

## 第 3 回意見交換会の説明依頼事項への回答（プラント長期停止期間中における保全）

	説明依頼事項※	回答
6p	C-1. 機械設備、電気設備及び計装設備について、一律で保管環境とあわせて想定要否の考え方を整理することが記載されているが、運転状態と異なる条件で保管されていることで、劣化がないといえるのか。例えば、満水保管による冷却水が流れないことによる影響、また、保管状態での乾燥と湿潤が繰り返すことによる不純物（塩化物等）の部分的な濃縮などを考慮しなくてもよいのか。	①
8p	○ 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」とあるが、それ以外（例えば、雨仕舞）は考慮しなくてもよいのか。 表 8 の想定否「×」の欄に、「機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進行が限りなく小さいと判断できる場合、想定否「×」として整理」と記載されている。照射誘起型応力腐食割れについては、照射脆化が問題となる原子炉圧力容器炉心領域部や IASCC が問題となるシュラウドは、30 年目以降の高経年技術評価では既に照射により劣化している。この状態で欠陥を想定しても×としているということか。欠陥の発生は想定しない（×）ということか。どこまで想定しているのか。	②
14p	(2) a. 保管手法 において乾式保管は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が、内部流体を完全に排出するのは難しいので、熱風乾燥や真空乾燥を行う等の条件を付ける必要があるのではないか。	③
16p	原子炉格納容器やコンクリート構造物への長期停止による経年劣化による強度等への影響の前提条件として、長期停止期間中による建屋等の内部環境のうち湿度を考慮しなくてもよいのか。特に、記載されていないコンクリート構造物の鉄骨の強度低下には、腐食として水分等による腐食も想定されるのではないか。	④
23p	f. 電圧の印加／通電による劣化（トリーイング、断線等）には、通電しないことによる劣化（MCC 内の結露が原因の腐食等）も考慮が必要なのではないか。	⑤
25p 等	○ 25p の表中※ 3 の停止期間中に機械振動を受ける設備（非常用ディーゼル発電機基礎）について「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」とされている。また、37p 表中の補足説明事項で「添付資料③の要否「×」事象」とされている。さらに、53p 表中で「非常用ディーゼル発電機基礎は、・・・機械振動の影響は極めて小さい。」とされている。しかし、引用した文献（柏崎刈羽 5 号機補足説明資料）にはそのような記載がない。 直近の冷温停止状態の審査対象プラント（柏崎刈羽 2 号機（BWR）及び泊 2 号機（PWR））では、事業者は停止期間中に機械振動を受ける設備を対象として技術評価している。 柏崎刈羽 2 号機補足説明資料別紙 9 参照方（R2. 3. 17 審査ヒアリング資料） <a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf</a> <a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000306725.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000306725.pdf</a>	⑥

※第 2 回会合（令和 2 年 4 月 27 日）資料 2-2 「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

## 第 3 回意見交換会の説明依頼事項への回答（プラント長期停止期間中における保全）

	説明依頼事項※	回答
	<p>泊 2 号機補足説明資料別紙 8 参照方 (R2. 3. 19 審査ヒアリング資料)</p> <p><a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf</a></p> <p>上記の柏崎刈羽 2 号機補足説明資料別紙 9 (9-3 頁) では、「補修を要するひび割れは確認されていない。」と記載されている。すなわち、事業者は非常用ディーゼル発電機基礎に対して目視点検でひび割れを確認したうえで補修要否について評価している。</p> <p>柏崎刈羽 5 号機 (BWR) 及び泊 1 号機 (PWR) に対する原子力規制委員会の審査書では、停止期間中における機械振動による強度低下として「評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生していないこと」を確認している。</p> <p>柏崎刈羽 5 号機審査書参照方 (R2. 2. 27 認可)</p> <p><a href="http://www.nsr.go.jp/data/000303246.pdf">http://www.nsr.go.jp/data/000303246.pdf</a></p> <p>泊 1 号機審査書参照方 (R1. 5. 27 認可)</p> <p><a href="http://www.nsr.go.jp/data/000271227.pdf">http://www.nsr.go.jp/data/000271227.pdf</a></p> <p>日本原子力学会標準 2008 年版の劣化メカニズムまとめ表には、「機械振動による強度低下」として部位欄に非常用ディーゼル発電機基礎が記載されている。</p>	
29, 30p	原子炉圧力容器のクラッド下層部の亀裂について、表中の補足説明事項で「国内の原子炉圧力容器は、制作時の溶接入熱を管理している。」とされている。製造時に検出限界以下のクラッド下層部の亀裂が低サイクル疲労により進展していないことを特別検査で確認することになっているが矛盾しないか。	⑦
32p	原子炉格納容器のコンクリート埋設部の腐食について、表中の補足説明事項で「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、継続的に機能を確保することができる。」とされている。漏洩率試験でコンクリート埋設部の腐食箇所を特定することが可能と解釈される可能性があるのではないか。	⑧
33p	○ 原子炉格納容器 (BWR) のドライウエル外面塗膜の目視点検方法について説明が必要ではないか。 生体遮蔽コンクリートとの間隙が小さく、目視可能な範囲は限定されるので全範囲は困難ではないか。	⑨
37p	○ アルカリ骨材反応について、表中の補足説明事項で「添付資料③の要否「×」事象」とされているが、直近の冷温停止状態の審査対象プラント (柏崎刈羽 2 号機 (BWR) 及び泊 2 号機 (PWR)) では、事業者は停止期間中におけるアルカリ骨材反応による強度低下の可能性について技術評価している。 柏崎刈羽 2 号機補足説明資料 13-19 頁参照方 (R2. 3. 17 審査ヒアリング資料) <p><a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf</a></p> <p>泊 2 号機補足説明資料 5-12 頁参照方 (R. 2. 3. 19 審査ヒアリング資料)</p>	⑩

※第 2 回会合 (令和 2 年 4 月 27 日) 資料 2-2 「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

## 第 3 回意見交換会の説明依頼事項への回答（プラント長期停止期間中における保全）

	説明依頼事項※	回答
	<p><a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf</a></p> <p>原子力規制検査（新検査制度）の事業者検査運用ガイドにおいて、アルカリ骨材反応は運転初期から継続的に傾向監視を実施する劣化事象とされている。</p> <p>運用ガイド 29 頁表 3 参照方</p> <p><a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000302840.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000302840.pdf</a></p> <p>日本原子力学会標準 2008 年版の劣化メカニズムまとめ表では、「アルカリ骨材反応による強度低下」の高経年化技術評価不要の条件欄において特に記載がない。</p>	
38p	<p>○ 凍結融解について、表中の補足説明事項で「添付資料③の要否「×」事象」とされているが、直近の冷温停止状態の審査対象プラント（柏崎刈羽 2 号機（BWR）及び泊 2 号機（PWR））では、事業者は停止期間中における凍結融解による強度低下の可能性について技術評価している。</p> <p>柏崎刈羽 2 号機補足説明資料 13-19 頁参照方（R2. 3. 17 審査ヒアリング資料）</p> <p><a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf</a></p> <p>泊 2 号機補足説明資料 5-12 頁参照方（R. 2. 3. 19 審査ヒアリング資料）</p> <p><a href="http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf">http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf</a></p> <p>日本原子力学会標準 2008 年版の劣化メカニズムまとめ表では、「凍結融解による強度低下」の高経年化技術評価不要の条件欄において特に記載がない。</p>	⑪
56p	<p>原子炉圧力容器（BWR）のうち主蒸気ノズル等の腐食（FAC）について、主蒸気ノズル等は流れ加速型腐食を劣化対象としているが、満水保管時に流れ加速型腐食が発生すると解釈される可能性があるのではないか。</p>	⑫

※第 2 回会合（令和 2 年 4 月 27 日）資料 2 - 2 「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

OC-1. 機械設備、電気設備及び計装設備について、一律で保管環境とあわせて想定要否の考え方を整理することが記載されているが、運転状態と異なる条件で保管されていることで、劣化がないといえるのか。例えば、満水保管による冷却水が流れないことによる影響、また、保管状態での乾燥と湿潤が繰り返すことによる不純物（塩化物等）の部分的な濃縮などを考慮しなくてもよいのか。

【回答】

ガイドの添付資料①では、機器を使用しない環境下において、メカニズムを考えると明らかに想定が不要な経年劣化事象（例：摩耗。資料2-2別紙2参照）を除き、想定は「要」としております。したがって、運転状態と異なる条件で保管されていることによる劣化についても想定不要としておりません。

例示頂いた2件のうち、「満水保管による冷却水が流れていないことによる影響」につきましては、ガイドの添付資料①P23の腐食において留意が必要なケースとして「湿式保管において水質管理できない場合」を挙げ、対象設備の例として「滞留した状態で保管している系統」を挙げております。

実際に事業者が採用する保管対策としては、例えば海水系統について、保管対策として海水ポンプを定期的に切り替え、使用する系統を変更することで、海水の滞留を防止することが考えられます。

2例目の「保管状態での乾燥と湿潤が繰り返すことによる不純物（塩化物等）の部分的な濃縮」につきましては、例えば結露が生じる環境において想定されると考えられますが、ガイドの添付資料①P22の腐食において留意が必要なケースとして「結露が生じやすい環境になる場合」を挙げております。

実際に事業者が採用する保管対策としては、例えば使用しないポンプモータについてスペースヒータを投入しておくことが考えられます。

なお、ATENAガイドとしては、引き続き国内外の長期停止特有のトラブル事例を分析することで、現場における保管対策の検討に際して有効となる留意事項等の充実を図ってまいります。

○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」とあるが、それ以外（例えば、雨仕舞）は考慮しなくてよいのか。

【回答】

添付資料③は、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（○×）を整理しています。

それ以外の雨仕舞等については、運転中と同様に通常保全の中で管理を行っています。

○表 8 の想定否「×」の欄に、「機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進行が限りなく小さいと判断できる場合、想定否「×」として整理」と記載されている。照射誘起型応力腐食割れについては、照射脆化が問題となる原子炉圧力容器炉心領域部や IASCC が問題となるシュラウドは、30 年目以降の高経年技術評価では既に照射により劣化している。この状態で欠陥を想定しても×としているということか。欠陥の発生は想定しない（×）ということか。どこまで想定しているのか。

【回答】

中性子照射脆化については、プラント停止期間中に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、中性子照射脆化の発生または進行が限りなく小さいと判断し、経年劣化事象の想定は「×」としております。

照射誘起型応力腐食割れ（以下、IASCC）については、中性子照射量があるしきい照射量を超えると感受性が発現し、中性子照射量の増加と共に、発生しきい応力の低下や亀裂進展速度が増加する現象です。このため、プラント停止期間中においては、中性子照射脆化と同様に、核分裂反応に伴う中性子の発生がないことから、IASCCが発生する可能性は限りなく小さく、また、既に発生したIASCCについても、文献SCC1, 2に示す通り、100℃未満の環境においてはき裂が進展する可能性は限りなく小さいことから、経年劣化事象の想定は「×」としております。

○（２） a. 保管手法 において乾式保管は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が、内部流体を完全に排出するのは難しいので、熱風乾燥や真空乾燥を行う等の条件を付ける必要があるのではないか。

**【回答】**

ご指摘頂いた事項は、乾式保管を適切に実施するという観点で重要と考えており、各事業者においても、機器の状況に応じて乾燥空気の送風による内部乾燥や電気ヒータの通電による乾燥状態の維持などの対策を行っております。

本ガイドの添付資料①の腐食（全面腐食）2/18においても、長期停止期間中における経年劣化事象の想定にあたり特に留意が必要な事項として、以下のとおり記載しております。本ガイドは、各事業者における保管対策の採用事例等を元に保管対策を検討するとともに、添付資料や国内外の運転経験を参考にレビューすることを推奨しており、このようなプロセスで保管対策を検討することにより、各社の保全担当者は、乾式保管を採用する場合に、各事業者の取組や留意事項を踏まえた適切な対応が図れるものと考えております。

なお、ATENA ガイドとしては、引き続き国内外の長期停止特有のトラブル事例を分析することで、現場における保管対策の検討に際して有効となる留意事項等の充実を図ってまいります。

**【ガイド添付資料①の腐食（全面腐食）2/18 抜粋 P22】**

（中略）

なお、以下の場合には留意が必要：

- ・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

○原子炉格納容器やコンクリート構造物への長期停止による経年劣化による強度等への影響の前提条件として、長期停止期間中による建屋等の内部環境のうち湿度を考慮しなくてもよいのか。特に、記載されていないコンクリート構造物の鉄骨の強度低下には、腐食として水分等による腐食も想定されるのではないか。

※上記のうち「鉄骨」については、「鉄筋」として、回答作成。

【回答】

コンクリート構造物への湿度の影響については、40p, 41pの別紙4の補足説明事項に記載しているとおり、中性化及び塩分浸透の評価において考慮されており、ひいては鉄筋腐食の評価に考慮されています。

ひび割れの影響については、p96の長期停止期間中の点検結果（コンクリート構造物）に記載しているとおり、長期停止期間中においても、運転中と同様に定期的な目視点検及び必要に応じた補修等を行うことで、健全な状態を維持しております。

○f. 電圧の印加／通電による劣化（トリーイング，断線等）には、通電しないことによる劣化（MCC 内の結露が原因の腐食等）も考慮が必要なのではないか。

【回答】

ご指摘の通り、機器の保管対策を検討する場合には、通電による直接の劣化は想定が不要となるものの、通電しないことによる環境の変化については考慮が必要と考えております。

例示頂いた「MCC 内の結露が原因の腐食」につきましては、ガイドの添付資料①P22 の腐食における留意事項として「結露が生じる環境になる場合」を挙げております。

今回のコメントを踏まえ、通電しないことによる環境の変化についてガイド上で明確に記載することが望ましいことから、次ページ以降の通り記載の充実を行います。

なお、ATENA ガイドとしては、引き続き国内外の長期停止特有のトラブル事例を分析することで、現場における保管対策の検討に際して有効となる留意事項等の充実を図ってまいります。

【ガイド添付資料①P22 修正案（赤字箇所を追記）】

添付資料①

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) 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					
損傷 モード	工業材料で想定される経年劣化事象 経年劣化事象 詳細事象 区分	定義 局部電極作用によって表面 一様に錆が発生する腐食	軽水炉で 考慮すべき 事象 要否 理由	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 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。	経年劣 化事象 の分類 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 理由
減肉	腐食		○		○	○	<p>管理された水質による漏水 保管 乾燥保管 空襲運転 の漏洩、塗装等による防食 措置等により、劣化を抑制 することができると想定は 必要。</p> <p>なお、以下の場合には留意 が必要： ・型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> <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 び炉水冷却水(RCW)系統 配管の腐食 (排水して保管していた配 管内部に炉水が残留して いたことに起因するもの)</p> <p>【事例(国内)】 別表を参照</p> <p>【事例(国内)】 保温材が取り付けられた配 管は、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 することができると想定は 必要。</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

【ガイド添付資料①P39 修正案（赤字箇所を追記）】

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）（*）										
日本原子力発電所の高経年化対策実施基準(AESI-SC-P005:2018)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										
損傷モード	経年劣化事象の区分	詳細事象	定義	藍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	理由
				要否	理由					
減肉	摩耗	減薄摩耗	滑り部、磨擦面の直接接触部における微視的な減着に起因する摩耗	○	否	進行の程度は材料の組み合わせ、雰囲気、荷重、速度等で異なり、磨耗が対象となる。	構造上磨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、磨擦、滑りは発生しない。
	腐食	全面腐食	原部電池作用による、表面の一般的な腐食	○	否	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露装以外の露装にある部位について想定要	○	腐食	保管状態であっても想定は必要。通直、巡視点検等での劣化状況を確認し、必要に応じて補修を行うことで機能回復が可能。 <b>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。</b>
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）	○	否	タービン発電機用リチウムリン酸材において、高速回転による応力、熱ばめ応力及び環境による温度・湿度が重畳して応力腐食割れが考えられる。	定液中等、リチウムリン酸材に結露が発生することがありうるので想定要	○	応力腐食割れ	乾燥空気を注入する等、防錆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。
	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	○	否	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。
割れ	疲労	クラックが疲労	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	○	否	タービン発電機主軸において、材質の組合せ、材料の硬さ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、フレッチ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

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

電気・計装に係わる機械編（1/2）

○25pの表中※3の停止期間中に機械振動を受ける設備（非常用ディーゼル発電機基礎）について「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」とされている。また、37p表中の補足説明事項で「添付資料③の要否「×」事象」とされている。さらに、53p表中で「非常用ディーゼル発電機基礎は、・・・機械振動の影響は極めて小さい。」とされている。しかし、引用した文献（柏崎刈羽5号機補足説明資料）にはそのような記載がない。

直近の冷温停止状態の審査対象プラント（柏崎刈羽2号機（BWR）及び泊2号機（PWR））では、事業者は停止期間中に機械振動を受ける設備を対象として技術評価している。

柏崎刈羽2号機補足説明資料別紙9参照方（R2.3.17審査ヒアリング資料）

<http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf>

<http://www2.nsr.go.jp/data/000306725.pdf>

泊2号機補足説明資料別紙8参照方（R2.3.19審査ヒアリング資料）

<http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf>

上記の柏崎刈羽2号機補足説明資料別紙9（9-3頁）では、「補修を要するひび割れは確認されていない。」と記載されている。すなわち、事業者は非常用ディーゼル発電機基礎に対して目視点検でひび割れを確認したうえで補修要否について評価している。

柏崎刈羽5号機（BWR）及び泊1号機（PWR）に対する原子力規制委員会の審査書では、停止期間中における機械振動による強度低下として「評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生していないこと」を確認している。

柏崎刈羽5号機審査書参照方（R2.2.27認可）

<http://www.nsr.go.jp/data/000303246.pdf>

泊1号機審査書参照方（R1.5.27認可）

<http://www.nsr.go.jp/data/000271227.pdf>

日本原子力学会標準2008年版の劣化メカニズムまとめ表には、「機械振動による強度低下」として部位欄に非常用ディーゼル発電機基礎が記載されている。

## 【回答】

### （1）添付資料③の分類との関係について

ATENAガイドとしては、長期停止期間中に発生する機械振動は、機器の出力や稼働時間等から、その影響は極めて小さいと判断しているものの、添付資料③において「長期停止期間中は想定不要（×）」と整理することは適切でないため、記載内容を見直しました。（資料3-1（5月13日事前提出資料）で修正済み）

- ・ 25pの表中※3 →削除
- ・ 37p表中の補足説明事項 →削除

## (2) 経年劣化影響に関する説明について

『53p 表中で「非常用ディーゼル発電機基礎は、非常用ディーゼル発電設備の出力や運転時間等から、機械振動の影響は極めて小さい。」とされているが、引用した柏崎刈羽5号機補足説明資料にはそのような記載がない』については、ご指摘のとおりです。

引用文献を踏まえ、ATENA ガイドとして、「非常用ディーゼル発電機基礎は、非常用ディーゼル発電設備の出力や運転時間等から、機械振動の影響は極めて小さい。」と判断しているため、文献（機械振動1）の説明欄記載内容を以下のとおり見直すことで、引用文献が判断根拠であることを明確にします。

### （説明欄（修正案））

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。

「事業者は非常用ディーゼル発電機基礎に対して目視点検でひび割れを確認したうえで補修要否について評価している。」についても、ご指摘のとおりです。

したがって、ATENA ガイドとしては、停止中における機械振動の影響は極めて小さいと考えるものの、その想定と乖離がないかを傾向監視していくことが必要と考え、別添 A において「※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。」と推奨しております。

○原子炉圧力容器のクラッド下層部の亀裂について、表中の補足説明事項で「国内の原子炉圧力容器は、制作時の溶接入熱を管理している。」とされている。製造時に検出限界以下のクラッド下層部の亀裂が低サイクル疲労により進展していないことを特別検査で確認することになっているが矛盾しないか。

【回答】

原子炉格納容器（BWR）は、原子炉建屋内に設置されており、プラント長期停止中においても換気空調系が機能し、適切な温度・湿度を保つ設計となっているとともに、格納容器表面に塗装を行っていることから、腐食の発生の可能性については、リスクの低い状態にあります。

ドライウエル外面塗装の目視点検については、接近可能な箇所について目視点検を行うこととしており、生体遮蔽コンクリートとの間隙が小さく接近できないドライウエル上部胴等の箇所が存在するため、ドライウエル外面の全てを目視により点検することはできませんが、接近が可能である格納容器側面（サプレッションプール部）や格納容器頂部（トップヘッド）について定期的な目視点検を実施することにより、格納容器外面の健全性を確認しています。格納容器外面の設置環境としては屋内環境であり、接近の可否によらず、格納容器が設置されている環境に差はないことから、目視可能な範囲の目視点検の結果から、接近できない箇所も含めた格納容器外面全体の健全性を把握できると考えております。

なお、原子炉格納容器全体の機能確認としては、通常保全サイクル毎に実施する格納容器漏えい率検査により、バウンダリ機能が維持されていることを確認しています。

○原子炉格納容器のコンクリート埋設部の腐食について、表中の補足説明事項で「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、継続的に機能を確保することができる。」とされている。漏洩率試験でコンクリート埋設部の腐食箇所を特定することが可能と解釈される可能性があるのではないか。

【回答】

原子炉格納容器漏洩率試験を実施することでコンクリート埋設部の腐食箇所の特定ができることを意図した記載ではありませんが、ご指摘のような誤った解釈を防ぐため、以下の通り記載の修正を行います。

旧	新
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、継続的に機能を <u>確保</u> することができる。	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 <u>維持されていることを確認</u> することができる。

- 原子炉格納容器(BWR)のドライウエル外面塗膜の目視点検方法について説明が必要ではないか。
- 生体遮蔽コンクリートとの間隙が小さく、目視可能な範囲は限定されるので全範囲は困難ではないか。

【回答】

原子炉格納容器（BWR）のドライウエル外面塗装の目視点検については、ご指摘の通り生体遮蔽コンクリートとの間隙が小さく、目視点検が困難な範囲があります。ただし、BWRの原子炉格納容器は、原子炉建屋の中に設置され、長期停止中においても換気空調系が機能して、適切な温度・湿度を保つ設計となっており、腐食が促進される環境ではないことから、格納容器側面（サプレッションプール側）や格納容器上部（トップヘッドフランジ）の目視可能範囲について、腐食の状況を確認することで、外面塗装の健全性を把握しています。また、全体としては定検サイクルで実施する格納容器漏えい率検査により、格納容器全体の機能維持を確認しています。

○アルカリ骨材反応について、表中の補足説明事項で「添付資料③の要否「×」事象」とされているが、直近の冷温停止状態の審査対象プラント（柏崎刈羽2号機（BWR）及び泊2号機（PWR））では、事業者は停止期間中におけるアルカリ骨材反応による強度低下の可能性について技術評価している。

柏崎刈羽2号機補足説明資料13-19頁参照方（R.2.3.17 審査ヒアリング資料）

<http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf>

泊2号機補足説明資料5-12頁参照方（R.2.3.19 審査ヒアリング資料）

<http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf>

原子力規制検査（新検査制度）の事業者検査運用ガイドにおいて、アルカリ骨材反応は運転初期から継続的に傾向監視を実施する劣化事象とされている。

運用ガイド29頁表3参照方

<http://www2.nsr.go.jp/data/000302840.pdf>

日本原子力学会標準2008年版の劣化メカニズムまとめ表では、「アルカリ骨材反応による強度低下」の高経年化技術評価不要の条件欄において特に記載がない。

#### 【回答】

添付資料③では、「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」と「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」の2ケースがあり、「添付資料③の要否「×」事象」に限らないため、削除しました。（資料3-1（5月13日事前提出資料）で修正済み）

なお、ATENAガイドとしては、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、その影響は極めて小さいと考えるものの、その想定と乖離がないかを傾向監視していくことが必要と考え、別添Aにおいて「※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。」と推奨しております。

○凍結融解について、表中の補足説明事項で「添付資料③の要否「×」事象」とされているが、直近の冷温停止状態の審査対象プラント（柏崎刈羽 2 号機（BWR）及び泊 2 号機（PWR））では、事業者は停止期間中における凍結融解による強度低下の可能性について技術評価している。

柏崎刈羽 2 号機補足説明資料 13-19 頁参照方（R2. 3. 17 審査ヒアリング資料）

<http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf>

泊 2 号機補足説明資料 5-12 頁参照方（R. 2. 3. 19 審査ヒアリング資料）

<http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf>

日本原子力学会標準 2008 年版の劣化メカニズムまとめ表では、「凍結融解による強度低下」の高経年化技術評価不要の条件欄において特に記載がない。

#### 【回答】

「立地地点が凍結融解作用のおそれがあると判断される場合は想定要」と「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」の 2 ケースがあり、「添付資料③の要否「×」事象」に限らないため、削除しました。（資料 3-1（5 月 13 日事前提出資料）で修正済み）

なお、ATENA ガイドとしては、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は、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足するなどの対策を施しているため、その影響は極めて小さいと考えるものの、その想定と乖離がないかを傾向監視していくことが必要と考え、別添 A において「※ 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。」と推奨しております。

○原子炉圧力容器（BWR）のうち主蒸気ノズル等の腐食（FAC）について、主蒸気ノズル等は流れ加速型腐食を劣化対象としているが、満水保管時に流れ加速型腐食が発生すると解釈される可能性があるのではないか。

【回答】

ご指摘の通り、満水保管時に流れ加速型腐食が発生すると誤解を与える可能性がありますので、資料 2-2 の当該箇所\*の記載と保全ガイドの記載について、以下の通り修正したいと思います。

【資料 2-2 P56\* 修正案（抜粋）】

変更前			
原子炉 圧力容 器 (BWR)	応力腐食割れ	計装ノズル等	定期的 に水質を 確認  主な管理項目及び水質管理基準の例 (BWR) ・ 導電率(25℃) 10μS/cm以下 ・ pH 5.3~8.6 ・ 塩素イオン 500ppb以下
	腐食(FAC及び全面腐食)	主蒸気ノズル等	
変更後			
原子炉 圧力容 器 (BWR)	応力腐食割れ	計装ノズル等	定期的 に水質を 確認  主な管理項目及び水質管理基準の例 (BWR) ・ 導電率(25℃) 10μS/cm以下 ・ pH 5.3~8.6 ・ 塩素イオン 500ppb以下
	腐食( <del>FAC</del> 及び全面腐食)	主蒸気ノズル等	

※：第3回意見交換会の資料では、資料 3-1 p91 が当該箇所になる。

【ガイド別添 A A-11 修正案（抜粋）】

変更前			
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（FAC 及び全面腐食）	主蒸気ノズル等	無①	停止期間中は内部流体の温度が 100℃未満と低く、蒸気が高速で流れる環境ではないことから、FAC 及び全面腐食が発生する可能性は小さいが、水質管理を適切に行うことは必要。
変更後			
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（FAC 及び全面腐食）	主蒸気ノズル等	無①	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。