

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	事業者回答	回答 終了日
1	共通	1	技術評価書 本冊	共通	共通	3.(1) ①	21	技術評価において検討対象とした主な原子力安全・保安院及び原子力規制委員会指示文書として、2021年7月に亀裂の解釈が改定されているが、保身に反映した内容を説明すること	2021年7月の改正内容では、探傷不可箇所の変換措置としてオーステナイト系ステンレス鋼配管溶接部での溶接金属を透過させて母材内表面を試験すること等が追加されている。 これらの追加要求については、供用期間中検査への反映が必要となり、今後、供用期間中検査を実施する前までに検査要領書等に反映する予定である。	10月26日
2	共通	2	技術評価書 本冊	共通	共通	(1) ①	3	下から15行目の※2:「定期事業者検査」:ここで記載の定期事業者検査について、原子炉等規制法に基づくものか否か明示的に記載し、文章を明確にすること	「定期事業者検査」は原子炉等規制法に基づくものであるため、明示的に記載し、文章を明確にした。 本冊の※2については、「原子炉等規制法に基づき定期事業者検査を実施し、その実施に係わる…」と明示し、今後補正を行う。 (本冊3ページ) また、補足説明資料(共通事項)の※6に同様の記載があるため、本冊と同じく明示した。 (補足説明資料(共通事項)16ページ)	10月26日

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	事業者回答	回答終了日
1	低サイクル疲労	1	補足説明資料	ポンプ	再循環ポンプ	3.(1)	⑩	13	原子炉再循環ポンプの評価結果が0となっているが、算出根拠および過程を示すこと。	原子炉冷却材さん循環ポンプの疲労評価の内容について、補足説明資料に追加した。 (補足説明資料(低サイクル疲労)別紙6)	10月26日
2	低サイクル疲労	1-1	補足説明資料	ポンプ	再循環ポンプ	3.(1)	⑩	13	追記された別紙6の表6-2は運転温度や、応力等のパラメータがすべて「-」となっている。この意味を説明すること。		
3	低サイクル疲労	2	補足説明資料	配管	ステンレス鋼配管	3.(1)	⑩	13	原子炉冷却材浄化系配管の環境疲労評価結果の裕度について説明すること。また評価結果を踏まえた保全計画等を記載すること。	補足説明資料(低サイクル疲労)13ページの表7の原子炉冷却材浄化系配管における環境疲労評価手法による評価結果である0.967については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」に基づく係数倍法により評価を行った結果である。係数倍法による評価においては、各過渡における最高温度、溶存酸素濃度の最大値を用いて評価を行っており、十分な裕度が確保されている。 なお、今回の評価においては、原子炉圧力容器で厳しい部位と想定される給水ノズルについて、詳細評価手法を用いて評価を実施した結果、疲れ累積係数が0.114と小さい値となっており、これを踏まえると原子炉冷却材浄化系配管についても詳細評価手法を適用することで係数が係数倍法を用いた場合の疲れ累積係数よりも小さい値となると想定する。このとおり、環境疲労評価結果については十分に裕度を確保した結果であることから、現状保全により機器の健全性は確保できると考えられるため、現状保全以外の追加の保全は不要である。	10月26日
4	低サイクル疲労	3	補足説明資料	ポンプ	再循環ポンプ	3.(1)	⑬	14	原子炉冷却材再循環ポンプの超音波探傷試験の試験程度の考え方について示すこと。	本評価の対象部位はポンプケーシング入口ノズルとはカントの溶接部である。当該溶接部は応力腐食割れ対策を実施していないことから、『「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」別紙1非破壊試験の方法について』に基づき、原子炉冷却材再循環ポンプの試験程度を「超音波探傷試験」100%/5年と記載している。 なお、同溶接部については、2013年に実施した高周波誘導加熱応力改善工事に伴って実施した超音波探傷試験によりき裂を確認しており、今後再稼働するまでに同溶接部を含む配管の取替を実施する予定である。この施工において応力腐食割れ対策を計画していることから、対策実施後には維持規格に基づく試験程度への見直しを行う見通しである。(その他の経年劣化事象No.3)	10月26日
5	低サイクル疲労	4	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑫	別紙1	図1-11において至近のプラント停止時期を示し、劣化想定の内訳の考え方を明確にすること。	至近のプラント停止は2011年3月であり、それ以降有意な熱・圧力過渡はないものの、評価書作成時期を考慮し定めた評価時点(2021年7月30日)までの劣化進展も考慮し、評価を実施している。 また、低サイクル疲労については、冷温停止維持の状態では有意な熱・圧力過渡が発生しないと想定されるため、評価時点である2021年7月30日以降は劣化発生・進展しないものとしている。 資金のプラント停止時期を、補足説明資料に反映した。(補足説明資料(低サイクル疲労)別紙1 1-1ページの図1-1)	10月26日
6	低サイクル疲労	5	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑨	別紙4	解析モデルに用いた要素種類、次数等について示すこと。併せて最大評価点を図中に明記すること。	補足説明資料による要素種類、次数等及び最大評価点を明記した。 なお、給水ノズルの解析モデルは評価点近傍の詳細図を示しているが、節点数及び要素数は解析モデル全体での値を記載した。 (補足説明資料(低サイクル疲労)別紙4 4-1、4-2ページの図4-1、4-2、4-3)	10月26日

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	事業者回答	回答 終了日
7	低サイクル 疲労	6	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑩	別紙5	環境疲労評価において部位ごとに係数倍法、詳細評価手法どちらの評価手法を用いたか示すこと。	評価対象部位の環境疲労評価について、給水ノズルの評価では詳細評価手法を用いており、給水ノズル以外の部位の評価では係数倍法を用いている。	
8	低サイクル 疲労	6-1	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑩	別紙5	別紙4にNo.6の回答の内容を追記すること。		
9	低サイクル 疲労	7	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑦	別紙5	硫黄含有量の算出根拠について示すこと。	補足説明資料(低サイクル疲労)別紙5 5-1ページに記載している原子炉冷却材浄化系配管の評価対象部材料の硫黄含有量は、使用している配管材のミルシートに記載されてる硫黄成分の値を用いている。	10月26日

通し番号	事象	No	評価書類	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	事業者回答	回答終了日
1	照射脆化	1	別冊	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	①	2-7	表2.1-4「原子炉圧力容器の炉心領域部材料の化学成分」が非公開情報になっているが、他プラントでは公開情報となっている。非公開情報とした理由を説明すること。	申請した資料については、「個人に関する情報」、「会社に関する情報」、「安全に関する情報」に該当する記載を非公開情報としている。 これに基づき、別冊(容器)2-7ページの表2.1-4は関連温度の算出に用いる詳細な情報であり、「会社に関する情報」の内、製造メーカーの設計に関する情報に該当すると考え、非公開情報としたものである。(補足説明資料(中性子照射脆化)1-2ページの表1-2においても、本情報は非公開としている。) なお、先行他社においても、本情報を非公開としているプラントはある。	10月26日
2	照射脆化	1-1	別冊	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	①	2-7	No.1の化学成分に関する情報は一部の事業者が非公開としている例があるが、直近数年の申請ではすべて公開情報として扱われている。製造メーカーの設計に関する情報のうち非公開とする必要な情報に該当するか、整理すること。		
3	照射脆化	2	別冊	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	③	2-16	「中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予測される炉心領域には、運転開始後評価時点において、胴以外に低圧注水ノズルが含まれるが」と記載されているが、補足説明資料p4では、「胴以外に低圧注水ノズル、計装ノズル、再循環水入口ノズルが含まれるが」と記載がある。該当ページの記載の違いについて説明すること。	補足説明資料(中性子照射脆化)4ページに記載のとおり、評価の結果、中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予想される部位として、原子炉圧力容器の胴、低圧注水ノズル、計装ノズル、再循環水入口ノズルがある。 補足説明資料(中性子照射脆化)では、評価内容の詳細を記載する必要があると考え、中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予想される全ての部位を記載した。 一方、別冊(容器)については、胴が代表部位であることを示すために、胴の次に中性子照射量が大きい部位である低圧注水ノズルのみを記載したことから、別冊(容器)と補足説明資料(中性子照射脆化)での記載に相違が生じたものである。	10月26日
4	照射脆化	2-1	別冊	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	③	2-16	別冊の「中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予測される炉心領域には、運転開始後評価時点において、胴以外に低圧注水ノズルが含まれるが」の記載について、補足説明資料p4の「胴以外に低圧注水ノズル、計装ノズル、再循環水入口ノズルが含まれるが」の記載と齟齬が生じないように記載を修正すること。		
5	照射脆化	3	別冊	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑦	2-16	別冊の「また、設計上、低温の水が導かれるようなノズルにはサーマルスリーブが設けられており、原子炉圧力容器が急速に冷却されないようになっている。」と記載があるが、図等を用いて具体的に説明すること。		
6	照射脆化	4	補足説明資料	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	③	4	中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予測される炉心領域に低圧注水ノズル、再循環水入口ノズルがあるが、代表から除外される理由として、胴に比べ中性子照射量が小さいだけでは不十分である。照射脆化には、照射量だけではなく、化学成分も重要な要因となるため、化学成分を明確にした上で代表から除外されることを説明すること。また、胴とは違い構造不連続部であるため、応力の影響についても説明すること。		

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	事業者回答	回答 終了日
7	照射脆化	5	補足説明資料	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑦	4	図2 中性子照射量がしきい値を超える範囲に胴部の溶接線を明記すること。溶接線が中性子照射量 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予測される範囲に含まれる場合、複数の材質で胴が構成されていると推測できるため、監視試験片として採取された以外の材料(代表材料以外)の化学成分及び関連温度を示すこと。		
8	照射脆化	6	補足説明資料	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	①	1-3, 2-3	別紙1-3と別紙2-3で加速照射データを除外する理由が異なることを整理して説明すること。	補足説明資料(中性子照射脆化)別紙1 1-3ページと別紙2 2-3ページでの加速照射試験を除外する理由が異なる記載となっているが、加速照射試験を除外する理由に違いはないことから、別紙1 1-3ページでの記載を別紙2 2-3ページの記載に合わせることで修正した。 (補足説明資料(中性子照射脆化)別紙1 1-3ページ)	10月26日
9	照射脆化	7	補足説明資料	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑩	5,6	4.1.2関連温度評価の説明中、監視試験を2回実施しているとの説明があるが、炉内のカプセルは全部でいくつあるのかについても説明すること。(4カプセル中2つを取り出しているという理解でよいか)	監視試験に用いるカプセルは、補足説明資料(中性子照射脆化)6ページの図3に示すとおり全部で4つ設置しており、これまでに2つのカプセル(取付角度■■■■)を取り出している。	10月26日
10	照射脆化	8	補足説明資料	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑩	6	表4 監視試験結果において、初期値の関連温度は実測値か。他の値等を用いている場合は、その数値を用いる根拠等を注記等で説明すること。		
11	照射脆化	9	別冊	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑩	2-17, 2-19	最低使用温度の計算内容について、算出過程を示すこと。		

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	事業者回答	回答終了日
1	IASCC	1	補足説明資料	炉内構造物	上部格子板	3.(1)	⑬	6, 7	4.2現状保全において、IASCCを考慮して目視点検(VT-3)を行っているが、維持規格上VT-3は、き裂の点検を目的としたものではない。現状において上部格子板にIASCCが発生していないことをどのように判断しているのか説明すること。	<p>上部格子板でのIASCC発生の可能性に関する評価は補足説明資料(照射誘起型応力腐食割れ)別紙3に示しているとおりである。具体的には、SCCは材料、環境、応力の3因子が重畳した時に発生することから、上部格子板について3因子が重畳するのかが確認するとともに、IASCCの感受性が現れると考えられるしきい照射量を超えるかを確認した。</p> <p>その結果、運転開始後40年時点での炉内構造物の中性子照射量の想定値を評価した結果、上部格子板グリッドプレートについては<math>2.33 \times 10^{25} \text{ n/m}^2</math>であり、しきい照射量を超えることを確認した。</p> <p>次に、3因子の重畳について確認した結果、材料の因子についてはステンレス鋼であり、また、環境の因子については通常運転時約286°Cの純水であり、排除できないことを確認した。</p> <p>一方、応力の因子に関し、上部格子板グリッドプレートについては、溶接部がないことから溶接による引張応力はなく、また、運転中の差圧、熱、自重等による引張応力成分のうち支配的な自重による応力を評価した結果、発生応力は3MPaと小さいことから、排除できると判断した。これらのことから、上部格子板のグリッドプレートは、中性子照射量がしきい照射量を超え、材料、環境因子は排除できないものの、溶接による引張残留応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が小さいことから、3因子の重畳がないため、IASCCが発生する可能性はないと評価している。</p> <p>補足説明資料(照射誘起型応力腐食割れ)6, 7ページに記載している現状保全については、ISI計画のVT-3を記載しているが、別途自主的な点検として外観点検(点検内容は、各部の摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常の有無の確認)を第15回定期検査時に実施する計画としている。</p>	10月26日
2	IASCC	1-1	補足説明資料	炉内構造物	上部格子板	3.(1)	⑬	6, 7	No.1の回答において「別途自主的な点検として外観点検(点検内容は、各部の摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常の有無の確認)を第15回定期検査時に実施する計画としている」ことについて、補足説明資料p6の4.2現状保全にその旨追記すること。		
3	IASCC	1-2	補足説明資料	炉内構造物	上部格子板	3.(1)	⑬	5	No.1の回答において、上部格子板グリッドプレートの運転開始後40年時点での中性子照射量の想定値は $2.33 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ とあるが、現在の上部格子板の中性子照射量を提示すること。		
4	IASCC	1-3	補足説明資料	炉内構造物	上部格子板	3.(1)	⑬	3-1	No.1の回答において、「応力」について、照射誘起型応力腐食割れ発生の因子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、自重等に起因する引張応力成分は小さい」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。		

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		評価書 ページ	質問事項	事業者回答	回答 終了日
						No.	⑬				
5	IASCC	2	補足説明資料	機械設備	制御棒	3.(1)	⑬	9, 10	5.2現状保全において、制御棒の取替、原子炉停止余裕検査及び制御棒駆動系機能検査を実施しているが、現状保全としてIASCCの発生・進展が確認できることを説明すること。	別冊（機械設備）1-16ページにて記載のとおり、制御棒については外観点検を実施することとしている。これに関し、定期検査毎に照射量の高いものを含む制御棒の外観点検を実施し、異常のないことを確認していることから、IASCCの発生の可能性は小さいと評価する。 なお、補足説明資料（照射誘起型応力腐食割れ）10ページに記載の現状保全である制御棒の取替、定期検査毎の停止余裕検査及び制御棒駆動系機能検査により、機能上の観点から健全性の確認は可能であると判断している。 また、当面の冷温停止維持状態においては、中性子照射をほとんど受けることはないため、IASCCの発生・進展の可能性はないと判断している。	10月26日

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	ページ	質問事項	事業者回答	回答終了日
1	2相ステンレス鋼の熱時効	1	補足説明資料	-	-	3.(1) ⑬	3	2相ステンレス鋼製機器の劣化評価について、2相ステンレス鋼を使用している部位を含む機器・構造物を網羅的に抽出していることを、スクリーニングフローを含めて示すこと	<p>熱時効の評価における2相ステンレス鋼を使用している部位の抽出については、「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」（以下、「実施基準」という。）を参考に、最高使用温度が250℃以上及びステンレス鋼の部材を有する機器を対象として、以下に示すフローに従って実施している。なお、フローにおける、き裂の原因となる経年劣化事象については、実施基準を参考にすると「低サイクル疲労割れ」「応力腐食割れ」が想定される。ただし、JSMエ事例規格「発電用原子力設備における「応力腐食割れ」発生抑制に対する考慮」（NC-CC-002）」より、ステンレス鋼については、フェライト量が高く「応力腐食割れ」の発生が抑制されることから、「低サイクル疲労割れ」をき裂の原因となる経年劣化事象として想定している。</p> <pre> graph TD     A[評価対象機器(部位) (ステンレス鋼で最高使用温度が250℃以上)] --&gt; B{使用温度が250℃以上}     B -- no --&gt; C[評価対象外]     B -- yes --&gt; D{き裂の原因となる 経年劣化事象が想定される}     D -- no --&gt; C     D -- yes --&gt; E[評価対象]     </pre> <p>※き裂の原因となる経年劣化事象については「低サイクル疲労割れ」を想定する。</p>	10月26日
2	2相ステンレス鋼の熱時効	1-1	補足説明資料	-	-	3.(1) ⑬	3	No.1の回答で示したフロー図を補足説明資料に追記すること。		
3	2相ステンレス鋼の熱時効	2	補足説明資料	-	-	3.(1) ⑬	4.5	抽出した機器の熱時効の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象等に分類(○、△、▲)し、併せて表に記載すること	抽出した機器の熱時効の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象等の分類を補足説明資料に記載した。(補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)4、5ページの表2)	10月26日
4	2相ステンレス鋼の熱時効	2-2	補足説明資料	-	-	3.(1) ⑬	4.5	経年劣化事象が抽出されていないものについても○と判定した理由を示すこと。		
5	2相ステンレス鋼の熱時効	3	補足説明資料	-	-	3.(1) ⑬	6	表3の発生応力の算出に用いた地震荷重の種類について記載すること	補足説明資料に地震荷重の種類を記載した。(補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)6ページの表3)	10月26日
6	2相ステンレス鋼の熱時効	4	補足説明資料	-	-	3.(1) ⑬	9	疲れ累積係数の評価結果を記載すること	補足説明資料(低サイクル疲労)において、代表機器の疲れ累積係数の評価結果を示している。 補足説明資料(低サイクル疲労)での弁の評価対象機器と、補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)での評価対象機器は異なっているものの、弁の疲れ累積係数の評価結果は補足説明資料(低サイクル疲労)での評価結果に代表されることから、熱時効の評価対象機器での疲れ累積係数はこの評価結果を下回るものとする。	10月26日
7	2相ステンレス鋼の熱時効	4-1	補足説明資料	-	-	3.(1) ⑬	9	No.4の回答について、代表機器より下回ることが予測される場合でも、熱時効の評価として疲れ累積係数を確認し、当該数値を示すこと。		



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	事業者回答	回答終了日
8	2相ステンレス鋼の熱時効	5	補足説明資料	弁	弁箱	3.(1)	⑬	16	断面積比及び断面係数比を示すこと。併せて発生応力の算出過程を示すこと	補足説明資料に断面積比、断面係数比及び発生応力の算出過程を追加した。(補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)別紙7)	10月26日
9	2相ステンレス鋼の熱時効	6	補足説明資料	弁	弁箱	3.(1)	⑬	17	図6のJmat=0の時の亀裂半長について説明すること	補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)17ページの図6のJmat=0の時のき裂半長については、評価時点(2021年7月30日)におけるき裂安定性評価用想定き裂のき裂半長であり、11.19mmとなる。(補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)15ページの表8のき裂安定性評価用想定き裂に記載したとおり。)なお、当該き裂半長の算出については、初期欠陥を想定し、プラント運転時に生じる応力サイクルによる進展を考慮している。(補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)の4.1.2(2)、(3)に記載したとおり。)	10月26日
10	2相ステンレス鋼の熱時効	7	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑬	別紙2	運転時間の算出過程を詳細に示すこと	補足説明資料に運転時間の算出過程を詳細に記載した。(補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)別紙2 2-2、2-3ページ)	10月26日
11	2相ステンレス鋼の熱時効	8	補足説明資料	-	-	3.(1)	⑬	別紙5	判定基準に用いた規格の発行年を記載すること		
12	2相ステンレス鋼の熱時効	9	別冊	ポンプ	原子炉再循環系ポンプ	3.(1)	⑩	3-6	引用している発電設備技術検査協会の報告書には「BWRの炉水温度(約280°C)における熱時効による材料への影響は大きくない」という記述はされていない。根拠となる文献を適切に引用すること	ご指摘のとおり、同報告書では、「BWRの炉水温度(約280°C)における熱時効による材料への影響は大きくない」といった直接的な記載はない。同報告書には、熱時効条件として熱時効温度290°Cでの試験を実施しており、4.2.2 2相ステンレス鋼熱時効試験にて「試験結果から熱時効温度290°Cでは破壊韧性値の低下はあまり認められない」とされている。この結果を踏まえると、BWRの炉水温度である約280°Cでは熱時効による材料への影響は大きくないと考えられるため、別冊(ポンプ)3-5ページにて「BWRの炉水温度(約280°C)における熱時効による材料への影響は大きくない」と記載しているものである。	10月26日
13	2相ステンレス鋼の熱時効	10	補足説明資料	弁	RHR炉水戻り止め弁	3.(1)	③	4	表2中のRHR 炉水戻り止め弁は弁の技術評価書P2-11にあるRHR炉水戻り弁のことが、あるいは別の弁か、説明すること	別冊(弁)の代表機器であるRHR 炉水戻り弁(E11-F015)と、補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)に記載しているRHR 炉水戻り止め弁(E11-F017)は、別の弁である。補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)では、最高使用温度が250°C以上であり、ステンレス鍍金を使用している弁としてRHR炉水戻り止め弁(E11-F017)を抽出している。一方、RHR 炉水戻り弁(E11-F015)は最高使用温度が250°C以上であるものの、ステンレス鍍金ではないため2相ステンレス鋼の熱時効の評価対象として抽出されない。	10月26日

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	事業者回答	回答終了日
1	絶縁低下	1	ケーブル	ケーブル	絶縁低下	(1) ⑦	2 2-26	表1記載の高圧、低圧、同軸ケーブル製造メーカーを示すこと。A、B、C、D社がどのメーカーかを示すこと	表1記載の高圧、低圧、同軸ケーブルの製造メーカーは以下のとおり。 (1)高圧ケーブル ①高圧難燃CVケーブル ██████████ (2)低圧ケーブル ①難燃PNケーブル ██████████ ②難燃CVケーブル ██████████ ③難燃VVケーブル ██████████ ④KGBケーブル ██████████ ⑤補償導線複合ケーブル ██████████ (3)同軸ケーブル 以下の①～⑥の製造メーカーは████████である。 ①難燃二重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン) ②難燃一重同軸ケーブル(ETFE樹脂、架橋ポリエチレン、難燃性架橋ポリエチレン) ③難燃一重同軸ケーブル(ETFE樹脂、架橋ポリエチレン、難燃性ビニル) ④難燃二重同軸ケーブル(ETFE樹脂、架橋ポリエチレン) ⑤難燃三重同軸ケーブル(ETFE樹脂、架橋ポリエチレン) ⑥難燃三重同軸ケーブル(ETFE樹脂、発泡架橋ポリエチレン) A,B,C,D社のメーカーは以下のとおり。 (1)難燃VVケーブル A社 ██████████ (2)難燃CVケーブル A社 ██████████ B社 ██████████ C社 ██████████ D社 ██████████	10月26日
2	絶縁低下	2	ケーブル	高圧ケーブル	絶縁低下	(1) ⑦	1-5	高圧ケーブルのこう長を示すこと。また、ジョイントの有無を示すこと		
3	絶縁低下	3	ケーブル	同軸ケーブル	絶縁低下	(1) ⑦	3-5～ 3-16	図2.1-2、2.1-3、2.3-2、2.3-3のケーブル図について、絶縁体が2種類のうちどちらの種類のもか示すこと	図2.1-2、2.1-3、2.3-2、2.3-3のケーブル図に絶縁体の種類を追記し、今後補正を行う。 (別冊(ケーブル)の3-5～3-18ページ) 絶縁体の種類を追記した図面については補足説明資料別紙2に明示した。 (補足説明資料 別紙2)	10月26日
4	絶縁低下	4	補足説明	共通	絶縁低下	(1) ⑬	1-2	添付1 表 代表機器の機器名、評価対象部位、保全項目、判定基準及び点検頻度について、判定基準の設定根拠、冷温停止時の点検頻度の設定の考え方を示すこと	判定基準値は以下の規格等に基づいて定めている。 ・日本電機工業会規格 JEM 1021 ・日本電線工業会 技術資料 高圧CVケーブルの保守・点検指針 ・電気学会技術報告(Ⅱ部)第182号 ・メーカー基準値 また、冷温停止時の点検頻度は、特別な保全計画に基づきプラント停止中に機能要求のある機器に対して、過去の運転実績等により健全性評価をした上で定めている。	10月26日
5	絶縁低下	5	計測制御装置	共通	絶縁低下	(1) ④	1-73	「表2.2.1(4/15)RHR 熱交換器室漏えい(雰囲気温度)に想定される経年劣化事象」等の信号変換処理部及び電源装置の定期取替品の電解コンデンサについて、取替頻度の考え方を示すこと 直流電源設備等、設備により頻度が異なる場合は、理由を示すこと	信号変換処理部及び電源装置の定期取替品の電解コンデンサは標準的な取替頻度(約5～15年)を踏まえ、この取替頻度を目安に、試験結果や測定結果等により取替時期を検討している。 なお、直流電源設備等についても考え方は同様である。	10月26日

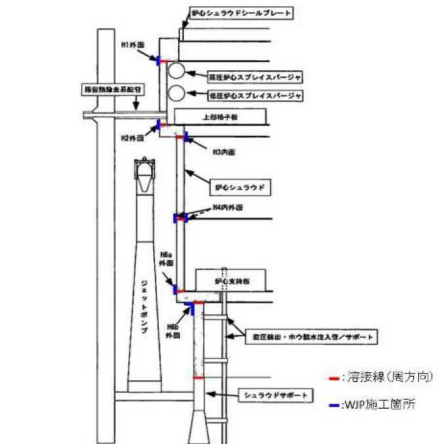
通し 番号	事象	No	評価書分類	構造分類	劣化要因	審査 ガイド 項目 No.	ページ	質問事項	事業者回答	回答 終了日
6	特性変化	6	直流電源設備	蓄電池	特性変化	(1) ⑫	7-18	極板の腐食[115V蓄電池]において、「代表機器同様、極板は、長期間の使用に伴い腐食し、蓄電池の容量を低下させる可能性があるが、電解液液位及び電解液比重が維持されていることから、極板に腐食が発生する可能性は小さい。また、点検時に浮動充電電流測定、蓄電池容量測定及び電解液比重測定を行っており、これまで有意な腐食は確認されていない。今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い」としている。蓄電池の交換は不要とも捉えられるが、230V蓄電池も含め、交換に関する考え方を示すこと	115V蓄電池及び230V蓄電池はメーカー交換推奨時期(15年)を踏まえ、この推奨時期を目安に交換を検討することとしている。 また、点検時に異常な兆候が確認された場合は当該の蓄電池単体の交換を行うこととしている。	10月26日
7	絶縁低下	7	補足説明	-	絶縁低下	(1) ⑬	別紙1 1-1	2. 代表機器の保全実績について、代表機器以外の補修・取替の頻度が高いものがあれば示すこと		

北陸電力株式会社 志賀原子力発電所1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	事業者回答	回答終了日
1	コンクリート&鉄骨	1	本冊 補足説明資料	コンクリート	共通	3.(1)	⑩	P21 P12	本冊5.2.2(2)の要領に基づき、コンクリート構造物の強度低下に対する経年劣化要因は補足説明資料P12表4に記載された7項目(熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応、機械振動、凍結融解)となっている。経年劣化メカニズムまとめ表には化学的浸食、酸性雨等による強度低下も記載されているが、それらが経年劣化要因から外れた経緯を補足説明資料に示すこと		
2	コンクリート&鉄骨	2	技術評価書	コンクリート	共通	3.(1)	⑦	P1-12	技術評価書P1-12表2.1-1にコンクリート構造物及び鉄骨構造物における使用材料の代表例と記載されているが、「代表例」の対象構造物を示すこと	技術評価書1-12ページ表2.1-1に記載した使用材料の代表例の対象は対象構造物全般であり、具体的な対象構造物については、技術評価書1-4ページ 表1-2 対象構造物に示している。	10月26日
3	コンクリート&鉄骨	3	技術評価書 補足説明資料	コンクリート	熱	3.(1)	⑬	P1-22 P19	熱による強度低下について、技術評価書P1-22に記載された定期的な目視点検の結果(補修の有無を含む)が熱に起因するものか関係性(可能性)を整理し補足説明資料に示すこと		
4	コンクリート&鉄骨	4	技術評価書 補足説明資料	コンクリート	放射線照射	3.(1)	⑬	P1-24 P20	放射線照射による強度低下について、技術評価書P1-24に記載された定期的な目視点検の結果(補修の有無を含む)が放射線照射に起因するものか関係性(可能性)を整理し補足説明資料に示すこと		
5	コンクリート&鉄骨	5	補足説明資料	コンクリート	中性化	3.(1)	⑨	P22	補足説明資料P22の4.1.3(1)①において、屋内の評価対象部位及び評価点は仕上げ材の有無を基に選定することとしているが、仕上げ材のない部位を示すこと	補足説明資料6-2～6-17ページに記載している図1～図16の測定位置図に仕上げ材の有無について記載を追記した。 また、仕上げ材の有無についての記載の追記に合わせて、補足説明資料6-1ページの記載について統一化を図った。 (補足説明資料6-1～6-17ページ)	10月26日
6	コンクリート&鉄骨	6	補足説明資料	コンクリート	中性化	3.(1)	⑫	P24	補足説明資料P24表11に記載された中性化深さ実測値の測定結果について、平均値の元となるデータを示すこと	中性化深さの評価については、平均値を使用せず、採取したコア供試体のうち最も中性化深さが大きいコア供試体の実測値を使用している。 また、各コア供試体の実測値を補足説明資料6-20ページ表3及び表4に追記した。 (補足説明資料6-20ページ)	10月26日
7	コンクリート&鉄骨	7	補足説明資料	コンクリート	中性化	3.(1)	⑫	P6-19 ～20	補足説明資料P6-20表3について、コンクリートの中性化深さ実測値(屋内)の対象構造物における仕上げ有無を示すこと	補足説明資料6-20ページ表3及び表4に仕上げ有無を追記した。 (補足説明資料6-20ページ)	10月26日
8	コンクリート&鉄骨	8	補足説明資料	コンクリート	塩分浸透	3.(1)	⑫	P25	補足説明資料P25表12に記載された塩分浸透の測定結果について、平均値の元となるデータを示すこと		
9	コンクリート&鉄骨	9	補足説明資料	コンクリート	塩分浸透	3.(1)	⑫	P8-1	補足説明資料P8-1図1の取水構造物の塩分浸透における評価点について、T.P.高さを示すこと。	補足説明資料8-1ページ図1に評価点のT.P.高さを追記した。 (補足説明資料8-1ページ)	10月26日
10	コンクリート&鉄骨	10	補足説明資料	コンクリート	塩分浸透	3.(1)	⑫	P9-4～ 7	補足説明資料別紙9図1～8の拡散方程式の回帰分析結果の算出において、初期塩化物イオン濃度をどのように扱ったのか、その検討過程を示すこと		
11	コンクリート&鉄骨	11	補足説明資料	コンクリート	塩分浸透	3.(1)	⑫	P9-4～ 7	補足説明資料別紙9図1～8の拡散方程式の回帰分析結果について、平均値の元となるデータを使用した場合の結果を示すこと		
12	コンクリート&鉄骨	12	補足説明資料	コンクリート	塩分浸透	3.(1)	⑫	P9-8～ 9	補足説明資料別紙9表2～3の調査時点、運転開始後40年時点及びコンクリートにひび割れが発生する時点の前後5年の鉄筋の腐食減量について、平均値の元となるデータを使用した場合の結果を示すこと		
13	コンクリート&鉄骨	13	補足説明資料	コンクリート	アルカリ骨材反応	3.(1)	⑫	P16	補足説明資料P16表9ではモルタルバー法によるアルカリ骨材反応に関する試験結果の対象構造物が明記されていない。P18表10でアルカリ骨材反応の対象となった対象構造物のうち、どれがP16表9のモルタルバー法を実施した対象なのかを示すこと	コンクリート構造物全般がモルタルバー法の試験対象であることを補足説明資料16ページ表9に追記した。 (補足説明資料16ページ)	10月26日
14	コンクリート&鉄骨	13-1	補足説明資料	コンクリート	アルカリ骨材反応	3.(1)	⑫	P16	No.13の回答について、モルタルバー法(JIS A 1146)では、材齢26週後に0.100%未満の場合は無害としている。志賀1号機では0.100%以下を無害としているため、その規格名を追記すること		

北陸電力株式会社 志賀原子力発電所1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	事業者回答	回答 終了日
15	コンクリート&鉄骨	14	本冊 補足説明資料	鉄骨構造物	共通	3.(1)	⑩	P21 P13	本冊5.2.2(2)の要領に基づき、鉄骨構造物の強度低下に対する経年劣化要因は補足説明資料P13表5に記載された2項目(腐食、風等による疲労)となっている。経年劣化メカニズムまとめ表には化学的浸食、酸性雨等による強度低下も記載されているが、それらが経年劣化要因から外れた経緯を補足説明資料に示すこと		
16	コンクリート&鉄骨	15	補足説明資料	コンクリート	中性化	3.(1)	①	P22	②屋外4行目:「軽油タンク基礎の基礎版」の部分について、「基礎盤」の記載も考えられるので、確認すること。同じ行で、連絡ダクトの上版についても、「上盤」、「上板」の記載も考えられるので、確認すること	志賀原子力発電所1号機 工事計画認可申請書において、別構造物である「原子炉建屋～排気筒連絡ダクト」の水平部材を「頂版」及び「底版」と表記していることを踏まえ、それぞれ「軽油タンク基礎 基礎版」、「原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクト 上版」と表記する方針とした。	10月26日
17	コンクリート&鉄骨	16	補足説明資料	コンクリート	中性化	3.(1)	⑩	P6-19	補足説明資料P6-19について、中性化深さの測定方法を記載すること	補足説明資料6-19ページにコンクリートコアを「JIS A 1107:2012コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法」に基づき採取し、中性化深さを「JIS A 1152:2018 コンクリートの中性化深さの測定方法」に基づき測定した旨を追記した。 (補足説明資料6-19ページ)	10月26日

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	事業者回答	回答終了日
1	その他 SCC	1	別冊	配管	ステンレス鋼配管	3.(1) ⑬		1-17	原子炉冷却材再循環系配管における応力腐食割れ対策の実施状況を示すこと。		
2	その他 SCC	2	別冊	配管	ステンレス鋼配管	3.(1) ⑬		1-17	(狭開先、水冷溶接工法〔HSW〕及び高周波誘導加熱応力改善工法〔IHSI〕)を実施しているとあるが、1接手に2種類の対策を実施しているのか。	これまで、1継手に対して1種類の応力腐食割れ対策を実施しており、2種類の応力腐食割れ対策を実施している継手はない。 具体的には、別冊(配管)に記載のとおり、原子炉冷却材再循環系のステンレス鋼配管について、第8回定期検査時の超音波探傷試験において、継手に応力腐食割れによるひび割れが確認され、配管の取替を行った際の溶接継手については、狭開先形状及び水冷溶接工法による応力腐食割れ対策を実施している。 その後、これまでに応力腐食割れ対策を実施していない原子炉冷却材再循環系のステンレス鋼配管について、第13回定期検査時に高周波誘導加熱応力改善工法による応力腐食割れ対策を実施している。	10月26日
3	その他 SCC	3	別冊	配管	ステンレス鋼配管	3.(1) ⑬		1-17	第13回定期検査時(2011年度～)の超音波探傷試験において、継手に応力腐食割れによるひび割れが確認されているが、当該継手部について、取替の計画及び狭開先、水冷溶接工法による応力腐食割れ対策の実施を予定している。とあるが、今後の応力腐食割れ対策の実施計画を示すこと。	第13回定期検査時の超音波探傷試験において、応力腐食割れによるひび割れが確認された継手については、今定期検査期間中に、以下の応力腐食割れ対策を実施することを定めている。 【対策】 ひび割れが認められた溶接継手を含む範囲の配管を部分的に取替える。この配管取替に伴い施工する溶接継手については、従来から実施している応力腐食割れ対策である低炭素ステンレス鋼の採用に加えて、狭開先形状、水冷溶接工法の採用、表面硬化層の除去を実施する。	10月26日
4	その他 SCC	4	別冊	炉内構造物	シュラウド	3.(1) ⑬		1-36	炉心シュラウドについては、第8回定期検査時(2003年度)に、他プラントの知見を反映し、周方向溶接線(H1 H2 H3 H4 H6a H6b)に対して、ウォータージェットピーニング法により溶接残留応力を圧縮側に改善している。炉心シュラウドの溶接線とウォータージェットピーニングを実施した箇所を図にて示すこと。	炉心シュラウドの溶接線及びウォータージェットピーニング施工箇所を示した図は以下のとおり。 	10月26日

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	ページ	質問事項	事業者回答	回答終了日
5	その他 SCC	5	別冊	炉内構造物	シュラウド	3.(1) ⑬	-	島根2号炉シュラウドサポートのマンホールカバーで発生したSCCに対する水平展開の結果を示すこと。	島根2号炉のマンホールカバー(アクセスホールカバー)で発生したSCCへの志賀1号炉での水平展開の結果は以下のとおり。 ・当該事象はアクセスホールカバー取付溶接部において「取付溶接部近傍の硬化(材料因子)」、「クレビス部内の水質悪化(環境因子)」、「取付溶接部近傍の引張残留応力(応力因子)」の重畳により応力腐食割れが発生したものと推定されている。 ・志賀1号炉については、建設時、モックアップで完全溶け込みとなることを確認した溶接施工法でアクセスホールカバー取付部の溶接を実施しているため、溶接部位にクレビス(隙間)が存在せず、「クレビス部内の水質悪化」は発生しない。 ・以上より、上記3つの要因の重畳による応力腐食割れは発生しないと判断する。	10月26日
6	その他 SCC	6	別冊	ポンプ	シール水クーラ	3.(1) ⑬	1-31	SUS316LTBは耐応力腐食割れ性に優れた材料であり、応力腐食割れ(粒界型応力腐食割れ)の発生する可能性は小さい。とする根拠を示すこと。	左記の根拠として、JSME事例規格「発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮」(NC-CC-002)」にて以下の内容が定められており、SUS316LTBは耐粒界型応力腐食割れ(IGSCC)性の高い材料であることから、IGSCCの発生する可能性は小さいと判断している。 ・SCC発生抑制への対応のうち材料の因子については、使用環境におけるSCC発生可能性の高い材料の選定を避けることが重要である。(XX-2200) ・この具体的な対応策として、オーステナイト系ステンレス鋼に関し、316L材のような低炭素鋼オーステナイト系ステンレス鋼(C≤0.020wt%)はBWR炉水環境下における耐IGSCC性が高いと報告されており、IGSCC発生可能性が高い100℃以上の環境では、このような耐IGSCC性の高い材料の選定が好ましいとされている。 この316L材にはSUS316LTBが対象となっている。(XX-2211.1, 付録1)	10月26日
7	その他 SCC	7	補足説明資料 共通事項	-	-	3.(1) ⑬	1-116	「当面の冷温停止維持状態においては環境条件として基準としている100℃を超える環境とはならないため」を理由とした機器・部位の例に挙げたものと挙げなかったものの違いを説明すること。	「当面の冷温停止維持状態においては環境条件として基準としている100℃を超える環境とはならないため」を理由として△①に挙げた機器・部位は、他の理由(応力腐食割れ対策を実施しているため、小口径配管は溶接残留応力が小さいため等)の理由に当てはまらない機器・部位を記載している。 「当面の冷温停止維持状態においては環境条件として基準としている100℃を超える環境とはならないため」を理由として△①に挙げなかった機器・部位は、本理由と他の理由の両方に当てはまることから、他の理由のみを記載している。	10月26日
8	その他 高サイクル疲労	8	-	-	-	3.(1) ⑬	-	浜岡5号で発生した非常用DGのベローズ破損対策の水平展開状況を示すこと。	2018年6月に浜岡5号機で発生した非常用ディーゼル発電機での排気管伸縮継手の破損事象に対する志賀1号炉での水平展開の状況は以下のとおり。 ・志賀1号炉の非常用ディーゼル発電機の排気管伸縮継手についても、浜岡5号機での排気管伸縮継手と基本的な構造は同じであり、また、定期検査毎に取外し、再取付を行っていることから、同事象の発生原因となった打痕発生の可能性は否定できない。 ・このため、志賀1号炉の非常用ディーゼル発電機の点検時に使用する点検標準要領書に、排気管伸縮継手取扱い手順として打痕発生防止用の養生設置、排気管伸縮継手の落下防止対策、取り付け後の外観点検の方法及び判定基準を追加するとともに、排気管伸縮継手取付後に当社社員が外観目視点検を実施することを追加した。 ・これに加えて、偶発事象により排気管伸縮継手が破損した場合に、非常用ディーゼル発電機の早期復旧を図るため、排気管伸縮継手の予備品を設置した。	10月26日

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	事業者回答	回答終了日
9	その他 全面腐食	9	別冊	ケーブル	ケーブルトレイ、 電線管	3.(1)	⑬	4-9	a. 電線管の内面からの腐食ではまた、電線管内面へ水気が浸入しやすい屋外においては、布設施工時、電線管接続部について防水処理を施し、必要に応じて補修塗装等を行うこととしている。と記載されている。必要に応じては日常劣化管理の結果で、△にならない理由を示すこと。	電線管内面の腐食は溶融亜鉛メッキが施されていることで、腐食の進展が極めて小さい環境であることを根拠に評価しているため、△事象ではなく▲事象として整理している。 なお、「必要に応じて補修塗装等を行うこと」については、電線管接続部に対する記載であり、電線管内面の腐食に対しては補修塗装等(日常劣化管理)はしていない。	10月26日
10	その他 高サイクル熱疲労	10	別冊	配管	ステンレス鋼配管 炭素鋼配管	3.(1)	⑬	1-20 2-39	「高サイクル熱疲労割れについては、原子安全・保安院指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」(平成17・12・22 原院第6号)に基づき、評価を行っており、問題ないことを確認している。」と記載されている。当時の評価結果を示すこと。		
11	その他	11	補足説明資料 共通事項	-	-	3.(1)	⑬	1-2~ 1-103	必要に応じて取替又は補修を行うこととしている劣化事象に△①と△②の記載がある。違いを説明すること。	△①は「現在発生しておらず今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの」、△②は「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの」と整理している。 △①、△②は共に、必要などときには取替又は補修を行うことを想定して記載しており、違いはない。	10月26日
12	その他 熱疲労	12	-	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑬	-	給水ノズルサーマルスリーブの熱疲労対策について示すこと。		
13	その他 熱疲労	13	-	容器	原子炉圧力容器	3.(1)	⑬	-	出入口管台のクラッド等の熱疲労対策について示すこと。		



北陸電力株式会社 志賀原子力発電所1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	事業者回答	回答 終了日
1	耐震	1	冷温停止 概要版	耐震	共通	3.(1)	㊹-1	21	耐震安全性評価に用いる地震力に耐震バックチェックの弾性設計用地震動Sdを用いているが、その設定根拠を説明すること。	(No.4にて回答)	10月26日
2	耐震	2	冷温停止 概要版	耐震	共通	3.(1)	㊹-1	22	流れ加速型腐食において、炭素鋼配管を評価対象としない理由を説明すること。		
3	耐震	3	冷温停止 概要版	耐震	共通	3.(1)	㊹-1	23	低サイクル疲労の耐震安全性評価において、運転実績に基づく疲れ累積係数が最大の場合と地震動による疲れ累積係数が最大の場合のそれぞれを説明すること。		
4	耐震	4	冷温停止 別冊	耐震	共通	3.(1)	㊹-1	5	Sdの設定根拠(※の報告書(平成22年4月22日)の該当記載部分と原子力保安院の確認結果)について提示すること。Sdと基準地震動S1の比較(スペクトル図等)を提示すること。(No.11に対応)	耐震バックチェック時の経緯、Sdの設定根拠、及びSdと基準地震動S1のスペクトルの比較を耐震補足説明資料の別紙13に追加した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙13)	10月26日
5	耐震	5	冷温停止 別冊	耐震	共通	3.(1)	㊸-1	12	表4(3/10)の原子炉圧力容器の粒界型応力腐食割れに対する事象区分とその判断理由を具体的に提示すること。		
6	耐震	6	冷温停止 別冊	耐震	共通	3.(1)	㊸-1	12	表4(3/10)のステンレス鋼配管の粒界型応力腐食割れに対する事象区分を■とする判断理由を具体的に提示すること。		
7	耐震	7	冷温停止 別冊	耐震	共通	3.(1)	㊸-1	15	表4(6/10)の炉内構造物の粒界型応力腐食割れに対する事象区分とその判断理由を具体的に提示すること。		
8	耐震	8	冷温停止 別冊	耐震	容器	3.(1)	㊹-1	3.4-1	冷温停止状態評価でのバウンダリ機能維持要求に係る伸縮継手(ヘローズ)の扱いを提示すること。		
9	耐震	9	冷温停止 別冊	耐震	容器	3.(1)	㊹-1	3.4-25	ヘント管ヘローズの疲労解析結果の具体的内容について提示すること。		
10	耐震	10	冷温停止 別冊	耐震	炉内構造物	3.(1)	㊹-1	3.7-12	炉心シャウト及びシユラウドサポートの疲労解析結果の具体的内容(ひび割れに関する最新の検査結果の考慮を含む)について提示すること。		
11	耐震	11	冷温停止 別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	①	—	目次に3.3項と3.4項の記載が欠けているため、追記すること。	補足説明資料(耐震安全性評価)の目次に、3.3項、3.4項及び3.5項を追記した。	10月26日
12	耐震	12	冷温停止 別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊹-1	別紙2	原子炉格納容器内外の炭素鋼配管のアイソメ図等を用いて、評価対象の設定方法(減肉前後の配管肉厚、長さの想定値と実際の測定結果との比較)を提示すること。		
13	耐震	13	冷温停止 別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊹-1	別紙2	減肉前後の構造・強度上の影響の評価内容を提示すること。(No.2に対応)		
14	耐震	14	冷温停止 別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊹-1	別紙5	能登半島地震での観測地震動と地震スクラム設定レベルとの関係を提示すること。	能登半島地震時の基礎版上での観測記録とスクラム設定値の関係を耐震補足説明資料の別紙5に追加した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙5)	10月26日

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	事業者回答	回答終了日
15	耐震	14-1	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙5	No.14の回答について、基礎版上での観測記録とスクラム設定値の関係において、方向の区別(水平方向か鉛直方向)を明記すること。		
16	耐震	15	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙6	表6-8の通常運転時と地震動による疲れ累積係数(0.8433と0.0372)について、各々の最大値が生ずる評価点での値に分けて提示すること。(No.31に対応)		
17	耐震	16	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙6	表6-8の「通常運転時」は耐震安全性評価書の表3.5-11で「運転実績回数に基づく」とあるので用語を統一すること。	補足説明資料(耐震安全性評価)別紙6表6-9に関するご指摘と考え、本文及び別紙6における「通常運転時の」等の記載を「運転実績回数に基づく」に統一した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)14ページ、別紙6)	10月26日
18	耐震	17	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙7	原子炉圧力容器の胴の中性子照射脆化に対する評価について、炉心臨界時でなく冷温停止の維持状態での線形破壊力学に基づく評価(破壊靱性値と地震力による応力拡大係数の関係の図示を含む)の具体的内容について提示すること。		
19	耐震	18	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙10添付3	ボルトの断面積の算出区分(谷径)、Ss地震荷重に対する許容応力状態の区分(III <sub>s</sub> )、許容応力(引張)でF/2を適用する根拠をJSME設計・建設規格、JEAG4601の関連項目とともに提示すること。		
20	耐震	19	冷温停止別冊	共通事項	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙1	RHR熱交換器出口配管の高温水合流部の高サイクル熱疲労割れの耐震上の扱いを提示すること。		
21	耐震	20	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙9	流れ加速腐食(FAC)評価で使用した伝熱管の減肉■想定が、周軸方向一様減肉を想定したものと否か説明すること。また、運転開始後40年時点の減肉量の観点で説明すること。	補足説明資料(耐震安全性評価)別紙9 9-2ページの表9-1のとおり、原子炉補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器での流れ加速型腐食に関する耐震安全性評価においては、伝熱管内面の周軸方向一様に■減肉した状態を想定した評価を実施している。 この■減肉した状態を評価条件とした理由は、伝熱管に関する減肉量の管理基準である■から設定したものであり、現状保全により周軸方向一様に■減肉する前に取替等を実施することから、40年時点において■減肉を想定した評価条件とすることは妥当と考える。	10月26日
22	耐震	21	冷温停止別冊	耐震	技術評価書補足説明資料	3.(1)	㊟-1	P3.1-8別紙4	別冊3.1.7頁ポンプケーシングの熱時効について、当該部位に亀裂がないことを確認しているとして、耐震安全性評価の対象としない事象■に分類しているが、技術評価の補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)では初期欠陥を想定し、地震力も考慮して健全性評価を実施している。技術評価と評価が異なる理由を提示すること。		