学会、2007 年秋の大会 図. 応力腐食割れ長さの温度依存性</p>	
<p>BWR 環境中で隙間付き曲げ試験（CBB）試験をステンレス鋼に対して実施した結果、鋭敏化ステンレス鋼（SUS316-Sen, SUS304-Sen）では 150℃以上、非鋭敏化ステンレス鋼（SUS316L, SUS316）では 200℃以上で SCC の発生が認められた。温度 100℃では全ての供試材で SCC 発生は認められなかった。</p>	



非公開範囲

①

文献番号：SCC2	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係 （原子炉圧力容器） 応力腐食割れ
説明： 100°C以下では SCC が発生・進展しない。 長期停止期間中における原子炉圧力容器の保有水の温度は 100°C未満。	
文献名：F.P.Ford, J. Povichi, "The effect of Oxygen Temperature Combination of the SCC susceptibility of Sensitized Type 304 Stainless Steel in High Purity Water", Corrosion, 35, 562(1979)	
	
図 亀裂進展速度と温度の関係	
温度 100°C以下では、亀裂の進展が認められない。	

③

<p>文献番号：SCC3</p>	<p>資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器) 応力腐食割れ</p>
<p>説明： 電力共同研究による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、690系ニッケル基合金については、PWR一次系水質環境において応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。</p>	
<p>文献名：電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確証試験 (STEP5) H30 年度 (中間報告書)」</p>	
<p>690 系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ (SCC) 試験結果</p>	

③

文献番号：SCC4	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 応力腐食割れ
説明：経年劣化影響技術レポート（3-24~25ページ）にて、応力腐食割れは日常の保全活動にて管理可能とされている。	
文献名：北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」（2018 年 11 月第 1 回改訂）	
<p>3. 2. 1 日常的な保全活動により管理される事象 (中略)</p> <p>(2) 応力腐食割れ (中略)</p> <p>5) プラント長期停止の影響 <u>SCC への対応は基本的に SCC の発生の可能性に応じた日常保全による対応である。</u> <u>プラント長期停止中の対応も基本的に変わらない。また、以下の理由により停止中の方が SCC 発生・進展の可能性が小さいことから、プラント長期停止による大きな影響はないと考えられる。</u> SCC の発生・進展が懸念される冷却材の耐圧バウンダリと炉内構造物については、プラント停止中は温度が低下し 100°C 未満となる。冷却材環境中の SCC の発生抑制のための基本的な考え方を示した日本機械学会の事例規格[11]と ASME Sec. III, Appendix W[13]では、不純物イオン濃度が低い通常の冷却材水質条件では、それぞれ、100°C 以下、200F (93.3°C) 以下では SCC の発生の可能性が低いとしている。PWR において損傷事例がある 600 合金およびその溶接金属の PWSCC については、耐 SCC 性の高い 690 合金・溶接金属への取替やピーニング等による応力改善対策が実施されており、これらの対策後には SCC 発生する可能性はほとんどないと考えられる[5]、[7]。一方、BWR においては、シュラウドサポートのニッケル基合金溶接金属や PLR 配管や炉心シュラウドの低炭素ステンレス鋼に SCC 損傷事例があり、健全性評価制度の下で SCC を残したままのプラントがある[14]。これらの材料のうち、ニッケル基合金溶接金属の SCC 進展速度については、288°C の通常運転時の SCC 進展速度に比して、70°C、40°C の SCC 進展速度はそれぞれ、1 桁、2 桁程度小さくなるという知見が得られている[15]。これらの知見を総合すると、プラント停止時に冷却材環境中で新たに SCC が発生する可能性は低く、すでに発生している SCC についても、SCC の進展速度はプラント運転時に比べて十分に小さく、再稼動後の通常点検で十分に対応可能である。</p> <p>(以下略)</p>	

③

文献番号： SCC5	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 応力腐食割れ
説明：EPRIレビュー報告書（3-3ページ）にて、事業者の経年劣化影響技術レポートにおいて応力腐食割れが日常の保全活動により管理可能であるという結論に対して、妥当と評価されている。	
文献名： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.	
<p>3.2 Conclusions</p> <p>EPRI agrees with the JNO Report conclusions that corrosion, wall thinning and SCC can be adequately managed during long-term plant shutdown by routine maintenance, including component and system replacements and inspection activities. Furthermore, during the long-term shutdown, systems or portions of systems with no fluid flow will not experience wall thinning. As such, these issues do not represent a technical impediment to the recovery of the long-term shutdown period by the JNOs.</p> <p>(引用者注)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator（日本の原子力発電事業者） ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 	

③

文献番号：SCC6	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器) 応力腐食割れ
説明：NUREG や IGALL などの海外の知見においても，BWR のオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金に対しては，対象部位が 100℃を超えない場合は SCC の発生する可能性が小さいことが示されている。	
文献名：①NUREG-1801,Rev.2 X1.M7 BWR STRESS CORROSION CRACKING, ②I-GALL AMP107 Stress Corrosion Cracking in BWR Coolant Pressure Boundary Components	
<p>NUREG-1801,Rev.2「沸騰水型原子炉内における応力腐食割れを管理するプログラム (X1.M7 BWR STRESS CORROSION CRACKING)」では，「運転中に 200F(93℃)を超えるオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金の配管及び溶接部」をプログラムの管理対象としている。</p> <p>また，I-GALL のAMP107「Stress Corrosion Cracking in BWR Coolant Pressure Boundary Components」においても，「運転中に100℃を越える温度環境となるオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金の配管及び溶接部」への適用が示されている。</p> <p><一部抜粋 (抄訳) ></p> <p>題名：NUREG-1801,Rev.2 X1.M7 BWRの応力腐食割れ</p> <p>概要：このプログラムは，(a) IGSCCを軽減するための対策と管理，及び (b) 供用期間中検査の実施によりIGSCCによるBWRの配管，機器の機能に対する影響を監視することに重点をおいている。</p> <p>このプログラムは，分類に係らず運転中に93℃ (200° F) を超える温度で原子炉冷却材を内包する公称直径が4 インチ以上のオーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル合金製のBWR配管，配管溶接部に適用できる。</p> <p><一部抜粋 (抄訳) ></p> <p>題名：AMP107 BWR冷却材圧力バウンダリ構成機器の応力腐食割れ</p> <p>概要：1. 経年劣化管理プログラムの範囲</p> <p>このプログラムは，(a) IGSCCを軽減するための対策と管理，及び (b) 供用期間中検査の実施によりIGSCCによるBWRの配管，機器の機能に対する影響を監視することに重点をおいている。</p> <p>このプログラムは，分類に係らず運転中に100℃を超える温度で原子炉冷却材を内包するオーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル合金製のBWR配管，配管溶接部に適用できる。</p>	

③

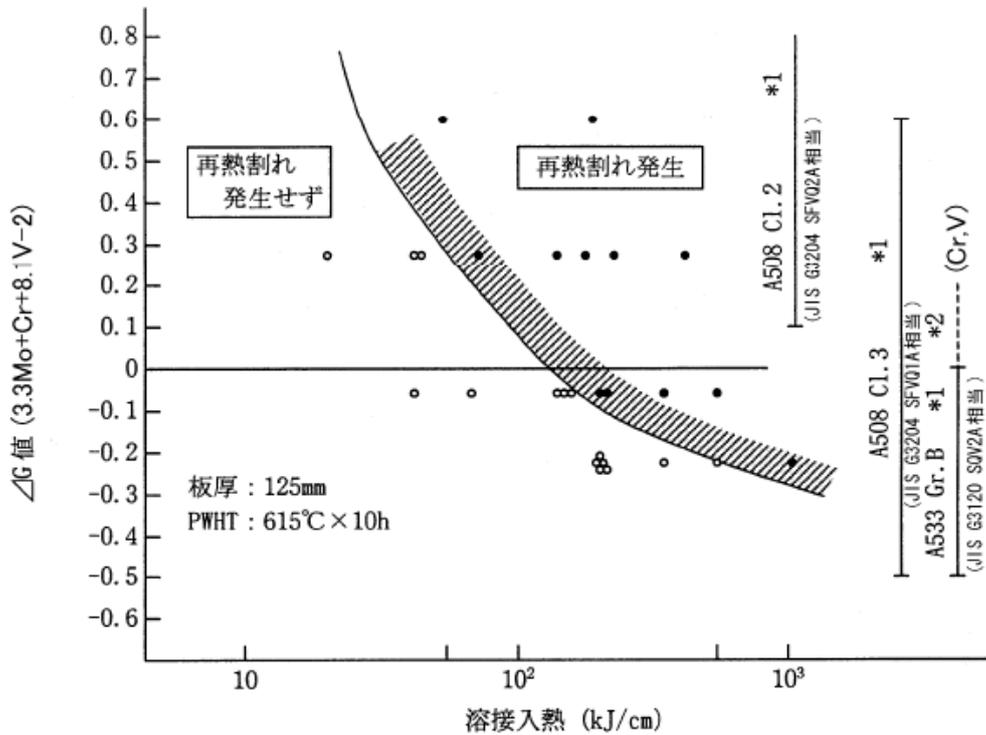
文献番号：UCC1

資料 3-1 記載箇所：

ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器) クラッド下層部のき裂 1

説明：国内の全PWRの原子炉圧力容器においては、製作時に溶接入熱を管理しクラッド下層部のき裂が発生しない領域 (下図の「再熱割れ発生せず」の領域) でクラッド施工されている。

文献名：三菱重工技報 Vol.14 No.1 (1977-1)「低合金鋼溶接影響部の再熱割れに関する研究」



*1：規格成分による計算値

*2：規格成分外のCr,Vを加えた計算値

図 12 再熱割れ発生に及ぼすΔG値および溶接入熱の影響

③

文献番号：UCC2	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器) クラッド下層部のき裂
説明：クラッド下層部の亀裂については、全米溶接協会の報告書「Welding Research Council BULLETIN(WRC-197)」において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されており、材料の改善や溶接方法の改善を図ることで発生を防止できることが示されている。	
文献名：Welding Research Council BULLETIN(WRC-197)	
<p data-bbox="225 667 1359 712"><概要 (抄訳) ></p> <p data-bbox="225 712 1359 757">題名：圧力容器のクラッド下層部の亀裂に関するレビュー</p> <p data-bbox="225 757 1359 801">発行年：1974</p> <p data-bbox="225 801 1359 846">著者：AG Vinckier、AW Pense</p> <p data-bbox="225 846 1359 891">概要：</p> <p data-bbox="225 891 1359 1149">このレビューは、クラッド下層部の亀裂に関して、公開されている技術文献と民間の研究プログラムの両方から得られた多くのデータを網羅してレビューしている。レビューの目的は、クラッド下層部の亀裂の発生原因となる要因を特定し、それを緩和または排除できる手段を検討することである。レビューの過程で原子力向け圧力容器鋼の製造、熱処理、およびクラディングに関する重要なデータベースが作成された。</p> <p data-bbox="225 1149 1359 1572">クラッド下層部の亀裂は、溶接クラッドオーバーレイの下に存在する低合金鋼の熱影響部に見られる深さ約 3 mm (0.12 インチ) 以上、長さ 3 mm (0.12 インチ) 以上の金属組織の粒界の分離として定義された。これよりも小さいサイズの粒界剥離も調査に含まれていた。これらの亀裂は一般的に溶接後の熱処理中に生成される。クラッド下層部の亀裂を誘発する 3 つの要因の組み合わせは、影響を受けやすい微細構造、良好な残留応力パターン、及び 600° ~650° C (1112~1202° F) のクリープ延性が低い範囲の温度領域での熱処理である。高入熱プロセスを備えた溶接オーバーレイによるクラディングにおいて、特に溶接パスが重複している場合には、影響を受けやすい微細構造と残留応力の形態となる。そして、溶接後の熱処理は亀裂が発生する温度環境となる。</p>	

①

文献番号：腐食 1

資料 3-1 記載箇所：

ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係
（原子炉圧力容器） 腐食（全面腐食） 主蒸気ノズル等

説明：水質の温度や溶存酸素により炭素鋼の腐食量の傾向が変化するが、炉水の温度が低い場合の腐食量はプラント運転状態の腐食量と概ね同程度の傾向となることが示されており、停止期間中においても、運転中と同様に水質管理を行うことで腐食の影響は小さいと判断できる。

文献名：「防食技術便覧」腐食防食協会編

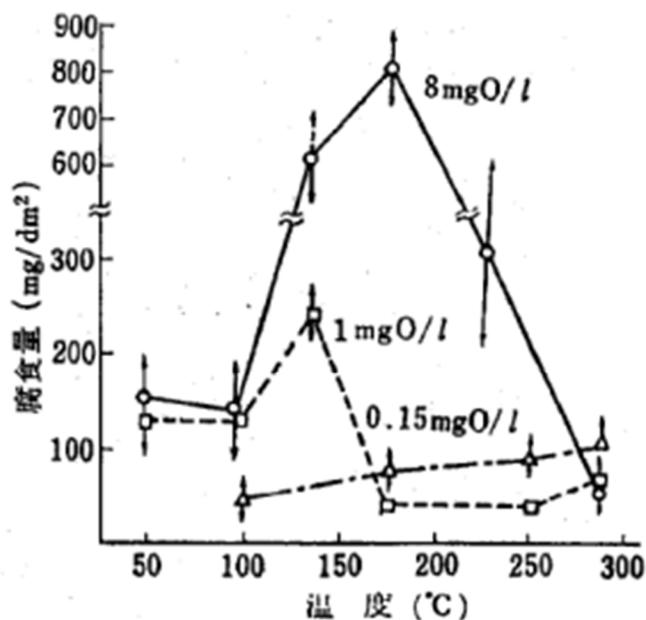


図 1.1 酸素含有水中における炭素鋼の腐食に及ぼす影響, 200hr

{出典：「防食技術便覧」腐食防食協会編}

<p>③ 文献番号：腐食 2</p>	<p>資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） ピッチェイニング ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉格納容器） 腐食</p>
<p>説明：経年劣化影響技術レポート（3-15ページ）にて、腐食は日常の保全活動にて管理可能とされている。</p>	
<p>文献名：北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」（2018 年 11 月第 1 回改訂）</p>	
<p>3. 2. 1 日常的な保全活動により管理される事象 (1) 腐食 (中略) 3) プラント長期停止の影響 腐食事象については、2) で示したように事業者がそれぞれの現象にあった適切な保全管理を実施し、更に必要に応じて予防保全対策が取られている。 <u>長期停止時の影響についても、一般的な腐食では、通常時と同様に定期的な点検や水質の管理の実施、再塗装を実施するなどの保全管理の実施、加えて、必要に応じて乾燥保管やヒドラジン水などによる湿式保管を実施することにより、長期停止中における事象の進展を適切に把握・管理することが可能であるといえる。</u> また、配管減肉では、JSME 減肉管理規格において、「常時停滞の配管系（計装配管含む）」や「流れのない計装用配管等」は、「FAC および LDI のいずれについても発生の可能性がないか、あるいは非常に低いと判断されるため対象外とする」、あるいは「試験対象系統から除外することが出来る」と記載があるため、流体の流れが無い主要な配管系統での顕著な配管減肉が発生する可能性は十分小さいと考えられる。さらに、長期停止中に流体が流れる一部の系統についても、一般的な腐食と同様、通常の保全管理を実施することで、長期停止中における事象の進展を適切に把握・管理することが可能であるといえる。</p>	

③

文献番号： 腐食 3	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） ピッチェィング ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉格納容器） 腐食
説明：EPRIレビュー報告書（3-3ページ）にて、事業者の経年劣化影響技術レポートにおいて腐食が日常の保全活動により管理可能であるという結論に対して、妥当と評価されている。	
文献名： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.	
<p>3.2 Conclusions</p> <p>EPRI agrees with the JNO Report conclusions that corrosion, wall thinning and SCC can be adequately managed during long-term plant shutdown by routine maintenance, including component and system replacements and inspection activities. Furthermore, during the long-term shutdown, systems or portions of systems with no fluid flow will not experience wall thinning. As such, these issues do not represent a technical impediment to the recovery of the long-term shutdown period by the JNOs.</p> <p>(引用者注)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator（日本の原子力発電事業者） ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 	

③

文献番号：腐食 4	資料 1-2 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 腐食（全面腐食） 基礎ボルト
説明：参考として、PLM評価書においても、基礎ボルトの目視点検を実施した結果、有意な腐食は認められていないことが確認されている。	
文献名：東海第二発電所 劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）のうち、（冷温停止状態が維持されることを前提とした評価）	
<p>2.2 冷温停止を踏まえた再評価を行う経年劣化事象の抽出 (中略)</p> <p>2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対する検討 (中略)</p> <p>(4) 腐食（全面腐食）</p> <p>a. 原子炉格納容器内の炭素鋼又は低合金鋼使用部位の腐食（全面腐食） <u>冷温停止状態の維持を前提とした場合、原子炉格納容器内が窒素ガス雰囲気から空気雰囲気となるため、炭素鋼又は低合金鋼使用部位の腐食の発生・進展は、断続的運転と比較すると厳しくなると考えられる。</u></p> <p><u>しかしながら、長期停止中において原子炉格納容器内の代表箇所の目視点検を実施したところ有意な腐食は認められなかったことから、原子炉格納容器内が空気雰囲気となることによる腐食への影響は小さいものと考えられ、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。</u></p> <p>したがって、当該経年劣化事象は、断続的運転を前提とした評価と同様、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。</p>	

文献番号： 腐食 5	資料 1-2 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉格納容器) 腐食
------------	-------------------------------------------------------------

説明：コンクリート埋設部は、コンクリート内の水酸化カルシウムにより pH 12～13 程度の強アルカリ環境を形成しているが、以下文献にて引用されている鉄の電位-pH図に示す通り、当該環境において鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい環境にある。

文献名：北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」(2018 年 11 月第 1 回改訂)

例えば、炭素鋼材の湿潤環境での腐食挙動は、表面に生成する酸化皮膜 (不動態皮膜) の影響を受け、不動態皮膜が安定となる環境条件 (例えば図 3.2.1 (1)-1 [3] の領域 III) では腐食速度が低下し、皮膜の保護作用が弱くなる (例えば図 3.2.1 (1)-1 [3] の領域 II) と、材料表面全体で腐食が進行する。

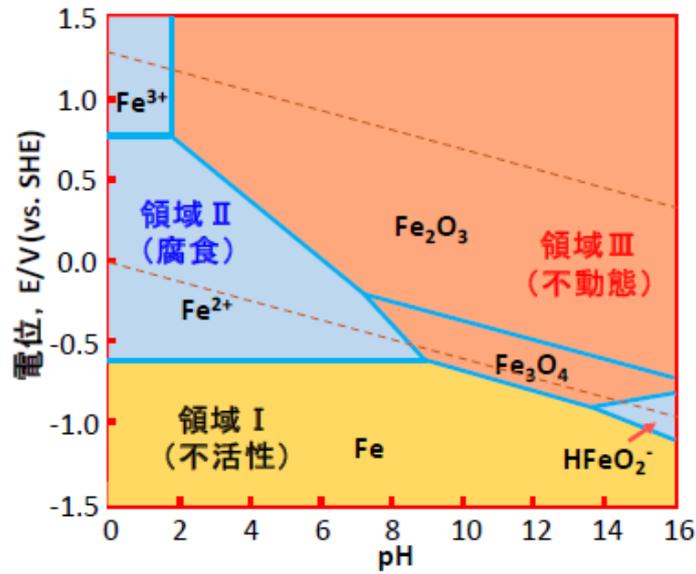


図 3.2.1 (1)-1 鉄の電位-pH 図[3]

参考文献

[3] 腐食防食協会編、「腐食防食ハンドブック」、丸善 (2000)、P7

①

文献番号：腐食 6

資料 3-1 記載箇所：

別表 2

説明：大気中の窒素が放射線分解することにより硝酸イオンが発生する。

国内プラントにおいては、長期停止期間中に原子炉圧力容器の乾燥保管を採用していない。

文献名：

① 神田征夫「放射線分解によって生成される空気中の硝酸の測定」(JAEA、2005)

② H. Karasawa et al., "Radiation Induced Decomposition of Nitrogen", Radiation Physics and Chemistry, vol.37, No.2, pp.193-197, 1991.

大気中窒素の放射線分解による硝酸生成機構は以下のとおりである。(文献①②)

- ・ $N_2 \rightarrow N_2^{+*}, N_2^+, e^- \rightarrow N^+, N \rightarrow 2N$ (ガンマ線による放射線分解)
- ・ $N + O_2 \rightarrow NO_2$ (酸化)
- ・ $2NO_2 + H_2O \rightarrow HNO_2 + HNO_3$ (酸化)

硝酸の生成量と、照射線量は、比例関係がある。(文献②)

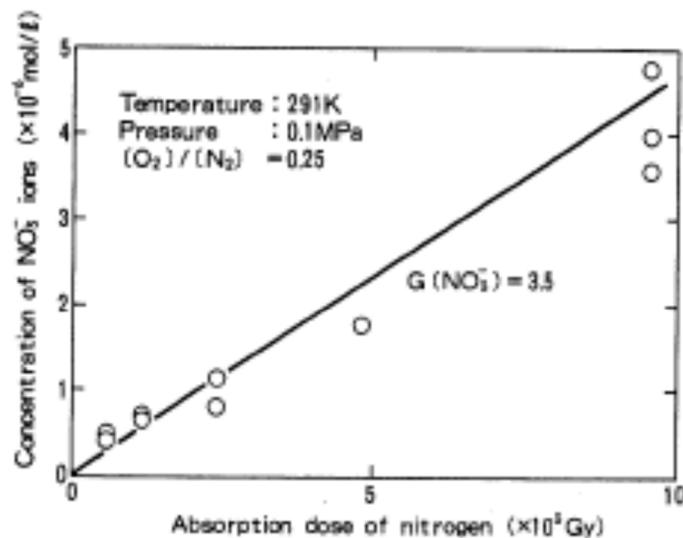


Fig. 2. Dependence of NO_3^- ion yield on absorbed dose of N_2 in $N_2-O_2-H_2O$ system in the gas phase.

①

文献番号：腐食 7

資料 3-1 記載箇所：
別表 2

説明：硝酸イオンによる腐食

国内プラントにおいては、長期停止期間中に原子炉圧力容器の乾燥保管を採用していない。

文献名：「防食技術便覧」腐食防食協会編

原子炉圧力容器の内張りに使用しているステンレス鋼の腐食は、硝酸濃度が数十%オーダー(数十万 ppm)とならない限り無視でき、水質低下時の硝酸濃度(1.88ppm)であれば影響は無い。但し、乾燥保管中、僅かな溜まり水等で数十%程度の高濃度の硝酸環境が形成される可能性は否定できない。

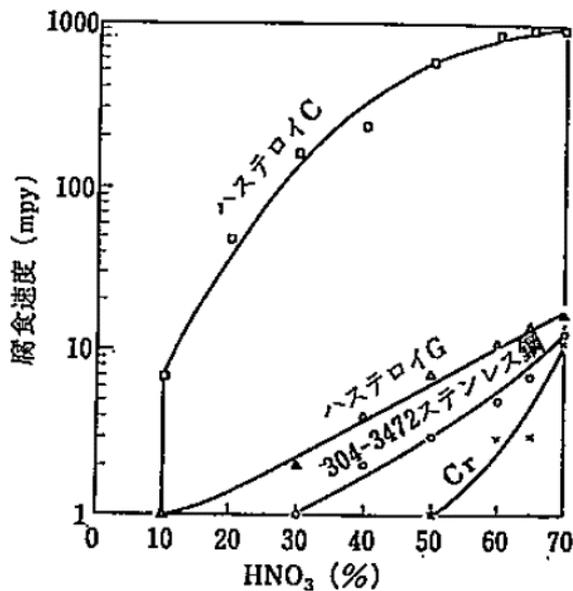


図 8.16 HNO₃ 中のステンレス鋼, Ni 基合金, Cr の腐食速度 (沸点)

(参考) 炉水水質変化

	pH	導電率 (μ S/cm)	塩素イオン (ppb)	硝酸イオン (ppm)
RPV 水抜き前	5.8	0.82	<2	<0.002
RPV 水張り後	4.7	9.92	<2	1.88

①

文献番号： コンクリート強度低下 中性化 1	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 中性化 (コンクリートの強度低下) 全コンクリート構造物
------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------

説明：コンクリートの中性化とは、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。

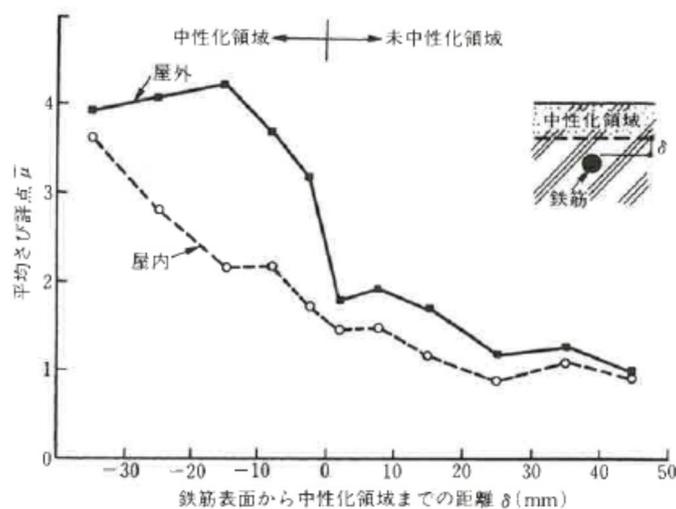
このようなメカニズムから、中性化によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。

ここでは、中性化の評価に用いた「鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ」に関する知見を示す。

文献名：日本建築学会、「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」、2016年 (2004 年制定)

・鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから 2 cm 奥まで達したときとされている。

・中性化深さがこの深さに達しても、ただちに鉄筋が躯体の耐久性に影響を及ぼすような腐食状態になるものではないが、安全側に評価するために中性化深さをもって、腐食状態にあると判断することとする。



解説図 5.2.2 鉄筋表面から中性化領域までの距離と平均さび評点の関係⁵⁾

5) 嵩ら、「経年 RC 構造物におけるコンクリートの中性化と鉄筋の腐食」。第 6 回コンク



非公開範囲

リート工学年次講演会論文集、1984

①

文献番号：

コンクリート強度低下
中性化2

資料 3-1 記載箇所：

ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 中性化 (コンクリートの強度低下) 全コンクリート構造物

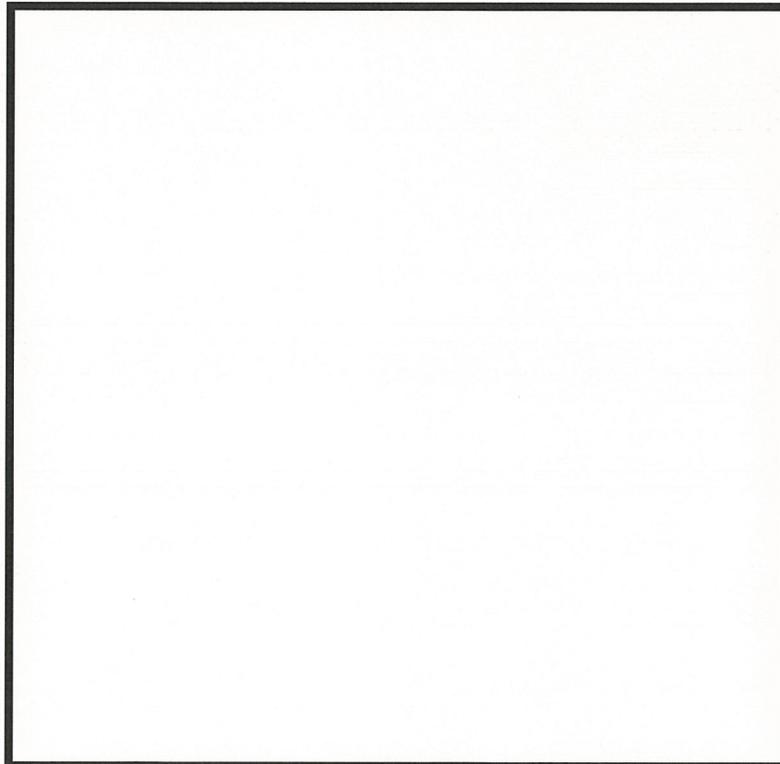
説明：コンクリートの中性化とは、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。

このようなメカニズムから、中性化によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。

ここでは、中性化の評価に用いた評価式に関する知見を示す。

文献名：森永、「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文」、1986 年

中性化進展について、塗装などのコンクリート表面仕上げの有無・種類、二酸化炭素濃度、温度および湿度などを因子とした式 (森永式) が提案されている。



①

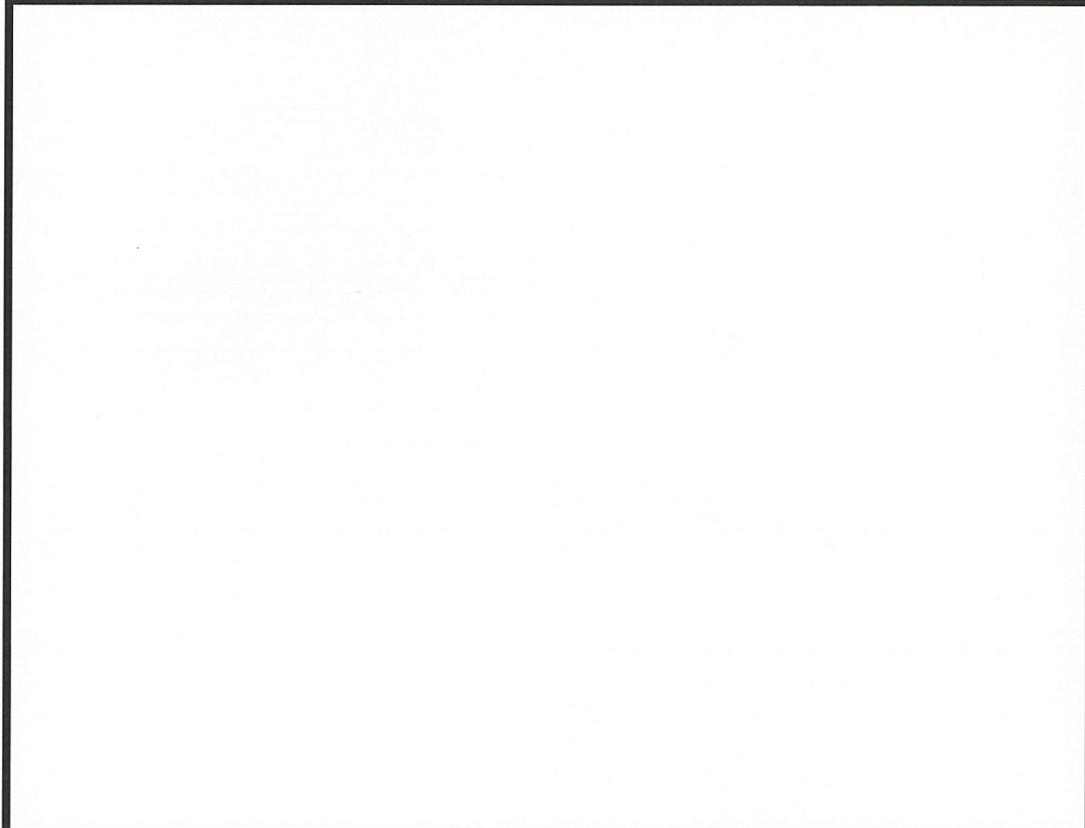
文献番号： コンクリート強度低下 中性化 3	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 中性化 (コンクリートの強度低下) 全コンクリート構造物
<p>説明：コンクリートの中性化とは、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。</p> <p>このようなメカニズムから、中性化によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。</p>	
文献名：土木学会、「コンクリート標準示方書 [維持管理編]」、2001 年	
<p>中性化深さは、以下の式のように中性化期間の平方根に比例することが多くの研究により確かめられている。</p> $y = b \cdot \sqrt{t}$ <p>ここに、y：中性化深さ (mm) t：中性化期間 (年) b：中性化速度係数 (mm/√年)</p>	

①

文献番号： コンクリート強度低下 中性化 4	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 中性化 (コンクリートの強度低下) 全コンクリート構造物
<p>説明：コンクリートの中性化とは、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。</p> <p>このようなメカニズムから、中性化によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。</p>	
<p>文献名：日本建築学会、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」、2015 年</p> <p>本指針では、劣化事象の原因となる劣化要因による影響を予測することとし、特に原子力施設に求められる特有の機能と関連性が高い、構造安全性と遮蔽性に影響を及ぼす劣化要因について、解説図7-2に示すフローに従い健全性評価を実施する。</p>	
<pre> graph TD A[長期的な健全性評価のための定期点検] --> B[長期的な健全性評価 (劣化要因の影響について、進展予測を行い健全性を評価する)] B --> C[進展予測式に基づく予測] B --> D[点検結果に基づく予測] C --> E[B1 健全] D --> F[B2 経過観察] D --> G[B3 要検討] E --> H[評価結果に応じた対策の検討] F --> H G --> H </pre>	
解説図 7-2 長期的な健全性評価に関する維持管理のフロー	

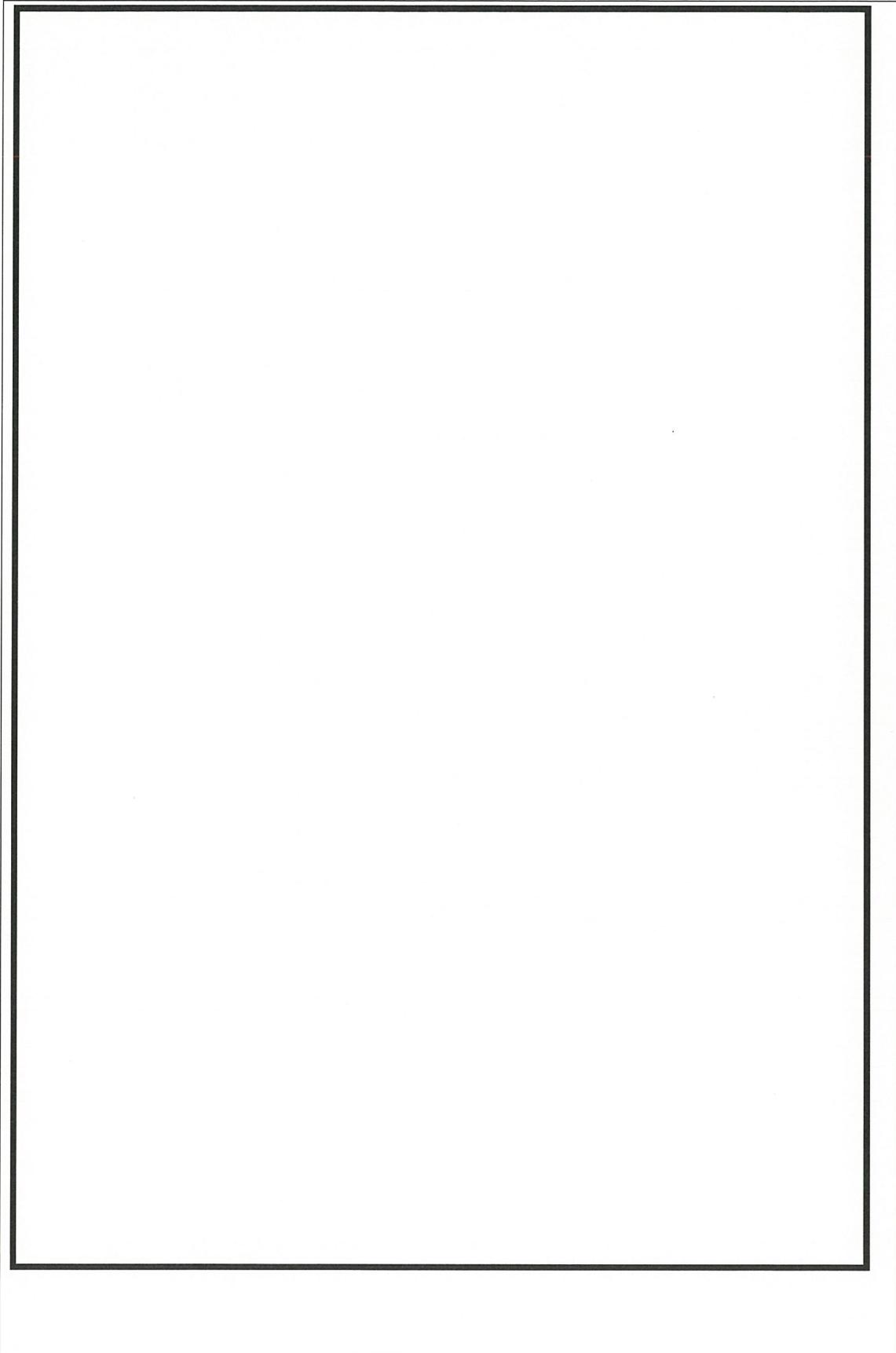
 非公開範囲

①

文献番号： コンクリート強度低下 塩分浸透 1	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 塩分浸透 (コンクリートの強度低下) 屋外部コンクリート
<p>説明：コンクリート構造物における塩分浸透とは、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により、コンクリート表面に付着した塩分に含まれる塩化物イオンがコンクリート内部に浸透していく現象である。塩化物イオンが鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。</p> <p>このようなメカニズムから、塩分浸透によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。</p> <p>ここでは、塩分浸透の評価に用いた評価式に関する知見を示す。</p>	
文献名：森永、「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文」、1986 年	
	

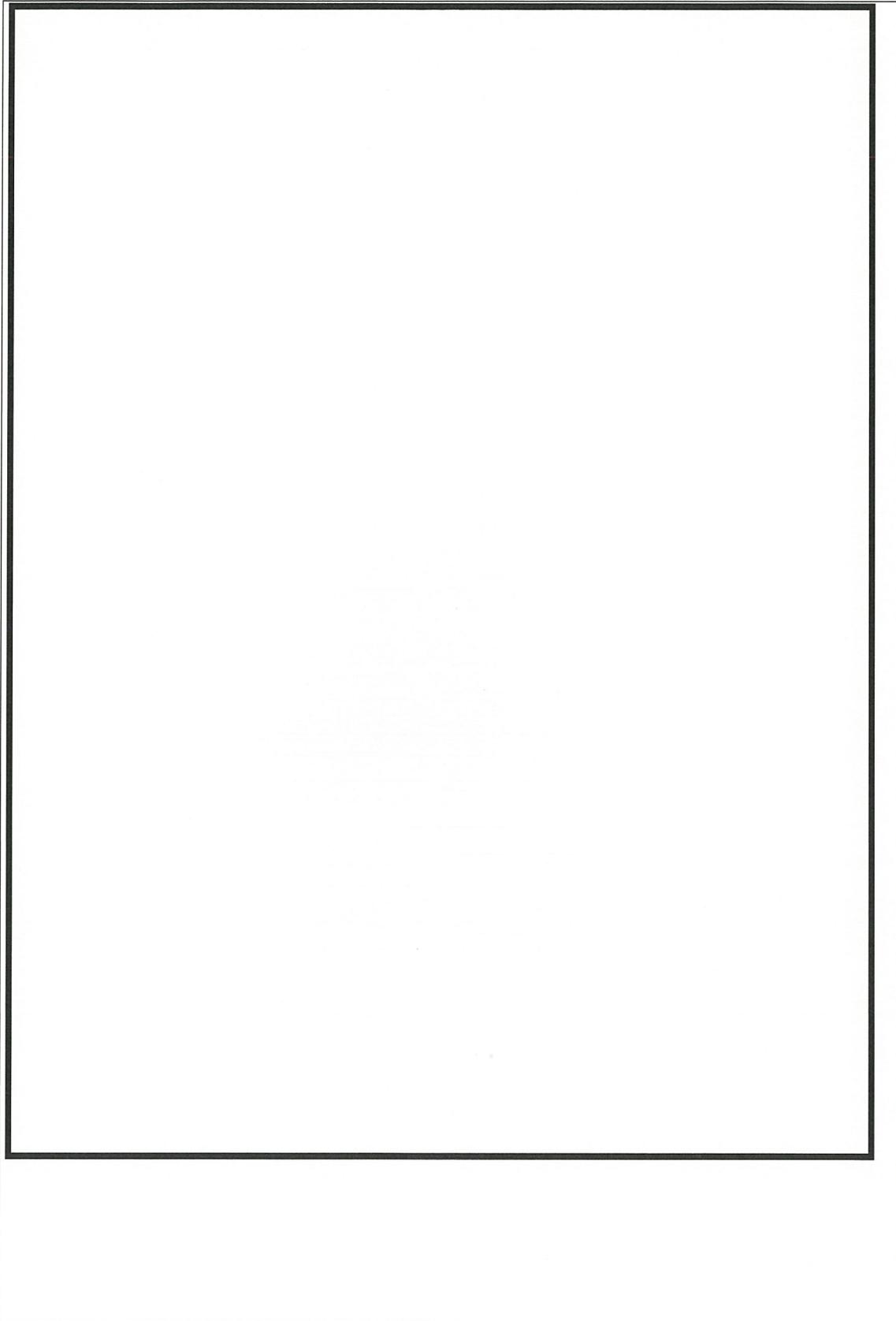


非公開範圍





非公開範囲



①

<p>文献番号： コンクリート強度低下 塩分浸透 2</p>	<p>資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 塩分浸透 (コンクリートの強度低下) 屋外部コンクリート</p>
<p>説明：コンクリート構造物における塩分浸透とは、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により、コンクリート表面に付着した塩分に含まれる塩化物イオンがコンクリート内部に浸透していく現象である。塩化物イオンが鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。</p> <p>このようなメカニズムから、塩分浸透によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。</p>	
<p>文献名：日本建築学会、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」、2015 年</p>	
<p>本指針では、劣化事象の原因となる劣化要因による影響を予測することとし、特に原子力施設に求められる特有の機能と関連性が高い、構造安全性と遮蔽性に影響を及ぼす劣化要因について、解説図7-2に示すフローに従い健全性評価を実施する。</p>	
<div style="text-align: center;"> <pre> graph TD A[長期的な健全性評価のための定期点検] --> B[長期的な健全性評価 (劣化要因の影響について、進展予測を行い健全性を評価する)] B --> C[進展予測式に基づく予測] B --> D[点検結果に基づく予測] C --> E1[B1 健全] D --> E2[B2 経過観察] D --> E3[B3 要検討] E1 --> F[評価結果に応じた対策の検討] E2 --> F E3 --> F </pre> </div> <p>解説図 7-2 長期的な健全性評価に関する維持管理のフロー</p>	

①

文献番号： コンクリート強度低下 アルカリ骨材反応 1	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) アルカリ骨材反応 (コンクリートの強度低下) 全コンクリート構造物				
説明：コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなどに含まれるアルカリ (ナトリウムイオンやカリウムイオン) が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある (反応性シリカを含む骨材を使用している場合、停止中も劣化が進展する可能性がある)。 <p style="text-align: center;">ここでは、反応性骨材でないこと等を確認した実績例を示す。</p>					
文献名： 各プラント P L M 評価書					
使用している骨材 (粗骨材、細骨材) について、反応性骨材ではないことを確認している。					
例) 高浜発電所 1 号炉 劣化状況評価 補足説明資料 (抜粋)					
1985 年に実施したモルタルバー法の試験結果は以下のとおりである。					
区分	試験方法	骨材産地	試験結果 材令6ヶ月の膨張率 (%)	判定基準 有害な反応を起こす可能性のある材令6ヶ月の膨張率 (%)	判定
粗骨材	ASTM-C227	碎石 (敦賀市葉原産)	0.038	0.10以上	無害
細骨材	に準拠	川砂 (舞鶴市由良川産)	0.038	0.10以上	無害

①

<p>文献番号： コンクリート強度低下 機械振動 1</p>	<p>資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（コンクリート構造物） 機械振動（コンクリートの強度低下） PWR:タービン架台等、BWR:タービン発電機架台等</p>																																	
<p>説明：機械振動により、コンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れの発生、ひいては損傷に至る可能性がある。</p> <p>運転中に機械振動の影響を最も受ける構造物はタービン発電機基礎であるが、停止中は影響を受けない。停止中に機械振動の影響を受ける主なコンクリート構造物は非常用ディーゼル発電機基礎である。</p> <p>ここでは、停止中の機械振動の影響が極めて小さいことを確認した実績例を示す。</p>																																		
<p>文献名：柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉高経年化技術評価（コンクリート及び鉄骨構造物）補足説明資料（令和 2 年 1 月 20 日審査ヒアリング資料）</p>																																		
<p>非常用ディーゼル発電機基礎は、非常用ディーゼル発電設備の出力や運転時間等から、機械振動の影響は極めて小さい。</p> <p>2. 機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出について 従来の機械振動の評価対象部位は、表 10-2 に示すとおり、常時振動を受ける対象構造物のうち、最も大きな機械振動を受けるタービン発電機架台コンクリートであった。</p> <p>ただし、タービン発電機は冷温停止状態において劣化の進展に影響を及ぼす機器ではないことから、機械振動による強度低下の評価対象部位は、冷温停止状態において支持する機器の機械振動が大きく、且つ、建屋のコンクリート躯体から独立している非常用ディーゼル発電設備基礎とした。</p> <p>また、評価点は、局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺のコンクリートとした。</p> <p>表 10-2 タービン発電機と非常用ディーゼル発電設備との比較</p> <p>(a) 原動機出力と重量</p> <table border="1" data-bbox="443 1332 1161 1473"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>出力 (kW)</th> <th>重量 (kg)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>タービン発電機</td> <td>1,100,000</td> <td>1,252,450</td> <td>高圧タービン、低圧タービンの総重量</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>6,600</td> <td>66,150</td> <td>1 系統の重量</td> </tr> </tbody> </table> <p>(b) 運転時間</p> <table border="1" data-bbox="443 1529 1161 1671"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>運転時間 (h)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>タービン発電機</td> <td>約 128,159</td> <td>運転開始以降の発電時間を運転時間として算出</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>A 系：約 530 B 系：約 543</td> <td>運転開始～2019 年 2 月末時点の運転時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>(c) 振動測定結果</p> <table border="1" data-bbox="443 1727 1161 1890"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>変位最大値 ($\mu\text{m P-P}$) *</th> <th>加速度最大値 (G)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>タービン発電機</td> <td>29.17</td> <td>0.285</td> <td>福島第二 1 号炉（運転時）での測定結果</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>A 系：20.02 B 系：18.60</td> <td>A 系：0.134 B 系：0.107</td> <td>KK5（定例試験時）での測定結果</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：P-P は、peak to peak（正負最大振幅の差）を表す。</p>		機器名称	出力 (kW)	重量 (kg)	備考	タービン発電機	1,100,000	1,252,450	高圧タービン、低圧タービンの総重量	非常用ディーゼル発電設備	6,600	66,150	1 系統の重量	機器名称	運転時間 (h)	備考	タービン発電機	約 128,159	運転開始以降の発電時間を運転時間として算出	非常用ディーゼル発電設備	A 系：約 530 B 系：約 543	運転開始～2019 年 2 月末時点の運転時間	機器名称	変位最大値 ($\mu\text{m P-P}$) *	加速度最大値 (G)	備考	タービン発電機	29.17	0.285	福島第二 1 号炉（運転時）での測定結果	非常用ディーゼル発電設備	A 系：20.02 B 系：18.60	A 系：0.134 B 系：0.107	KK5（定例試験時）での測定結果
機器名称	出力 (kW)	重量 (kg)	備考																															
タービン発電機	1,100,000	1,252,450	高圧タービン、低圧タービンの総重量																															
非常用ディーゼル発電設備	6,600	66,150	1 系統の重量																															
機器名称	運転時間 (h)	備考																																
タービン発電機	約 128,159	運転開始以降の発電時間を運転時間として算出																																
非常用ディーゼル発電設備	A 系：約 530 B 系：約 543	運転開始～2019 年 2 月末時点の運転時間																																
機器名称	変位最大値 ($\mu\text{m P-P}$) *	加速度最大値 (G)	備考																															
タービン発電機	29.17	0.285	福島第二 1 号炉（運転時）での測定結果																															
非常用ディーゼル発電設備	A 系：20.02 B 系：18.60	A 系：0.134 B 系：0.107	KK5（定例試験時）での測定結果																															

①

文献番号： コンクリート強度低下 凍結融解 1	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 凍結融解 (コンクリートの強度低下) 地上部コンクリート		
説明：コンクリート中の水分が凍結し、それが気温の上昇や日射を受けること等により融解する凍結融解を繰り返すことでコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。(凍結融解を繰り返すような環境条件等の場合、停止中も進展の可能性はある)。 ここでは、凍結融解の影響がないことを確認した実績例を示す。			
文献名：泊発電所 1 号炉高経年化技術評価 (コンクリート構造物及び鉄骨構造物) 補足説明資料 (平成31年2月20日審査会合資料)			
3. 2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出 3. 2. 1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (中略) ① 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象) 表 7 に示す経年劣化事象については、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っていることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象と判断した。 (中略)			
表 7 日常劣化管理事象 (「凍結融解」の記載抜粋)			
構造物 コンクリート	経年劣化 事象 強度低下	劣化要因 凍結融解	理由 (社) 日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事」(2009) に示される凍害危険度の分布図によると泊 1 号炉の周辺地域の凍害の予想程度は「軽微」である。 また、使用しているコンクリートについては、凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足している。 なお、定期的 (1 回/年) に保守管理要則に基づく目視点検を行っており、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。

長期停止期間中の点検結果

機器・構造物	点検内容	
原子炉圧力容器	保有水の水質管理	①
	上部胴フランジの点検 (PWR)	②
	基礎ボルトの点検 (BWR)	③
原子炉格納容器	塗膜の点検	④⑤
コンクリート構造物	目視点検	⑥

①長期停止期間中の点検結果(原子炉圧力容器(保有水の水質管理))

機器・構造物	経年劣化事象	想定される部位	至近の点検結果		ガイドラインに定める長期停止期間中の保全ポイント
			経年劣化事象	想定される部位	
原子炉圧力容器(PWR)	応力腐食割れ	冷却材入口管台等	定期的に水質を確認 主な管理項目及び水質管理基準の例(PWR) ・導電率(25°C) 1~40 μ S/cm ・pH 4~11 ・塩素イオン 150ppb以下	定期的に水質を確認 主な管理項目及び水質管理基準の例(BWR) ・導電率(25°C) 10 μ S/cm以下 ・pH 5.3~8.6 ・塩素イオン 500ppb以下	水質管理を適切に行う (塩素イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)
原子炉圧力容器(BWR)	応力腐食割れ 及び全面腐食	計装ノズル等 主蒸気ノズル等	定期的に水質を確認 主な管理項目及び水質管理基準の例(BWR) ・導電率(25°C) 10 μ S/cm以下 ・pH 5.3~8.6 ・塩素イオン 500ppb以下	定期的に水質を確認 主な管理項目及び水質管理基準の例(BWR) ・導電率(25°C) 10 μ S/cm以下 ・pH 5.3~8.6 ・塩素イオン 500ppb以下	水質管理を適切に行う (塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)

②長期停止期間中の点検結果 (PWR原子炉圧力容器)

機器・ 構造物	経年劣化 事象	想定される 部位	至近の点検実績(*1)						ガイドラインに定める 長期停止期間中の 保全ポイント	
			プラント	上部胴フランジの点検		特別点検(参考)		漏えい検査(参考)		
				【説明】 原子炉キャビティ内他作業とあ わせて適宜点検実施。また、起 動前(上蓋閉止時)にも点検実 施	実施年月	経過年数 (*2)	開始年月	経過年数 (*2)		実施年月
原子炉 圧力容 器 (PWR)	ピitting	上部胴フランジ	PA	2017年11月	約6年7ヶ月	—	—	—	—	ステンレス鋼クラッドが ないフランジ面に養生 を施して保管する また、通常保全に復帰 する場合には、フランジ 面の点検を実施する
			PB	2018年2月	約6年6ヶ月	—	—	—	—	
			PC	2013年11月	約1年6ヶ月	—	—	—	—	
			PD	2015年10月	約4年5ヶ月	2015年6月	約4年1ヶ月	—	—	
			PE	2019年10月 (*3)	約8年5ヵ月	2014年12月	約3年11ヶ月	—	—	
				2016年5月	約5年4ヶ月	—	—	—	—	
				2020年2月 (*3)	約9年1ヶ月	—	—	—	—	
			PF	2016年4月	約4年5ヶ月	2015年2月	約3年3ヶ月	—	—	
				2019年12月 (*3)	約8年1ヶ月	—	—	—	—	
			PG	2016年1月	約3年11ヶ月	—	—	2016年1月	約3年11ヶ月	
			PH	2016年2月	約4年7ヶ月	—	—	2016年2月	約4年7ヶ月	
			PI	2018年2月	約4年5ヶ月	—	—	2018年3月	約4年6ヵ月	
			PJ	2018年4月	約4年7ヵ月	—	—	2018年5月	約4年8ヵ月	
			PK	2016年7月	約5年2ヵ月	—	—	2016年8月	約5年3ヵ月	
			PL	2018年2月	約7年2ヵ月	—	—	2018年3月	約7年2ヵ月	
			PM	2018年4月	約6年4ヵ月	—	—	2018年5月	約6年5ヵ月	
PN	2015年7月	約4年1ヵ月	—	—	2015年7月	約4年1ヵ月				
PO	2015年9月	約4年	—	—	2015年9月	約4年				
PP	2019年11月	約8年6ヶ月	—	—	—	—				

*1 長期停止期間中の実績のみ

*2 長期停止の経過年数(解列日(震災で停止したプラントは、その停止日)から起算。端数切捨て。)

*3 速報記録

③長期停止期間中の点検結果(BWR原子炉圧力容器)

機器・ 構造物	経年劣化事 象	想定される 部位	至近の点検実績(*1)										ガイドラインに定める 長期停止期間中の 保全ポイント		
			プラント	【説明】 供用期間中検査計画又は地震後の自主点検に 従い実施	基礎ボルトの点検		特別点検(参考)		漏えい検査(参考)		経過年数 (*2)	経過年数 (*2)			
					方法	実施年月	経過年数 (*2)	開始年月	経過年数 (*2)	実施年月					
原子炉 圧力容 器 (BWR)	全面腐 食)	基礎ボルト	BA	目視点検	2015年12月	約4年10ヶ月	—	—	—	—	—	—	空調運転等で格納容器 内の環境を維持すると ともに、必要に応じて目 視点検により健全性を 確認する。		
			BB	目視点検 超音波探傷検査	2012年3月 2012年4月	約1年4ヶ月 約1年5ヶ月	—	—	—	—	—	—			
			BC	目視点検 超音波探傷検査	2012年3月 2012年5月	約1年 約1年2ヶ月	—	—	—	—	—	—			
			BD	目視点検	2009年9月	約2年1ヶ月	—	—	—	—	—	—		—	
			BE	目視点検	2011年3月	約3年8ヶ月	—	—	—	—	—	—		—	
			BF	目視点検	2010年9月	約3年2ヵ月	—	—	—	—	—	—		—	
			BG	目視点検	2012年8月	約5年1ヶ月	—	—	—	—	—	—		—	
			BH	目視点検	2009年9月	約2年4ヶ月	—	—	—	—	—	—		—	—
			BI	目視点検	2008年11月	約1年4ヶ月	—	—	—	—	—	—		—	—
			BJ	目視点検	2009年8月	約2年	—	—	—	—	—	—		—	—
			BK~BP	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—
			BQ	超音波探傷検査	2014年2月 (*3)	約2年11ヶ月	2014年2月	約2年11ヶ月	—	—	—	—		—	—

*1 長期停止期間中の実績のみ

*2 長期停止の経過年数(解列日(震災で停止したプラントは、その停止日)から起算。端数切捨て。)

*3 特別点検

④長期停止期間中の点検結果(PWR原子炉格納容器)

機器・ 構造物	経年劣化 事象	想定される 部位	至近の点検実績(*1)				ガイドラインに定める 長期停止期間中の 保全ポイント	
			塗膜の点検		全体漏えい率検査(設計圧)(参考)			
			プラント	【説明】 点検計画に基づき実施。 また、定期的な巡視点検の中で随時健全性を 確認。	実施年月	経過年数(*2)		実施年月
原子炉 格納容 器 (PWR)	腐食	トップドーム部, 円筒部	PA	2020年3月	約8年11ヶ月	2016年1月	約3年11ヶ月	適宜塗膜の健全性を目 視点検により確認し、 必要に応じて再塗装を 実施する
			PB	2020年3月	約8年7ヶ月	2018年8月(*4)	約5年10ヶ月(*4)	
			PC	2020年3月	約7年10ヶ月	2018年2月	約4年5ヶ月	
			PD	2015年5月(*3)	約4年	2018年4月	約4年7ヶ月	
			PE	2014年12月(*3)	約3年11ヶ月	2016年7月	約2年7ヶ月	
			PF	2014年12月(*3)	約3年	2018年3月	約5年2ヶ月	
			PG	2016年1月	約3年11ヶ月	2018年3月	約7年3ヶ月	
			PH	2018年8月(*4)	約5年10ヶ月(*4)	2018年6月	約6年5ヵ月	
			PI	2018年2月	約4年5ヶ月	2015年8月	約4年3ヵ月	
			PJ	2018年4月	約4年7ヶ月	2015年10月	約4年1ヵ月	
			PK	2013年6月	約2年1ヶ月	2015年7月	約1年10ヵ月	
			PL	2014年6月	約3年6ヵ月	2017年1月	約5年8ヶ月	
			PM	2016年9月	約4年9ヵ月	—	—	
			PN	2015年6月	約4年1ヵ月	—	—	
			PO	2013年7月	約1年10ヵ月	—	—	
			PP	2017年1月	約5年8ヶ月	—	—	

*1 長期停止期間中の実績(一部、再稼働後に1サイクル運転した後の記録を含む)

*2 長期停止の経過年数(解列日(震災で停止したプラントは、その停止日)から起算。端数切捨て。)

*3 特別点検

*4 再稼働後に1サイクル運転した後の点検記録。経過年数は長期停止期間。

⑤長期停止期間中の点検結果(BWR原子炉格納容器)

機器・ 構造物	経年劣化 事象	想定される 部位	至近の点検実績(*1)						ガイドラインに定める 長期停止期間中の 保全ポイント
			プラント	塗膜の点検		漏えい検査(参考)			
				【説明】 点検計画や供用期間中検査計画に基づき実 施。また、定期的な巡視点検の中で随時健全性を 確認。	実施年月	経過年数(*2)	実施年月	経過年数(*2)	
原子炉 格納容 器 (BWR)	腐食	ドライウエル, サブレーション チェンバ(円筒部 等)等	BA	2017年5月	約6年3ヶ月	—	—	適宜塗膜の健全性を目 視点検により確認し、必 要に応じて再塗装を实 施する。	
			BB	2015年11月	約5年0ヶ月	—	—		
			BC	2015年10月	約4年7ヶ月	—	—		
			BD	—	—	—	—		
			BE	2011年4月	約3年9ヶ月	—	—		
			BF	2010年6月	約2年11ヶ月	—	—		
			BG	2010年5月	約2年10ヶ月	—	—		
			BH	—	—	—	—		
			BI	—	—	—	—		
			BJ	2019年7月	約7年11ヶ月	—	—		
			BK	2011年2月	約9年2ヶ月	—	—		
			BL	2014年5月	約5年11ヶ月	—	—		
			BM	—	—	—	—		
BN	2011年12月	約9ヶ月	—	—					
BO	2011年7月	約4ヶ月	—	—					
BP	2014年7月	約2年6ヶ月	—	—					
BQ	2014年9月～2017年10月(*3)	約3年6ヶ月	—	—					

*1 長期停止期間中の実績のみ

*2 長期停止の経過年数(解列日(震災で停止したプラントは、その停止日)から起算。端数切捨て。)

*3 特別点検

⑥長期停止期間中の点検結果(コンクリート構造物)

機器・構造物	経年劣化事象	想定される部位	至近の点検実績(*1)			ガイドラインに定める 長期停止期間中の 保全ポイント
			プラント	実施年月(*2)	目視点検 経過年数(*3)	
コンクリート構造物	コンクリートの強度低下 コンクリートの遮蔽能力低下	全コンクリート構造物	PA	1回/年	約8年	定期的な点検及び必要に応じた補修等(運転中と同様の保全活動を継続)
			PB	1回/年	約8年	
			PC	1回/年	約7年	
			PD	1回/年	約8年	
			PE	1回/年	約9年	
			PF	1回/年	約8年	
			PG	1回/年	約4年	
			PH	1回/年	約5年	
			PI	1回/年	約4年	
			PJ	1回/年	約4年	
			PK	1回/年	約5年	
			PL	1回/年	約7年	
			PM	1回/年	約6年	
			PN	1回/年	約4年	
			PO	1回/年	約4年	
			PP	1回/年	約8年	
			BA	1回/年	約8年	
			BB	1回/年	約8年	
			BC	1回/年	約8年	
			BD	1回/年	約7年	
BE	1回/年	約11年				
BF	1回/年	約12年				
BG	1回/年	約12年				
BH	1回/年	約7年				
BI	1回/年	約7年				
BJ	1回/年	約7年				
BK	1回/年	約9年				
BL	1回/年	約8年				
BM	1回/年	約8年				
BN	1回/年	約9年				
BO	1回/年	約9年				
BP	1回/年	約8年				
BQ	1回/年	約8年				

*1 長期停止期間中の実績のみ

*2 主要な点検周期を記載(一部定期事業者検査同調など点検周期が異なる構造物あり)

*3 長期停止の経過年数(解列日(震災で停止したプラントは、その停止日)から起算。端数切捨て。)

長期停止期間中における経年劣化の実測データについて（例）

以下、国内原子力発電所の長期停止期間中等に経年劣化の状況の確認を行う場合の実測例を示す。（定期事業者検査による機能確認を除く）

設備種別	機器の保管状態	実測例	実施時期
機械設備	満水保管	水質確認	長期停止期間中
	満水／乾燥保管	サンプリング点検（点検結果一覧参照） ・分解点検による異常の確認	長期停止期間中
	満水／乾燥保管	設備動作確認 ・異音・異臭、振動、漏洩等 ・ポンプ動作確認状況	長期停止期間中 再稼働前
		PWR 2次系クリーンアップ実績 ・水質確認	長期停止期間中 再稼働前
電気設備	通電なし／あり等	サンプリング点検（点検結果一覧参照） ・特性変化 ・絶縁特性低下	長期停止期間中

①

以上

柏崎刈羽原子力発電所 保管中設備のサンプリング点検結果一覧(機械設備)

点検年月	ユニット名	系統	機器	保管状態	損傷モード	経年劣化事象	点検結果	経過年月*
2015/2	柏崎刈羽2号	タービン潤滑油系	配管	通油なし	減肉	腐食	内面に著しい腐食等の異常なし。	約7年7ヶ月
					材質変化	劣化	潤滑油について変色等の劣化なし。	
2015/3	柏崎刈羽2号	タービン制御系	主蒸気止め弁サーボ弁	通油なし	減肉	腐食	分解点検の結果、異常なし	約7年8ヶ月
					材質変化	劣化	分解点検の結果、異常なし(リング)	
					その他	固着	分解点検の結果、異常なし	
2015/2	柏崎刈羽4号	主タービン	軸受	通油なし	減肉	腐食	分解点検の結果、異常なし	約7年
					その他	固着	分解点検の結果、異常なし	
2015/3	柏崎刈羽2号	気体廃棄物処理系	配管	乾燥保管	減肉	腐食	分解点検の結果、異常なし	約7年8ヶ月
2014/5	柏崎刈羽1号	給水系	弁(ゲート弁)	水抜き乾燥保管	減肉	腐食	分解点検の結果、異常なし	約2年9ヶ月
					その他	固着	分解点検の結果、異常なし	
2014/5	柏崎刈羽2号	給水系	弁(ゲート弁)	水抜き乾燥保管	減肉	腐食	分解点検の結果、異常なし	約6年10ヶ月
					その他	固着	分解点検の結果、異常なし	
2016/5	柏崎刈羽7号	循環水系	循環水ポンプ自動空気抜き弁	水抜き乾燥保管	減肉	腐食	分解点検の結果、異常なし	約4年9ヶ月
					材質変化	劣化	分解点検の結果、異常なし(消耗品)	
					その他	固着	分解点検の結果、異常なし	

*解列日から起算した経過年月

柏崎刈羽原子力発電所 保管中設備のサンプリング点検結果一覧(電気設備)

点検年月	ユニット名	系統	機器	保管状態	損傷モード/ 経年劣化事象の分類	点検結果	経過年月*
2017/10	柏崎刈羽7号	開閉所設備	主変圧器	通電なし	特性変化	性状分析の結果、異常なし	約6年2ヵ月
2020/4	柏崎刈羽6/7号	開閉所設備	起動変圧器	通電有り	絶縁特性低下	点検の結果、異常なし	約8年1ヶ月
2019/10					特性変化		
2020/4	柏崎刈羽6/7号	開閉所設備	66kV CVケーブール	通電有り	絶縁特性低下	点検の結果、異常なし	約8年1ヶ月
2020/2	柏崎刈羽7号	タービン補機冷却 海水系	高圧電動機	通常保管	絶縁特性低下	分解点検の結果、異常なし	約8年6ヶ月
2019/12		復水補給水系	低圧電動機	通常保管	絶縁特性低下	分解点検の結果、異常なし	約8年4ヶ月

*解列日から起算した経過年月