

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。	原子炉冷却材再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。	同評価においては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版[2007年追補版])のうち「PPB-3111 応力の制限」に従っており、繰り返し荷重が「PVB-3140 疲労解析不要の条件」の規定に適合するため、疲労評価が不要であることから、「-」としている。	12月21日
	低サイクル疲労	1-3	補足説明資料	ポンプ	再循環ポンプ	3.(1)	⑩	13	No.1-1の回答の内容を補足説明資料に記載すること。		
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直しである。(その他の経年化事象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

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.	ページ	質問事項	事業者回答	回答 終了日
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
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。	10月26日
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。	補足説明資料(低サイクル疲労)にNo.6の回答の内容を追記した。 (補足説明資料(低サイクル疲労)11ページの表5、13ページの表7、別紙4 4-5ページ)	12月21日
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

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)	⑩-1	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)	⑩-1	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。	耐震安全性評価における炭素鋼配管での流れ加速型腐食について、耐震安全性評価上考慮する必要があるかの評価を以下のとおり実施し、その影響は軽微であり、耐震安全性上考慮する必要はないと判断した。なお、減肉を考慮した耐震安全性評価について構造・強度の評価も実施し、問題がないことを確認している。(コメントNo.13参照) 【評価の内容】 PLM評価対象となる減肉管理対象箇所について、劣化メカニズム整理表の分類毎に残期間が最も短い部位を含むモデル(主蒸気系及び給水系)を抽出し、各部位の測定実績等に基づく減肉率を付与し、評価時点(40年時点)の肉厚を算出した。 算出した肉厚と減肉前の肉厚のそれぞれで固有周期の解析を実施した結果、減肉前後で固有周期が0.001(秒)長くなる程度の変化であり、減肉前後で耐震安全性に対する優位な変化がないことを確認した。 このため、炭素鋼配管での流れ加速型腐食による影響は軽微であり、耐震安全性上考慮する必要はないと判断した。	12月21日
3	耐震	3	冷温停止概要版	耐震	共通	3.(1)	⑩-1	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。	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について、概要説明資料及び補足説明資料(耐震安全性評価)に記載した。 (概要説明資料 23ページ、補足説明資料(耐震安全性評価)別紙6 6-10ページ)	12月21日
4	耐震	4	冷温停止別冊	耐震	共通	3.(1)	⑩-1	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

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
5	耐震	5	冷温停止別冊	耐震	共通	3.(1)	⑩-1	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。	<p>原子炉圧力容器のステンレス鋼又は高ニッケル合金使用部位における粒界型応力腐食割れについては、以下の理由により、別冊(耐震安全性評価)3ページ表1の内、「日常劣化管理事象であるが、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」と判断し、別冊(耐震安全性評価)12ページの表4(3/10)に抽出していない。</p> <p>・原子炉圧力容器に使用しているSUS316(NG)及びNCF600は、JSME事例規格「発電用原子炉設備における「応力腐食割れ発生」の抑制に対する考慮」(NG-CC-002)」で示されている耐粒界型応力腐食割れ性の高い材料である。</p> <p>・原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその付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の制定について」(平成26年8月6日 原規技発第1408063号)に規定されている応力腐食割れの発生を考慮すべき再循環水出口ノズルセーフエンド、再循環水入口ノズルセーフエンド、ジェットポンプ計装ノズル貫通部シールについては、第13回定期検査時(2013年度)に高周波誘導加熱により溶接残留応力を圧縮側に改善しており、その際に実施した超音波探傷試験の結果、有意な指示は確認されていないことから、き裂は生じていない。</p> <p>なお、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版) JSME S NA1-2008」に基づき原子炉圧力容器圧力保持範囲については、定期事業者検査毎に漏えい試験を実施し、健全性を確認している。</p> <p>・粒界型応力腐食割れは、引張応力、材料の感受性、腐食環境の三因子が同時に存在する条件下で発生するが、冷温停止維持状態では100℃を超える環境とはならないことから、評価期間における粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性はない。</p>	12月21日
6	耐震	5-1	冷温停止別冊	耐震	共通	3.(1)	⑩-1	12	No.5の回答について、補足説明資料(共通事項)の別紙1の表1-1,2中に当該記載を追記すること。		
7	耐震	6	冷温停止別冊	耐震	共通	3.(1)	⑩-1	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。	<p>原子炉冷却材再循環系配管の粒界型応力腐食割れは、以下の理由により、別冊(耐震安全性評価)3ページ表1の内、「日常劣化管理事象であり、現在発生しているか、又は将来にわたって起こるが否定できないが、機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が「軽微若しくは無視」できるもの」と判断した。</p> <p>・原子炉冷却材再循環系配管については、第13回定期検査時(2013年度)に高周波誘導加熱による配管応力改善工事に伴って実施した超音波探傷試験により、一部の溶接継手において粒界型応力腐食割れによるき裂を確認している。</p> <p>・この粒界型応力腐食割れに対し、基準地震動<math>S_e</math>を考慮したき裂の進展・破壊評価を実施したところ、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は運転時間で32年度である評価している。また、今後は、原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその付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の制定について」(平成26年8月6日 原規技発第1408063号)に則り、配管を取替えるまでの間、継続試験並びに健全性評価を行うことから耐震安全性に影響を与えるものではない。</p> <p>詳細は補足説明資料(耐震安全性評価)別紙11のとおり。</p>	12月21日

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		ページ	質問事項	事業者回答	回答 終了日
						3.(1)	No.				
8	耐震	7	冷温停止 別冊	耐震	共通	3.(1)	⑱-1	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。	炉内構造物のステンレス鋼又は高ニッケル合金使用部位における粒界型応力腐食割れについては、以下の理由により、別冊(耐震安全性評価)3ページ表1の内「日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生しておらず、今後も反省の可能性がないもの、又は小さいもの」と判断し、別冊(耐震安全性評価)15ページの表4(6/10)に抽出していない。  ・炉内構造物に使用しているSUS316(NG)、SUS316L及びNCF600は、JSME事例規格「発電用原子力設備における「応力腐食割れの発生」の抑制に対する考慮」(NG-CC-002)」で示されている耐粒界型応力腐食割れ性の高い材料である。  ・原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその付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の制定について」(平成26年8月6日 原規技発第1408063号)に規定されている応力腐食割れの発生を考慮すべきシュラウドは、第8回定期検査時(2003年度)に実施したウォータージェットピーニングにより溶接残留応力を圧縮側に改善しており、その際実施した目視点検の結果、異常は確認されていない。  ・粒界型応力腐食割れは、引張応力、材料の感受性、腐食環境の三因子が同時に存在する条件下で発生するが、冷温停止維持状態では100℃を超える環境とはならないことから、評価期間における粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性はない。	12月21日
9	耐震	7-1	冷温停止 別冊	耐震	共通	3.(1)	⑱-1	15	No.7の回答について、補足説明資料(共通事項)の別紙1の表1-1.2中に当該記載を追記すること。		
10	耐震	8	冷温停止 別冊	耐震	容器	3.(1)	⑳-1	3.4-1	冷温停止状態評価でのハウダリ機能維持要求に係る伸縮継手(ベローズ)の扱いを提示すること。	伸縮継手(ベローズ)は、別冊(容器)において、原子炉格納容器の機械ベネトレーションの配管貫通部を含めて冷温停止維持状態でのハウダリ機能維持要求に対して評価を行っている。  詳細は別冊(容器)3.2機械ベネトレーション 3.2-9ページの図1-1等のとおり。	12月21日
11	耐震	9	冷温停止 別冊	耐震	容器	3.(1)	⑳-1	3.4-25	ベント管ベ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。	ベント管ベローズの疲労解析結果を補足説明資料(耐震安全性評価)に記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙14)	12月21日
12	耐震	10	冷温停止 別冊	耐震	炉内構造物	3.(1)	⑳-1	3.7-12	炉心シュラウド及びシュ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。		
13	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
14	耐震	12	冷温停止 別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	⑳-1	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。	炭素鋼配管の腐食に対する耐震安全性評価に関し、評価対象の設定方法を補足説明資料(耐震安全性評価)に記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2 添付-3、4、5)	12月21日
15	耐震	12-1	冷温停止 別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	⑳-1	別紙2	No.12の回答について、表2-1の評価対象ラインとして格納容器外のラインを選定しない理由を提示すること(先行BWRプラントでFAC-1とFAC-Sの混在評価例あり)。添付-3の想定肉厚の配管長手方向範囲(添付-1.2図中太線部)の設定方法を提示すること。		
16	耐震	13	冷温停止 別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	⑳-1	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)	構造・強度上の影響の評価内容を補足説明資料(耐震安全性評価)に記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2 2-2.2-3ページ)	12月21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
17	耐震	13-1	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙2	No.13の回答について、表2-3の評価結果の応力比最大値とその評価点をアイソメ図上に示すこと(例えば、柏崎・刈羽-2号炉の補足説明資料別紙-6参照)。疲れ累積係数(基準地震動 $S_s$ )の算出に用いる地震動の等価繰り返し回数を提示すること。想定肉厚を必要最小肉厚(耐圧上あるいは耐震上)とした評価結果があれば提示すること。		
18	耐震	14	冷温停止別冊	耐震	補足説明資料	3.(1)	㊟-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
19	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。	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、水平及び鉛直方向の区別を補足説明資料(耐震安全性評価)別紙5表5-1にて明確にした。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙5)	12月21日
20	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)	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について、概要説明資料及び補足説明資料(耐震安全性評価)に記載した。 (概要説明資料 23ページ、補足説明資料(耐震安全性評価)別紙6 6-10ページ)	12月21日
21	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
22	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。		
23	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)、 $S_s$ 地震荷重に対する許容応力状態の区分(Ⅲ <sub>A</sub> S)、許容応力(引張)でF/2を適用する根拠をJSME設計・建設規格、JEA4601の関連項目とともに提示すること。	[ボルトの断面積の算出区分(谷径)] ボルトの評価は設計・建設規格(2005年版[2007年追補版])に基づき実施しており、同規格の「SSB-3130 ボルト材の許容応力」では呼び径断面に生じる応力に対して許容応力を定めている。一方、発生応力についてはより保守的な評価となるよう、発生応力が大きく算出される谷径における断面積を用いて評価を実施している。  [ $S_s$ 地震荷重に対する許容応力状態の区分(ⅢA)] $S_s$ 地震荷重に対する許容応力状態は、JEA4601・補-1984 許容応力編の1.3項表1に基づくⅢ <sub>A</sub> S、Ⅳ <sub>A</sub> Sが考えられるものの、Ⅳ <sub>A</sub> SIに比べⅢ <sub>A</sub> Sでの許容応力の方が小さくなることから、許容応力は保守的に許容応力状態Ⅲ <sub>A</sub> Sで評価している。(Ⅲ <sub>A</sub> Sでは $S_y$ と $0.7S_u$ の小さい方、Ⅳ <sub>A</sub> Sでは $1.2S_y$ と $0.7S_u$ の小さい方が許容応力となる。)  [許容応力(引張)] 許容応力(引張)は、設計・建設規格(2005年版[2007年追補版])「SSB-3130 ボルト材の許容応力」に基づき評価を実施していることから、「F/2」を適用している。なお、設計・建設規格(2012年版)では許容応力(引張)はF/1.5を用いて評価するよう定められている。	12月21日

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		ページ	質問事項	事業者回答	回答 終了日
						No.					
24	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。	<p>残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(高温水合流部)の高サイクル疲労熱疲労割れについては、別冊(配管)2-39ページにて記載のとおり、原子力安全・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院第6号)に基づき、評価を行い、問題がないことを確認していることから、日常劣化管理事象以外と整理し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断している。</p> <p>そのため、残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(高温水合流部)の高サイクル熱疲労割れについては、別冊(耐震安全性評価)3ページ表1の内「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象であり、日常劣化管理事象以外であるもの、あるいは日常劣化管理事象であるが、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」として耐震安全上考慮すべき劣化事象ではないと整理している。</p> <p>なお、原子力安全・保安院指示文書に基づく報告書記載内容の概要を補足説明資料(低サイクル疲労)別紙2に纏めている。</p>	12月21日
25	耐震	19-1	冷温停止 別冊	共通事項	補足説明資料	3.(1)	㊟-1	別紙1	No.19の回答について、補足説明資料(共通事項)の別紙1の表1-1.2中に当該記載を追記すること。		
26	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。	<p>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炉心スプレイタ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。</p> <p>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は妥当と考える。</p>	10月26日
27	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。	<p>別冊(耐震安全性評価)においては、経年劣化事象が機器の振動応答特性上又は構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを分類し、影響が「軽微もしくは無視」できる事象は耐震安全性評価の対象外と整理している。ポンプケーシングの熱時効については、これまでの点検においてき裂がないことを確認していることから、熱時効が問題となる可能性は低く、耐震安全性への影響は軽微であると判断し、耐震安全性評価の対象としない事象■に分類し、記載している。</p> <p>ただし、補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)では、念のため、評価条件が厳しい機器において初期欠陥を想定した条件であっても健全性に問題がないことを確認するために評価を実施したものである。</p>	12月21日
28	耐震	21-1	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	No.21の回答について、念のためあれ、地震力を考慮してポンプケーシングの熱時効を評価しているのであれば、耐震安全性評価の関連箇所(例えば、別冊3.1.7頁、補足説明資料表2)に該当事項を記載すること。		