

【00_共通】

東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	共通	1	補足説明資料	共通	共通	3.(1)	①	-	柏崎刈羽3号炉の高経年化技術評価での評価書の記載誤りを受けて、4号炉の評価書を作成するにあたって行った再発防止策等を補足説明資料に具体的に記載すること。	共通事項の補足説明資料に「別紙3 柏崎刈羽3号炉にて発生した事象に対する是正処置の取り組み状況」を追加し再発防止策等の具体的実施状況について記載した。 (補足説明資料(共通事項)目次別紙3)	10月11日	
2	共通	2	補足説明資料	共通	共通	3.(1)	①	-	上記質問の更問いとして、3号炉補正後の評価書本冊8(まとめ)(4)(今後の取り組み)①には是正措置として「個々の気づきや懸念をフォローする体制」及びプロジェクトリーダーの役割について記載がある。しかし、補足説明資料(共通事項)の2.1(実施体制)の記載内容は3号炉と4号炉でほぼ同一である。4号炉の高経年化技術評価組織の中で、その体制がどのように構築されたか、プロジェクトリーダーがどのように活動したか、これらを含め是正措置はどのように機能したか、説明すること。	組織は変更していないが、個々の気づきや懸念をフォローする体制を構築することが今回の是正処置であり、気づきや懸念を抽出する仕組みとその気づきや懸念を共有・解決する場として作業WGや実施連絡会を開催しプロジェクトリーダーのもと課題等の解決や3号炉で発生した是正処置の周知・徹底をはかった。 なお個々の気づきや懸念をフォローする体制を構築の具体的実施内容については、共通事項の補足説明資料に「別紙3 柏崎刈羽3号炉にて発生した事象に対する是正処置の取り組み状況」を追加し記載した。 (補足説明資料(共通事項)目次別紙3)	10月11日	

【01_低サイクル疲労】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	低サイクル疲労	1	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑫	別紙4	解析コードEVASTIはプログラムの誤りを修正したものを用いているか説明すること。	当社は不適合管理に基づき以下の対策を実施した「EVAST」のプログラムを用いている。 ①プログラムの改訂等が変更管理の基準通りに管理されていることを確認。 ②改訂箇所が他の箇所に影響を与えていないことを確認。	10月11日	
2	低サイクル疲労	2	補足説明資料	容器	原子炉容器	3.(1)	⑨	別紙4-2	支持スカートの最大評価点は下鏡ではないか。評価点と部位の名称を確認すること。	支持スカートの最大評価点はP17であり、部位としては「下部鏡板と支持スカートの接合部」である。 支持スカートと下鏡の付け根部までを「支持スカート」と区分して整理した。 補足説明資料の4-2.4-11に記載した。	10月11日	
3	低サイクル疲労	3	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑬	4 12、 15、16	適用規格として、維持規格を記載すること。 また表6及び表8について、目視点検等の適用基準も併せて記載すること。	4ページは評価に関する規格を記載しており、低サイクル疲労評価では維持規格は適用していない。 12.15.16ページは現状保全として維持規格を適用しているため、適用した規格と目視点検等の適用基準(VT-3/VT-2/MVT-1)を記載する。	10月11日	

【02_中性子照射脆化】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	照射脆化	1	補足説明資料	容器	原子炉容器	3.(1)	⑨	5	低圧注水ノズルが評価点とならない理由を説明すること。	低圧注水ノズルを代表としていない理由は別紙(容器)2-18ページに示している。以下に理由の抜粋を記載する。 中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の胴である。 JEAC4201-2007 SA-1120「監視試験の対象」である相当運転期間末期の最大中性子照射量が容器内面で $1.0 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ ($>1\text{MeV}$)を超えると予測される炉心領域には、2022年9月11日時点において、胴以外に低圧注水ノズル、水位計装ノズルが含まれるが、中性子照射脆化に対する健全性評価は、評価結果が厳しい胴で実施する。	10月11日	
2	照射脆化	2	補足説明資料	容器	原子炉容器	3.(1)	⑫	23	図4について、途中(中性子照射量: 0.05×10^{19} のあたり)で線が途切れている理由を説明すること。	図4は板厚1/4深さ位置での中性子照射量を示しており、JEAC4201の ΔRTNDT 計算値の範囲が60EFPYであるため、60EFPYに対応する照射量の値までの範囲を図に記載した。なお、予想曲線に対して第1回(加速)試験結果が包絡されているか確認するため、図中に第1回の実測値を記載している。	10月11日	
3	照射脆化	3	別冊	容器	原子炉容器	3.(1)	⑫	2-20	関連温度を求める際の近似曲線について、どのような近似式を用いているか、またそれをいつから用いているか説明すること。 また、近似を行う際のパラメータの条件について確認すること。	①近似式はJEAC4201の付属書Bにて与えられている ΔRTNDT 予測値を求める式を用いている。 ②4号炉の評価に用いているJEAC4201-2007(2013追補)の適用時期は柏崎刈羽原子力発電所5号炉の評価からである。 ③パラメータ条件は補足説明資料(中性子照射脆化)別紙1P1-3Iにて示している。	10月11日	

【03.IASCC】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	評価 書 ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	IASC C	1	補足説明資料	炉内構造 物	上部格子板	3.(1)	⑫	6	応力要因について、照射誘起型応力腐食割れの主要因となる可能性はないと判断する理由として「運転中の差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低い」と記載している。この引張応力はどの程度であるか示すこと。また、引張応力がどの程度で照射誘起型応力腐食割れ発生の因子として考慮する必要があるのか示すこと。	照射ステンレス鋼の材料特性に関する研究「沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成(受託研究)JAEA-Review 2018-012」において、「IASCC発生評価に係るデータは限定的であるが、付加応力と0.2%耐力の比が0.4の付近に割れ発生の下限があることが示唆された。」との研究結果が示されている。この結果を踏まえると、4号炉の上部格子板グリッドプレート(SUS316L)の付加応力は [] であり、0.2%耐力の規格値(SUS316L:175MPa)との応力比は [] となることから、照射誘起型応力腐食割れ発生の因子とはならないものと考えている。	10月11日	
2	IASC C	2	補足説明資料	炉内構造 物	-	3.(1)	⑦	5	「評価対象機器の材料は、オーステナイト系ステンレス鋼であり、」とあるが、当該オーステナイト系ステンレス鋼のJIS記号を示すこと。	炉内構造物で照射誘起型応力腐食割れの評価対象機器のオーステナイト系ステンレス鋼はSUS316系(SUS316L、SUS316LTP)を使用している。	10月11日	

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

【04_2相ステンレス鋼の熱時効】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	2相ステンレス鋼の熱時効	1	本冊	-	-	3.(1)	⑫	40	熱時効の評価に「今後の低サイクル疲労割れの発生・進展する可能性はないと評価した。」と記載されている。記載場所を修正する か、低サイクル疲労割れと熱時効の関連性が読み取れる文章に修正すること。	以下の内容にて修正する。 また、当面の冷温停止状態においては、有意な熱過渡はなく、亀裂の原因となる低サイクル疲労割れの発生・進展する可能性はないと評価した。(本冊40ページ)	10月11日	
2	2相ステンレス鋼の熱時効	2	別冊	弁	仕切弁 逆止弁	3.(1)	⑫	1-35 3-42	総合評価において1段落目の亀裂と2段落目の疲労割れの関連性が読み取れる文章に修正すること。	なお書き以降について以下の内容にて修正する。 なお、当面の冷温停止状態においては、有意な熱過渡はなく、亀裂の原因となる低サイクル疲労割れの発生・進展する可能性はない。	10月11日	
3	2相ステンレス鋼の熱時効	3	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑦	3	スクリーニングフローにおいてフェライト量は考慮されているのか。使用温度250℃以上のステンレス鋼を抽出する部分に包含されているのか説明すること。	スクリーニングフローにおいてフェライト量は考慮していない。 図1の熱時効事象分類スクリーニングフローにてステンレス鋼で使用温度250℃以上の部位一亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される部位を「○事象」として抽出 その後、図2の定量評価対象スクリーニングフローにて定期的な点検によって、亀裂発生の確認が可能であるため定量評価対象外としておりフェライト量評価の実施までは不要と判断した。 また、フェライト量については必要に応じて定量評価を実施した場合に考慮することとしている。	10月11日	
4	2相ステンレス鋼の熱時効	4	補足説明資料	弁	仕切弁	3.(1)	⑬	別紙 1-2 別紙 1-5	JEAC 4025-1996を基準に目視点検を行ったのはいつの点検か、また今後の点検計画と基準とする規格について説明すること。	別紙1-2・1-5共に第6回点検にて点検を実施した。 また、今後は第11回点検で点検予定で規格については現状「JSME S NA1-2012」を適用予定である。	10月11日	

【05.絶縁低下】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し番号	事象	No	評価書分類	機種分類	構造分類	審査ガイド項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	絶縁低下	1	別冊	原子炉格納容器	電気ベネレーション	(1)	⑦⑧	3.3-4 3.3-9	モジュール型中性子計装電気ベネレーションにおいて、モジュールボディをヘッダーリングに取り付けるためのOリングに関する評価が記載されていない理由を説明すること。また、Oリングの材料、Oリングが劣化して気密性低下が起こることにより、電気ベネレーションの絶縁特性低下につながる可能性があるか否かについて説明すること。	4号は冷温停止を前提とした評価で、原子炉格納容器開放中であり気密の機能要求はないことから、今回の評価対象とはしてはしない。 Oリング材料はエチレンプロピレンゴムを使用した。 Oリングが劣化して気密性低下が起こることにより、電気ベネレーションに布設されたケーブルの絶縁特性低下につながる可能性はない。	10月11日	
2	絶縁低下	2	別冊	原子炉格納容器	電気ベネレーション	(1)	⑩	3.3-10	「モジュール型中性子計装用電気ベネレーションの絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁特性低下のないこと、気体漏えい試験及びケーブル損傷がないことを確認している」とあるが、気体漏えいがないこと、ケーブル損傷がないことの確認方法を説明すること。また、下線部は誤記か説明すること(「気体漏えい試験及びケーブル損傷がないことを確認している。」は文章になっていないため)。	①原子炉格納容器局所漏えい試験にて気体漏えい試験を実施、点検の中でコネクタ部など周囲を覆われていないケーブルについて損傷がないか外観確認を行った。 ②誤記ではなく、気体漏えい試験の実施及びケーブル損傷有無の確認を実施していることを表現したもの。	10月11日	
3	絶縁低下	3	別冊	原子炉格納容器	電気ベネレーション	(1)	⑪	3.3-8	モジュール型中性子計装電気ベネレーションの同軸ケーブル、電線、気密同軸導体、コネクタ及びスプライスの導通不良に関し、以下を説明すること。 ①「…外部からの大きな荷重が作用しない構造となっており…」とあるが、その具体的な構造図 ②「コネクタ部及びスプライス部は、点検時に接続部の異常が無いことにより健全であることを確認している」とあるが、接続部の異常が無いことの確認方法 ③高浜4号炉の電気ベネレーションの施工不良に起因する原子炉自動停止事例を受けた対応(あれば)	①図2.1-1の通り周囲をシール材(エポキシ樹脂)で覆われおり、外部からの大きな荷重が作用しない構造となっている。 ②接続部の外観点検、絶縁抵抗測定を行い、異常がないことを確認した。 ③高浜発電所4号機 PR中性子束急減による原子炉自動停止(当社の状況) 過去の不具合情報を確認した結果、導通不良の不適合は確認されなかった。なお、起動前を目途に設備の調査を行う。	10月11日	
4	絶縁低下	4	別冊	原子炉格納容器	電気ベネレーション	(1)	⑬	3.3-3	モジュール型中性子計装電気ベネレーションの構造について、「モジュール内部は、同軸ケーブルまたは電線が貫通し、ケーブル内部を通して大気などの漏えいがないように、気密同軸導体とエポキシ樹脂による二重シールを構成し、コネクタまたはスプライスにより同軸ケーブルまたは電線を再接続する構造となっている。」とある一方、図2.1-1(2/2)(a部詳細)では、モジュール型中性子計装用電気ベネレーション(LPRM用)はモジュール内において外部リードの電線を接続部で直接接続しているように見受けられる。本文の記載内容と図の関係を説明すること(図が正しいか説明すること)。	気密同軸導体とエポキシ樹脂による二重シールという文章は図2.1-1(1/2)のSRMとIRMを指している。図2.1-1(2/2)のLPRMは、部位に気密同軸導体で使用されておらず、電線をエポキシ樹脂によりシールスプライスで接続している構造となっている。	10月11日	
5	絶縁低下	5	別冊	ケーブル／原子炉格納容器	高圧ケーブル、低圧ケーブル、同軸ケーブル等／電気ベネレーション	(1)	⑦	p.2/ 3.3-2	ケーブルについて、表1に記載の高圧、低圧、同軸ケーブル、光ファイバケーブルの製造メーカを示すこと。また、電気ベネレーションの製造メーカを示すこと。	ケーブル・電気ベネレーションの製造メーカについては下記のとおりである。 高圧ケーブル：日立電線／タツタ電線株式会社 低圧ケーブル：日立電線／タツタ電線株式会社 同軸ケーブル：日立電線 光ケーブル：日立電線 電気ベネレーション：日立製作所	10月11日	
6	絶縁低下	6	別冊	電気設備	直流電源設備	(1)	⑬	7-2	125V蓄電池について、以下を説明すること。 ①製造メーカ、型式 ②蓄電池の取り替えに関する考え方 ③これまでの取り替え実績 ④容量試験の実績	①製造メーカ、型式 125V蓄電池4A：新神戸電機 CS-4000 125V蓄電池4B：新神戸電機 CS-3000 125VHPCS蓄電池：新神戸電機 CS-500 ②蓄電池の取り替えに関する考え方 電気計装設備及び主要部品交換基準ガイドにて取り替えの考え方について定めている。 電池容量、電解液比重、蓄電池電圧、交換セル数、使用年数について判定基準に該当した場合は、当該電池群全セルの交換を行う。 ③これまでの取り替え実績 125V蓄電池4A：2009年3月 125V蓄電池4B：2009年3月 125VHPCS蓄電池：2009年3月 ④容量試験の実績 125V蓄電池4A：2023年7月(短時間容量測定) 125V蓄電池4B：2023年1月(短時間容量測定) 125VHPCS蓄電池：2023年3月(短時間容量測定)	10月11日	

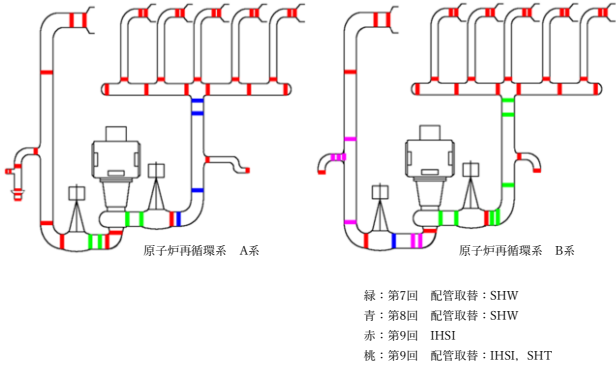
【06_コン_鉄骨】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	構造分類	劣化要因	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	コン クリ ート & 鉄骨	1	補足説明資料	コンクリ ート	熱	3.(1)	⑫	20 別紙4	熱による強度低下について、解析結果と実測温度値との比較などによる評価を実施している場合は、その結果と考察を記載すること。	通常運転時の温度測定を実施していないため、温度分布解析の結果と実測温度値との比較は実施していない。	10月11日	
2	コン クリ ート & 鉄骨	2	補足説明資料	コンクリ ート	中性化	3.(1)	⑨	24 別紙6	中性化の評価点を選定するために実施した環境測定の結果を別紙6に追記すること。	環境測定の結果を別紙6に追記した。 (補足説明資料(コンクリート及び鉄骨構造物) 別紙6.中性化の評価点を選定した過程について、表6-2室内環境調査結果一 覧 6-12ページ)	10月11日	
3	コン クリ ート & 鉄骨	3	補足説明資料	コンクリ ート	中性化	3.(1)	⑫	26	表11のコンクリートの中性化深さについて単位(cm)を記載すること。	中性化深さの単位(cm)を「表11 コンクリートの中性化深さ」に追記した。 (補足説明資料(コンクリート及び鉄骨構造物)26ページ)	10月11日	
4	コン クリ ート & 鉄骨	4	補足説明資料	コンクリ ート	中性化 塩分浸透	3.(1)	⑫	-	機械振動のように、中性化及び塩分浸透(原子炉の冷温停止状態を維持されることを前提とした経年劣化要因)の評価 点に対して圧縮強度試験、非破壊試験(反発度法等)などにより強度計測を実施している場合は、強度計測を実施した部位(代 替部を含む)、試験方法、試験結果、実施時期及び設計基準強度を記載すること。	圧縮強度試験結果と設計基準強度を「表11 コンクリートの中性化深さ」および「表13 鉄筋の腐食減量」に追記した。 (補足説明資料(コンクリート及び鉄骨構造物)26,28ページ) なお、圧縮強度試験の実施時期は中性化深さまたは塩化物イオン濃度の測定時期と同様である。	10月11日	
5	コン クリ ート & 鉄骨	5	補足説明資料	コンクリ ート	塩分浸透	3.(1)	⑫	9-2	拡散方程式のc(mm)は「かぶり」ではなく「コンクリート表面からの深さ」が適切な表現ではないか。	補足説明資料(コンクリート及び鉄骨構造物 別紙9 P.9-2)の拡散方程式のC _{itn} は鉄筋位置における塩化物イオン量を算出す る式であるため、右辺のcはコンクリート表面から鉄筋表面までの深さ、すなわち「かぶり」という表現にしている。	10月11日	
6	コン クリ ート & 鉄骨	6	補足説明資料	コンクリ ート	塩分浸透	3.(1)	⑫	9-4 ~ 9-15	回帰分析結果(C0, DC, Ci)の平均値について、コア①、コア②及びコア③における各回帰分析結果の算術平均とした理由を説 明すること。 (塩化物イオン量の平均値から回帰分析により算出するのが適切な方法ではないか。図9-3(d)、図9-4(c)及び図9-4(d)におけ る平均値の曲線(桃色の曲線)に違和感がある。)	平均値の取り方については「方法1:3コアの回帰分析結果の算術平均」と「方法2:平均塩化物イオン濃度を用いた回帰分 析」の2つの方法によって鉄筋の腐食減量、コンクリートのひび割れ発生年数を算出したところ、全ケースにおいてほぼ同等な 評価になったことから、従来の方法と同様な「方法1」を採用した。 なお、塩分浸透の評価はコア平均値およびコア毎に評価を行い、一番保守的な値を使用している為、「方法2」を採用しても評 価結果に変異は無い。	10月11日	

【07.その他の経年劣化事象】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査ガイド項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	腐食	1	別冊	全般	-	3(1)	⑩	-	各機器の評価における記載で、下の①、②の違い(使い分け)について説明すること。 ①「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ことから、…」 ②「今後もこれらの傾向が大きく変化する要因があるとは考え難いことから、…」	①も②も同様の△事象であり、使い分けによる評価に影響はないため①に統一する。	10月11日	
2	腐食	2	別冊	容器等	原子炉圧力容器等	3(1)	⑩	2-11等	評価書に「…通常運転時には窒素ガス雰囲気中であり、腐食が発生する可能性は小さい。」との記載があるが、通常運転ではない状況が長く続いているため、原子炉圧力容器の基礎ボルトや支持スカートを例に、停止期間中の保全方法について説明すること。 また、見えにくい部分に対する確認をどのように行っているのか説明すること。	停止期間中は、D/W内の空調にて換気しており、湿潤環境下にならないよう管理している。保全方式として、RPV基礎ボルトは1回/年、外観点検を実施している。 また、見えにくい部分については、手鏡を使用して確認している。	10月11日	
3	腐食	3	補足説明資料(共通事項)	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑬	1-16	上鏡内面の全面腐食を日常管理事象として抽出し、△2としてしている。上鏡内面の全面腐食に対する点検計画、点検記録を示すこと。	原子炉圧力容器の本格点検(1サイクル毎)に内面点検を実施している。	10月11日	
4	腐食	4	別冊(1/2)	容器	原子炉格納容器(サブプレッションチェンバークセスハッチ)	3(1)	⑬	3.2-13	取付ボルトの腐食に対して、機器外観点検時にボルトの健全性の確認を行っている旨の記載があるが、この際の確認方法を具体的に(含点検頻度)に説明すること。また、グリースの塗布は点検ごとに実施しているのか?	原子炉停止後の定期検査において、原子炉格納容器の点検の一部として、サブプレッションチェンバークセスハッチの開放・点検手入れ・閉鎖を実施している。 この点検手入れは定期検査の都度、取付ボルトのねじ部を清掃し、外観点検にて腐食がないことを確認して、取付ボルトのねじ部にグリースを塗布し、閉鎖を実施している。	10月11日	
5	腐食	5	別冊(1/2)	配管	配管	3(1)	⑬	-	長期停止期間中における配管の管理状況(保管方法)を説明すること。(具体的には、窒素封入等の措置をしている系統の有無、有る場合には系統名。また、停止期間途中で保管方法を変更した系統の有無、有る場合には系統名。)	各系統により満水保管または乾燥保管を行っている。 窒素封入等の措置を行っている系統はない。 また、プラント停止期間途中で保管方法を変更した系統もない。	10月11日	
6	腐食	6	別冊(2/2)	機械設備	(HPGSディーゼル機関)燃料噴射ポンプデフレクタ	3(1)	⑪	4.1-11	デフレクタに施工されている耐エロージョン性向上処理の具体的な方法について説明すること。また、その処理は時間の経過に伴い耐エロージョン性が低下する懸念はないか、併せて説明すること。	デフレクタの耐エロージョン性向上処理として、表面焼き入れ処理を実施している。 また、これまでの点検結果から有意なエロージョンは確認されておらず、表面焼き入れ処理による表面状態は維持されているため、耐エロージョン性の低下の懸念はない。	10月11日	
7	腐食	7	別冊(2/2)	機械設備	基礎ボルト	3(1)	⑪	10-15	「2.2.3(1)a.」に、東海第二の屋外基礎ボルトの腐食量が記載されているが、当該基礎ボルトの種類を説明すること。また、同項の表2-2-1に福島第一原子力発電所1号炉の基礎ボルト引張試験条件が記載されているが、当該基礎ボルトの種類を説明すること。	「2.2.3(1)a.」、同項の表2-2-1における当該基礎ボルトの種類は、機器付き基礎ボルトであることを確認している。	10月11日	
8	腐食(腐食(FAC))	8	補足説明資料(共通事項)	表1-1 日常劣化管理事象一覧	熱交換器、配管、弁	3.(1)	⑩	1-9 1-26 1-33	番号36,114,152 事象区分を△①としているが、必要に応じて取替を行うこととして評価している。 現在発生しておらず今後も発生する可能性がないもの、または小さいことがわかるよう評価内容を適正化すること。	No.36 伝熱管については点検の都度渦流探傷検査にて劣化状況を確認しており、機能に影響する劣化に至る前に取替を行っている。よって、今後も有意な劣化に至る可能性が小さいことから△①と判断した。 No.114,152 保全方針として取替を行う旨記載したが、評価内容に記載の通り、これまでの点検結果から有意な劣化は発生しておらず、取替の実績はない。また、今後の劣化傾向の変化も考え難いことから△①と判断した。	10月11日	
9	腐食(腐食(FAC))	9	補足説明資料(共通事項)	表1-1 日常劣化管理事象一覧	弁	3.(1)	⑩	1-34 ~ 35	番号160、164で評価内容が同じにもかかわらず△①と△②に事象区分が異なる理由を説明すること。	No.160 ボール弁については中間開度で運用することは無いため、偏流効果が小さく、FACが発生する可能性も小さいため△①と判断した。一方、No.164 制御弁については中間開度で運用することが主であり今後のFACの発生が否定できないことから△②と判断した。	10月11日	
10	腐食	10	補足説明資料(共通事項)	表2-1 日常劣化管理事象一覧	容器等	3.(1)	⑩	2-2等	番号4, 12, 25, 27. コンクリートにおけるサンプリング結果では中性化は殆ど見られなく、今後もこの傾向が変化する要因があるとは考え難いとしている。将来にわたり中性化しないとした根拠を示すこと。	中性化の影響により腐食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ことを記載しており中性化自体は発生しうると考えている。ただし、コンクリート埋設部についてはコンクリートの中性化による腐食の進行が進んでいないことを調査にて確認しており今後の傾向についてはコンクリート側の管理として定期的なコンクリート表面の目視点検を実施し状態監視することとしているため、今後もこの傾向が変化する要因があるとは考え難いとした。	10月11日	
11	腐食	11	補足説明資料(共通事項)	表1-1 日常劣化管理事象一覧 表2-1 日常劣化管理事象以外の事象一覧	配管等	3.(1)	⑬	1-23等	埋込金物の腐食に関しては△①と評価し、上記の基礎ボルト等に関しては同じ評価内容でも▲とした理由を説明すること。	埋込金物は大気接触部が塗装や屋内設置されているため△①と評価し、基礎ボルトは大気接触部がないものを▲、大気接触部が塗装や屋内設置されているものを△①、大気接触部が屋外のものを△②と評価している。 なお、大気接触部がある場合は評価内容にて大気接触部の状況(例：大気接触部は防食塗装により腐食を防止しており…)等)について言及している。	10月11日	


【07.その他の経年劣化事象】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
12	SCC	12	別冊(1/2)	炉内構造 物	炉内構造 物	3.(1)	⑬	33	シュラウド溶接部の一部に実施したWJPの箇所を示すとともに、一部を選定した理由を示すこと。	WJP実施箇所:シュラウド溶接部 H3, H4, V7~V14内面, H4外面について実施した。 選定理由:SCC発生の可能性、構造強度に対する影響を考慮しH4溶接内外面を最優先とし選定した。また、H4近傍に位置するH3溶接線内面及び中間脚縦溶接線内外面についてもSCC発生の可能性を否定できないことからリスク評価を行い選定した。	10月11日	
13	SCC	13	別冊(1/2)	配管	ステンレス鋼配	3.(1)	⑬	1-17	原子炉冷却材再循環系(PLR)配管のSCC対策を実施した種類と箇所を図示にて示すこと。	原子炉冷却材再循環系(PLR)配管のステンレス鋼配管に施した応力腐食割れ対策箇所を下記図にて示す。  <p>原子炉再循環系 A系 原子炉再循環系 B系</p> <p>緑：第7回 配管取替：SHW 青：第8回 配管取替：SHW 赤：第9回 IHSI 桃：第9回 配管取替：IHSI, SHT</p>	10月11日	

【07.その他の経年劣化事象】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
14	貴粒 型 SCC	14	別冊(1/2)	容器	容器	3.(1)	⑬	1-31	使用温度が低いと貴粒型SCCが発生しないとする根拠を示すこと。	<p>使用済み燃料プールに使用されているステンレス鋼はSUS304であり、50℃を超える環境とならなければ、新たなSCCが発生する可能性は小さいとする根拠を下図に示す。使用済み燃料プールに関する低塩素濃度水質データ実測値は、0ppb(2023.7.12)で、管理値は水質管理マニュアルにて100ppb以下と定めており、SCCの感受性を発生させない値としている。</p> <p>図 ステンレス鋼(304/304L/316/316L)の応力腐食割れ発生限界線の比較</p> <p>出典：化学工業協会編 多管式ステンレス鋼熱交換器の応力腐食割れ 化学工業社(1984)</p>	10月11日	
15	貴粒 型 SCC	15	別冊(1/2)	配管	ステンレス 鋼配管	3.(1)	⑬	1-17	付着塩分量が基準値(70mgCl/m ²)を超えた場合の対処方法を説明すること。(水圧制御ユニットでは清掃をすることとしている)	70mgCl/m ² を超えた場合は、浸透探傷検査及び清掃を実施することとしている。	10月11日	
16	貴粒 型 SCC	16	補足説明資料 (共通事項)	容器等	使用済み燃 料貯蔵 プールの胴 等	3.(1)	⑯	1-114	ステンレス鋼配管、水圧制御ユニット以外のステンレス鋼使用部位に対しては貴粒型SCCを考慮しない理由を説明すること。	ステンレス鋼の対象として、1F-3の制御棒駆動水圧系配管に塩化物が起因する貴粒型SCCの事象を踏まえて当該設備について抽出しており、その他設備については類似事象が発生していないことから対象としない。	10月11日	
17	コン ク リ ート	17	別冊(1/2)	容器	復水補給 水系復水 貯蔵槽	3.(1)	⑧	1-26	胴にコンクリートが用いられているが、想定される経年変化事象はないとしている。コンクリートの強度低下を評価しなくてもよいとする根拠を示すこと。	復水貯蔵槽の内壁にはステンレス鋼による内張があり、胴部のコンクリートが水や空気に直接触れることがないため、劣化が進展しやすい環境条件ではないため、コンクリート及び鉄骨構造物の評価書の技術評価結果に包含されると考えている。	10月11日	
18	ビニ ル テ ー プ の 絶 縁 特 性 下 下	18	別冊(1/2)	ケーブル	ケーブル接 続部	3.(1)	④	6-31	点検時に交換を行っているのは定期取替品としてか？高経年化技術評価の必要性の有無を説明すること。	電動機とケーブルを接続する際、端子箱内で絶縁のためにビニルテープを巻いている。点検時の解線によりビニルテープを交換しているもので、定期取替品ではないとして評価した。熱・機械的・電氣的及び環境的要因で経年的に劣化が進行することから、評価を行った。	10月11日	

【07.その他の経年劣化事象】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し 番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査 ガイド 項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
19	樹脂 の劣 化	19	別冊(2/2)	機械設備	基礎ボルト	3.(1)	⑬	10-17	接着力低下に対して、放射線及び水分付着についてメーカ試験結果を基に指示機能の喪失はないとしている。試験結果を示すこと。	下記図書より、放射線照射時のアンカ引抜き耐力及び、水分付着に関する調査実施のため水中でのアンカ引張強度の試験結果を確認している。本試験結果から、放射線照射による最大引抜き耐力の低下及び、水中での引張強度低下は確認されていない。 放射線照射： 矢野明義、「機器配管用支持構造物(埋込金物)の耐力に関する実験研究 一その5 樹脂アンカーの引抜き耐力に及ぼす放射線レベルの影響-」, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和55年9月, 1817-1818 水分付着： DECOLUXE, 「ケミカルアンカーの水中引張強度について」, ケミカルアンカー技術データ集 TECHNICAL INFORMATION NO.5 	10月11日	
20	摩 耗、 素 線切 れ等	20	補足説明資料 (共通事項)	表1-1 日 常劣化 管理事象 一覧	燃料取替 機 原子炉建 屋クレーン	3.(1)	⑬	1-74 1-76	No.353, 363 「これまでの運転経験より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こと」と評価しているが、これらの傾向とは何を示しているのか記載の充実を図ること。	これらの傾向とは、有意な摩耗や腐食及び素線切れ、形崩れの発生の傾向を示す。	10月11日	
21	そ 他	21	別冊(1/2)	計測制御 設備	中性子検 出器 (SRM計測 装置)	3(1)	⑩	1- 57	「…、電力共同研究の研究成果等から、高速中性子照射量14snvtでは構造材の強度、…」にある研究成果等の「等」とは何かを説明すること。	研究成果等の「等」とは、研究成果を基に社内で実施した技術検討を意味している。その技術検討ではLPRM検出器/ドライチューブの取替基準を検討している。	10月11日	

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

【08.耐震】 東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所4号炉 高経年化技術評価質問事項

通し番号	事象	No	評価書分類	機種分類	機器分類	審査ガイド項目	No.	ページ	質問事項	回答・反映内容 (資料修正がある場合、末尾()内は修正ページ)	回答日	完了
1	耐震	1	補足説明資料	耐震	配管	3.(1)	⑩-1	別紙2	低サイクル疲労の耐震安全性評価において、原子炉冷却材再循環系の設計用減衰定数がKK-4とKK-3で異なることをアイソメ図(支持具数、保温材の設置)を用いて説明すること。	<p>【KK-4】</p> <p>・PLR-1モデル:支持具数が架構レストレイント、スナッパのため、配管区分Iに該当。保温材有(金属保温材の割合)のため、JEAC 4601-2008の表4.4.5-5より、設計用減衰定数2.5%を適用している。</p> <p>・PLR-2モデル:支持具数が架構レストレイント、スナッパのため、配管区分Iに該当。保温材有(金属保温材の割合)のため、JEAC 4601-2008の表4.4.5-5より、設計用減衰定数2.5%を適用している。</p> <p>【KK-3】</p> <p>・PLR-1モデル:支持具数が架構レストレイント、スナッパのため、配管区分Iに該当。保温材有(金属保温材の割合)のため、JEAC 4601-2008の表4.4.5-5より、設計用減衰定数3%を適用している。</p> <p>・PLR-2モデル:支持具数が架構レストレイント、スナッパのため、配管区分Iに該当。保温材有(金属保温材の割合)のため、JEAC 4601-2008の表4.4.5-5より、設計用減衰定数3%を適用している。</p> <p>なお、支持具、保温材のアイソメ図については(補足説明資料(耐震安全性評価)別紙11)にて示す。</p>	10月20日	
2	耐震	2	別冊 補足説明資料	耐震	共通	3.(1)	⑩-1	P5,P6 P10,P11	地震動の設定根拠を説明するとともに、「耐震安全性評価に用いる地震力」の導出方法に係る先行炉(2, 3号炉)との差異があれば、その理由を含め説明すること。	別冊耐震安全性評価書P6に示されている基準地震動Ssの内、地震動Ss-1~5は「柏崎刈羽原子力発電所における平成19年新潟県中越沖地震時に取得された地震観測データの分析及び基準地震動に係る報告書」(平成20年5月22日(平成20年9月22日補正))にて荒浜側に設定された。新潟県中越沖地震の原子炉建屋基礎版上の観測記録に基づき推定した解放基盤表面における地震動を包絡した地震動であり、NCOは新潟県中越沖地震の原子炉建屋基礎版上の地震観測データにより設定した地震動である。また、各機器の耐震評価に使用しているFRSは号機毎に設定されており、4号炉の評価においては4号炉の建屋モデルで設定したFRSを使用している。なお、FRSの求め方は耐震指針に基づいて算出しており、先行PLMにおいても同様である。	10月11日	
3	耐震	3	別冊	耐震	配管	3.(1)	⑩-1	P13	表4(3/8)「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象に対する耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出結果」のうち、炭素鋼配管の流れ加速型腐食に対する事象区分を■とする理由について、先行炉(5号炉)と同様にその具体的内容を補足説明資料に提示すること。	炭素鋼配管の流れ加速型腐食に対する事象区分を■とした理由を耐震安全性評価の補足説明資料に追加した。(補足説明資料(耐震安全性評価)別紙10)	10月11日	
4	耐震	4	補足説明資料	耐震	配管	3.(1)	⑩-1	P10	図2「基準地震動の加速度スペクトル比較図」の縦軸の「震度」は先行炉(2, 3, 5号炉)と同様に「加速度」とすべきではないか確認すること。	図2の縦軸タイトルは「加速度」が適切であるため、先行炉と同様に「加速度」と見直した。(補足説明資料(耐震安全性評価)P10)	10月11日	
5	耐震	5	補足説明資料	耐震	基礎ボルト	3.(1)	⑩-1	別紙6	後打ちメカニカルアンカ及びケミカルアンカの腐食に対する評価のうち、設計許容荷重の区分(長期荷重あるいは短期荷重)とその関係を提示すること。また、設計許容荷重とメカ施工要領書等での定格荷重等との関係(先行5号炉との差異とその理由を含む)を提示すること。	設計許容荷重については、短期荷重と長期荷重による設計許容荷重を比較した結果、短期荷重の設計許容荷重の方が腐食を考慮した基礎ボルトの発生応力/許容応力の比が大きくなることから、保守的に短期荷重での評価を実施している。また先行5号炉においては、中越沖地震後の配管サポート耐震強化工事後に設計荷重の見直しを実施していることから、建設時の設計許容荷重を用いた評価を実施している。これに対し、柏崎刈羽原子力発電所第4号炉では設計許容荷重の見直し実施後にサポート強化工事後に実施していることから、耐震バックチェック時の耐震評価用の設計許容荷重を用いた評価を実施している。	10月11日	
6	耐震	6	補足説明資料	耐震	基礎ボルト	3.(1)	⑩-1	別紙6	後打ちケミカルアンカの腐食に対する評価のうち、応力比(引張)が1を超えるボルト径(M20,M22)の設計許容荷重の設定根拠を提示すること。また、評価用荷重を見直す根拠とした、耐震強化工事におけるHPCW及びRCW配管サポートの関連データについて、評価用荷重の導出過程を例示すること。さらに、添付図1中のアンカボルト径が分かる資料を提示すること。	<p>後打ちアンカボルトに想定される破壊モードであるボルト破断、コンクリートのコーン状破壊、樹脂の付着力低下に対して、下記規格書の3条件のうち、最小値を設計許容荷重として設定している。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008(社)日本電気協会 原子力企画委員会) アンカー一部の許容応力に基づく算出式 2. 各種合成構造設計指針 第4編 各種アンカーボルト設計指針・解説-1985)((社)日本建築学会) 鉄筋アンカーボルトに基づく算出式 3. 2をもとにメーカーで検証した式 <p>評価用荷重の導出過程を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. PLM評価対象配管のうち「屋外設置」の配管を抽出、サポートについては中越沖地震後に実施した「KK4耐震強化工事」において追設補強したものを選定 2. 選定したサポート番号におけるアンカ情報の整理(施工図番号、支持点番号、アンカサイズ、本数、サポート反力) 3. 対象ボルト径ごとの負荷荷重値の中で最大となる引張荷重及びせん断荷重を選定 <p>補足説明資料(耐震)別紙6 添付-3 図1(1/3)~(3/3)のR19ケミカルアンカー、R22ケミカルアンカーがボルト径に関する記載であり、それぞれR19がM20、R22がM22に該当する。</p>	10月11日	

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。