（赤字）前回会合からの変更点

資料２－２

ドラフト

2020 年〇月〇日
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	
現場経験等（不具合情報）	国内情報	海外情報
	①：NUCIA[1]情報 ②：CAP 情報	③：EPRI レポート（Browns Ferry１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。

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関係する情報については，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関係するトラブル等情報※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 CAP 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。

CAP 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 Ferry１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 Ferry１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 化学体積制御系統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、化学体積制御系統(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-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-ジョン）	通常と異なる運用を実施する場合
フレッティング疲労	充てん／高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプの主軸のフレッティング疲労割れ	

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。

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。

（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。

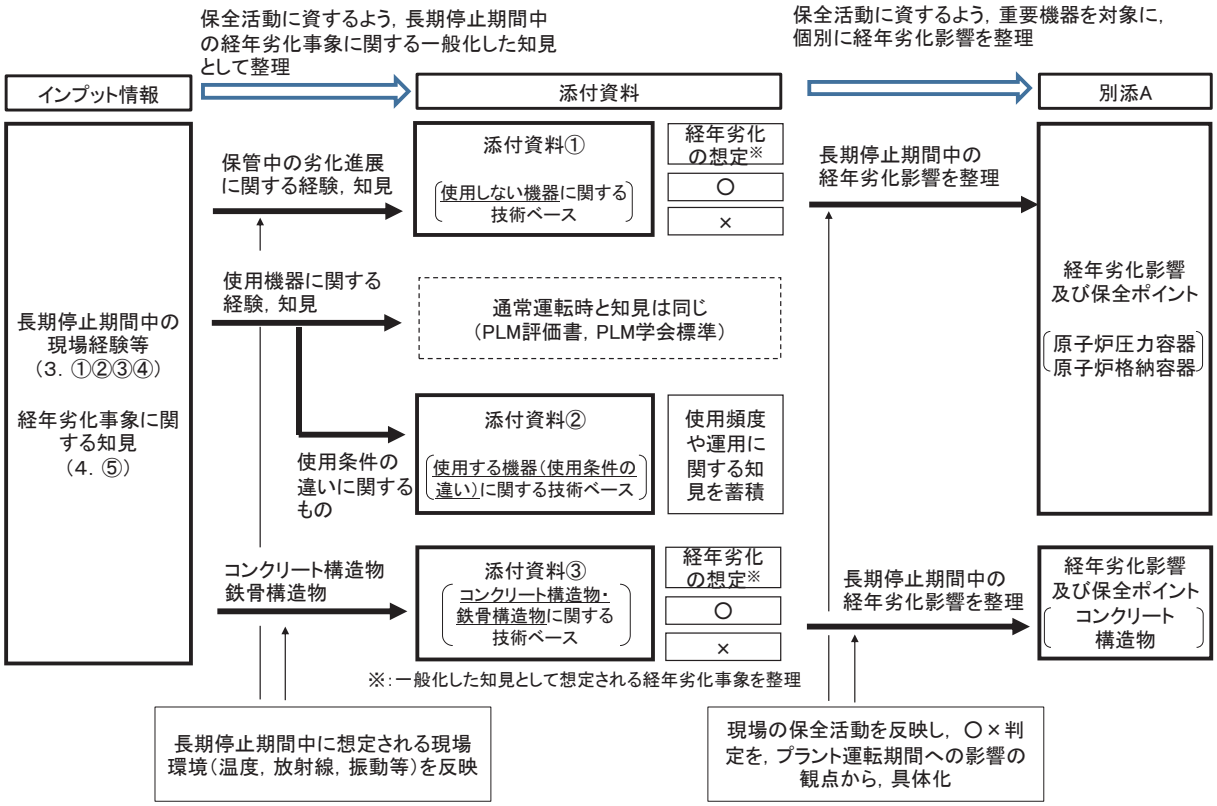


図１　インプット情報（技術ベース）と ATENA ガイドとの関係

（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

<u>添付資料①について</u>

・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「×」	【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極めて小さいと判断できる場合，想定否「×」として整理 【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極めて小さいと判断できる場合，想定否「×」として整理。 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。
想定要「○」	上記以外の場合は，全て想定要「○」として整理

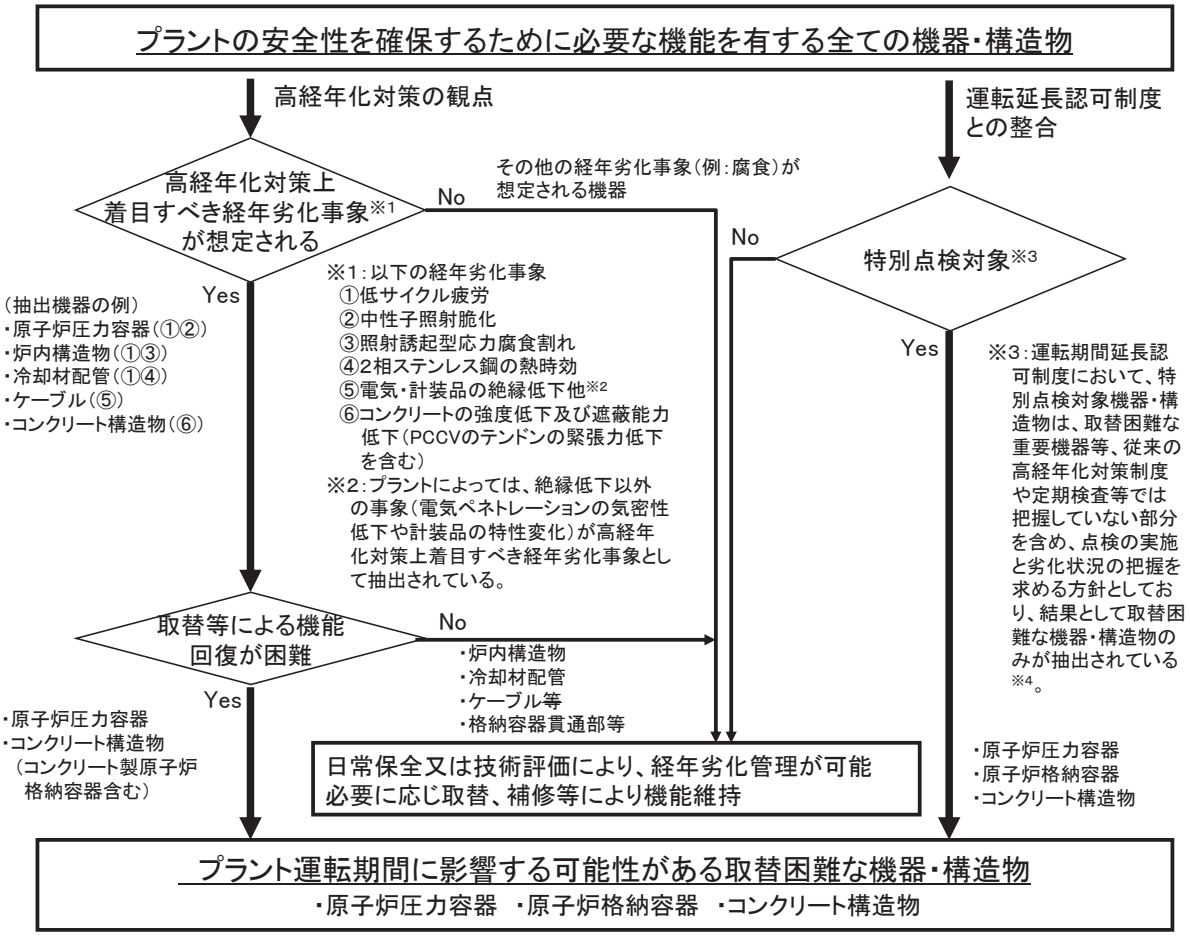
（現場経験等の反映）

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 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。



※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，「①」「②」「③」の凡例で分類した。

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

表９　ガイド別添 A において整理した分類の凡例と考え

- 取替困難機器の部位別に想定される経年劣化事象について、経年劣化の進展程度の根拠となる技術的なデータや知見を ATENA が取りまとめた資料（別紙４）をベースとして劣化の進展程度を評価し、停止期間中の保全を整理した結果、保全ガイド別添 A における長期停止期間中の経年劣化を３つに分類。
- なお、個別プラントの評価は、それぞれの使用環境等を考慮し確認、また、適切な保全を行われていることを個別に確認することが必要である。また、コンクリート構造物の評価において、高経年化技術評価における実測データ等を引用しているものがあるため、高経年化技術評価を未実施のプラントについては、別途確認が必要である。
- ATENA ガイドでは、長期停止期間中に適切な保全活動が必要な経年劣化事象に対して、長期停止期間中の保全ポイントを明確化し、各事業者に適切な実施を求める。

長期停止期間中の経年劣化要因	ガイド分類	ガイド分類の説明（長期停止期間中の経年劣化影響）	対象機器・構造物及び経年劣化事象（※：高経年化技術評価を未評価のプラントは、別途個別に評価が必要）		長期停止期間中の保全活動（適切な保全の実施が必要であり ATENA ガイドの保全ポイントとして明確化）
あり	①	長期停止期間中の経年劣化の発生・進展が、プラントの長期運転において機器・構造物の機能維持に影響を及ぼすおそれがある経年劣化事象。	該当なし		該当なし
	②	長期停止期間中に経年劣化要因があり、経年劣化の発生・進展がプラントの長期運転において機器・構造物の機能維持に影響を及ぼさないように、適切な保全活動を行う必要がある経年劣化事象	原子炉圧力容器	・応力腐食割れ（PWR（冷却材入口管台等）、BWR（計装ノズル等）） ・ピッティング（PWR（上部胴フランジ）） ・腐食（全面腐食）（BWR（主蒸気ノズル等）） ・腐食（全面腐食）（BWR（基礎ボルト）） ・摩耗（摺動部）（BWR（スタビライザブラケット、スタビライザ））	水質管理 養生・点検 水質管理 空調運転・点検 点検
			原子炉格納容器	・腐食（PWR（トップドーム部、円筒部）、BWR（ドライウェル、サプレッションチェンバ（円筒部等）） ・摩耗（BWR（スタビライザ等）） ・腐食（PWR（コンクリート埋設部（スタッド含む））、BWR（基礎ボルト（コンクリート埋設部）））	塗膜点検 点検 点検（周辺コンクリート部）
			コンクリート構造物※	・中性化（コンクリートの強度低下） ・塩分浸透（コンクリートの強度低下） ・機械振動（コンクリートの強度低下） ・アルカリ骨材反応（コンクリートの強度低下） ・凍結融解（コンクリートの強度低下）	点検 点検 点検 点検 点検
なし	③	長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。	原子炉圧力容器	・低サイクル疲労（PWR（冷却材入口管台等）、BWR（ノズル、セーフエンド等）） ・中性子照射脆化（PWR（下部胴等）、BWR（胴部（炉心領域部）））） ・クラッド下層部のき裂（PWR（下部胴等）、BWR（胴部等）） ・腐食（FAC）（BWR（主蒸気ノズル等））	不要
			原子炉格納容器	・疲労割れ（PWR（トップドーム部等）、BWR（ダイヤフラムフロアーシールベローズ、ベント管ベローズ））	
			コンクリート構造物	・熱（コンクリートの強度低下） ・放射線照射（コンクリートの強度低下） ・熱（コンクリートの遮蔽能力低下）	

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箇所に貫通孔（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 当該管の漏えい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った。 なお、当該管の漏えい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、漏えい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、漏えい、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、漏えい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、さらに長期間湿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、僅かな変化を気付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廻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んでいく。 （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、当該配管から漏えい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部の振動を計測・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間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他ベント・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・ドレン弁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--時--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えい試験※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 漏えい試験とは、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えい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温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，系統保管中であっ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。）

※：事業者大の枠組みを通じて経年劣化事象として特定していないものも含む。

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リーク	蒸気発生器水張弁のシートリークを確認。	内弁を確認したところ、シートリ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リ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。	使用条件の変更に伴う腐食（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。	手動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、コントロール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	原子炉建屋サンプ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プポンプにおいて、軸受部の固着が発生。	分解点検の結果、グランドパッキンの劣化・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、パ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
不具合未満	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ル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。外部ケーブルは、インバータ室よりケーブルトレイを通って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。ケーブルトレイ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。	ケーブル引込口およびケーブルトレイ内部にパテを充填。	塵埃付着による導通不良	約4年11ヶ月
不具合未満	2013年8月28日	原子炉圧力容器の炉水中の硝酸イオン高濃度	原子炉圧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。	原子炉圧力容器の乾燥保管時に、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ヵ月

＊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ものではない。

別紙１

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。

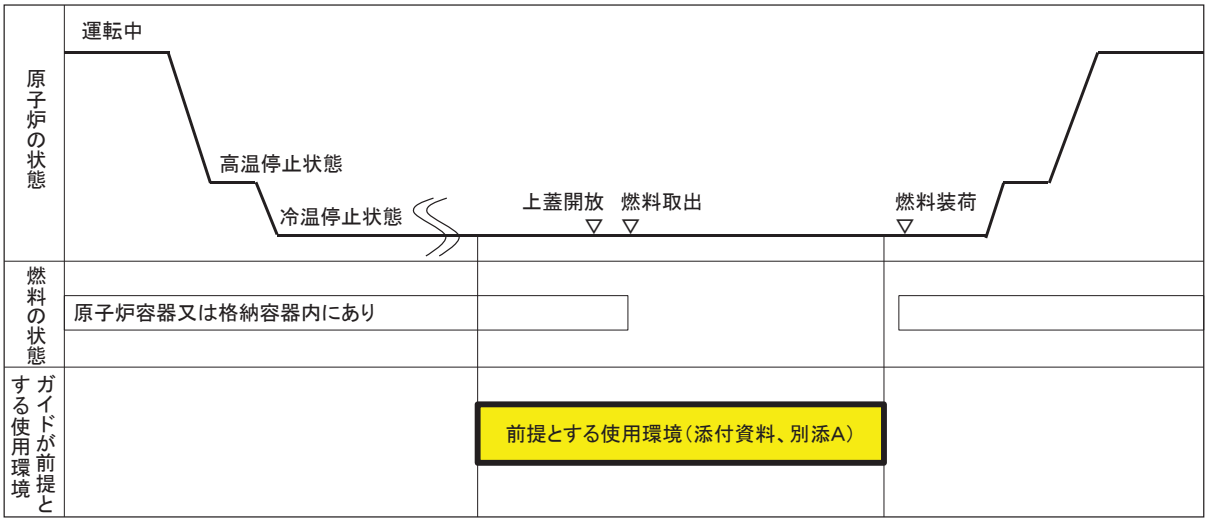


図１　ATENA ガイドラインの技術ベースの前提とする使用環境について

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

別紙２

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（〇）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極めて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〇になっている事象）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。

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）
靭性低下	・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（温度計ウェル）	（※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―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	・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	・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	・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）	・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）	・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，想定留意が必要。

（※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，断線の想定留意が必要。

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２

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
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：原子炉ペデスタル， 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：原子炉ペデスタル， 一次遮蔽壁	（※１） （※２）
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。

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。

現場経験等の情報

①国内OE情報

NUCIA 通番	件名	関連する経年劣化事象
12794	脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ	屋外配管（保温材内側）の腐食
11578	ほう酸水注入系アキュムレータ給排弁の一部固着	ほう酸析出による固着
12494	余熱除去系統ベント配管のひび割れ	疲労割れ

①国内CAP情報

件名	関連する経年劣化事象
蒸気発生器水張弁のシートリーク	使用条件の変更に伴う腐食（エロージョン）
軸受冷却水系統の復旧時、発電機の冷却水配管ジョイント部からの水漏れ	残留水による腐食
乾燥保管中の原子炉隔離時冷却系真空タンクへの系統水張り時、水位計用計装配管で詰まり発生	腐食生成物による異物付着
循環水ポンプベント弁・ドレン弁の固着	錆による固着
脱気器水位制御弁前弁ユニットでサーマル動作を確認	酸化被膜による導通不良
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	塵埃付着による導通不良

③④海外OE情報

件名	関連する経年劣化事象
乾燥保管の系統に残った原水が滞留すること等で生じた腐食	腐食（全面腐食）
制御棒バンク選択スイッチの接点不良による別制御バンク制御棒の動作	導通不良
循環水ラインで発生した腐食性スケールの復水器伝熱管板への流入による復水器真空度の低下	異物付着
原子炉圧力容器内に燃料を保管した状態において、化学体積制御系統(PWR)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弁シート面の損傷	腐食（エロージョン）
化学体積制御系統(PWR)の体積制御タンク圧力が低い状態でポンプを長期使用したことによる吸込インペラの損傷	腐食（エロージョン）

ATENAガイドライン添付資料

添付資料①（使用しない機器に関する技術ベース）

経年劣化事象	説明
腐食（全面腐食）	「想定される設備の例」欄に、具体的なOE情報やCAP情報を記載
固着	
異物付着	
導通不良	

添付資料②（使用する機器の使用条件の違い）

経年劣化事象	説明
腐食（エロージョン）	「想定される設備の例」欄（注釈）に、具体的なOE情報やCAP情報を記載 なお、「疲労割れ」は、PLM評価書から抽出されていない経年劣化事象であるため、新たに事象欄を追加する
疲労割れ	

添付資料③（コンクリート構造物・鉄骨構造物）

該当するOE情報及びCAP情報なし

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

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（機械編）

添付資料①

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(AESJ-SC-P005:2015)」附属書E											ATENAガイド		
第１段階スクリーニング						第２段階スクリーニング					停止中スクリーニング		
工業材料で想定される経年劣化事象				軽水炉で考慮すべき事象		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化事象の分類	長期停止期間中の保管機器(使用しない機器)に想定される経年劣化事象		
損傷モード	経年劣化事象 区分	経年劣化事象 詳細事象	定　義	要否	否の理由	主要材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否		要否	理由	想定される設備の例
その他	固着	固着	滑り部の摩擦抵抗増大による動作不良	○		－	長期にわたって使用する滑り部は，異物，塵埃，潤滑油劣化等による摩擦抵抗増大によって固着する可能性がある。	異物，塵埃の付着や潤滑油劣化等の可能性がある滑り部について想定要	○	固着	○ ④	保管状態でも，異物，塵埃の付着や潤滑油劣化等の可能性があり，想定が必要。 固着の原因として，錆の発生にも留意が必要。 また，使用しないことにより固着の要因が除去されず，固着を引き起こしやすい場合があることに留意が必要。 なお，巡視点検による錆の発生状況の確認や熱負荷時等における作動確認等を実施することで，機能回復することが可能。	ポンプ(軸受)， 配管サポート(メカニカルスナバ等)， 支持脚(スライド脚)， 弁(弁体等)， 遮断器(操作機構) 【事例(国内)】 ・加温ヒータ停止によりほう酸が析出し弁が固着(NUCIA通番 11578) ・その他，別表を参照
	耐火物の浸食，割れ	耐火物の減肉	高温で使用される耐火物の焼却灰の溶融物，ハロゲンガス等による浸食，減肉	○		耐火物	高温で使用される耐火レンガは発生の可能性がある。	耐火レンガについて想定要	○	耐火物の浸食，割れ	×	保管状態においては高温にならない。	－
		耐火物の割れ	温度変化による耐火物の割れ	○		耐火物	耐火キャスタブルは起動，停止時の温度変化によって割れが発生する可能性がある。	耐火キャスタブルについて想定要	○		×	保管状態においては高温にならない。	－

OE 情報又は CAP 情報を事例として紹介。
（OE 情報は NUCIA 通番を掲載）

図２　具体的な反映イメージ（例：添付資料①の「固着」の場合）

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））

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						根拠とする技術ベース*2	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		
		影響有無	説明				
低サイクル疲労	冷却材入口管台等	③	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	ー		疲労割れ 1（経年劣化影響技術レポート）， 疲労割れ 2（EPRI 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し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。 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，EPRI 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 EPRI 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，長期停止期間中の劣化要因として低サイクル疲労を考慮する必要は無く「③」と分類する。
中性子照射脆化	下部胴等	③	停止期間中は放射線の影響を受けない	ー		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（EPRI 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（靭性）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。 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，EPRI 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 EPRI 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，長期停止期間中の劣化要因として中性子照射脆化を考慮する必要は無く「③」と分類する。

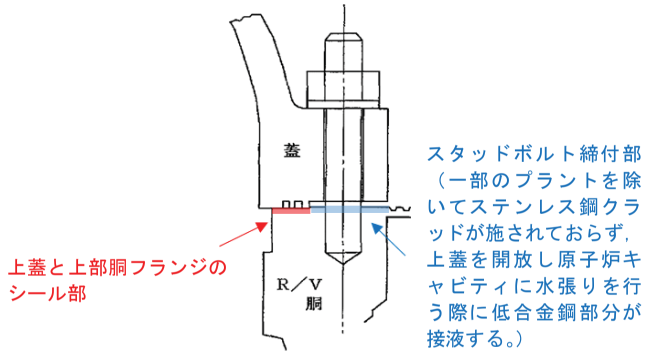
＊1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。
＊2：文献名の凡例及び該当する知見は，後段の「文献リスト」で示す。
＊3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上，保全ポイントを定めている。保全活動の実績は，後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENAガイドライン（別添A）*1						根拠とする技術ベース*2	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		
		影響有無	説明				
応力腐食割れ	冷却材入口管台等	②	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	SCC1,SCC2,SCC3, SCC4（経年劣化影響技術レポート）， SCC5（EPRI レビュー結果）	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発生を防止することができる。 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) 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) 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EPRI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EPRI レビュー結果) 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，SCCが発生，進展する可能性は極めて小さいと判断され，機能維持が可能であることから「②」と分類し，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，継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
クラッド下層部のき裂	下部胴等	③	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。また，き裂が存在していたとして	ー		UCC1	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クラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことによって，局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。 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にき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため，製作時に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)

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
			も，長期停止期間中は有意な繰返し応力が付与されないため，長期停止期間中のき裂の進展は考慮する必要はない。				また，クラッド下層部にき裂が存在していたとしても，プラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動がなく，有意な繰返し応力が付与されない長期停止期間中においては，き裂の進展について考慮する必要はない。 以上から，長期停止期間中の経年劣化要因としてクラッド下層部のき裂の進展を考慮する必要はなく，「③」と分類する。 なお，運転期間延長認可申請を行う場合には，長期停止期間中か否かに関わらず，定められた期間において特別点検を実施することで，機能が維持されていることを確認することができる。
ピッティング	上部胴フランジ	②	上蓋を閉止している場合は狭隘部においてピッティングが想定される 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には，フランジ面の点検を実施する		腐食 2（経年劣化影響技術レポート）， 腐食 3（EPRI レビュー結果）	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部が狭隘部であることによりピッティング（孔食）の発生が想定される。 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なることから当該のピッティングの想定は不要となる。 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らず，低合金鋼部分が原子炉キャビティに水張りを行う際に接液することから，低合金鋼部分の全面腐食の発生が懸念される。 そのようなプラントについては，保管対策として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。また，上蓋を閉止する前には、腐食の発生がないことを確認するため当該部の点検を行うことが有効な保全となる。 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，EPRI 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 EPRI レビュー結果） 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すれば，腐食を防止することが可能であることから「②」と分類し，保全ポイントとして「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。

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
							

＊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（原子炉圧力容器（BWR））

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						根拠とする技術ベース*2	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		
		影響有無	説明				
低サイクル疲労	ノズル，セーフエンド等	③	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	－		疲労割れ 1（経年劣化影響技術レポート）， 疲労割れ 2（EPRI 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し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。 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，EPRI 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 EPRI 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（参考）） 以上から，長期停止期間中の劣化要因として低サイクル疲労を考慮する必要は無く「③」と分類する。
中性子照射脆化	胴部（炉心領域部）	③	停止期間中は放射線の影響を受けない	－		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（EPRI 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（靭性）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。 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，EPRI 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 EPRI 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））

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
							以上から，長期停止期間中の劣化要因として中性子照射脆化を考慮する必要は無く「③」と分類する。
応力腐食割れ	計装ノズル等	②	停止期間中の保有水（原子炉冷却材）の温度は100℃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）	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）	（※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	SCC1,SCC2, SCC6, SCC4（経年劣化影響技術レポート）， SCC5（EPRI レビュー結果）	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発生を防止することができる。 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オーステナイト系ステンレス鋼やNi 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 BWR 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施されている。例えば再循環水出入口ノズルセーフエンドに対して，高周波誘導加熱応力改善法（IHSI）により溶接残留応力を圧縮側に改善することで応力条件の改善を図るなど，様々な対策が取られている。 長期停止期間中においては，運転中と比べて原子炉冷却材の温度が100℃未満と低くなっており，文献 SCC1,2 からも，管理された水質環境下においては，100℃未満の低温環境においては SCC の感受性が極めて小さいことが示されている。 なお，文献 SCC6 の通り，NUREG や IGALL などの海外の知見においても，BWR の対象材料の SCC については，100℃以上の温度環境となる部位を管理対象としている。 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 SCC1,2,6） 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 EPRI 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 EPRI レビュー結果） 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，SCC が発生，進展する可能性は極めて小さいと判断され，機能維持が可能であることから「②」と分類し，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，継続的に機能が維持されていることを確認することができる。

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
クラッド下層部のき裂	胴部等	③	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。また，き裂が存在していたとしても，長期停止期間中は有意な繰返し応力が付与されないため，長期停止期間中のき裂の進展を考慮する必要はない。	ー		UCC2	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クラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことによって，局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。 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（化学成分の規制等）や溶接方法の改善（高入熱条件の回避）を図ることで製作時にき裂発生を防止できることが示されている。（文献UCC2） 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，製作時に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。 また，クラッド下層部にき裂が存在していたとしても，プラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動がなく，有意な繰返し応力が付与されない長期停止期間中においては，き裂の進展について考慮する必要はない。 以上から，長期停止期間中の経年劣化要因としてクラッド下層部のき裂の進展を考慮する必要はなく，「③」と分類している。 なお，運転期間延長認可申請を行う場合には，長期停止期間中か否かに関わらず，定められた期間において特別点検を実施することで，機能が維持されていることを確認することができる。
腐食（FAC 及び全面腐食）	主蒸気ノズル等	③(FAC) ②(全面腐食)	停止期間中は蒸気が高速で流れる環境ではないことから，FAC は発生しない。また，停止期間中は冷却材の温度が 100℃未満と低く，全面腐食の影響は小さいが，水質管理を適切に行うことは必要。	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）	（※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	腐食 1， 腐食 2(経年劣化影響技術レポート)， 腐食 3（EPRI レビュー結果）	原子炉圧力容器の主蒸気ノズルやセーフエンドについては，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。 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量が設計段階で考慮している腐食量よりも十分に小さいことを評価や点検により確認している。 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，炉水の温度が低い場合の腐食量はプラント運転状態の温度の腐食量と概ね同程度の傾向となる。(文献腐食 1) プラントの高経年化技術評価では、文献腐食 1 に示すような腐食デー

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
							タから、1 年あたりの腐食の進展率（mm/年）を換算し、腐食の評価式を用いて想定する運転期間に対する腐食量を評価している。この考え方と同様に、長期停止期間中の腐食量を評価した場合、例えばプラントが 20 年程度停止した場合でも、その腐食量は、概ね 0.2mm 程度であり，BWR RPV 内面の炉水と接液する炭素鋼、低合金鋼部位に設計段階で考慮している腐食代（1.6mm）に対しても十分に小さく、長期停止期間中の腐食の影響は小さい。 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 EPRI 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 EPRI レビュー結果） 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，腐食が進展する可能性は極めて小さいと判断され，機能維持が可能であることから「②」と分類し，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，継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
腐食（全面腐食）	基礎ボルト	②	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。	結露等の防止のため，空調運転等を継続して行う。また、必要に応じて目視点検により健全性を確認する。		腐食 8 腐食 2（経年劣化影響技術レポート）， 腐食 3（EPRI 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ボルトについては，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，必要に応じて基礎ボ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。 上記の通り、屋内環境にある原子炉圧力容器の基礎ボルトについては、腐食が促進される環境ではないことから，腐食の影響は小さいと判断しているが、仮にプラントの高経年化技術評価において，ボルトの腐食に対する健全性を確認する場合に用いている屋外における腐食量想定値（0.3mm/60 年）※1 を、原子炉圧力容器の基礎ボルトに対して保守的に考慮した場合でも，原子炉圧力容器の基礎ボルトの大きさ、本数（直径約 70mm。120 本）からボルトの強度への影響は小さい。 ※1：炭素鋼の暴露試験結果から想定されるボルトの推定腐食量。事業者のボルト腐食量の調査結果からも妥当性を確認している。

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
							（文献腐食 8） 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 EPRI 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 EPRI レビュー結果) なお，参考として，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，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) 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こと**を前提とすれば**腐食が発生する環境としてマイルドであり、保守的に腐食量を考慮しても基礎ボルトの機能へ与える影響は小さいことから「**②**」と分類する。また、基礎ボルトの機能に影響するような腐食が発生していないことを確認するため点検を推奨する。 各プラントの長期停止期間中の基礎ボルトの点検状況は，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，継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
摩耗（摺動部）	スタビライザブラケット，スタビライザ	**②**	当該部は地震時のみ摺動するものであり，**摩耗が発生・進展する可能性は小さいが，長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には，点検により異常の有無を確認することが必要。** ~~**発生回数も少ないことから，長期停止中に摩耗が発**~~	**長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合に，機能に影響を与えるような損傷がないことを，地震後点検により確認する。**		摩耗 1（PLM 評価書（参考））	原子炉圧力容器のスタビライザブラケット及びスタビライザについては，摺動部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摺動するものである。~~**このため，当該部の摩耗は，プラントの運転期間中・停止期間中に関わらず，大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象である。なお，発生回数も少ないことから，仮に停止期間中に地震が発生した場合においても，**~~**劣化事象としては回転機器の軸受のように連続運転している部位の摺動現象などと比べると，地震時における接触・摺動の回数は限定的であり，地震以外の要因では，スタビライザの箇所に接触・摺動を発生させる要因がないことから，当該部に摩耗が発生・進展する可能性は小さい。** **ただし，プラント停止中にも地震を受ける可能性は有り，長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には，機能に影響をあたえるような損傷がないことを，地震後点検等により確認することが必要になる。** 以上から，長期停止期間中においてスタビライザ等に~~の~~摩耗が発生・

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
			~~生・進展する可能性は極めて小さい。~~				進展する可能性は小さいが~~有ることから~~，長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には，点検により異常の有無を確認することが必要であることから，「②」と分類している。 なお，参考として，事業者の高経年化技術評価においても，スタビライザ等の摺動部の摩耗については，摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。（PLM 評価書（参考）） ~~長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを点検により確認することとなる。~~

＊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））

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						根拠とする技術ベース*2	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		
		影響有無	説明				
疲労割れ	トップドーム部等	③	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	ー		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。 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，劣化要因として疲労割れを考慮する必要は無く「③」と分類する。
腐食	トップドーム部，円筒部	②	鋼板の内面および外面（PCCV 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		腐食 2（経年劣化影響技術レポート）， 腐食 3（EPRI 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。 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 EPRI 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 EPRI 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，腐食の発生を抑制することが可能であることから「②」と分類し，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，継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
腐食	コンクリート埋設部（スタッド含む）	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が，コンクリートの中性化等の	埋設部周辺コンクリートの目視点検		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。 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） ただし，別頁の「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）」でも示す通り，コンクリートの中性化等の影響は緩やかではあるものの劣化要因として考慮する必要がある。 例えば中性化については~~なお~~，コンクリート埋設部の大半は，コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており，別紙４－１で示されている通り，中性化の進展程度は 80 年間を考慮しても 10cm に満たない程度であるが，~~ことから，10cm を大きく超える位置に埋設~~

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
			影響は考慮する必要があるため，埋設部周辺のコンクリートを点検することが必要。				~~されているコンクリート埋設部については，中性化の影響は考慮する必要はない。~~埋設位置が浅い部分も存在することから，コンクリートの中性化の影響を考慮する必要がある。なお，埋設部周辺のコンクリート表面にはグラウトや塗装が施工されていることから箇~~所もあり~~，設置環境として緩やかな環境である。 また，塩分浸透については，コンクリート埋設部が施工されたコンクリート表面は，大部分が屋内環境（管理区域内）であり，設置環境として緩やかな環境である。~~塩分浸透の影響を考慮する必要はない。~~なお，PWR のプレストレスト製原子炉格納容器（PCCV）の外表面は屋外環境に晒されているが，コンクリートに十分な厚みがあり，外表面に塗装が施されていることから，設置環境として緩やかな環境である。~~塩分浸透の影響を考慮する必要はない。~~ ~~その他，コンクリートに想定されるアルカリ骨材反応等の経年劣化事象については，別添 A の通り，長期停止期間中の経年劣化の発生，進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており，原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。~~ 以上から，長期停止期間中においてもコンクリート埋設部は腐食環境として緩やかであるが，劣化要因として考慮する必要があることから周辺のコンクリートの点検を継続することとし「②」と分類する。 なお，通常保全復帰後は~~も~~，原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで，継続的に機能が維持されていることを点検する。

＊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。

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						根拠とする技術ベース*2	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		
		影響有無	説明				
腐食	ドライウェル，サプレッションチェンバ（円筒部等）等	②	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。		腐食 2（経年劣化影響技術レポート）， 腐食 3（EPRI 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。 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 EPRI 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 EPRI 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，腐食の発生を抑制することが可能であることから「②」と分類し，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，継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
腐食	基礎ボルト（コンクリート埋設部）	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が，コンクリートの中性化等の影響は考慮す	埋設部周辺コンクリートの目視点検		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。 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） ただし，別頁の「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）」でも示す通り，コンクリートの中性化等の影響は緩やかではあるものの考慮する必要がある。 例えば中性化については~~なお~~，コンクリート埋設部の大半は，コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており，別紙４－１で示されている通り，中性化の進展程度は 80 年間を考慮しても 10cm に満たない程度であるが，~~ことから，10cm を大きく超える位置に埋設されているコンクリート埋設部については，中性化の影響は考慮する必要はない。~~埋設位置が浅い部分も存在することから，コンクリートの中性化の影響を考慮する必要がある。なお，埋設部周辺

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
			る必要があるため，埋設部周辺のコンクリートを点検することが必要。				のコンクリート表面にはグラウトや塗装が施工されていることから，設置環境として緩やかな環境である。 また，塩分浸透については，コンクリート埋設部が施工されたコンクリート表面は，屋内環境（管理区域内）であり，設置環境として緩やかな環境である。~~塩分浸透の影響を考慮する必要はない。~~ ~~その他，アルカリ骨材反応等については，別添 A の通り，長期停止期間中の経年劣化の発生，進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており，原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。~~ 以上から，長期停止期間中においてもコンクリート埋設部は~~有意な腐食環境になく~~腐食環境として緩やかであるが，劣化要因として考慮する必要があることから周辺のコンクリートの点検を継続することとし「②」と分類する。 なお，通常保全復帰後は~~も~~，原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで，継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
疲労割れ	ダイヤフラムフロアーシールベローズ， ベント管ベローズ	③	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	－		疲労割れ 6 （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。 原子炉格納容器のダイアフラムフロアーシールベローズは，ドライウェルと原子炉本体基礎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，ベント管ベローズは，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いる。疲労の蓄積による疲労割れが劣化要因として想定されるが，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。 なお，参考として，ダイアフラムフロアーシールベローズ，ベント管ベローズは，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）） 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，劣化要因として疲労割れを考慮する必要は無く「③」と分類する。
摩耗	スタビライザ等	②	当該部は地震時のみ摺動するものであり，~~発生回数も少ないことから，長期停~~	長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合に，機能に影響を与えるような損傷がないことを，地震後点		摩耗 2（PLM 評価書（参考））	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，摺動部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摺動するものである。~~このため，当該部の摩耗は，プラントの運転期間中・停止期間中に関わらず、大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象であり、機器を継続的に使用することに伴った経年的な影響により摩耗が発生・進展するものではない。~~

＊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。

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						根拠とする技術ベース*2	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		
		影響有無	説明				
			~~止中に~~摩耗が発生・進展する可能性は~~極めて~~小さいが，長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には，点検により異常の有無を確認することが必要。	検により確認する。			~~また，発生回数も少ないことから，仮に停止期間中に地震が発生した場合においても，~~劣化事象としては回転機器の軸受のように連続運転している部位の摺動現象などと比べると，地震時における接触・摺動の回数は限定的であり，地震以外の要因では，スタビライザの箇所に接触・摺動を発生させる要因がないことから，当該部に摩耗が発生・進展する可能性は小さい。 ただし，プラント停止中にも~~当該部に摩耗を発生させるような~~地震を受ける可能性は有り，長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される~~に大きな地震が発生した~~場合には，機能に影響をあたえるような損傷がないことを，地震後点検等により確認することが必要になる。 以上から，長期停止期間中においてスタビライザ等に摩耗が発生・進展する可能性は小さいが，長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には，点検により異常の有無を確認することが必要であることから，~~の劣化要因として摩耗を考慮する必要は無く~~「②」と分類している。 また，参考として，事業者の高経年化技術評価においても，スタビライザ等の摺動部の摩耗については，摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。（PLM 評価書（参考）） ~~なお、長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを点検により確認することとなる。~~

＊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（コンクリート構造物）

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						根拠とする技術ベース*2	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		
		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	③	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。~~	－	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，一次遮蔽壁(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。 以上から，停止期間中の劣化要因は無いため，「③」に分類する。
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	③	停止期間中は放射線の影響を受けない。	－	－ ~~※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。~~	－	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。 以上から，停止期間中の劣化要因は無いため，「③」に分類する。

＊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。

ATENA ガイドライン（別添 A）＊1						根拠とする技術ベース＊2	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		
		影響有無	説明				
中性化（コンクリートの強度低下）	全コンクリート構造物	②	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。	想定した経年劣化の進展傾向と乖離がないことを確認するため，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行う。（運転中と同様の保全活動を継続する）	－	中性化 1 中性化 2 中性化 3 中性化 4	一般論として，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の発生・進展を想定する必要がある。【中性化 1,2,3,4】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。 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，「高経年化技術評価」及び「運転期間延長認可申請の劣化状況評価」の環境条件等に基づき，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確認した。また，一般論として，中性化の進展は経過時間が長くなるほど緩やかになることが知られており，加えて中性化深さが仮に鉄筋が腐食し始める深さにまで到達したとしても，ただちにコンクリート構造物の強度低下に至るものではない。（ガイドライン別添 A，別紙４－１参照） このように，経年劣化事象である強度低下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，コンクリート構造物の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように，運転中と同じく，鉄筋の腐食に至るような劣化が発生しないことを確認するために，コンクリートのひび割れ有無を確認するための目視点検等を継続する~~こととした~~。 以上から，中性化は~~プラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり，経年劣化の発生・進展が結いではない劣化要因として~~「②」に分類する。 なお，高経年化技術評価未実施プラントについても，中性化の進展傾向は同様と考えられるため，運転中と同じく，想定した経年劣化の進展傾向と乖離がないことを確認するための目視点検等を継続するが、個別の環境条件を踏まえた評価を別途行う必要がある。

＊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＊2	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		
		影響有無	説明				
塩分浸透（コンクリートの強度低下）	屋外部コンクリート	②	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。	想定した経年劣化の進展傾向と乖離がないことを確認するため，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行う。（運転中と同様の保全活動を継続する）	－	塩分浸透 1 塩分浸透 2	一般論として，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がある。【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トを対象に，「高経年化技術評価」及び「運転期間延長認可申請の劣化状況評価」の環境条件等に基づき，鉄筋の腐食減量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，コンクリートにひび割れが発生する時点での腐食減量を十分に下回っている~~にまで到達しない~~ことを確認した。また，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。（ガイドライン別添 A，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~~，コンクリート構造物の長期運転期間中の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように，運転中と同じく，鉄筋の腐食による劣化が発生しないことを確認するための目視点検~~補修~~等を継続する~~こととした~~。 以上から，塩分浸透は~~プラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり，経年劣化の発生・進展が有意ではない劣化要因として~~「②」に分類する。 なお，高経年化技術評価未実施プラントについても，塩分浸透の進展傾向は同様と考えられるため，運転中と同じく，想定した経年劣化の進展傾向と乖離がないことを確認するための目視点検等を継続するが、個別の環境条件を踏まえた評価を別途行う必要がある。

＊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。

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	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ものの，~~。一方で、~~停止期間中にも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り，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。~~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。~~	経年劣化の進展が緩やかであることを確認するため，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行う。（運転中と同様の保全活動を継続する）	ー ~~※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。~~	機械振動 1 機械振動 2 機械振動 3	一般論として，機械振動による劣化の進展は，環境条件や運転条件の影響を受けるため，停止期間中も機械振動の影響を受ける部位の経年劣化を想定する必要がある。~~機械振動による疲労に対する評価であり，PLM~~高経年化技術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）としているが，停止中はタービン及び発電機ともに稼働せず，~~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。~~上記部位は運転中のような機械振動を受けないため，停止中にも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を評価対象部位とする。ただし，非常用ディーゼル発電機基礎については，停止中は運転中と比べて環境条件や運転条件が変わるものではなく，運転中よりも機械振動による劣化の進展が促進される状況ではない。 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，~~機械振動による影響は疲労であり，非常用ディーゼル発電設備の出力や稼働時間等がタービン発電機に比べて非常に小さい~~こと~~【機械振動 1】~~から~~ため，タービン発電機に比べ機械振動による荷重の繰り返し回数が 1/100 以下と非常に少ないことから，非常用ディーゼル発電機基礎の長期停止期間における機械振動による経年劣化の進展は緩やかである。加えて，高経年化技術評価実施プラントについては，~~また、~~これまで 30 年程度運転しているタービン発電機架台に機械振動（疲労）によるコンクリートの強度低下は確認されていないこと【機械振動 2】から，非常用ディーゼル発電機基礎については，タービン発電機架台と比較してコンクリートの強度低下に至るまでの余裕がある。~~このため，長期停止期間中に非常用ディーゼル発電機から生じる機械振動（疲労）によってコンクリートの強度低下が発生する可能性は極めて小さいと判断した。~~ 参考として~~さらに~~，繰返し載荷試験により，上限応力が長期許容引張力以下の場合には，疲労によるコンクリートの強度低下が生じないとの研究成果が報告されている。【機械振動 3】 これらを踏まえ，保全ポイントとしては，コンクリート構造物の長期運転期間中の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように，運転中と同じく，経年劣化の進展が緩やかであることを確認するため，目視点検等を継続する。 以上から，機械振動は「②」に分類する。 ~~以上から，機械振動は長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として「4 無②」に分類する。~~ なお，高経年化技術評価未実施プラントについても，同様に，経年劣化の進展が緩やかであることを確認するための点検を長期停止期間中にも継続する。~~ことが有効とした。~~

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
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	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等を確認しているため，影響はない。	経年劣化の発生・進展がないことを確認するため，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行う。（運転中と同様の保全活動を継続する）	~~※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。~~ ※~~2~~：新たな知見である遅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。	アルカリ骨材反応 1	一般論として，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）の影響を受けるため，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は，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高経年化技術評価実施プラントについては，設計・施工段階における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【アルカリ骨材反応 1】ため，経年劣化要因を排除・抑制している。 これらを踏まえ，保全ポイントとしては，コンクリート構造物の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように運転中と同じく，経年劣化の発生・進展がないことを確認するため，目視点検等を継続する。 以上から，アルカリ骨材反応は~~長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として~~「②」に分類する。 なお，高経年化技術評価未実施プラントについても，同様に反応性骨材ではないこと等を確認しているため，経年劣化要因を排除・抑制している。 ~~なお，経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効とした。~~

＊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*2	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		
		影響有無	説明				
凍結融解（コンクリートの強度低下）	地上部コンクリート	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量を満足するなどの対策を施しているため，影響はない。	経年劣化の発生・進展がないことを確認するため，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行う。（運転中と同様の保全活動を継続する）	ー ~~※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。~~	凍結融解 1	一般論として，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，立地地点が凍結融解のおそれのあると判断される場合は，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，高経年化技術評価実施プラントについては，立地地点が凍結融解作用のおそれのないこと，もしくは，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量を満足するなどの対策を施している【凍結融解 1】ため，経年劣化要因を排除・抑制している。 これらを踏まえ，保全ポイントとしては，コンクリート構造物の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように，運転中と同じく，経年劣化の発生・進展がないことを確認するため，目視点検等を継続する。 以上から，凍結融解は~~長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として~~「②」に分類する。 なお，高経年化技術評価未実施プラントについても，同様に立地地点が凍結融解作用のおそれのないこと，もしくは，対策を施していることを確認しているため，経年劣化要因を排除・抑制している。~~なお，経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効とした。~~
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	③	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	ー	ー ~~※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。~~	ー	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。 以上から，停止期間中の劣化要因は無いため，「③」と分類する。

＊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。

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，$C=A\sqrt{t}$（C：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ときの中性化深さを，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 20㎜ 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としてい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。

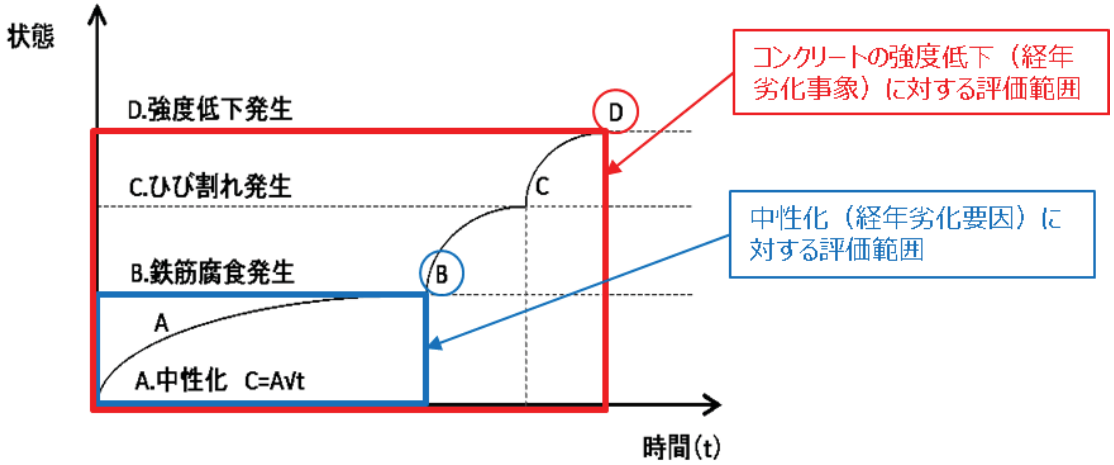


図 4.2-1　中性化による影響の概念図

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			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	運転開始後 80 年時点の中性化深さ	評価基準値*4
		調査時の運転開始後経過年数	測定値	推定値*3	調査時の運転開始後経過年数	測定値	推定値*3	推定値*3	推定値*3	
泊 1 号	内部コンクリート	27 年	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）	16 年	1.5	2.6	－	－	－	4.4	5.2	6.0
柏崎刈羽 5 号	タービン建屋（屋内）	28 年	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）	27 年	2.0	2.5	－	－	－	3.8	4.3	6.0
美浜 3 号	内部コンクリート（上部）	－	－	－	38 年	0.5	4.3	5.3	5.6	6.0
高浜 1 号	外部遮蔽壁（屋内面）	－	－	－	40 年	0.2	3.8	4.7	4.9	7.0
高浜 2 号	内部コンクリート（上部）	－	－	－	39 年	0.2	3.3	4.0	4.3	6.0
高浜 3 号	外部遮蔽壁（屋内面）	27 年	0.2	1.6	－	－	－	2.4	2.8	9.7
高浜 4 号	外部遮蔽壁（屋内面）	26 年	0.1	1.6	－	－	－	2.4	2.8	9.7
島根 2 号	制御室建物 1 階内壁	25 年	0.0	3.9	－	－	－	5.3	6.0	7.0
川内 1 号	原子炉補助建屋(屋内面)	27 年	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(ﾀﾞｸﾄ含)	28 年	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）	－	－	－	38 年	4.0	2.9	5.0	5.8	6.0
敦賀 2 号	アスファルト固化建屋（屋内面）	27 年	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$\sqrt{t}$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。

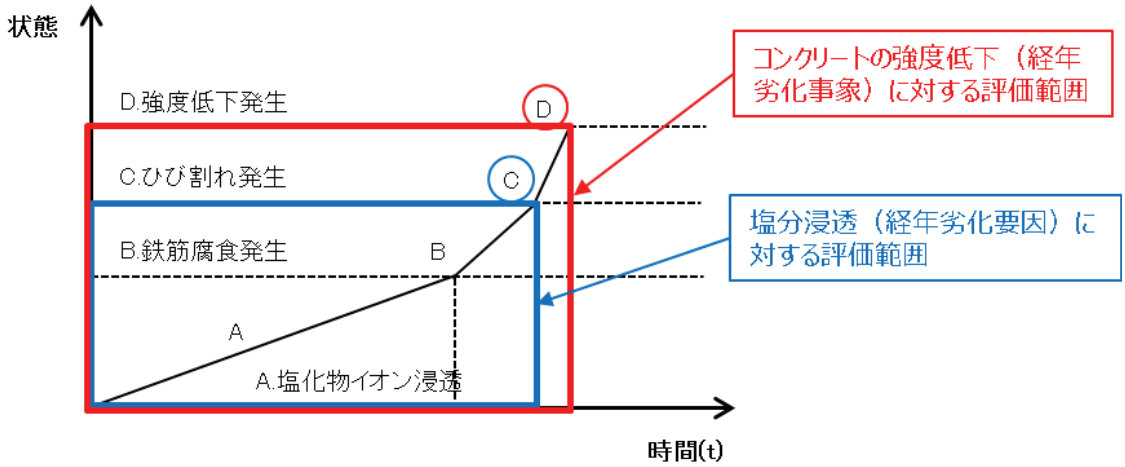


図 4.2-2　塩分浸透による影響の概念図

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：$\times 10^{-4}$g/cm^2）

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		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		運転開始後 60 年時点の鉄筋の腐食減量	運転開始後 80 年時点の鉄筋の腐食減量	評価基準値*4
		調査時の運転開始後経過年数	推定値*3	調査時の運転開始後経過年数	推定値*3	推定値*3	推定値*3	
泊 1 号	取水構造物（気中帯）	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（気中帯）	－	－	39 年	10.7	21.1	32.4	90.1
高浜 3 号	取水構造物（気中帯）	27 年	1.5	－	－	3.4	4.5	86.5
高浜 4 号	取水構造物（気中帯）	27 年	1.5	－	－	3.4	4.5	86.5
島根 2 号	取水構造物（気中帯）	27 年	12.4	－	－	28.0	37.5	59.9
川内 1 号	取水構造物（気中帯）	27 年	1.8	－	－	3.9	5.3	84.5
川内 2 号	取水構造物（気中帯）	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定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。

文献リスト

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	*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.
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	*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.

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 Temeprature Combination of the SCC susceptibility of Sensitiezed Type 304 Stainless Steel in HIgh Purity Water", Corrosion, 35, 562(1979)
SCC3	電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確証試験（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	*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.
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	*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.

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 andChemistry、vol.37、No.2、pp.193-197、1991.
腐食 7	「防食技術便覧」腐食防食協会編
腐食 8	①「防食技術便覧」腐食防食協会編 ②大畑仁史、鈴木健介、「原子力発電所機器設置用基礎ボルトの腐食量調査結果」、腐食防食協会、材料と環境 2002 予稿集
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ＰＬＭ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）
機械振動 2	Residual Static Strength of Concrete Cylinder Specimen and Stud Anchor Specimen after Cycle Loadings, Journal of Advanced Concrete Technology, 2016
機械振動 3	Residual Static Strength of Concrete Cylinder Specimen and Stud Anchor Specimen after Cycle Loadings, Journal of Advanced Concrete Technology, 2016

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）
摩耗 1	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、東海第二発電所　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］　「1　原子炉圧力容器」
摩耗 2	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」

<table>
<tr><td>文献番号：疲労割れ 1</td><td>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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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）</td></tr>
<tr><td colspan="2">**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）
（1）低サイクル疲労
（中略）
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、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。</td></tr>
</table>

文献番号：疲労割れ 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）　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：*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.	
1. Low Cycle Fatigue of Class 1 Components 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. （引用者注） ・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）	

<table>
<tr><td>文献番号：疲労割れ 3</td><td>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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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」</td></tr>
<tr><td colspan="2">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，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。
（以下略）</td></tr>
</table>

文献番号：疲労割れ 4	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（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」

＜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

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と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。

＜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

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。

<table>
<tr><td>文献番号：疲労割れ 5</td><td>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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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」</td></tr>
<tr><td colspan="2">2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価
（2）ノズル等の疲労割れ
（中略）
b. 技術評価
（中略）
③ 総合評価
健全性評価結果から，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。
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</u>ないと判断する。
（以下略）</td></tr>
</table>

文献番号：疲労割れ 6	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 （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） h.　ダイアフラムフロアーシールベローズの疲労割れ ダイアフラムフロ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。 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。	

<table>
<tr><td>文献番号：中性子照射脆化 1</td><td>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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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）</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。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。</td></tr>
</table>

文献番号：中性子照射脆化 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）　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：*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.	

2. Neutron Irradiation Embrittlement

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.

（引用者注）

・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）

<table>
<tr><td>文献番号：中性子照射脆化 3</td><td>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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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」</td></tr>
<tr><td colspan="2">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）
2.3.2 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化（◆）
（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，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）</td></tr>
</table>

<table>
<tr><td>文献番号：中性子照射脆化 4</td><td>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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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」</td></tr>
<tr><td colspan="2">2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価
（1）胴の中性子照射脆化
（中略）
b. 技術評価
（中略）
③ 総合評価
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>
（以下略）</td></tr>
</table>

<table>
<tr><td>文献番号：SCC1</td><td>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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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 発生は認められたかった。</td></tr>
</table>

文献番号：SCC2	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：鋭敏化させたオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）を対象として、溶存酸素が飽和（DO_2：8ppm）の条件で、SCC 進展の温度依存性を試験したデータである。
この図から温度が低くなるほど SCC の亀裂進展速度は低下しており，150℃以下では SCC が発生していないことが示されている。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℃未満であり、試験条件と同様に溶存酸素が飽和の条件を想定した場合においても、100℃以下では SCC が発生しないことが確認できる。

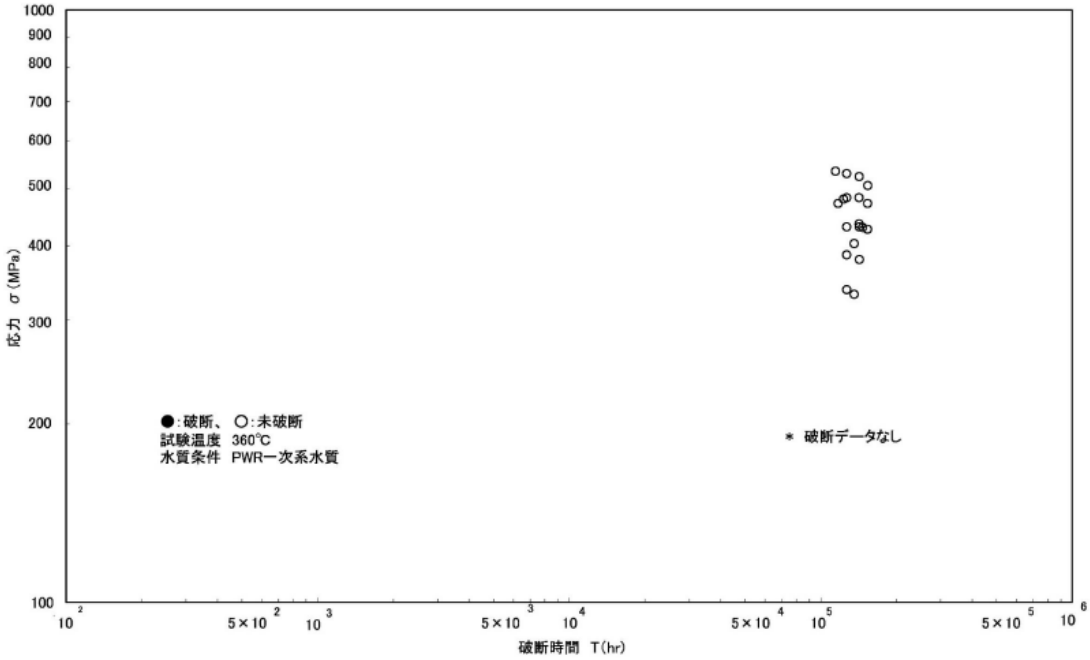
文献名：F.P.Ford, J. Povichi, "The effect of Oxygen Temperature Combination of the SCC susceptibility of Sensitized Type 304 Stainless Steel in High Purity Water", Corrosion, 35, 562(1979)

図　亀裂進展速度と温度の関係

（引用者注）
温度 100℃以下では、亀裂の進展が認められない。
本試験は、引張試験により SCC 発生を調べたものである。
本試験で SCC が発生しなかった場合には、下向きの矢印「↓」を付けてプロットされている。

文献番号：SCC3	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：　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。	
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）」	

690 系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ（SCC）試験結果



文献番号：SCC4	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)

３．２．１ 日常的な保全活動により管理される事象

（中略）

（２）応力腐食割れ

（中略）

５）プラント長期停止の影響

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。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。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℃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℃以下、200F（93.3℃）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 が※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℃の通常運転時の SCC 進展速度に比して、70℃、40℃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。

（以下略）

※：網掛け部は文献（SCC4）になし（脱字）。文献引用にあたり本資料にて補記。

文献番号： SCC5	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：*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.	

3.2 Conclusions

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.

（引用者注）

・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」

文献番号：SCC6	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。
補足：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（XI.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。
また，I-GALL の AMP107「Stress Corrosion Cracking in BWRCoolant 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。

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

＜一部抜粋（抄訳）＞
題名：NUREG-1801,Rev.2 X1.M7 BWRの応力腐食割れ
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。
　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。

＜一部抜粋（抄訳）＞
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
概要：１．経年劣化管理プログラムの範囲
　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。
　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。

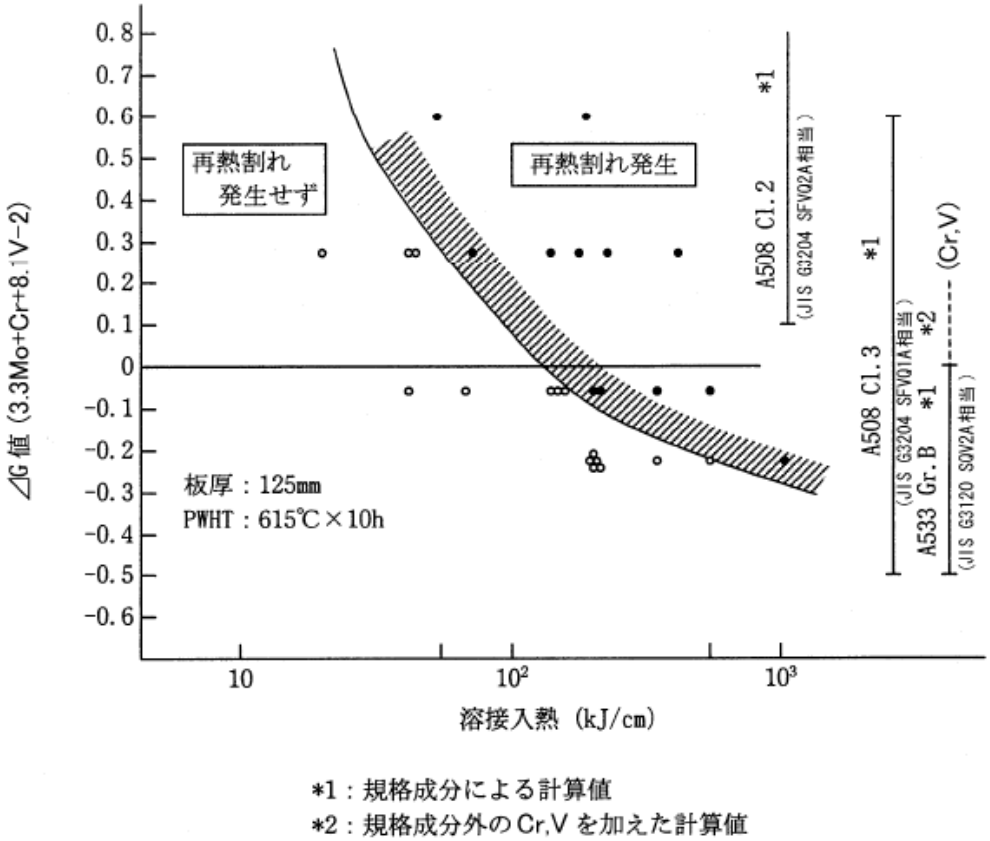
文献番号：UCC1	記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器）　クラッド下層部のき裂 1

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。

補足：クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の肉盛り溶接部の熱影響部にみられる再熱割れである。割れはビードの重なりの下部で最初のビード溶接時に加熱された熱影響部粗大粒域で、次のビードにより再加熱される部分で発生する。溶接後熱処理により、クリープ延性が低下し、条件によっては発生することがある。

材料の割れ感受性を評価するのに，「ΔG＝Cr＋3.3Mo＋8.1V－２（%）」が提案されており、材料の化学成分と溶接入熱をコントロールすることで再熱割れを防止することが可能である

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⊿G値および溶接入熱の影響

文献番号：UCC2	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，低合金鋼の材料の改善（化学成分の規制等）や溶接方法の改善（高入熱条件の回避）を図ることで発生を防止できることが示されている。国内のBWR原子炉圧力容器は上記報告書のUCC発生防止対策を踏まえてメーカにより溶接条件を検証した上で製造時にクラッド溶接が施工されており、UCC発生の可能性は低いと考えている。

文献名：Welding Research Council BULLETIN(WRC-197)

＜概要（抄訳）＞

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

発行年：1974

著者：AG Vinckier、AW Pense

概要：

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、およびクラッディングに関する重要なデータベースが作成された。

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，粗大化した結晶構造，有意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。高入熱条件によるクラッド溶接において，特に溶接パスを重ねている場合には，粗大化した結晶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。

（引用者注）

UCC 事象は、1970 年にヨーロッパで最初に確認されたとされており、以下に示す特徴を有している。

（1）結晶粒界の非常に微細な不連続部を総称して UCC と呼んでいる。

（2）ステンレス鋼のクラッド溶接を高入熱施工法で行うと感受性が高くなる。

（3）クラッド溶接のビードの重ね部直下に結晶粒が粗大化した母材熱影響部にのみ発生する。

（4）溶接後熱処理過程で発生する。

WRC-197 において、UCC の発生防止対策としては、材料の改善（結晶粒の粗大化が発生しづらく UCC 感受性の低い材料を採用すること）や溶接方法の改善（低入熱の溶接方法を採用すること等）の対策が有効であることが示されている。

また、UCC は特定の材料（ASME SA508 Class2）で発生しており、NRC の R.G 1.43 においても、UCC の発生防止のために他の材料を用いることを推奨しているが、当該材を用いる場合には溶接において低入熱方法での溶接を採用することにより、UCC の発生を防止することができるとされている。

国内の BWR プラントの製造においても、WRC-197 や R.G 1.43 に示されているように、UCC 感受性の低い材料を用いることや低入熱の溶接方法を採用して原子炉圧力容器の製造を行うことを各メーカで検証して定めることにより、UCC の発生防止対策を実施している。

文献番号：腐食 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：炭素鋼に対する温度と腐食の傾向を示すために下記文献を掲載している。炉水の温度が 50℃程度の低い場合の腐食量は、プラント運転状態の温度である 280℃程度の場合の腐食量と概ね同程度の傾向となる。

プラントの高経年化技術評価では、下記文献に示すような腐食量（mg/dm^2・200 時間）データから、1 年あたりの腐食の進展率（mm/年）に換算し、腐食の評価式を用いて想定する運転期間のトータルの腐食量を評価している。この考え方と同様に、長期停止期間中の 100℃未満における腐食量を 150mg/dm^2 として停止期間中の腐食量を評価した場合、例えばプラントが 20 年程度停止した場合でも、その腐食量は、概ね 0.2mm 程度である。一方で、BWR RPV 内面の炉水と接液する炭素鋼、低合金鋼部位に設計段階で考慮している腐食代（1.6mm）に対しても十分に小さく、停止中の腐食の影響は小さい。

文献名：「防食技術便覧」腐食防食協会編

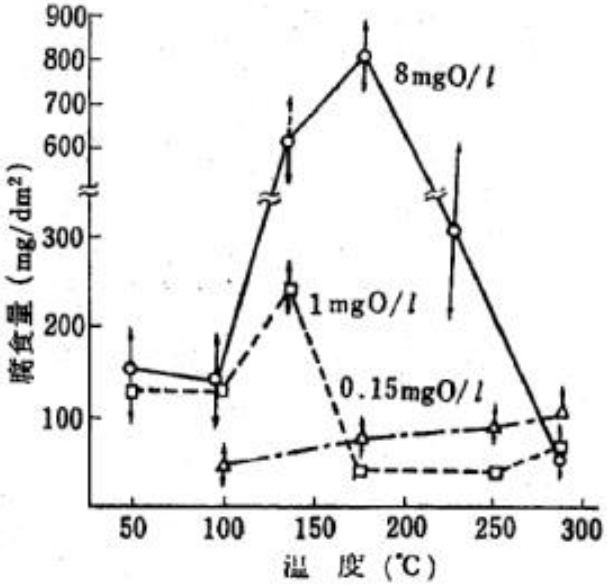


図 1.1 酸素含有水中における炭素鋼の腐食に及ぼす影響，　200hr

（出典：「防食技術便覧」腐食防食協会編）

（引用者注）

本実験報告では，溶存酸素量が 8mgO/l の場合において，温度が約 100℃以上から腐食量が大きく増加し，200℃付近から低下する傾向が示されている。一般的に，炭素鋼は，温度が高くなるほど鋼表面への酸素供給が促進されて腐食速度は増加する。しかし，約 200℃付近からは，鋼表面での Fe_3O_4（マグネタイト）等の被膜の形成が促進されること

で鋼表面への酸素供給が阻害される。これにより，200℃付近で腐食量がピークを示す結果となっている。

文献番号：腐食 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）　ピッティング 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：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。

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）

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。

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。

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。

文献番号： 腐食 3	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） ピッティング 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：*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.

3.2 Conclusions

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.

（引用者注）

・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」

文献番号：腐食 4	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）	
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） 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） （4）腐食（全面腐食） 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） 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。 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。 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。	

文献番号： 腐食 5	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ｐＨ１２～１３程度の強アルカリ環境を形成していることが知られているが、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に生成する酸化被膜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。

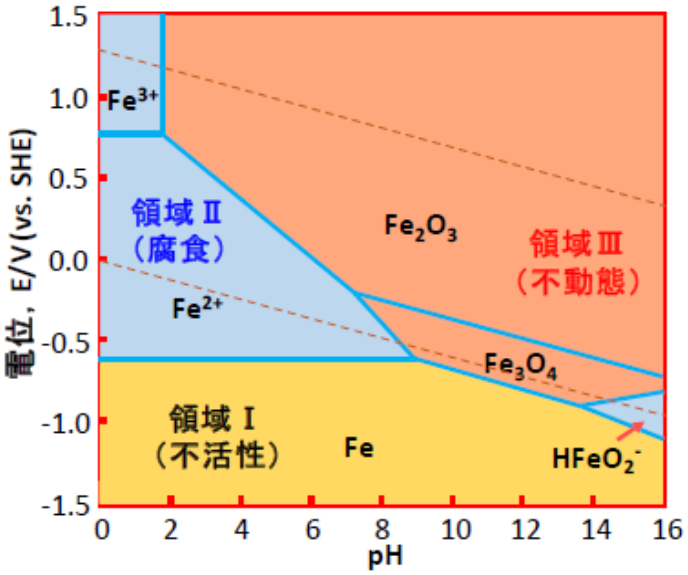


図 3.2.1 (1)-1 鉄の電位-pH 図[3]

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

文献番号：腐食 6	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)

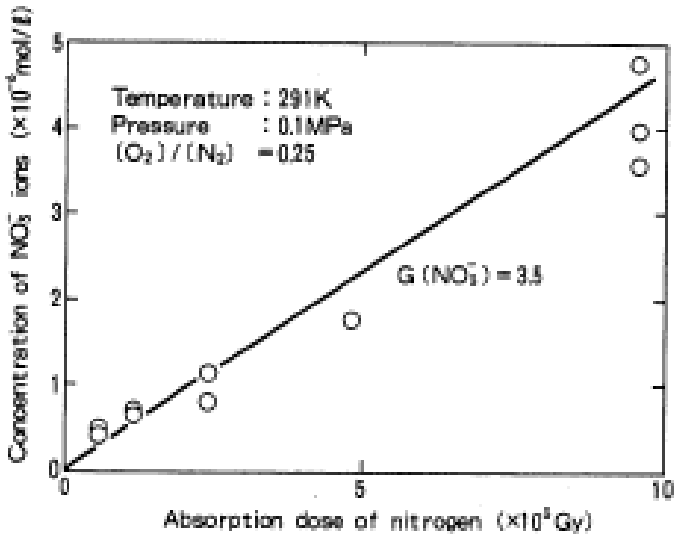


Fig. 2. Dependence of NO_3^- ion yield on absorbed dose of N_2 in N_2–O_2–H_2O system in the gas phase.

文献番号：腐食 7	記載箇所： 別表 2

説明：硝酸イオンによる腐食

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。

（参考）炉水水質変化

	pH	導電率 （μS/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

なお、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

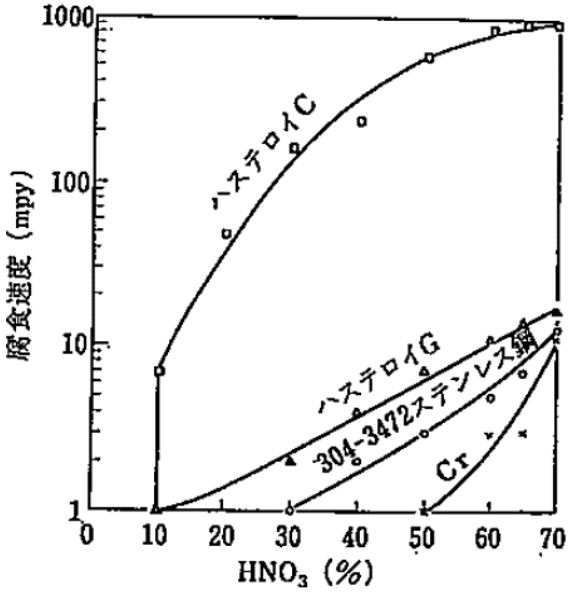


図 8.16　HNO_3 中のステンレス鋼，Ni 基合金，Cr の腐食速度（沸点）

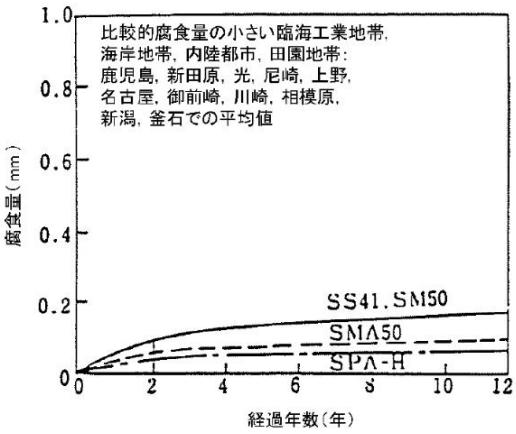
文献番号：腐食 8	記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器）　腐食（全面腐食）　基礎ボルト

説明：プラントの高経年化技術評価では，地震に対するボルトの健全性を確認する場合に，60 年間での屋外環境に塗装等の処置がない状態で晒されている炭素鋼製のボルトに想定される腐食量を 0.3mm として評価を行っている。

屋外環境に晒されているボルトの想定腐食量 0.3mm については，下記文献（左のグラフ）に示す普通鋼の暴露試験結果から，経過年数と腐食量に関する推定カーブ（右のグラフ）を作成し，屋外環境に塗装等の処置がない状態で晒されている炭素鋼に想定される腐食を 60 年間で 0.3mm と推定したもの。なお、この想定腐食量の保守性については、事業者にて実施した屋内外のボルト腐食量調査結果においても、ボルト腐食量が推定カーブの範囲内にあることを確認している。

停止期間中の格納容器については、格納容器内は空調運転等を実施していること、また、格納容器は建屋内に設置されていることから、ボルトが腐食する環境としては屋外に比べてマイルドであるが、原子炉圧力容器の基礎ボルトの腐食を保守的に想定するにあたって、本データを引用している。

文献名：①「防食技術便覧」腐食防食協会編（左のグラフ）
②大畑仁史、鈴木健介、「原子力発電所機器設置用基礎ボルトの腐食量調査結果」、腐食防食協会、材料と環境 2002 予稿集（右のグラフ）



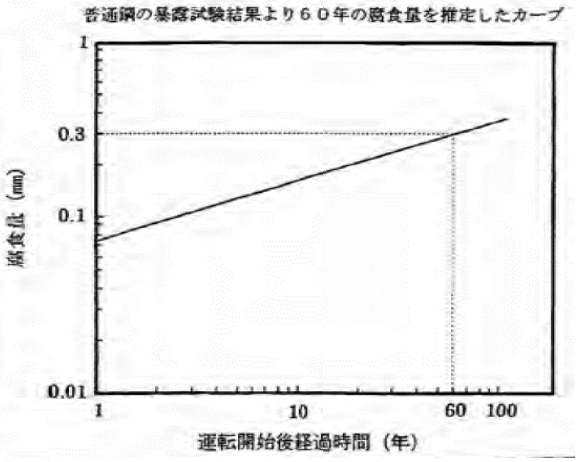


図１　わが国各地における普通鋼及び耐候性鋼の暴露試験結果
［出典：「防食技術便覧」腐食防食協会編］

文献番号： コンクリート強度低下 中性化 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、鉄筋を腐食環境から保護する機能が低下し、コンクリートのひび割れがある場合には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（強度低下）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（別紙４－１）に用いた「鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さ」に関する知見を示す。

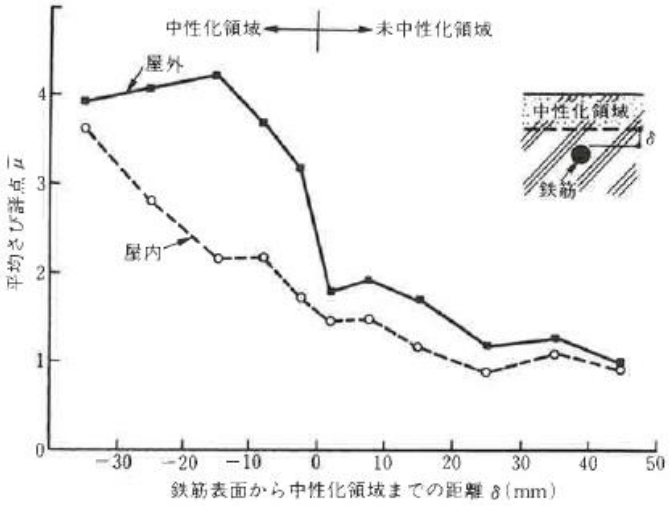
文献名：日本建築学会、「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」、2016 年（2004 年制定）

中性化深さと鉄筋腐食との関係は，解説図5.2.2に示すように屋外では鉄筋位置まで中性化した時点で急速に腐食が始まる．屋内では鉄筋位置まで中性化しても腐食の進行に急激な変化は見られず，屋外で中性化深さが鉄筋に達した時と同程度の腐食状態となるのは，鉄筋表面から中性化領域までの距離δが約－20mmの時点である．したがって,鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは次のように定めた.

（1） 常時水が作用するような湿潤環境，雨がかり環境，および屋内の水まわり部分等湿度の高い環境では，中性化深さが鉄筋のかぶり厚さまで達したとき

（2） 屋外の雨がかりでない部分および一般の屋内では中性化深さが鉄筋のかぶり厚さから20mm奥まで達したとき

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，中性化領域にある鉄筋の腐食速度を明確に把握できないことから，安全側に評価するための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 回コンクリート工学年次講演会論文集、1984

（引用者注）

・解説図 5.2.2 の「平均さび評点」は，鉄筋のさびの状態を示す指標

・解説図 5.2.2 の「鉄筋表面から中性化領域までの距離」の定義は，右上の図のとおりである。＋側が中性化が鉄筋表面まで到達していない状態となる。

□ 非公開範囲

文献番号： コンクリート強度低下 中性化 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（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（別紙４－１）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

（引用者注）

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。

文献番号： コンクリート強度低下 中性化３	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（別紙４－１）に用いた評価式に関する知見を示す。

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

文献：中性化２と同様に、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。

$y = b \cdot \sqrt{t}$

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）

文献番号： コンクリート強度低下 中性化 4	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

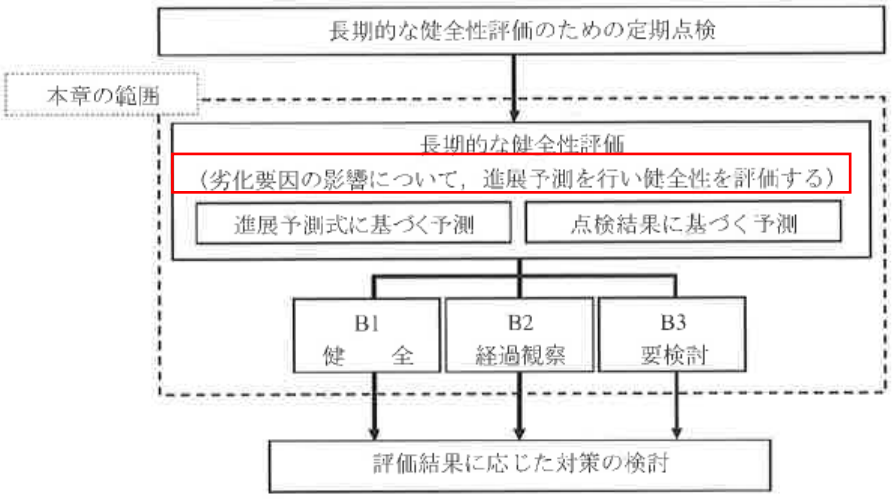
説明：

高経年化技術評価では、劣化事象の要因となる劣化要因（中性化など）の評価を実施している。

ここでは、上記に関する知見を示す。

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

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。



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

文献番号： コンクリート強度低下 塩分浸透 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

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。

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。

ここでは、塩分浸透の評価（別紙４－１）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

非公開範囲

□ 非公開範囲

（引用者注）

式の考え方について、以下の通り補足する。

・標準条件下での腐食速度 q_2（8.4式）を、換算倍率 α にて換算することにより、評価対象物の腐食速度を求めるもの。

・換算倍率αは、標準の環境条件で得られた腐食速度を１とした場合の、環境条件が変わった場合（評価対象物の温度・湿度等の環境条件）の腐食速度の倍率を表すものであり、環境条件を入力条件としたq_3（8.5式）を引用して(8.7)式のとおり算出する。
腐食速度に基づいた腐食減量と、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の腐食減量Ｑｃｒ(8.6式)を比較する。

文献番号： コンクリート強度低下 塩分浸透 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（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

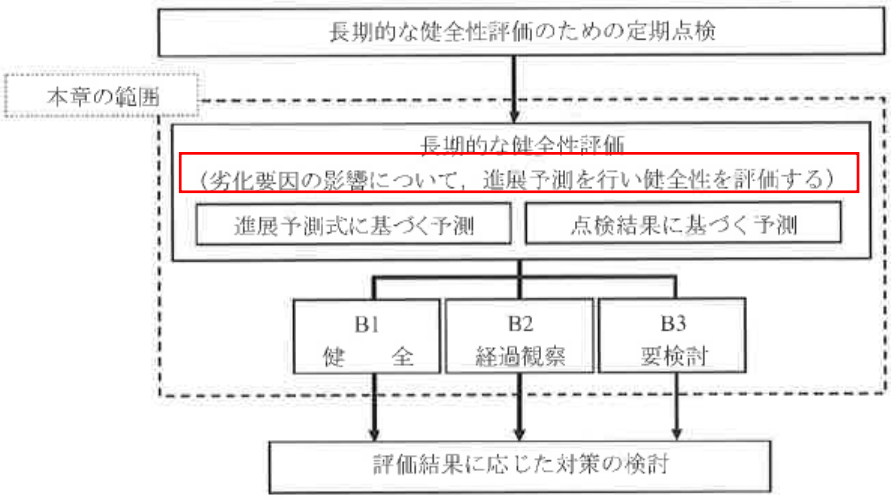
説明：

高経年化技術評価では、劣化事象の要因となる劣化要因（塩分浸透など）の評価を実施している。

ここでは、上記に関する知見を示す。

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

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。



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

文献番号： コンクリート強度低下 アルカリ骨材反応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（反応性骨材）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）。

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。

文献名：　各プラントＰＬＭ評価書

国内プラントでは、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	判定基準	判定
			材令6ヶ月の膨張率（%）	有害な反応を起こす可能性のある材令6ヶ月の膨張率（%）	
粗骨材	ASTM-C227に準拠	砕石（敦賀市葉原産）	0.038	0.10以上	無害
細骨材		川砂（舞鶴市由良川産）	0.038	0.10以上	無害

文献番号： コンクリート強度低下 機械振動 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

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。
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。

ここでは、停止中の評価対象部位としている非常用ディーゼル発電機設備基礎が支持する非常用ディーゼル発電設備の出力、重量、運転時間及び振動測定結果が、タービン発電機と比べて非常に小さいことの例を示す。

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）

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。

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。

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。

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

(a) 原動機出力と重量

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

(b) 運転時間

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

(c) 振動測定結果

機器名称	変位最大値（μm 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

＊：P-P は，peak to peak（正負最大振幅の差）を表す。

文献番号： コンクリート強度低下 機械振動 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（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

説明：これまで30年程度運転しているタービン発電機架台には，機械振動（疲労）によるコンクリートの強度低下は確認されていない。

ここでは、国内プラントのタービン発電機架台では、機械振動によるコンクリートの強度低下が確認されていない実績例を示す。

文献名：各プラントＰＬＭ評価書

例）東海第二発電所　コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価書（運転を断続的に行うことを前提とした評価）［p32 抜粋］

(5) 機械振動による強度低下

a. 事象の説明

コンクリート構造物は，長期間にわたって機械振動による繰返し荷重を受けるとひび割れが発生し，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。

b. 技術評価

① 健全性評価

タービン発電機架台については，異常振動の有無を日常的なパトロールで確認している。コンクリートについては，定期的に目視点検を実施し，コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。

また，仮に機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われるような場合，機器の異常振動が発生するものと考えられるが，機械振動は日常的に監視されており，異常の兆候は検知可能である。

なお，特別点検における破壊試験の結果，タービン建屋（タービン発電機架台）から採取したコアサンプルの平均圧縮強度は，設計基準強度を上回っている（表 2.3-8）。

以上より，機械振動による強度低下に対しては，長期健全性評価上問題とならない。

表 2.3-8　機械振動の評価対象におけるコンクリートの破壊試験結果

評価対象部位	実施時期 （運転開始後経過年数）	設計基準強度	平均圧縮強度
タービン建屋 （タービン発電機架台）	2014 年 （36 年）	22.1 N/mm^2 （225 kgf/cm^2）	37.0 N/mm^2 （377 kgf/cm^2）

② 現状保全

コンクリート構造物の健全性維持の観点から，定期的にコンクリート表面の目視点検を実施している。

目視点検の結果，ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合，即時補修が必要なものを除き，その経過を継続的に監視しつつ，点検実施後数年以内を目途に補修を計画，実施している。

非公開範囲

文献番号： コンクリート強度低下 機械振動 3	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

説明：繰返し載荷試験により，上限応力が長期許容引張力以下の場合には，疲労によるコンクリートの強度低下が生じないとの研究成果が報告されている。

ここでは、下記文献の具体的な試験条件と試験結果を示す。

文献名：Residual Static Strength of Concrete Cylinder Specimen and Stud Anchor Specimen after Cycle Loadings, Journal of Advanced Concrete Technology, 2016

Table5 の試験体 No.2,5,6 が長期許容引張力相当の繰り返し荷重を載荷したケースであり、1,000 万回までの繰り返し載荷を実施している。

Fig.6 が試験結果であり、緑色のプロットが長期許容引張力相当の試験結果である。繰返し載荷後の静的耐力試験結果が青色点線でつないでいる上のプロットであり、耐力低下は発生しておらず、計算上の最大耐力よりも少し大きな値が得られている。（斜めの黒実線及び赤破線は既往の疲労強度式）

文献番号： コンクリート強度低下 凍結融解 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がある）。

ここでは、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，設計・施工段階において凍結融解への対策を施している実績例を示す。

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）その他地域、柏崎も追記？

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	経年劣化事象	劣化要因	理由
コンクリート	強度低下	凍結融解	（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。

<table>
<tr><td>文献番号：摩耗 1</td><td>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）　摩耗（摺動部）</td></tr>
<tr><td colspan="2">説明：原子炉圧力容器のスタビライザ等の摺動部の摩耗については，当該部は地震時のみ摺動するものであり，発生回数が少ないことから，摩耗が発生する可能性は小さい。
参考として，事業者の高経年化技術評価においても，スタビライザ等の摺動部の摩耗については，摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。また，東海第二発電所の PLM 評価書においては，スタビライザ等の目視点検においても有意な摩耗は確認されていないことが評価されている。
以下文献は，東海第二発電所の PLM 評価書の例であるが、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 5 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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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、東海第二発電所　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］　「1　原子炉圧力容器」</td></tr>
<tr><td colspan="2">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）
d. スタビライザブラケット及びスタビライザ摺動部の摩耗
機器の移動を許容するサポートの摺動部材は，摩耗が想定されるが，水平サポートであるスタビライザは，<u>地震により摺動するものであり，発生回数が少ないことから，摩耗が発生する可能性は小さく，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>
なお，スタビライザブラケット及びスタビライザ摺動部の目視点検において有意な摩耗は確認されていない。
したがって，スタビライザブラケット及びスタビライザ摺動部の摩耗は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。
（以下略）</td></tr>
</table>

<table>
<tr><td>文献番号：摩耗 2</td><td>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）　摩耗（摺動部）</td></tr>
<tr><td colspan="2">説明：原子炉格納容器のスタビライザ，シアラグの摺動部の摩耗については，当該部は地震時のみ摺動するものであり，発生回数が少ないことから，摩耗が発生する可能性は小さい。
参考として，事業者の高経年化技術評価においても，スタビライザ等の摺動部の摩耗については，摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。
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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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」</td></tr>
<tr><td colspan="2">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）
a. スタビライザ，上部シアラグ及び下部シアラグの摩耗
スタビライザ，上部シアラグ及び下部シアラグは摺動部を有しているため摩耗が想定されるが，地震時のみ摺動するものであり，発生回数が非常に少ない。
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。
（以下略）</td></tr>
</table>

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 保有水（原子炉冷却材）の水質管理	ガイドラインに定める長期停止期間中の保全ポイント
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℃） 1～40μS/cm ・pH 4～11 ・塩素イオン 150ppb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	計装ノズル等	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℃) 10μS/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）
	腐食（全面腐食）	主蒸気ノズル等		

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 【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		特別点検（参考）		漏えい検査（参考）		
				実施年月	経過年数（*2）	開始年月	経過年数（*2）	実施年月	経過年数（*2）	
原子炉圧力容器（PWR）	ピッティング	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	―	―	
				2019年10月（*3）	約8年5カ月					
			PE	2016年5月	約5年4ヶ月	2014年12月	約3年11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カ月	
			PJ	2018年4月	約4年7か月	―	―	2018年5月	約4年8カ月	
			PK	2016年7月	約5年2ヵ月	―	―	2016年8月	約5年3カ月	
			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	基礎ボルトの点検 【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			特別点検（参考）		漏えい検査（参考）		
				方法	実施年月	経過年数（*2）	開始年月	経過年数（*2）	実施年月	経過年数（*2）	
原子炉圧力容器（BWR）	腐食（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
			プラント	塗膜の点検 【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。		全体漏えい率検査（設計圧）（参考）		
				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（PWR）	腐食	トップドーム部，円筒部	PA	2020年3月	約8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	―	―	
			PC	2020年3月	約7年10ヶ月	―	―	
			PD	2015年5月（*3）	約4年	―	―	
			PE	2014年12月（*3）	約3年11ヶ月	―	―	
			PF	2014年12月（*3）	約3年	―	―	
			PG	2016年1月	約3年11ヶ月	2016年1月	約3年11ヶ月	
			PH	2018年8月（*4）	約5年10ヶ月（*4）	2018年8月（*4）	約5年10ヶ月（*4）	
			PI	2018年2月	約4年5ヶ月	2018年2月	約4年5ヶ月	
			PJ	2018年4月	約4年7ヶ月	2018年4月	約4年7ヶ月	
			PK	2013年6月	約2年1ヶ月	2016年7月	約5年2ヶ月	
			PL	2014年6月	約3年6ヵ月	2018年3月	約7年3ヵ月	
			PM	2016年9月	約4年9ヵ月	2018年6月	約6年5ヵ月	
			PN	2015年6月	約4年1ヵ月	2015年8月	約4年3ヵ月	
			PO	2013年7月	約1年10ヵ月	2015年10月	約4年1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 【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。		漏えい検査（参考）		
				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	ドライウェル，サプレッションチェンバ（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実施する。
			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	目視点検		
				実施年月（*2）	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。）

参考

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
		PWR２次系クリーンアップ実績 ・水質確認	長期停止期間中
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

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（O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	性状分析の結果，異常なし	約7年7ヶ月
2020/4	柏崎刈羽6/7号	開閉所設備	66kV　CVケーブル	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