

プラント長期停止期間中における 保全ガイドライン

原子力エネルギー協議会

2020年9月

【はじめに】

国内原子力発電所においては、2013年7月に定められた新規制基準への適合を順次果たしてきており、国内の原子力発電所の約1/3が運転期間30年を超えている現状を鑑みると、2020年以降、40年を超える運転を行う原子力発電所が順次増加していくことが見込まれる。長期運転を行う原子力発電所の安全性を高い水準に維持していくためには、新規制基準を満たすことは勿論のこと、原子力発電所の深層防護全体を継続的に維持・向上を図ることが必要である。

このような状況を踏まえ、原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）は「経年劣化管理」に着目し、国内原子力発電事業者における経年劣化管理に関する取り組みと、海外での40年超の運転実績等を踏まえた最新知見の集約状況を比較し、改善事項を抽出し、原子力発電事業者の自主の対策を促す取り組みとして、原子力発電事業者等の遵守事項をまとめたガイドラインの検討・作成を進めている。

本ガイドラインは、原子力発電事業者が、長期停止期間中に原子力発電所の構築物、系統及び機器に対する「特別な保全計画」に基づき、長期停止期間中における保全活動を進める上で、原子力発電事業者によるプラントの継続的な安全性の維持・向上を促すため、特に経年劣化管理の観点から考慮すべき推奨事項を提供している。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

（免責）

- (1) ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本ガイドラインの作成に関わる関係者（「ATENA 関係者」）は、本ガイドラインの内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本ガイドラインの使用により本ガイドライン使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。本ガイドラインの使用は、自己の責任において本ガイドラインを使用するものとする。

（権利帰属）

- (1) 本ガイドラインの著作権その他の知的財産権（「本件知的財産権」）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本ガイドラインの使用に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本ガイドラインの使用には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

改定履歴

改定年月	版	改定内容	備考
2020年9月25日	初版	新規制定	

目次

1. 序文	- 1-
1.1 目的	- 1-
1.2 概要	- 1-
1.3 適用範囲	- 2-
1.4 用語の定義	- 3-
2. 「特別な保全計画」の策定の基本的な考え方	- 4-
2.1 長期停止期間中における構築物，系統及び機器の使用状態の分類	- 5-
2.2 保管対策の検討	- 6-
2.3 点検計画の検討	- 8-
2.4 保全の有効性評価及び保全計画の見直し	- 10-
2.5 特別な保全計画の策定に係る基本フロー	- 11-
3. 機器等の取替及び起動前点検等	-12-
4. 留意事項	-13-
5. (参考) 構築物，系統及び機器に対する経年劣化管理について	-14-
5.1 根拠法令等及び規格基準類	-14-
5.2 事業者における経年劣化管理の活動	-16-
参考文献	-19-

添付資料

構築物，系統及び機器において長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧	-20-
-------------------------------------	------

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な構築物，系統及び機器の経年劣化事象及び保全ポイント

解説

「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」の活用例

参考

「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. 序文

1.1 目的

本ガイドラインの目的は、原子力発電事業者（以下「事業者」という。）が、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第81条第1項第7号に従い、長期停止期間中に原子力発電所の構築物、系統及び機器に対する「特別な保全計画」に基づき、長期停止期間中における保全活動を進める上で、特に経年劣化管理の観点から考慮すべき推奨事項を提供することで、事業者によるプラントの継続的な安全性の維持・向上を促すことである。

1.2 概要

事業者は、実用発電用原子炉施設の施設管理にあたっては、法令及び原子炉施設保安規定に定める施設管理計画に基づき、施設を構成する構築物、系統及び機器に想定される経年劣化事象を踏まえ、事業者自ら保全活動を実施し、また、保全サイクル毎に定期事業者検査を実施することにより、技術基準の適合確認を行っており、これら一連の活動を通じて、プラント運転期間を通じて施設を構成する構築物、系統及び機器の安全機能の確保を行っている。

保全サイクルに長期停止期間が含まれる場合も、事業者により、施設管理が行われることになるが、長期停止期間中の経年劣化事象に係る技術的知見に加え、長期停止期間中の事業者の保全活動の経験（各種不具合等の経験含む）を公知化し、共通的な推奨事項として他の原子力発電所に展開することは、原子力発電所において保全活動に従事する職員が、長期停止期間中の施設管理活動を確実にやり、安全な長期運転を実現していくために意義がある。

本ガイドラインでは、事業者の原子力発電所において保全活動に従事する職員が、法令及び原子炉施設保安規定に定める施設管理計画に基づき、長期停止期間中の構築物、系統及び機器に対する保全方法及び実施時期を「特別な保全計画」として定め、必要な保全活動を実施するにあたり、事業者の保全活動の経験及び経年劣化事象に係る技術的知見を元にした、以下の事項を提供する。

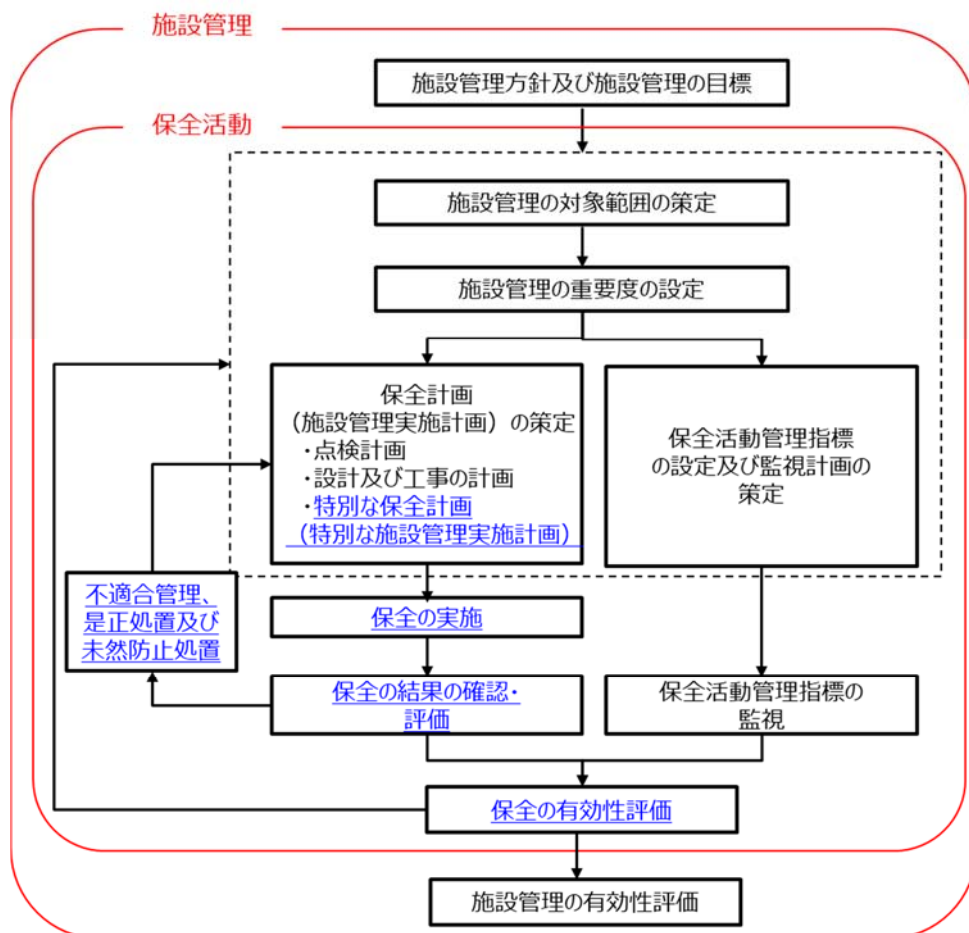
- (1) 保全活動の決定・実施／有効性評価、起動前点検及び定期事業者検査までの一連の保全活動に関する推奨事項を提供する。（本文）
- (2) 構築物、系統及び機器の使用条件及び環境を踏まえ想定される経年劣化事象を提供する。（添付資料）
- (3) 長期停止期間中における経年劣化の進展がプラント運転期間に影響する可能性がある取替困難な構築物、系統及び機器を対象に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントの整理結果を提供する。（別添 A）

なお、長期停止期間中の保全活動を通じて得られた事業者の経験を適宜ガイドラインに反映することで、最新知見の水平展開を図るものとする。

1.3 適用範囲

原子力発電所において保全活動に従事する職員が、法令及び原子炉施設保安規定に定める施設管理計画に基づき、原子力発電所の構築物、系統及び機器※に対して実施する、長期停止期間中の特別な保全計画の策定、保全の実施、保全の結果の確認・評価、不適合管理、是正処置及び未然防止処置並びに保全の有効性評価（以下「保全活動」という。図 1.3-1 参照）のプロセスに適用する。

※：日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」（JEAC4209）に定める保全対象範囲



青字：本ガイドラインの適用範囲とする「保全活動」

図 1.3-1 本ガイドラインの適用範囲（保全活動）について

1.4 用語の定義

- ・ 特別な保全計画

実用炉規則の規定を受けて、原子炉の運転をおおむね1年以上停止する場合、その他原子炉施設がその施設管理を行う観点から特別な状態にある場合において策定する保全計画と定義する。

- ・ 長期停止期間

プラントの運転をおおむね1年以上停止する場合には、実用炉規則の規定に基づく「特別な保全計画」を策定し、実施する必要があることから、停止期間がおおむね1年以上となる場合を長期停止期間と定義する。

- ・ 通常保全サイクル

原子炉の運転をおおむね1年以上停止しない保全サイクルを、「特別な保全計画」が含まれる保全サイクルと識別するため、本ガイドラインにおいては、原子炉の運転をおおむね1年以上停止しない保全サイクルを「通常保全サイクル」と定義する。

なお、特に定めのない限り、本ガイドラインで使用する保全活動に係る用語の定義は、JEAC4209に従うものとする。

(本頁以下余白)

2. 「特別な保全計画」の策定の基本的な考え方

長期停止期間中は、通常保全サイクルにおける運転状態と比較して、構築物、系統及び機器の使用条件・環境が異なる。このため、事業者は「特別な保全計画」を策定し、使用条件・環境に応じて、点検や保管対策を行う。また、長期停止後のプラント起動時には、必要に応じ起動前点検を行い、構築物、系統及び機器の機能を確保する。

本ガイドラインでは、これらの事業者の保全活動を踏まえ、「特別な保全計画」の策定の基本的な考え方（推奨事項）を定める。

【基本的な考え方（推奨事項）】

- (1) 構築物、系統及び機器に対する点検や保管対策は使用条件・環境に応じて適切に選定すること。(2.1～2.3節参照)
- (2) 長期停止期間中における経年劣化事象を想定するにあたっては、通常保全サイクルとの使用条件・環境の違いに留意すること。(2.2～2.3節参照)
- (3) 原子力発電所の安全な長期運転のため、長期停止期間中において想定される経年劣化事象及び保全に関する技術知見を踏まえた保全活動を実施すること。(4章参照)
- (4) 長期停止期間中の保全活動が有効に機能しているか定期的に評価すること。(2.4節参照)
- (5) 長期停止後のプラント起動時には、必要に応じ起動前点検等を実施することで機能を確保した上で、必要な定期事業者検査を実施し、機能確認を行うこと。(3章参照)

(本頁以下余白)

2.1 長期停止期間中における構築物，系統及び機器の使用状態の分類

特別な保全計画で選定する点検や保管対策の検討にあたり，長期停止期間中における構築物，系統及び機器の使用状態（使用する／使用しない）を分類する【解説1】。分類結果を元に，長期停止期間中に使用しない機器は，2.2節で保管対策を検討し，長期停止期間中に使用する機器は，2.3節で点検計画を検討する。

【解説1】構築物，系統及び機器の使用状態の分類

構築物，系統及び機器は，その使用状態次第で，想定される経年劣化やその進展が異なるため，本プロセスでは，長期停止期間中の構築物，系統及び機器の使用状態を分類する。以下に該当する構築物，系統及び機器を「長期停止期間中に使用する」と分類する。なお，本プロセスを参考に，事業者において実際に構築物，系統及び機器の使用状態の分類を行うにあたっては，それぞれの運用実態等を踏まえ，機器単位でなく系統単位で分類することもできる。

「長期停止期間中に使用する」に該当する構築物，系統及び機器

- a. 原子炉施設保安規定の「運転上の制限」において待機要求がある系統及び機器（当該系だけでなく直接関連系や間接関連系を含む）
例：非常用ディーゼル発電機，海水系，重大事故等対処設備の一部
- b. 原子力発電所の運営上，長期停止期間中に使用する必要がある系統及び機器※
例：現場環境維持を目的として使用する機器（換気空調等），プラント状態や放射線監視を目的として使用する機器（エリア／プロセスモニタ），ユーティリティ関連設備（電源，計器用／雑用空気，補助蒸気，水等），廃棄物処理設備，原災法に基づくエリアモニタ 等
※：保管対策（2.2節参照）に伴い使用する系統及び機器を除く。
- c. a. b. に関係する土木建築設備
- d. その他（例：クレーン等安全規則，高圧ガス保安法等の一般法令に基づき健全性維持が必要な機器等）
例：ポーラクレーン

（本頁以下余白）

2.2 保管対策の検討

2.1 節で「使用しない」と分類した構築物，系統及び機器について，長期停止期間中に想定される経年劣化事象，国内外の運転経験^{【解説2】}等を踏まえ，劣化進展を抑制する必要がある場合は，保管対策対象の構築物，系統及び機器の検討並びに保管対策の検討を行う^{【解説3】}。

長期停止期間中において想定される経年劣化事象に関する技術ベースは，添付資料①を参考にする。

【解説2】国内外の運転経験

運転経験については，別途確立されている事業者大のしくみ（NUCIA，ATENA-WG（故障トラブル情報検討会），一般社団法人 原子力安全推進協会（以下「JANSI」という。）の運転情報検討会，国内事業者で共有している是正処置プログラム（CAP）のデータベース情報等）を通じて情報収集の上，保全活動に取り込む必要があれば反映する。

【解説3】保管対策の検討

2.1 節で「使用しない」と分類した構築物，系統及び機器についても，施設の維持のため，事業者が定めるマニュアル等に従い，必要に応じて巡視点検等を行うことが前提となる。その上で，以下の考え方で，「劣化影響等を踏まえ保管対策が必要」に該当する構築物，系統及び機器の検討並びに保管対策の検討を行う。

「劣化影響等を踏まえ保管対策が必要」に該当する構築物，系統及び機器並びに保管対策

事業者は，以下の情報を踏まえ，「劣化影響等を踏まえ保管対策が必要」に該当する構築物，系統及び機器を特定し，保管対策を検討する。

- (1) 事業者における保管対策の採用事例¹
- (2) プラントメーカーからの各種提案
- (3) 海外知見²
- (4) その他

上記情報を検討した結果，事業者において特に保管対策の必要がないと判断できるものについては，保管対策対象外とし，別途，必要に応じて起動前点検等を実施し，機能が確保されていることを確認する。

¹ 事業者の採用事例は，個別事業者へ確認した情報に加え，JANSI「長期停止期間中の設備保管に関する事例集」を参考にすることができる。

² 一例として，「EPRI (Electric Power Research Institute) 「Sourcebook for Plant Layup and Equipment Preservation, Revision 1 (Japanese Translation)」，2014年5月」が挙げられる。

また、事業者は、保管対策対象の構築物、系統及び機器並びに保管対策について、以下の経年劣化事象に関する知見を参考にレビューする。

(1) 長期停止期間中に想定される経年劣化事象（添付資料①）

本ガイドラインにおいては、添付資料①に、機械・電気・計装設備が保管状態（使用しない状態）にあることを前提とした場合に想定される経年劣化事象の知見を提供しており、事業者はこの知見を参考にする。

(2) 国内外の運転経験

国内外の運転経験については、本ガイドラインの制改定の都度、添付資料①に適宜反映するが、新たな運転経験の考慮の必要性を確認するため、【解説2】を踏まえ、適宜必要な情報を収集し、検討に取り入れる。

（本頁以下余白）

2.3 点検計画の検討

2.3.1 使用する構築物，系統及び機器に対する点検計画の検討

2.1 節で「使用する」と分類した構築物，系統及び機器を対象に，長期停止期間中に想定される経年劣化事象，国内外の運転経験^{【解説2】}等を踏まえ，点検計画を検討する^{【解説4】}。

長期停止期間中において想定される経年劣化事象に関する技術ベースは，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」（以下「PLM 学会標準」という。）又は添付資料①～③を参考にする。

2.3.2 保管対策対象の構築物，系統及び機器に対する点検計画の検討

2.2 節で保管対策対象とした構築物，系統及び機器のうち，保管対策の妥当性を確認するために機器等の運転・通電等する場合は，2.1 節で「使用する」と分類した構築物，系統及び機器と同じく，2.3.1 項に従い，点検計画を検討する^{【解説4】}。

【解説4】点検対象の検討

事業者は，通常保全サイクルにおいて，構築物，系統及び機器別に経年劣化事象と保全項目をまとめた「劣化メカニズム整理表³」を参考に，想定される経年劣化事象を踏まえ，機能達成のために必要な点検計画を検討しており，長期停止期間中においても，点検計画の検討の考え方は変わらない。

点検計画の検討にあたっては，以下を参考に，「劣化影響等を踏まえ点検が必要」に該当する，点検対象の構築物，系統及び機器を検討する。

「劣化影響等を踏まえ点検が必要」に該当する構築物，系統及び機器

事業者は，以下の情報を踏まえ，「劣化影響等を踏まえ点検が必要」に該当する構築物，系統及び機器を特定する。

(1) 長期停止期間中に想定される経年劣化事象の考慮

(1)-1 共通事項

(1)-2 で述べる場合を除き，経年劣化事象に関する知見は，通常保全サイクルと同じく，PLM 学会標準附属書 E「経年劣化事象一覧表」を適宜参考とする。

(1)-2 使用条件の考慮

(1)-2-1 機械・電気・計装設備

・通常保全サイクルと比べて使用条件が異なる系統及び機器は，通常保全サイクルよ

³ 過去に国内で実施してきた高経年化技術評価の評価結果や各電力の運転経験をもとに，原子炉施設の保全を最適化するための情報として，劣化メカニズム（機器機能、部位、劣化事象・因子、保全項目（検知方法）等）を一覧表にまとめたもの。

りも劣化の進展程度が大きくなる可能性がある。

例：運転頻度が高い系統，長期にわたる絞り運用を実施する流量調整弁等

本ガイドラインにおいては，添付資料②に，使用条件の違いにより影響を受ける経年劣化事象を提供しており，事業者はこの知見を参考にすることができる。

- ・プラント運転中に比べて使用頻度が低くなる系統及び機器，又は長期停止期間中に待機状態となり、運転を行わない系統及び機器は，劣化進展が緩やかになる経年劣化事象がある一方で，使用しない状態において想定される経年劣化事象が進展する場合もある（例：固着，腐食（滞留水による腐食等））。このような機器は，添付資料①を参考に，検討する。

(1)-2-2 コンクリート・鉄骨構造物

- ・本ガイドラインにおいては，添付資料③に，コンクリート・鉄骨構造物を対象に，長期停止期間中に想定される経年劣化事象の一覧を整理しており，事業者はこの知見を参考にすることができる。

(2) 運転経験の考慮

国内外の運転経験については，本ガイドラインの制改定の都度，添付資料①～③に適宜反映するが，新たな運転経験の考慮の必要性を確認するため，【解説2】を踏まえ，適宜必要な情報を収集し，検討に取り入れる。

(3) 長期停止後のプラント起動準備の考慮

長期停止後のプラント起動準備のために待機状態としておく必要があるとして抽出したものや，長期停止期間中又は長期停止後のプラント起動準備のために実施したウォークダウン等の結果，長期停止後のプラント起動にあたり速やかに機能を確保しておく必要があると判断されたものは，適宜点検対象に織り込む。

(4) その他

起動前点検等（3章参照）により機能確保を行う選択肢もあることから，長期停止期間中の保管対策や点検（点検内容、点検周期）については，劣化影響や保全重要度等を考慮し，事業者の判断で選択することができる。

（本頁以下余白）

2.4 保全の有効性評価及び保全計画の見直し

通常保全サイクルと同じく、JEAC4209 を踏まえ、保全活動を実施し、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善【解説5】につなげる。

なお、特別な保全計画下における保全の有効性評価は、長期停止期間中、通常保全サイクルの定期事業者検査とは別に、追加して定期的な頻度で実施する点検（以下「追加点検」という。）毎に実施する。

【解説5】保全活動の継続的な改善

通常保全サイクルと同じく、JEAC4209 を踏まえ、事業者が定めた社内マニュアル等に基づき、保全の有効性評価を行い、その結果を踏まえ、保管対策（2.2 節参照）及び点検計画（2.3 節参照）の改善を図る。

以下に、長期停止期間中の保全活動の継続的な改善にあたり有効に機能することが期待できる保全活動の確認・評価の例を参考として示す。

(a) サーベイランス（水質の確認等）

保管対策にあたり、水質の確認や定期試験等を定めている場合であっても、その結果を踏まえ改善事項※がある場合は適宜保全活動に反映する。

※：例えば、満水保管を採用している機器において、定期的に注入薬品（ヒドラジン等）の濃度の確認や N2 封入状況を確認している場合で、想定以上の濃度低下や N2 圧力低下が見られる場合は、薬品注入（追加）や N2 加圧等の作業及び確認頻度の見直しが考えられる。

(b) サンプル点検

長期停止期間中においては、必要に応じ、保管中の構築物、系統及び機器の劣化状況を把握し、現状の保管対策の状況確認のため、以下のような情報を元に、サンプル点検として、開放点検や動作確認等を計画し、点検計画に適宜反映する。また、追加で対策等が必要と判断されるものがあれば、保管対策の見直しや起動前点検計画を適宜検討する。

- ・他サイトや他事業者における劣化進展の情報（運転経験）
- ・他事業者において採用している保管対策との差異
- ・プラントメーカーからの推奨事項
- ・JANSI によるピアレビュー結果（要改善事項）

2.5 特別な保全計画の策定に係る基本フロー

2.1～2.4 節までに述べた長期停止期間中における保全活動の流れについて、基本フローとして図 2.5-1 に示す。

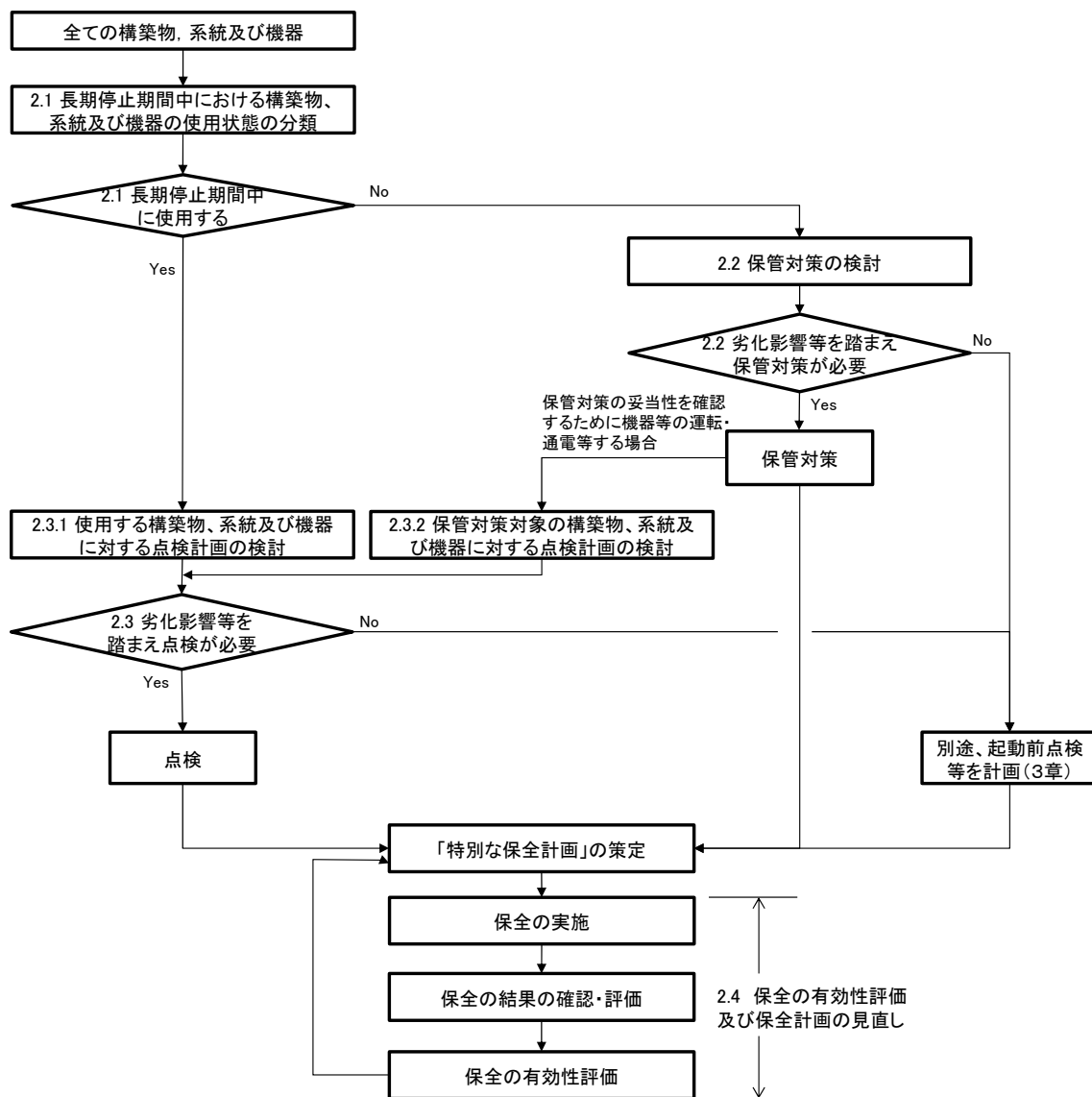


図 2.5-1 「特別な保全計画」策定に係る基本フロー

3. 機器等の取替及び起動前点検

長期停止期間中における設備の健全性確認を実施するにあたり、長期停止期間中の保管対策や点検の実施状況を踏まえ、必要に応じて、機器等の取替又は起動前点検^{【解説6】}を行い、機能検査・性能検査等を実施することで、構築物、系統及び機器の機能を確保する。また、当該保全サイクルにおいて定期事業者検査を計画している場合は、これを実施することで機能確認を行う。

【解説6】 起動前点検

上述の機能確保を確実にを行うための自主活動として起動前点検を実施する場合、以下を参考に点検対象を検討する。

- a. 長期停止期間中に保管対策／点検計画の対象外としていた構築物、系統及び機器の場合
(例)
 - ・ 系統単位の通水確認
 - ・ 固着等が懸念される機器に対する作動確認
 - ・ 油内包機器に対する各種手入れ
 - ・ 計器類の健全性確認 等

- b. その他事業者において必要と判断した構築物、系統及び機器の場合
(例)
 - ・ 保管対策の状況やプラントメーカーからの推奨事項等を踏まえ、別途確認が必要と判断されたもの（例：2次系系統のクリーンアップ（PWR））
 - ・ ウォークダウン結果を踏まえ、追加的に点検や機能確認が必要と判断されたもの

(本頁以下余白)

4. 留意事項

長期停止期間中の経年劣化がプラント運転期間に影響を及ぼさないよう保全活動を行うことを確実にするために、事業者は、保守点検の結果等を踏まえて、適切な頻度で構築物、系統及び機器を取替えている。一方、取替困難な構築物、系統及び機器については、その経年劣化の進展が、プラント運転期間に影響する可能性がある。

このため、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な構築物、系統及び機器の経年劣化事象及び保全ポイント」では、長期停止期間中における経年劣化の進展が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・構築物を対象に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントの整理結果を提供する。

(本頁以下余白)

5. (参考) 構築物, 系統及び機器に対する経年劣化管理について

本章は, 事業者が行っている, 長期停止期間中における構築物, 系統及び機器に対する経年劣化管理の全体像及び本ガイドラインとの関係について述べる。

5.1 根拠法令等及び規格基準類

【法令要求等】

◎実用炉規則第 81 条第 1 項第 7 号

「発電用原子炉の運転を相当期間停止する場合その他発電用原子炉施設がその施設管理を行う観点から特別な状態にある場合においては, 当該発電用原子炉施設の状態に応じて, 前各号に掲げる措置について特別な措置を講ずること。」

◎実用炉規則第 82 条 (抜粋)

「発電用原子炉設置者は, 運転を開始した日以後三十年を経過していない発電用原子炉に係る発電用原子炉施設について, 発電用原子炉の運転を開始した日以後三十年を経過する日までに, 原子力規制委員会が定める発電用原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器及び構造物 (以下「安全上重要な機器等」という。) 並びに次に掲げる機器及び構造物の経年劣化に関する技術的な評価を行い, この評価の結果に基づき, 十年間に実施すべき当該発電用原子炉施設についての施設管理に関する方針を策定しなければならない。」

◎原子力事業者等における使用前事業者検査, 定期事業者検査, 保安のための措置等に係る運用ガイド (以下「保安措置ガイド」という。)

「発電用原子炉の運転を相当期間停止する場合その他プラントがその施設管理を行う観点から特別な状態にある場合においては, 特別な保全計画等を定め, 実施する必要がある。

相当期間とは, おおむね 1 年以上とする。特別な状態にある場合とは, 比較的広範な機器に対し追加的な点検等を実施する必要がある場合や, 設備全般に対する長期保管対策を実施する場合等とする。」

◎実用炉規則及び実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド (以下「PLM 実施ガイド」という。)

PLM 実施ガイドは, 法令に基づく高経年化技術評価の実施及び長期施設管理方針の策定等, 原子炉施設保安規定の認可やこれらに関する手続きが規定されている。

高経年化技術評価については, 発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提としたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提としたものの各々について行うことが要求事項となっており, 大規模地震等による影響により長期停止することが明らか

な場合等は冷温停止状態が維持されることを前提としたもののみ行うことができる
(評価条件の詳細は、PLM 実施ガイド参照)。

高経年化技術評価について、冷温停止状態が維持されることを前提としたもののみ
評価した場合は、長期停止後のプラント起動時には、長期停止期間中のプラントの状
況を踏まえ、その後の断続的な運転継続を考慮した評価に速やかに見直すこととなっ
ている。

【規格基準類】

◎日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209)

法令に基づく構築物、系統及び機器の施設管理活動に関する事業者の具体的な活動
は、JEAC4209 を踏まえ実施している。

また、長期停止期間中の保全に関しては、JEAC4209 の MC-11-3 「特別な保全計画の
策定」において、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合等に、そ
の方法及び実施時期を定めた計画を定めることが規定されるとともに、点検を行う場
合は、構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮する状態にあることを確認・評価
するために、必要な点検項目等を定めることが規定されている。

◎PLM 学会標準

事業者は、高経年化技術評価にあたっては、PLM 実施ガイド及び PLM 学会標準等に
基づき、冷温停止状態において機能要求がある構築物、系統及び機器を対象に、評価
対象期間中における冷温停止状態でのプラントの健全性が維持されることを確認して
いる。

また、PLM 学会標準の附属書は、構築物、系統及び機器の経年劣化メカニズムを提
供している。

(本頁以下余白)

5.2 事業者における経年劣化管理の活動

(1) 通常保全サイクル

実用発電用原子炉の構築物，系統及び機器の健全性の維持は，実用炉規則及び JEAC4209 を踏まえ，原子炉施設保安規定に施設管理の実施方針を定めるとともに，構築物，系統及び機器に想定される経年劣化事象を元に保全活動を検討し，保全計画として定め，保全計画に基づく活動の実施，有効性評価，見直しの PDCA サイクルを回し，構築物，系統及び機器に関する経年劣化管理を行うことにより担保される。

また，研究知見やトラブル情報の最新知見の反映を適宜行うとともに，技術的な評価手法の精度向上についても継続して取り組むことで，最新知見を考慮した評価に適宜更新している。

通常保全サイクルにおける経年劣化管理の全体像を，図 5.2-1 に示す。

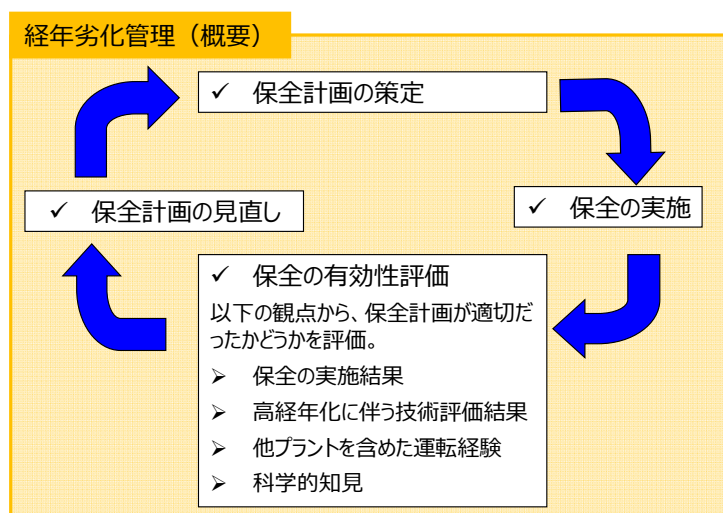


図 5.2-1 通常保全サイクルにおける経年劣化管理の全体像

また，運転期間が 30 年を経過する実用発電用原子炉については，実用炉規則に基づき，高経年化技術評価として，PLM 実施ガイド及び PLM 学会標準に従い，最新知見を踏まえ長期運転の劣化を想定した技術評価を実施し，評価期間における構築物，系統及び機器の健全性を評価している。

また，技術評価の結果，追加保全策が抽出された場合は，長期施設管理方針を策定し，施設管理活動に反映している。

以上のような制度を活用することを通じ，保全を前提とした，運転期間にわたる構築物，系統及び機器の健全性の維持を行っている。

高経年化技術評価と施設管理活動との関係を図 5.2-2 に示す。

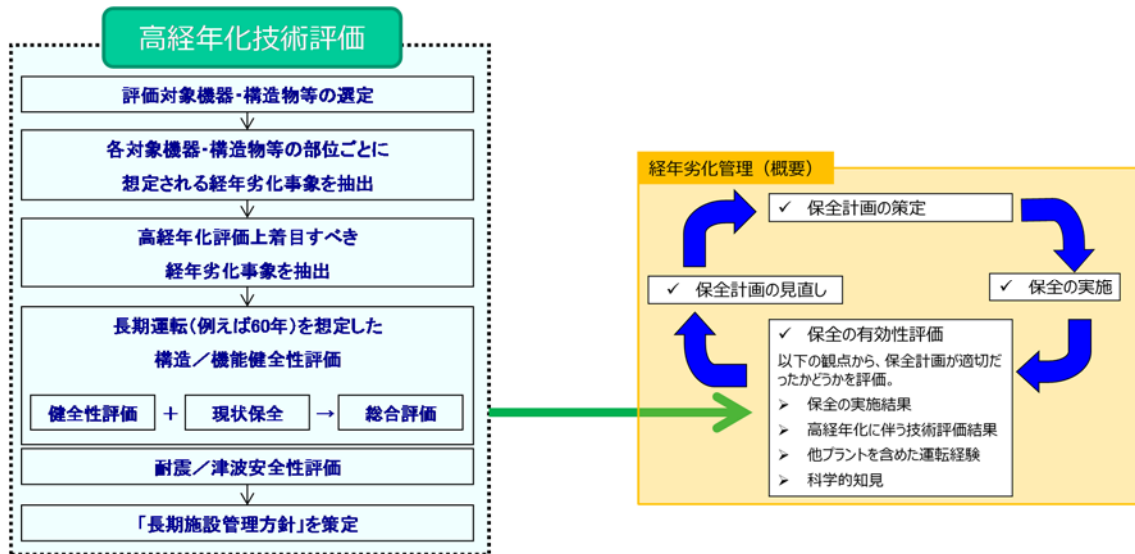


図 5. 2-2 高経年化技術評価と施設管理活動との関係

(2) 長期停止期間を含む保全サイクル

5. 1 節で述べた法令，ガイド類及び規格基準類に基づき，以下の活動が行われる。

【施設管理活動（特別な保全計画）】

長期停止期間がおおむね 1 年以上にわたり，通常保全サイクルと異なる「特別な状態」にある場合は，当該長期停止期間に想定される経年劣化事象を踏まえた保全活動を検討の上，5. 1. に掲げる法令等要求（実用炉規則及び保安措置ガイド）に基づき，特別な保全計画を定める。⁴

特別な保全計画に基づき，機能要求がある構築物，系統及び機器等の追加点検が必要な場合は，事業者において追加点検計画を定め，点検を実施する。

長期停止後のプラント起動のため「特別な状態」から通常の状態に復帰する場合は，必要な保全を行う。具体的には，稼働以降の運転期間を考慮の上，構築物，系統及び機器に対し，必要に応じ起動前点検により機能確保するとともに，定期事業者検査を通じて，構築物，系統及び機器の機能確認を行う。

⁴ 2020 年 4 月の原子力規制検査の施行後は，保安措置ガイドに基づき，定期事業者検査報告書の一部として原子力規制委員会へ提出することにより確認を受ける。

【高経年化技術評価】

運転期間が30年を経過する実用発電用原子炉において実施する高経年化技術評価について、長期停止期間が継続する場合等は、PLM実施ガイドに従い、「冷温停止状態が維持されることを前提としたもの」として、冷温停止状態において機能要求がある構造物、系統及び機器を対象に実施し、評価対象期間中における冷温停止状態でのプラントの健全性が維持されることを評価する必要がある。また、5.2(1)と同じく、評価の結果、追加保全策が抽出された場合は、長期施設管理方針を策定し、施設管理活動に反映する。

(本頁以下余白)

参考文献

[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）
[2]	<i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.
[3]	日本原子力学会 「原子力発電所の高経年化対策実施基準（AESJ-SC-P005:2015）」
[4]	日本電気協会 「原子力発電所の保守管理規程」（JEAC4209）

構築物、系統及び機器において長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧

本資料では、2.2節及び2.3節で示した保管対策及び点検計画の検討にあたり参考とすることができる、長期停止期間中において想定される経年劣化事象に関する技術ベースを提供する。具体的には、プラント長期停止期間中の経年劣化事象の想定要否を、機器を特定せずに一般論として整理するとともに、これまでの停止期間中における各社のOEやCAP情報を、留意事項として記載した。

添付資料① 長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（機械／電気・計装に係わる機械／電気編）

機械・電気・計装設備に関し、2.2節（保管対策の検討）の検討に際し活用可能な情報として、長期停止期間中において「保管状態（使用しない状態）」にある場合に想定される経年劣化事象の整理表を示す。

【添付資料①の構成】

経年劣化事象一覧表の左の「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」側には、PLM学会標準の附属書Eに示されている経年劣化事象のスクリーニング結果（PLM学会標準からの転載）、右側には、本ガイドラインで整理した、長期停止期間中に「保管状態」にある場合の経年劣化事象及び当該事象が想定される設備の例^{*}を示す。

※：PLM学会標準の附属書Aの経年劣化メカニズムまとめ表リストを参考に、当該劣化事象が想定される設備を抽出した結果を例示している。

添付資料② 長期停止期間中に想定される経年劣化事象（使用条件の違いによるもの）

機械・電気・計装設備に関し、2.3節（点検計画の検討）の検討に際し活用可能な情報として、長期停止期間中で想定される使用条件の違いにより、通常保全サイクルよりも劣化の進展程度が大きい可能性のある経年劣化事象の例を示す。

添付資料③ 長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）

コンクリート・鉄骨に関し、2.3節（点検計画の検討）の検討に際し活用可能な情報として、長期停止期間中のコンクリート・鉄骨構造物に想定される経年劣化事象の整理表を示す。（添付資料の構成は、添付資料①と同じ）

管理NO.		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 第2段階スクリーニング										ATENAガイド 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		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		理由		想定される設備の例	
損傷モード	経年劣化事象	詳細事象	定義	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由				
1	減肉	アブレーション 摩耗	摩擦面の一方が硬い物体である場合や摩擦面に硬い異物が介在した場合に生じる微小な切削作用によって生じる摩耗	鋼 ステンレス ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 銅	異物混入した際の回転機器のシール部等で問題となるものが考えられる。材料の組み合わせ、異物混入等が影響する。 進行の程度は材料の組み合わせ、雰囲気、荷重、速度等で異なるが、回転機器の軸受部や弁シートの炉内構造物等の流体振動による摩擦面も対象となる。	構造上摩擦や滑りが考えられる部位について想定要	○	○	保管状態では、摩擦、滑りは発生しない。	想定される設備の例 —			
		凝着摩耗	滑り部、摩擦面の実接触部における微細的な凝着に起因する摩耗	銅合金	高温や腐食性雰囲気にとさらされる滑り部で問題となるものが考えられる。	構造上摩擦や滑りが考えられる部位について想定要	○	○					
		腐食摩耗	化学反応又は電気化学反応によってできた反応生成物が摩擦によって除去される。これを繰返して生じる摩耗	鋼	腐食性雰囲気にさらされる滑り部で問題となるものが考えられる。	構造上摩擦や滑りが考えられる部位について想定要	○	○					
		疲労摩耗	接触する個体間に微小な振動等によって繰返し応力を受けた疲労破壊によって生じる表面の摩耗	鋼	部材の面圧及び相対すべりの大きさが支配的となり、微小な間隙を有し、一方の部位が流体等によって振動を励起される部位等での問題となるものが考えられる。	構造上摩擦や滑りが考えられる部位について想定要	○	○					
2	腐食	全面腐食	局部電池作用によって表面一様に錆が発生する腐食	ステンレス ニッケル基 合金	腐食性の環境にとさらされる部位で問題となるものが考えられる。腐食性の強い環境及び温度が高い場合に加速される。	大気環境及び水質管理されている環境(炉水、給復水、冷却水等)では、不動態皮膜が形成されているため有意な全面腐食が生じないことが確認されており想定不要	×	○	適切な水質管理を実施していれば想定不要。 海水環境や屋外環境等腐食性雰囲気環境にある場合は、耐食性に優れた材料の使用や塗装等により劣化を抑制することができ、想定は必要。	海水系設備(ポンプ、容器等)			
					水質管理されていない環境にある部位については想定要 海水環境や屋外環境等の腐食性雰囲気環境にある部位について想定要 (IGALL(2013))		○			【事例(国内)】 参考資料の別表参照 なお、原子炉圧力容器を腐蝕保管した場合、大気中薬素の放射線分解により硝酸が生成され、残存している微量な溜まり水の硝酸イオン濃度が高くなることで、腐食が発生する可能性があるため留意が必要。			

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

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）

管理NO.		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-F005:2015)」附属書E 第1段階スクリーニング				ATENAガイド 停止中スクリーニング					
		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	経年劣化事象 の分類	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	理由	
3		減肉	腐食	全面腐食	局部電池作用によって表面一様に錆が発生する腐食	主要材料 炭素鋼 低合金鋼 銅合金	発生部位と要因 腐食性の環境にさらされる部位で問題となることが考えられる。腐食性の強い環境及び温度が高い場合に加速される。	想定要否の検討 防錆剤の注入された環境以外の環境にある部位について想定要防錆剤の注入された環境（冷却水系統設備）では有意な腐食が生じないことが確認されているが、想定要	要否 ○	腐食	<p>管理された水質による満水保管、乾燥保管、空調運転の継続、塗装等による防食措置等により、劣化を抑制することができているが、想定は必要。</p> <p>なお、以下の場合は留意が必要：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・湿式保管で水質管理できない場合 ・乾式保管で乾燥状態を維持できない場合（排水の不備で残留水が懸念される場合等） ・結露が生じやすい環境になる場合（内部ヒーターを停止する場合等） <p>【事例(海外)】 Browns Ferry-1の長期停止期間中における残留熱除去給水(RHRSW)系統及び原水冷却水(RCW)系統配管の腐食（排水して保管していた配管内部に原水が残留していたことに起因するもの）</p> <p>【事例(国内)】 参考資料の別表を参照</p> <p>また、保温材が取り付けられた屋外配管については、雨水の浸入に伴う外面腐食を考慮する必要がある。保温材の取り付け状態の確認等により劣化を防止することができているが、想定は必要。</p> <p>【事例(国内)】 保温材が取り付けられた屋外配管（屋外）の外装板の隙間より雨水が浸入し、長期間湿潤環境となったことにより、配管外面からの腐食が進展し貫通（NUCIA通番12794）</p>

凡例 ○：想定される経年劣化事象 x：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字：前提条件

管理NO.		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(AES)FSC-P005:2015」附属書E 第1段階スクリーニング				使用材料ごとに想定される経年劣化事象 第2段階スクリーニング				ATENAガイド 停止中スクリーニング	
		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	軽水炉で考慮すべき事象	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否
4	減肉	腐食	腐食電位が大きく異なる2種類の金属が電解質中で電気的に接触されている時、腐食電位の違いによって生じる腐食	異種金属接触腐食	腐食電位差、導電率、温度等によって加速される。 通常塩化物を含む水環境に置かれた不動態金属の自由表面上に凹み状の金属溶解箇所が拡大していく腐食形態であり、水質(塩素イオン濃度、溶存酸素濃度)、温度等によって加速される。	腐食性雰囲気環境に置かれている、異種金属の電気的接触の部位で問題となることが考えられる。 腐食電位差、導電率、温度等によって加速される。	屋外環境及び海水環境等の腐食性雰囲気において、異種金属の電気的接触が考えられる部位については想定要	○	腐食	○	保管状態であっても、屋外環境、海水環境等の腐食性雰囲気環境にある機器については想定要。 なお、通式保管で水質管理できない場合や、乾式保管で乾燥状態を維持できない場合(排水の不備で残留水が懸念される場合等)については留意が必要。
5		孔食	材料表面の不動態膜の破壊によって生じる局部的腐食	孔食	腐食性のある水質環境に置かれた隙間形状を有する材料に生じる腐食形態であり、水質(導電率、塩素イオン濃度、溶存酸素等)および隙間形状(隙間幅、隙間深さ等)によって加速される。	海水環境や屋外環境等の腐食性雰囲気環境にあり、隙間形状を有する部位については想定要 (IGALL(2013))	○				滞留した状態で保管している系統や乾式保管で乾燥状態を維持できない系統の隙間部。
6		隙間腐食	材料表面の異物付着または構造上の隙間部分に生じる酸濃度濃淡電池作用あるいは金属イオン濃度による濃度差電池作用による腐食	隙間腐食	材料表面の異物付着または構造上の隙間部分に生じる酸濃度濃淡電池作用あるいは金属イオン濃度による濃度差電池作用による腐食	海水環境や屋外環境等の腐食性雰囲気環境にあり、隙間形状を有する部位については想定要 (IGALL(2013))	○				なお、BWRにおいてほり酸を使用している系統はSLC系統のみであり、SLCタンクはステンレス鋼製で耐食性に優れ、腐食は生じにくいことから、劣化の想定は不要。
7		ほり酸腐食	水に添加しているほり酸が濃縮して水が酸性になって生じる腐食	ほり酸腐食	金属が溶けたような腐食形態となる特徴があり、発生箇所はほり酸が濃縮される箇所に限られる。(IGALL(2013))	フランジ部等から内部流体(ほり酸水)の漏えいが認められた場合等については想定要	○				保管環境においては、内部流体の温度、圧力が低いことから通常時に比べて漏えいする可能性は小さく、また、フランジ部等の締め付け管理を適切に行うことで漏えいを防止可能であるが、巡視点検時等において内部流体(ほり酸水)の漏えいが認められた場合は想定が必要。(PWRのみ)

凡例 ○:想定される経年劣化事象 x:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

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）

管理NO.	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												
	第2段階スクリーニング												
	使用材料ごと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	定義	考慮すべき事象	主要材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類			
8	減肉	腐食	アンモニア/クワ	銅合金が腐食環境(酸素、アモニアの侵入)において銅成分が溶出して生じる腐食	○	銅合金	銅合金の腐食環境(酸素、アモニアの侵入)部位においては長期間の運転で銅成分が溶出しアンモニアが溶出する可能性がある。	銅合金製の伝熱管を用い、かつ、運転圧力が大気圧以下、かつ、蒸気凝縮器である部位は想定要	○	腐食	○	適切な水質管理を実施することで劣化の抑制が可能であるが、 保管水中のピドラジンの分解によりアンモニアが発生し、運転時のpH以上になるような場合は想定が必要 。なお、国内プラントの伝熱管は銅合金製からステンレス鋼製への変更が進んでいる。	想定される設備の例 給水加熱器(銅合金製の伝熱管を使用したもの)
9			流れ加速型腐食(FAC)/エロージョン/コロージョン	材料、流体の流れ、環境の因子が重なり合って生じる、腐食と物理作用の相乗効果による減肉	○	ステンレス鋼 ニッケル基合金 低合金鋼	比較的高速の液流れに接する材料に生じる局部腐食であり金属に耐食性を与えている酸化皮膜が機械的力によって剥がれて、下地金属が直接に腐食性環境にさらされるためと考えられ、流速、水質、温度、酸素濃度等によって加速される。	ステンレス鋼は、低温(300℃以下)で流速(10数m/s以下)の環境の部位であれば有意なFAC/エロージョン・コロージョンが起こらないので想定不要 ニッケル基合金はステンレス鋼に比べて耐FAC性/耐エロージョン・コロージョン性が優れていることから同様の環境であれば想定不要 低合金鋼は耐FAC性/耐エロージョン・コロージョン性に優れているため想定不要	×		保管状態では流れがない。	—	
10			流れ加速型腐食(FAC)/エロージョン/コロージョン	材料、流体の流れ、環境の因子が重なり合って生じる、腐食と物理作用の相乗効果による減肉	○	炭素鋼 銅合金	比較的高速の液流れに接する材料に生じる局部腐食であり金属に耐食性を与えている酸化皮膜が機械的力によって剥がれて、下地金属が直接に腐食性環境にさらされるためと考えられ、流速、水質、温度、酸素濃度等によって加速される。	①炭素鋼 日本機械学会発電用設備規格配管減肉管理に関する技術規格にて、管理対象とされている系統について想定要 ②銅合金 熱交換器の伝熱管について想定要	○		保管状態では流れがない。	—	
11			キャビテーション	流速の差がある条件下において、高速部で発生したキャビテーションの崩壊によって生じる侵食	○	ステンレス鋼 ニッケル基合金 低合金鋼 銅合金	ポンプの羽根車等で流体と機械構成部分との相対速度が大きくなり液の蒸気圧程度の静圧が下がり液の蒸気圧程度の静圧による局部的な沸騰によって液の蒸気が発生し、下流の静圧の比較的高い場所まで満たされた小さな気泡が発生し、下流の静圧の比較的高い場所まで急激に消滅して生じる大きな衝撃圧で材料が損傷を受ける事象であり、流速、材質(硬さ)等によって加速される。	キャビテーションの発生が想定される部位(ポンプ羽根車、高圧圧縮装置下流部)について想定要	○		保管状態では流れがない。	—	

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

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）

管理NO.	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(AESF-SC-P005:2015)」附属書E										
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					
	工業材料で想定される経年劣化事象		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	定義	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	理由	要否	理由	想定される設備の例	
12	減肉	液滴衝撃 エロージョン (LDI) /エロージョン	液体又は固体粒子の衝突による機械的作用によって生じる減肉	銅 ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金 チタン合金	高速流の水蒸気から凝縮して小滴が生じるような状態に置かれた部位は、液滴の衝突によって材料に損傷を生じる。 水は固定羽根の後縁から小滴となつて蒸気に伴伴され、高速回転している回転羽根に衝突して損傷をもたらす。 高減圧部で流速が大きくなる部位は減肉が発生する可能性がある。 BWRの復水器細管の表面に発生する(ドロップレットエロージョン)。	小滴が生じるような高速の水蒸気にさらされる部位(タービン羽根部)及び高減圧部で流速が大きくなる部位は、想定要	○	腐食	×	保管状態では流れがない。 —	
13	選択腐食		合金中の異金属成分のみが微視的局部電池によって選択的に溶出する形態の腐食	銅合金 鋳鉄	海水等の電解質溶液中の合金において発生する。 材質、導電率等が影響する。	海水系統設備で使用される銅合金、鋳鉄等について想定要	○		○	保管状態であっても想定は必要。 海水系統設備	
14	微生物腐食		微生物の活動の結果放出される物質による局所的な腐食性環境によって発生する腐食	ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金	硫酸バクテリアは水中の硫化水素やチオ硫酸塩あるいは硫酸を酸化して硫酸を作り、このときに生じるエネルギーを利用して生活している。この結果生成される硫酸によって水は強酸性となつて著しい腐食を起す。 その他、鉄バクテリア、水素バクテリア、硫酸還元バクテリア、ニトロバクテリア等が腐食を発生させる。	滞留している密閉型容器等について想定要 (IGALL(2013))	○		○	水質管理、適切な運用を実施することにより腐食を抑制することができるが、 水質管理がなされていない場合 等は想定が必要。 原水系統設備	
15	露点腐食		腐食性ガス(SO ₂ , HCl)が低温部で硫酸及び塩酸となつて凝縮することによって発生する腐食	酸によって腐食される材料	雑固体焼却炉、DG等では、被燃焼物(燃料)に含まれる硫黄等が燃焼によって腐食性排気ガス(SO ₂ , HCl)として炉外に排出され、温度低下時にガスが結露し、酸露点腐食が発生することが考えられる。	雑固体焼却炉、DG、ボイラ等、排気ガスに腐食性ガスを含む機器の排気系部位について想定要	○		×	保管状態ではガスの発生はない。 —	
16	(高温)酸化		高温の酸化性気体との接触によって化学的に反応して、表面に酸化皮膜を生じ、皮膜のき裂、はく離によって進行していく腐食	炭素鋼 ステンレス鋼	燃料を燃焼させている様な高温となる部位において発生することが考えられる。	ボイラ等で高温にさらされる部位について想定要	○		×	保管状態では高温になら ない。 —	
17	硫化		高温の硫化化合物を含む環境で金属が硫化物を生じる消耗	—	—	—	—	—	—	—	—

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

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）

管理NO.	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(AES)FSC-F005:2015」附属書E										ATENAガイド	
	第1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										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	定義	考慮すべき事象	理由	主要材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	理由	想定される設備の例
18	減肉	浸炭	高温のCO ₂ /CO ₂ や炭化水素雰囲気中で母材内に金属炭化物が生成することによる脆性の低下	×	A	—	—	—	—	—	—	—
19		窒化	高温のNH ₃ 雰囲気中で母材内に金属窒化物が生成することによる脆性の低下	×	A	—	—	—	—	—	—	—
20		ハロゲン化	金属がハロゲンガス中においてハロゲン化合物となり、それが揮発することによって生じる腐食	×	A	—	—	—	—	—	—	—
21		油灰腐食	金属材料がバナジウム化合物を含む高温状態の燃焼灰との接触による酸化で生じる腐食	×	A	—	—	—	—	—	—	—
22		溶融塩腐食	溶融塩との接触によって拡散溶解、イオン・錯塩の溶出や質量移行を生じる腐食	×	A	—	—	—	—	—	—	—
23		溶融金属接触酸化	固体金属の溶融金属(液体金属)との接触による強度の低下	×	A	—	—	—	—	—	—	—
24	割れ	疲労	繰返し応力によって静的強度より低い応力で生じる破壊	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金	疲労強度は材料、形状、応力状態及び環境によって影響を受ける。環境の影響については高温水環境の方が大気環境に比べて疲労強度が低下することが知られている。疲労評価はSN曲線に基づき、工学的判断による評価上厳しい部位について想定要 熱成層が生じる箇所において、その変動によって割れ発生の可能性がある。 高低温流体流路等の温度ゆらぎが生じる部位では、高サイクル熱疲労割れによる割れ発生の可能性がある。 小口径管台、ポンプ主軸、熱交換器伝熱管等の繰返し応力が発生する部位は高サイクル疲労割れの可能性がある。	設計条件や過去の運転実績に基づき、工学的判断による評価上厳しい部位について想定要 熱成層が生じるような配管において想定要 高低温流体流路等において想定要 小口径管台、ポンプ主軸、熱交換器伝熱管等において想定要	○	疲労割れ	疲労状態では温度、圧力変動は無視できるほど軽微。	—
25		腐食疲労	腐食性環境中において腐食部を起点とした繰返し応力によって静的強度より低い応力で生じる破壊	○		—	孔食等の生じる腐食性環境中で繰返し応力を受ける部位について、腐食部を起点として破壊を生じることがある。	孔食等の生じる腐食性環境中で繰返し応力を受ける部位について想定要	○	—	—	—

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
 A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
 太字:前提条件

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）

管理NO.		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 第2段階スクリーニング				ATENAガイド 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		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	詳細事象	定義	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	理由	要否	理由
26	疲労割れ	フレッキング・疲労	互いに押しつけられ、接触している2物体が相対的に微小振幅の繰返しすべり運動をしておき、さらには接触面に外部荷重に起因する繰返し応力が作用した時に生じる疲労損傷	<p>PWIRのポンプの主軸（ステンレス鋼）や蒸気発生器（イコボ）において過去に損傷が認められている。従来知見では面圧が19.6MPa (2kgf/mm²)以上と高く、かつ相対すべりが発生する部位で発生する可能性がある。</p>	<p>2物体の面圧が19.6MPa (2kgf/mm²)以上で、かつ相対すべりが発生する部位について想定要</p> <p>2物体の面圧が19.6MPa (2kgf/mm²)未満、又は相対すべりが発生しない部位については想定不要</p>	○	疲労割れ	×	使用しない場合は、相対すべりは発生しない。
27	SCC	応力腐食割れ	材料の腐食感受性と作用応力並びに腐食環境が重なり合った条件下で起こる割れ（粒界割れ、貫粒割れを含む）	<p>粒界型SCC：低炭素化されていないオーステナイト系ステンレス鋼において、引張り残留応力が高く、Cr欠乏（鋭敏化域）がみられる溶接熱影響部では、高温環境中でSCCが確認されている。（鋭敏化域）</p> <p>また、低炭素オーステナイト系ステンレス鋼では、強加工された加工硬化部で高い引張り残留応力の表面硬化層にSCCが確認されている。</p>	<p>①BWIR、PWR使用環境において、100℃未満の条件では想定不要</p> <p>②BWIR環境で100℃以上の流体と接液し、 ・低炭素オーステナイト系ステンレス鋼で表面硬化層の存在が否定できない部位について想定不要 ・低炭素化されていないオーステナイト系ステンレス鋼では、引張り残留応力が高く、材料中にCr欠乏（鋭敏化域）がみられる溶接熱影響部等の高残留応力部で想定不要</p> <p>③PWRの1次系環境で、溶存酸素濃度を5×10^{-9} (5ppb) 以下、塩素イオン濃度を0.05×10^{-6} (0.05ppm) 以下に管理しており、④以外の条件下ではSCC発生の可能性が極めて小さいことから想定不要</p> <p>④PWRの1次系環境で閉塞部位等一時的に酸素濃度が高くなる部位について想定不要</p>	○	応力腐食割れ	○	塩素イオン濃度等の水質管理を適切に行い、温度が100℃未満であれば応力腐食割れが発生する可能性は低い。が、 水質管理を実施できない場合は想定が必要。
28						○		○	苛性ソーダの濃度、使用温度を適切に管理すれば発生する可能性は小さいが、 適切に管理していない場合は、想定が必要。

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
 A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
 太字:前提条件

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）

管理NO.		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-F005:2015)」附属書E 第2段階スクリーニング				ATENAガイド 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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象		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	詳細 事象	定義	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象 の分類
29	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力並びに腐食環境が重なり合った条件で起こる割れ(粒界割れ、貫粒割れを含む)	貫粒型SCC：オーステナイト系ステンレス鋼は塩素イオンが存在する水溶液中で貫粒型SCCが生じやすい。また、大気接触面において、海塩粒子が付着し、塩分の濃縮が起きている部位についても、同様に貫粒型SCCが確認されている。(建設後に機器表面に塩素を含有するテープ等を貼り付け、その塩分が熟サイクルを繰り返す等によって濃縮した表面においても同様である)	①BWRの炉水は溶解酸素濃度を 0.2×10^{-6} (0.2ppm)以下、塩素イオン濃度を 0.1×10^{-6} (0.1ppm)以下で管理しており、この条件下ではSCC発生の可能性が極めて低いことから想定不要。 ②PWRI次系環境は溶解酸素濃度を 5×10^{-9} (5ppb)以下、塩素イオン濃度を 0.05×10^{-6} (0.05ppm)以下に管理しており、⑤以外の条件下ではSCC発生の可能性が極めて小さいことから想定不要。 ③炉水環境以外で温度が50℃以下の部位は想定不要	×	応力腐食割れ
30					④BWRの炉水使用環境以外で、局所的に塩素濃度が高い部位については想定不要 ⑤PWRI次系環境で閉塞部位等一時的に塩素濃度が高くなる部位については想定不要 ⑥オーステナイト系ステンレス鋼の配管・機器で、海塩粒子にさらされたり、屋外設備及び屋内設備のうち外気が直接流入する扉等の近傍にある設備等で塩分を含む大気にさらされているもの、あるいは、表面に塩分を含むテープが貼り付けられ、濃縮作用を受ける可能性のある部位については想定要	○	塗装や空調運転の継続により、劣化を防止することができず、 屋外環境にある機器等 は想定が必要。

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

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）

管理NO.	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(AES)-SC-P005:2015」附属書E										
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					
	工業材料で想定される経年劣化事象		定義	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	使用材料ごと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						詳細事象	主要材料	要否	理由
31	割れ	SCC	応力腐食割れ	材料の腐食感受性と作用応力並びに腐食環境が重なり合った条件で起こる割れ(粒界割れ、貫粒割れを含む)	照射誘起型SCC：オーステナイト系ステンレス鋼は中性子照射を受けるとSCCの感受性を示す。 PWR： $1 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ (E>1MeV) BWR： $5 \times 10^{24} \text{ m}^{-2}$ (SUS304) (E>1MeV) PWR： $1 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ (E>0.1MeV)	中性子照射量が下記の値を超える部位について想定要 BWR： $5 \times 10^{24} \text{ m}^{-2}$ (SUS304) (E>1MeV) PWR： $1 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ (E>0.1MeV)	中性子照射量が下記の値以下の部位については想定不要 BWR： $5 \times 10^{24} \text{ m}^{-2}$ (SUS304) (E>1MeV) PWR： $1 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ (E>1MeV) PWR： $1 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ (E>0.1MeV)	応力腐食割れ	×	保管状態においては、中性子照射を受けない。	—
32			粒界型SCC	軽水炉の1次系環境下においてSCC感受性があることが知られており、応力が高く高温にさらされる部位にSCCが確認されている。	軽水炉の1次系環境下においてSCC感受性があることが知られており、応力が高く高温にさらされる部位にSCCが確認されている。	粒界型SCC：軽水炉の1次系環境下においてSCC感受性があることが知られており、応力が高く高温にさらされる部位にSCCが確認されている。	粒界型SCC：軽水炉の1次系環境下においてSCC感受性があることが知られており、応力が高く高温にさらされる部位にSCCが確認されている。	粒界型SCC：軽水炉の1次系環境下においてSCC感受性があることが知られており、応力が高く高温にさらされる部位にSCCが確認されている。	○	塩素イオン濃度等の水質管理を適切に行い、温度が100℃未満であれば応力腐食割れが発生する可能性は低い。水質管理を実施できない場合は想定が必要。	水質管理を実施できない機器
33			照射誘起型SCC	高い中性子照射を受けた場合、発生可能性がある。	照射誘起型SCC：高い中性子照射を受けた場合、発生可能性がある。	照射誘起型SCC：高い中性子照射を受けた場合、発生可能性がある。	照射誘起型SCC：高い中性子照射を受けた場合、発生可能性がある。	照射誘起型SCC：高い中性子照射を受けた場合、発生可能性がある。	○	高照射を受ける部位についてはSCCの感受性を示す可能性があり想定要	—

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
 A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない
 太字：前提条件

管理NO.	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(AES)FSC-P005:2015」附属書E															
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング										
	工業材料で想定される経年劣化事象					使用材料ごとに想定される経年劣化事象										
	損傷モード	経年劣化事象	詳細事象	定義	軽水炉で考慮すべき事象	主要材料	発生部位と要因	必要要素の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否					
34	割れ	SCC	応力腐食割れ	材料の腐食感受性と作用応力並びに腐食環境が重なり合った条件で起こる割れ(粒界割れ、貫粒割れを含む)	○	銅合金	給水加熱器の製作当初等において、伝熱管外面に傷がつき残留応力が存在している部位で、かつ、管板と細管との隙間等腐食環境にある場合においては、長期間の運転の間に応力腐食割れの成長が考えられる。	銅合金製の伝熱管を用い、かつ、アルカリ雰囲気にある機器については想定要	○	応力腐食割れ	○	低温で保管されるため感受性が低下し、適切な水質管理をすることで発生は防げるが、 適切に管理していない場合は想定が必要。	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	理由	想定される設備の例	
35						低合金鋼、高張力鋼	タービンにおいては長時間運転後に低圧タービンの翼根部に応力腐食割れの兆候が認められたという海外事例があった。	蒸気タービンロータに使用される3.5%NiCrMoV鋼においては、降伏応力686MPa(70kgf/mm ²)以上であればSCCの発生の可能性があり想定要なお、低合金鋼配管等、タービンロータ材に比べて強度レベルが低いものは想定不要 高張力鋼のポルトには想定要(IGALL(2013))	○		×	運転時はタービンの車軸、ポルト等に想定されるが、低温で保管されるため、想定不要。		—		
36					○	高張力鋼、低合金鋼、ステンレス鋼、炭素鋼	フランジ部等から内部流体であるほう酸水の漏えいにより応力腐食割れ発生の可能性が考えられる。(IGALL(2013))	フランジ部等から内部流体(ほう酸水)の漏えいが認められた場合等については想定要	○		○	低温で保管されていれば発生する可能性は小さいが、 巡視点検時等において内部流体(ほう酸水)の漏えいが認められた場合は、想定が必要。 なお、フランジ部等の締め付け管理を適切に行うことで漏えいを防止可能。	ほう酸水を内包する系統の設備(ポンプ、熱交換器、弁等のフランジ部)			
37					×	—			—	—	—	—	—	—	—	—
38					○	ステンレス鋼、高張力鋼	弁の弁棒(SUS630、SUS403)等で遅れ破壊の対象となるのは、高張力鋼、析出硬化型ステンレス鋼のよりの微細な組織を有し、内部応力の高い金属であり、引張り応力が存在している部位で問題となると考えられる。	0.2%耐力が980MPa(100kgf/mm ²)以下で高張力鋼を使用している部位について想定不要 弁棒については過去に経験しているため想定要 ただし、バックシート部に過大な応力が発生しないような操作を実施している場合は想定不要	○	遅れ破壊	○	バックシート部への過大な応力付与を防止する設計または運用を行っていない場合は想定が必要。	弁(弁棒)			

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

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）

管理NO.		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(AES)-SC-P005:2015」附属書E 第2段階スクリーニング										ATENAガイド 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		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		要否	理由	想定される設備の例	
損傷モード	経年劣化事象	定義	要否	理由	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	劣化事象の種類	要否	理由	想定される設備の例		
39	割れ 粒界腐食 割れ	多結晶体の結晶粒境界が選択的に浸食を受け、発生する割れ	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	ニッケル基合金 ステンレス鋼	PWR蒸気発生器の伝熱管において2次冷却水の遊離アルカリの濃縮と酸化銅等による酸化性腐食が重量して、粒界腐食割れを経験している。	○ PWRの蒸気発生器の伝熱管において想定要	○ 粒界腐食割れ	○	管理された水質(ヒドランジ水等)で保管している場合には想定不要であるが、 乾燥保管を実施した場合※や水質管理を実施していない場合は想定が必要。 ※残留水による局所的な環境の悪化が懸念される(PWRのみ)	蒸気発生器(PWR)		
40	クラック クラック 割れ (UCC)	内張り等を溶接した際に、大入熱で実施した場合に発生する母材の割れ	○		炭素鋼 低合金鋼	海外プラントの原子炉圧力容器において経験している。	○ 溶接条件が十分に管理されている場合発生の可能性は小さいが、海外プラントで経験があるASTM SA508 Class2材で溶接条件が十分に管理されていない場合、想定要。ポンプについても検討要 (IGALL(2013))	○ クラック 割れ (UCC)	○	溶接条件が十分に管理されていない場合は想定が必要。 なお、国内プラントでは溶接条件は管理されている。	—		
41	照射誘起 割れ	制御棒先端部で中性子吸収体のスクウェーリングと被覆管の照射脆化が重量し発生する割れ	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	ステンレス鋼	海外プラントの制御棒クラスタ被覆管で経験している。	○ 制御棒クラスタ被覆管について想定要	○ 照射誘起 割れ	×	保管状態では照射を受けない。	—		
42	材質 変化	材料が、長時間高温にさらされることによる脆性の低下	○		ステンレス鋼	ステンレス鋼は熱時効(475℃脆化)によって有意に材料特性が変化し300℃程度で、脆性が低下することが知られているが、その傾向は時効温度が高い程、フェライト量が多い程顕著となる。	○ オーステナイト系ステンレス鋼は炉内での使用条件では、熱時効による有意な材料特性の変化が生じないことが確認されており想定不要 高温で使用されるステンレス鋼鋼鋼についてには想定要	○ 熱時効	×	保管状態では、高温環境にない。	—		
43	シグマ相 脆化	565～930℃で長時間加熱されると生じるシグマ相析出による脆化	×	A	ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼	高温にさらされる部位が問題となることが考えられる。 熱時効温度及び時間等が特性変化に影響を与える。	○ 炉内での使用条件では、熱時効による有意な材料特性の変化が生じないことが確認されており想定不要	○ 熱時効	×	保管状態では、高温環境にない。	—		

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

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）

管理NO.	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(AESF-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		定義	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	要否	理由	想定される設備の例
	損傷モード	経年劣化区分	詳細事象	要否	理由	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	劣化	要否		
44	材質変化	熱劣化	焼き戻し脆化	×	A	—	—	—	—	—	—	—
45		劣化	中性子照射による脆性低下	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が $1 \times 10^{24} \text{m}^{-2}$ (E>0.1MeV) (PWR)、約 $3 \times 10^{24} \text{m}^{-2}$ (E>1MeV) (BWR) 以上の高照射部位について想定	○	劣化	×	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が $1 \times 10^{24} \text{m}^{-2}$ (E>0.1MeV) (PWR)、約 $3 \times 10^{24} \text{m}^{-2}$ (E>1MeV) (BWR) 以上の高照射部位について想定	—
46			中性子照射による関連温度の上昇や上部割吸収エネルギーの低下	○		低合金鋼	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が $1 \times 10^{24} \text{m}^{-2}$ (E>1MeV) 以上で材料特性変化の可能性はある。	○	劣化	×	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が $1 \times 10^{24} \text{m}^{-2}$ (E>1MeV) 以上の高照射部位について想定	—
47			中性子照射による能力の低下	○		中性子吸収体	中性子吸収体は中性子吸収によってその成分元素が中性子吸収断面積の小さな元素へと変換されるため、中性子吸収能力は低下する。	○		×	制御棒等の中性子吸収体について想定	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

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
 A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない
 太字：前提条件

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

管理 NO.	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(AEST-SC-F005:2015)」附属書E										
	第2段階スクリーニング										
	工業材料で想定される経年劣化事象					使用材料ごとに想定される経年劣化事象					
	損傷 モード	経年劣化 区分	経年劣化 詳細 事象	定 義	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣 化事象 の分類	要否	理由	想定される設備の例
48	材質 変化	劣化	劣化	ゴム、樹脂等の熱、放射線、水分等の影響による性能の低下	定期的に取替えを行わないゴム、樹脂等は熱、放射線、水分等の影響によって性能が低下する可能性がある。	ゴム、樹脂等について想定要	○	劣化	○	<p>運転中に高温、高放射線環境下にある機器は、保管状態においては環境条件が緩和される。</p> <p>一方で、保管環境が運転中と同等、または厳しくなる場合が考えられるため、劣化の想定が必要。</p> <p>例えば、以下について留意が必要： ・通常は潤滑環境にあるゴムの乾燥保管することでの硬化する可能性がある。 ・潤滑剤(油やグリス)は、長期滞留により劣化し、固着の原因となる。</p> <p>なお、適宜、劣化状況の確認を行い、必要に応じて手入れ、取替えを実施することでの機能回復が可能。</p> <p>また、潤滑剤の劣化による固着を防止するために、摺動部への定期的な注油やターニングによる潤滑等が有効。電磁弁の通電による発熱で、Oリングの劣化が懸念される場合には、電磁弁の電源切による保管等が有効。</p>	<p>【ゴム、樹脂】 海水系統設備(ゴムライニング)、各種ゴム製品(ガスケット、パッキン等、ダイヤフラム弁(ダイヤフラム)、エキストラクション、電磁弁(Oリング))</p> <p>【潤滑剤】 回転機器及びリンク機構軸受部等に使用される潤滑剤(油、グリス)</p>
49	熱劣化	水素浸食	劣化	高温高圧水素環境下の金属表面において熟解離した原子状水素が鋼中に侵入して炭化物や固溶酸素と反応してメタタン気泡を生成し、その成長、合体によつてき裂を形成して生じる材料の強度、韌性の低下			×	A			

凡例 ○:想定される経年劣化事象 x:想定不要な経年劣化事象
 A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
 太字:前提条件

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)

管理NO.	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(AES)FSC-F005:2015」附属書E									
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング				
	工業材料で想定される経年劣化事象		経年劣化事象		発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由
	損傷モード	区分	詳細事象	定義						
50	その他	クリープ	クリープ破壊	経年劣化事象	経年劣化事象	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	理由
			クリープ温度域(融点の約1/2以上)において発生する時間依存破壊	経年劣化事象	経年劣化事象	高温で応力を受ける部位について発生する可能性がある。	DG, ボイラー等で高温で使用される部位について想定要	○	劣化	保温状態では、高温環境にない。
			クリープ疲労割れ	経年劣化事象	経年劣化事象	高温で繰返し応力を受ける部位について発生する可能性がある。	ニッケル基合金における425℃以下の部位については想定不要	○		
			クリープ脆化	経年劣化事象	経年劣化事象	高温で繰返し応力を受ける部位について発生する可能性がある。	注記 370℃及び425℃は、ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components"の700 F及び800 Fに併記されている値。	○		
51	変形		応力緩和	経年劣化事象	経年劣化事象	材料に一定の温度及び応力が加えられた状態において生じる時間依存型の変形	炉心部締め付け部及び高温にさらされるパネ・スプリング部材等については想定不要	○	変形	保温状態では、環境条件(熱、放射線)が運転中に比べて緩和され、劣化進展速度は緩やかになるが、劣化の想定は必要。
52	照射下劣化		照射下劣化	経年劣化事象	経年劣化事象	高い中性子照射を受ける部位では、発生する可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定不要	○		
53	放射線劣化		放射線劣化	経年劣化事象	経年劣化事象	高い中性子照射を受ける部位では、発生する可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定不要	○		
54	その他	変形	放射線膨張(体積膨張)	経年劣化事象	経年劣化事象	高い中性子照射を受ける部位では、発生する可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定不要	○	変形	保温状態では、照射を受けない。
55	その他	変形	放射線膨張(体積膨張)	経年劣化事象	経年劣化事象	高い中性子照射を受ける部位では、発生する可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定不要	○	変形	保温状態では、照射を受けない。
			蒸気発生器管支持板クレビス部の腐食生成物の成長による伝熱管の圧迫による変形	経年劣化事象	経年劣化事象	放射線管支持板がクレビス部において腐食するとその腐食生成物は元の体積より増大するため発生する。	PWRの蒸気発生器管支持板クレビス部に想定不要	○		適切な水質管理により腐食生成物の発生を僅かな量に抑えることが可能であるが、劣化の想定は必要。(PWRのみ)

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
 A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
 太字:前提条件

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）

管理NO.	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-F005:2015)」附属書E											
	第2段階スクリーニング											
	使用材料ごと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	定義	考慮すべき事象	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由	
56	その他	変形	大型鋳物に生じるひずみ	大型鋳物に生じるひずみ	○	タービン車室のように大型鋳物でかつ構造が複雑な機器については影響がある。	高圧タービンの外部車室については想定要	○	変形	×	保管状態においては温度差が生じない。	想定される設備の例 —
57	はく離	盛金ははく離	盛金部の機械的割れや母材との膨張差によるはく離	盛金部の機械的割れや母材との膨張差によるはく離	○	材料間の膨張係数の差、使用時の温度変化、機械的応力等の影響によって生じる。	タービン軸受部の盛金部は想定要	○	はく離	×	保管状態においては、温度変化等は生じない。	—
58	はく離	ライニング材の割れ、膨張差によるき裂、化学的劣化、水等の浸透等によるはく離	ライニング材の割れ、膨張差によるき裂、化学的劣化、水等の浸透等によるはく離	○	炭素鋼で海水系に使用されている部位にはライニングがなされているが、経時的な材質劣化や海生物等の異物による損傷等を経験している。 炭素鋼製機器等には塗装が施されているが、経時的な劣化によってはく離を経験している。	海水系統設備でライニングされている部位について想定要 屋外設備の塗装については想定要	○	はく離	○	保管状態であっても環境は同等であるため、想定が必要。 なお、適宜、劣化状況を確認し、必要に応じて補修を行うことで機能回復が可能。	海水系統設備(配管)	
59	緩み	緩み	ネジ部の振動等による締結力の低下	ネジ部の振動等による締結力の低下	○	締結部の振動及び熱影響によって緩みを生じる。	廻り止めの処置がされおらず、長期間再締め付けがされていない部位について想定要 (IGALL(2013))	○	緩み	○	保管環境では基本的に振動及び熱の影響が小さく、緩みが生じる可能性は小さいが、通常サイクルより振動及び熱の影響が著しく大きい環境に設置されているものの、廻り止め処置等の施工状況に応じて想定が必要。 なお、想定される部位がある場合は、起動前点検等で締め付け状態を確認することで、機能回復が可能。	容器、配管、弁等(フランジボルト) ※通常サイクルよりも振動及び熱の影響が著しく大きい環境に設置されているもの

凡例 ○: 想定される経年劣化事象 ×: 想定不要な経年劣化事象
A: 軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字: 前提条件

添付資料①

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）

管理NO.	日本原子力発電所の高経年化対策実施基準(AESF-SC-F005:2015)附属書E														
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング									
	損傷モード	工業材料で想定される経年劣化事象		定 義	経年劣化事象 詳細事象	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					
		区 分	区 分				発生部位と要因	想定要否の検討	要 否						
60	異物付着	異物付着	異物の付着による性能低下	異物付着	○	鋼 銅合金 ニッケル基合金 チタニウム合金	熱交換器の伝熱管等熱伝達特性を要求される部位等では異物付着が性能低下につながる。海水系の熱交換器で海生物付着を経験している。	海水環境等水質管理されていない環境で異物付着が性能に影響を及ぼす部位については想定要	○	異物付着 (スケール付着)	要否 ○	理由 海水環境等水質管理されていない環境では、保管状態であっても異物付着の想定が必要。【事例(国内)】なお、保管中に生じた腐食生成物の付着について留意が必要。【事例(海外)】腐食環境下で保管されていた系統で生じた腐食生成物による伝熱管の詰まりによる性能低下	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	理由 想定される設備の例	海水系設備(熱交換器), 保管中に腐食が想定される系統の設備
61	固着	固着	滑り部の摩擦抵抗増大による動作不良	固着	○	—	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	要否 ○	理由 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。	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腐食が析出し弁が固着 (NUCIA通番 11578) ・その他、参考資料の別表を参照	
62	耐火物の侵食, 割れ	耐火物の耐火物減肉	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、鹹肉	耐火物の耐火物減肉	○	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	○	耐火物の侵食, 割れ	要否 ×	理由 保管状態においては高温にならない。	—	—	
63	耐火物の割れ	耐火物の耐火物割れ	温度変化による耐火物の割れ	耐火物の耐火物割れ	○	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	○	耐火物の割れ	要否 ×	理由 保管状態においては高温にならない。	—	—	

凡例 ○:想定される経年劣化事象 ×:想定不要な経年劣化事象
A:軽水炉の使用環境上該当する部位はない
太字:前提条件

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（電気・計装に係わる機械編）（*）

管理NO.	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											
	第2段階スクリーニング											
	工業材料で想定される経年劣化事象				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			
	損傷モード	経年劣化事象区分	詳細事象	定義	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	理由	要否	理由	想定される経年劣化事象	
64	減肉	摩耗	減着摩耗	滑り部、摩擦面の実接触部における徹底的な減着に起因する摩耗	切削材	進行の程度は材料の組み合わせ、雰囲気、荷重、速度等で異なるが、回転機器の軸受部等の滑り部が対象となる。	構造上摩擦や滑りが考えられる部位について想定要	○	摩耗	×	保管状態では、摩擦、滑りは発生しない。	想定される設備の例 —
65		腐食	全面腐食	局部電池作用による、表面の一般的な腐食	炭素鋼 低合金鋼 アルミニウム合金 銅合金 黄銅 ケイ素鋼	腐食性の環境にさらされる部位で問題となるものが考えられる。腐食性の強い環境及び温度が高い場合に加速される。	防錆剤の注入された環境以外の環境にある部位については想定要	○	腐食	○	保管状態であっても想定は必要。 なお、適宜、巡視点検等で劣化状況を確認し、必要に応じて補修を行うことで機能回復が可能。 結露が生じやすい環境になる場合（内部ヒーターを停止する場合や機器に通電しない場合等）は留意が必要。	屋外設備 機器内部の発熱がなくなる機器
66	割れ	SCC	腐食割れ	材料の腐食感受性と作用応力並びに腐食環境が重なり合った条件で起こる割れ（粒界割れ、貫粒割れを含む）	Min-Cr合金	タービン発電機用リテーニング材において、高速回転による応力、焼ばめ応力及び環境における温度・湿度が重畳して応力腐食割れが考えられる。	定検中等、リテーニング材表面に結露を発生させることがありうるので想定要	○	応力腐食割れ	○	乾燥空気を封入する等、防湿管理を実施することで結露の防止が可能であるが、保管状態において、結露発生の想定は必要。	タービン発電機（リテーニング材）
67		疲労	疲労割れ	繰返し応力に起因して静的強度より低い応力で生じる破壊	アルミニウム合金 ポリアブ樹脂 ケイ素鋼 合金鋼等の強度部材	強度部材は、材料、形状、応力状態及び環境によって影響を受ける。	設計条件や過去の運転実績に基づき工学的判断による評価上厳しい部位について想定要	○	疲労	×	保管状態では繰返し応力は発生しない。	—
68	割れ	疲労	疲労割れ	互いに押しつけられ、接触している2物体が相対的に微小振幅の繰返しすべり運動をしており、さらに接触面に外部荷重に起因する繰返し応力が作用した時に生じる疲労損傷	エポキシ樹脂	タービン発電機主軸において、材質の組合せ、材料の硬度等で異なるが疲労損傷することが考えられる。	タービン発電機主軸において、フレットインギング発生の可能性を否定できないので想定要	○	疲労	×	使用しない場合は、相対すべりは発生しない。	—

*：その他一般的な機械的経年劣化については機械編に記載
電気・計装に係わる機械編（1/2）

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
太字：前提条件

添付資料①

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（電気・計装に係わる機械編）（*）

管理 NO.	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 第2段階スクリーニング											
	ATENAガイド 停止中スクリーニング											
	損傷モード		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			
	緩み	その他	緩み	詳細事象	定義	要否	否の理由	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	緩み	
69				ネジ部等の振動による締結力の低下			ネジ部及びビユイル等締結部が振動によって緩みや導通不良を生じることが考えられる。	廻り止めの処置がされておらず、長期間再締め付けがされない部位で、振動によって緩みが予想される箇所について想定要（IGALL(2013)）	○		保管状態では基本的に振動が小さく、緩みが生じる可能性は小さいが、 通常サイクルよりも振動の影響が著しく大きい環境に設置されている場合は、廻り止め処置等の施工状況に応じて想定が必要。 なお、想定される部位がある場合は、起動前点検等で締め付け状態を確認することとで、機能回復が可能。	端子台(端子) ※通常サイクルよりも振動の影響が著しく大きい環境に設置されているもの

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
太字：前提条件

*：その他一般的な機械的経年劣化については機械編に記載
電気・計装に係わる機械編 (2/2)

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（電気編）

管理NO.	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												
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング							
	工業材料で想定される経年劣化事象		定義	軽水炉で考慮すべき事象		発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	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		詳細事象	要否							理由	
70	絶縁特性低下	絶縁	熱劣化	熱的要因によって絶縁物の劣化やばく離を生じて進展する絶縁性能の低下	○	熱ストレスを受ける絶縁物について発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○	絶縁特性低下	○	保管状態における熱的影響は一般的に通常運転中に比べて相当小さいが、絶縁特性低下の想定は必要。	ケーブルモーター発電機	想定される設備の例
71			部分放電	固体絶縁に付随するゴミ・埃等による表面汚損又は内部微小ボイドが完全に除去されない状態で高電圧が印加された場合、固体に対して気体中に生じる放電	○	ゴミ・埃等が付着しやすい環境で比較的高電圧を印加される部位に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○		○	ゴミ・埃等が付着しやすい環境の場合は、想定が必要。保管状態(当該機器への電圧の印加がない状態)では発生しないものの、通電時に発生する可能性がある。	メタラ	
72			トリーピング	絶縁物が比較的肉厚の場合、絶縁物内の異物、空隙部の放電先端の高電界部分が固体の固有破壊限界を超えて局部破壊が起り、それが樹枝状に進展し全路破壊に至る劣化現象	○	比較的高電圧を印加される部位に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○		×	保管状態(当該機器への電圧の印加がない状態)では発生しない。		—
73			トランプニング	固体絶縁物表面上の沿面方向に電界が存在するところに炭化導電路を形成することで、沿面方向に生じる絶縁性能の低下	○	絶縁物表面が湿気・塩分・汚物等にさらされる場合に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○		○	絶縁物表面が湿気・塩分・汚物等にさらされる場合に発生する可能性があるため、想定は必要。保管状態(当該機器への電圧の印加がない状態)では発生しないものの、通電時に発生する可能性がある。なお、乾燥空気の封入や、スペースヒータの運転、空調運転の継続等により劣化を防止することが可能。	発電機モーター	
74			放射線劣化	放射線照射による絶縁材料の特性低下	○	高放射線環境下にさらされるケーブル等の絶縁物に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○		○	保管状態における原子炉格納容器内の放射線の影響は相当小さいが、廃棄物関連設備等において、停止中も高放射線環境下にさらされる電気・計装設備があれば想定が必要。		停止中も高放射線環境下にさらされている電気・計装設備

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
 A：使用環境上、発熱を考慮した設計となっている。また、過負荷による対策として、保護回路（ヒューズ、ノーヒューズブレーカ）を設けている。
太字：前提条件

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（電気編）

管理NO.	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													
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング								
	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					
	損傷モード	経年劣化事象区分	詳細事象	定義	要否	理由	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類				
75	導通不良	導通	接点溶着	熱による導通部接点の溶着	×	A	リレー	—	—	—	—	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	理由	想定される設備の例
76			接点損傷	多回数電流開閉による接点損傷	○		リレー 接点 開閉器 接点等	—	—	—	—	×	保管状態においては、開閉は行われない。	—
77			酸化塵埃付着	電気品の導通部接点の酸化、塵埃付着等による導通性の低下	○		計装品 電気品	電氣的な接点機能を要求される部位において、雰囲気・動作頻度・負荷容量・材質等が影響して生じる。	○	—	—	○	動作させない状態では、接点の酸化破膜、塵埃付着等が、動作させる場合に比べて生じやすい。 【事例(海外)】 制御棒バンク選択スイッチの導通不良による制御棒の誤作動 【事例(国内)】 参考資料の別表を参照	中央制御室操作スイッチ
78			断線	導線の劣化から局部過熱を生じ、導体自身の材質の溶融によって発生する断線	○		ヒューズ材 ヒューズ材	熱伝導機能を要求されるヒューズ材等、比較的大電流の流れる部位に発生する可能性がある。	○	断線	—	×	保管状態においては、電流は流れない。	—
79	特性変化	信号	入出力特性低下	伝送器・カード式計器・検出器等の使用に伴う入出力特性の低下	○		計測機器	発生部位の特定は困難であるが、計測機器は使用に伴い入出力特性に変化を生じる。	○	計測機器に対して想定要	特性変化	○	通電や受圧等による負荷を受けた状態で保管している場合は、想定が必要。	プロセス計器(伝送器等)
80			機能・動作特性低下	長期課電による電気ストレス、機械的摩擦等による、機能・動作特性の低下	○		絶縁油 避雷器 素子 半導体素子等	長期にわたって電気ストレスを受ける絶縁油や半導体、機械的摩擦などを受ける機械部品に発生する可能性がある。	○	絶縁油、避雷器素子、半導体素子等に想定要	○	○	保管状態においては、電気ストレス、機械的摩擦の影響はないが、絶縁油に関しては、熱影響は小さくなるものの、酸化による特性変化の可能性は否定できないため、想定が必要。	変圧器(絶縁油)

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
 A：使用環境上、発熱を考慮した設計となっている。また、過負荷による対策として、保護回路（ヒューズ、ノーヒューズブレーカ）を設けている。
 太字：前提条件

長期停止期間中に想定される経年劣化事象
(使用条件の違いによるもの)

1. 通常よりも使用頻度が増える場合

影響を受ける経年劣化事象	想定される設備の例	説明
摩耗	ポンプ（駆動部）※ ¹	通常待機している機器を連続運転する等、使用頻度が増大する場合は、劣化の進展傾向が増大する可能性がある。
摩耗及び高サイクル疲労割れ	熱交換器（伝熱管）※ ¹	同上
絶縁特性低下（熱劣化）	ポンプモータ※ ¹	同上

※¹ 例えば、余熱除去系統(PWR)（原子炉圧力容器内に燃料を保管した状態）、残留熱除去系統/残留熱除去海水系統(BWR)（原子炉冷却運転により運転期間が長くなる場合）

2. 通常と異なる運用（低流量での連続運転等）を実施する場合

影響を受ける経年劣化事象	想定される設備の例	説明
腐食（エロージョン）	中間開度で使用する弁 ※ ^{2, 3}	弁前後の差圧が大きい状態が長時間継続することで発生する可能性がある。
	低吸込圧で使用するポンプ※ ⁴	吸込側タンクの圧力が通常より低い状態で運転する場合等、ポンプを低吸込圧で使用することでキャビテーションが発生する可能性がある。
フレットィング疲労	低流量で連続運転するポンプ※ ⁵	低流量で運転する場合、主軸にかかる応力が増大する可能性がある。
疲労割れ	通常と異なる運用を実施する系統の配管、弁 ※ ⁶	バイパスラインのみの通水等、通常と異なる運用を実施する場合、振動が増大する可能性がある。

- ※2 【事例（海外）】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
- ※3 例えば、残留熱除去海水系統 (BWR)
- ※4 【事例（海外）】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
- ※5 例えば、化学体積制御系統(PWR)（原子炉圧力容器内に燃料を保管した状態）
- ※6 【事例（国内）】余熱除去系統(PWR)の定期試験時の通水系統をバイパスラインのみとしたことにより、当該配管に大きな振動が発生したことに伴う割れ（NUCIA通番 12494）

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）

管理NO.		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									
		第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング				
損傷モード	経年劣化要因	定義	工業材料で想定される経年劣化事象		発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由	長期停止期間中に想定される経年劣化事象
			経年劣化	義							
1	コンクリートの強度低下	熱	コンクリートが高温になると、コンクリート中に様々な形態で存在する水の逸散によって強度低下が生じる。	要否	○	理由	○	強度低下(熱)	×	最高温度に対する評価であり、評価対象部位は、高温となる内部コンクリートの一次遮断壁(PWR)、原子炉ペデスタル、一次遮断壁(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。	想定される設備の例 —
2	放射線照射	中性子線、ガンマ線などの過度の放射線照射を受けた場合には、コンクリートの強度低下が起こる可能性がある。	要否	○	理由	○	強度低下(放射線照射)	×	累積照射量に対する評価であり、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断壁(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。	—	
3	中性化	大気中の二酸化炭素がコンクリートと接触することによってコンクリート中の水酸化カルシウムと反応しアルカリ性を失う中性化が表面から進行し、鉄筋を腐食させる。	要否	○	理由	○	強度低下(中性化)	○	中性化の進展は、環境条件(二酸化炭素濃度、温度、相対湿度など)の影響を受けるため、停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。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い。中性化の進展が促進される状況ではない。	全コンクリート構造物	

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）

管理NO.		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											
		第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング						
工業材料で想定される経年劣化事象		経年劣化要因	定義	経年劣化事象	考慮すべき事象	主要材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由	長期停止期間中に想定される経年劣化事象
4	コンクリートの強度低下	塩分浸透	コンクリート中に塩化物が存在することによって鉄筋の動態被膜が破壊され腐食・錆の発生に至る。	○	否	コンクリート	海水中の塩分の飛来を受ける部位に塩化物イオンは鉄筋表面の動態被膜を破壊し、腐食を促進させる。	海水中の塩分の飛来を受ける部位について想定要	○	強度低下（塩分浸透）	○	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。ただし、評価対象部位は屋外であり、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の進展が促進される状況ではない。	屋外コンクリート構造物 建屋外壁（屋外面）
5		アルカリ骨材反応	コンクリート中の水酸化アルカリと反応性骨材との反応によってコンクリートが異常な膨張を起こしひび割れに至る。	○	否	コンクリート	全コンクリート構造物 アルカリ骨材反応は、ある量の反応性骨材の存在、硬化体中の細孔中に十分な水酸化アルカリ溶液の存在、コンクリートが多湿又は湿潤状態に保持されているという3つの条件が同時に成立することによって発生する。 この劣化は、コンクリート打設後の比較的早い時期に生じる。	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想定要	○	強度低下（アルカリ骨材反応）	○	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、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。	全コンクリート構造物
6								反応性骨材を使用していないこと等を確認している場合は想定不要	×		×	運転時と環境条件が変わるものではない。	—

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）

管理NO.		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		長期停止期間中に想定される経年劣化事象			
損傷モード	経年劣化要因	定義	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	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由	想定される設備の例
7	コンクリートの強度低下	機械振動によって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。	機械基礎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。	○	コンクリート	機械振動を受ける部位について 想定要	○	強度低下 (機械振動)	○	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、停止期間中にも機械振動を受ける部位があるため、その部位の経年劣化を想定する必要がある。ただし、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。	非常用ディーゼル発電機基礎
8	凍結融解	コンクリート中の水分が凍結すると、水の凍結膨張に見合う水分がコンクリート中を移動し、この際に水圧が生じ、この繰返しによってひび割れ、表面部のはく離が生じ、破壊に至る。	地上部コンクリート中の水分が凍結と融解を繰返し、その膨張圧によってひび割れや表面部のはく離が生じ、コンクリートの強度低下につながる可能性がある。	○	コンクリート	立地地点が凍結融解作用のおそれのあると判断される場合は、 ・凍結融解作用のおそれのある地点の知見としては、一般社団法人 日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5 鉄筋コンクリート工事 (2009年) 解説図26.1 (凍害危険度の分布図) があり、北海道・東北地方については想定要	○	強度低下 (凍結融解)	○	凍結融解の進展は、環境条件(温度など)の影響を受けるため、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。ただし、評価対象部位は屋外の地上部コンクリートであり、停止中は運転中と比べて環境条件が変わるものではない。凍結融解の進展が促進される状況ではない。	地上部コンクリート(屋外面)
9						立地地点が凍結融解作用のおそれのないと判断される場合は想定不要	×		×	運転時と環境条件が変わるものではない。	—

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）

管理 NO.	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													
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング								
	損傷 モード	経年劣化 要因	定 義	工業材料で想定される経年劣化事象		主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣 化事象 の分類	要否			
				軽水炉で 考慮すべき 事象	理由									
要否	要否	要否	要否	要否	要否	要否	要否	要否	要否	要否				
10	コン クリ ートの 強度 低下	化学的侵食	地下水などに化学物質（酸類、塩類、油脂、溶剤など）が含まれている場合に、コンクリートが侵食を受け劣化する現象。また、偏化水素雰囲気では、バクテリアの作用などで酸化され、硫酸となることから、コンクリートが劣化する現象。	○	理由	コンクリート	化学物質の作用を受ける部位が、水分などに含有された化学物質に直接接することによって生じる可能性がある。	・ 地下部コンクリートの侵食に対する対策を講じている。 ・ 温泉地や化学工場などからの有害な化学物質の影響はなく、化学物質やバクテリアの作用などで劣化は生じないものと考えられることから想定不要 ・ 酸性雨については、雨水の滞留によって長時間接触することはないことより想定不要	×	－	×	理由 運転時と環境条件が変わるものではない。	長期停止期間中に想定される経年劣化事象	想定される設備の例 －
11		(乾燥)収縮	通常状態で使用されるコンクリートについては、コンクリート中の自由水の逸散に伴う乾燥によって収縮が生じひび割れが発生する。	○	理由	コンクリート	全コンクリート構造物硬化中のコンクリートから、水分が乾燥に伴い逸散し、収縮する。	・ 乾燥収縮によるひび割れは一般建築物における壁などの薄い部材において問題となる。 ・ 影響は軽微であることから想定不要	×	－	×	理由 運転時と環境条件が変わるものではない。	長期停止期間中に想定される経年劣化事象	想定される設備の例 －
12		風化	海洋環境、強酸や高濃度の硫酸根との接触、あるいは凍結融解作用を受ける環境などの特別な劣化促進因子にさらされる環境を除外して、通常の使用環境で、コンクリート中のセメント水和物が周囲の水（雪融け水などの軟水）に溶解して組織が疎となることでコンクリートの強度低下の可能性がある。	○	理由	コンクリート	地下水などにセメント水和物が溶解し、組織が疎となり強度低下の可能性はある。	軟水など成分濃度の低い水が、河川のように常に新しく供給される現象であり、このような環境にさらされていない部位については、想定不要	×	－	×	理由 運転時と環境条件が変わるものではない。	長期停止期間中に想定される経年劣化事象	想定される設備の例 －
13		日射	コンクリート表面の温度変動によって膨張・収縮現象が生じることによって、コンクリートの強度低下につながる可能性がある。	○	理由	コンクリート	地上部コンクリート構造物によって膨張・収縮現象が生じ、コンクリートの強度低下が生じる。	影響は軽微であることから想定不要	×	－	×	理由 運転時と環境条件が変わるものではない。	長期停止期間中に想定される経年劣化事象	想定される設備の例 －

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）

管理NO.		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									
		第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング				
工業材料で想定される経年劣化事象		経年劣化要因	定義	経年劣化事象の考慮すべき事象	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由	長期停止期間中に想定される経年劣化事象
14	損傷モード テンションの緊張力低下	緊張力低下	コンクリートの乾燥収縮やクリーブにより、時間の経過とともに体積が変化し、緊張力が低下する可能性がある。	○	プレストレストコンクリートでは、コンクリートの乾燥収縮やクリーブにより、時間の経過とともに緊張力が低下する可能性がある。	プレストレストコンクリートのテンション等に想定要(GALL(2013))	○	緊張力の低下	○	運転時と環境条件(温度など)が変わるものの、停止中はテンションの緊張力低下は進展するため、運転中と同じ部位を評価する必要はある。ただし、運転中よりも緊張力低下の進展が促進される状況ではない。	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器
15	コンクリートの遮蔽能力低下	熱	コンクリートが周辺環境からの伝熱や放射線照射による内部発熱を受けると、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮蔽能力が低下する可能性がある。	○	遮蔽機能を要求され高温となる部位コンクリートが周辺環境からの伝熱や放射線照射による内部発熱を受けると、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮蔽能力が低下する可能性がある。	遮蔽機能を要求され高温となる部位について想定要	○	遮蔽能力低下(熱)	×	最高温度に対する評価であり、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。	-

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）

管理NO.		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									
		第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング				
工業材料で想定される経年劣化事象		経年劣化要因	定義	軽水炉で考慮すべき事象	発生部位と要因	想定要否の検討	要否	経年劣化事象の分類	要否	理由	長期停止期間中に想定される経年劣化事象
損傷モード		経年劣化		要否							想定される設備の例
16	鉄骨の強度低下	腐食	鉄は一般に大気中の酸素、水分等と化学反応を起こして腐食する。海塩粒子等による腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。	○	全鉄骨構造物 鉄は一般に大気中の酸素、水分等と化学反応を起こして腐食する。海塩粒子等による腐食が促進され、さらには腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。	鉄骨構造物に対して問題となる事象であり想定要	○	鉄骨の強度低下（腐食）	○	腐食の進展は、環境条件（停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要はある。ただし、停止中は運転中と比べて環境条件が大きく異なるものではなく、運転中よりも腐食の進展が促進される状況ではない。	原子炉建屋（上屋鉄骨） 原子炉補助建屋（上屋鉄骨） タービン建屋（上屋鉄骨） 排気筒
17		疲労	繰返し荷重によって疲労が蓄積し、強度が低下する。	○	繰返し荷重が継続的に加わる部位 風等の繰返し荷重によって金属疲労を起こし、強度低下に至る可能性がある。	排気筒など風による共振現象に起因する繰返し荷重を受ける部位について想定要	○	鉄骨の強度低下（疲労）	○	疲労の進展は、環境条件（停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要はある。ただし、評価対象部位は屋外であり、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、運転中よりも疲労の進展が促進される状況ではない。	排気筒（BWR）
18						風などによる繰返し荷重を継続的に受けることにより疲労が蓄積され、強度低下に影響するような構造部材がない場合は想定不要	×		×	運転時と環境条件が変わるものではない。	—
19		化学的腐食	薬品等の浸入によって鉄部が劣化すること、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。	○	全鉄骨構造物 薬品等の浸入によって鉄部が劣化し、鉄骨の強度低下が生じる。	薬品等が浸入する環境にさらされていないことから想定不要	×	—	×	運転時と環境条件が変わるものではない。	—

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

プラント運転期間に影響する可能性がある取替困難な構築物、系統及び機器の 経年劣化事象及び保全ポイント

長期停止期間中の経年劣化がプラント運転期間に影響を及ぼさないように保全活動を行うことを確実にするため、別添 A では、長期停止期間中における経年劣化の進展が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・構築物を対象に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントを示す。

1. 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・構築物

1.1 抽出結果

以下の機器・構築物を、経年劣化事象及び保全ポイントの整理対象とする（抽出フローについては、参考-9 ページの「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・構築物の抽出」参照）。

- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・コンクリート構築物

1.2 留意事項

(1) 前提条件

長期停止期間中の経年劣化影響有無の整理にあたり前提とした機器・構築物の使用環境を表 1.2-1 に示す。

なお、長期停止期間中の経年劣化影響有無の整理にあたり、表 1.2-1 以外で個別に機器・構築物の使用環境の前提条件を定める必要がある場合は、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントの表中に補足説明している。

(2) 対象部位

第 2,3 章においては、1.1 節に掲げる機器・構築物のうち、取替困難な部位を対象を絞り、経年劣化事象及び保全ポイントの整理を行う。

なお、表 1.2-2 に示す取替可能な部位^{*}については、個別に想定される経年劣化事象を元に、本ガイドラインの添付資料①③を参考にしながら、保管対策等の保全活動を検討する。

※：PLM 学会標準で示されている部位単位で示すものとし、特定の場所であれば部分的に取替ができるような部位（例：冷却材入口管台セーフエンド継手）であっても、部位単位で全取替ができない場合は、取替可能な部位とはみなさないものとする。

表 1.2-1 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

（本頁以下余白）

表 1.2-2 取替可能な部位（原子炉圧力容器）

機器・構造物	部位	材料※ ¹	経年劣化事象※ ¹
原子炉圧力容器（PWR）	上蓋 上蓋フランジ	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	疲労割れ
			中性子照射脆化
			クラッド下層部のき裂
	蓋用管台 空気抜用管台	インコネル 600 合金	疲労割れ 応力腐食割れ
インコネル 690 合金		疲労割れ 応力腐食割れ（溶接金属を含む）	
原子炉圧力容器（BWR）	上鏡 上鏡フランジ	低合金鋼	腐食（全面腐食） 疲労割れ
		低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	腐食（全面腐食） 疲労割れ クラッド下層部のき裂
	スタッドボルト	低合金鋼	腐食（全面腐食） 疲労割れ
			（消耗品・定期取替品）
原子炉圧力容器（PWR/BWR 共通）	リング	—	

※ 1 : PLM 学会標準で示されているものを記載する。

表 1.2-2 取替可能な部位（原子炉格納容器）

機器・構造物	部位	材料※ ¹	経年劣化事象※ ¹
原子炉格納容器（PWR）	アニュラスシール	—	（消耗品・定期取替品）
		ブチルゴム，クロロ プレンゴム	劣化
原子炉格納容器（BWR： Mark-I 改）	上鏡	炭素鋼	腐食（全面腐食） 疲労割れ
	主フランジボルト	合金鋼，低合金鋼	腐食（全面腐食）
	フランジガスケット	—	（消耗品・定期取替品）
	真空破壊弁	炭素鋼鋳鋼，炭素鋼	腐食（全面腐食）
	ストレーナ	ステンレス鋼	閉塞
原子炉格納容器（BWR： Mark-II 及び Mark-II 改）	トップヘッド	炭素鋼	腐食（全面腐食）
	主フランジボルト	低合金鋼	腐食（全面腐食）
	ダイヤフラムフロ アーシールベロー ズ	エチレンプロピレン ゴム	劣化（硬化）
	ガスケット	—	（消耗品・定期取替品）
	真空破壊弁	炭素鋼	腐食（全面腐食）
原子炉格納容器（PWR：プレ ストレスト コンクリート 製）	プレストレストシ ステム（テンドン 等）	PC 鋼材等	テンドンの緊張力低下

※1：PLM 学会標準で示されているものを記載する。

2. 原子炉圧力容器

2.1 原子炉圧力容器 (PWR)

PLM 学会標準及び 2019 年末までに国内既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書等を元に、原子炉圧力容器のうち、取替困難な部位に想定される経年劣化事象を整理した結果を表 2.1-1 に、表 2.1-1 に記載の経年劣化事象毎に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントを整理した結果を表 2.1-2 示す。また、原子炉圧力容器 (PWR) の構造の例を図 2.1-1 に示す。

表 2.1-1 原子炉圧力容器 (PWR) に想定される経年劣化事象

部位※ ¹	材料※ ¹	経年劣化事象※ ¹
上部胴, 下部胴, 下部鏡	低合金鋼 (ステンレス鋼クラッド)	低サイクル疲労
		中性子照射脆化
		クラッド下層部のき裂
上部胴フランジ	低合金鋼 (ステンレス鋼クラッド)	ピitting
		低サイクル疲労
		クラッド下層部のき裂
冷却材入口管台, 冷却材出口管台	低合金鋼 (ステンレス鋼クラッド) [セーフエンドはステンレス鋼, 溶接金属は 600 系ニッケル基合金]※ ²	低サイクル疲労
		応力腐食割れ (溶接金属)
		クラッド下層部のき裂
安全注入管台※ ³	低合金鋼 (ステンレス鋼クラッド) [セーフエンドはステンレス鋼, 溶接金属は 600 系ニッケル基合金]	低サイクル疲労
		応力腐食割れ (溶接金属)
		クラッド下層部のき裂
炉内計装筒	600 系ニッケル基合金 [セーフエンドはステンレス鋼, 溶接金属は 600 系ニッケル基合金]※ ⁴	低サイクル疲労
		応力腐食割れ (溶接金属を含む)
炉心支持金物	600 系ニッケル基合金※ ⁴	低サイクル疲労
		応力腐食割れ (溶接金属を含む)
容器支持金物	低合金鋼	低サイクル疲労

※¹ : 以下の方針で記載する。(以下の表においても同じ)

- ・ 部位 : PLM 学会標準 (2015) の附属書 A の「部位」で示されているものを記載する。
- ・ 材料 : 既設プラントで採用されている材料の実績を元に記載する。
- ・ 経年劣化事象 : 2019 年末までに既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書の実績を元に記載する。(記載の網羅性の観点から、個別プラント毎で採用している材料等を踏まえると想定不要な経年劣化事象も記載している)

※² : 溶接金属に 690 系ニッケル基合金を使用しているプラント又は溶接金属の接液部に 690 系

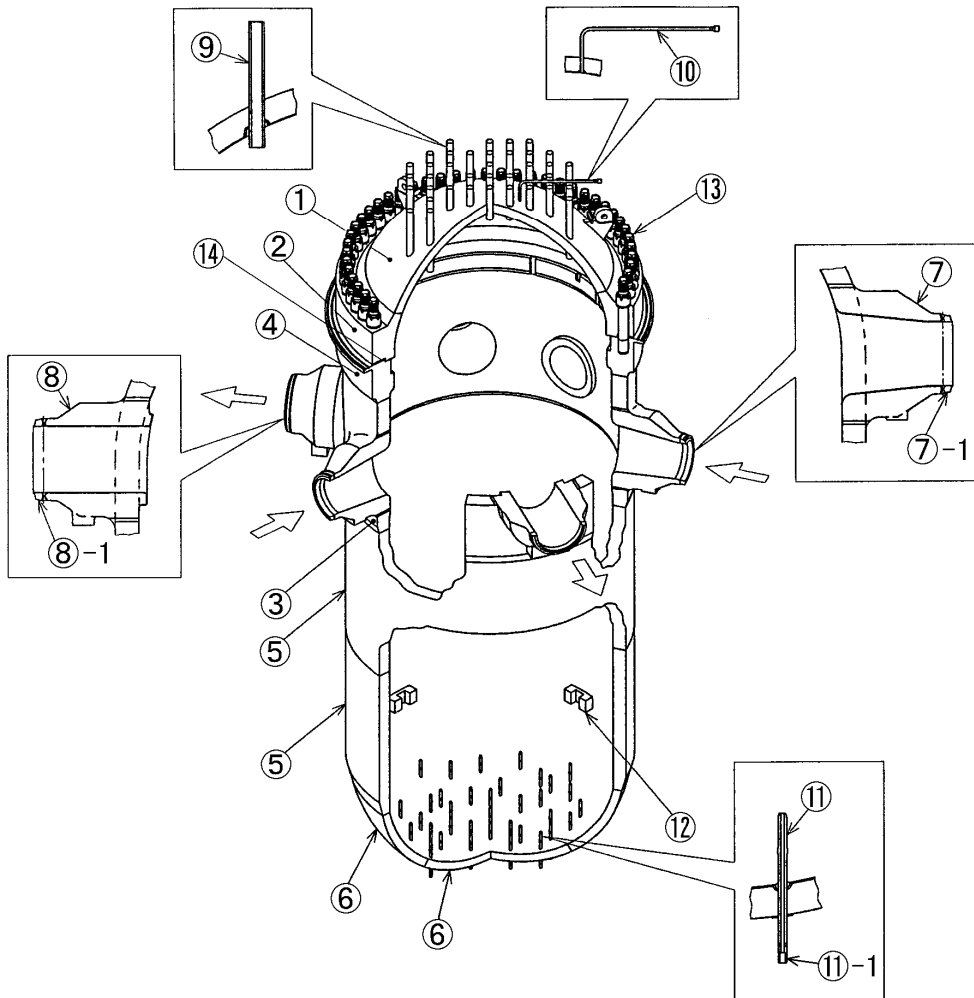
ニッケル基合金クラッド施工を行っているプラントもある。

※3：安全注入管台を有していないプラントもある。

※4：溶接金属を含む材料に 690 系ニッケル基合金を使用しているプラントもある。

No.	部 位
①	上 蓋※ ¹
②	上蓋フランジ※ ¹
③	上 部 胴
④	上部胴フランジ
⑤	下 部 胴
⑥	下 部 鏡
⑦	冷却材入口管台
⑦-1	セーフエンド
⑧	冷却材出口管台
⑧-1	セーフエンド

No.	部 位
⑨	蓋用管台※ ¹
⑩	空気抜用管台※ ¹
⑪	炉内計装筒
⑪-1	セーフエンド
⑫	炉心支持金物
⑬	スタッドボルト※ ¹
⑭	リング※ ¹



※ 1 : 取替可能な部位

図2. 1-1 原子炉圧力容器 (PWR) の構造の例

表 2.1-2 原子炉圧力容器 (PWR) に対する長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイント

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
		影響の有無	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	—	
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	—	
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
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、	—	

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		
			<p>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は考慮する必要はない。</p>		
ピitting	上部胴フランジ	②	<p>上蓋を閉止している場合は、フランジ部が狭隙部となり、ピittingが想定される。上蓋を開放して保管している場合は狭隙部が存在しないため、ピittingの想定は不要だが、ステンレス鋼クラッドがないフランジ面に対しては、劣化（発錆）の発生を抑制する保管管理が必要</p>	<p>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</p>	

【凡例】

- 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。
- 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。
- ③：長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。

2.2 原子炉圧力容器（BWR）

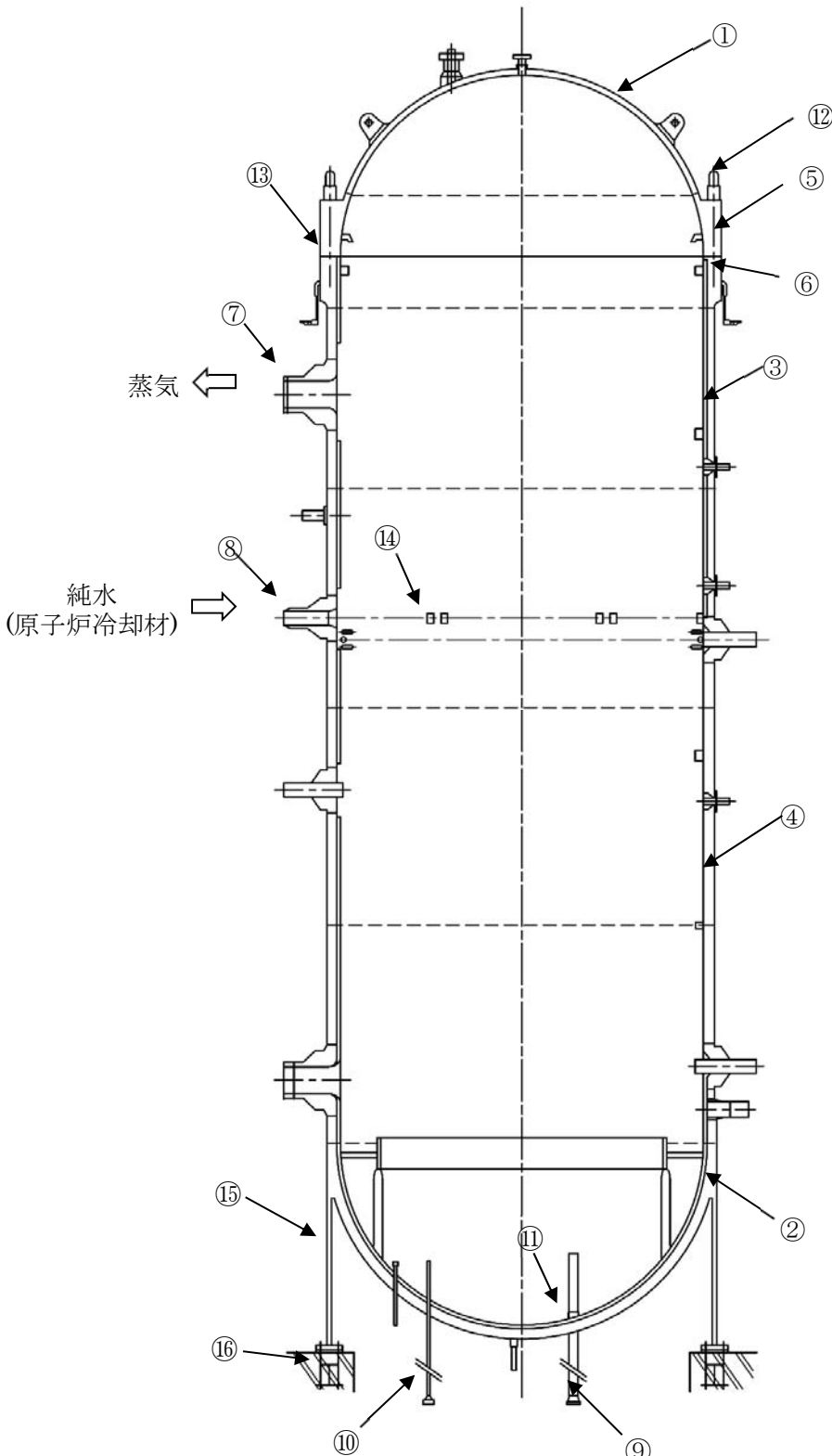
PLM 学会標準及び 2019 年末までに国内既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書等を元に、原子炉圧力容器のうち、取替困難な部位に想定される経年劣化事象を整理した結果を表 2.2-1 に、表 2.2-1 に記載の経年劣化事象毎に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントを整理した結果を表 2.2-2 に示す。また、原子炉圧力容器（BWR）の構造の例を図 2.2-1 に示す。

なお、ABWR の原子炉圧力容器については、高経年化技術評価を未実施のため、PLM 学会標準に経年劣化事象の知見が反映されていないが、基本的な設計思想は BWR の原子炉圧力容器と同様である。

表 2.2-1 原子炉圧力容器（BWR）に想定される経年劣化事象

部位	材料	経年劣化事象
上鏡, 下鏡, 胴	低合金鋼, 低合金鋼(ステンレス鋼クラッド, 高ニッケル合金クラッド)	低サイクル疲労
		中性子照射脆化
		クラッド下層部き裂
		腐食(全面腐食 ^{※1} , 孔食)
主フランジ	低合金鋼 (ステンレス鋼クラッド, 高ニッケル合金クラッド)	低サイクル疲労
		クラッド下層部のき裂
		腐食(隙間腐食, 孔食)
ノズル, セーフエンド, 貫通部シール, ティ	炭素鋼, 低合金鋼	低サイクル疲労
		腐食(FAC 及び全面腐食)
	炭素鋼, 低合金鋼(ステンレス鋼クラッド)	低サイクル疲労
		クラッド下層部き裂
ステンレス鋼, 高ニッケル合金	低サイクル疲労	
	応力腐食割れ(溶接金属を含む)	
ハウジング, スタブチューブ	ステンレス鋼, 高ニッケル合金	低サイクル疲労
		応力腐食割れ(溶接金属を含む)
スタッドボルト	低合金鋼	腐食(全面腐食)
		低サイクル疲労
スタビライザブラケット, スタビライザ	炭素鋼, 低合金鋼	低サイクル疲労
		腐食(全面腐食)
		摩耗
ブラケット	炭素鋼	腐食(全面腐食)
	ステンレス鋼	応力腐食割れ(溶接金属を含む)
支持スカート	低合金鋼	低サイクル疲労
		腐食(全面腐食)
基礎ボルト	低合金鋼, 炭素鋼	腐食(全面腐食)

※1 腐食(全面腐食)は、クラッドが内面に施されていない箇所を対象。



No.	部 位
①	上鏡※ ¹
②	下鏡
③	胴上部
④	胴下部
⑤	上鏡フランジ※ ¹
⑥	胴フランジ
⑦	主蒸気ノズル, セーフエンド
⑧	給水ノズル, セーフエンド
⑨	制御棒駆動機構ハウジ ング
⑩	中性子束計測ハウジン グ
⑪	スタブチューブ
⑫	スタッドボルト※ ¹
⑬	リング※ ¹
⑭	給水スパージャブラケ ット
⑮	支持スカート
⑯	基礎ボルト

※ 1 : 取替可能な部位

図 2. 2-1 原子炉圧力容器 (BWR) の構造の例

表 2.2-2 原子炉圧力容器 (BWR) に対する長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイント

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
		影響の有無	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	—	
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	—	
応力腐食割れ	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°C 未満と低く、原子炉冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要※1※2	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
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	—	

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
		影響の有無	説明		
			意な繰返し応力が付与されな いたため、長期停止期間中のき 裂の進展を考慮する必要はな い。		
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)	
腐食 (全面腐食)	基礎ボルト等	②	停止期間中も著しく腐食が進 行するような環境ではなく、 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、今後も空調運 転を継続する等、格納容器内 の環境を維持することは必 要。	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。	
摩耗 (摺動部)	スタビライザブレイク ット,	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	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	

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
		影響の有無	説明		
	スタビライザ		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。	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。	

【凡例】

- 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。
- 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うように、適切な保全活動を行う必要がある経年劣化事象。
- ③：長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。

3. 原子炉格納容器

3.1 原子炉格納容器（PWR）

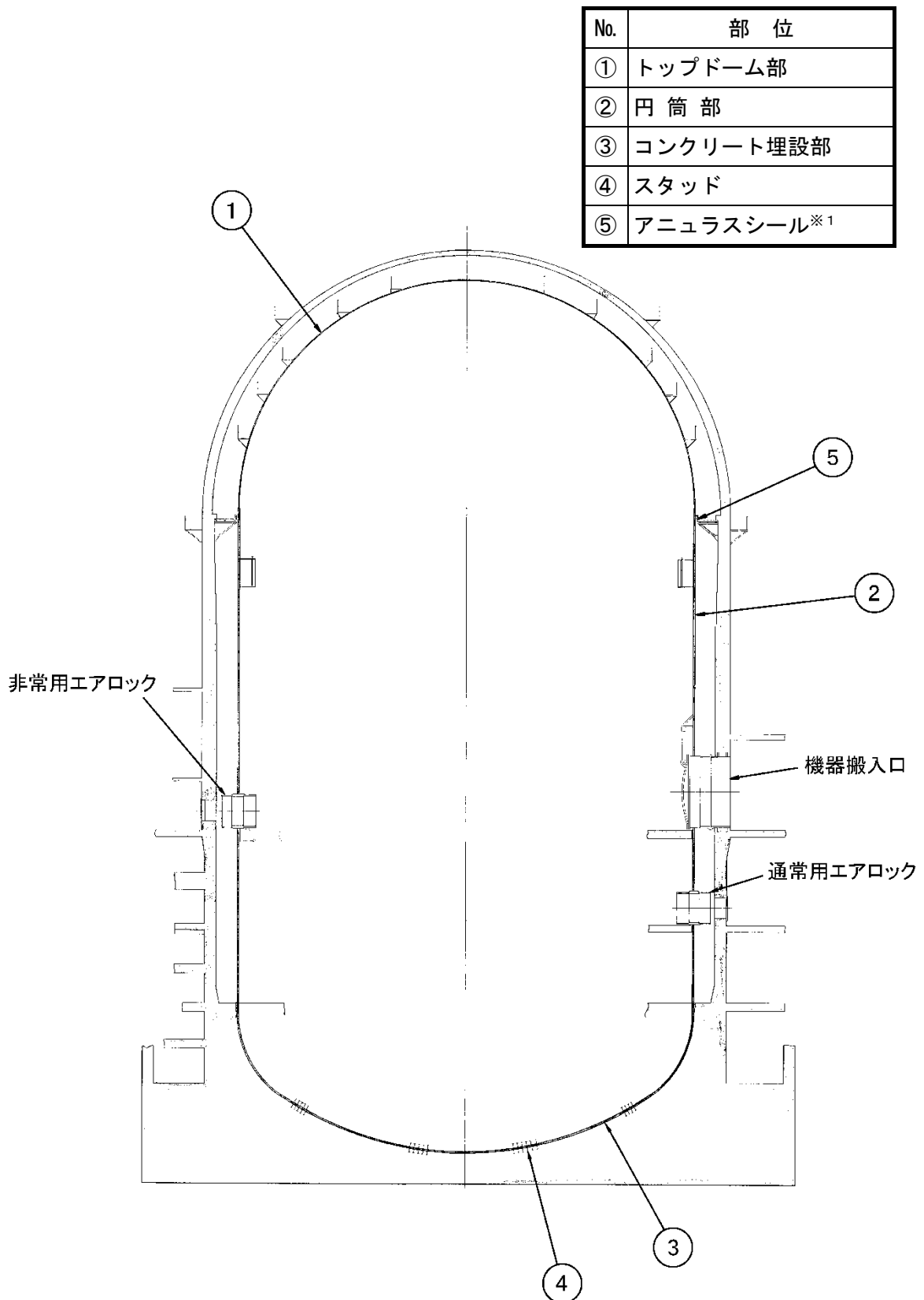
PLM 学会標準及び 2019 年末までに国内既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書等を元に、原子炉格納容器（PWR）のうち、取替困難な部位に想定される経年劣化事象を整理した結果を表 3.1-1 に、表 3.1-1 に記載の経年劣化事象毎に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントを整理した結果を表 3.1-2 に示す。また、原子炉格納容器の構造の例を図 3.1-1 及び図 3.1-2 に示す。

表 3.1-1 原子炉格納容器（PWR）に想定される経年劣化事象^{※1}

部位	材料	経年劣化事象
トップドーム部 ^{※2}	炭素鋼	腐食
		疲労割れ
円筒部 ^{※2}	炭素鋼	腐食
		疲労割れ
コンクリート埋設部（スタッド含む） ^{※2}	炭素鋼	腐食
		疲労割れ

※1：プレストレストコンクリート製原子炉格納容器（以下「PCCV」という。）のうち、鉄筋コンクリートについては、「4. コンクリート構造物」で取り扱う。

※2：PCCV の場合は、ライナープレート及びライナーアンカに相当。



※1：取替可能な部位

図 3.1-1 原子炉格納容器の構造（鋼製の例）

表 3.1-2 原子炉格納容器 (PWR) に対する長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイント

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
		影響の有無	説明		
疲労割れ	トップドーム部等	③	運転中、停止期間中とも大きな圧力・温度変動を受けない	—	
腐食	トップドーム部、円筒部	②	鋼板の内面及び外面 (PCGV の場合はライナープレートの大気接触部) に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持することで、停止期間中の腐食の発生を防止できる	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて再塗装を実施する	
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。	埋設部周辺コンクリートの目視点検	

【凡例】

- 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。
- 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。
- ③：長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。

3.2 原子炉格納容器 (BWR)

PLM 学会標準及び 2019 年末までに国内既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書等を元に、原子炉格納容器 (BWR) のうち、取替困難な部位に想定される経年劣化事象を整理した結果を表 3.2-1 に、表 3.2-1 に記載の経年劣化事象毎に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントを整理した結果を表 3.2-2 に示す。また、原子炉格納容器の構造の例を図 3.2-1 及び図 3.2-2 に示す。

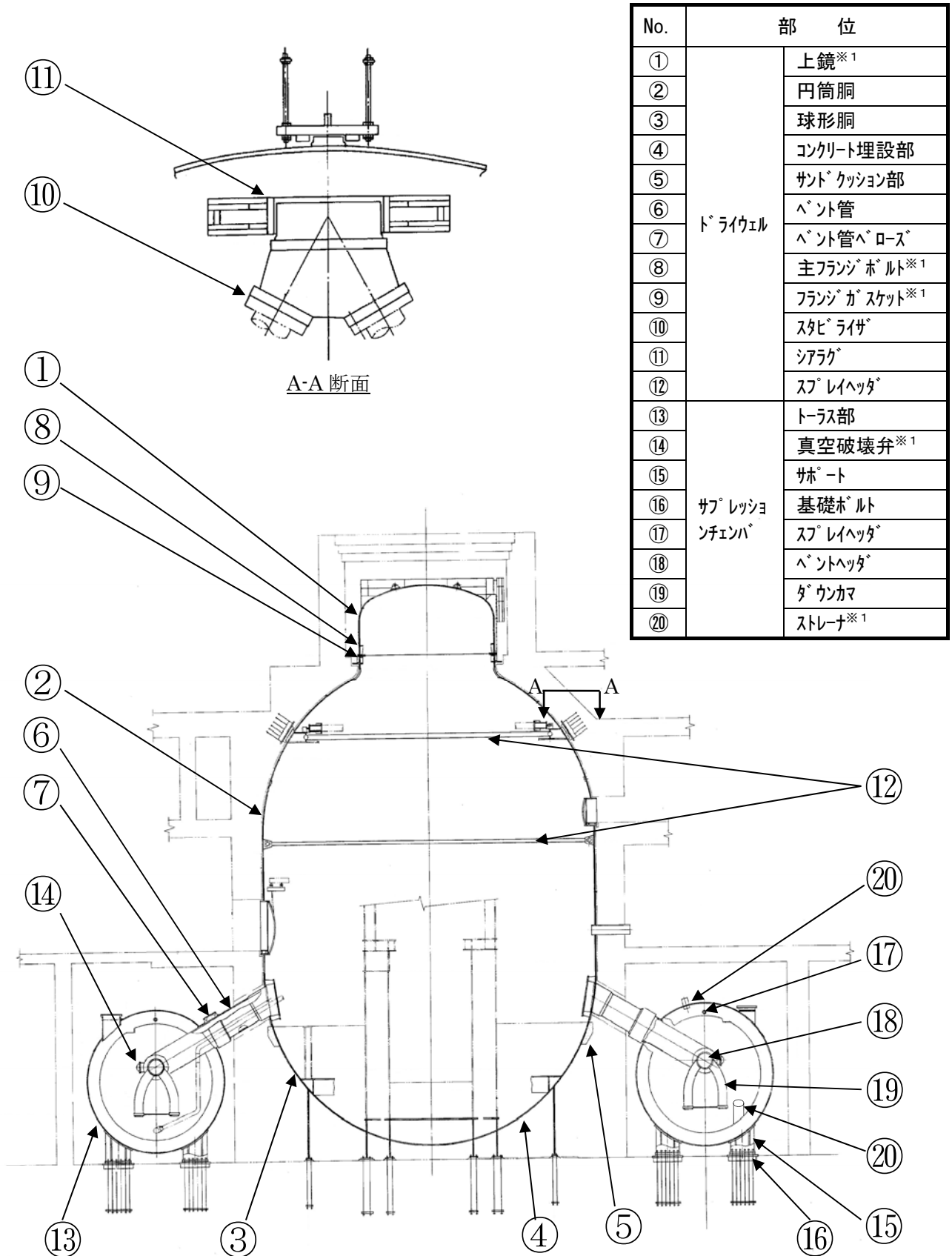
なお、ABWR の鉄筋コンクリート製格納容器 (以下「RCCV」という。) については、高経年化技術評価を未実施のため、PLM 学会標準に経年劣化事象の知見が反映されていないが、主要な経年劣化事象については、Mark-II 及び Mark-I 改の原子炉格納容器の知見と同様である。また、RCCV のうち、鉄筋コンクリートについては、「4. コンクリート構造物」で取り扱う。

表 3.2-1 原子炉格納容器 (BWR) に想定される経年劣化事象

部位	材料	経年劣化事象
ドライウェル (上鏡, 円筒胴, 球形胴, ベント管) ※ ¹ (トップヘッド, 円錐部) ※ ²	炭素鋼	腐食
サプレッションチェンバ (円筒部) ※ ¹ ※ ²	炭素鋼	腐食
サンドクッション部 (鋼板) ※ ¹ ※ ²	炭素鋼	腐食
スプレイヘッダ, ベントヘッダ, ダウンカメラ等 ※ ¹	炭素鋼	腐食
トラス部 ※ ¹	炭素鋼	腐食
ベント管ベローズ ※ ¹	ステンレス鋼	疲労割れ
ベント管 ※ ¹ ※ ²	炭素鋼	腐食
真空破壊弁 ※ ¹ ※ ²	炭素鋼	腐食
主フランジボルト ※ ¹ ※ ²	低合金鋼	腐食
ダイヤフラムフローアールシールベローズ ※ ¹ ※ ²	ステンレス鋼	疲労割れ
	エチレン・ポリエチレンゴム	劣化 (硬化)
スタビライザ, シアラグ ※ ¹ ※ ²	炭素鋼, 低合金鋼	腐食 摩耗
	低合金鋼	腐食
基礎ボルト ※ ¹ ※ ²	低合金鋼	腐食

※¹ : 原子炉格納容器 (Mark-I 改) の構造に対する部位

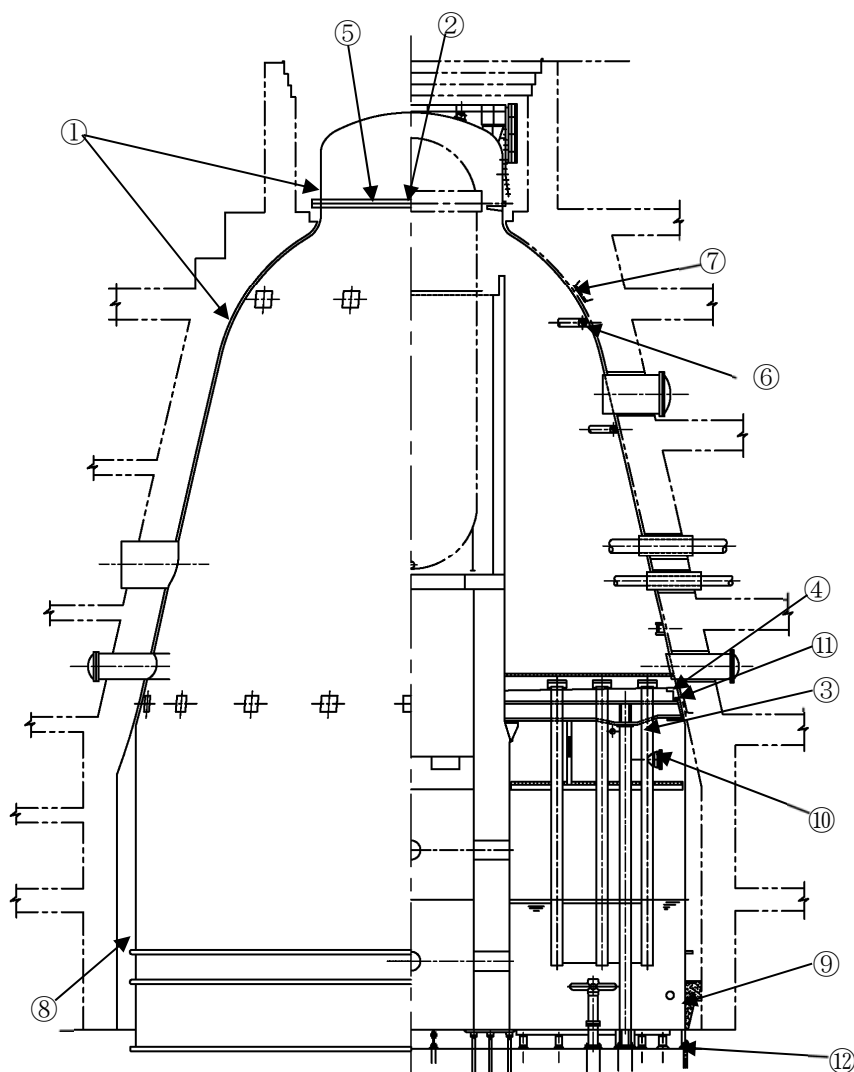
※² : 原子炉格納容器 (Mark-II) の構造に対する部位



※1：取替可能な部位
図 3.2-1 代表的な原子炉格納容器（BWR Mark-I 改）の構造

No.	部 位
①	トップヘッド※ ¹ , 円錐部
②	主フランジボルト※ ¹
③	ベント管
④	ドライ ウェル
	ダイヤフラムフロー ー シールベローズ※ ²
⑤	ガスケット※ ¹
⑥	スタビライザ
⑦	上部シアラグ

No.	部 位
⑧	円筒部
⑨	サプレッ ションチ エンバ
	サンドクッション部 (鋼板)
⑩	真空破壊弁※ ¹
⑪	下部シアラグ
⑫	基礎ボルト



※¹ : 取替可能な部位

※² : フレンジベローズについては取替可能な部位

図 3.2-2 代表的な原子炉格納容器 (BWR Mark-II) の構造

表 3.2-2 原子炉格納容器に対する長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイント

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
		影響の有無	説明		
腐食	ドライウェル、サブ レシヨンチェンバ (円筒部等) 等	②	鋼板の内面及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	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 リートの中酸化等の影響は考慮する必 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。	埋設部周辺コンクリートの 目視点検	
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	—	
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、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。	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。	

【凡例】

- 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。
- 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。
- ③：長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。

4. コンクリート構造物

4.1 経年劣化影響の抽出

PLM 学会標準及び 2019 年度末までに国内既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書等を元に、長期停止期間中にコンクリート構造物に想定される経年劣化事象を整理した結果を表 4.1-1 に示す。表 4.1-1 に記載の経年劣化事象毎に、長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイントを整理した結果を表 4.1-2 に示す。なお、コンクリート構造物（PCCV を除く）については、PWR と BWR で想定される経年劣化事象及び経年劣化要因が共通であることから、以下にまとめて記載する。

表 4.1-1 コンクリート構造物に想定される経年劣化事象及び経年劣化要因

区分	構造物	経年劣化事象	経年劣化要因
PWR BWR 共通	コンクリート構造物	コンクリートの強度低下	熱
			放射線照射
			中性化
			塩分浸透
			アルカリ骨材反応
			機械振動
		凍結融解	
		コンクリートの遮蔽能力低下	熱

4.2 長期停止期間中の保全ポイント

長期停止期間中に想定される経年劣化事象及び経年劣化要因の影響と長期停止期間中の保全ポイントを表 4.2-1 に示す。

表 4.2-1 コンクリート構造物に対する長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイント

経年劣化要因 (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。	—	
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。	—	
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を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)	
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を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)	

経年劣化要因 (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 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を行 う。(運転中と同様の保全活動 を継続する)	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。
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、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。	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を行 う。(運転中と同様の保全活 動を継続する)	

経年劣化要因 (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		備考
		影響の有無	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が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。	長期停止期間中の 保全ポイント 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を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)
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。	—

【凡例】

- 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。
- 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。
- ③：長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。

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、長期停止期間中の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 (mm), t : 材齢 (年), A : 中性化速度係数 (mm/√年)) 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 20mm 奥まで達した時としているが、中性化深さが当該位置に進展しているか又は進展する可能性があったとしても、ただちにコンクリート部材の強度が低下する訳ではない。本来は、図 4.2-1 に示すように、コンクリート部材としての強度低下 (D 点) は、中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さに到達した後に、鉄筋の腐食が発生 (B 点) し、さらにそれが進展して酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ (C 点)、それが進展することで発生する。このことは、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」において、「評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。」という要求事項に適合していれば、安全性を確保し得ると判断されるところとされ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。

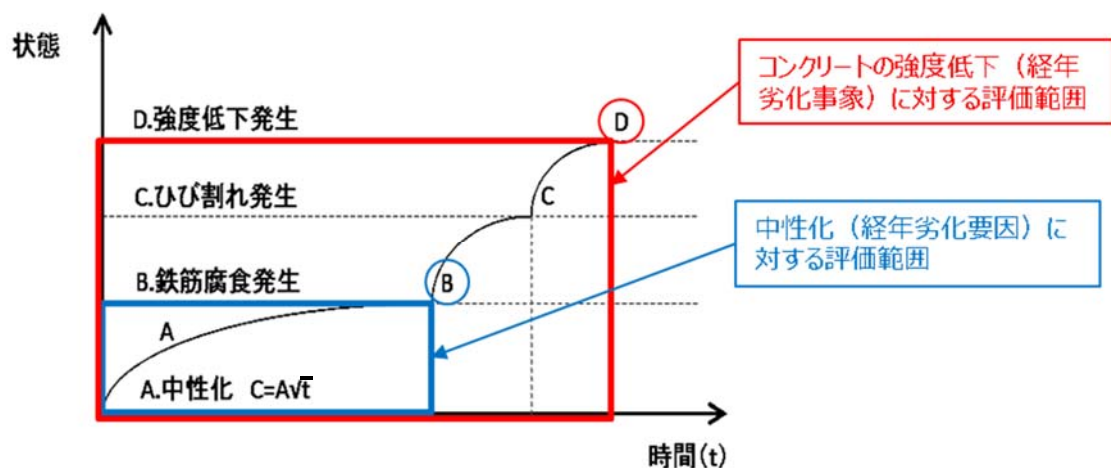


図 4.2-1 中性化による影響の概念図

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及び余裕を確認するため、停止期間 20 年を仮定した場合の運転開始後 80 年時点における中性化深さについても評価したところ、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っていることから、20 年以上の余裕を有しており、長期停止期間中における中性化の進展が僅かであると判断できる。さらに、通常運転時から目視点検などの保全活動を継続しており、中性化によるひび割れ等がないことを確認している。

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

表 4.2-2 各プラントにおける中性化深さと評価基準値の関係

(単位：cm)

プラント ^{*1}	評価対象部位 ^{*2}	高経年化技術評価 (運転開始後約30年時点)における 中性化深さ		高経年化技術評価 (運転開始後約40年時点)における 中性化深さ		調査時の運転開始 後経過年数	運転期間延長認可申請の劣化状況評価 (運転開始後約40年時点)における 中性化深さ	運転開始後 60年時点の 中性化深さ 推定値 ^{*3}	運転開始後 80年時点の 中性化深さ 推定値 ^{*3}	評価基準値 ^{*4}
		調査時の運転開始 後経過年数	測定値	推定値 ^{*3}	測定値					
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(タクト舎)	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√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2.0mm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あるか認められる場合は、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。

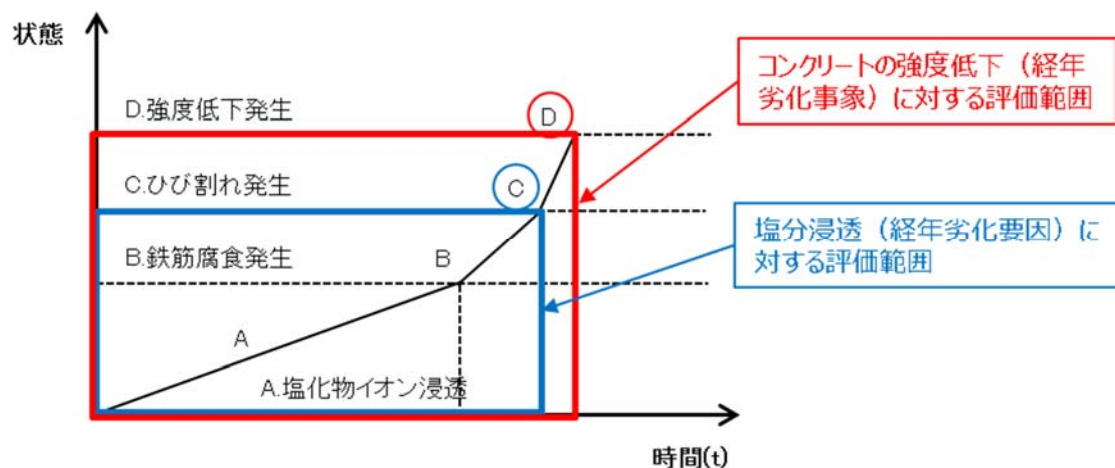


図 4.2-2 塩分浸透による影響の概念図

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及び余裕を確認するため、停止期間 20 年を仮定した場合の運転開始後 80 年時点における鉄筋の腐食減量についても評価したところ、評価基準値を下回っていることから、20 年以上の余裕を有しており、長期停止期間中にお

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

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

表 4.2-3 各プラントにおける鉄筋の腐食減量と評価基準値の関係

(単位：×10⁻⁴g/cm²)

プラント ^{*1}	評価対象部位 ^{*2}	高経年化技術評価 (運転開始後約30年時点)における 鉄筋の腐食減量		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	推奨値 ^{*3}	調査時の運転開始 後経過年数	推奨値 ^{*3}	推奨値 ^{*3}	推奨値 ^{*3}	推奨値 ^{*3}	推奨値 ^{*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。

「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」の活用例

本解説は、本ガイドラインの添付資料及び別添 A で提供する、長期停止期間中に想定される経年劣化事象又は保全ポイントに関する知見を、長期停止期間中における保全活動（保管・点検及び起動前点検）の検討に活用する方法について例示したものであり、各事業者は、この活用例を参考にしながら、本ガイドラインの保全活動（建設中プラントを含む）の検討を行うことができる。

なお、以下の活用例においては、活用者の表記について、「設備所管箇所」「保全活動とりまとめ箇所」のような一般化した記載としているが、実際の活用にあたっては、個別事業者で定めた組織の責任箇所に読み替えて活用する。

（活用例 1）保管対策の検討への活用

以下では、第 3 章に基づき、添付資料①及び別添 A を活用し、新たに「特別な保全計画」を定め、系統単位で保管対策を検討する場合の活用例を示す。（「図 1-1 保管対策の検討フロー例」参照）

なお、各事業者で既に採用している保管対策の有効性評価や保管対策の変更等の検討を行う場合においても、下記の例に準じて活用することができる。

（1）機能要求がない系統の選定

原子力発電所の保全活動とりまとめ箇所は、本ガイドラインの 2.1 節を踏まえ、長期停止期間中に使用しない構築物、系統及び機器を、系統単位で抽出する。

（2）保管対策対象系統及び保管対策の検討

原子力発電所の保全活動とりまとめ箇所は、（1）で抽出した系統に属する構築物、系統及び機器のうち、本ガイドラインの 2.2 節の【解説 3】で示すとおり、各事業者における保管対策の採用事例（例を表 1 に示す）やメーカー提案等を参考に、長期停止期間中においても劣化進展を抑制する必要がある保管対策対象系統及び保管対策を検討する。

（3）保管対策のチェック

以下の a. ～ c. の観点からチェックを行う。

なお、チェックの結果、系統単位で統一的な保管対策を設定できない場合は、当該系統を構築物、系統及び機器の単位等に分解の上、（2）に戻り、保管対策を改めて検討する。

a. 添付資料①の知見の確認

原子力発電所の設備所管箇所は、通常保全サイクルにおいて当該系統に属する機器に想定される経年劣化事象及び添付資料①の記載内容を参考に、当該系統において想定される経年劣化事象を抽出する。

その上で、添付資料①の「理由」欄を参考に、(2)で定めた保管対策について、更に考慮する必要がある事項がないか確認する。(添付資料①の活用イメージ(一例)は、図1-2参照)

b. 別添Aに定める保全ポイントの反映

原子力発電所の設備所管箇所は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器については、別添Aに定める保全ポイントが長期停止期間中の保全活動として定められていることを確認する。

c. 運転経験の反映

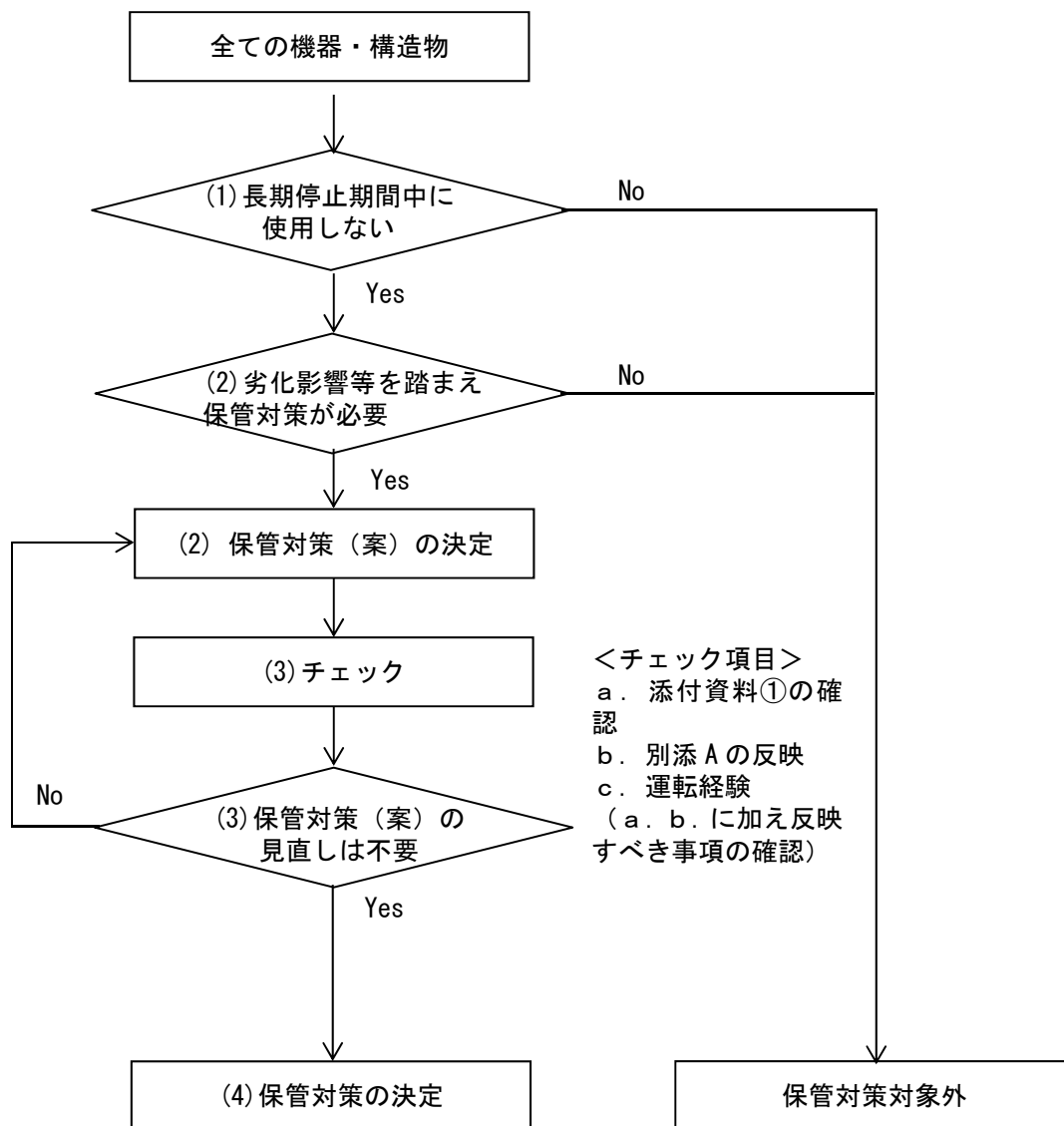
原子力発電所の設備所管箇所は、別途入手した、長期停止期間中における運転経験に係る情報(トラブル等情報やCAP情報)を元に、当該系統に属する機器に対し、a. b.に加え、更に保管対策への反映が必要なものがないか確認する。

(4) 保管対策の決定

原子力発電所の保全活動とりまとめ箇所は、(3)の検証結果を踏まえ、保管対策を決定する。

表 1 保管対策の例

主な保管対策	説明	対象構築物, 系統及び機器 (例)
満水保管	水質管理を適切に行うことで, 腐食の進展を抑制する。	原子炉圧力容器
	系統配管等を脱気水やヒドラジン水等で満たすことで, 溶存酸素による腐食の進展を抑制する。	2次系配管 (PWR)
乾燥保管	乾燥状態で保管することで, 溶存酸素や結露等による腐食の進展を抑制する。	タービン
塗膜管理	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認する。	原子炉格納容器
作動確認 (定期運転, ターニングを含む)	軸受固着(油切れ)の抑制の観点から, 定期的に作動させる。	回転機器全般



(補足)

保全の有効性評価等のタイミングで保管対策のチェックのみ実施する場合は、(2)を採用済みの保管対策に置き換え、フロー「(3)チェック」以降を実施する。

図 1 - 1 保管対策の検討フロー例

ATENAガイド				チェック欄 (イメージ)
停止中スクリーニング				
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				
	要否	理由	想定される設備の例	
腐食	○	..	ポンプ, 容器, 配管, 弁等	
固着	○	<p>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。 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。</p>	<p>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)</p> <p>【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) 潤滑材の劣化により遮断器が固着(NUCIA通番 11906, 12762)</p>	<p>○○ポンプは, 定期運転を計画しており, 保管対策の内容に問題はない。</p>

添付資料①の「想定される設備の例」を参考に, 想定される経年劣化事象を抽出

チェック欄を設け, 理由欄を参考に, 経年劣化管理の観点から保管対策(案)の内容に問題ないかチェックする

図1-2 添付資料①の活用イメージ(一例)(保管対策のチェック)

(活用例2) 点検の検討への活用

以下では、第4章に基づき、添付資料②を活用し、保全の有効性評価等のタイミングで長期停止期間中における点検計画等をチェックする場合の活用例を示す。(「図2 点検計画等のチェックのフロー例」参照)

(1) 使用条件が異なる機器の抽出

発電所設備所管箇所は、本ガイドラインの2.3節を踏まえ、現場での機器の使用状態(使用頻度や運用)の確認結果、添付資料②の「想定される機器の例」に記載されている情報等を参考に、通常保全サイクルと比べて使用条件が異なる機器を抽出する。

(2) 点検計画等のチェック

(1)で抽出された機器を対象に、添付資料②の知見を踏まえた点検計画となっているかチェックし、チェック結果を元に、点検計画又は使用条件の見直しを検討する。

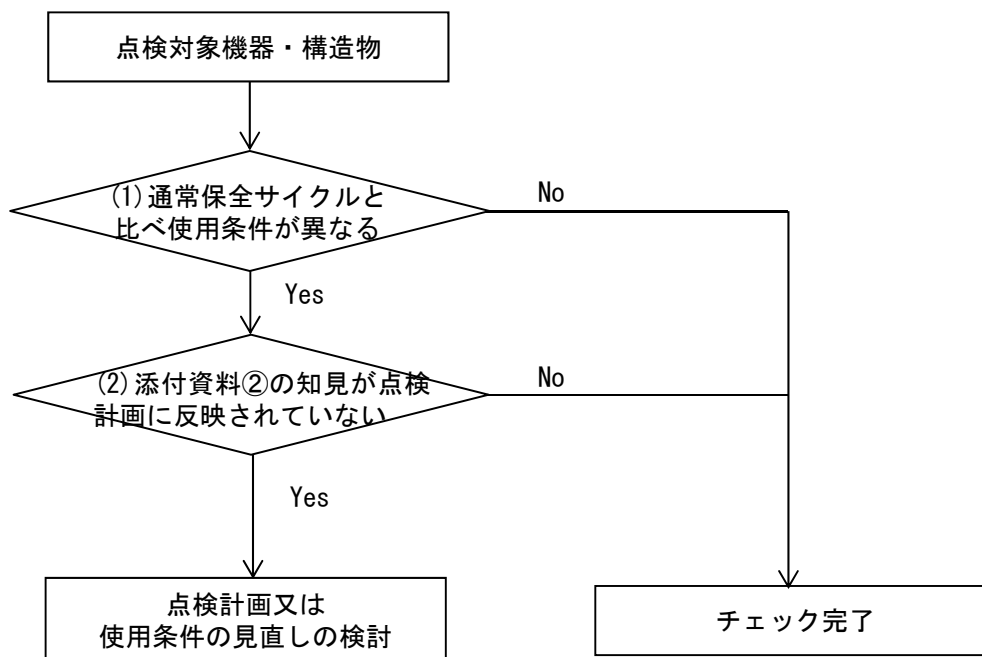


図2 点検計画等のチェックのフロー例

本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

本ガイドラインは、原子力発電所の長期停止期間中の保全活動で得た現場経験及び経年劣化事象に関する知見を参考にして、作成したものである。

以下に、その現場経験及び知見と、添付資料と別添 A への反映方針について、整理した。

2. インพุット情報の分類

本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 本ガイドラインの技術ベース作成にあたり使用したインพุット情報 一覧

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

※：長期停止期間中に関係する情報

3. 現場経験等

(1) 国内 OE 情報

①：NUCIA 情報

【情報抽出方法】

本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する情報を抽出した。

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する情報については、上記の抽出情

¹ 「原子力施設情報公開ライブラリー」のこと。

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。

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

【抽出結果】

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

④：長期停止期間中の海外 OE 分析情報

【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。

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。

本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

本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 現場の保全活動や 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想定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、劣化想定が厳しくなる経年劣化事象について、PLM 評価書（冷温停止版）で抽出している。PLM 評価書において各事業者において抽出している経年劣化事象を表 7 に示す。

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

⁵日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」

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

表7 長期停止期間中に使用する機器・構造物で想定が厳しくなる経年劣化事象

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

c. 長期停止期間中は想定不要と整理できる経年劣化事象

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

c-1. 機械設備、電気設備及び計装設備

PLM 評価書において想定されるとしている経年劣化事象に関して、機器・構造物の保管環境の変化に伴い、経年劣化要因の影響が極めて小さくなるため、想定不要と整理される事象がある。本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。本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. 本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、本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。

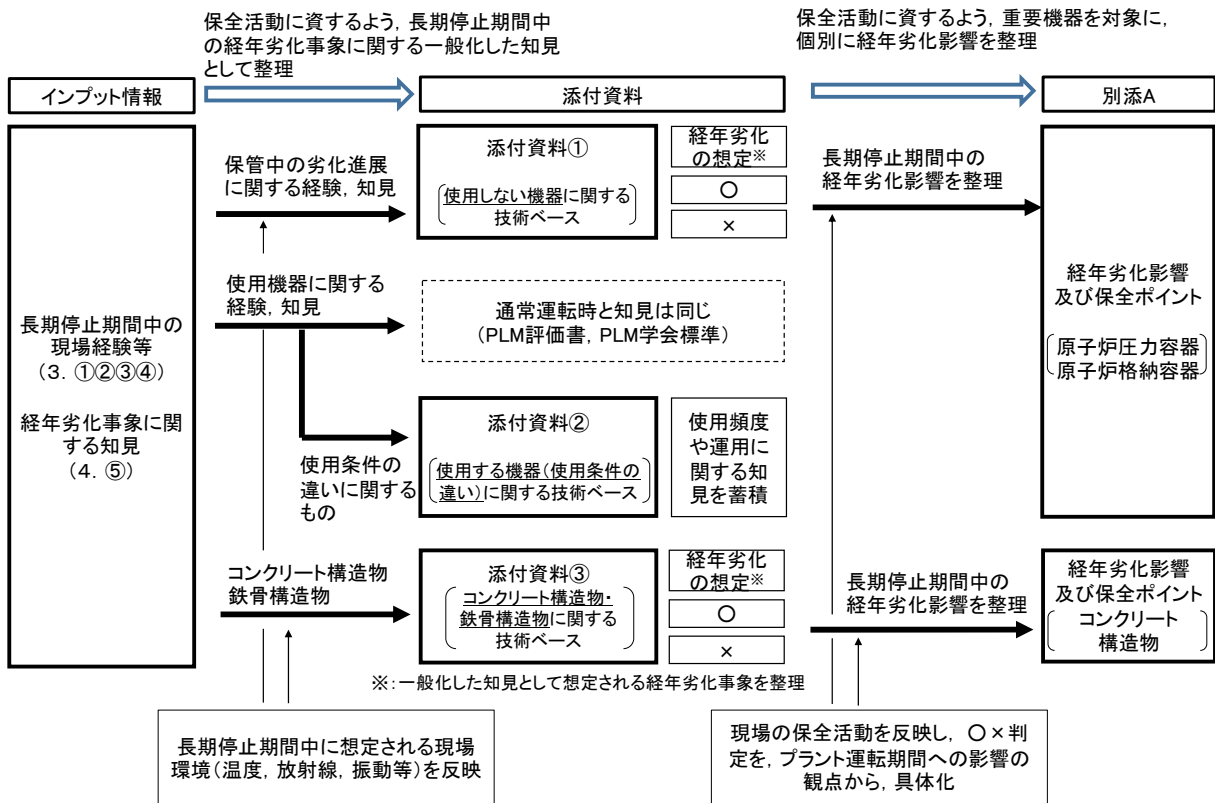


図1 インプット情報（技術ベース）と本ガイドラインとの関係

(1) 前提条件

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

(2) 添付資料の記載方針

添付資料①について

- ・使用しない機器に関する経年劣化事象の技術ベースとして整理。

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

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

添付資料②について

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

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

添付資料③について

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

（想定要否の分類（添付資料①及び③））

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

表 8 添付資料①及び③で採用した想定要否整理の考え方

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

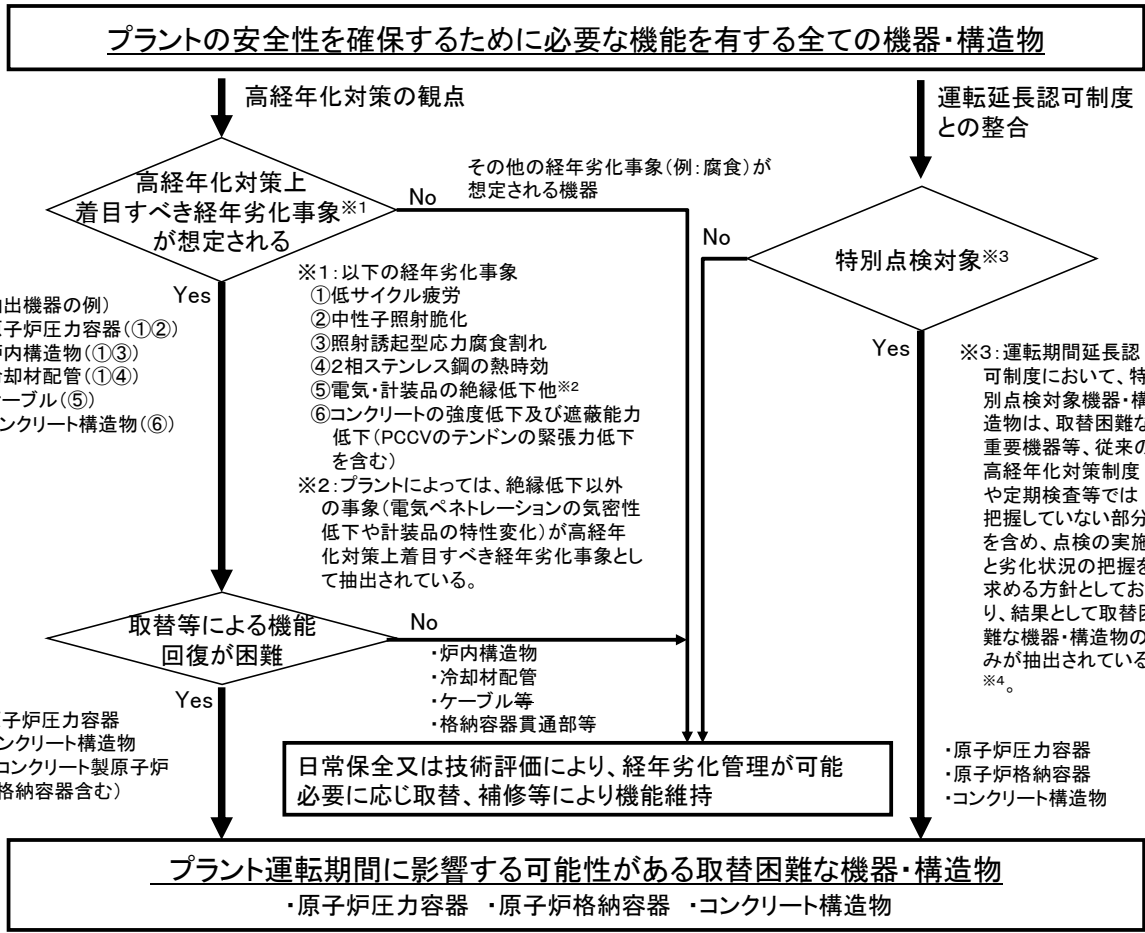
（現場経験等の反映）

現場の活用性の促進を企図し、想定要事象の理由欄及び想定される設備欄に、国内外 OE 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の前提とした使用環境
- 別紙2：添付資料①及び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
- 別紙3：現場経験等に関する情報と本ガイドライン(添付資料①～③)の関係
- 別紙4：本ガイドライン(別添A)と技術ベースとの関係

表 9 本ガイドライン別添 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、本ガイドライン別添 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。
- 本ガイドラインでは、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	分類	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 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。	原子炉 圧力容器	水質管理 養生・点検 水質管理 空調運転・点検 点検
	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 格納容器	塗膜点検 点検 点検 (周辺コンクリート部)
なし	③	長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。	コンクリート 構造物※	点検 点検 点検 点検 点検 点検
			原子炉 圧力容器 原子炉 格納容器 コンクリート 構造物	不要

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

通報番号	情報区分	発生日時	発生場所	発生状況	発生原因	原因調査の概要	現象の概要	原因調査の結果	再発防止対策	関連する経年劣化事象※	経過年数(※)
1294	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	約7年7ヶ月
1294	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	約7年7ヶ月
1159	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	2017年9月19日	約7年7ヶ月

*長期停止の経過年数(報列日(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する情報

別表2

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

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

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

添付資料及び別添 A の前提とした使用環境

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

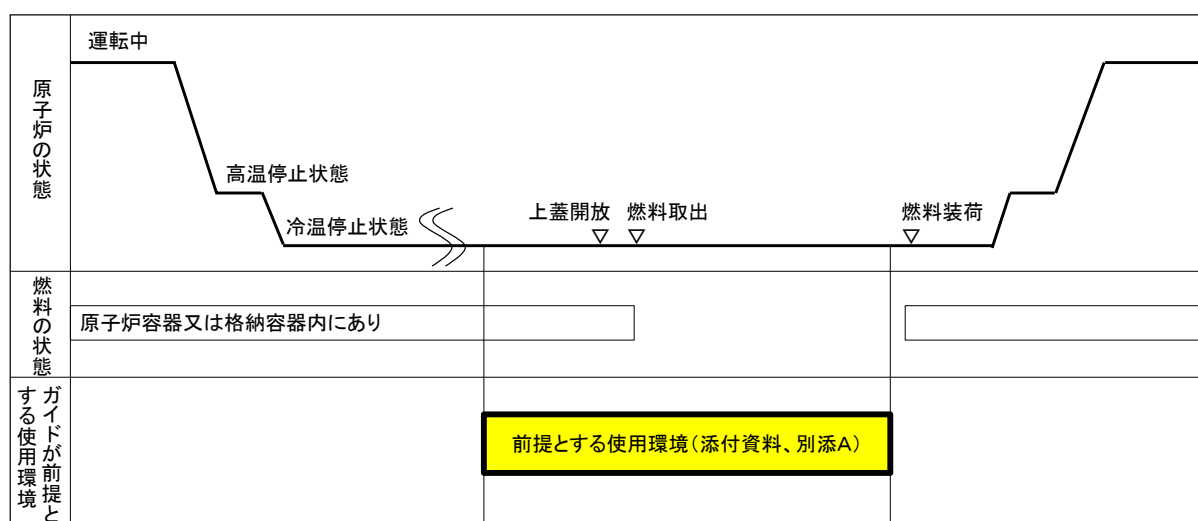


図1 本ガイドラインの技術ベースの前提とする使用環境について

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

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

添付資料①

PLM 学会標準の附属書 E で想定が必要とされている経年劣化事象（「第 2 段階スクリーニング」で想定要（○）になっている事象）のうち、経年劣化事象のメカニズムを踏まえると、一般的に、機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進展の可能性が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○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及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)
靱性低下	・ 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	ステンレス鋼鑄鋼使用機器 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及び想定される設備の例

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

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

（※2）：高経年対策上着目すべき経年劣化事象。

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

d. 流れによる劣化（流れ加速型腐食，エロージョン，キャビテーション）

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

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

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

表：流れが要因となる経年劣化事象の一覧及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）	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ、ファン、モーター、タービン等（主軸、軸継手等） ・弁（弁体、弁棒等） ・メタクラ等（遮断機の接触子） ・クレーン、燃料取扱装置（車輪部、ワイヤーロープ等） 	（※1）
摩耗 （機器の使用に伴い発生する振動、熱移動により生じるもの）	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器（伝熱管） ・配管サポート（ピン等摺動部材） ・重機器サポート（バッド、ヒンジ、ピン等） 	（※1）

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

f. 電圧の印加／通電による劣化（トリーイング，断線等）

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

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

表：電圧の印加／通電が要因となる経年劣化事象の一覧及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） ・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
及び想定される設備の例

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

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

以上

添付資料③で長期停止期間中は想定不要（×）と判断している経年劣化事象

a. コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

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

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

表：コンクリートの経年劣化事象に影響を及ぼす要因及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DESTAL, 一次遮蔽壁	(※1) (※2)
	放射線照射	PWR：内部コンクリート （一次遮蔽壁） BWR：原子炉ペDESTAL, 一次遮蔽壁	(※1) (※2)
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本ガイドライン（添付資料①～③）の関係

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

具体的な反映イメージを次頁に示す。

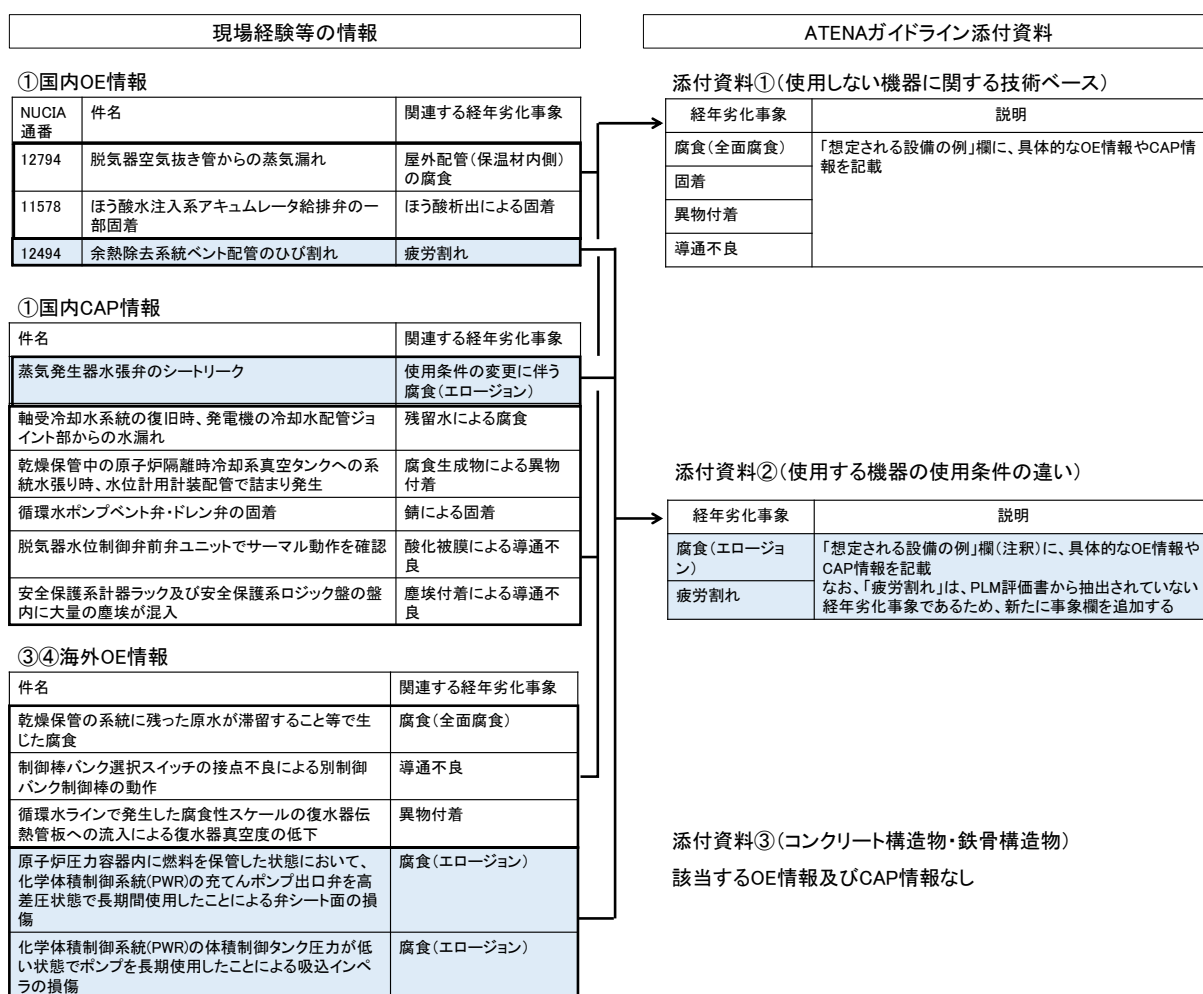


図 1 現場経験等に関する情報の添付資料への反映について

添付資料①

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）

管理NO.	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									
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング				
	工業材料で想定される経年劣化事象		定義	発生部位と要因	経年劣化事象の分類	理由	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		理由	想定される設備の例
	損傷モード	経年劣化事象					要否	要否		
60	異物付着	異物付着	異物の付着による性能低下	熱交換器の伝熱管等熱伝導特性を要求される部位等では異物付着が性能低下につながる。海水系の熱交換器で海生物付着を経験している。	異物付着 (カーク付着)	海水環境等水質管理されていない環境で異物付着が性能に影響を及ぼす部位については想定要	○	海水環境等水質管理されていない環境で保管されている保管中に腐食が想定される系統の設備	【事例（国内）】 参考資料の別表を参照 【事例（海外）】 腐食環境下で保管されていた系統で生じた腐食生成物による伝熱管の詰まりによる性能低下	
61	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。	固着	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	○	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る。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。	ポンプ（軸受）、配管サポート（メカニカルナバ等）、支持脚（スライド脚）、弁（弁体等）、遮断器（操縦機構） 【事例（国内）】 ・加温ヒータ停止によりほぼ酸が析出し弁が固着（NUCIA通番 11578） ・その他、参考資料の別表を参照	
62	耐火物の侵食、割れ	耐火物の侵食、割れ	高温で使われる耐火物の焼却底の溶融物、ハログンガス等による侵食、減肉	高温で使われる耐火レンガは発生の可能性がある。	耐火物	耐火レンガについて想定要	○	耐火物の侵食、割れ	耐火レンガの侵食、割れ	
63	耐火物の割れ	耐火物の割れ	温度変化による耐火物の割れ	耐火キヤスタブルは起動、停止時の温度変化によって発生する可能性がある。	耐火物	耐火キヤスタブルについて想定要	○	耐火物の侵食、割れ	耐火物の侵食、割れ	

0E 情報又は CAP 情報を事例として紹介。
(0E 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）

本ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器（PWR））

経年劣化事象	本ガイドライン（別添 A）*1			補足説明事項
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		
		長期停止期間中の影響有無	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	<p>根拠とする技術ベース*2</p> <p>疲労割れ 1（経年劣化影響技術レポート）, 疲労割れ 2（EPR1 レビュー結果）, 疲労割れ 3（PLM 評価書（参考））</p> <p>低サイクル疲労は、プラントの運転状態（例：起動・停止等）の温度や圧力の変化（過渡）によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する疲労現象である。原子炉圧力容器の管台部などの形状不連続部は応力が集中しやすいために運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。建設時の工事計画認可申請書や PLM 評価書においては、プラント起動・停止等の大きな温度・圧力変動の発生回数に基づき運転期間を通じた疲労の蓄積程度が評価され、健全性が確認されている。</p> <p>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。</p> <p>経年劣化影響技術レポートにおいても、長期停止が低サイクル疲労に与える影響はないとされ、EPR1 にも技術的に妥当と評価されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果）</p> <p>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））</p> <p>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。</p>
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	<p>中性子照射脆化 1（経年劣化影響技術レポート）, 中性子照射脆化 2（EPR1 レビュー結果）, 中性子照射脆化 3（PLM 評価書（参考））</p> <p>原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイドや転位ループ、溶質原子クラスタ形成や粒界偏析などのミクロ組織変化が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する抵抗（韌性）の低下が生じる。この事象を中性子照射脆化と呼んでいる。</p> <p>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。</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、中性子照射脆化に対する長期停止の影響はないとされ、EPR1 にも技術的に妥当と評価されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果）</p> <p>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））</p> <p>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。</p>

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

経年劣化事象	本ガイドライン（別添A）*1				根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		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）	(※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	SC01, SC02, SC03, SC04（経年劣化影響技術レポート）, SC05（EPRI レビュー結果）	<p>応力腐食割れ（SC0）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り発生を防止することができる。</p> <p>通常保全サイクルにおいては、これまでの運転経験等から600系ニッケル基合金を使用した部位にSC0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、SC0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SC03の通り、耐SC0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SC03）</p> <p>長期停止期間中においては、運転中と比べて温度が低くなる一方で、PWRにおいては溶存酸素濃度が大きくなり、飽和溶存酸素量として8ppmになることが想定される。しかしながら、文献SC01,2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SC0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SC0の発生を抑制することができる。（文献SC01,2）</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、100℃未満の環境においてはSC0の感受性が小さいことが述べられるとともに、SC0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SC0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）</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が保全として実施されていることを前提とすれば、SC0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」を確実にを行うことを推奨する。</p> <p>なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISIプログラムに従い検査することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>
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も、長期停止期間	—	UCC1	<p>クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切でないことにより、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。</p> <p>国内の全PWRプラントの原子炉圧力容器においては、材料の化学成分を踏まえ、製作時に溶接入熱を管理しクラッド下層部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）</p> <p>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</p>

*1：別添Aの表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。
*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。
*3：券電所で実際に実行さ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。

経年劣化事象		想定される部位	本ガイドライン (別添 A) *1		備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
			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			
			影響有無	説明			
				中に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。			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itting	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itting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itting (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ことから当該のピitting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」及び「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。

*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。

経年劣化事象	本ガイドライン (別添 A) *1			根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響	備考		
		影響有無			
					<p>スタッドボルト締付部 (一部のブラントを除いてステンレス鋼クラッドが施されておらず、上蓋を開放し原子炉キヤビティに水張りをを行う際に低合金鋼部分が接液する。)</p> <p>上蓋と上部胴フランジのシール部</p>

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

本ガイドライン（別添A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器（BWR））

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

経年劣化事象	本ガイドライン (別添A) *1		備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項		
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響					
		影響有無				説明	長期停止期間中の健全ポイント
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°C 未満と低く、原子炉冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要 (※1) (※2)	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 (EPR1 レビュー結果)	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 (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り発生を防止することができる。 通常健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°C 未満と低くなっており、文献 SCC1, 2 から、管理された水質環境下においては、100°C 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°C 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°C 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 は通常の健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 が健全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果) 以上から、長期停止期間中に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、健全ポイントとして「水質管理」を確実にを行うことを推奨する。 なお、通常健全サイクル復帰後も、日常健全として、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健全活動及び当該健全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、健全ポイントを定めている。

経年劣化事象	想定される部位	本ガイドライン (別添A) *1		備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
		長期停止期間中の経年劣化影響				
		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、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。		UCC2	<p>クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切でないことにより、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。</p> <p>クラッド下層部のき裂については、全米溶接協会の報告書「Welding Research Council BULLETIN (WRC-197)」において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されており、材料の改善（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）</p> <p>国内の全 BWR プラントの原子炉圧力容器においては、クラッド下層部のき裂が発生しないとされる材料の採用や製作時に溶接入熱の管理を行うことで、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。</p> <p>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においては、き裂の進展について考慮する必要はない。</p> <p>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。</p> <p>なお、運転期間延長認可申請を行う場合には、長期停止期間中が否かに関わらず、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。</p>
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°C 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。		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)	<p>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。</p> <p>これについては、国内の全 BWR プラントにおいては、設計、製造段階で、余裕を持った腐食量を設定しており、運転期間中に想定される腐食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。</p> <p>長期停止期間中においては、文献腐食 1 に示す通り、水質の温度や溶存酸素により腐食量の傾向が変化することが示されているが、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）</p> <p>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</p>

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

経年劣化事象	本ガイドライン (別添A) *1		長期停止期間中の経年劣化影響	備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項	
	想定される部位	影響の有無					説明
腐食 (全面腐食)	基礎ボルト等	②	<p>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。</p>		<p>腐食 8 腐食 2 (経年劣化影響技術レポート)、 腐食 3 (EPR1 レビュー結果)、 腐食 4 (PLM 評価書 (参考))</p>	<p>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。</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして水質管理の実施による腐食の抑制が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が実施されていることを前提とすれば、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」を確実にを行うことを推奨する。</p> <p>なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>	
			<p>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。</p>		<p>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が雰囲気となるため、腐食の影響が懸念される。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>※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。 (文献腐食 8)</p>		

*1：別添Aの表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。

経年劣化事象	本ガイドライン（別添A）*1			根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
	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安ポイント	備考		
		影響有無	説明		
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の保安ポイント	備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
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となる。	摩耗1（PLM評価書（参考））	<p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保安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安活動により管理可能であることはEPR1にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及びEPR1レビュー結果）</p> <p>なお、参考として、基礎ポルトの目視点検を実施した結果、有意な腐食は認められていないことが、事業者の高経年化技術評価においても示されていることを確認している。（PLM評価書）</p> <p>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ポ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、基礎ポ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。</p> <p>なお、通常保安サイクル復帰後も、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。</p>
			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、機能に影響を与えようような損傷がないことを、地震後点検により確認する。		<p>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。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。</p> <p>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。</p> <p>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、「②」と分類している。</p> <p>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））</p>

*1：別添Aの表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3：発電所を実際に行われている保安活動及び当該保安活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保安ポイントを定めている。

本ガイドライン（別添A）と技術ベースとの関係（原子炉格納容器（PWR））

経年劣化事象	本ガイドライン（別添A）*1		長期停止期間中の経年劣化影響の有無	説明	長期停止期間中の保全ポイント	備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項	
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響							
		影響							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	—			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	鋼板の内面及び外面 (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 (EPR1 レビュー結果)	原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。 しかしながら、国内全ての PWR プラントの原子炉格納容器について、表面に防食塗装を施工しているため、塗膜が健全であるかぎり、腐食の懸念はない。 また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして表面の塗装による腐食の抑制が挙げられている。更に、腐食が長期停止期間中においても保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果) 以上から、長期停止期間中に塗膜の健全性が維持できていることを前提とすれば、腐食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。 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、腐食速度として極めて小さい	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、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、中性化の進展程度は 80 年間で考慮しても 10cm に満たない程度であるが、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	

* 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。

本ガイドライン (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		備考		
		影響有無	説明			
			必要があるため、埋設部周辺のコンクリートのコンクリートを点検することが必要。			<p>とから、設置環境として緩やかな環境である。</p> <p>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。なお、PIR のブ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。</p> <p>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。</p> <p>なお、通常保安復帰後は、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。</p>

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。
*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。
*3：券電所で実際に行われている保安活動及び当該保安活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保安ポイントを定めている。

本ガイドライン（別添A）と技術ベースとの関係（原子炉格納容器（BWR））

本ガイドライン（別添A）*1				補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		
		影響有無	説明	
腐食	ドライウェル、サブプレッションチェンバ（円筒部等）等	②	鋼板の内面及び外面に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持すること、停止期間中の腐食の発生を防止できる	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、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保安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安活動により管理可能であることはEPR1にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及びEPR1レビュー結果） 以上から、長期停止期間中に塗膜の健全性が維持できていることを前提とすれば、腐食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、保安ポイントとして、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。 なお、通常保安復帰後も、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。（文献腐食5） ただし、別頁の「ATEMA 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、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、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、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、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（管理区域域内）であり、設置環境として緩やかな環境である。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	

*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安活動及び当該保安活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保安ポイントを定めている。

経年劣化事象	本ガイドライン (別添A) *1				根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		備考		
		影響の有無	説明			
疲労割れ	ダイヤフラムフロア・シーラベルベローズ、 ペンタ管ベローズ	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))	<p>一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、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。</p> <p>疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。 原子炉格納容器のダイヤフラムフロア・シーラベルベローズは、ドライウエルと原子炉本体基礎との熱膨張差を吸収するために取付けられており、ペンタ管ベローズは、ドライウエルとサブレッションチャンセ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・回数はいずれも小さい。 なお、参考として、ダイヤフラムフロア・シーラベルベローズ、ペンタ管ベローズは、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。</p>
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、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	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 2 (PLM 評価書 (参考))	<p>原子炉格納容器のスタビライザ、上部シアラグ、下部シアラグについては、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。 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おける接触・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、「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))</p>

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

* 3 : 発電所で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。

本ガイドライン（別添A）と技術ベースとの関係（コンクリート構造物）

経年劣化事象	本ガイドライン（別添A）*1				根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
	想定される部位	影響の有無	長期停止期間中の経年劣化影響			
			説明	備考		
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、1次遮へい壁	③	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	—	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1次遮蔽壁（PWR）、原子炉ペデスタル、1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、1次遮へい壁	③	停止期間中は放射線の影響を受けない。	—	—	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1次遮蔽壁（PWR）、原子炉ペデスタル、1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。

経年劣化事象	本ガイドライン（別添A）*1			根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響	備考		
中性化（コンクリートの強度低下）	全コンクリート構造物	<p>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。</p>	<p>—</p>	<p>中性化1 中性化2 中性化3 中性化4</p>	<p>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。</p> <p>一方で、中性化の進展傾向及び余裕を確認するため、高経年化技術評価実施プラントを対象に、「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構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。（別添A A-27～A-30ページ参照）</p> <p>このように、経年劣化事象であるコンクリートの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。</p> <p>以上から、中性化は「②」に分類する。</p> <p>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。</p>

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

本ガイドライン（別添A）*1				補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		
		影響の有無	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。	<p>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。</p> <p>一方で、塩分浸透の進展傾向及び余裕を確認するため、高経年化技術評価面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。（別添A A-30～A-33 ページ参照）</p> <p>このように、経年劣化事象であるコンクリートの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、鉄筋の腐食による劣化が発生しないことを確認するための目視点検等を継続する。</p> <p>以上から、塩分浸透は「②」に分類する。</p> <p>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。</p>
			長期停止期間中の保全ポイント 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を行う。（運転中と同様の保全活動を継続する）	根拠とする技術ベース*2 塩分浸透1 塩分浸透2
			備考 -	

*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：券電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。

経年劣化事象	本ガイドライン（別添A）*1				根拠とする技術ベース*2	補足説明事項	
	想定される部位	影響有無	長期停止期間中の経年劣化影響説明	長期停止期間中の保全ポイント			備考
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	<p>運転中に最も機械振動の影響を受ける部位は、停止期間中にも機械振動を受けられないものの、停止期間中にも機械振動を受けられる主な部位として、非常用ディーゼル発電機架台があり、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。</p>	<p>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を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)</p>	<p>機械振動1 機械振動2 機械振動3</p>	<p>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。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機械振動を受けないが、停止期間中も機械振動を受けたいため、停止中にも機械振動を受けたい。非常用ディーゼル発電機架台を評価対象部位とする。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。</p> <p>一方で、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【機械振動1】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架台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、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架台については、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。</p> <p>参考として、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】</p> <p>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。</p> <p>以上から、機械振動は「②」に分類する。</p> <p>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。</p>	

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

本ガイドライン（別添A）*1				補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		
		影響有無	説明	
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	<p>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。</p> <p>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、モルタルバリー、反応性骨材ではないことを確認しているため、影響はない。</p>	<p>一般論として、アルカリ骨材反応の進展は、使用材料及び環境条件（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遅進される状況ではない。</p> <p>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リー法などによる骨材の反応性試験により、反応性骨材ではないことを確認している【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。</p> <p>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。</p> <p>以上から、アルカリ骨材反応は「②」に分類する。</p> <p>なお、高経年化技術評価未実施プラントについても、事業者として同様に反応性骨材ではないこと等により、経年劣化要因を排除・抑制していることを確認しているが、個別プラントの評価の詳細については高経年化技術評価の審査において別途確認が必要である。また、経年劣化の発生・進展がな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。</p>
			<p>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。</p>	<p>根拠とする技術ベース*2</p> <p>アルカリ骨材反応1</p>

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

本ガイドライン（別添A）*1				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 説明	長期停止期間中の 保全ポイント	
				影響 有無
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を行う。 (運転中と同様の保全活動を継続する)	凍結融解 I 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を満足するなどの対策を施している【凍結融解 I】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「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、事業者として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により、経年劣化要因を排除・抑制していることを確認しているが、個別プラントの評価の詳細については高経年化技術評価の審査において別途確認が必要である。また、経年劣化の発生・進展がな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。
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、1次遮へい壁	③ 停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	— 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「③」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。

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

中性子照射 脆化 3	泊発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（平成 30 年 6 月（平成 31 年 4 月一部変更））のうち、泊発電所 1 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「1 原子炉容器」
中性子照射 脆化 4	柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書（2019 年 4 月（2020 年 1 月 30 日一部変更））のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「2 原子炉圧力容器」
SCC1	黛正己、石山宜寿、谷純一、加古謙司、「オーステナイトステンレス鋼の応力腐食割れ感受性の温度依存性」、日本金属学会、2007 年秋の大会
SCC2	F. P. Ford, J. Povichi, "The effect of Oxygen Temperature Combination of the SCC susceptibility of Sensitized Type 304 Stainless Steel in High Purity Water", Corrosion, 35, 562(1979)
SCC3	電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確認試験 (STEP5) H30 年度 (中間報告書)」
SCC4	北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」(2018 年 11 月第 1 回改訂)
SCC5	<i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435):</i> 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	<i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435):</i> EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.

腐食 4	東海第二発電所 劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）のうち、（冷温停止状態が維持されることを前提とした評価）
腐食 5	北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」（2018 年 11 月第 1 回改訂）
腐食 6	①神田征夫「放射線分解によって生成される空気中の硝酸の測定」（JAEA、2005） ②H. Karasawa et al.、” Radiation Induced Decomposition of Nitrogen”、Radiation Physics and Chemistry、vol.37、No.2、pp.193-197、1991.
腐食 7	「防食技術便覧」腐食防食協会編
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 P L M 評価書
機械振動 1	柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉高経年化技術評価（コンクリート及び鉄骨構造物） 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」

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

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： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.	
<p>1. Low Cycle Fatigue of Class 1 Components</p> <p>EPRI agrees with the content of the JNO Report for the LCF topics addressed in the JNO Report and the overall approach described in the JNO Report to assess the impact of long-term shutdown on LCF. EPRI further concurs with the three important conclusions documented in the JNO Report for LCF. In addition, EPRI notes that the LCF aging management program at all plants requires that every thermal transient be captured, tracked, and evaluated on a continuous basis as identified in the JNO Report. Therefore, even in the unlikely event that a transient of significance was to occur during any plant shutdown, existing aging management programs would capture and evaluate the impact of the event. Based on the reviews performed by EPRI in this report, EPRI agrees with the main JNO Report conclusion regarding LCF that, since no transient events are expected to occur during long-term shutdown, long-term plant shutdowns will not cause significant effects on LCF.</p> <p>(引用者注)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator（日本の原子力発電事業者） ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 ・ LCF: Low Cycle Fatigue（低サイクル疲労） 	

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

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」	
<p><文献①：鋼製原子炉格納容器（PWR）の評価例></p> <p>2.2 経年劣化事象の抽出</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>(1) 原子炉格納容器鋼板の疲労割れ</p> <p style="padding-left: 2em;"><u>原子炉格納容器鋼板の疲労割れについては、運転中の温度変化およびそれにと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。</u></p> <p><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></p> <p>2.2 経年劣化事象の抽出</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>(2) ライナープレートの疲労割れ</p> <p style="padding-left: 2em;"><u>ライナープレートの疲労割れについては、運転中の温度変化及びそれに伴う圧力変化等しか過渡を受けず、有意な過渡を受けないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</u></p>	

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

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、ダイアフラムフローアーシールベローズは、通常時においても疲労割れの発生の可能性が小さいことが評価されていることを確認している。	
文献名：柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書 (2019 年 4 月 (2020 年 1 月 30 日一部変更)) のうち、柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 容器の技術評価書 [冷温停止状態が維持されることを前提とした評価] 「3 原子炉格納容器」	
<p>2.2 経年劣化事象の抽出</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>h. <u>ダイアフラムフローアーシールベローズの疲労割れ</u></p> <p><u>ダイアフラムフローアーシールベローズは、ドライウェルとサプレッションチェンバとの事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられており、熱膨張時の疲労の蓄積による疲労割れが想定されるが、通常時の温度変動は、プラント起動・停止によるもので、発生応力・回数は小さい。</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p>	

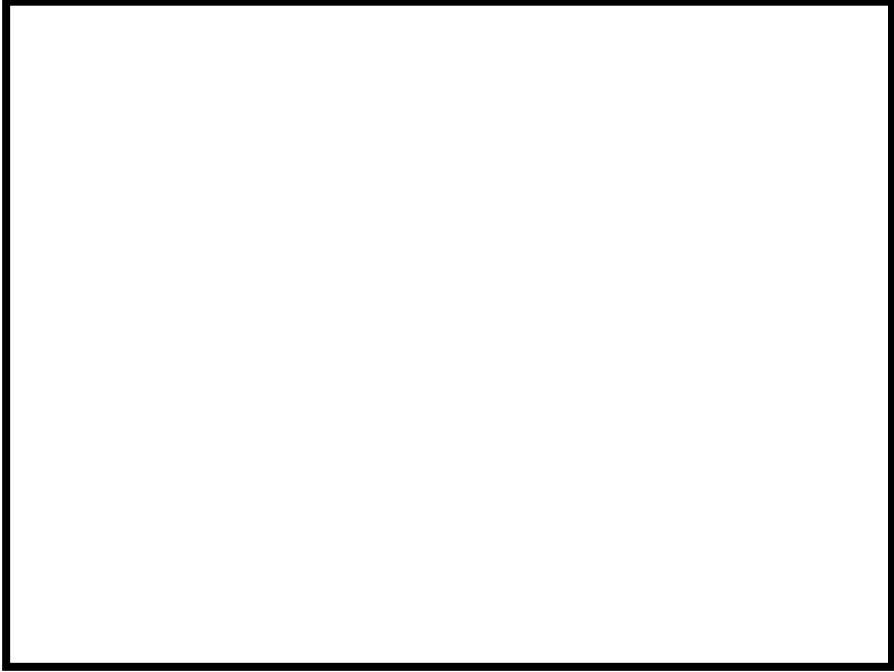
文献番号：中性子照射脆化 1	記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 中性子照射脆化
説明：経年劣化影響技術レポート（3-43ページ）にて、長期停止が中性子照射脆化に与える影響はないとされている。	
文献名：北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」（2018 年 11 月第 1 回改訂）	
<p>3. 2. 2 高経年化対策で着目すべき経年劣化事象への対応 （中略）</p> <p>（2）原子炉圧力容器の中性子照射脆化 （中略）</p> <p>5）プラント長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

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： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.	
<p data-bbox="245 779 711 808">2. Neutron Irradiation Embrittlement</p> <p data-bbox="292 831 1331 1205">EPRI agrees that the JNO Report conclusions for the neutron embrittlement assessment are a reasonable and logical extension of the fact that no embrittlement effects from neutron fluence are expected because of the absence of a fission reaction in the reactor core during long-term shutdown. Furthermore, during the long-term shutdown, no pressurized thermal transients, at either high pressure, low temperature or both, are possible to occur. Thus, no PTS events that challenge the integrity of the RPV under brittle conditions, nor any events that could induce a ductile failure via an RPV rupture, are predicted to occur. It is therefore concluded that there are no consequential aging effects or damage that occurs to the RPV during the long-term shutdown. As such, there are no technical or safety impediments to the recovery of the long-term shutdown period by the JNOs regarding RPV integrity.</p> <p data-bbox="256 1294 395 1323">(引用者注)</p> <ul data-bbox="280 1346 1353 1563" style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator（日本の原子力発電事業者） ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 ・ RPV: Reactor Pressure Vessel（原子炉圧力容器） ・ PTS: Pressurized Thermal Shock（加圧熱衝撃） 	

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

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

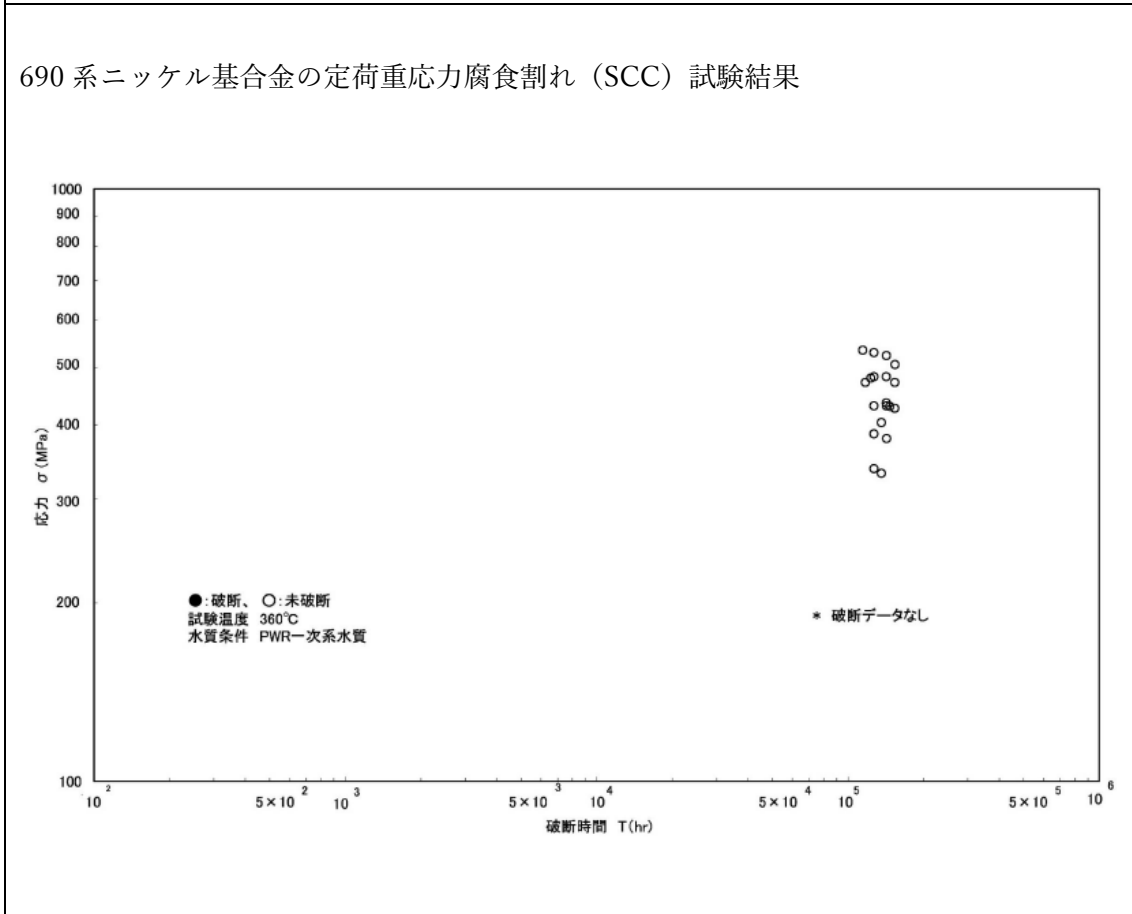
文献番号：SCC1	記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 応力腐食割れ
説明：100℃以下では SCC が発生しない。 長期停止期間中における原子炉圧力容器の保有水の温度は 100℃未満。	
文献 黛正己、石山宜寿、谷純一、加古謙司、「オーステナイトステンレス鋼の応力腐食割れ感受性の温度依存性」、日本金属学会、2007 年秋の大会 図. 応力腐食割れ長さの温度依存性	
<p>BWR 環境中で隙間付き曲げ試験（CBB）試験をステンレス鋼に対して実施した結果、鋭敏化ステンレス鋼（SUS316-Sen, SUS304-Sen）では 150℃以上、非鋭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

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
<p>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（DO₂：8ppm）の条件で、SCC 進展の温度依存性を試験したデータである。</p> <p>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。</p>	
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	
<p>（引用者注）</p> <p>温度 100℃以下では、亀裂の進展が認められない。</p> <p>本試験は、引張試験により SCC 発生を調べたものである。</p> <p>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。</p>	

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)」



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）	
<p>3. 2. 1 日常的な保全活動により管理される事象 (中略)</p> <p>(2) 応力腐食割れ (中略)</p> <p>5) プラント長期停止の影響 <u>SCC への対応は基本的に SCC の発生の可能性に応じた日常保全による対応である。</u> <u>プラント長期停止中の対応も基本的に変わらない。また、以下の理由により停止中の方が SCC 発生・進展の可能性が小さいことから、プラント長期停止による大きな影響はないと考えられる。</u> SCC の発生・進展が懸念される冷却材の耐圧バウンダリと炉内構造物については、プラント停止中は温度が低下し 100°C未満となる。冷却材環境中の SCC の発生抑制のための基本的な考え方を示した日本機械学会の事例規格[11]と ASME Sec. III, Appendix W[13]では、不純物イオン濃度が低い通常の冷却材水質条件では、それぞれ、100°C以下、200F (93.3°C) 以下では SCC の発生の可能性が低いとしている。PWR において損傷事例がある 600 合金およびその溶接金属の PWSCC については、耐 SCC 性の高い 690 合金・溶接金属への取替やピーニング等による応力改善対策が実施されており、これらの対策後には SCC 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°Cの通常運転時の SCC 進展速度に比して、70°C、40°Cの SCC 進展速度はそれぞれ、1 桁、2 桁程度小さくなるという知見が得られている[15]。これらの知見を総合すると、プラント停止時に冷却材環境中で新たに SCC が発生する可能性は低く、すでに発生している SCC についても、SCC の進展速度はプラント運転時に比べて十分に小さく、再稼動後の通常点検で十分に対応可能である。</p> <p>(以下略)</p> <p>※：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。</p>	

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： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i> : EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.	
<p>3.2 Conclusions</p> <p>EPRI agrees with the JNO Report conclusions that corrosion, wall thinning and SCC can be adequately managed during long-term plant shutdown by routine maintenance, including component and system replacements and inspection activities. Furthermore, during the long-term shutdown, systems or portions of systems with no fluid flow will not experience wall thinning. As such, these issues do not represent a technical impediment to the recovery of the long-term shutdown period by the JNOs.</p> <p>(引用者注)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator（日本の原子力発電事業者） ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物，系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 	

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（原子炉压力容器） 応力腐食割れ
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>また，I-GALL の AMP107「Stress Corrosion Cracking in BWR Coolant Pressure Boundary Components」においても，「運転中に 100℃を越える温度環境となるオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金の配管及び溶接部」への適用が示されている。</p>	
<p>文献名：①NUREG-1801,Rev.2 X1.M7 BWR STRESS CORROSION CRACKING, ②I-GALL AMP107 Stress Corrosion Cracking in BWR Coolant Pressure Boundary Components</p>	
<p><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。</p> <p><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。</p>	

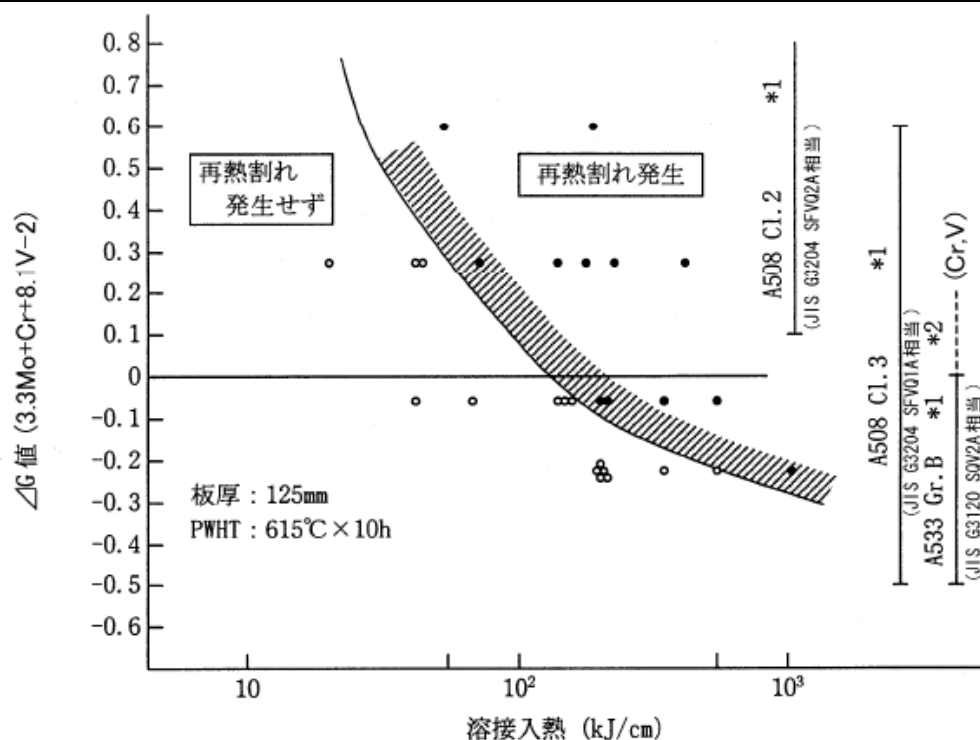
文献番号：UCC1	記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉压力容器) クラッド下層部のき裂 1
-----------	--

説明：国内の全PWRの原子炉压力容器においては、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、原子炉压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る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、「 $\Delta G = Cr + 3.3Mo + 8.1V - 2$ (%)」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 ΔG 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ー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)	
<p data-bbox="225 819 464 860"><概要（抄訳）></p> <p data-bbox="225 860 975 900">題名：圧力容器のクラッド下層部の亀裂に関するレビュー</p> <p data-bbox="225 900 416 940">発行年：1974</p> <p data-bbox="225 940 639 981">著者：AG Vinckier、AW Pense</p> <p data-bbox="225 981 320 1021">概要：</p> <p data-bbox="225 1021 1361 1290">このレビューは、クラッド下層部の亀裂に関して、公開されている技術文献と民間の研究プログラムの両方から得られた多くのデータを網羅してレビューしている。レビューの目的は、クラッド下層部の亀裂の発生原因となる要因を特定し、それを緩和または排除できる手段を検討することである。レビューの過程で原子力向け圧力容器鋼の製造、熱処理、およびクラディングに関する重要なデータベースが作成された。</p> <p data-bbox="225 1290 1361 1715">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。</p>	

(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ー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°C 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°C 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/dm²・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°C 未満における腐食量を 150mg/dm² 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

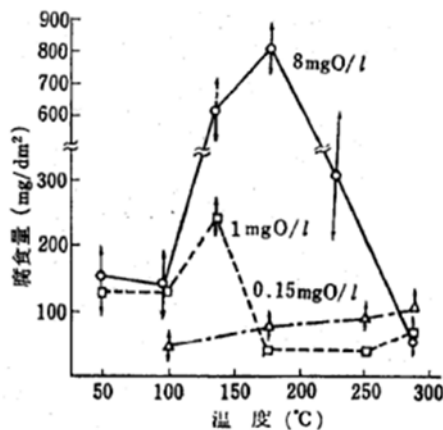


図 1.1 酸素含有水中における炭素鋼の腐食に及ぼす影響, 200hr
〔出典：「防食技術便覧」腐食防食協会編〕

(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°C 以上から腐食量が大きく増加し、200°C 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°C 付近からは、鋼表面での Fe₃O₄ (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°C 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） ピッチェイニング ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉格納容器） 腐食
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）	
<p>3. 2. 1 日常的な保全活動により管理される事象</p> <p>(1) 腐食</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>3) プラント長期停止の影響</p> <p>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。</p> <p><u>長期停止時の影響についても、一般的な腐食では、通常時と同様に定期的な点検や水質の管理の実施、再塗装を実施するなどの保全管理の実施、加えて、必要に応じて乾燥保管やヒドラジン水などによる湿式保管を実施することにより、長期停止中における事象の進展を適切に把握・管理することが可能であるといえる。</u></p> <p>また、配管減肉では、JSME 減肉管理規格において、「常時停滞の配管系（計装配管含む）」や「流れのない計装用配管等」は、「FAC および LDI のいずれについても発生の可能性がないか、あるいは非常に低いと判断されるため対象外とする」、あるいは「試験対象系統から除外することが出来る」と記載があるため、流体の流れが無い主要な配管系統での顕著な配管減肉が発生する可能性は十分小さいと考えられる。さらに、長期停止中に流体が流れる一部の系統についても、一般的な腐食と同様、通常の保全管理を実施することで、長期停止中における事象の進展を適切に把握・管理することが可能であるといえる。</p>	

<p>文献番号： 腐食 3</p>	<p>記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉圧力容器) ピッチェィング ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (原子炉格納容器) 腐食</p>
<p>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。</p>	
<p>文献名： <i>Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)</i>: EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336.</p>	
<p>3.2 Conclusions</p> <p>EPRI agrees with the JNO Report conclusions that corrosion, wall thinning and SCC can be adequately managed during long-term plant shutdown by routine maintenance, including component and system replacements and inspection activities. Furthermore, during the long-term shutdown, systems or portions of systems with no fluid flow will not experience wall thinning. As such, these issues do not represent a technical impediment to the recovery of the long-term shutdown period by the JNOs.</p> <p>(引用者注)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JNO: Japanese Nuclear Operator (日本の原子力発電事業者) ・ JNO Report: 北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物, 系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 	

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）	
<p>2.2 冷温停止を踏まえた再評価を行う経年劣化事象の抽出 (中略)</p> <p>2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対する検討 (中略)</p> <p>(4) 腐食（全面腐食）</p> <p>a. 原子炉格納容器内の炭素鋼又は低合金鋼使用部位の腐食（全面腐食） <u>冷温停止状態の維持を前提とした場合、原子炉格納容器内が窒素ガス雰囲気から空気雰囲気となるため、炭素鋼又は低合金鋼使用部位の腐食の発生・進展は、断続的運転と比較すると厳しくなると考えられる。</u> <u>しかしながら、長期停止中において原子炉格納容器内の代表箇所の目視点検を実施したところ有意な腐食は認められなかったことから、原子炉格納容器内が空気雰囲気となることによる腐食への影響は小さいものと考えられ、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。</u> したがって、当該経年劣化事象は、断続的運転を前提とした評価と同様、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。</p>	

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

説明：コンクリート埋設部は、コンクリート内の水酸化カルシウムにより pH 12～13 程度の強アルカリ環境を形成している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。

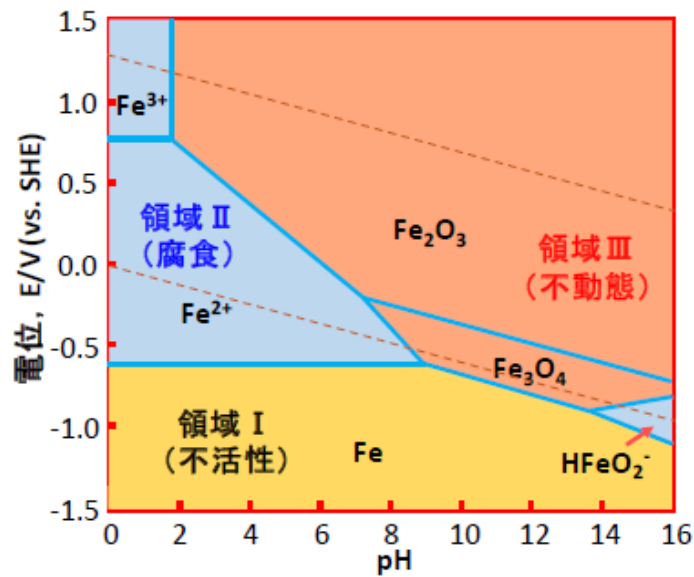
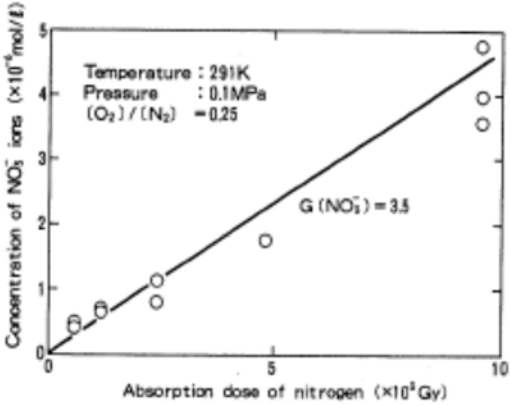


図 3.2.1 (1)-1 鉄の電位-pH 図[3]

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.	
<p>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)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ $N_2 \rightarrow N_2^{+*}, N_2^+, e^- \rightarrow N^+, N \rightarrow 2N$ (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) <p>硝酸の生成量と、照射線量は、比例関係がある。(文献②)</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>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.</p>	

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

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

なお、国内プラントにおいては、長期停止期間中に原子炉压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

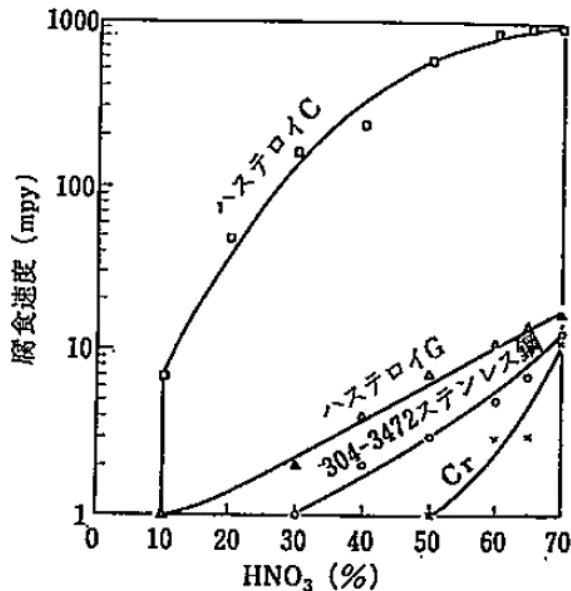


図 8.16 HNO₃ 中のステンレス鋼, Ni 基合金, Cr の腐食速度 (沸点)

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）

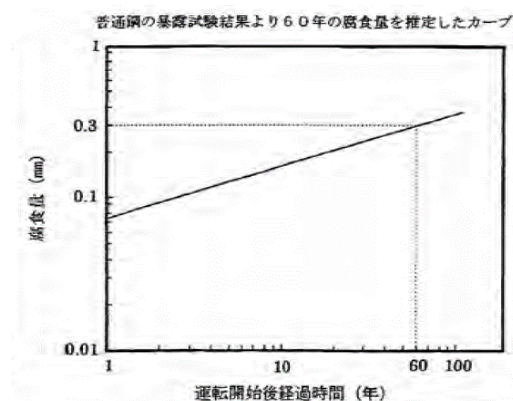
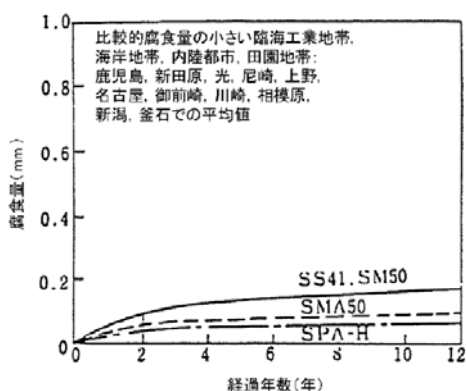
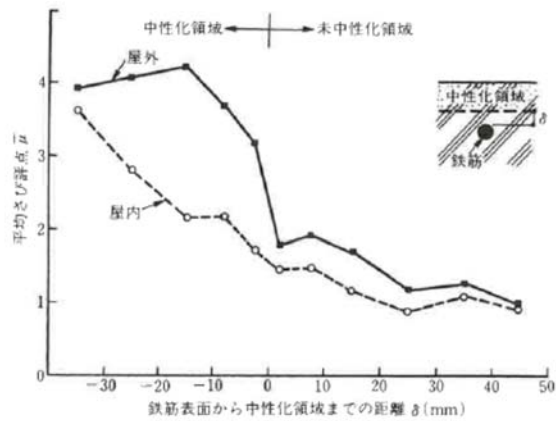


図1 わが国各地における普通鋼及び耐候性鋼の暴露試験結果

[出典：「防食技術便覧」腐食防食協会編]

<p>文献番号： 中性化 1</p>	<p>記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 中性化 (コンクリートの強度低下) 全コンクリート構造物</p>
<p>説明：コンクリートの中性化とは、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食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。</p> <p>このようなメカニズムから、中性化によるコンクリートの経年変化 (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。</p> <p>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時の中性化深さ」に関する知見を示す。</p>	
<p>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)</p>	
<p>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。</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>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。</p>	




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⁹⁾

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

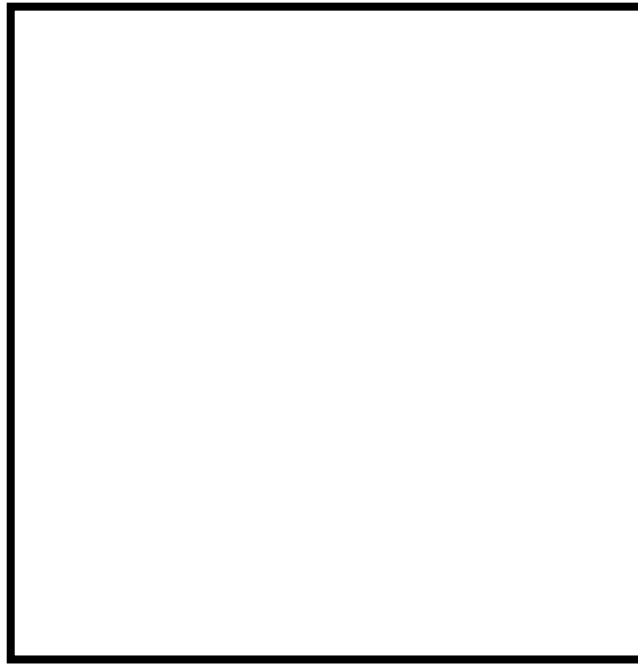
文献番号： 中性化 2	記載箇所： ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物) 中性化 (コンクリートの強度低下) 全コンクリート構造物
----------------	--

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。

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

文献番号： 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
----------------	--

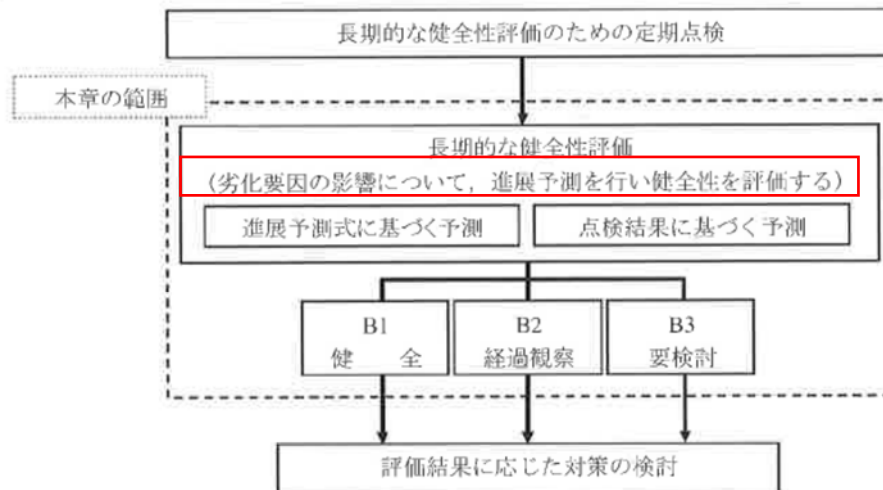
説明：

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

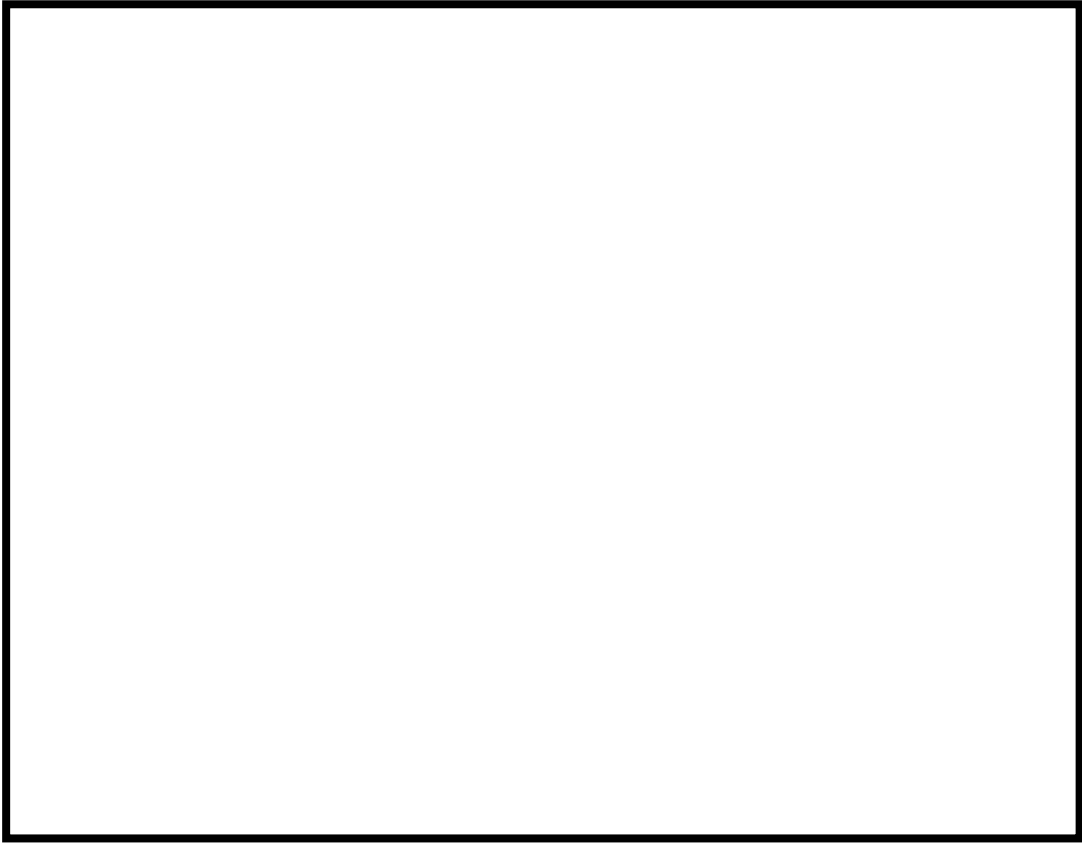
本指針では、劣化事象の原因となる劣化要因による影響を予測することとし、特に原子力施設に求められる特有の機能と関連性が高い、構造安全性と遮蔽性に影響を及ぼす劣化要因について、解説図7-2に示すフローに従い健全性評価を実施する。



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

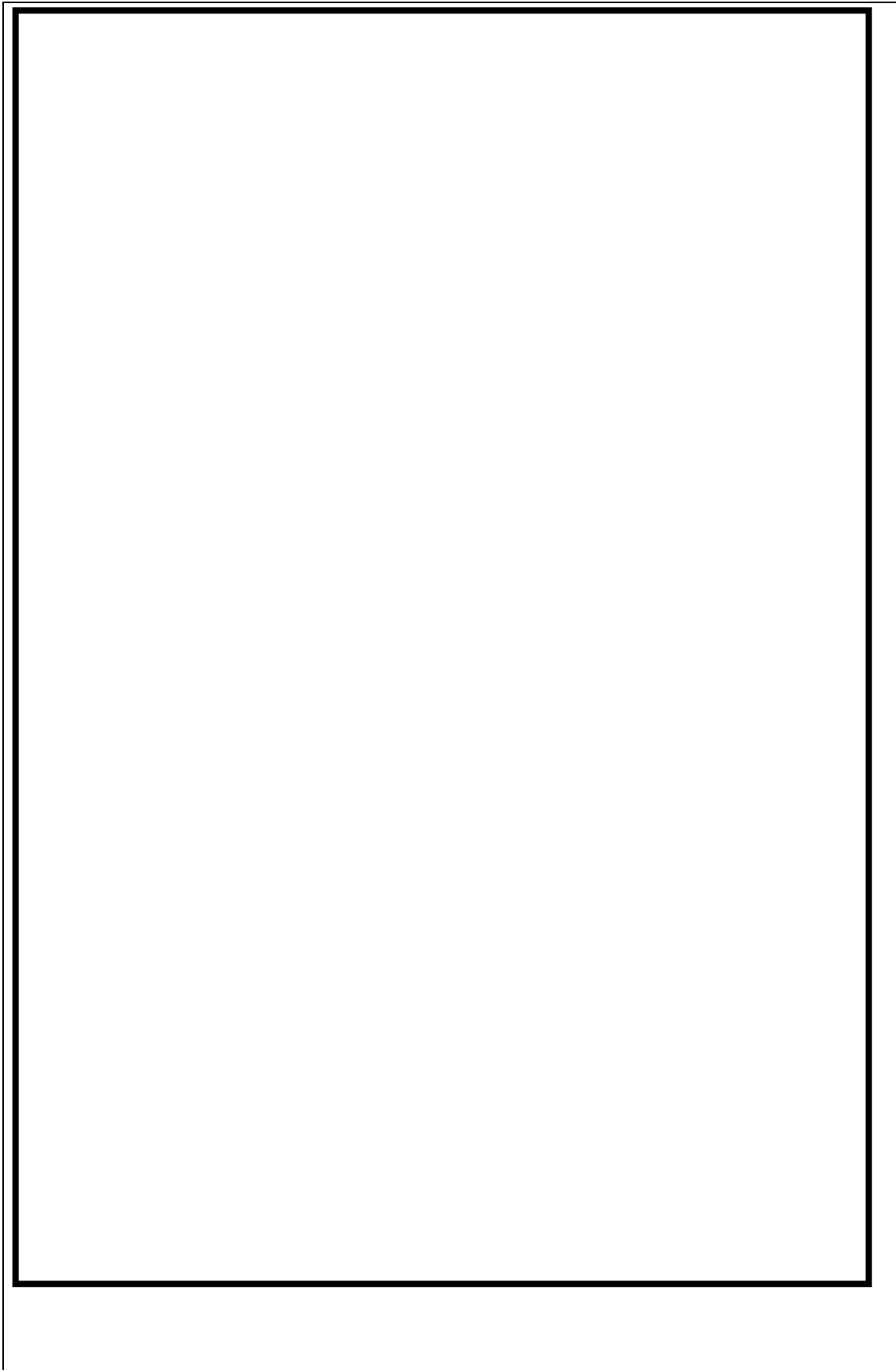


非公開範囲

文献番号： 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
<p>説明：コンクリート構造物における塩分浸透とは、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により、コンクリート表面に付着した塩分に含まれる塩化物イオンがコンクリート内部に浸透していく現象である。塩化物イオンが鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。</p> <p>このようなメカニズムから、塩分浸透によるコンクリートの経年変化は長期停止期間中の状況においても進展する可能性がある。</p> <p>ここでは、塩分浸透の評価 (別紙 4 - 1) に用いた評価式に関する知見を示す。</p>	
文献名：森永、「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究 - 東京大学学位論文」、1986 年	
	

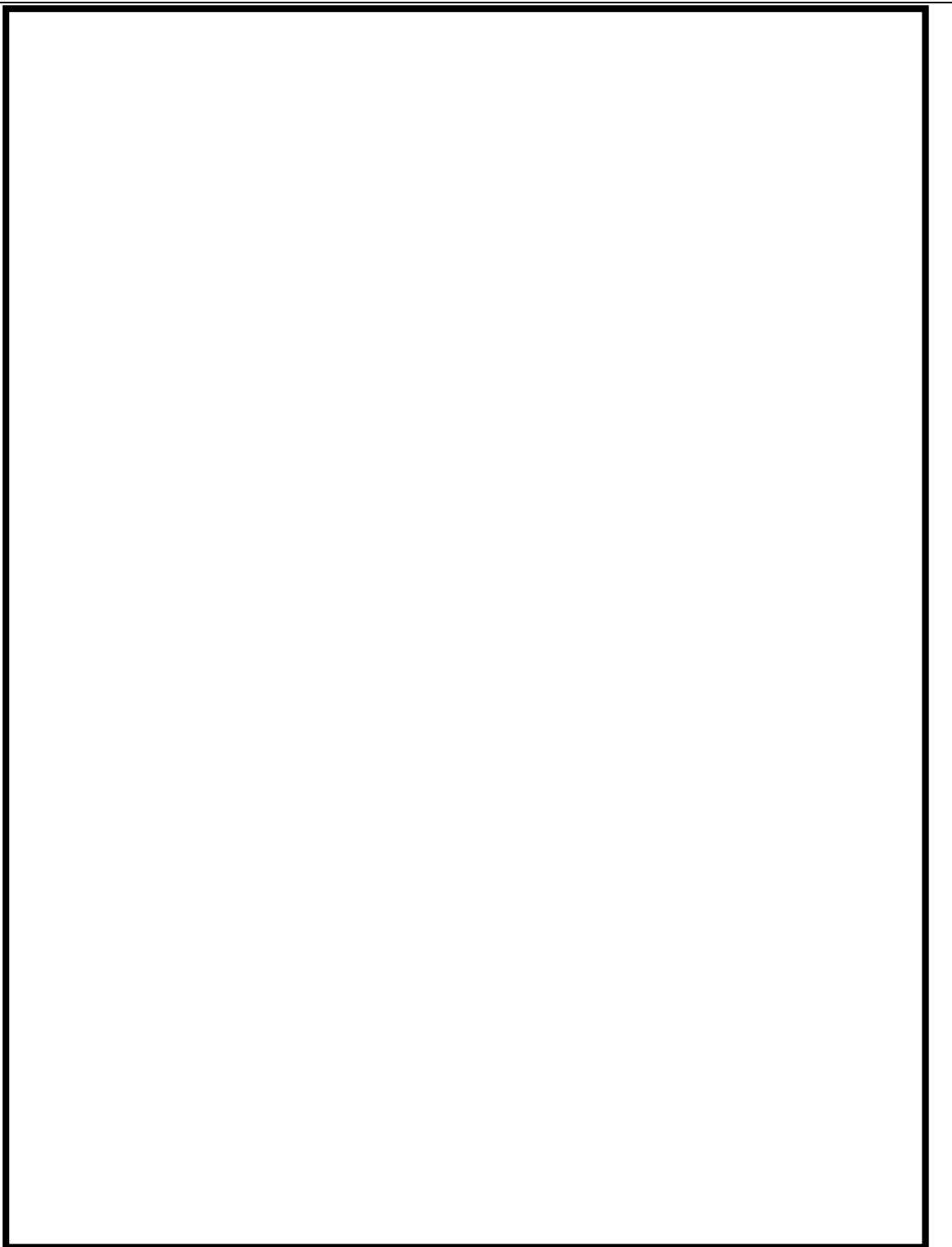


非公開範囲





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。

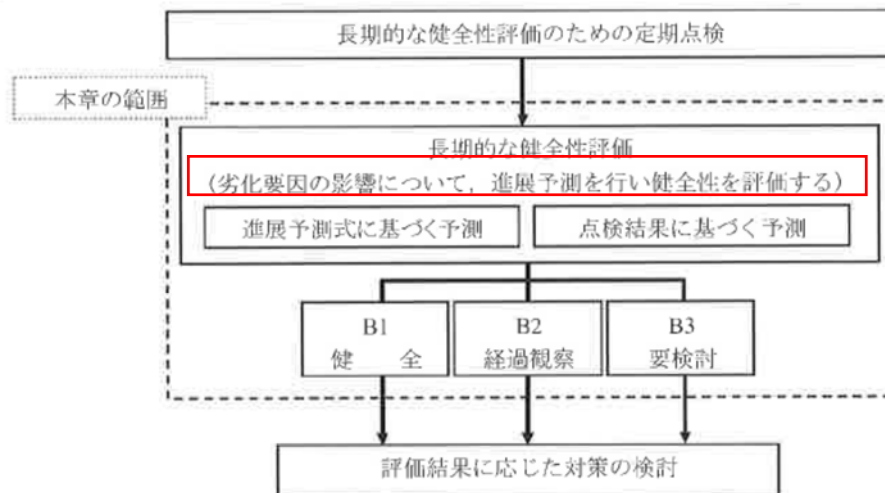
- ・標準条件下での腐食速度 q_2 (8.4式) を、換算倍率 α にて換算することにより、評価対象物の腐食速度を求めるもの。

・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 Q_{cr} (8.6式) を比較する。

文献番号： 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： 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 P L M 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	碎石 (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： 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 ($\mu\text{m P-P}$) *	加速度最大値 (G)	備考
タービン発電機	29.17	0.285	福島第二 1 号炉（運転時）での測定結果
非常用ディーゼル発電設備	A 系：20.02 B 系：18.60	A 系：0.134 B 系：0.107	KK5（定例試験時）での測定結果

* : P-P は、peak to peak（正負最大振幅の差）を表す。

<p>文献番号： 機械振動 2</p>	<p>記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（コンクリート構造物） 機械振動（コンクリートの強度低下） PWR:タービン架台等、BWR:タービン発電機架台等</p>								
<p>説明：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。</p>									
<p>文献名：各プラント P L M 評価書</p>									
<p>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]</p> <p>(5) 機械振動による強度低下</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>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。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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）。</p> <p>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。</p> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="395 1570 1193 1693"> <thead> <tr> <th>評価対象部位</th> <th>実施時期 (運転開始後経過年数)</th> <th>設計基準強度</th> <th>平均圧縮強度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>タービン建屋 (タービン発電機架台)</td> <td>2014 年 (36 年)</td> <td>22.1 N/mm² (225 kgf/cm²)</td> <td>37.0 N/mm² (377 kgf/cm²)</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 現状保全</p> <p>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。</p> <p>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。</p>		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)
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)						

文献番号： 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：繰返し荷重試験により、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返し荷重を載荷したケースであり、1,000 万回までの繰返し荷重を実施している。

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。繰返し荷重後の静的耐力試験結果が青色点線を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)

Table 5 Test conditions and test results.

Specimen #	Maximum Stress Ratio (Maximum Load)	Number of Load Cycles	Residual Strength after Cyclic Loadings (kN)	Ratio of Residual Strength to Static Test of #7
1	0.75 (69.6kN)	466,797	107.7	1.16
3		719,413	101.3	1.09
4		20,000	92.6	1.00
2		10,000,000	108.5	1.17
5	0.22 (20.2kN)	2,000,000	100.2	1.08
6		20,000	98.1	1.06
7		Static Test	—	92.8

The Max. load was determined from the stress ratio and static test of #7.
 The pullout strength of the headed stud anchor is 60.6kN according to (AIJ 2010).
 The long-term allowable tensile load is 20.2kN, which is 1/3 of the strength from (AIJ 2010).
 The static test means static anchor strength without applying any cyclic loadings.

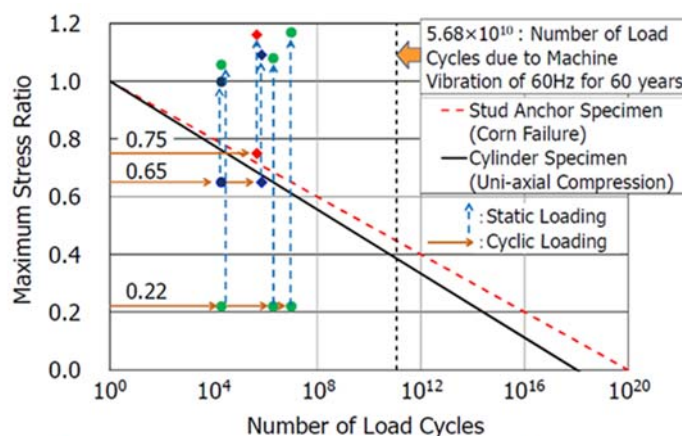


Fig. 6 Test results compared with S-N curves.

文献番号： 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はある）。

ここでは、立地地点が凍結融解のおそれが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）

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	<p>（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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

文献番号：摩耗 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） 摩耗（摺動部）
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	
<p>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」</p>	
<p>2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (中略)</p> <p>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</p> <p>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></p> <p>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。</p> <p>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)</p>	

文献番号：摩耗 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） 摩耗（摺動部）
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	
<p>文献名：柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉 高経年化技術評価書（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」</p>	
<p>2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (中略)</p> <p>a. スタビライザ，上部シアラグ及び下部シアラグの摩耗 <u>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。</u> <u>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。</u> (以下略)</p>	

発行者：原子力エネルギー協議会

問合せ先 contact@atena-j.jp