

第3回意見交換会 参考資料3への回答

説明依頼事項※	回答
<p>1. 「影響有無」の基準について</p> <p>(1) 無②(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)は、想定不要「×」(経年劣化事象のメカニズムを踏まえると、一般的に、機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進展の可能性が限りなく小さいと判断できる場合)と同じと理解してよいか。</p>	①
<p>(2) 無①には「長期停止期間中の劣化の進展が僅かである」とあるが「極めて小さい(×)」と「限りなく小さい(無②)」と「僅か(無①)」の違いが不明確ではないか。</p>	②
<p>(3) 無①は、適切な保全を行うことを前提にしていると理解してよいか。高経年化技術評価における「日常劣化管理事象」(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)と定義の違いは何か。</p>	③
<p>2. 「影響有無」の判定について</p> <p>(1) 「コンクリート構造物」の「アルカリ骨材反応(コンクリートの強度低下)」については、添付資料③で想定要否「○」事象であり、引用文献(87 ページ)においても、反応性シリカを含む骨材を使用している場合は停止中も進展する可能性がある事象としている。骨材の使用状況にもよるため、一般論として、「(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)」については、無②ではなく、無①になるのではないか。また、「※2」の注意書きの記載においても、通常の見視点検やモニタリングを要するものとしており、同様に無①になるのではないか。</p>	④
<p>(2) 「コンクリート構造物」の「機械振動(コンクリートの強度低下)」について、タービン架台以外の構造物については、添付資料③で想定要否「○」事象であり、引用文献(88 ページ)においても、ポンプやモーター等を抽出して評価の上確認していること、定期的な見視点検及び日常的な監視を行っていることで、長期健全性評価上問題とならないとしているため、無①になるのではないか。</p>	⑤
<p>(3) 「コンクリート構造物」の「凍結融解(コンクリートの強度低下)」については、添付資料③で想定要否「○」事象であり、引用文献(89 ページ)においても、環境条件により停止中も進展する可能性がある事象としている。停止期間中の立地地点の環境条件(温度)の影響を考慮する必要があるため、一般論として、「(立地地点が凍結融解のおそれがあるのと判断される場合)」については、無①になるのではないか。</p>	⑥
<p>3. 補足説明事項について</p> <p>(1) 「原子炉圧力容器」(PWR 及び BWR) の「クラッド下層部の亀裂」について、その原因として引用文献(70 ページ)には、製造時の再熱割れがあげられており、「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のき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため、クラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さい。以上から、長期停止期間中に、クラッド下層部のき裂を考慮する必要はなく、「無②)」</p>	⑦

※第3回会合(令和2年5月22日)資料3-1「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

第3回意見交換会 参考資料3への回答

説明依頼事項※	回答
と判断する。」とされている。製造時の管理が適切だとなぜ停止期間中無②になるのか。	
<p>(2)「原子炉圧力容器」(BWR)の「摩耗(摺動部)」について、「当該部は地震時のみ摺動し運転中には有意な荷重は受けないことから、停止期間中に摩耗が発生する可能性は小さい。」とあるが、地震時のみ摺動するのであれば、運転中か停止中か関係ないのではないか。「原子炉格納容器」(PWR)の「摩耗」についても同様の記載がある。</p>	⑧
<p>(3)「原子炉格納容器」(PWR)の「腐食 コンクリート埋設部(スタッドを含む)」について、「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。」とあるが、コンクリートの中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応により、金属の腐食は生じるのではないか。「原子炉格納容器」(BWR)の「腐食 基礎ボルト(コンクリート埋設部)」についても同様の記載がある。</p>	⑨

※第3回会合(令和2年5月22日)資料3-1「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

1. 「影響有無」の基準について

(1) 無②（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）は、想定不要「×」（経年劣化事象のメカニズムを踏まえると、一般的に、機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進展の可能性が限りなく小さいと判断できる場合）と同じと理解してよいか。

【回答】

添付資料①③において、想定不要「×」とは、長期停止期間中の経年劣化要因を一般論として想定されないものを分類しています。

別添 A において、無②とは、取替困難機器を特定して「長期停止期間中の劣化が発生・進展が想定されない又は極めて小さいもの」を分類しています。

詳細は、資料 2 - 1 の表 9 をご参照下さい。

(2) 無①には「長期停止期間中の劣化の進展が僅かである」とあるが「極めて小さい(×)」と「限りなく小さい(無②)」と「僅か(無①)」の違いが不明確ではないか。

【回答】

資料 2-1 において、添付資料①③で使用している想定否「×」の定義で使用している表現：「極めて小さい」は、長期停止期間中の劣化要因が想定されないことを、一般論として表現しています。

別添 A において、取替困難機器を特定して使用している無①・無②の分類の考え方については整理し直していますので、資料 2-1 表 9 をご参照ください。

(3) 無①は、適切な保全を行うことを前提にしていると理解してよいか。高経年化技術評価における「日常劣化管理事象」（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）と定義の違いは何か。

【回答】

無①は、長期停止期間中の経年劣化管理を抑制するために、全て長期停止期間中の保全活動（保管対策や点検）を行うことを前提にしています（表9参照）。

また、高経年化技術評価における「日常劣化管理事象」にて想定される事象について、長期停止期間中に想定される経年劣化の程度や、保全活動の目的は、以下の3つのケースのように分類できます。

このことを踏まえ、長期停止期間中の経年劣化を抑制し安全機能の確保のために保管対策や点検が必要となる経年劣化事象（1）（2）は無①と整理の上、当該保全活動をATENAガイドの保全ポイントとして提供し、これに当てはまらない経年劣化事象（3）は無②と書き分けています。（詳細は、表9をご参照ください）

(1) 経年劣化の発生・進展は緩やかであり、有意ではない。：無①

長期停止期間中の保全活動として、劣化の状況を点検する。

例：コンクリート構造物の中酸化、塩分浸透

(2) 適切な保管対策を行うことで経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい。：無①

長期停止期間中の保全活動として、保管対策を実施するとともに、保管対策の実施状況を点検する。

例：腐食

(3) 経年劣化の発生、進展が想定されない又は極めて小さい。（劣化要因が想定されない）：無②

通常保全サイクルの保全活動を継続して、劣化の状況を点検する。

## 2. 「影響有無」の判定について1

(1) 「コンクリート構造物」の「アルカリ骨材反応（コンクリートの強度低下）」については、添付資料③で想定要否「○」事象であり、引用文献（87 ページ）においても、反応性シリカを含む骨材を使用している場合は停止中も進展する可能性がある事象としている。骨材の使用状況にもよるため、一般論として、「（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）」については、無②ではなく、無①になるのではないかと。また、「※2」の注意書きの記載においても、通常の見視点検やモニタリングを要するものとしており、同様に無①になるのではないかと。

### 【回答】

添付資料③においては、一般論として、長期停止中における経年劣化の想定要否を判断しており、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）の影響を受けることから、停止中の環境条件が運転中と同等であるため、想定要「○」と判断し、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要があるとしています。

一方で、別添 A においては、原子炉容器と格納容器と同様に機器を特定して分類を整理しており、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、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ため、経年劣化要因を排除・抑制していることから、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「無②」に分類しています。

なお、保全活動としては、想定通り劣化の発生・進展がないことを確認することが必要と考え、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（見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」、「※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、通常の見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」と推奨しております。

(2)「コンクリート構造物」の「機械振動（コンクリートの強度低下）」について、タービン架台以外の構造物については、添付資料③で想定要否「○」事象であり、引用文献（88 ページ）においても、ポンプやモーター等を抽出して評価の上確認していること、定期的な目視点検及び日常的な監視を行っていることで、長期健全性評価上問題とならないとしているため、無①になるのではないか。

【回答】

添付資料③においては、一般論として、長期停止中における経年劣化の想定要否を判断しており、運転中の評価対象部位は、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、発電機ともに稼働せず機械振動を受けないため、想定不要「×」となります。しかしながら、停止中にも機械振動を受ける部位として、非常用ディーゼル発電機基礎があるため、添付資料③では想定要「○」としています。

一方で、別添 A においては、原子炉容器と格納容器と同様に機器を特定して分類を整理しており、機械振動は疲労に対する評価であることから、停止中の評価対象部位である非常用ディーゼル発電機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（繰り返し回数が非常に少ない）ことを踏まえ、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く、有意な経年劣化要因ではないとして「無②」に分類しています。

なお、保全活動としては、想定通り劣化の発生・進展がないことを確認することが必要と考え、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」と推奨しております。

(3)「コンクリート構造物」の「凍結融解（コンクリートの強度低下）」については、添付資料③で想定要否「○」事象であり、引用文献（89 ページ）においても、環境条件により停止中も進展する可能性がある事象としている。停止期間中の立地地点の環境条件（温度）の影響を考慮する必要があるため、一般論として、「（立地地点が凍結融解のおそれがあるのと判断される場合）」については、無①になるのではないか。

【回答】

添付資料③においては、一般論として、長期停止中における経年劣化の想定要否を判断しており、凍結融解による劣化の進展は、環境条件（温度など）の影響を受けることから、停止中の環境条件が運転中と同等であるため、想定要「○」と判断し、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要があるとしています。

一方で、別添 A においては、原子炉容器と格納容器と同様に機器を特定して分類を整理しており、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、経年劣化要因を排除・抑制していることから、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「無②」に分類しています。

なお、保全活動としては、想定通り劣化の発生・進展がないことを確認することが必要と考え、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」と推奨しております。

### 3. 補足説明事項について

(1) 「原子炉圧力容器」(PWR 及び BWR) の「クラッド下層部の亀裂」について、その原因として引用文献(70 ページ)には、製造時の再熱割れがあげられており、「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のき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため、クラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さい。以上から、長期停止期間中に、クラッド下層部のき裂を考慮する必要はなく、「無②」と判断する。」とされている。製造時の管理が適切だとなぜ停止期間中無②になるのか。

#### 【回答】

これまでの高経年化技術評価の知見等を踏まえ、クラッド下層部の亀裂は、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溶接施工する際の溶接施工条件によって、製作時に局部的にき裂が発生するものと想定しています。

資料2-1別紙4でお示した通り、国内プラントにおいては、クラッド施工時にき裂が発生しないようにメーカーによって溶接入熱を管理しています。

したがって、供用後においては、運転中・停止期間中ともにクラッド施工に起因する亀裂が新たに発生するものではなく、同様に長期停止期間中においても新たに亀裂を考慮する必要がないものであることから、無②と判断しております。

上記の内容については、資料2-1別紙4に、次ページの通り反映致します。

## 資料2-1別紙4 補足説明事項の修正内容（原子炉圧力容器（PWR及びBWR）のクラッド下層部のき裂）

	旧	新
原子炉圧力容器（PWR）	<p>（略）</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のき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため、クラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さい。（文献 UCC1）</p> <p><u>以上から、</u>長期停止期間中に、クラッド下層部のき裂を考慮する必要は<u>なく</u>、「無②」と<u>判断</u>する。</p>	<p>（略）</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、<u>製作時に</u>クラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さい。（文献 UCC1）</p> <p><u>本事象は製作時の溶接施工管理により発生を防止しているものであり、</u>長期停止期間中に、<u>新たに</u>クラッド下層部のき裂を考慮する必要は<u>ないものであることから</u>、「無②」と<u>分類</u>する。</p>
原子炉圧力容器（BWR）	<p>（略）</p> <p>国内の全BWRプラントの原子炉圧力容器においては、クラッド下層部のき裂が発生しないとされる材料の採用や製作時に溶接入熱の管理を行うことで、クラッド下層部のき裂が発生しないことを確認している。</p> <p><u>以上から、クラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さく</u>、「無②」と判断している。</p>	<p>（略）</p> <p>国内の全BWRプラントの原子炉圧力容器においては、クラッド下層部のき裂が発生しないとされる材料の採用や製作時に溶接入熱の管理を行うことで、<u>製作時に</u>クラッド下層部のき裂が発生しないことを確認している。</p> <p><u>本事象は製作時の溶接施工管理により発生を防止しているものであり、</u>長期停止期間中に、<u>新たに</u>クラッド下層部のき裂を考慮する必要は<u>ないものであることから</u>、「無②」と分類している。</p>

(2)「原子炉圧力容器」(BWR)の「摩耗(摺動部)」について、「当該部は地震時のみ摺動し運転中には有意な荷重は受けないことから、停止期間中に摩耗が発生する可能性は小さい。」とあるが、地震時のみ摺動するのであれば、運転中か停止中か関係ないのではないか。「原子炉格納容器」(PWR※)の「摩耗」についても同様の記載がある。

【回答】(※；以下、上述のPWRを「BWR」と置き換えた前提で回答する)

原子炉圧力容器(BWR)及び原子炉格納容器(BWR)のスタビライザ等の摩耗については、プラントの状態(運転中・停止中)によらず地震時のみ発生する事象であり、プラントが長期停止することによって摩耗が発生・進展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要因はないとして「無②」と分類しております。

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ります。

(3)「原子炉格納容器」(PWR)の「腐食 コンクリート埋設部(スタッドを含む)」について、「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。」とあるが、コンクリートの中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応により、金属の腐食は生じるのではないか。「原子炉格納容器」(BWR)の「腐食 基礎ボルト(コンクリート埋設部)」についても同様の記載がある。

#### 【回答】

原子炉格納容器の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ます。資料2-1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、中性化の影響を考慮する必要がないと考えられます。なお、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と考えられます。

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がないと考えられます。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おりますが、コンクリートに十分な厚みがあり、また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と考えられます。

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ありません。

以上から、長期停止期間中において、原子炉格納容器のコンクリート埋設部は有意な腐食環境にないと考えられることから、無②と分類しています。

なお、通常保全サイクル復帰後は、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、機能が維持されていることを確認することができます。

上記の内容については、資料2-1別紙4に、次ページ以降の通り反映致します。

なお、本評価は原子炉格納容器のコンクリート埋設部に特化した評価内容であり、コンクリート一般の劣化状況を示すものではなく、その状況については別の項目において評価している内容となります。

## 資料 2-1 別紙 4 補足説明事項の修正内容（原子炉格納容器（PWR）のコンクリート埋設部（スタッド含む）の腐食）

旧	新
<p>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。（添付資料①）</p> <p>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）</p>	<p>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。（添付資料①）</p> <p>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）</p> <p><u>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 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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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</u></p>

旧	新
<p>以上から、「無②」と判断する。</p> <p>更に、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。</p>	<p><u>する影響もない。</u></p> <p>以上から、<u>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がなく、「無②」と分類する。</u></p> <p>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。</p>

## 資料 2-1 別紙 4 補足説明事項の修正内容（原子炉格納容器（BWR）の基礎ボルト（コンクリート埋設部）の腐食）

旧	新
<p>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（添付資料①）</p> <p>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）</p> <p>以上から、コンクリート埋設部の腐食は「無②」と判断する。</p> <p>更に、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。</p>	<p>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（添付資料①）</p> <p>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）</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>以上から、<u>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、「無②」と分類する。</u></p> <p><u>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。</u></p>