

取替困難機器の経年劣化の分類に関するご意見への対応について

1. 第 5 回会合にいただいた主なご意見 (P3、4)

第 5 回経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会において、プラント長期停止期間中における取替困難機器の経年劣化の分類に関して、以下のご意見をいただきました。

A) 技術的な意見交換の全般に関する前提

- ・ ATENA が提示した技術根拠をベースに議論しているが、個別プラントの妥当性については、材料や置かれている環境、また、適切な保全がされていることについて、別途確認が必要。

B) コンクリート構造物の評価に関する意見交換の前提

- ・ コンクリート構造部の中性化評価等において、高経年化技術評価を未実施のプラントは個別確認が必要。

C) 個別事象

- ・ 腐食（コンクリート埋設部）は、劣化自体は少ないかもしれないが、劣化要因は有る、無いとまでは言えない認識。
- ・ コンクリートの非常用ディーゼル発電機の機械振動については、タービンに比べて小さいことは当然であるが、当該部位の劣化が極めて小さいというためには技術的な根拠が必要。

2. ご意見に対する対応について

上記 1. 項のいただいたご意見に関しては、以下の通り対応します。

A) 技術的な意見交換の全般に関する前提

- ・ 意見交換の全般にあたって、今回は前提を置いた上で一般論として意見交換をしており、個別プラントの経年劣化評価等については、使用環境が異なること等から別途個別に確認が必要であることは ATENA も同じ認識であり、その旨を別紙 4（表 9 見直し版、P5）の冒頭に記載し明確化しました。

B) コンクリート構造物の評価に関する意見交換の前提

- ・ コンクリートの中性化に関して高経年化技術評価を実施済みのプラントを対象として評価を行いました。高経年化技術評価を未実施のプラントに

については、別途確認が必要であることは ATENA も同じ認識であり、その旨を別紙 4 の補足説明欄に追記しました。

- ・ また、その他のコンクリートの経年劣化分類に関しても、高経年化技術評価未実施プラントは別途確認が必要であることを、同様に別紙 4 の補足説明欄に追記しました。

C) 個別事象

- ・ コンクリートの機械振動および腐食（コンクリート埋設部）について、長期停止期間中に経年劣化要因があるため適切な保全活動が必要な事象として位置づけ、長期停止期間中に保全（点検）を行うことをガイドの保全ポイントとして明確化することとし、別紙 4 の補足説明事項にも明記しました。（P6 以降）

3. 保全ガイド別添 A の分類について

ガイドの分類については、当初、「有、無①、無②」の 3 つに分類し、その後、別紙 4 に基づいて長期停止期間中の経年劣化の進展程度、技術的な分類の考え方、ガイド別添 A の分類、また、高経年化技術評価の分類との整合等について、意見交換してきました。

これまでいただいたご意見も踏まえて、ATENA 保全ガイド別添 A においては、長期停止期間中に必要な保全を明確化し事業者に確実な実施を促すことを念頭に、ガイド別添 A の分類は下記の通り 3 分類に整理し直しました。

分類②には、長期停止期間中の劣化の進展程度を別紙 4 で整理した結果を踏まえて、適切な保全を行うことで経年劣化を管理する必要があるものをまとめています。なお、この分類②には、第 5 回会合で指摘をいただいた、コンクリートのアルカリ骨材反応・凍結融解等も長期停止期間中に保全が必要なものとして含めています。

分類③には、長期停止期間中に劣化要因が無いものを整理しています。

（ガイド別添 A 分類）

- 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はあるが、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

以 上

表9 別添Aにおいて整理した分類の凡例と考え方

(6/15 第5回会合の主なご意見を追記)

添付資料①③ 分類	別添A対象機器・構造物において長期停止期間中に想定される経年劣化 (参照：技術ベース資料別紙4)		ATENA ガイドライン 別添Aの分類		
	長期停止期間中の経年劣化の発生・進展の程度	対象機器・構造物及び経年劣化事象	長期停止に伴う保全活動 ◎：ATENA ガイド保全ポイント	説明	
有 (添付①③：○)	分類	説明	① 保管対策		
	1	経年劣化の発生・進展が有意である(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。)	<p>(全体)</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別プラントの評価は別途確認が必要。 適切な保全を行っているか個別に確認が必要。 <p>該当なし</p> <p>高経年化技術評価を未実施のプラントは個別確認が必要。</p>	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。	
	2	経年劣化は停止期間中にも発生・進展するが有意ではない※1	<p>【コンクリート構造物】</p> <ul style="list-style-type: none"> 中性化(コンクリートの強度低下) ②点検・補修等 塩分浸透(コンクリートの強度低下) ②点検・補修等 <p>【原子炉圧力容器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 腐食(全面腐食) (BWR(主蒸気ノズル等)) ①水質管理、②水質点検(間接的に確認) 腐食(全面腐食) (BWR(基礎ボルト)) ①空調運転等、②点検 ピitting(全面腐食) (PWR(上部胴フランジ)) ①養生、②点検 応力腐食割れ (PWR(冷却材入口管台等)、BWR(計装ノズル等)) ①水質管理、②水質点検(間接的に確認) <p>【原子炉格納容器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 腐食 (PWR(トッブドーム部、円筒部)、BWR(ドライウエル、サブプレシジョンチエンバ(円筒部等)等)) ①塗膜、②塗膜点検 	<p>—※5</p> <p>◎※6</p>	2 適切な保全活動を行うことにより、経年劣化は停止期間中にも発生・進展するが有意ではない。
	3	適切な保管対策を行うことにより、経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい※2	<p>【原子炉圧力容器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 腐食(全面腐食) (BWR(基礎ボルト)) ①空調運転等、②点検 ピitting(全面腐食) (PWR(上部胴フランジ)) ①養生、②点検 応力腐食割れ (PWR(冷却材入口管台等)、BWR(計装ノズル等)) ①水質管理、②水質点検(間接的に確認) <p>【原子炉格納容器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 腐食 (PWR(トッブドーム部、円筒部)、BWR(ドライウエル、サブプレシジョンチエンバ(円筒部等)等)) ①塗膜、②塗膜点検 	<p>◎※7</p> <p>◎※7</p>	3 適切な保全活動を行うことにより、経年劣化は停止期間中の発生・進展が想定されない又は極めて小さい。
	4	経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい※3	<p>【コンクリート構造物】</p> <ul style="list-style-type: none"> 機械振動(コンクリートの強度低下) アルカリ骨材反応(コンクリートの強度低下) 凍結融解(コンクリートの強度低下) <p>【原子炉圧力容器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 摩耗(摺動部) (BWR(スタビライザブACKET、スタビライザ)) 原子炉格納容器 摩耗 (BWR(スタビライザ等)) <p>【原子炉圧力容器】</p> <ul style="list-style-type: none"> クラッド下層部のき裂 (PWR(下部胴等)、BWR(胴部等)) <p>【原子炉格納容器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 腐食 (PWR(コンクリート埋設部(スタッド含む)、BWR(基礎ボルト(コンクリート埋設部))) 	<p>—※8</p> <p>○※8</p>	4 長期停止期間中に経年劣化要因があるが、長期停止期間中の経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい。 経年劣化の発生・進展の程度を確認するため、長期停止期間中に点検を実施。また、長期停止期間中の経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい。
無 (添付①③：×)	5	長期停止期間中に経年劣化要因がないため、経年劣化の発生・進展が想定されない	<p>—※9</p> <p>—※9</p>	5 長期停止期間中に経年劣化の発生・進展が想定されない。	
	4'	上記以外	<p>—※9</p> <p>—※9</p>	4' 長期停止期間中の経年劣化の発生・進展の程度を確認するため、長期停止期間中に点検を実施するもの以外)	

ガイド分類 見直し

「極めて小さい」は、PLAMでは▲事象。

機械振動は、タービンに比べて小さいことは当然であるが、当該部位の劣化が極めて小さいというためには技術的な根拠が必要。

腐食(コンクリート埋設部)は、劣化自体は小さいかもしれないが、劣化要因は有る、無いとまでは言えない認識。

表9 ガイド別添 A において整理した分類の凡例と考え (ガイド分類見直し版)

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

長期停止期間中の経年劣化要因	ガイド分類	ガイド分類の説明 (長期停止期間中の経年劣化影響)	対象機器・構造物及び経年劣化事象 (※：高経年化技術評価を未評価のプラントは、別途個別に評価が必要)	長期停止期間中の保全活動 (適切な保全の実施が必要であり ATENA ガイドの保全ポイントとして明確化)	
あり	①	長期停止期間中の経年劣化の発生・進展が、プラントの長期運転において機器・構造物の機能維持に影響を及ぼすおそれがある経年劣化事象。	原子炉 圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> 応力腐食割れ (PWR (冷却材入口管台等)、BWR (計装ノズル等)) ヒッチング (PWR (上部胴フランジ)) 腐食 (全面腐食) (BWR (主蒸気ノズル等)) 腐食 (全面腐食) (BWR (基礎ボルト)) 摩耗 (摺動部) (BWR (スタビライザブランチ、スタビライザ)) 腐食 (PWR (トップドーム部、円筒部)、BWR (ドライウェル、サブレッシュジョンエンバ (円筒部等) 等)) 摩耗 (BWR (スタビライザ等)) 腐食 (PWR (コンクリート埋設部 (スタッド含む))、BWR (基礎ボルト (コンクリート埋設部))) 	該当なし
			原子炉 格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 中性化 (コンクリートの強度低下) 塩分浸透 (コンクリートの強度低下) 機械振動 (コンクリートの強度低下) アルカリ骨材反応 (コンクリートの強度低下) 凍結融解 (コンクリートの強度低下) 低サイクル疲労 (PWR (冷却材入口管台等)、BWR (ノズル、セーフエンド等)) 中性子照射脆化 (PWR (下部胴等)、BWR (胴部 (炉心領域部))) クラッド下層部のき裂 (PWR (下部胴等)、BWR (胴部等)) 腐食 (FAC) (BWR (主蒸気ノズル等)) 疲労割れ (PWR (トップドーム部等)、BWR (ダイヤフラムフロア-シールドボーズ、ベント管ボーズ)) 	<ul style="list-style-type: none"> 水質管理 養生・点検 水質管理 空調運転・点検 点検 塗膜点検 点検 点検 (周辺コンクリート部) 点検 点検 点検 点検 点検
なし	③	長期停止期間中に劣化要因がない経年劣化事象。	コンクリート 構造物※	<ul style="list-style-type: none"> 熱 (コンクリートの強度低下) 放射線照射 (コンクリートの強度低下) 熱 (コンクリートの遮蔽能力低下) 	該当なし
			原子炉 圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> 熱 (コンクリートの強度低下) 放射線照射 (コンクリートの強度低下) 熱 (コンクリートの遮蔽能力低下) 	不要

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

経年劣化事象	ATENA ガイドライン (別添 A) *1		長期停止期間中の健全ポイント	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				
		影響有無				
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	—		疲労割れ1 (経年劣化影響技術レポート), 疲労割れ2 (EPR1 レビュー結果), 疲労割れ3 (PLM 評価書 (参考))	低サイクル疲労は、プラントの運転状態 (例: 起動・停止等) の温度や圧力の変化 (過渡) によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微か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PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 以上から、長期停止期間中の劣化要因として低サイクル疲労を考慮する必要は無く「③」と分類する。
中性子照射脆化	下部胴等	③ 停止期間中は放射線の影響を受けない	—		中性子照射脆化1 (経年劣化影響技術レポート), 中性子照射脆化2 (EPR1 レビュー結果), 中性子照射脆化3 (PLM 評価書 (参考))	原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイドや転位ループ、溶質原子クラスタ形成や粒界偏析などのミクロ組織変化が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際 (転位の移動) の抵抗となり、破壊に対する抵抗 (韌性) の低下が生じる。この現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 レビュー結果) なお、参考として、冷温停止状態において中性子照射脆化の影響がないことは、事業者の冷温停止維持を前提としたPLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 以上から、長期停止期間中の劣化要因として中性子照射脆化を考慮する必要は無く「③」と分類する。

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 説明 影響有無	備考		
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 (SCC) は、材料と環境と応力条件が重なった場合に発生し、これらの 3 因子のうち 1 つを取り除くことによって発生を防止することができる。</p> <p>通常保安サイクルにおいては、これまでの運転経験等から 600 系ニッケル基合金を使用した部位に SCC 発生の懸念が大きいことから、国内の全 PWR について、材料変更や応力改善が図られており、SCC の発生を抑制する対策が施されている。例えば冷却材出入口管台や炉内計装筒に対してピーニングが実施され、応力条件が改善されているプラントや、冷却材出入口管台の接液部に、文献 SC03 の通り、耐 SCC 性の高い 690 系ニッケル基合金のクラッド施工が実施され、材料条件が改善されているプラントがある。(文献 SC03)</p> <p>長期停止期間においては、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 SCC の感受性が極めて小さいことが示されている。したがって、長期停止期間においても、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 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 SCC の感受性が小さいことが述べられるとともに、SCC は通常の保安活動により管理可能であるとされている。更に、長期停止期間中の SCC が保安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安として実施されていることを前提とすれば、SCC が発生、進展する可能性は極めて小さいと判断され、機能維持が可能であることから「②」と分類し、保安ポイントとして「水質管理」を確実に行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。</p> <p>なお、通常保安サイクル復帰後も、日常保安として、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</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	—	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よって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。</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>

*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。

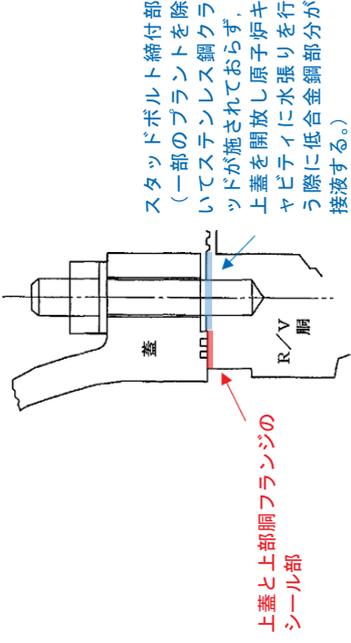
*3：発電所で実際に実行されている保安活動及び当該保安活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保安ポイントを定めている。保安活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響	備考		
		影響有無	説明	長期停止期間中の保全ポイント	
			も、長期停止期間中は有意な繰返し応力が付与されないため、長期停止期間中のき裂の進展は考慮する必要はない。		また、クラッド下層部にき裂が存在していたとしても、ブラント起動・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。 以上から、長期停止期間中の経年劣化要因としてクラッド下層部のき裂の進展を考慮する必要はなく、「③」と分類する。 なお、運転期間延長認可申請を行う場合には、長期停止期間中か否かに関わらず、定められた期間において特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認することができる。
ピッチェング	上部胴フランジ	②	上蓋を閉止している場合は狭隘部においてピッチェングが想定される。上蓋を開放して保管する場合は、狭隘部にはピッチェング(孔食)の発生が想定される。しかしながら、長期停止期間中において、上蓋が開放された状態で保管される場合は、当該部は狭隘部ではなくなることから当該のピッチェングの想定は不要となる。 一方で泊3号機を除く国内の PWR ブラントでは、原子炉圧力容器のフランジ面の一部にステンレス鋼クラッドが施されており、低合金鋼部分が原子炉キャビティに水張りを行う際に接続することから、低合金鋼部分の全面腐食の発生が懸念される。 そのようなブラントについては、保管対策として低合金鋼の接液を防ぐための養生を行うことで、長期停止期間中におけるフランジ面の発錆を防止することができる。また、上蓋を閉止する前には、腐食の発生がないことを確認するため当該部の点検を行うことが有効な保全となる。 更に、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされ、EPRI にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果) 以上から、長期停止期間中に適切な保全が実施されていることを前提とすれば、腐食を防止することが可能であることから「②」と分類し、保全ポイントとして「ステンレス鋼クラッドのないフランジ面に養生を施して保管する」および「通常保全に復帰する場合には、フランジ面の点検を実施する」を推奨する。各ブラントの長期停止期間中のフランジ面の点検状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。	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)	
			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		

*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。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				
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>根拠とする技術ベース*2</p>
				<p>補足説明事項</p>  <p>上蓋と上部胴フランジのシール部</p> <p>スタッドボルト締付部 (一部のプ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>

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				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	
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	<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))</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	胴部 (炉心領域)	③	停止期間中は放射線の影響を受けない	<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)</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>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 5 (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。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				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	
応力腐食割れ	計装ノズル等	②	<p>停止期間中の保有水 (原子炉冷却材) の温度は 100°C 未満と低く、原子炉冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要 (※1) (※2)</p>	<p>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> <p>応力腐食割れ (SCC) は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの 3 因子のうち 1 つを取り除くことによって発生を防止することができる。</p> <p>通常保全サイクリルにおいては、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 基金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 (HSH) 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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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 (文献 SCC1, 2, 6)</p> <p>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 は通常の保全活動により管理可能であるとされている。更に、長期停止期間中の SCC が保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が実施されていることを前提とすれば、SCC が発生、進展する可能性は極めて小さいと判断され、機能維持が可能であることから「②」と分類し、保全ポイントとして「水質管理」を確実にを行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。</p> <p>なお、通常保全サイクリル復帰後も、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>長期停止期間中の健全な水 (塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)</p>	<p>根拠とする技術ベース*2</p> <p>SCC1, SCC2, SCC6, SCC4 (経年劣化影響技術レポート), SCC5 (EPR1 レビュー結果)</p>
			<p>水質管理を適切に行う (塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)</p>	
			<p>(※1) : 国内プラントにおいては、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</p> <p>(※2) : 経年劣化影響技術レポート [②] 応力腐食割れ-5] プラント長期停止の影響」参照</p>	
			<p>長期停止期間中の健全な水 (塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)</p>	

*1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				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
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				
		影響有無	説明				
クラッド下層部のき裂	胴部等	③	国内プラントでは、製作時に溶接入熱を管理することで、き裂の発生を防止している。 また、き裂が存在していたとしても、長期停止期間中は有意な繰返し応力が付与されないため、長期停止期間中のき裂の進展を考慮する必要はない。	—	UCC2	クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことよって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。 クラッド下層部のき裂については、全米溶接協会の報告書「Welding Research Council BULLETIN (WRC-197)」において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されており、材料の改善（化学成分の規制等）や溶接方法の改善（高入熱条件の回避）を図ることで製作時にき裂発生を防止できるとが示されている。（文献UCC2） 国内の全 BWR プラントの原子炉圧力容器においては、クラッド下層部のき裂が発生しないとされる材料の採用や製作時に溶接入熱の管理を行うことで、製作時にクラッド下層部のき裂が発生しないことを確認している。 また、クラッド下層部にき裂が存在していたとしても、プラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動がなく、有意な繰返し応力が付与されない長期停止期間においては、き裂の進展について考慮する必要はない。 以上から、長期停止期間中の経年劣化要因としてクラッド下層部のき裂の進展を考慮する必要はなく、「③」と分類している。 なお、運転期間延長認可申請を行う場合には、長期停止期間中が否かに関わらず、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。	
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。	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 1, 腐食 2 (経年劣化影響技術レポート), 腐食 3 (EPRI レビュー結果)	原子炉圧力容器の主蒸気ノズルやセーフエントについては、低合金鋼や炭素鋼を使用しており、腐食（全面腐食）の影響が懸念される。 これについては、国内の全 BWR プラントにおいては、設計、製造段階で、余裕を持った腐食量を設定しており、運転期間中に想定される腐食量が設計段階で考慮している腐食量よりも十分に小さいことを評価や点検により確認している。 長期停止期間中においては、文献腐食 1 に示す通り、水質の温度や溶存酸素により腐食量の傾向が変化することが示されているが、炉水の温度が低い場合の腐食量はプラント運転状態の温度の腐食量と概ね同程度の傾向となる。（文献腐食 1） プラントの高経年劣化技術評価では、文献腐食 1 に示すような腐食デー	

* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

経年劣化事象	ATENA ガイドライン (別添 A) *1			根拠とする技術ベース*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			
		長期停止期間中の経年劣化影響	長期停止期間中の健全ポイント		
		影響有無	説明		
経年劣化事象	想定される部位	影響有無	説明	長期停止期間中の健全ポイント	備考
腐食 (全面腐食)	基礎ボルト	②	停止期間中は空調運転を継続しており、停止期間中の目視点検の結果においても有意な腐食は発生していないが、結露等の防止のため、空調運転を継続して行うことは必要。	結露等の防止のため、空調運転等を継続して行う。また、必要に応じて目視点検により健全性を確認する。	<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発生するため、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。</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、健全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *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	
		長期停止期間中の健全ポイント	備考	根拠とする技術ベース*2
経年劣化事象	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、 摩擦が発生・進展する可能性が小さいが、長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には、点検により異常の有無を確認することが必要。 発生回数も少ないことから、長期停止中に摩擦が発	長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には、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>(文献腐食 8)</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保守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守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>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面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して、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>各プラントの長期停止期間中の基礎ポルトの点検状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。</p> <p>なお、通常保守サイクル復帰後も、日常保守として、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>
摩擦 (摺動部)	スタビライザ ブラケット, スタビライザ	当該部は地震時のみ摺動するものであり、摩擦が発生・進展する可能性が小さいが、長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には、点検により異常の有無を確認することが必要。 発生回数も少ないことから、長期停止中に摩擦が発	長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には、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擦が想定されるが、当該部は地震時のみ摺動するものである。このため、当該部の摩擦は、プラントの運転期間中、停止期間中に関わらず、大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象である。なお、発生回数も少ないことから、仮に停止期間中に地震が発生した場合においても、劣化事象としては回転機器の軸受のように連続運転している部位の摺動現象などと比べると、地震時における接触・摺動の回数は限定的であり、地震以外の要因では、スタビライザの箇所には接触・摺動が発生させる要因がないことから、当該部に摩擦が発生・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への摩擦が発生・</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 : 発電所で実際に実行されている保守活動及び当該保守活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、健全ポイントを定めている。保守活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1							
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	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
		影響有無	説明				
			生→進展する可能性は極めて小さい。				進展する可能性は小さいが有ることから、長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には、点検により異常の有無を確認することが必要であることから、「②」と分類している。 なお、参考として、事業者の高経年化技術評価においても、スタビライザ等の摺動部の摩耗については、摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。(PLM 評価書 (参考)) 長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを点検により確認することとなる。

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				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	
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	疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。 しかしながら、国内の全 PWR プラントの原子炉格納容器本体について、通常保全サイクルにおいても有意な温度・圧力変動は想定されない。 なお、参考として、原子炉格納容器本体において有意な温度・圧力変動がないことは、PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 長期停止期間中においても同様に、有意な温度・圧力変動が想定されないことから、劣化要因として疲労割れを考慮する必要は無く「③」と分類する。
腐食	トップドーム部、円筒部	②	鋼板の内面および外面 (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	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。各プラントの長期停止期間中の格納容器の塗膜点検の状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。 なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
腐食	コンクリート埋設部 (スタッド含む)	②	コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、鉄表面は不動態化しているため、腐食速度として極めて小さい	原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。 しかしながら、コンクリート埋設部はコンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、文献腐食 5 に示す通り、コンクリート内において鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい。(文献腐食 5) ただし、別頁の「ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係 (コンクリート構造物)」でも示す通り、コンクリートの中性化等の影響は緩やかではあるものの劣化要因として考慮する必要がある。 例えば中性化についてはなお、コンクリート埋設部の大半は、コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており、別紙 4-1 で示されている通り、中性化の進展程度は 80 年を考慮しても 10cm に満たない程度であるが、 そこから10cmを大きく超える位置に埋設

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATEVA 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			
		影響の有無	説明		
			影響は考慮する必要があるため、埋設部周辺のコンクリート点検することが必要。		<p>されているコンクリート埋設部については、中性化の影響は考慮する必要はない。埋設位置が浅い部分も存在することから、コンクリートの中性化の影響を考慮する必要がある。なお、埋設部周辺のコンクリート表面にはグラウトや塗装が施工されていることから毎所もあり、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。塩分浸透の影響を考慮する必要はない。なお、PWR のプレストレスト製原子炉格納容器 (POCV) の外表面は屋外環境に晒されているが、コンクリートに十分な厚みがあり、外表面に塗装が施されていることから、設置環境として緩やかな環境である。塩分浸透の影響を考慮する必要はない。その他、コンクリートに想定されるアルカリ骨材反応等の経年劣化事象については、別添 A の通り、長期停止期間中の経年劣化の発生、進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており、原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。</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：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、保全ポイントを決めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

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

ATEMA 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	ドライウエル、サプレッションチェンバ (円筒部等)	②	鋼板の内面および外面に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持すること、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。各プラントの長期停止期間中の格納容器の塗膜点検の状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。 なお、通常保安復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施すること、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	基礎ポルト (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る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。 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なお、コンクリート埋設部の大半は、コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており、別紙 4-1 で示されている通り、中性化の進展程度は 80 年を考慮しても 10cm に満たない程度であるが、そこから、10cm を大きく超える位置に埋設されているコンクリート埋設部については、中性化の影響は考慮する必要がある。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	
			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)
			埋設部周辺コンクリートの目視点検	腐食 5
			コンクリート内の水酸化カルシウムによる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)	

*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。保安活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				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	備考
経年劣化事象			<p>長期停止期間中の経年劣化影響</p> <p>説明</p> <p>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。</p>	<p>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。</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、屋内環境（管理区域内）であり、設置環境として緩やかな環境である。塩分浸透の影響を考慮する必要はない。</p> <p>その他、アルカリ骨材反応等については、別添 A の通り、長期停止期間中の経年劣化の発生、進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており、原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。</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有意な腐食環境になく腐食環境として緩やかであるが、劣化要因として考慮する必要があることから周辺のコンクリートの点検を継続することとし「②」と分類する。</p> <p>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>
疲労割れ	ダイヤフラムフロアー・シーリング・ベント管ベローズ	③	<p>停止期間中は大きな圧力・温度変動がない</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。</p> <p>原子炉格納容器のダイヤフラムフロアー・シーリング・ベント管ベローズは、ドライウエルと原子炉本体基礎との事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられており、ベント管ベローズは、ドライウエルとサブプレッショナルチェンバとの事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられている。疲労の蓄積による疲労割れが劣化要因として想定されるが、通常時の温度変動は、プラント起動・停止によるもので、発生応力・回数は小さい。</p> <p>なお、参考として、ダイヤフラムフロアー・シーリング・ベント管ベローズは、通常時においても疲労割れの発生の可能性が小さいことが評価されている。PLM 評価書（参考）</p> <p>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>
疲労割れ	ダイヤフラムフロアー・シーリング・ベント管ベローズ	③	<p>停止期間中は大きな圧力・温度変動がない</p>	<p>疲労割れ 6 (PLM 評価書 (参考))</p>
摩耗	スタビライザ等	②	<p>当該部は地震時のみ摺動するものであり、発生回数は少ないことから、長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合に、機能に影響を与えないよう損傷がないことを、地震後点検</p>	<p>摩耗 2 (PLM 評価書 (参考))</p> <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、摺動を有しているため摩耗が想定されるが、当該部は地震時のみ摺動するものである。このため、当該部の摩耗は、プラントの運転期間中・停止期間中に限らず、大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象であり、機器を継続的に使用するに伴った経年的な影響により摩耗が発生・進展するものではない。</p>

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				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	根拠とする技術ベース*2	
		影響有無		説明
		<p>長期停止期間中の経年劣化影響</p> <p>説明</p> <p>中に摩擦が発生・進展する可能性は極めて小さいが、長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念される場合には、点検により異常の有無を確認することが必要。</p>	<p>長期停止期間中の健全ポイント</p> <p>点検により確認する。</p>	<p>また、発生回数も少ないことから、仮に長期停止期間中に地震が発生した場合においても、劣化事象としては回転機器の軸受のように連続運転している部位の摺動現象などと比べると、地震時における接触・摺動の回数は限定的であり、地震以外の要因では、スタビライザの箇所に接触・摺動を発生させる要因がないことから、当該部に摩擦が発生・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当該部に摩擦を発生させるような地震を受ける可能性は有り、長期停止期間中の地震により設備に損傷が懸念されるに十分な地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを、地震後点検等により確認することが必要になる。</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擦が発生・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、劣化要因として摩擦を考慮する必要は無く「②」と分類している。</p> <p>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擦については、摩擦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> <p>なお、長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを点検により確認することとなる。</p>

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

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

経年劣化事象		ATENA ガイドライン (別添 A) *1		長期停止期間中の 健全ポイント	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 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: 原子炉ベ 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。	—	—	—	—	最高温度に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、高温と なる内部コンクリートの一次遮蔽壁 (PWR)、原子炉ベデスタル、一次遮蔽壁 (BWR) であるが、停止中においては、運転時のような熱影響を受けないこと から、運転時よりも高温になることはない。 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「③」に分類する。
放射線照射 (コンクリー トの強度低 下)	PWR: 内部コン クリート(1 次遮蔽壁) BWR: 原子炉ベ 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。	—	—	—	—	累積照射量に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、照射 の影響を受ける内部コンクリートの一次遮蔽壁 (PWR)、原子炉ベデスタル、 一次遮へい壁 (BWR) であるが、停止中においては、核分裂反応が起こらない ことから、燃料からの放射線の影響を受けない。 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「③」に分類する。

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *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	
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。	<p>根拠とする技術ベース*2</p> <p>中性化 1 中性化 2 中性化 3 中性化 4</p> <p>補考</p> <p>—</p> <p>長期停止期間中の保全ポイント</p> <p>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、視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)</p> <p>補足説明事項</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遅延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。(ガイドライン別添 A、別紙 4-1 参照)</p> <p>このように、経年劣化事象である強度低下に至るまでの余裕があることを考慮し、保全ポイントとしては、コンクリート構造物の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように、運転中と同じく、鉄筋の腐食に至るような劣化が発生しないことを確認するために、コンクリートのひび割れ有無を確認するための目視点検等を継続することとした。</p> <p>以上から、中性化はプラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり、経年劣化の発生・進展が小さいではない劣化要因として「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 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				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	
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>補足説明事項</p> <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にまで到達しないことを確認した。また、塩分浸透の影響を受ける部位は屋外面であることから、補修等による機能維持・回復が可能である。(ガイドライン別添 A、別紙 4-1 参照)</p> <p>このように、経年劣化に至るまでの余裕があることを考慮し、保全ポイントとしては、コンクリート構造物の長期運転期間中の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように、運転中と同じく、鉄筋の腐食による劣化が発生しないことを確認するための目視点検補修等を継続することとした。</p> <p>以上から、塩分浸透はプラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり、経年劣化の発生→進展が有意ではない劣化要因として「②」に分類する。</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及び必要に応じた補修等を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)	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: 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

機械振動 (コンクリートの強度低下)	PWR: タービン 架台等 BWR: タービン 発電機架台等	②	<p>運転中に最も機械振動の影響を受ける部位は、停止期間中にその影響を受けないもの。一方、停止期間中にも機械振動を受けるとして、非常用ディーゼル発電機基礎があり、運転中と傾向が変わるものではない。るが、機器の出力や稼働時間等から、その影響は極めて小さい。</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及び必要に応じた補修等を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)</p>	<p>① 長期停止期間中に劣化が発生、進展しない。または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるもの。運転中と同様の定期的な点検及び必要に応じた補修等)を継続することが有効と考えられる。</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。機械振動による疲労に対する評価であり、PLM高経年化技術評価における評価対象部位は、機器の振動(出力)が大きく、稼働時間が長い、タービン架台(PWR)、タービン発電機架台(BWR)としているが、停止中はタービン及び発電機ともに稼働せず、しないため停止中に上記部位で運転中のような機械振動を受けない。上記部位は運転中のような機械振動を受けないため、停止中にも機械振動を受けるとして非常用ディーゼル発電機基礎を評価対象部位とする。ただし、非常用ディーゼル発電機基礎については、停止中は運転中と比べて環境条件や運転条件が変わるものではなく、運転中よりも機械振動による劣化の進展が促進される状況ではない。</p> <p>一方で、停止中に機械振動を受けるとして非常用ディーゼル発電機基礎があるが、機械振動による影響は疲労であり、非常用ディーゼル発電機の出力や稼働時間等がタービン発電機に比べて非常に小さいこと【機械振動1】からため、タービン発電機に比べ機械振動による荷重の繰り返し回数が1/100以下と非常に少ないことから、非常用ディーゼル発電機基礎の長期停止期間における機械振動による経年劣化の進展は緩やかである。加えて、高経年化技術評価実施プラントについては、また、これまで30年程度運転しているタービン発電機架台に機械振動(疲労)によるコンクリートの強度低下は確認されていないこと【機械振動2】から、非常用ディーゼル発電機基礎については、タービン発電機架台と比較してコンクリートの強度低下に至るまでの余裕がある。このため、長期停止期間中に非常用ディーゼル発電機から生じる機械振動(疲労)によってコンクリートの強度低下が発生する可能性は極めて小さいと判断した。</p> <p>参考としてさらに、繰返し載荷試験により、上限応力が長期許容引張力以下の場合には、疲労によるコンクリートの強度低下が生じないとの研究成果が報告されている。【機械振動3】</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長期運転期間中の機能維持に影響を及ぼすおそれがないように、運転中と同じく、経年劣化の進展が緩やかであることを確認するため、目視点検等を継続する。</p> <p>以上から、機械振動は「②」に分類する。</p> <p>以上から、機械振動は長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として「4無②」に分類する。</p> <p>なお、高経年化技術評価実施プラントについても、同様に、経年劣化の進展が緩やかであることを確認するための点検を長期停止期間中にも継続する。ことが有効とした。</p>
-----------------------	---	---	---	---	---	----------------------------------	---

* 1: 別添Aの表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				補足説明事項
経年劣化事象	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	長期停止期間中の保全ポイント
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、モルタルバ一法などによる骨材の反応性試験により、反応性骨材ではないことを確認しているため、影響はない。</p>	<p>一般論として、アルカリ骨材反応の進展は、使用材料および環境条件(温度、湿度など)の影響を受けるため、反応性骨材を使用していないことを確認していない場合は、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要はない。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。</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一法などによる骨材の反応性試験により、反応性骨材ではないこと等を確認している【アルカリ骨材反応1】ため、経年劣化要因を排除・抑制している。</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長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として「②」に分類する。</p> <p>なお、高経年化技術評価未実施プラントについても、同様に反応性骨材ではないこと等を確認しているため、経年劣化要因を排除・抑制している。</p> <p>なお、経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効でした。</p>
			<p>経年劣化の発生・進展がないことを確認するため、目視点検などの定期的な点検及び必要に応じて補修等を行う。(運転中と同様の保全活動を継続する)</p>	
			<p>※1: 長期停止期間中に劣化が発生、進展しない。または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動(目視点検などの定期的な点検及び必要に応じて補修等)を継続することが有効と考えられる。</p> <p>※2: 新たな知見である遅延膨張性骨材のアルカリ骨材反応によるコンクリートの強度低下の可能性については、通常の目視点検や部材変形などのモニタリングにより兆候を捉えることが可能である。</p>	

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1				補足説明事項
経年劣化事象	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
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	<p>①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。</p> <p>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の有効な空気を満足するための対策を施しているため、影響はない。</p>	<p>凍結融解 1</p> <p>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。</p> <p>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 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、凍結融解は長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因と見做す「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、同様に立地地点が凍結融解作用のおそれのないこと、もしくは、対策を施していることを確認しているため、経年劣化要因を排除・抑制している。なお、経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効と見做す。</p>
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	<p>停止期間中は高い熱の影響を受けない。</p>	<p>最高温度に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、遮蔽能力が要求される部位のうち、高温となる内部コンクリートの 1 次遮蔽壁 (PWR)、ガンマ線遮へい壁、1 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。</p> <p>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。</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。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。