

島根原子力発電所2号炉 高経年化技術評価について

平成31年2月20日

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密
に係る事項のため公開できません。

Energia

1. 指摘事項の回答	2
2. 新規制基準適合性審査と高経年化技術評価	13
3. 長期保守管理方針への対応	16

1. 指摘事項の回答-島根原子力発電所2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
15-1 2相ステンレス鋼の熱時効 (平成30年12月19日 第15回審査会合)	フェライト量の算出において、適用規格の考え方を説明すること。	P3
15-2 2相ステンレス鋼の熱時効 (平成30年12月19日 第15回審査会合)	Nb, Nの設定に用いたNUREGの具体的な引用箇所を示すこと。	P4~P5
15-5 コンクリート (平成30年12月19日 第15回審査会合)	排気筒の金属疲労による強度低下について、保全計画に基づく外観点検の内容を踏まえて、日常劣化管理事象(△事象)との位置づけを整理すること。	P6
15-6 低サイクル疲労 (平成30年12月19日 第15回審査会合)	熱交換器の性能を踏まえて、出口温度の設定について整理して説明すること。	P7~P10
15-7 中性子照射脆化 (平成30年12月19日 第15回審査会合)	再循環水入口ノズルの関連温度の評価を実施し、代表部位の考え方を説明すること。	P11~P12

○概要

- 2相ステンレス鋼の熱時効の評価では、運転開始後60年時点までの供用期間を仮定して、熱時効による靱性低下を予測し、想定き裂における破壊力(き裂進展力)と比較して、構造安定性を評価する。
- 上記のうち、靱性低下の予測に必要なフェライト量算出時の適用規格は、以下の考え方に基づく。

○フェライト量算出時の適用規格

- ASTM A800/A800Mに基づき、フェライト量を算出した。

<適用理由>

- 熱時効の評価では、高経年化対策実施基準に基づき、靱性予測モデル※(H3Tモデル)を用いて、運転開始後60年時点の材料のき裂進展抵抗を予測している。
- 評価に使用した靱性予測モデルでは、材料の破壊靱性試験結果とASTM A800/A800Mに基づいて算出したフェライト量の関係から、破壊靱性予測式の定数を決定しているため。

※: 高経年化対策実施基準: 2015に記載のある「S.Kawaguchi et al., “ PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING”, ASME PVP 2005-71528」で公開されたH3Tモデルを用いる。

○フェライト量算出時の化学成分量の設定

フェライト量算出に使用する化学成分量については、基本的にミルシートに記載された化学成分量を使用した。しかしながら、NbおよびNについては、ミルシートに化学成分量に関する記載がないことから、以下の考え方で値を設定し、フェライト量を算出した。

➤ Nbの設定値および引用箇所

設定値: Nb=0.20wt%

引用箇所: NUREG/CR-4513/Revision2の2.2.2.2.2 ASTM A800/800M Methodology

<設定理由>

- ASTM A800/A800Mには、Nbの設定について記載がないため、NUREGの「Nb=0.20wt%とした場合、フェライト量の推定値は、フェライト量5%の材料については、約7%高く、フェライト量30%の材料では約4%高く見積もられる」という記載を参考とし、保守的にNb=0.20wt%とした。

15-2 フェライト量算出時のNb, Nの設定

➤ Nの設定値および引用箇所

設定値 : N=0.04wt.%

引用箇所 : ASTM A800/A800Mの7.Estimation of Ferrite Content

NUREG/CR-4513/Revision2のAPPENDIX A:MATERIAL INFORMATION

<設定理由>

- ASTM A800/A800Mに「Nについては、類似材料のデータが多く得られている場合、その平均値を報告することができる。」と記載されていることから、NUREGに記載されるステンレス鋳鋼の化学成分量を参考とした。
- N含有量の平均値は、材料全体で0.047wt%、評価対象機器の使用材料であるA351 Gr.CF-3M(SCS16A相当材)で0.043wt%であり、いずれも0.04~0.05の値となった。
- Nの値は小さくなるとフェライト量が大きくなる傾向にあるため、保守的にN=0.04wt%とした。

材料(JIS材)	サンプル数	平均値(wt%)
A315 Gr.CF-3M(SCS16A)	6	0.043
全体	112	0.047

15-5 金属疲労の日常劣化管理事象との位置づけ

排気筒における疲労評価の検討では、評価の前提として、当時の施工記録に加え、保全計画に基づく下表の点検により材料の健全性を確認した上で、(社)日本建築学会「鋼構造設計規準－許容応力度設計法－2005」に示される疲労損傷評価法を参照し、建設時から60年間の風による繰返し応力等と許容疲労強さ等を保守的に評価したところ、疲労を考慮する必要はない結果となることから、日常劣化管理事象以外(▲事象)として整理している。

しかしながら、保全計画に基づく下表の点検において、金属疲労による異常も含め確認していることから、日常劣化管理事象(△事象)として整理する。

排気筒 外観点検実施項目および点検実績

部位	点検項目	点検頻度
筒身部	座屈, 割れ, 錆, 腐食等の異常有無	1回/年
	塗装の劣化の有無	1回/年
鉄塔部	主要部材(主柱, 斜・水平材, 支持材)の変形, 割れ, 錆, 腐食等の異常有無	1回/年
	塗装の劣化の有無	1回/年

1. 高サイクル熱疲労評価の概要

島根2号炉の残留熱除去系熱交換器(以下、「熱交換器」という。)出口配管とバイパス配管合流部における高サイクル熱疲労評価で用いた残留熱除去系への入口温度は、下表に示すように、停止時の最も高温の状態として、停止時冷却モードによる運転開始時の設計最高温度の原子炉温度を想定し、原子炉停止4時間後の燃料崩壊熱と原子炉潜熱を原子炉冷却材温度変化率の最大値で冷却することを想定して求めた。

評価条件とその根拠

	評価条件	根 拠
停止時冷却モードによる運転開始時の原子炉温度	182℃	停止時冷却モードが運転開始可能となる原子炉圧力での飽和温度
原子炉冷却材温度変化率	55℃/h	保安規定で定める原子炉冷却材温度変化率:55℃/h以下

評価の結果、当該合流部の高温側(バイパス配管)が182℃、低温側(熱交換器出口配管)が126℃となった。

⇒同じ方法で評価を行っている島根1号炉との比較を次ページ以降に示す。

2. 島根2号炉と島根1号炉の比較(1/3)

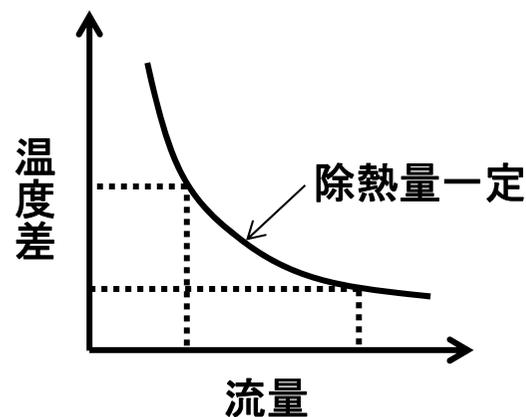
	島根2号炉	島根1号炉	備考
定格電気出力	約82万kW	約46万kW	
定格熱出力	約244万kW	約138万kW	
熱交換器1基 当たりの除熱量	$26.4 \times 10^6 \text{kcal/h}$	$15.5 \times 10^6 \text{kcal/h}$	原子炉停止4時間後の崩壊熱量, 原子炉冷却材温度変化率 55°C/h の場合
残留熱除去系の 系統流量	$1,200 \times 10^3 \text{ kg/h}$	$782 \times 10^3 \text{ kg/h}$	
バイパス流量 (系統流量に対する割合)	<input type="text"/> kg/h <input type="text"/> %	<input type="text"/> kg/h <input type="text"/> %	
熱交換器側流量 (系統流量に対する割合)	<input type="text"/> kg/h <input type="text"/> %	<input type="text"/> kg/h <input type="text"/> %	
熱交換器入口温度	182°C	160°C	
熱交換器出口温度	126°C	58°C	
熱交換器の炉水の 通水仕様	管側通水	胴側通水	

2. 島根2号炉と島根1号炉の比較(2/3)

島根2号炉の熱交換器は、島根1号炉と比較して以下が異なる。

- ・島根2号炉では熱交換器の管側に炉水、胴側に冷却水が流れており、管側に冷却水、胴側に炉水が流れる島根1号炉の熱交換器と比較して、期待する性能を得るために必要な被冷却側流体である炉水の流量は増加する傾向がある。

一般的に熱交換器での除熱量は、熱交換器出入口での被冷却側流体の温度差と流量の積により表される。除熱量が同じ場合は、被冷却側流体の流量が増加すると、熱交換器出入口の温度差は小さくなり、出口温度は入口温度に近づくため、出口温度が高くなる傾向を示す。

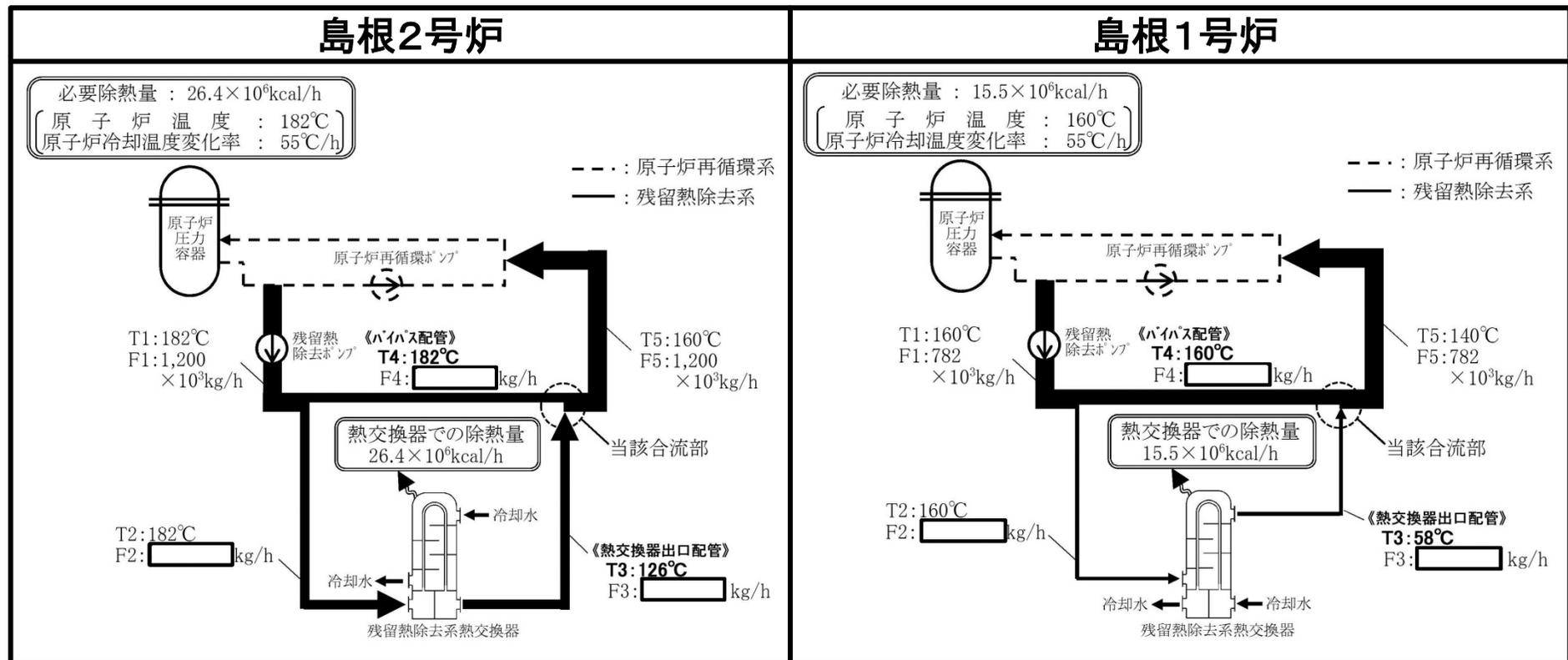


除熱量と温度差と流量の関係

2. 島根2号炉と島根1号炉の比較(3/3)

島根2号炉では熱交換器の炉水流量が比較的多く、熱交換器出入口の温度差が小さいため、熱交換器出口温度は、島根1号炉の58℃と比較した場合、島根2号炉は126℃と高くなっていると考えられる。

島根2号炉と島根1号炉の評価概略図を以下に示す。



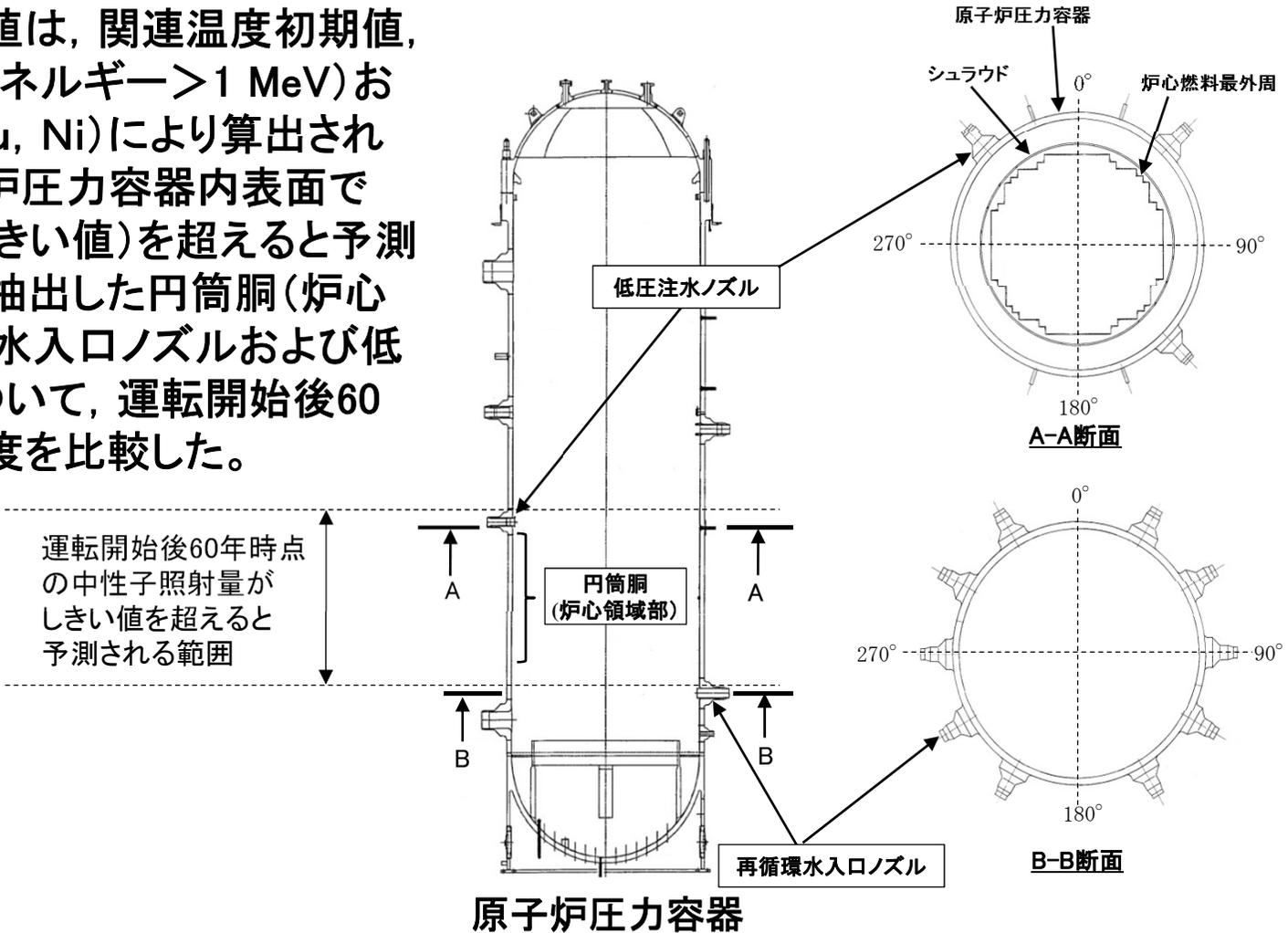
島根2号炉と島根1号炉の評価概略図

15-7 再循環水入口ノズルの関連温度および代表部位の考え方

1. しきい値を超える部位について

中性子照射脆化に対する健全性評価を実施するにあたり、運転開始後60年時点の関連温度を予測し、この関連温度予測値を用いて耐圧・漏えい試験時の最低使用温度の算出および圧力-温度制限線図の作成を実施している。

関連温度予測値は、関連温度初期値、中性子照射量(エネルギー>1 MeV)および化学成分(Cu, Ni)により算出されることから、原子炉压力容器内表面で $1 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (しきい値)を超えると予測される部位として抽出した円筒胴(炉心領域部)、再循環水入口ノズルおよび低圧注水ノズルについて、運転開始後60年時点の関連温度を比較した。



15-7 再循環水入口ノズルの関連温度および代表部位の考え方

2. 関連温度の算出

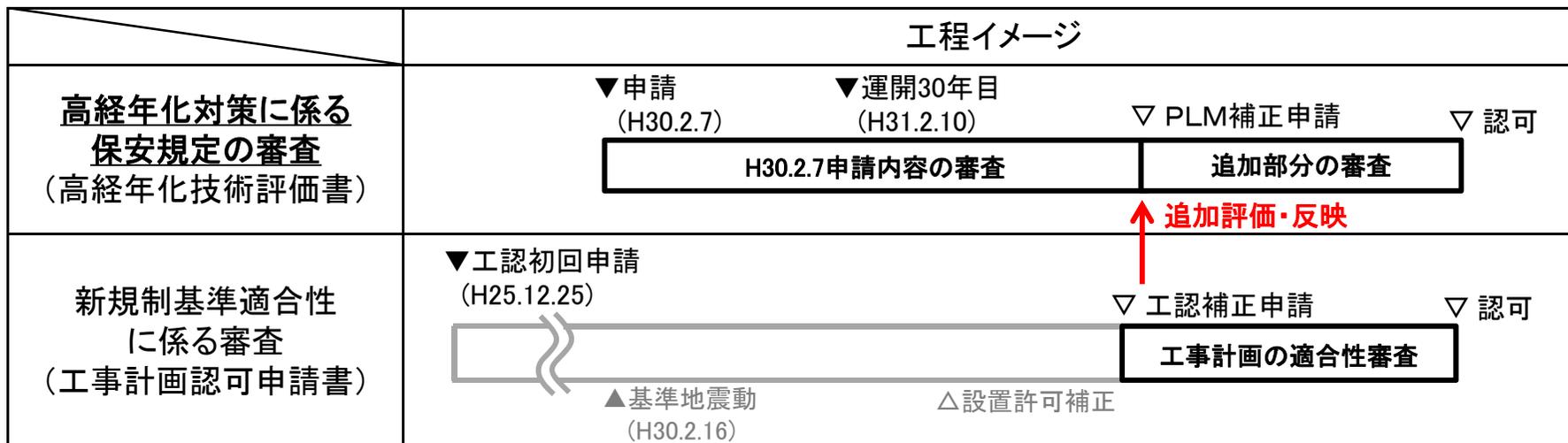
関連温度初期値等により算出した運転開始後60年時点の関連温度を下表に示す。再循環水入口ノズルおよび低圧注水ノズルの関連温度の最大値は同等であることから、ノズルの代表部位は、関連温度移行量が高い低圧注水ノズルとした。

なお、円筒胴(炉心領域部)の関連温度はこれらのノズルの関連温度よりも高い値であることから、中性子照射脆化の健全性評価の代表部位は円筒胴(炉心領域部)とした。

部位		関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量(°C)	関連温度(°C)
円筒胴 (炉心領域部)	母材 (熱影響部含む)	-40	27	-13
	溶接金属	-53	27	-26
再循環水入口 ノズル	母材 (熱影響部含む)	-39	23	-16
	溶接金属	-65	23	-42
低圧注水ノズル	母材 (熱影響部含む)	-40	24	-16
	溶接金属	-75	25	-50

2. 新規制基準適合性審査と高経年化技術評価 (1/3)

- 平成30年2月7日申請済の高経年化技術評価書は、平成25年12月に申請した工事計画認可申請(以下、「工認初回申請」という。)の内容を踏まえた評価を行っている。
- 新規制基準適合性に係る審査が並行して実施されているため、工認初回申請内容に追加が発生した際には、並行審査の実績プラントと同様に、追加内容を踏まえて高経年化技術評価に反映が必要な事項を抽出し、速やかに追加評価を実施する。
- 追加評価の結果は、高経年化技術評価へ反映し、保安規定の変更認可の補正申請を実施する。



2. 新規制基準適合性審査と高経年化技術評価 (2/3)

- 高経年化技術評価の説明実績を以下に示す。
工認補正による追加内容を除き，説明を実施済みである。

項目	初回説明実績	指摘事項回答	工認補正による追加内容	
申請概要	第12回審査会合 〔平成30年3月19日〕	済	なし	
共通事項	第13回審査会合 〔平成30年7月4日〕	済	なし※	
技術評価	コンクリートの強度低下および遮へい能力低下	第13回審査会合 〔平成30年7月4日〕	本日回答	なし※
	2相ステンレス鋼の熱時効	第13回審査会合 〔平成30年7月4日〕	本日回答 (一部工認補正後に回答)	き裂等の評価条件を含めた破壊評価
	照射誘起型応力腐食割れ	第14回審査会合 〔平成30年9月26日〕	済	なし※
	低サイクル疲労割れ	第14回審査会合 〔平成30年9月26日〕	本日回答	なし※
	中性子照射脆化	第14回審査会合 〔平成30年9月26日〕	本日回答 (一部工認補正後に回答)	重大事故等時の加圧熱衝撃評価

※: 工認補正により追加した技術評価結果の追加

- ・アクセスホールカバーき裂事象に対する概要説明
- ・追加機器の反映(評価は代表機器に包絡される見込み)
- ・その他重大事故等時の影響確認

2. 新規制基準適合性審査と高経年化技術評価 (3/3)

項目		初回説明実績	指摘事項回答	工認補正による追加内容
技術評価	絶縁特性低下	第14回審査会合 〔平成30年9月26日〕	済 (一部工認補正後に回答)	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等時条件 ・重大事故時の耐環境評価 ・重大事故等時の絶縁特性低下評価
	主要な劣化事象以外の事象	第14回審査会合 〔平成30年9月26日〕	済	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等時条件 ・重大事故時の耐環境評価
耐震安全性評価		工認補正後		確定した基準地震動による耐震安全性評価 <ul style="list-style-type: none"> ・低サイクル疲労割れの地震影響を考慮した疲労評価 ・中性子照射脆化の地震影響を考慮した圧力-温度制限曲線評価
耐津波安全性評価		工認補正後		確定した基準津波による耐津波安全性評価

3. 長期保守管理方針への対応

島根2号炉は平成31年2月10日に運転開始後30年を経過したため、申請済の「長期保守管理方針」に基づき、「長期保守管理方針の実施計画」を策定した。今後、必要な保全策を実施する予定である。

なお、高経年化技術評価書の審査が継続中のため、「長期保守管理方針」に反映すべき事項が生じた場合には適切に反映を行う。

島根原子力発電所2号炉 長期保守管理方針

No.	保守管理の項目	実施時期※1
1	事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル※2の絶縁特性低下については、評価寿命までの取替または型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。	中長期
2	事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル接続部※3の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。	中長期

※1:平成31年2月10日から10年間

※2:難燃PNケーブル

※3:同軸コネクタ(ポリエーテルエーテルケトン)