

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(概要説明)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	8月3日	概要説明資料	2	原子炉設置許可等の項目について、年月の記載となっているが、年月日の記載とすること。	表内の各項目について、年月日の記載とした。 (2ページ)	8月22日	10月6日
2	8月3日	概要説明資料	3	国内及び国外の運転経験、最新知見について、評価への反映状況を記載すること。	国内及び国外の運転経験、最新知見について、評価への反映状況を記載した。 (5ページ)	8月22日	10月6日
3	8月3日	概要説明資料	3	国内及び国外の運転経験、最新知見について、記載項目以外で調査を行っているものがあれば、「等」をつけること。	国内及び国外の運転経験の記載について、記載項目以外で調査を行っているものがあるため、「等」を記載した。 (国内の運転経験については、原子力安全推進協会が運営する原子力施設情報公開ライブラリーの「その他情報」も調査している。また、国外の運転経験については、「BWR海外情報検討会」における重要情報及び重要情報以外も調査している。) (5ページ)	8月22日	10月6日
4	8月3日	概要説明資料	4	評価期間の記載で、「技術基準規則に適合しない項目」の内容を具体的に記載すること。	「技術基準規則に適合しない項目」は、技術基準規則(平成25年原子力規制委員会規則第6号)の制定に伴い、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令」(昭和四十年通商産業省令第六十二号)に新たに追加された項目である旨を具体的に記載した。 (6ページ)	8月22日	10月6日
5	8月3日	概要説明資料	5	高経年化技術評価の実施フロー「高経年化対応項目の抽出」の項目について、抽出以外も実施しているのであれば、記載を充実させること。	「高経年化対応項目の抽出」の項目においては、評価結果を踏まえ高経年化対応項目を抽出し検討していることから、吹出にて内容を記載した。 (7ページ)	8月22日	10月6日
6	8月3日	概要説明資料	5	長期施設管理方針の策定の結果を本資料に追加すること。	長期施設管理方針の策定結果を記載した。 (24ページ) また、本修正に伴い補足説明資料「共通事項」においても長期施設管理方針の策定結果を記載した。 (補足説明資料「共通事項」 15ページ)	8月22日	10月6日
7	8月3日	概要説明資料	6	クラス3の機器について、高温・高圧の環境下にある機器のみを高経年化技術評価書に記載したのであれば、その旨を追記すること。	クラス3の機器については、高温・高圧の環境下にある機器を高経年化技術評価書に記載した旨を追記した。 (8ページ)	8月22日	10月6日
8	8月3日	概要説明資料	8	「冷温停止維持状態において劣化の進展が想定されない経年劣化事象」について、劣化進展が想定されない理由を記載すること。  「冷温停止維持状態においても劣化の進展が想定される経年劣化事象」について、運転開始後40年までの劣化進展を考慮する理由を記載すること。	「冷温停止維持状態において劣化の進展が想定されない経年劣化事象」について、劣化進展が想定されない理由を記載した。  「冷温停止維持状態においても劣化の進展が想定される経年劣化事象」について、運転開始後40年までの劣化進展を考慮する理由を記載した。 (10,11ページ)	8月22日	10月6日
9	8月3日	概要説明資料	10	監視試験の結果を表等で記載すること。	これまでに実施した監視試験結果を表にまとめ、記載した。 (13ページ)	8月22日	10月6日

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
10	8月3日	概要説明資料	10	図中の「炉壁1」や「加速」の位置が分かるように記載すること。	監視試験結果と整合した記載とするよう、図のデータ名称を修正するとともに、「炉壁1」や「加速」の監視試験片の位置を示す図を記載した。(13ページ) また、本修正に伴い補足説明資料「中性子照射脆化」の図4(1/3)～(3/3)においてもデータ名称を同様に修正した。(補足説明資料「中性子照射脆化」7,8ページ)	8月22日	10月6日
11	8月3日	概要説明資料	10	「評価時期」の記載を「評価時点」に統一すること。	表中の記載を「評価時点」に統一した。(14ページ)	8月22日	10月6日
12	8月3日	概要説明資料	10	「マージン」の意味について記載すること。	表中の「マージン」に注記(※)を追加し、その意味を同表下に記載した。(14ページ)	8月22日	10月6日
13	8月3日	概要説明資料	14	健全性評価の記載の中で「熱的」の記載がない理由を説明すること。	評価書及び補足説明資料の記載と整合を図り、概要説明資料に「熱的」を追記した。(17ページ)	8月22日	10月6日
14	8月3日	概要説明資料	14	「現状保全」に“絶縁補修、取替え(必要に応じて)”が記載されているが、健全性を確認する項目として適正な表現に見直すこと。	“絶縁補修、取替え”については、健全性を確認する項目ではないことから、「現状保全」から“絶縁補修、取替え”の記載を削除し、健全性を確認する項目のみ記載した。(17ページ)	8月22日	10月6日
15	8月3日	概要説明資料	15	表中の評価結果について、具体的な数値等を記載すること。	表中の評価結果について、具体的な数値等を記載した。(18ページ)	8月22日	10月6日
16	8月3日	概要説明資料	18	今回の耐震安全性評価に用いた弾性設計用地震動Sdは規制機関に妥当と認められたものであることを説明すること。	今回の耐震安全性評価に用いた弾性設計用地震動Sd(0.79×基準地震動Ss-1)は、耐震バックチェック当時、規制機関に妥当と評価された弾性設計用地震動(0.77×基準地震動Ss-1)を上回るものであるため妥当である。詳細は別紙1(2022年8月22日提出)のとおり。	8月22日	10月6日 (耐震No.4 で回答)
17	8月3日	概要説明資料	19	表中の経年劣化事象について、「評価結果の概要」に数値等を用いて具体的に記載すること。	経年劣化事象について、「評価結果の概要」に評価結果を数値等を用いて具体的に記載した。(22ページ)	8月22日	10月6日
18	8月3日	概要説明資料	20	先行プラントでは地震動による疲れ累積係数が最大となる箇所を評価例として記載しているため、地震動による疲れ累積係数が最大となる箇所に評価例を見直すこと。	評価例について、地震動による疲れ累積係数が最大となる原子炉冷却材浄化系配管の評価の記載に見直した。(23ページ)	8月22日	10月6日
19	8月3日	概要説明資料	29,30	概要説明資料の本文に体制及び工程を記載すること。	参考として29,30ページに記載していた体制及び工程を本文に記載した。(3,4ページ)	8月22日	10月6日
				以下余白			

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(共通事項)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	本冊	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、保全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 <sup>(1)</sup> の代替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	12月26日
2	10月14日	本冊	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、「 <u>原子炉等規制法に基づき定期事業者検査を実施し</u> 、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	補正にて完了予定
				以下余白			

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(低サイクル疲労)

末尾()内は修正したページ

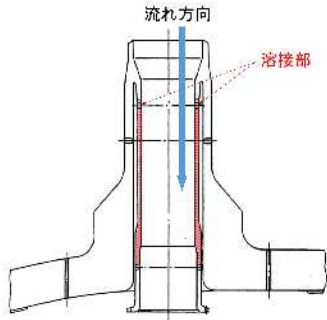
No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	補足説明資料	13	原子炉再循環ポンプの評価結果が0となっているが、算出根拠および過程を示すこと。	原子炉冷却材再循環ポンプの疲労評価の内容について、補足説明資料に追加した。 (補足説明資料(低サイクル疲労)別紙6)	10月26日	12月26日
1-1	11月22日	補足説明資料	13	追記された別紙6の表6-2は運転温度や、応力等のパラメータがすべて「-」となっている。この意味を説明すること。	同評価においては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版[2007年追補版])」のうち「PPB-3111 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	
1-2	1月30日	補足説明資料	13	No.1-1の回答の内容を補足説明資料に記載すること。	補足説明資料(低サイクル疲労)別紙6 6-3ページ表6-2において、No.1-1の回答内容を注記として記載した。 (補足説明資料(低サイクル疲労)別紙6 6-3ページの表6-2)	2月28日	
2	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
3	10月14日	補足説明資料	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配管との溶接部である。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。(その他の経年化事象No.3)	10月26日	12月26日

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
4	10月14日	補足説明資料	別紙1	図1-1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。至近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	12月26日
5	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
6	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
6-1	11月22日	補足説明資料	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	
7	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
				以下余白			

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(中性子照射脆化)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	別冊 (容器)	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	12月26日
1-1	11月22日	別冊 (容器)	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のか、整理すること。	製造メーカーに商業機密に該当するかを確認した結果、公開可能であることを確認したため、修正する。また、別冊(容器)については、同内容を反映し、今後補正を行う。 (別冊(容器)2-7ページ 表2.1-4、補足説明資料(中性子照射脆化)6ページ 表3)	12月21日	
2	10月14日	別冊 (容器)	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	12月26日
2-1	11月22日	別冊 (容器)	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。	別冊(容器)での記載を補足説明資料(中性子照射脆化)での記載と整合させた内容に修正することとし、今後補正を行う。 (別冊(容器)2-16ページ)	12月21日	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了																																			
3	10月14日	別冊 (容器)	2-16	別紙の「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。	<p>低温の水が導かれるノズル(低圧注水ノズル、再循環水入口ノズル、給水ノズル、炉心スプレインノズル)の内側にはサーマルスリーブが溶接で取付されており、低温の水がサーマルスリーブ内側を流れ、直接ノズルに接することがないため、原子炉圧力容器が急速に冷却されない構造となっている。代表として低圧注水ノズルの構造を下図に示す。</p> 	12月21日																																				
4	10月14日	補足説明 資料	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。	<p>原子炉圧力容器胴、低圧注水ノズル及び再循環水入口ノズルの化学成分は以下に示すとおりであり、各化学成分による中性子照射脆化に係る評価結果への影響は有意なものではなく、同評価結果に対しては中性子照射による影響が支配的となる。</p> <table border="1" data-bbox="1227 863 1727 1027"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">部位</th> <th colspan="3">化学成分(%)</th> </tr> <tr> <th>Cu</th> <th>Ni</th> <th>P</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器胴</td> <td>母材</td> <td>0.01</td> <td>0.67</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>溶接金属</td> <td>0.01</td> <td>0.97</td> <td>0.006</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧注水ノズル</td> <td>母材</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶接金属</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">再循環水入口ノズル</td> <td>母材</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶接金属</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>このことから、中性子照射脆化の評価に係る代表部位については、中性子照射量が<math>1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2</math>を超えると予測される部位のうち最も大きい中性子照射量となる原子炉圧力容器胴を代表としている。</p> <p>また、低圧注水ノズル及び再循環水入口ノズルについて、構造不連続部であることを考慮し、原子炉圧力容器胴とは異なる応力拡大係数計算式(JEAC4206)を適用して応力の影響を加味した中性子照射脆化の評価を行っており、この結果においても原子炉圧力容器胴の方が厳しい評価結果となっていることを確認している。</p>	部位		化学成分(%)			Cu	Ni	P	原子炉圧力容器胴	母材	0.01	0.67	0.005	溶接金属	0.01	0.97	0.006	低圧注水ノズル	母材				溶接金属				再循環水入口ノズル	母材				溶接金属				3月31日	
部位		化学成分(%)																																								
		Cu	Ni	P																																						
原子炉圧力容器胴	母材	0.01	0.67	0.005																																						
	溶接金属	0.01	0.97	0.006																																						
低圧注水ノズル	母材																																									
	溶接金属																																									
再循環水入口ノズル	母材																																									
	溶接金属																																									

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了																														
5	10月14日	補足説明資料	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。	<p>補足説明資料(中性子照射脆化)4ページ図2にて、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記載した。また、原子炉圧力容器胴において中性子照射量がしきい照射量を超える範囲では4枚(整理番号:3-1, 3-2, 4-1, 4-2)の胴板材料を使用しており、監視試験片は最も関連温度が高い整理番号:3-1の胴板材料から採取している。胴板材料の化学成分及び関連温度を以下に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">部位</th> <th rowspan="2">整理番号</th> <th colspan="3">化学成分(mass%)</th> <th rowspan="2">関連温度(°C)</th> </tr> <tr> <th>Cu</th> <th>Ni</th> <th>P</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器胴母材 (炉心領域部)</td> <td>3-1 (監視試験片)</td> <td>0.01</td> <td>0.67</td> <td>0.005</td> <td>-40</td> </tr> <tr> <td>3-2</td> <td>0.01</td> <td>0.68</td> <td>0.003</td> <td>-45</td> </tr> <tr> <td>4-1</td> <td>0.01</td> <td>0.68</td> <td>0.002</td> <td>-45</td> </tr> <tr> <td>4-2</td> <td>0.01</td> <td>0.68</td> <td>0.002</td> <td>-45</td> </tr> </tbody> </table>	部位	整理番号	化学成分(mass%)			関連温度(°C)	Cu	Ni	P	原子炉圧力容器胴母材 (炉心領域部)	3-1 (監視試験片)	0.01	0.67	0.005	-40	3-2	0.01	0.68	0.003	-45	4-1	0.01	0.68	0.002	-45	4-2	0.01	0.68	0.002	-45	12月21日	
部位	整理番号	化学成分(mass%)			関連温度(°C)																																
		Cu	Ni	P																																	
原子炉圧力容器胴母材 (炉心領域部)	3-1 (監視試験片)	0.01	0.67	0.005	-40																																
	3-2	0.01	0.68	0.003	-45																																
	4-1	0.01	0.68	0.002	-45																																
	4-2	0.01	0.68	0.002	-45																																
6	10月14日	補足説明資料	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	12月26日																														
7	10月14日	補足説明資料	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 <input type="text"/> )を取り出している。	10月26日	12月26日																														
8	10月14日	補足説明資料	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。	補足説明資料(中性子照射脆化)6ページ表4 監視試験結果における初期値は、原子炉圧力容器の胴に使用している材料での実測値である。なお、炉心領域の胴は4枚の板材から構成され、各材料における関連温度の内、最も高い値を記載している。	12月21日																															
9	11月22日	別冊(容器)	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。	最低使用温度の計算内容について、補足説明資料(中性子照射脆化)に記載した。 (補足説明資料(中性子照射脆化)別紙3)	12月21日																															
				以下余白																																	

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。



志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(照射誘起型応力腐食割れ)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	補足説明資料	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<math>1 \text{ MPa}</math>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	12月26日
1-1	11月22日	補足説明資料	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。	補足説明資料(照射誘起型応力腐食割れ)に、No.1の回答のうち点検計画について追記した。 (補足説明資料(照射誘起型応力腐食割れ)6ページ 表4)	12月21日	
1-2	11月22日	補足説明資料	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。	本評価は冷温停止維持状態を前提としていることから、現在の上部格子板の中性子照射量は、運転開始後40年時点と同様 $2.33 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ である。	12月21日	

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1-3	11月22日	補足説明資料	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。	<p>志賀1号炉の上部格子板グリッドプレートに発生する引張応力は□MPaと評価している。</p> <p>また、文献にて照射材料でのIASCC発生と応力依存性の関係に関する研究結果が示されている。</p> <p>具体的には、志賀1号炉の上部格子板と同種材料で、より高い中性子照射を受けた試験片について単軸定荷重試験を実施した結果、付加重と0.2%耐力の比(以下、「応力比」という。)が0.27ではIASCCが発生せず、応力比0.4ではIASCCが発生したとの結果が得られている。</p> <p>この結果を踏まえると応力比が0.27~0.4の範囲となる場合には、IASCC発生の因子として考慮すべきか検討する必要があると考える。</p> <p>参考にした文献の内容について、補足説明資料(照射誘起型応力腐食割れ)に反映する。</p> <p>志賀1号炉での上部格子板グリッドプレートの発生応力は約□MPaであり、0.2%耐力を保守的に規格下限値(SUS316L:175MPa)として算出した応力比は□となり、上記内容を踏まえるとIASCCが発生する可能性はないと判断する。</p> <p>(補足説明資料(照射誘起型応力腐食割れ)別紙3)</p> <p>(参考文献) ・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, 日本原子力研究開発機構</p>	12月21日	
2	10月14日	補足説明資料	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。	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	10月26日	12月26日
				以下余白			

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(2相ステンレス鋼の熱時効)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	補足説明資料	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°C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い実施している。</p> <p>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、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」の抑制に対する考慮」(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     Start[評価対象機器(部位) (ステンレス鋼で最高使用温度が250°C以上)] --&gt; D1{使用温度が250°C以上}     D1 -- no --&gt; Out1[評価対象外]     D1 -- yes --&gt; D2{き裂の原因となる 経年劣化事象が想定される}     D2 -- no --&gt; Out2[評価対象外]     D2 -- yes --&gt; In[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	12月26日
1-1	11月22日	補足説明資料	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。	No.1の回答で示したフロー図を補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)に追記した。 (補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)3ページの図1)	12月21日	
2	10月14日	補足説明資料	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	12月26日

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
2-1	11月22日	補足説明資料	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。	別冊(弁)においては、割れに係る経年劣化事象である疲労割れ又は応力腐食割れが「○」又は「△」と整理された場合、熱時効を「○」と整理している。このうち、弁(弁ふた、弁体)においては応力腐食割れのみを高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として「△」と整理しているものの、内圧を受ける部位であることを考慮し幅広く経年劣化事象を抽出するために応力腐食割れが発生する可能性があるとの前提で熱時効を「○」と整理している。 また、補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)の評価対象機器(部位)は、コメントNo.1の回答に記載のフローに基づき抽出している。同フロー2項目の「き裂の原因となる経年劣化事象が想定される」については、技術評価書における評価結果をもとに判断し、「Yes」となる場合には、表2の「き裂の原因となる劣化事象」欄に「低サイクル疲労割れ」を記載している。ここでは、ステンレス鋳鋼はSCCの発生が抑制される材料であることを踏まえて低サイクル疲労のみ考慮している。 なお、ポンプ(羽根車)について別冊(ポンプ)では、羽根車がポンプの内部構造物であり、内圧を受ける部位ではないことから、仕切弁とは異なる整理となっている。	12月21日	
3	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
4	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
4-1	11月22日	補足説明資料	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。	補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)9ページ表5に疲れ累積係数を記載し、併せて補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)4ページ表2の記載を修正した。 (補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)4ページ表2、9ページ表5)	3月31日	
5	10月14日	補足説明資料	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	12月26日

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
6	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
7	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
8	10月14日	補足説明資料	別紙5	判定基準に用いた規格の発行年を記載すること	補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)に判定基準に用いた規格の発行年を記載した。(補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)表11、別紙5)	12月21日	
9	10月14日	別冊(ポンプ)	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℃)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℃)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℃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℃では破壊靱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℃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℃)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	12月26日
10	10月14日	補足説明資料	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℃以上であり、ステンレス鋳鋼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℃以上であるものの、ステンレス鋳鋼ではないため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	12月26日
				以下余白			

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(絶縁特性低下)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	別冊(ケーブル)	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	<p>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。</p> <p>(1)高圧ケーブル ①高圧難燃CVケーブル [ ]</p> <p>(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 [ ]</p> <p>(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)</p> <p>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 [ ]</p>	10月26日	12月26日
2	10月14日	別冊(ケーブル)	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	<p>高圧ケーブルのうち、こう長が最長のものは、LPCSポンプモータとM/C-1C間であり、こう長は120 mである。 今回対象とした高圧ケーブルは全て電源から各負荷まで1本のケーブルで接続されており、途中にジョイント(接続部)は用いていない。</p>	12月21日	
3	10月14日	別冊(ケーブル)	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のか示すこと	<p>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)</p>	10月26日	補正にて完了予定

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
4	10月14日	補足説明資料	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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・日本電機工業会規格 JEM 1021</li> <li>・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</li> <li>・電気学会技術報告(Ⅱ部)第182号</li> <li>・メーカー基準値</li> </ul> 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	12月26日
5	10月14日	別冊(計測制御設備)	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	12月26日
6	10月14日	別冊(電源設備)	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	12月26日
7	10月14日	補足説明資料	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	代表機器以外の機器についても、絶縁特性低下により補修・取替を実施した機器はなく、補修・取替の頻度が高いものはない。	12月21日	
				以下余白			

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(コンクリート構造物及び鉄骨構造物)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	本冊 補足説明 資料	21 12	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	コンクリート構造物の強度低下に係る劣化要因について、経年劣化メカニズムまとめ表に記載されている化学的浸食、酸性雨等の劣化要因が、想定される劣化要因から外れた経緯を補足説明資料12ページ表4に追記した。 (補足説明資料12ページ)	12月21日	
2	10月14日	別冊 (コン鉄)	1-12	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	12月26日
3	10月14日	別冊 (コン鉄) 補足説明 資料	1-22 19	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	一次遮へい壁周辺の最高温度がコンクリートの温度制限値以下であることから、熱に起因するひび割れ等が発生する可能性は小さいと評価している。 また、定期的な目視点検の結果において、有害なひび割れ(幅0.8mm以上)等は確認されていないことから、熱に起因する有害なひび割れ等がない旨を補足説明資料に追記した。 なお、軽微なひび割れ等は「点検管理手引」に定める健全性区分及び処理程度区分に基づき計画的に補修している。 (補足説明資料19ページ)	12月21日	
4	10月14日	別冊 (コン鉄) 補足説明 資料	1-24 20	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	運転開始後40年時点で予想される一次遮へい壁内面に照射される中性子照射量及びガンマ線照射量がコンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある放射線照射量を超えないことから、放射線照射に起因するひび割れ等が発生する可能性は小さいと評価している。 また、定期的な目視点検の結果において、有害なひび割れ(幅0.8mm以上)等は確認されていないことから、放射線照射に起因する有害なひび割れ等がない旨を補足説明資料に追記した。 なお、軽微なひび割れ等は「点検管理手引」に定める健全性区分及び処理程度区分に基づき計画的に補修している。 (補足説明資料20ページ)	12月21日	
5	10月14日	補足説明 資料	22	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	12月26日
6	10月14日	補足説明 資料	24	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、平均値を使用しておらず、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	12月26日
7	10月14日	補足説明 資料	6-19~ 6-20	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	12月26日



No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
8	10月14日	補足説明資料	25	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	塩分浸透の評価については、平均値を使用しておらず、採取したコア供試体のうち、「運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量」が最も大きく算定されるコア供試体の測定結果を使用している。 また、各コア供試体の測定結果を補足説明資料8-2ページ表1及び表2に追記した。 (補足説明資料8-2ページ)	12月21日	
9	10月14日	補足説明資料	8-1	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	12月26日
10	10月14日	補足説明資料	9-4～9-7	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	「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事(2018)」に記載された拡散方程式を用いて評価を行ったことから、初期塩化物イオン量については考慮していなかった。 今回、初期塩化物イオン量を考慮した場合の回帰分析結果による鉄筋腐食減量と、考慮しない場合の腐食減量を比較し、「運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量」が最も大きくなるケースで評価を行い、その検討過程(初期塩化物イオン量を考慮する場合の拡散方程式と、評価ケース)について別紙9に追記した。 (補足説明資料9-2ページ)	12月21日	
11	10月14日	補足説明資料	9-4～9-7	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	塩分浸透の評価については、平均値を使用しておらず、採取したコア供試体のうち、「運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量」が最も大きく算定されるコア供試体の測定結果を使用している。 また、補足説明資料9-2ページに示した全ての評価ケースについて、各コア供試体の拡散方程式の回帰分析結果を補足説明資料9-4ページ図1～9-7ページ図16に追記した。 (補足説明資料9-4～9-7ページ)	12月21日	
12	10月14日	補足説明資料	9-8～9-9	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	塩分浸透の評価については、平均値を使用しておらず、採取したコア供試体のうち、「運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量」が最も大きく算定されるコア供試体の測定結果を使用している。 また、補足説明資料9-2ページに示した全ての評価ケースについて、各コア供試体の「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」の算定結果を補足説明資料9-8ページ表2～9-16ページ表10に追記した。 (補足説明資料9-8～9-16ページ)  初期塩化物イオン量を考慮したケースの方が「運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量」が大きく算定される部位があったため、補足説明資料26ページ表13及び補足説明資料9-1ページ表1を修正した。いずれも「コンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量」を十分下回っており、運転開始後40年時点における鉄筋の腐食減量は問題ないと判断した。 (補足説明資料26ページ、9-1ページ)  別冊1-29ページ表2.3-3に記載された鉄筋の腐食減量についても、検討ケースのうち最大の鉄筋腐食減量を反映することとし、今後補正を行う。 (別冊1-29ページ)	12月21日	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
13	10月14日	補足説明資料	16	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に示すこと	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	12月26日
13-1	11月22日	補足説明資料	16	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	志賀1号炉におけるアルカリ骨材に関する試験については、「JASS5N T-201骨材の反応性試験法(案)」に基づき実施している。 この試験方法の可否判定は、「0.10%より大きい膨張を示した場合には、通常、有害な反応を起こす可能性がある」と規定しているため、0.100%以下を無害と判定した。この規格名について補足説明資料に追記した。 (補足説明資料16ページ)	12月21日	
14	10月14日	本冊補足説明資料	21 13	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	鉄骨構造物の強度低下に係る劣化要因について、経年劣化メカニズム表に記載されている化学的腐食、酸性雨等の劣化要因が、想定される劣化要因から外れた経緯を補足説明資料13ページ表5に追記した。 (補足説明資料13ページ)	12月21日	
15	10月14日	補足説明資料	22	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	12月26日
16	10月14日	補足説明資料	6-19	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	12月26日
				以下余白			

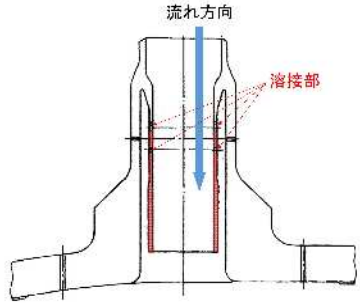
志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(その他の経年劣化事象)

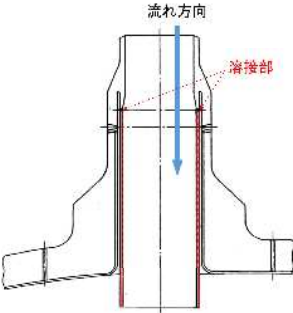
末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	別冊 (配管)	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。	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は以下のとおり。 ・建設段階では、配管材料に炭素含有量を低減させたSUS316Lを採用した。 ・第8回定期検査において、原子力安全・保安院指示文書「炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管等のひび割れに関する点検について」に基づき原子炉冷却材再循環系配管の溶接継手について、超音波探傷試験を実施したところ、溶接継手6箇所でき裂を確認した。これらの箇所については配管の取替を実施しており、この際、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た。 ・第13回定期検査において、第8回定期検査時の配管取替に伴う応力腐食割れ対策を実施していない溶接継手(全72箇所)について、高周波誘導加熱による応力腐食割れ対策を実施した。ただし、高周波誘導加熱施工前に実施した超音波探傷試験にて、全72箇所の内、2箇所でき裂を確認した。 ・き裂を確認した溶接継手2箇所については、今後、配管の取替を行う予定であり、この際、応力腐食割れ対策を実施する予定としている。	12月21日	
2	10月14日	別冊 (配管)	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	12月26日
3	10月14日	別冊 (配管)	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	12月26日

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
4	10月14日	別冊(炉内構造物)	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。	<p>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。</p>	10月26日	12月26日
5	10月14日	別冊(炉内構造物)	—	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。	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	10月26日	12月26日

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
6	10月14日	別冊 (ポンプ)	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。	<p>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「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」(NC-GC-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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SCC発生の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発生の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)</li> <li>・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關し、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<math>\leq</math>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発生の可能性が高い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)</li> </ul>	10月26日	12月26日
7	10月14日	補足説明資料(共通事項)	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。	<p>「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。</p> <p>「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。</p>	10月26日	12月26日
8	10月14日	-	-	浜岡5号で発生した非常用DGのペローズ破損対策の水平展開状況を示すこと。	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	10月26日	12月26日

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
9	10月14日	別冊(ケーブル)	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。必要に応じてと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	12月26日
10	10月14日	別冊	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。	同指示文書に基づき評価を行った結果、問題ないことを確認しており、評価結果を含む報告書の概要を補足説明資料(低サイクル疲労)別紙2 4.項に纏めている。	12月21日	
11	10月14日	補足説明資料(共通事項)	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月26日
12	10月14日	-	-	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。	過去、他プラントの給水ノズルにおいて、はめ込み構造のサーマルスリーブの間隙から流入した低温水が高温の炉水と混合した影響により、ノズル内面コーナー部にひびが発生している。 志賀1号炉の給水ノズルサーマルスリーブでの熱疲労対策として、サーマルスリーブは下図に示すとおり溶接構造であり、低温水がノズルに直接接触しない構造となっている。 	12月21日	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
13	10月14日	—	—	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。	<p>志賀1号炉の再循環水入口ノズル及び再循環水出口ノズルの熱疲労対策は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・再循環水入口ノズルには腐食防止のためステンレス鋼クラッドが施工されている。熱疲労対策として、サーマルスリーブ構造であり、下図に示すとおり溶接構造で設置することで、ノズル及びクラッド部に低温水が直接接触しないようにしている。</li> <li>・再循環水出口ノズルには腐食防止のためステンレス鋼クラッドが施工されている。同ノズル部は原子炉圧力容器外から低温水が流入する部位ではなく、原子炉圧力容器内の高温水のみと接する部位であり、高低温水が混合する環境にはないため、熱疲労対策は不要であり、サーマルスリーブは設置されていない。</li> </ul> 	12月21日	
				以下余白			

志賀1号炉 高経年化技術評価に係る審査コメント反映整理表(耐震安全性評価)

末尾()内は修正したページ

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
1	10月14日	概要説明資料	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	12月26日
2	10月14日	概要説明資料	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)での肉厚を算出した。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有意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がないと判断した。	12月21日	
3	10月14日	概要説明資料	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	10月14日	別冊(耐震)	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	12月26日



No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
5	10月14日	別冊 (耐震)	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「発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」(NC-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	
5-1	1月30日	別冊 (耐震)	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。	<p>補足説明資料(共通事項)の別紙1の表1-1.2にNo.5の回答の内容を追記した。 (補足説明資料(共通事項)別紙1 1-16,1-17,1-117ページ) また、別冊(容器)の同様の記載箇所については、今後補正を行う。 (別冊(容器)2-10,2-11,2-12ページ)</p>	2月28日	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
6	10月14日	別冊 (耐震)	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ことが否定できないが、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Ss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年後であると評価されている。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の整定について」(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	
7	10月14日	別冊 (耐震)	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。	<p>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。</p> <p>・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「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」(NC-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、その際に実施した目視点検の結果、異常は確認されていない。</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°C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	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
7-1	1月30日	別冊 (耐震)	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。	補足説明資料(共通事項)の別紙1の表1-1.2にNo.7の回答の内容を追記した。 (補足説明資料(共通事項)別紙1 1-46,1-117ページ) また、別冊(炉内構造物)の同様の記載箇所については、今後補正を行う。 (別冊(炉内構造物)1-36ページ)	2月28日	
8	10月14日	別冊 (耐震)	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(ペローズ)の扱いを提示すること。	伸縮継手(ペローズ)は、別冊(容器)において、原子炉格納容器の機械ペネトレーションの配管貫通部に含めて冷温停止維持状態でのバウン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機械ペネトレーション 3.2-9ページの図1-1等のとおり。	12月21日	
9	10月14日	別冊 (耐震)	3.4-25	ベント管ペ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。	ベント管ペ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	
10	10月14日	別冊 (耐震)	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。	炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価結果の具体的内容について補足説明資料(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15)	3月31日	
11	10月14日	補足説明資料	—	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月26日
12	10月14日	補足説明資料	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	
12-1	1月30日	補足説明資料	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。	補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2にて、評価対象ライン選定手順及び結果、評価対象モデルでの肉厚の設定方法を記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2)	2月28日	
12-2	3月20日	補足説明資料	別紙2	No.12-1の回答について、給水系配管に係る格納容器内のFAC-1部位の評価が格納容器外のFAC-S部位の評価と比較(余寿命を含む)して非安全側の評価とならない理由(最短余寿命部位が強度上の最弱部位とは限らない)を記載すること。	給水系配管に係る原子炉格納容器内のFAC-1部位の評価が原子炉格納容器外のFAC-S部位の評価と比較して非安全側とならない理由を補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2に記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2 表2-4, 添付-7)	4月7日	
13	10月14日	補足説明資料	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	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
13-1	1月30日	補足説明資料	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。	補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2にて、発生応力の評価結果のうち各系統における最大発生応力及びその評価点をアイソメ図に追記するとともに、表2-4に記載する評価点についても明示した。加えて、疲れ累積係数の算出に用いた地震動の等価繰り返し回数を追記した。 また、必要最小肉厚での発生応力の評価については、平成27年に実施した定期安全レビューの評価の中で主蒸気系を対象に必要な最小肉厚での発生応力の評価を実施しており、この評価結果を表2-4に追記した。なお、この評価にて、主蒸気系では発生応力(一次応力)が許容応力を上回ることを確認していることから、今回の高経年化技術評価では全ての評価対象モデルにおいて、より現状の管理状況に則した評価を目的として、必要最小肉厚ではなく評価時点での想定肉厚を用いて評価を実施した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2)	2月28日	
13-2	3月20日	補足説明資料	別紙2	No.13-1の回答について、給水系配管に係る格納容器外のFAC-S部位を含むラインの評価(固有周期、強度)を記載すること。	給水系配管に係る原子炉格納容器外のFAC-S部位を含むラインの評価(固有周期、強度)を補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2に記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙2 添付-7)	4月7日	
14	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
14-1	11月22日	補足説明資料	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	
15	10月14日	補足説明資料	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.3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	
16	10月14日	補足説明資料	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	12月26日
17	10月14日	補足説明資料	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。	補足説明資料(耐震安全性評価)に冷温停止の維持状態での線形破壊力学に基づく評価の具体的内容を記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙7)	3月31日	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
17-1	4月4日	補足説明資料	別紙7	No.17の回答について、KIRIは、新設される容器材料に対するものであり、原子炉容器に対しては、KICが対象となるため、材料の破壊靱性はJEAC4206 附属書A-3222(7)式により算出した要求温度によりKIC下限包絡曲線を求めてKI曲線と比較評価すること。	JEAC4206附属書AにおいてA-3200に規定されるA-3212(3)式により求めた $K_{IR}$ とA-3222(7)式により求めた $K_{IC}$ での評価結果を比較し、保守的な評価となる $K_{IR}$ での評価結果を記載していたものであるが、今回、本コメントを受け、補足説明資料(耐震安全性評価)にJEAC4206 附属書A-3222(7)式により求めた $K_{IC}$ 下限包絡曲線と $K_I$ 曲線の比較結果を追加した。 (補足説明資料(耐震安全性評価)別紙7)	4月12日	
18	10月14日	補足説明資料	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、JEAG4601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(Ⅲ <sub>A</sub> S)] $S_s$ 地震荷重に対する許容応力状態は、JEAG4601・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> S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	

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
19	10月14日	補足説明資料	別紙1	RHR熱交換器出口配管の高低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(高低温水合流部)の高サイクル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原院第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(高低温水合流部)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	
19-1	1月30日	補足説明資料	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2の表2-1中に当該記載を追記すること。	<p>炭素鋼配管の高サイクル熱疲労割れについては、補足説明資料(共通事項)別紙2の表2-1の番号7に代表機器の「原子炉冷却材浄化系」に対して、日常劣化管理事象以外の事象(▲事象)とした理由を記載している。</p> <p>コメントを踏まえ、同項の対象機器に「残留熱除去系」を追記した。</p> <p>(補足説明資料(共通事項)別紙2 2-3ページ)</p>	2月28日	
20	10月14日	補足説明資料	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が否か説明すること。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。</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ことは妥当と考える。</p>	10月26日	12月26日

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

No	日付	資料	ページ等	コメント内容	コメント対応	回答日	完了
21	11月22日	別冊 (耐震) 補足説明 資料	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。	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。 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。	12月21日	
21-1	1月30日	別冊 (耐震) 補足説明 資料	P3.1-8 別紙4	No.21の回答について、念のためであれ、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。	補足説明資料(耐震安全性評価)6ページ表2にて、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として2相ステンレス鋼の熱時効を追加するとともに、同劣化事象について評価対象機器・部位の抽出結果及び代表機器での評価結果を補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効)に示すことを追記した。 (補足説明資料(耐震安全性評価))	2月28日	
21-2	3月20日	別冊 (耐震) 補足説明 資料	P3.1-8 別紙4	No.21-1の回答について、補足説明資料表2の*6の注記で耐震安全性評価との関連(例えば、地震力考慮)を記載すること。	補足説明資料(耐震安全性評価)6ページ表2の*6の注記に耐震安全性評価との関連を記載した。 (補足説明資料(耐震安全性評価))	4月7日	
				以下余白			