

資料 2-1 の一部改訂について（当該部抜粋）

6月10日原子力規制委員会において、意見交換会における議論の状況について、中間報告されました。その中で、取替困難機器等に関する主な論点（別添2）として、「劣化事象の分類について、国内既設プラントの高経年化技術評価において評価されている事象と対応がとれていない。高経年化技術評価の評価と異なる分類を新たに作ることは、規制対応における混乱を招くのではないか。」との意見をいただいています。

これも踏まえて、ATENA ガイド分類と高経年化技術評価における分類の対応を整理し、その結果、従前「分類 4」と整理していた事象のうち、長期停止期間中に保全活動が必要となる経年劣化事象を「分類 4」とし、それ以外を「分類 4'」に整理する等の見直しを行いました。(追加資料、P2-3)

また、これに伴い、「摩耗」等の一部の事象と部位について、分類 4 と 5 を再整理しました。

6月8日付事前提出資料の改訂箇所は、下表のとおりです。

該当資料	改訂内容	頁
新規追加資料 (PLM 評価分類との対応)	表 9 の次の頁に、ATENA ガイドラインにおける別添 A の分類と PLM 評価書における事象分類の関係を説明する資料を追加。	P2-3
資料 2-1 表 9 別添 A において整理した分類の凡例と考え方（第 4 回会合からの見直し案）	「分類 5」に整理していた「摩耗」は、長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、<u>長期停止期間中に点検を行うため、長期停止期間中の保全活動を伴う経年劣化事象である「分類 4」に分類するよう見直した。</u> また、これまで「分類 4」に整理していた「クラッド下層部のき裂」「腐食（コンクリート埋設部）」は長期停止期間中に経年劣化要因がないため、通常運転サイクルの点検を継続するものであり、長期停止期間中の保全活動を伴うものではないことから、後者を「分類 4' 」と再整理した。 なお、上記の見直しに伴い、資料 2-4 の対象経年劣化事象の記載を見直し。	P8-9
資料 2-1 別紙 4 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））	資料 2-1 表 9 の分類見直しに伴い、別紙 4 分類の記載に反映（例：「3 無①」）。	P10-13
		P14-32

以上

ATENA ガイドと高経年化技術評価書の事象分類の関係性

表 9 に示す ATENA ガイドの分類（見直し案）の考え方と高経年化技術評価書の分類の考え方については、下表の通り。

ATENA ガイドの分類 (見直し案)		高経年化技術評価書における分類例との比較	
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。	－（該当なし）	
2	適切な保全活動を行うことによって、 <u>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。</u>	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 ^(※1) のうち、 <u>冷温停止状態を維持する場合に進展が想定されるもの</u>	
3	<u>適切な保全活動を行うことによって、経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい</u>	1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、 <u>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もの</u> ^(※2)	
4	<u>経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい。</u>	経年劣化の発生・進展の程度を確認するため、 <u>長期停止期間中に点検を実施。</u>	2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、 <u>今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さい</u> と考えられる経年劣化事象 ^(※3)
4'		長期停止期間中に点検を実施するもの以外	① 保全によりその傾向を確認しているもの ② ①以外
5	長期停止期間中に経年劣化要因がないため、 <u>経年劣化の発生・進展が想定されない。</u>	通常時は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、 <u>冷温停止状態を維持する場合に進展が想定されないもの</u>	

(※1)：主要 6 事象（低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2 相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力の低下）及び主要 6 事象以外で表中の 1) 2) に該当しない事象

(※2)：実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド（平成28年11月2日改正、原子力規制庁）のうち、3.（1）⑪ i（次ページ参照）のイに該当する事象

(※3)：実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド（平成28年11月2日改正、原子力規制庁）のうち、3.（1）⑪ i（次ページ参照）のロ又はハに該当する事象

（参考）

【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（平成29年9月20日改正、原子力規制庁）の3.

1 ④抜粋】

④ 高経年化技術評価の機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象を抽出し、その発生・進展について評価を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出すること。

ただし、高経年化技術評価の機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象のうち、以下に示す事象のいずれにも該当しないものであって、日常的な保守管理において時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理が的確に行われている経年劣化事象（以下「日常劣化管理事象」という。）については、その発生・進展について評価を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出することを要しない。この場合、当該日常劣化管理事象の劣化傾向監視等劣化管理の考え方、方法、計画及び実績を⑩の高経年化技術評価書において明確にすること。

- ・ 低サイクル疲労
- ・ 中性子照射脆化
- ・ 照射誘起型応力腐食割れ
- ・ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ・ 電気・計装品の絶縁低下
- ・ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

【実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド（平成28年11月2日改正、原子力規制庁）の3.

（1）⑪ i 抜粋】

⑪高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出しているかを審査する。

○視点・着眼点

経年劣化事象による性能低下が予測から乖離する可能性があるかどうかを評価し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出していること。

i 下記のいずれかに該当する経年劣化事象を⑧で抽出した経年劣化事象から除外し、「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象」を抽出しているか。

イ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、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もの。

ロ 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象。

ハ 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価において、現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、実施ガイド3.2③に規定する日以降において経年劣化の進展が考えられない経年劣化事象。

※「実施ガイド3.2③に規定する日」とは、高経年化技術評価の結果に基づき策定される長期施設管理方針の運用期間の始期であり、運転開始後30年又は40年、50年を経過する日

(第 4 回会合提出版)

表 9 別添 A において整理した分類の凡例と考え方

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	(参考) ※11 長期停止中 保全活動の PLM 上の 扱い	
	長期停止期間中の経年劣化の発生・進展の 程度		長期停止期間中の保全活動		説明			
	分類	説明	対象機器・構造物及び経年劣化事象 程度	① 保管対策				②劣化の状況 を点検
有 (添付①③： ○)	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)	該当なし	該当なし※4	該当なし※4	有	長期停止期間中の経年劣化 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。	—※4
	2	経年劣化の発生・進展が有意ではない ※1	【コンクリート構造物】 ・コンクリートの強度低下（中性化）（保全②点検・補修等） ・コンクリートの強度低下（塩分浸透）（保全②点検・補修等）	—※5	◎※6		適切な保全活動を行うこと によって、長期停止期間中 の経年劣化の発生・進展が 有意ではない、もしくは想 定されない又は極めて小さ いもの。	○事象
	3	適切な保管対策を行うことによって 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	【原子炉圧力容器】 ・腐食（全面腐食）（主蒸気ノズル等）（保全①水質管理、②水質 点検（間接的に確認）） ・腐食（全面腐食）（基礎ボルト）（保全①空調運転等、②点検） ・ピッティング（保全①養生、②点検） ・応力腐食割れ（保全①水質管理、②水質点検（間接的に確認）） 【原子炉格納容器】 ・腐食（円筒部等）（保全①塗膜、②塗膜点検）	◎※7※10	◎※7※10	無①		△事象
	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	【原子炉圧力容器】 ・クラッド下層部のき裂 【原子炉格納容器】 ・腐食（コンクリート埋設部） 【コンクリート構造物】 ・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）	—※8	○※8		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。	○事象 △事象 ▲事象
	5	経年劣化の発生・進展が 想定されない（経年劣化要因がない）	【原子炉圧力容器】 ・低サイクル疲労、中性子照射脆化、摩耗、FAC 【原子炉格納容器】 ・疲労割れ、摩耗 【コンクリート構造物】 ・コンクリートの強度低下・遮蔽能力低下（熱） ・コンクリートの強度低下（放射線照射）	—※9	—※9	無②		—※9
無 (添付①③： ×)								

※1：経年劣化の程度について、20 年の停止期間（計 80 年の期間）を仮定して劣化の進展傾向及び余裕を評価した結果、プラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕が及びばしないことを確認した経年劣化事象は、本欄に整理。（別紙 4 参照）。

※2：長期停止期間中の保管対策を行うことにより、長期停止期間中の経年劣化が、メカニズム的に想定されない又は抑制可能で極めて小さいと考えられるものを、本欄に整理。（別紙 4 参照）

※3：経年劣化要因は有るが、長期停止期間中に保管対策を行わなくても、設計・製作段階において経年劣化要因を排除しており経年劣化の発生・進展が想定されない、もしくは既に有意な経年劣化要因がないことが確認されており、経年劣化の発生・進展が想定されない、又は極めて小さいと考えられるものを、本欄に整理。（別紙 4 参照）。

※4：該当する機器・構造物及び経年劣化事象がなく、長期停止期間中の保全活動①②及び PLM 評価書上の事象凡例として挙げられるものはないため、「―」とし、記載を省略。

※5：コンクリート中性化等については、長期停止期間中の経年劣化の管理のために、分類 3 にあがるような必要な保管対策はないため、「―」と表記。

※6：長期停止期間中の経年劣化の程度について評価した結果有意ではないが、停止中の進展の状況を確認し必要により補修等を行うために、長期停止期間中に実施することが必要な点検。

- ※ 7：長期停止期間中の経年劣化の発生・進展を極めて小さい等の程度に抑制するために必要な保管対策、及び保管対策の効果を確認するために必要な点検。
- ※ 8：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く、①保管対策は不要であるため、「－」と表記。また、②は、経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さいことを確認するために必要な点検。通常保全サイクルで行われている点検を長期停止期間中に限らず再稼働後に実施することも含めて継続する点検であり、分類 2・3 で行う点検と目的が異なるため、「○」と表記。
- ※ 9：長期停止期間中に経年劣化要因がなく、保全活動①②として挙げられるものではないため、「－」と表記。また、PLM評価書上の保全活動の扱いは「－」とし、記載を省略。
- ※ 10：ATENA ガイドライン別添 Aにおいて、保全ポイントとして「◎」に該当する保全活動を推奨。また、必要に応じて、補修等（再稼働後の補修等を含む）により機能回復を実施。
- ※ 11：長期停止期間中の保全活動（◎、○）を対象として、国内既設プラントの至近の PLM 評価書において評価されている事象凡例を示す。（○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象、△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理対象）、▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理対象外））

(第5回会合向け事前提出版 (6/8 提出)) (赤字: 第4回会合からの変更点)

表9 別添Aにおいて整理した分類の凡例と考え方 (第4回会合からの見直し案)

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)			長期停止に伴う保全活動 ◎: ATENA ガイド保全ポイント		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	説明	① 保管対策	② 劣化の状況を点検	分類	説明
有 (添付①③: ○)	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 。)	該当なし	該当なし※4	該当なし※4	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	【コンクリート構造物】 ・コンクリートの強度低下 (中性化) (保全②点検・補修等) ・コンクリートの強度低下 (塩分浸透) (保全②点検・補修等)	—※5	◎※6	2	適切な保全活動を行うことによって、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って経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい※2	【原子炉圧力容器】 ・腐食 (全面腐食) (主蒸気ノズル等) (保全①水質管理、②水質点検 (間接的に確認)) ・腐食 (全面腐食) (基礎ポルト) (保全①空調運転等、②点検) ・ピッチング (保全①養生、②点検) ・応力腐食割れ (保全①水質管理、②水質点検 (間接的に確認)) 【原子炉格納容器】 ・腐食 (円筒部等) (保全①塗膜、②塗膜点検)	◎※7	◎※7	3	適切な保全活動を行うことによって、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: ×)	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	【原子炉圧力容器】 ・クラッド下層部のき裂 【原子炉格納容器】 ・腐食 (コンクリート埋設部) 【コンクリート構造物】 ・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)	—※8	○※8	4	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、通常サイクルの点検を継続。
	5	経年劣化の発生・進展が想定されない (経年劣化要因がない)	【原子炉圧力容器】 ・低サイクル疲労、中性子照射脆化、摩耗、FAC 【原子炉格納容器】 ・疲労割れ、摩耗 【コンクリート構造物】 ・コンクリートの強度低下・遮蔽能力低下 (熱) ・コンクリートの強度低下 (放射線照射)	—※9	—※9	5	長期停止期間中に経年劣化の要因がないため、発生・進展が想定されない。

※1: 経年劣化の程度について、20年の停止期間(計80年の期間)を仮定して劣化の進展傾向及び余裕を評価した結果、プラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり影響を及ぼさないことを確認した経年劣化事象は、本欄に整理。(別紙4参照)

※2: 長期停止期間中の保管対策を行うことにより、長期停止期間中の経年劣化が、メカニズム的に想定されない又は抑制可能で極めて小さいと考えられるものを、本欄に整理。(別紙4参照)

※3: 経年劣化要因は有るが、長期停止期間中に保管対策を行わなくても、設計・製作段階において経年劣化要因を排除しており経年劣化の発生・進展が想定されない、もしくはは既に**応じた**補修を行うために、長期停止期間中に実施することが必要な点検。

※4: 該当する機器・構造物及び経年劣化事象がなく、長期停止期間中の保全活動①②として挙げられるものはない**もの**。

※5: 該当する機器・構造物及び経年劣化事象がなく、長期停止期間中の経年劣化の管理のために、分類3にあげるような必要な保管対策はないため、「一」と表記。

※6: 長期停止期間中の経年劣化の程度について評価した結果有意ではないが、停止中の進展の状況を確認し必要に**応じた**補修を行うために、長期停止期間中に実施することが必要な点検。

※7：長期停止期間中の経年劣化の発生・進展を極めて小さい等の程度に抑制するために必要な保管対策、及び保管対策の効果を確認するために必要な点検。

※8：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く、①保管対策は不要であるため、「－」と表記。また、②は、経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さいことを確認するために必要な点検。通常保全サイクルで行われている点検を継続するもの（長期停止中に点検するもの、再移動後に点検するものを含む）であり、分類2・3で行う点検と目的が異なるため、「○」と表記。具体的に通常保全サイクルから継続する点検として、クラッド下層部のき裂：特別点検、腐食（コンクリート埋設部）：格納容器漏えい率試験、コンクリートの強度低下（機械振動、アルカリ骨材反応、凍結融解）：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。

※9：長期停止期間中に経年劣化要因がなく、保全活動①②として挙げられるものもないため、「－」と表記した。なお、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の「摩耗」については、地震時のみ増動するものであり、長期停止中における経年的な影響により摩耗が発生・進展するものではなく、発生回数も少ないことから、停止期間中に摩耗の発生・進展は想定されないため分類5と整理。長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響を与えるような損傷がないことを点検により確認する。

- ※3：経年劣化要因は有るが、長期停止期間中に保管対策を行わなくても、設計・製作段階において経年劣化要因を排除しており経年劣化の発生・進展が想定されない、もしくは既に有意な経年劣化要因がないことが確認されており、経年劣化の発生・進展が想定されない、又は極めて小さいと考えられるものを、本欄に整理。(別紙4参照)。
- ※4：該当する機器・構造物及び経年劣化事象がなく、長期停止期間中の保全活動①②として挙げられるものはないもの。
- ※5：コンクリート中性化等については、長期停止期間中の経年劣化の管理のために、分類3にあげようような必要な保管対策はないため、「一」と表記。
- ※6：長期停止期間中の経年劣化の程度について評価した結果有意ではないが、停止中の進展の状況を確認し必要に応じた補修等を行うために、長期停止期間中に実施することが必要な点検。
- ※7：長期停止期間中の経年劣化の発生・進展を極めて小さい等の程度に抑制するために必要な保管対策、及び保管対策の効果を確認するために必要な点検。
- ※8：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ことを確認するために必要な点検。~~通常保全サイクルで待たれている点検を継続するもの(長期停止中に点検するもの、再稼働後に点検するもの)、分類2・3で行う点検と目的が異なるため、「○」と表記。具体的に通常保全サイクルから継続する点検として、クラッド下部部のき裂・特別点検・腐食(コンクリート埋設部)、格納容器漏えい率試験、コンクリートの強度低下(機械振動、アルカリ骨材反応、凍結融解)；目視点検及び必要に応じた補修等を継続。また、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の「摩耗」については、地震時のみ増動するものであり、地震時の増動回数も少ないことから、摩耗の発生・進展の可能性は小さいが、長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響を与えるような損傷がないことを点検により確認。~~
- ※9：長期停止期間中に経年劣化要因がなく、保全活動①②として挙げられるものもないため、「一」と表記した。なお、「分類4」については、添付資料①③では経年劣化要因があるが、機器と部位を特定した場合には別紙4の通り、長期停止期間中に経年劣化要因がないため「一」と表記。なお、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の「摩耗」については、地震時のみ増動するものであり、長期停止中における経年的な影響により摩耗が発生・進展するものではなく、発生回数も少ないことから、停止期間中に摩耗の発生・進展は想定されないため分類5と整理。長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響を与えるような損傷がないことを点検により確認する。

長期停止期間中の経年劣化影響に関する分類（ATENA 分類）と
PLM 評価書における分類について

1. はじめに

前回合合にて、ATENA の技術ベース資料の表 9 に示した長期停止期間中の経年劣化影響に関する分類について、以下の意見を頂いた。

- ・ガイドにおいて、保全の目的別に「分類 3」「分類 4」を分ける必要性がないのではないか。
- ・ATENA 分類で使用している「劣化の発生・進展が考えられない／極めて小さい」は、PLM 評価書の用語と整合していないのではないかと。

本資料では、特に「分類 4」に着目し、保全活動の分類、PLM 評価書の事象分類との関係について説明する。

2. 保全活動の分類について

（補足）「分類 4」は、長期停止期間中の保全活動が必要な事象と必要としない事象を同じ分類に整理していたため、資料 2-6 のとおり、前者を「分類 4」、後者を「分類 4」と再整理している。以下、再整理後の「分類 4」について説明する。

「分類 4」の事象に係る保全活動は、いずれも、通常保全サイクルから継続する点検として、経年劣化の発生・進展の程度を確認するために行う必要がある点検である。

これら分類 4 の点検は、経年劣化の進展の状況を確認するために必要な点検（分類 2）や、劣化抑制のために行う保管対策の効果を確認するために必要な点検（分類 3）とは、保全活動の目的がそれぞれ異なるものと捉え、ATENA ガイドラインでは細分化して分類している。

これは、ATENA ガイドラインにおいては、長期停止期間中にも進展するコンクリート中性化等に対する点検（分類 2）、及び、適切な保管対策がなければ有意に進展する可能性があるもの（分類 3）に係る保全活動を、停止期間中の保全ポイントとして定めることが重要であると考えており、劣化の進展が無いことを確認するための点検である分類 4 の事象に係る保全活動と分けているものである。

なお、分類 4 の保全活動についても、PLM 技術評価書の整理と同様に、プラントの安全機能確保のために必要な保全活動であることには変わりないため、分類 4 に係る点検のうち、長期停止期間中も継続して行う必要があるものについては、事業者の長期停止期間中の施設管理活動のインプット情報として確実に入力されるよう、ATENA ガイドラインの「長期停止期間中の経年劣化影響と保全ポイント」の表の備考欄に点検の必要性を記載している。

3. PLM 評価書の事象分類との関係について

表 1 に、ATENA 技術ベース資料で[分類 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]と分類している経年劣化事象の PLM 評価書上の扱いを示す。

表 1 「分類 4」事象の経年劣化影響について（PLM 評価書上の扱い）

経年劣化事象（機器・構造物）	PLM 評価書の扱い (冷温停止版 PLM 評価書より要旨を例示)
コンクリートの強度低下（機械振動）（コンクリート構造物）	機械振動により機器のコンクリート基礎部への定着部の支持力が失われる場合、機械の異常振動やコンクリート表面に有害なひび割れが発生するが、非常用ディーゼル発電機基礎の機器支持部表面にこれまでひび割れ等の異常はない。 健全性維持のため、ひび割れ等の目視確認を定期的実施していくことが前提となる。
コンクリートの強度低下（アルカリ骨材反応）（コンクリート構造物）	定期的な目視点検でこれまでアルカリ骨材反応起因のひび割れ等なし。使用骨材についてモルタルバー法による反応性試験により、反応性骨材でないことを確認している。
コンクリートの強度低下（凍結融解）（コンクリート構造物）	○建築学会指針(JASS5)に示される凍害危険度「ごく軽微」よりも危険度が小さい場合 凍害危険度が低いことを以て、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。 ○凍害危険度「軽微」の場合 使用しているコンクリート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。 定期的な目視点検においてもひび割れ等は認められていない。
摩耗（摺動部）（BWR（スタビライザブラケット、スタビライザ））（原子炉圧力容器）	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、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。 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。
摩耗（BWR（スタビライザ等））（原子炉格納容器）	スタビライザ、上部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、地震等により摺動するものであり、発生回数が非常に少ないため、摩耗の進展はない。

分類 4 のいずれの事象についても、劣化の発生・進展の可能性が小さい事象として扱っている。

(参考)「分類4」⇒「分類4」と再整理した事象の経年劣化影響

経年劣化事象（機器・構造物）	PLM 評価書の扱い (冷温停止版 PLM 評価書より要旨を例示)
クラッド下層部のき裂（原子炉 圧力容器）	溶接入熱を管理し溶接を実施しており、き裂の発生する可能性は小さいと評価。（補足：運転期間延長認可申請を行う場合は特別点検を実施）
腐食（コンクリート埋設部）（原子炉格納容器）	鉄表面は不動態化しており、原子炉格納容器表面に塗膜がない状態でも腐食速度は極めて小さいと評価。

—以上—

(参考)

至近の PLM 評価においては、「高経年化対策上着目すべきでない事象」を対象に、以下に示す考え方で、日常劣化管理事象(△)と日常劣化管理事象以外(▲)に分類している。

[参考：泊発電所 1 号炉 PLM 評価書(抜粋)]

下線：△事象の定義、下線：▲事象の定義に該当。

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

以下の事象(表 2.2-1 で△又は▲となっているもの)については想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、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もの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、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した。

上記の 1) に該当する事象又は 2) に該当する事象であるが保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象(日常劣化管理事象)を以下に示す

(略)

前述の 2) に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象(日常劣化管理事象ではない事象)を以下に示す。

・日常劣化管理事象(△)は、1) に該当する事象に加え、2) に該当する「劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さい事象」であるが、保全によりその傾向を確認しているものとしている。

・日常劣化管理事象以外(▲)は、2) に該当する「劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さい事象」のうち、△を除く事象としている。

以 上

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					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	
		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	5	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して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「5 無②」と分類する。
中性子照射脆化	下部胴等	5	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「5 無②」と分類する。

*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 影響有無	説明	長期停止期間中の 保全ポイント		
応力腐食割れ	冷却材入口管台等	3	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	SCC1, SCC2, SCC3, SCC4（経年劣化影響技術レポート）, SCC5（EPRI レビュー結果）	応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの3因子のうち1つを取り除くことによって発生を防止することができる。 通常保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PWRについて、材料変更や応力改善が図られており、SCCの発生を抑制する対策が施されている。例えば冷却材出入口管台や炉内計装筒に対してピーニングが実施され、応力条件が改善されているプラントや、冷却材出入口管台の接液部に、文献SCC3の通り、耐SCC性の高い690系ニッケル基金金のクラッド施工が実施され、材料条件が改善されているプラントがある。（文献SCC3） 長期停止期間中においては、運転中と比べて温度が低くなる一方で、PWRにおいては溶存酸素濃度が大きくなり、飽和溶存酸素量として8ppmになることが想定される。しかしながら、文献SCC1,2によると、管理された水質環境下においては、溶存酸素濃度8ppmにおいても100℃未満の低温環境ではSCCの感受性が極めて小さいことが示されている。したがって、長期停止期間中においても、運転中と同様、適切な水質管理を実施することで、環境条件からSCCの発生を抑制することができる。（文献SCC1,2） また、経年劣化影響技術レポートにおいても、100℃未満の環境においてはSCCの感受性が小さいことが述べられるとともに、SCCは通常の保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） 以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が保全として実施されていることを前提とすれば、SCCが発生、進展する可能性は極めて小さいと判断され、機能維持が可能であることから「3無④」と分類し、保全ポイントとして「水質管理」を確実に行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。 なお、通常保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
クラッド下層部のき裂	下部胴等	4'	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	—	UCC1	クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことによって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。 国内の全PWRプラントの原子炉圧力容器においては、材料の化学成分を踏まえ、製作時に溶接入熱を管理しクラッド下層部にき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため、製作時にクラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さい。（文献UCC1）

*1：別添Aの表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3：発電所で実際に行われている保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、保全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			
						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、長期停止期間中に特別に保管対策、点検を実施する必要はなく、「4' 無②」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	3	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、通常安全に 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なることから当該のピ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「3 無④」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「通常安全に復帰する場合には、フランジ面の点検を実施す る」を推奨する。各プラントの長期停止期間中のフランジ面の点検状況は、 別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					補足説明事項	根拠とする技術ベース*2
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響 影響有無	説明	長期停止期間中の 保全ポイント		
					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行う際に低合金鋼部分が接液する。) 上蓋と上部胴フランジのシール部	

*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。

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

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					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		
応力腐食割れ	計装ノズル等	3	停止期間中の保有水（原子炉冷却材）の温度は 100℃未満と低く、原子炉冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要（※1）（※2）	SCC1, SCC2, SCC6, SCC4（経年劣化影響技術レポート）, SCC5（EPRI レビュー結果） 応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの 3 因子のうち 1 つを取り除くことによって発生を防止することができる。 通常保安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トに對して、高周波誘導加熱応力改善法（HISI）により溶接残留応力を圧縮側に改善することで応力条件の改善を図るなど、様々な対策が取られている。 長期停止期間中においては、運転中と比べて原子炉冷却材の温度が 100℃未満と低くなっており、文献 SCC1, 2 からも、管理された水質環境下においては、100℃未満の低温環境においては SCC の感受性が極めて小さいことが示されている。 なお、文献 SCC6 の通り、NUREG や IGALL などの海外の知見においても、BWR の対象材料の SCC については、100℃以上の温度環境となる部位を管理対象としている。 したがって、長期停止期間中においても、運転中と同様、適切な水質管理を実施することで、環境条件から SCC の発生を抑制することができる。（文献 SCC1, 2, 6） また、経年劣化影響技術レポートにおいても、100℃未満の環境においては SCC の感受性が小さいことが述べられるとともに、SCC は通常の保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） 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「3 無④」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。 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			
クラッド下層部のき裂	胴部等	4'	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	—	UCC2	クラッド下層部のき裂 は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことによって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。 クラッド下層部のき裂については、全米溶接協会の報告書「Welding Research Council BULLETIN (WRC-197)」において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されており、材料の改善（化学成分の規制等）や溶接方法の改善（高入熱条件の回避）を図ることで製作時にき裂発生を防止できることが示されている。（文献UCC2） 国内の全 BWR プラントの原子炉圧力容器においては、クラッド下層部のき裂が発生しないとされる材料の採用や製作時に溶接入熱の管理を行うことで、製作時にクラッド下層部のき裂が発生しないことを確認している。 また、クラッド下層部にき裂が存在していたとしても、プラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動がなく、有意な繰返し応力が付与されない長期停止期間においては、き裂の進展について考慮する必要はない。 以上から、長期停止期間中に特別に保管対策、点検を実施する必要はなく、「4' 無②」と分類している。 なお、運転期間延長認可申請を行う場合には、長期停止期間中か否かに関わらず、定められた期間において特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認することができる。
腐食 (FAC 及び全面腐食)	主蒸気ノズル等	5 (FAC) 3 (全面腐食)	停止期間中は蒸気が高速で流れる環境ではないことから、FAC は発生しない。また、停止期間中は冷却材の温度が 100℃未満と低く、全面腐食の影響は小さいが、水質管理を適切に行うことは必要。	水質管理を適切に行う (塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)	(※1)：経年劣化影響技術レポート [(1) 腐食-3] プラント長期停止の影響1 参照 腐食 1、 腐食 2 (経年劣化影響技術レポート)、 腐食 3 (EPR1 レビュー結果)	原子炉圧力容器の主蒸気ノズルやセーフエンドについては、低合金鋼や炭素鋼を使用しており、腐食 (全面腐食) の影響が懸念される。 これについては、国内の全 BWR プラントにおいては、設計、製造段階で、余裕を持った腐食量を設定しており、運転期間中に想定される腐食量が設計段階で考慮している腐食量よりも十分に小さいことを評価や点検により確認している。 長期停止期間中においては、文献腐食 1 に示す通り、水質の温度や溶存酸素により腐食量の傾向が変化することが示されているが、炉水の温度が低い場合の腐食量はプラント運転状態の温度の腐食量と概ね同程度の傾向となる。(文献腐食 1) プラントの高経年化技術評価では、文献腐食 1 に示すような腐食データから、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、

* 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。

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		
					長期停止期間中の腐食の影響は小さい。 また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして水質管理の実施による腐食の抑制が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPRI にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果） 以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が実施されていることを前提とすれば、腐食が進展する可能性は極めて小さいと判断され、機能維持が可能であることから「3 無①」と分類し、保全ポイントとして「水質管理」を確実に行うことを推奨する。各ブランドの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。 なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。
腐食（全面腐食）	基礎ボルト	3	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。	腐食 8 腐食 2（経年劣化影響技術レポート）、 腐食 3（EPRI レビュー結果）、 腐食 4（PLM 評価書（参考））	原子炉圧力容器の基礎ボルトについては、低合金鋼や炭素鋼を使用しており、長期停止期間中は原子炉格納容器内が窒素ガス雰囲気から空気雰囲気となったため、腐食の影響が懸念される。 これについては、長期停止期間中においても空調運転を継続するなど格納容器内の環境を維持する運用を行うとともに、必要に応じて基礎ボルトの目視点検を実施することで、健全性を維持することが可能である。 上記の通り、屋内環境にある原子炉圧力容器の基礎ボルトについては、腐食が促進される環境ではないことから、腐食の影響は小さいと判断しているが、仮にブランドの高経年化技術評価において、ボルトの腐食に対する健全性を確認する場合に用いている屋外における腐食量想定値（0.3mm/60 年）※1 を、原子炉圧力容器の基礎ボルトに対して保守的に考慮した場合でも、原子炉圧力容器の基礎ボルトの大きさ、本数（直径約 70mm.120 本）からボルトの強度への影響は小さい。 ※1：炭素鋼の暴露試験結果から想定されるボルトの推定腐食量。事業者のボルト腐食量の調査結果からも妥当性を確認している。（文献腐食 8） また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして定期的な点検が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPRI にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果） なお、参考として、基礎ボルトの目視点検を実施した結果、有意な腐食は認められていないことが、事業者の高経年化技術評価においても示されていることを

*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		備考	
		影響有無	説明		
					確認している。（PLM 評価書） 以上から、長期停止期間中においても空調運転を継続するなど格納容器内の環境を維持することで腐食が発生する環境としてマイルドであり、保守的に腐食量を考慮しても基礎ボルトの機能へ与える影響は小さいことから「3 無Ⓐ」と分類する。また、基礎ボルトの機能に影響するような腐食が発生していないことを確認するため点検を推奨する。 各プラントの長期停止期間中の基礎ボルトの点検状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。 なお、通常保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 る。
摩耗（摺動部）	スタビライザ ブラケット、 スタビライザ	4	当該部は地震時のみ 摺動するものであ り、発生回数も少な いことから、長期停 止中に摩耗が発生・ 進展する可能性は極 めて小さい。	—	摩耗 1（PLM 評価書（参考）） 原子炉圧力容器のスタビライザブラケット及びスタビライザについては、摺動部を有しているため摩耗が想定されるが、当該部は地震時のみ摺動するものである。このため、当該部の摩耗は、プラントの運転期間中・停止期間中に関わらず、大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象である。 なお、発生回数も少ないことから、仮に停止期間中に地震が発生した場合においても、摩耗が発生・進展する可能性は小さい。 参考として、事業者の高経年化技術評価においても、スタビライザ等の摺動部の摩耗については、摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。（PLM 評価書（参考）） 以上から、長期停止期間中においてスタビライザ等の摩耗が発生・進展する可能性は小さいが有ることから、「4 無Ⓐ」と分類している。 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		長期停止期間中の保全ポイント	備考	
		影響有無	説明			
疲労割れ	トップドーム部等	5	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「5 無②」と分類する。	
腐食	トップドーム部、円筒部	3	鋼板の内面および外面（PCGV の場合はライナープレートの大気接触部）に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持することで、停止期間中の腐食の発生を防止できる	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて再塗装を実施する	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） 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「3 無④」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）	4*	コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリカリ環境を形成しており、鉄成しており、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	－	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） なお、コンクリート埋設部は、コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており、別紙 4－1 で示されている通り、中性化の進展程度は 80 年間を考慮しても 10cm に満たない程度であることから、10cm を大きく超える位置に埋設されているコンクリート埋設部については、中性化の影響は考慮する必要はない。更に、コンクリート表面に塗装が施されている箇所もあり、設置環境として緩やかな環境である。	

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					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		
					また、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、塩分浸透の影響を考慮する必要はない。なお、PWR のプレストレスト製原子炉格納容器（PCCV）の外表面は屋外環境に晒されているが、コンクリートに十分な厚みがあり、外表面に塗装が施されていることから、塩分浸透の影響を考慮する必要はない。
					その他、コンクリートに想定されるアルカリ骨材反応等の経年劣化事象については、別添 A の通り、長期停止期間中の経年劣化の発生、進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており、原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。
					以上から、長期停止期間中においてもコンクリート埋設部は有意な腐食環境になく、「4' 無②」と分類する。
					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点検する。

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		備考			
		影響有無	説明				
腐食	ドライウエル、サブレーションチェンバ（円筒部等）等	3	鋼板の内面および外面に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持すること、停止期間中の腐食の発生を防止できる	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて再塗装を実施する。	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 BWR プラントの原子炉格納容器について、表面に防食塗装を施工しているため、塗膜が健全であるかぎり、腐食の懸念はない。 また、経年劣影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして表面の塗装による腐食の抑制が挙げられている。更に、腐食が長期停止期間中においても保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果） 以上から、長期停止期間中に塗膜の健全性が維持できていることを前提とすれば、腐食の発生を抑制することが可能であることから「3 無④」と分類し、保全ポイントとして、塗膜の健全性を維持するための「塗膜の目視点検」を行うことを推奨する。各プラントの長期停止期間中の格納容器の塗膜点検の状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。 なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。	
腐食	基礎ボルト（コンクリート埋設部）	4'	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。	－	腐食 5	原子炉格納容器に用いている低合金鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。 しかしながら、コンクリート埋設部は、コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、文献腐食 5 に示す通り、鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい。（文献腐食 5） なお、コンクリート埋設部は、コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており、別紙 4－1 で示されている通り、中性化の進展程度は 80 年間で考慮しても 10cm に満たない程度であることから、10cm を大きく超える位置に埋設されているコンクリート埋設部については、中性化の影響は考慮する必要はない。 また、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、塩分浸透の影響を考慮する必要はない。 その他、アルカリ骨材反応等については、別添 A の通り、長期停止期間中の経年劣化の発生、進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており、原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。	

* 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		備考	根拠とする技術ベース*2	
		影響有無	説明			
						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、「4' 無②」と分類する。 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。
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	5	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	—	疲労割れ 6 (PLM 評価書 (参考))	疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。 原子炉格納容器のダイヤフラムフロアーシールベローズは、ドライウェルと原子炉本体基礎との事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられており、ベント管ベローズは、ドライウェルとサプレッションチェンバとの事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられている。疲労の蓄積による疲労割れが劣化要因として想定されるが、通常時の温度変動は、プラント起動・停止によるもので、発生応力・回数は小さい。 なお、参考として、ダイヤフラムフロアーシールベローズ、ベント管ベローズは、通常時においても疲労割れの発生の可能性が小さいことが評価されていることは、PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考)) 長期停止期間中においても同様に、有意な温度・圧力変動が想定されないことから、劣化要因として疲労割れを考慮する必要は無く「5 無②」と分類する。
摩耗	スタビライザ等	4	当該部は地震時のみ揺動するものであり、発生回数も少ないことから、長期停止中に摩耗が発生・進展する可能性は極めて小さい。	—	摩耗 2 (PLM 評価書 (参考))	原子炉格納容器のスタビライザ、上部シアラグ、下部シアラグについては、揺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揺動するものである。このため、当該部の摩耗は、プラントの運転期間中・停止期間中に関わらず、大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象であり、機器を継続的に使用することに伴った経年的影響により摩耗が発生・進展するものではない。 また、発生回数も少ないことから、仮に停止期間中に地震が発生した場合においても、摩耗が発生・進展する可能性は小さい。 参考として、事業者の高経年化技術評価においても、スタビライザ等の揺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)) 以上から、長期停止期間中の劣化要因として摩耗を考慮する必要は無く「4 無②」と分類している。 なお、長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを点検により確認することとなる。

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

*3：発電所で実際に行われている保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）と技術ベースとの関係（コンクリート構造物）

ATENA ガイドライン（別添 A）*1						補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント	備考	
		影響有無	説明			
熱（コンクリートの強度低下）	PWR:内部コンクリート（1次遮蔽壁） BWR:原子炉ペデスタル、一次遮へい壁	5	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	※1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効と考えられる。	最高温度に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、高温となる内部コンクリートの一次遮蔽壁 (PWR)、原子炉ペデスタル、一次遮蔽壁 (BWR) であるが、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、「5 無②」に分類する。
放射線照射（コンクリートの強度低下）	PWR:内部コンクリート（1次遮蔽壁） BWR:原子炉ペデスタル、一次遮へい壁	5	停止期間中は放射線の影響を受けない。	—	※1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効と考えられる。	累積照射量に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、照射の影響を受ける内部コンクリートの一次遮蔽壁 (PWR)、原子炉ペデスタル、一次遮へい壁 (BWR) であるが、停止中においては、核分裂反応が起こらないことから、燃料からの放射線の影響を受けない。 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「5 無②」に分類する。

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					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		
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。	長期停止期間中の 保全ポイント	
目視点検などの定期的な点検 及び必要に応じた補修等（運 転中と同様の保全活動を継続 する）					中性化 1 中性化 2 中性化 3 中性化 4
中性化の進展は環境条件（二酸化炭素濃 度、温度、相対湿度など）の影響を受ける ため、停止中においても、運転中と同じ部 位の経年劣化の発生・進展を想定する必 要がある。【中性化 1, 2, 3, 4】 ただし、停止中は運転中と比べて環境条 件が大きく変わるものではなく、運転中 よりも中性化の進展が促進される状況で はない。 一方で、中性化の進展傾向及び余裕を確 認するため、高経年化技術評価実施ブラ ントを対象に、「高経年化技術評価」及び 「運転期間延長認可申請の劣化状況評 価」の環境条件等に基づき、中性化深さに ついて外挿評価を実施した結果、ブラン ト運転期間（最大 60 年）に停止期間 20 年 を仮定して加えたとしても、鉄筋が腐食 し始める深さにまで到達しないことを確 認した。（ガイドライン別添 A、別紙 4 – 1 参照） このように、経年劣化に至るまでの余裕 があることを考慮し、保全ポイントとし ては、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 ととした。 以上から、中性化はブラント長期運転期 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 無④」に分類する。					

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					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		
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。	長期停止期間中の経年劣化影響 目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等（運転中と同様の保全活動を継続する）	根拠とする技術ベース*2 塩分浸透 1 塩分浸透 2 塩分浸透による鉄筋腐食の進展は環境条件（塩化物イオン濃度、温度、相対湿度など）の影響を受けるため、停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。【塩分浸透 1, 2】 ただし、評価対象は屋外構造物であり、停止中は運転中と比べて環境条件が変わるものではなく、運転中よりも塩分浸透による鉄筋腐食が促進される状況ではない。 一方で、塩分浸透の進展傾向及び余裕を確認するため、高経年化技術評価実施プラントを対象に、「高経年化技術評価」及び「運転期間 などの定期的な点検及び必要に応じた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にまで到達しないことを確認した。（ガイドライン別添 A、別紙 4－1 参照） このように、経年劣化に至るまでの余裕があることを考慮し、保全ポイントとしては、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補修等を継続することとした。 以上から、塩分浸透はプラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり、経年劣化の発生・進展が有意ではない劣化要因として「2 無⊕」に分類する。

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					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		
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	4	（反応性骨材を使用していな いことを確認していない場 合） 停止期間中も進展する可能性 はあるが、運転中と傾向が変 わるものではない。 一方で、廃止措置プラントを 除く比較的新しいプラントに おいては、モルタルバー法な どによる骨材の反応性試験に より、反応性骨材ではないこ と等を確認しているため、影 響はない。	※1：長期停止期間中に劣化 が発生、進展しない、または 当該設備に要求される機能に 対する影響が極めて小さい劣 化であるものの、運転中と同 様の保全活動（目視点検など の定期的な点検及び必要に応 じた補修等）を継続すること が有効と考えられる。 ※2：新たな知見である遅延 膨張性骨材のアルカリ骨材反 応によるコンクリートの強度 低下の可能性については、通 常の目視点検や部材変形など のモニタリングにより兆候を 捉えることが可能である。	アルカリ骨材反応の進展は、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。 一方で、廃止措置プラントを除く比較的 新しいプラントについては、設計・施工段 階におけるモルタルバー法などによる骨 材の反応性試験により、反応性骨材では ないこと等を確認している【アルカリ骨 材反応1】ため、経年劣化要因を排除・抑 制している。 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「4 無②」に分類 する。 なお、経年劣化の発生・進展が無いことを 確認するための点検を長期停止期間中に も継続することが有効とした。

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					補足説明事項	根拠とする技術ベース*2
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		
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	4	運転中に最も機械振動の影響を受ける部位は、停止期間中にその影響を受けない。 一方で、停止期間中に機械振動を受ける主な部位として、非常用ディーゼル発電機基礎があるが、機器の出力や稼働時間等から、その影響は極めて小さい。	※1: 長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動(目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等)を継続することが有効と考えられる。	機械振動による疲労に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、機器の振動(出力)が大きく、稼働時間が長いタービン架台(PWR)、タービン発電機架台(BWR)であるが、停止中は、タービン、発電機ともに稼働しないため、停止中に上記部位で運転中のような機械振動を受けない。 一方で、停止中に機械振動を受ける主な部位として非常用ディーゼル発電機基礎があるが、非常用ディーゼル発電設備の出力や稼働時間等がタービン発電機に比べて非常に小さいこと【機械振動1】から、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非常に少ない。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【機械振動2】。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。 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】 以上から、機械振動は長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として「4無②」に分類する。 なお、経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効とした。	機械振動1 機械振動2 機械振動3

*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		長期停止期間中の保全ポイント	備考	
		影響有無	説明			
凍結融解 (コンクリートの強度低下)	地上部コンクリート	4	(立地地点が凍結融解のおそれのあると判断される場合) 停止期間中も進展する可能性はあるが、運転中と傾向が変わるものではない。 一方で、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気を満足するための対策を施しているため、影響はない。	—	※ 1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効と考えられる。	凍結融解による劣化の進展は、環境条件（温度など）の影響を受けるため、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。 ただし、評価対象部位は屋外の地上部コンクリートであり、停止中は運転中と比べて環境条件が変わるものではなく、運転中よりも凍結融解による劣化の進展が促進される状況ではない。 一方で、立地地点が凍結融解のおそれが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。 以上から、凍結融解は長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として「4 無②」に分類する。 なお、経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効とした。
熱 (コンクリートの遮蔽能力低下)	PWR: 内部コンクリート（1 次遮蔽壁） BWR: ガンマ線遮へい壁、一次遮へい壁	5	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	※ 1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効と考えられる。	最高温度に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、遮蔽能力が要求される部位のうち、高温となる内部コンクリートの一次遮蔽壁 (PWR)、ガンマ線遮へい壁、一次遮へい壁 (BWR) であるが、停止中においては、運転時のような熱影響を受けないことから、運転時よりも高温になることはない。 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「5 無②」と分類する。

*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

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