

「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」別紙 4 に関するコメント

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。
- (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。
- (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。

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。
- (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

¹ 無①は、適切な保全を行うことが前提という理解でコメントした。

るのではないか。

- (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。

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。
- (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。
- (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。