

資料 2 - 1 の一部改訂について（当該部抜粋）

5月27日付で事前提出した資料2-1「「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」のうち、下表の資料の改訂版を提出します。

該当資料 (括弧内は資料2-1のページ番号)	改訂内容	頁
別紙4 (P37-38)	腐食（基礎ボルト）の補足説明事項に、新たに追加する文献：腐食8を紐づける記載を追加。	P2-3
別紙4（文献）(P58, 70)	文献：SCC2の記載の充実化。 文献：腐食8を新たに追加。 上記に伴い、文献リストを更新。	P4-6
表9 別添Aにおいて整理した分類の凡例と考え方（①：資料2-1表9変更案）(P105)	記載の充実化	P7-8

ATEMA ガイドライン (別添 A) *1				根拠とする技術ベース		補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		技術ベース 1	技術ベース 2 *2	
		影響有無	説明			備考
			さいが、水質管理を適切に行うことは必要。			<p>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>プラントの高経年劣化技術評価では、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、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 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「無①」と分類し、健全ポイントとして「水質管理」を確実に行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。</p> <p>なお、通常保守サイクル復帰後も、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確保することができ。</p>
腐食 (全面腐食)	基礎ボルト	無①	停止期間中は空調運転を継続しており、停止期間中の目視点検の結果においても有意な腐食は発生していないが、結露等の防止のため、空調運転を継続して行うことは必要。	添付資料①	腐食 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))	<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劣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/80 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</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、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				根拠とする技術ベース		補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		技術ベース 1	技術ベース 2 *2	
		影響有無	説明			備考
						<p>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> <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定期的な点検が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。((経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果))</p> <p>なお、参考として、基礎ボルトの目視点検を実施した結果、有意な腐食は認められていないことが、事業者の高経年化技術評価においても示されていることを確認している。(PLM 評価書)</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「無①」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の点検を推奨する。</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。</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確保することができ</p>
摩耗 (摺動部)	スタビライザブ ラケット、 スタビライザ	無②	当該部は地震時のみ 摺動するものであ り、長期停止中に摩 耗が発生する可能性 は極めて小さい。	添付資料①	-	<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ため、プラントの状態 (運転中・停止中) によって発生する劣化要因ではない。</p> <p>以上から、プラント運転状態による劣化ではなく、長期停止することによってスタビライザブラケット及びスタビライザに摩耗が発生するものではないことから、長期停止期間中に想定する劣化はないとして「無②」と分類している。</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>

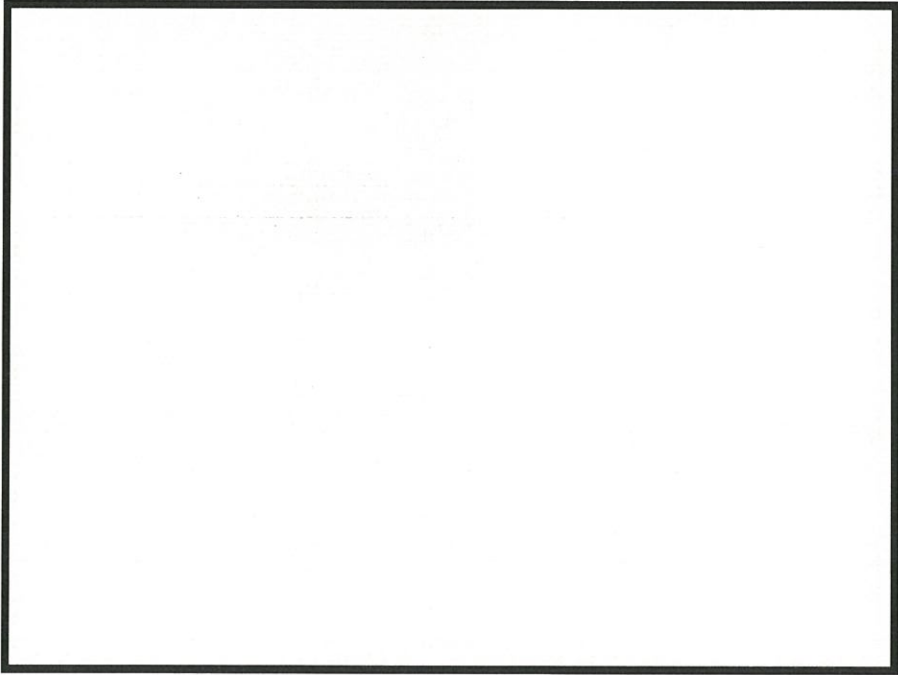
* 1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

* 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。

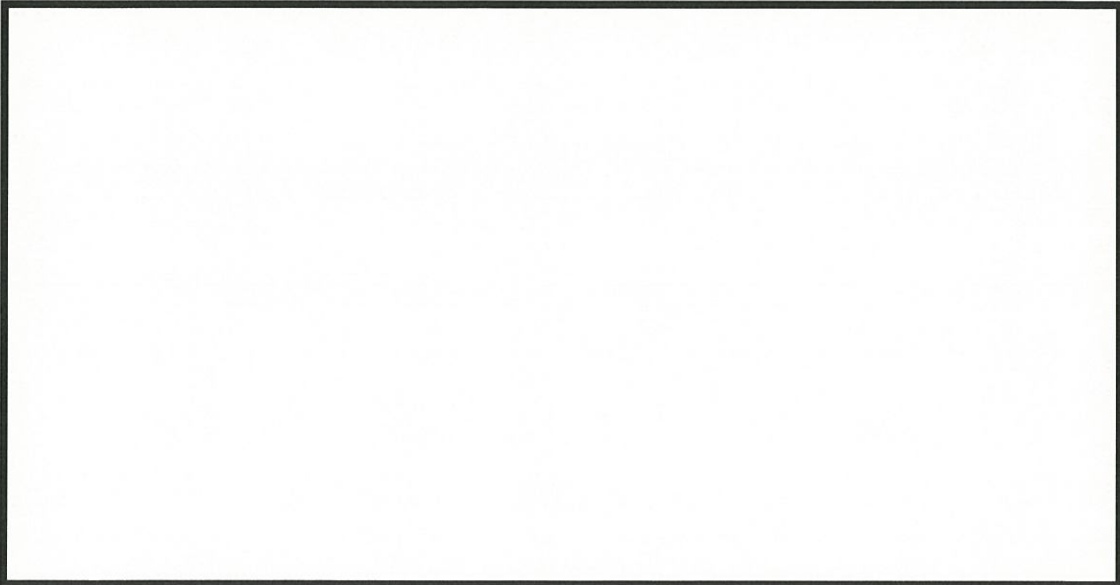
* 3 : 券電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、健全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

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）
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）

非公開範囲

文献番号：SCC2	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係 （原子炉圧力容器） 応力腐食割れ
<p>説明：100℃以下では SCC が発生・進展しない。 長期停止期間中における原子炉圧力容器の保有水の温度は 100℃未満。</p> <p>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。 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>温度 100℃以下では、亀裂の進展が認められない。 本試験は、引張試験により SCC 発生を調べたものである。 本試験で SCC が発生しなかった場合には、下向きの矢印「↓」を付けてプロットされている。</p>	



文献番号：腐食 8	資料 3-1 記載箇所： ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器） 腐食（全面腐食） 基礎ボルト
<p>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は、60 年間で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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	
<p>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）</p>	
	

資料 2-1 表 9 変更案（赤字：5/27 事前提出資料からの変更点を示す）

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）		長期停止期間中の保全活動		ATEMA 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	説明	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	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	無①	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※2
	3	適切な保管対策を行うこと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））	◎※7※10	◎※7※10	△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	○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 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。
無 (添付①③： ×)						—※9

※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なら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、長期停止期間中に保管対策を行わずとも、設計・製作段階において抑制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ずとも、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にあげ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：ATEVA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）