

島根原子力発電所 2号炉 高経年化技術評価（30年目）の補正概要

令和5年3月16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. 高経年化技術評価の補正概要	2
1.1 運転経験および最新知見	5
1.2 低サイクル疲労	7
1.3 中性子照射脆化	9
1.4 絶縁特性低下	11
1.5 主要な劣化事象以外の事象	13
1.6 耐震安全性評価	15
1.7 耐津波安全性評価	34
1.8 追加機器・構築物	39
1.9 長期施設管理方針	44
2. 高経年化技術評価の説明スケジュール	46

1. 高経年化技術評価の補正概要

■ 高経年化技術評価の補正概要

- 2018年2月7日申請済みの高経年化技術評価については、2013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実施している。
- 工認初回申請内容に追加が発生した際には、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こととしており、2023年2月28日に工認補正申請書の内容を反映した高経年化技術評価の補正を実施した。

	工程イメージ			
高経年化対策に係る 保安規定の審査 (高経年化技術評価書)	▼初回申請 (2018.2.7)	▼運開30年目 (2019.2.10)	▼補正申請 (2023.2.28)	
	2018.2.7申請内容の審査			補正部分の審査
新規制基準適合性 に係る審査 (工認)	▼工認初回申請 (2013.12.25)	▼基準津波 (2019.9.13)	▼工認補正(1) (2021.10.1)	工認補正(7) ▼ (2022.12.23)
	▲基準地震動 (2018.2.16)			▲設置変更許可 (2021.9.15)
	工認の適合性審査			

追加評価・反映 ↑

※：島根2号炉は、これまでに7回の工認補正（第7回申請日：2022.12.23）を実施している。

1. 高経年化技術評価の補正概要

■ 高経年化技術評価の補正概要

項目		主な補正内容	備考
共通事項		初回申請以降に新たに得られた運転経験および最新知見の反映	P5~6参照
		新規制基準適合性審査他により追加した機器・構築物の評価結果の反映	P39~43参照
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	中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響（NTEC-2019-1001）の反映	P6参照
	2相ステンレス鋼の熱時効	なし （工認と同様の耐震条件による熱時効の評価は耐震安全性評価に反映）	
	照射誘起型応力腐食割れ	なし	
	低サイクル疲労	解析モデル変更等の反映 （工認と同様の耐震条件による疲労評価は耐震安全性評価に反映）	P7~8参照
	中性子照射脆化	重大事故等時の加圧熱衝撃評価※の反映	P9~10参照

※：新規制基準適合性審査により確定した重大事故等時の環境条件の反映

1. 高経年化技術評価の補正概要

■ 高経年化技術評価の補正概要

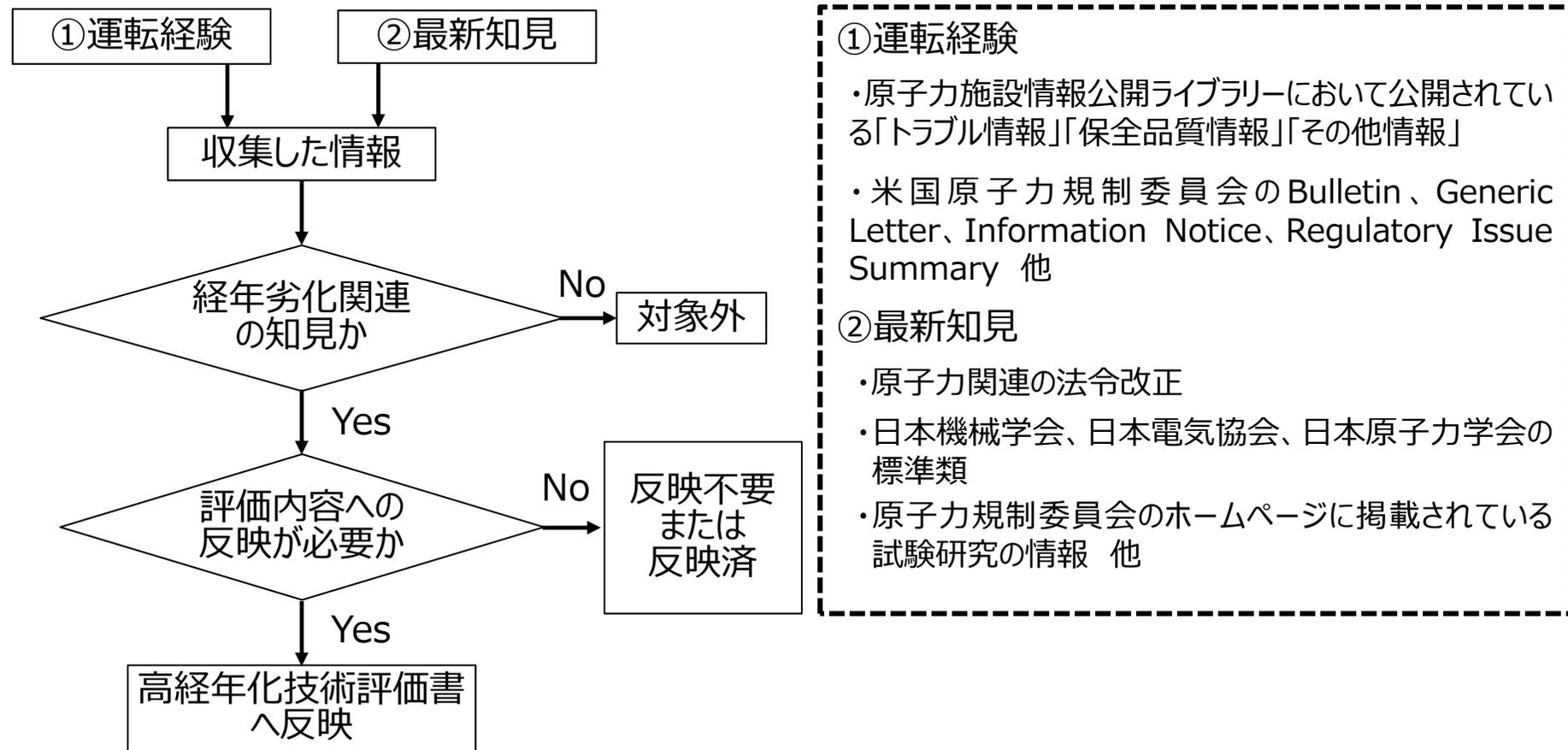
項目		主な補正内容	備考
技術評価	絶縁特性低下	代表機器の追加 重大事故等時の耐環境評価※の反映	P11~12参照
	主要な劣化事象以外の事象（気密性低下）	代表機器の追加 重大事故等時の耐環境評価※の反映	P13~14参照
耐震安全性評価		<ul style="list-style-type: none"> ・工認と同様の耐震条件の反映 ○2相ステンレス鋼の熱時効評価 ○低サイクル疲労評価 ○腐食・摩耗を考慮した評価 他	P15~33参照
耐津波安全性評価		<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波の反映 ・浸水防護施設の反映 	P34~38参照
長期施設管理方針		ケーブル接続部の絶縁特性低下に係る健全性確認結果を踏まえた長期施設管理方針の変更	P44~45参照

※：新規制基準適合性審査により確定した重大事故等時の環境条件の反映

1.1 運転経験および最新知見

■ 初回申請以降に新たに得られた運転経験および最新知見の反映

- 高経年化技術評価に係る運転経験および最新知見については以下の反映フローのとおり収集し、高経年化技術評価書へ反映している。



運転経験および最新知見の反映フロー

1.1 運転経験および最新知見

■ 初回申請以降に新たに得られた運転経験および最新知見の反映

- 初回申請以降に得られた知見は、経年劣化関連の知見が合計833件あり、そのうち3件を反映している。

運転経験／最新知見	運転経験／最新知見の概要	評価書への反映内容
島根2号炉 原子炉構成機器（アクセスホールカバー）の取付け溶接部におけるひび	島根2号炉の原子炉压力容器内の点検において、アクセスホールカバー取付け溶接部にひびがあることが確認された。	ひびの原因は応力腐食割れであり、応力腐食割れ対策として溶接部を有さないボルト締結式へ取替を実施したことから、取替え後の構造で評価を実施。
中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響 (NTEC-2019-1001)	原子力規制庁において実施した研究の結果より、コンクリートの圧縮強度について、およそ $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) の中性子照射量から低下する可能性があることが確認された。	コンクリートの圧縮強度の低下が見られる中性子照射量の値 ($1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$) を反映。
重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析 (NTEC-2019-1002)	原子力規制庁において実施した研究の結果より、ケーブルの絶縁抵抗について、蒸気曝露中に絶縁体への蒸気の浸透・凝縮による吸湿により低下する可能性があることが確認された。	絶縁特性低下が想定されないMIケーブル（絶縁体材料：金属）へ取替を実施したことから、取替え後の仕様で評価を実施。

■ 解析モデル変更等の反映

○評価概要

- 原子炉の起動・停止時などに受ける温度・圧力変化によって発生する低サイクル疲労について、60年時点の健全性を確認する。
- これまでの運転経験による実績過渡回数を踏まえ、今後の運転によって発生する推定過渡回数を算出し、60年時点の疲労評価を行う。

○主な補正内容

- 新規規制基準適合性審査により確定した耐震条件を踏まえた対策（耐震補強のための配管サポートの追設）により変更した解析モデルに対して、再評価を実施し評価結果を反映。
- 先行プラントの審査内容の反映として、評価条件について、未経験過渡事象（プラント運転中に発生していない事象※）を保守的に1回発生するものとして、推定過渡回数を設定。

※：以下の過渡事象が該当する。

給水加熱機能喪失（発電機トリップ）

給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）

スクラム（タービントリップ）

スクラム（原子炉給水ポンプ停止）

スクラム（逃がし安全弁誤作動）

1.2 低サイクル疲労

■ 解析モデル変更等の反映

○ 評価結果

- 評価対象機器・評価部位について、いずれの機器も疲れ累積係数が1を下回ることから、60年時点において疲労割れが問題となる可能性はないと判断した。

評価対象機器・評価部位		運転実績回数に基づく疲れ累積係数		
		現時点 (2015年7月末時点)	運転開始後 60年時点	環境疲労評価手法による評価結果 (許容値：1以下)
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	0.001	0.001	0.005
原子炉圧力容器	主フランジ	0.004	0.008	—※
	スタッドボルト	0.180	0.383	—※
	給水ノズル	0.045	0.094	0.411
	下鏡	0.004	0.007	0.332
	支持スカート	0.110	0.231	—※
原子炉格納容器	ベント管ベローズ	0.030	0.049	—※
機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部	0.091	0.159	—※
配管	原子炉再循環系配管	0.002	0.004	0.067
	主蒸気系配管	0.006	0.014	—※
	給水系配管	0.015	0.031	0.146
弁	原子炉再循環ポンプ出口弁	0.001	0.002	0.037
	残留熱除去系ポンプ炉水戻り弁	0.003	0.005	0.030
	原子炉給水内側隔離逆止弁	0.014	0.032	0.279
	主蒸気隔離弁	0.006	0.013	—※
炉内構造物	炉心シュラウド	0.006	0.013	0.318
	シュラウドサポート	0.005	0.009	0.024

※：接液環境ではないため環境効果補正係数を用いた評価対象外

■ 重大事故等時の加圧熱衝撃評価

○ 評価概要

- 加圧された原子炉圧力容器内部が急激に冷却されることで容器内面に高い引張応力が発生する事象である加圧熱衝撃事象に対して、原子炉圧力容器の健全性を確認する。

○ 主な補正内容

- 設計基準事故時の環境条件に対する加圧熱衝撃評価に加え、新規制基準適合性審査により確定した重大事故等時の環境条件に対する加圧熱衝撃評価を反映。

【設計基準事故時の評価】

国内の全BWRプラントを対象とした設計基準事故（供用状態D）時の加圧熱衝撃評価※については、右図のとおり、静的平面ひずみ破壊靱性（ K_{IC} ）が応力拡大係数（ K_I ）を上回ることが確認されており、破壊靱性の裕度が十分にあることが確認されている。

※：梶田他、「沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」、日本保全学会第10回学術講演会、H25.7

供用状態Dにおける原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価(BWR-5)

■ 重大事故等時の加圧熱衝撃評価

○ 評価結果

- BWRの原子炉圧力容器は、冷却水の注入に伴い圧力が低下するため、加圧されたまま低温となることがないことから、加圧熱衝撃事象は生じない。また、設計基準事故時の温度・圧力変化に対して破壊靱性の裕度が十分あることを確認した。
- 加圧熱衝撃評価は温度・圧力変化が大きい方が厳しい評価となるが、重大事故等時の温度・圧力変化は、設計基準事故時の温度・圧力変化に比べ、変化率が緩やかであり、重大事故等時においても加圧熱衝撃事象に対して健全性が確保されることを確認した。

項目	設計基準事故	重大事故等	
温度変化が 厳しい事故 シーケンス	「原子炉冷却材喪失事故」 【温度変化量】 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div>	「LOCA時注水機能喪失」 【温度変化量】 約7分で約290℃から約138℃まで低下	
圧力変化が 厳しい事故 シーケンス	「過大圧力」 【圧力変化量】 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div>	「全交流動力電源喪失」 【圧力変化量】 約3秒で約6.92MPa[gage] から約7.74MPa[gage]まで 上昇	「原子炉停止機能喪失」 【圧力変化量】 約5.4秒で約6.93MPa[gage] から約8.68MPa[gage]まで 上昇

1.4 絶縁特性低下

■ 代表機器の追加および重大事故等時の耐環境評価

○ 評価概要

- 絶縁特性低下は、機器の絶縁物が熱的、電氣的、機械的および環境的な要因等で経年変化し、絶縁特性を確保できなくなる事象であり、通常運転時の経年変化に加え事故時雰囲気での経年変化による絶縁特性低下を確認することで、機器の健全性を評価する。

○ 主な補正内容

- 常設重大事故等対処設備等の追加に伴う代表機器の追加。
- 新規制基準適合性審査により確定した重大事故等時の環境条件に対する健全性評価を反映。

反映項目	対象機器
代表機器の追加	電気ペネトレーション、ケーブル、計測制御設備 (例：酸素濃度計、難燃一重同軸ケーブル)
重大事故等時の健全性評価	電気ペネトレーション、ケーブル、計測制御設備、 ポンプモータ、電動弁 (例：難燃三重同軸ケーブル、残留熱除去系電動弁)

1.4 絶縁特性低下

■ 代表機器の追加および重大事故等時の耐環境評価

○ 評価結果

- 重大事故等時の環境条件に対する健全性評価として、通常運転時の劣化に加え、設計基準事故および重大事故等時の環境条件を包括する劣化を考慮した試験による評価を実施。
- 評価の結果、運転開始後60年時点においても事故時に絶縁機能が維持されることを確認した。

【評価例：難燃三重同軸ケーブル】

長期健全性試験条件

試験項目	試験条件	説明
加速熱劣化	121℃×168時間	60年間の通常運転時の劣化条件（63℃×60年間）を包括する試験条件
放射線照射 (集積線量)	7.6×10 ⁵ Gy	60年間の通常運転時の劣化条件に事故時の劣化条件を加えた線量（4.44×10 ⁵ Gy）を包括する試験条件
事故時雰囲気曝露	最高温度：171℃ 最高圧力：0.427MPa 曝露時間：310時間	設計基準事故および重大事故等時の最高温度（171℃）、最高圧力（0.427MPa）を包括する試験条件

長期健全性試験結果

評価項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	①直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻き付ける。 ②①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③②の状態、公称絶縁材厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

1.5 主要な劣化事象以外の事象（気密性低下）

■ 代表機器の追加および重大事故等時の耐環境評価

○対象となる事象

- 電気ペネトレーションのシール材およびリングの劣化による気密性の低下事象

○評価概要

- 気密性の低下は、気密性を維持するためのバウンダリ部に使用されているゴム、プラスチック等の高分子材料が、熱的、電氣的、機械的および環境的な要因等で経年変化し、気密性を維持出来なくなる事象であり、通常運転時の経年変化に加え事故時雰囲気での経年変化による気密性の低下を確認することで機器の健全性を評価する。

○主な補正内容

- 常設重大事故等対処設備の追加に伴う代表機器の追加。
- 新規制基準適合性審査により確定した重大事故等時の環境条件に対する健全性評価結果の反映。

1.5 主要な劣化事象以外の事象（気密性低下）

■ 代表機器の追加および重大事故等時の耐環境評価

○ 評価結果

- 重大事故等時の環境条件に対する健全性評価として、通常運転時の劣化に加え、設計基準事故および重大事故等時の環境条件を包括する劣化を考慮した試験による評価を実施。
- 評価の結果、運転開始後60年時点においても事故時に気密性能が維持されることを確認した。

【評価例：モジュール型核計装用電気ペネトレーション】

長期健全性試験条件

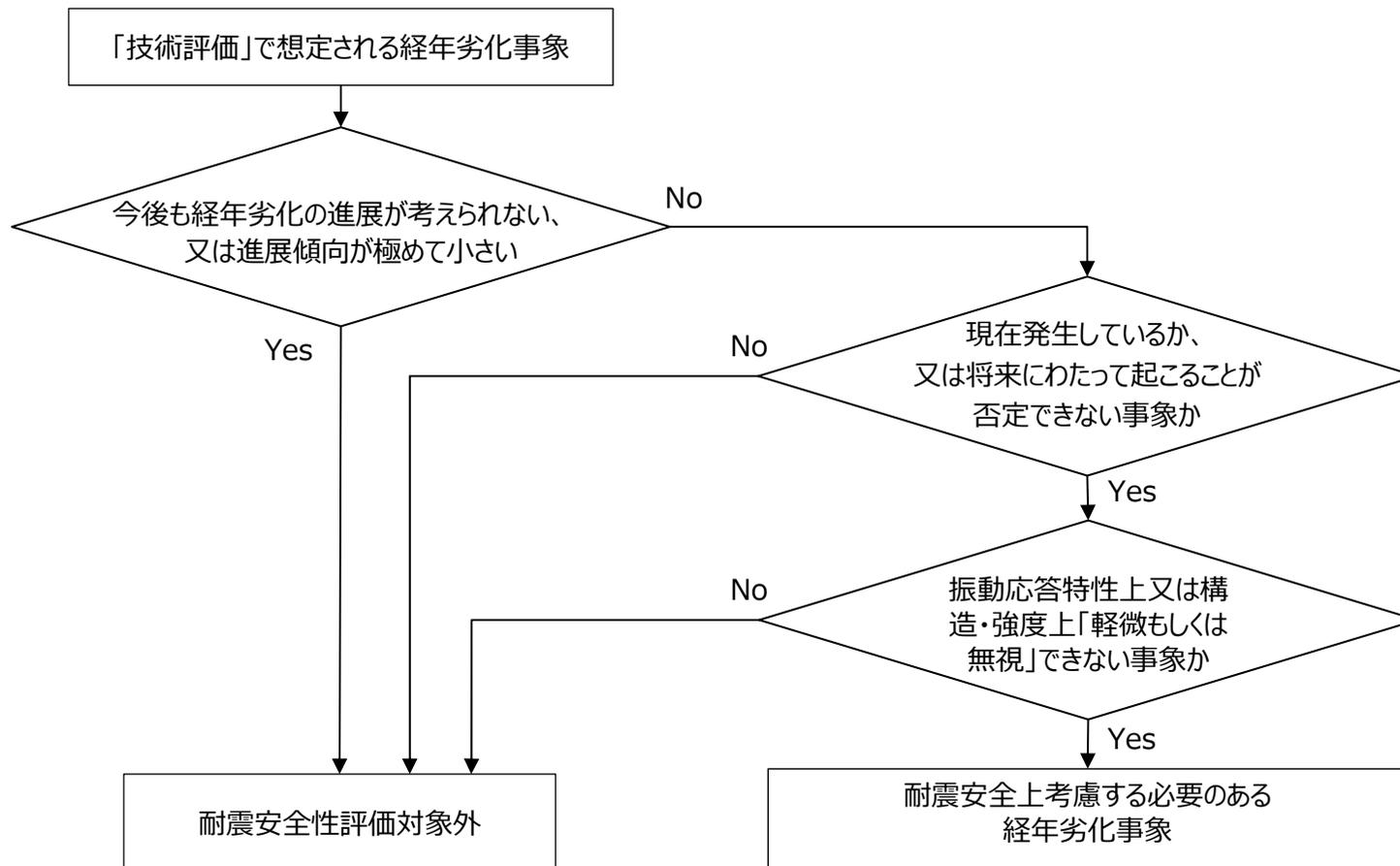
試験項目	試験条件	説明
熱サイクル試験	[]	60年間の通常運転時の劣化条件（起動停止に伴う熱サイクル回数）を包絡する試験条件
熱放射線同時劣化	加速熱劣化 [] 放射線照射線量 []	60年間の通常運転時の劣化条件（50℃×60年間）を包絡する試験条件 また、60年間の通常運転時の劣化条件（ [] ）を包絡する試験条件
事故時放射線照射	[]	事故時の劣化条件（事故時線量 3.6×10^5 Gy）を包絡する試験条件
事故時雰囲気曝露	[] 最高圧力：0.854MPa 曝露時間：168時間	事故時の最高温度（ [] ）、最高圧力（0.853 MPa）を包絡する試験条件

長期健全性試験結果

評価項目	判定基準	試験結果	判定
気体漏えい試験	漏えい量が 1×10^{-4} Pa・m ³ /s以下であること	[]	良

○評価概要（1 / 3）

- 耐震安全性評価にあたっては、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローに従い、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出している。



1.6 耐震安全性評価

○評価概要（2 / 3）

- 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローに基づき抽出された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は以下のとおり。

機器・構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							
	低サイクル 疲労	中性子 照射脆化	照射誘起型 応力腐食割れ	熱時効	摩耗	腐食		コンクリートの 強度・遮蔽能力低下
						流れ加速型 腐食	全面腐食	
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎※2	—
熱交換器	—	—	—	—	◎	◎	◎※2	—
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎※2	—
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎※2	—
弁	◎	—	—	◎	—	—	—	—
炉内構造物	◎	—	×※1	—	—	—	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
コンクリート構造物および鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	×
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
機械設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—

※1：照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性はないと評価を見直した（補紙（1）参照）ことに伴い、耐震安全性評価についても変更する（技術評価の変更内容については、第15回審査会合（2018年12月19日）にて説明済）。

※2：基礎ボルト

【凡例】

- ◎：「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できない事象」
- ×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの
- ：上記“×”を除く耐震安全上考慮する必要のない経年劣化事象

○照射誘起型応力腐食割れの評価内容

【健全性評価】

- 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについて、運転開始後60年時点での中性子照射量を評価した結果、炉心シュラウド中間胴（母材部、H4周溶接継手）および上部格子板グリッドプレートの照射量がしきい照射量を超えることを確認した。
- 炉心シュラウド中間胴（H4周溶接継手）の内外面はウォータージェットピーニング施工により溶接部の残留応力改善を実施しており、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価。
- 炉心シュラウド中間胴母材部（溶接部以外）および上部格子板グリッドプレートは、溶接部がないため、溶接による引張残留応力がなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価。

【現状保全】

- 炉心シュラウド中間胴（H4周溶接継手）について維持規格に基づく点検として内外面ともにMVT-1の目視試験を実施しており、異常がないことを確認している。
- 上部格子板グリッドプレートについて、維持規格に基づく点検（VT-3）に加えて、自主検査として第17回定期検査時にMVT-1の目視試験を実施しており、異常がないことを確認している。

1.6 耐震安全性評価

○評価概要（3 / 3）

➤ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する評価の概要は以下のとおり。

経年劣化事象	評価対象機器	評価概要
低サイクル疲労	ポンプ、容器、配管、弁、炉内構造物	運転実績による過渡回数を考慮した疲労累積係数と地震時（基準地震動Ss又は弾性設計用地震動Sd）の疲労累積係数の合計値が許容値を下回ることを確認する。
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴（炉心領域）について、中性子照射脆化と地震を考慮した場合の温度・圧力制限曲線を求め健全性を確認する。
熱時効	ポンプ、弁	き裂を想定し、地震時のき裂進展力が運転開始後60年時点の熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗を下回ることを確認する。
摩耗	熱交換器	排ガス予熱器について、流れ加速型腐食によって管支持板（伝熱管との支持部）に減肉が発生した場合に、流体振動による伝熱管の摩耗（管外面の減肉）が進行するため、伝熱管外面の減肉を考慮した地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。
腐食 （流れ加速型腐食）	配管、熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> ●配管 流れ加速型腐食による減肉を考慮して地震時の発生応力又は疲れ累積係数を算出し、許容値を下回ることを確認する。 ●熱交換器 流れ加速型腐食による胴内面の減肉※1、伝熱管内面の減肉※2および管支持板の減肉※3を考慮して地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。
腐食 （全面腐食）	基礎ボルト	運転開始後60年時点の腐食減肉を想定して地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

※1：原子炉浄化系再生熱交換器、排ガス予熱器

※2：原子炉補機冷却系熱交換器、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器

※3：排ガス予熱器

1.6 耐震安全性評価

○島根2号炉の耐震安全性評価の特徴（耐震条件、耐震評価手法に関するもの）

【耐震条件】

- 耐震条件に関しては、**設置変更許可を受けた基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d を基に設定した、工認と同様の耐震条件である設計用条件Ⅰ／Ⅱ※又はそれを上回る設計用条件を適用する。**

※：工認図書「VI-2-1-7 設計用床応答スペクトルの作成方針」で設定している条件であり、材料物性の不確かさを考慮して設定した設計用震度および設計用床応答スペクトルを設計用条件Ⅰ、設計用条件Ⅰに対して余裕のある条件（概ね設計用条件Ⅰに1.5を乗じた条件）を設計用条件Ⅱという。

- 耐震条件以外の評価条件（温度条件、圧力条件、機械荷重、重心位置等）に関しては、**基礎ボルト等の減肉量を考慮した寸法を除き、すべて工認と同様の条件とする。**

【耐震評価手法】

- 固有値解析、地震応答解析、構造強度評価および動的機能維持評価の手法に関しては、**工認と同様の手法を用いる。** また、設計用地震力、荷重の組合せ、許容限界および設計用減衰定数に関しても、**すべて工認と同様の条件とする。**

1.6 耐震安全性評価

○島根2号炉の耐震安全性評価の特徴（耐震条件、耐震評価手法に関するもの）

【配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震評価手法】

- 配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価においては、余寿命に応じて耐震管理厚さ※の見直し又は配管取替等を行う管理としていることを踏まえ、耐震管理厚さを用いて、評価を実施。

※：耐震管理厚さ = \min （40年目の想定厚さ、公称板厚の80%の厚さ）

- 耐震管理厚さは、必要最小板厚以上の値を設定する。
- 上記の評価方針は初回申請から変更はないが、耐震条件見直しに伴い算出した値は初回申請から変更している。

1.6 耐震安全性評価

○主な補正概要

- 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する評価における主な補正概要は以下のとおり。

項目	補正概要	備考
適用地震動の見直し	設置変更許可申請にて許可を受けた基準地震動Ssおよび弾性設計用地震動Sdを適用	補紙（2） 参照
耐震重要度分類の見直し（C→B）	初回申請時は、一部のBクラス設備をCクラスとしていたが、Bクラスに見直したうえで耐震安全性評価を実施	補紙（3） 参照
工認審査を踏まえた解析モデルの最新化	工認審査を踏まえて解析モデルを最新化したうえで、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施	補紙（4） 参照
等価繰り返し回数の見直し	等価繰り返し回数を100回からSs：150回、Sd：300回に見直し（工認の条件と整合）	
周囲環境温度の見直し	一部設備の基礎ボルトの評価に用いる周囲環境温度を見直し（工認の条件と整合）	

1.6 耐震安全性評価

○評価結果

➤ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する評価結果は以下のとおり。

経年劣化事象	評価対象機器	評価結果	備考
低サイクル疲労	ポンプ、容器、配管、弁、炉内構造物	地震による等価繰返し回数を考慮した60年時点での疲れ累積係数が許容値である1を下回ることを確認した。	P23~24 参照
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	初回申請時に保守的な耐震条件で評価していたため、評価結果に変更なし。	
熱時効	ポンプ、弁	原子炉再循環ポンプについて、き裂進展力（Japp）と材料のき裂進展抵抗（Jmat）を比較し、不安定破壊しないことを確認した。	P25~26 参照
摩耗	熱交換器	摩耗による伝熱管外面の減肉を考慮した伝熱管に対する地震時の発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。	
腐食 （流れ加速型腐食）	配管、熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> ●配管 流れ加速型腐食による配管内面の減肉を考慮した各部に対する地震時の発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。 ●熱交換器 流れ加速型腐食による胴内面の減肉、伝熱管内面の減肉および管支持板の減肉を考慮した各部に対する地震時の発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。 	
腐食 （全面腐食）	基礎ボルト	<ul style="list-style-type: none"> ●基礎ボルト 減肉を考慮した基礎ボルトに対する地震時の発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題ないことを確認した。 	

1.6 耐震安全性評価

■ 低サイクル疲労に係る耐震安全性評価

○評価概要

- 原子炉の起動・停止時などに受ける温度・圧力変化によって発生する低サイクル疲労に加え、地震による等価繰り返し回数を考慮した60年時点での疲れ累積係数が許容値である1を下回ることを確認する。

○主な補正内容

- 新規制基準適合性審査により確定した耐震条件を踏まえた再評価を実施し評価結果を反映。
- 低サイクル疲労の評価結果は、技術評価の補正内容（未経験過渡事象を保守的に1回発生するものとして、推定過渡回数を設定）を反映。

1.6 耐震安全性評価

■ 低サイクル疲労に係る耐震安全性評価

○ 評価結果

- 評価対象機器について、いずれの機器も疲れ累積係数が1を下回ることから、60年時点において耐震安全性に問題ないと判断した。

評価対象機器		運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数	合計 (許容値：1以下)
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	0.005	0.011	0.016
原子炉圧力容器	主フランジ	0.008	—	0.008
	スタッドボルト	0.383	—	0.383
	給水ノズル	0.411	0.001	0.412
	下鏡	0.332	0.001	0.333
	支持スカート	0.231	0.002	0.233
原子炉格納容器	ベント管ベローズ	0.049	0.372	0.421
機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部	0.159	0.010	0.169
配管	原子炉再循環系配管	0.067	0.011	0.078
	主蒸気系配管	0.146	0.002	0.148
	給水系配管	0.014	0.593	0.607
弁	原子炉再循環ポンプ出口弁	0.037	0.001	0.038
	残留熱除去系 ポンプ炉水戻り弁	0.030	0.004	0.034
	原子炉給水内側隔離逆止弁	0.279	0.001	0.279
	主蒸気隔離弁	0.013	0.009	0.022
炉内構造物	炉心シュラウド	0.318	0.001	0.319
	シュラウドサポート	0.024	0.001	0.025

1.6 耐震安全性評価

■ 2相ステンレス鋼の熱時効に係る耐震安全性評価

○評価概要

- 使用温度が250℃以上の環境でステンレス鋼を使用している機器に対して、60年間の靱性低下を予測し、地震発生時のき裂進展力と比較を行い健全性を確認する。
- 代表機器は、材料の靱性低下の観点から、フェライト量が最大となる機器と耐震評価時の発生応力が最大となる機器とする。
- 外力の作用によるき裂進展力 (J_{app}) と材料のき裂進展抵抗 (J_{mat}) を比較し、延性き裂の発生有無およびき裂の不安定化有無について評価する。

○主な補正内容

- 新規制基準適合性審査により確定した耐震条件を踏まえ、耐震評価時の発生応力が最大となる機器を代表機器として選定。
- フェライト量および発生応力が最大となる原子炉再循環ポンプについて、新規制基準適合性審査により確定した耐震条件を用い、熱時効を考慮したき裂の不安定化有無の評価結果を反映。

1.6 耐震安全性評価

■ 2相ステンレス鋼の熱時効に係る耐震安全性評価

○評価結果

- 原子炉再循環ポンプについて、き裂進展力 (J_{app}) と材料のき裂進展抵抗 (J_{mat}) を比較し、不安定破壊しないことを確認した。

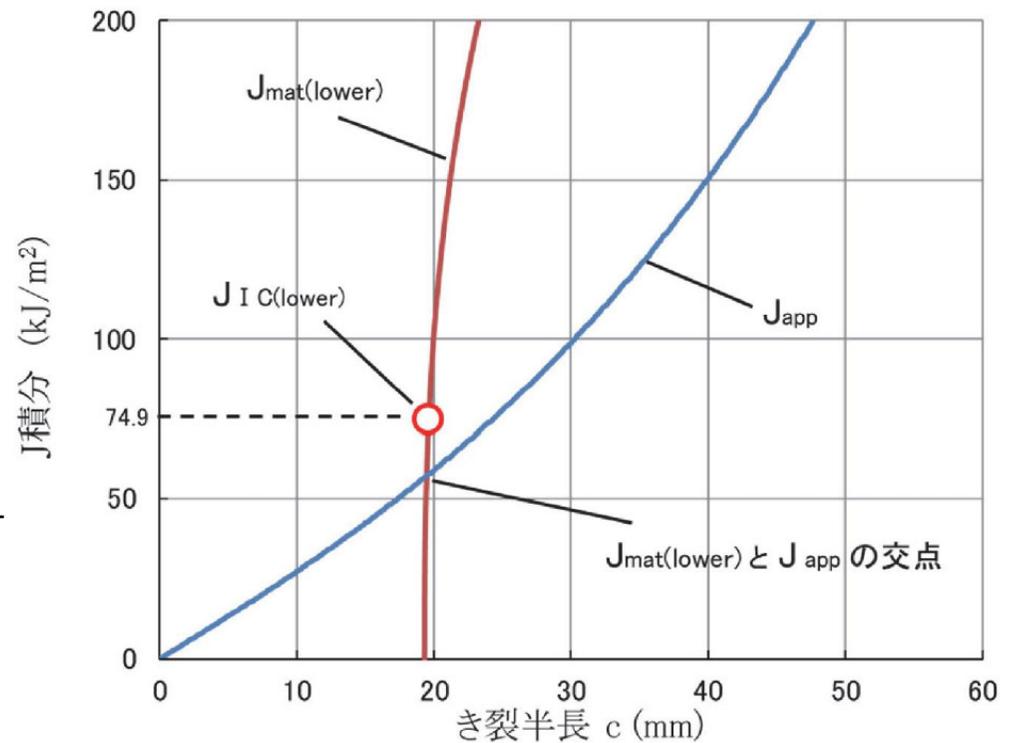
<破壊力学評価の判定基準>

$J_{app} < J_{IC}^*$ の場合：延性き裂進展は生じない

$J_{app} \geq J_{IC}^*$ の場合：延性き裂進展は生じる

⇒ J_{app} と J_{mat} の交点において、 J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回れば発生したき裂が不安定化しない。

※：延性き裂が成長を始める破壊靱性値を示す



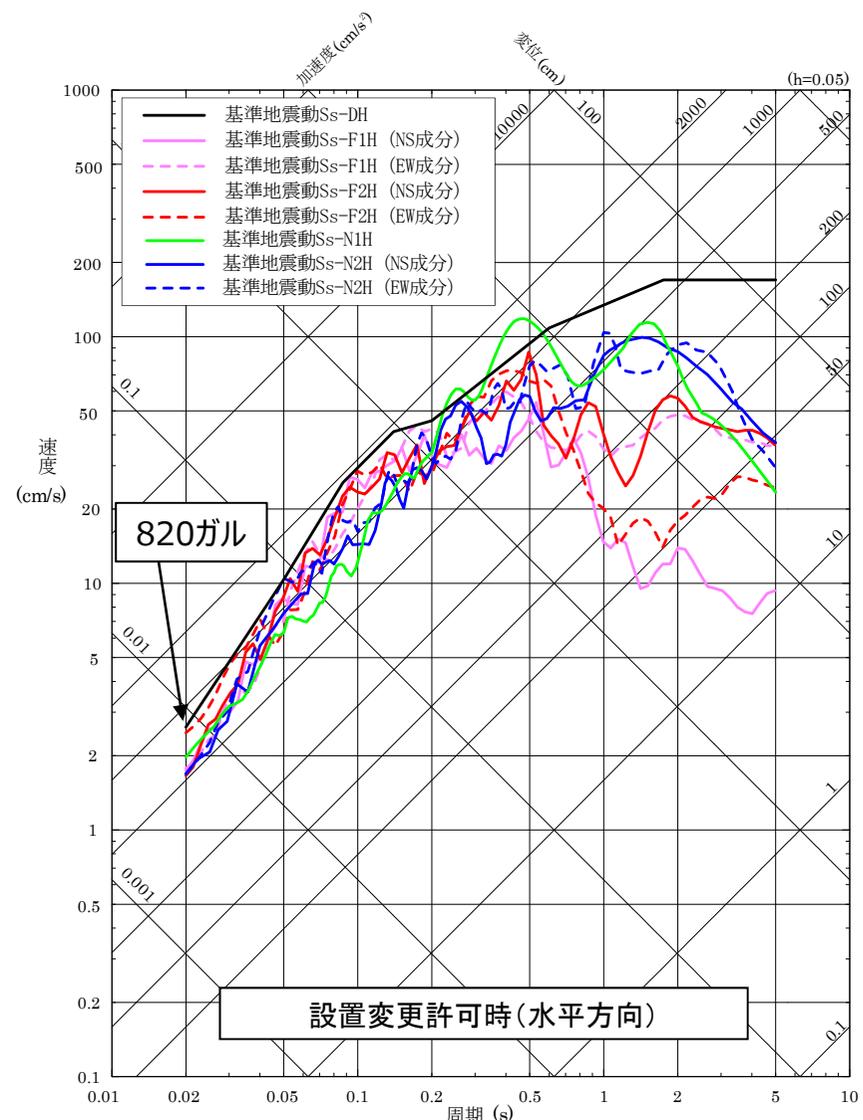
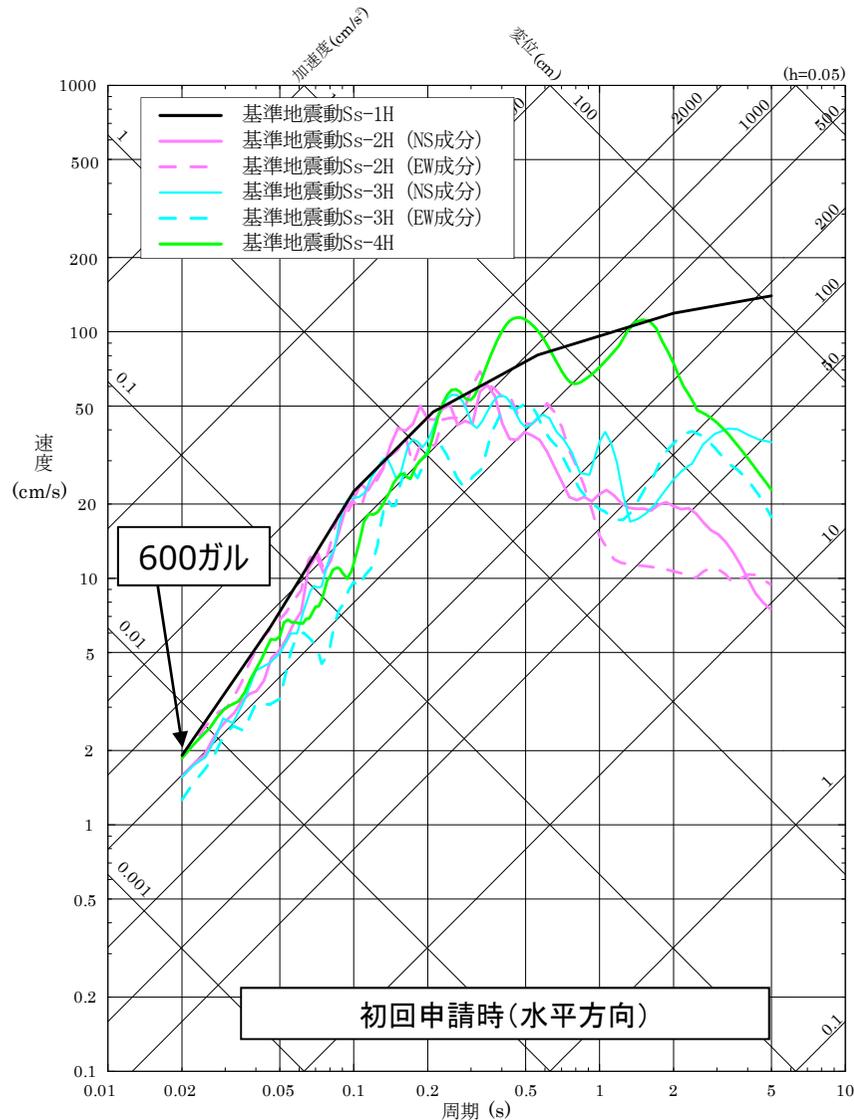
原子炉再循環ポンプのき裂安定性評価結果

○初回申請からの変更点（基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d の変更）

- 初回申請では2013年12月25日付け設置変更許可申請における基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d に基づく耐震安全性評価を行っていたが、これらの地震動が変更となったことから、設置変更許可を受けた基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d ※を適用することとした。

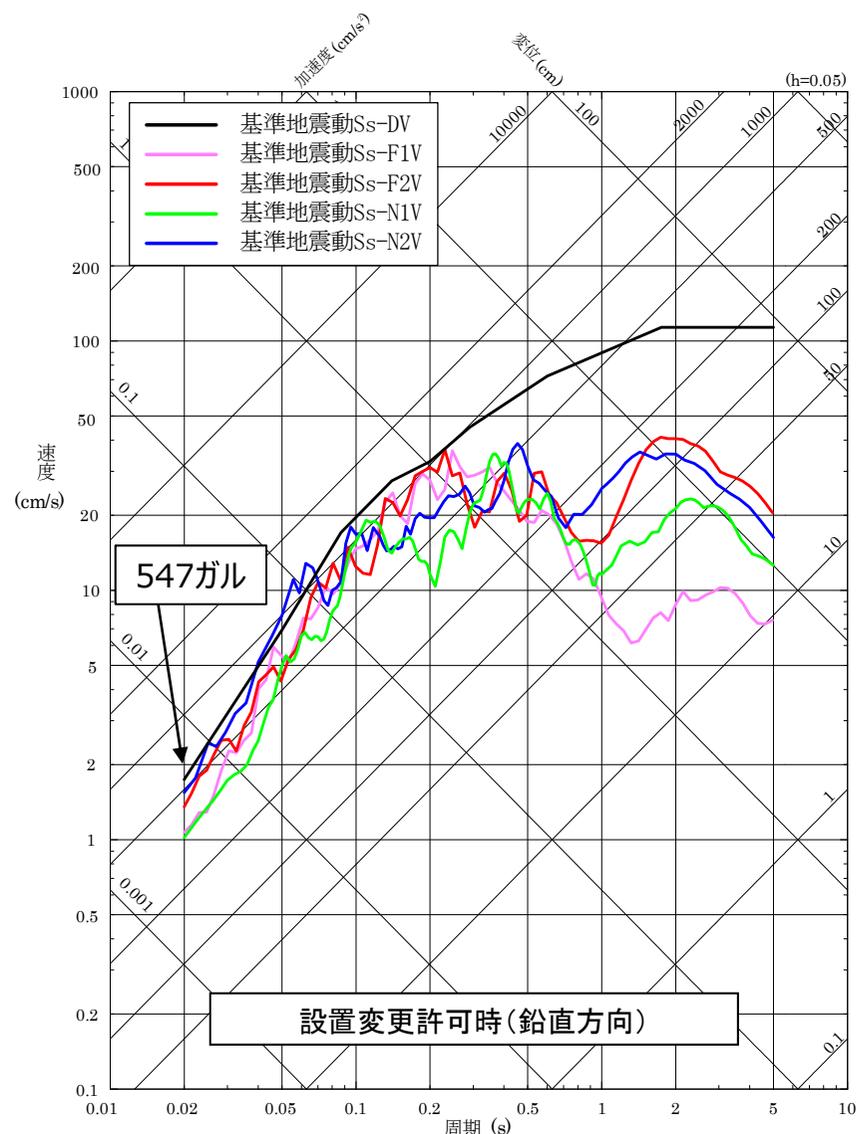
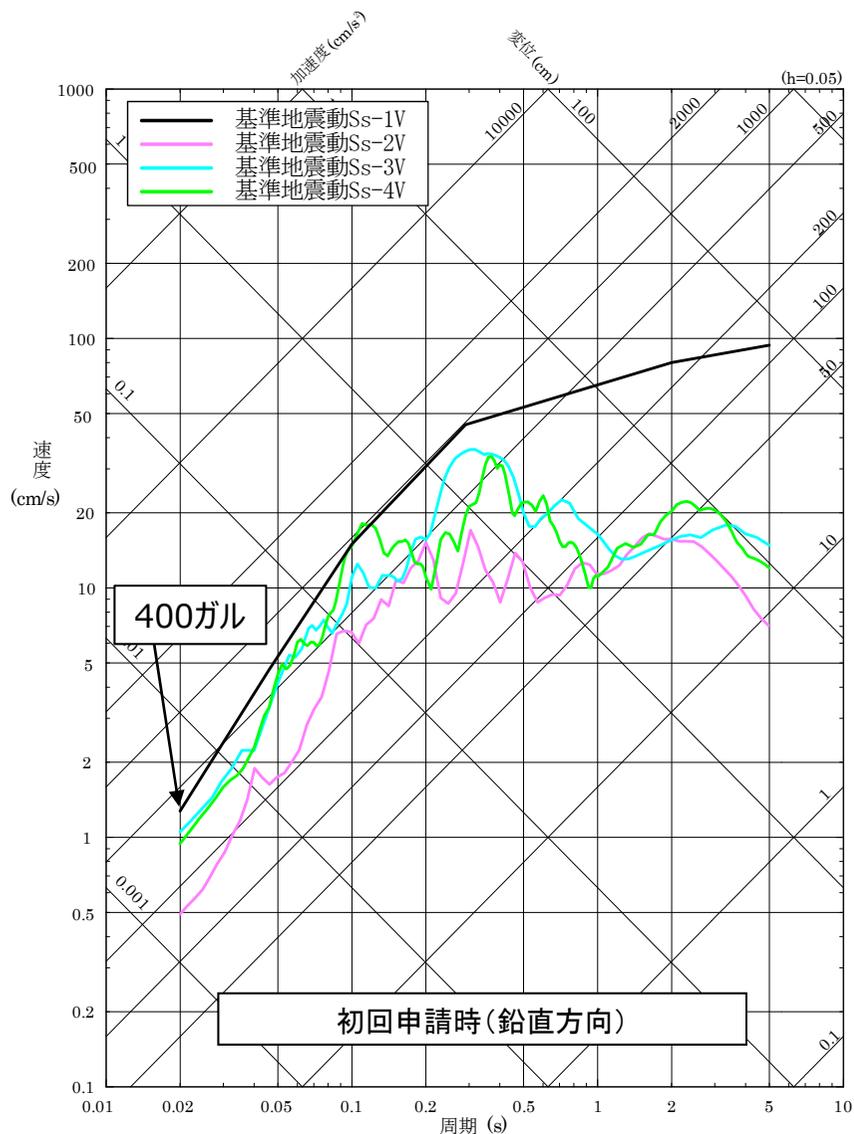
※：弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないよう基準地震動 S_s に係数0.5を乗じて設定した。さらに、弾性設計用地震動 S_d の設定に当たっては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S_d として設定した。

○初回申請からの変更点 (基準地震動 S s および弾性設計用地震動 S d の変更)



基準地震動 S s の応答スペクトル (水平方向) (左側：初回申請時、右側：設置変更許可時)

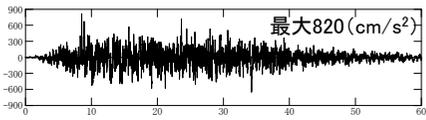
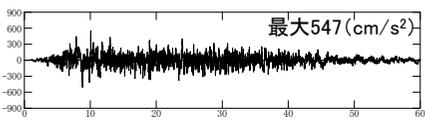
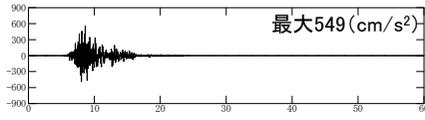
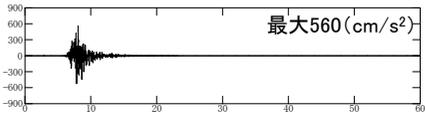
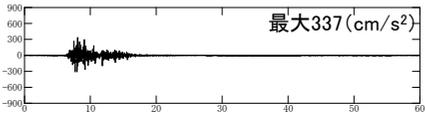
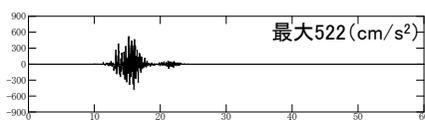
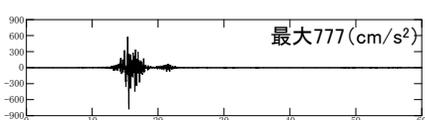
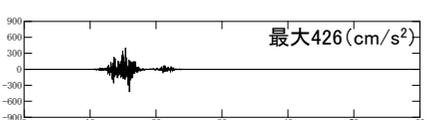
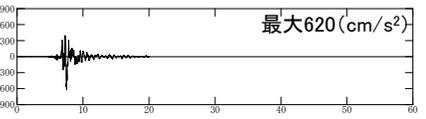
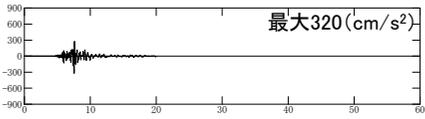
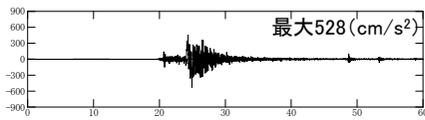
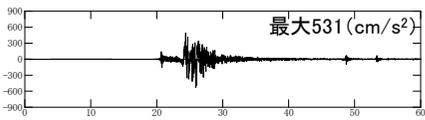
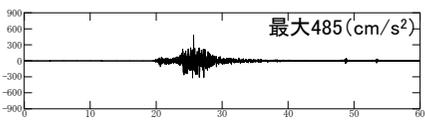
○初回申請からの変更点 (基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d の変更)



基準地震動 S_s の応答スペクトル (鉛直方向) (左側：初回申請時、右側：設置変更許可時)

○初回申請からの変更点（基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d の変更）

➤ 基準地震動 S_s の加速度時刻歴波形を以下に示す。

基準地震動		水平方向（NS成分）	水平方向（EW成分）	鉛直方向
$S_s - D$	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動 〔応答スペクトル手法による基準地震動〕			
$S_s - F1$	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動 断層モデル手法による基準地震動 〔穴道断層による地震の中越中地震の短周期レベルの不確かさ 破壊開始点5〕			
$S_s - F2$	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動 断層モデル手法による基準地震動 〔穴道断層による地震の中越中地震の短周期レベルの不確かさ 破壊開始点6〕			
$S_s - N1$	震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 〔2004年北海道留萌支庁南部地震（K-NET港町）の検討結果に保守性を考慮した地震動〕			
$S_s - N2$	震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 〔2000年鳥取県西部地震の賀祥ダム（監査廊）の観測記録〕			

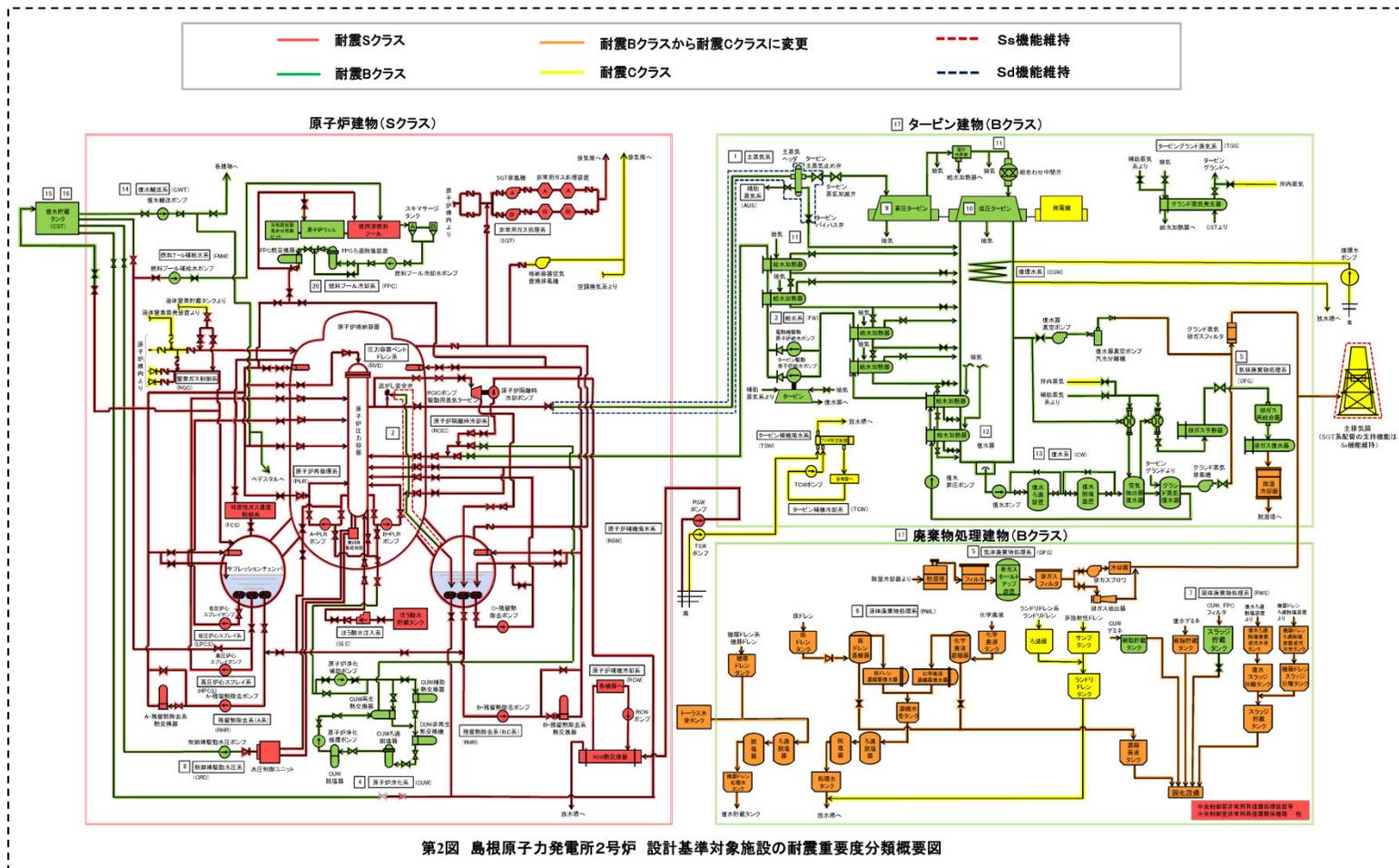
※：表中のグラフは各基準地震動の加速度時刻歴波形〔縦軸：加速度（ cm/s^2 ）、横軸：時間（s）〕

○初回申請からの変更点（耐震重要度分類の見直し（C→B））

- 2013年12月25日付け設置変更許可申請では、公衆への放射線影響が小さいことが確認できた設備の耐震重要度分類をBクラスからCクラスに変更していた。
- 施設の耐震重要度分類の変更については、設置変更許可審査において2016年5月26日および2016年7月12日の審査会合にて審議いただいたが、検討課題が多く多岐に亘る議論を要すると判断し、島根2号炉の新規制基準適合性審査においては、施設の耐震重要度分類の変更は取り止めることとした。
- 高経年化技術評価（30年目）の初回申請（2018年2月7日）では2013年12月25日付け設置変更許可申請と合わせてCクラスとしていたが、上記を踏まえて、耐震重要度分類をBクラスに変更している。なお、従前（2013年12月25日付け設置変更許可申請以前）からCクラスの設備については、今回の補正においてもCクラスとしている。

○初回申請からの変更点（耐震重要度分類の見直し（C→B））

- ▶ 参考として、第379回審査会合（2016年7月12日）における施設の耐震重要度分類の概要図を以下に示す。なお、本審査会合において「耐震 B クラスから耐震 C クラスに変更」としていた施設を含めて、施設の耐震重要度分類の変更は取り止めた。



第379回審査会合（2016年7月12日）資料「島根原子力発電所2号炉 施設の耐震重要度分類の変更について」より抜粋

○初回申請からの変更点（工認審査を踏まえた解析モデルの最新化）

- ▶ 例として、サプレッションチェンバの基礎ボルトの腐食に対する耐震評価に用いる解析モデルの変更点を以下に示す。

項目	初回申請	補正申請	変更理由
モデル化範囲	サプレッションチェンバの半周	サプレッションチェンバの全周	非対称に設置されたECCSストレナを適切にモデル化するため。
内部水の考慮方法	内部水全体を固定水として考慮 (スロッシング荷重は水平方向地震荷重に包含)	内部水質量に有効質量を適用 (スロッシング荷重を個別に算定)	地震応答を精緻に評価するため。
サプレッションチェンバサポート取付部の剛性	剛性が十分に高いと判断	局部変形をばね剛性として考慮	鉛直方向の地震応答を適切に表現するため。

1.7 耐津波安全性評価

○評価概要

- 対象設備・構造物の材料・環境条件等を踏まえ発生し得る経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象と現状保全内容から、構造・強度および止水性への影響の有無を確認する。
- 影響がある場合は追加保全内容を検討し、津波が来襲した場合においても対象設備・構造物が健全であることを確認する。

○主な補正内容

- 基準津波を踏まえ追加された浸水防護施設に属する機器および構築物の耐津波安全性評価を反映。

初回申請からの基準津波の変更概要

基準津波による最大水位変動量			
初回申請		補正申請	
上昇側 (m)	下降側 (m)	上昇側 (m)	下降側 (m)
防波壁： T.P.※1+9.5	2号炉取水槽： T.P.※1-7.2	施設護岸または防波壁： EL.※2+11.9	2号炉取水槽： EL.※2-6.5

※1：東京湾平均海面を示す。

※2：敷地標高を示す。

1.7 耐津波安全性評価

○主な補正内容

➤ 追加した浸水防護施設に属する機器および構築物は以下のとおり。

項目	対象機器・構築物		浸水防護施設の区分	
	初回申請	補正申請		
ポンプ	(対象なし)	循環水ポンプ、タービン補機海水ポンプ	浸水防止設備	
配管	(対象なし)	循環水系配管、タービン補機海水系配管、原子炉補機海水系配管、高圧炉心スプレイ補機海水系配管、液体廃棄物処理系配管	浸水防止設備	
弁	逆止弁	(対象なし)	タービン補機海水系、廃液放出管浸水防止、津波防止設備系	浸水防止設備
	隔離弁 (バタフライ弁)	(対象なし)	タービン補機海水ポンプ出口弁	浸水防止設備
コンクリート構造物 および鉄骨構造物	防波壁	防波壁、防波壁通路防波扉、1号機取水槽流路縮小工	津波防護施設	
	水密扉	屋外排水路逆止弁、防水壁、水密扉	浸水防止設備	
計測制御設備	(対象なし)	取水槽水位計測装置、津波監視カメラ※、取水槽水位制御盤※、燃料プール・津波監視カメラ制御盤※	津波監視設備	
	(対象なし)	タービン補機海水系隔離システム漏えい検知器※、タービン補機海水系隔離システム制御盤※	浸水防止設備	

※：基準津波の影響の受けない位置に設置しており、耐津波安全性評価対象外としている。

1.7 耐津波安全性評価

○島根 2 号炉の耐津波安全評価に係る評価の特徴

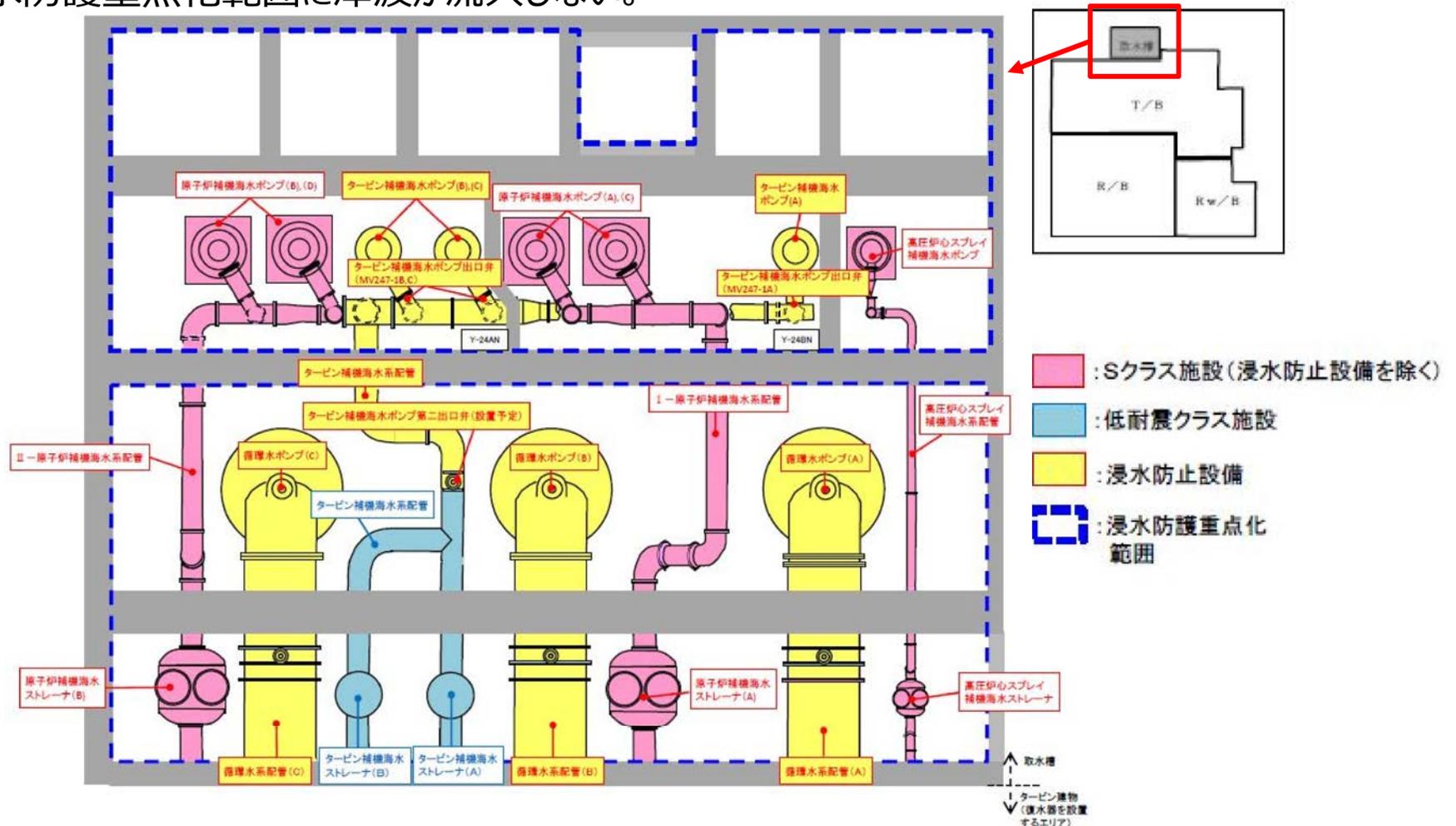
- 低耐震クラス機器（ポンプ・配管）が基準地震動Ssにより損傷した後に、損傷箇所を介した津波を浸水防護重点化範囲※¹へ流入させないため、海域と接続するポンプ・配管は基準地震動Ssに対して損傷させない設計および逆止弁または隔離弁を設置している。なお、隔離弁については、漏えい検知器※²および地震大信号（原子炉スクラム）※²により自動閉止する設計としている。

- ※ 1 : Sクラスの設備を設置する区画を浸水防護重点化範囲として設定しており、浸水防護重点化範囲に対して、津波の流入を防止する設計としている。
- ※ 2 : 基準津波が到達しない位置に設置しており、耐津波安全性評価の対象外としている。

1.7 耐津波安全性評価

○島根2号炉の耐津波安全性評価に係る評価の特徴

- 低耐震クラス機器の一部（下図黄色着色部）を基準地震動Ssに対して損傷しない設計とすることで、津波による水位上昇に伴い、仮に、ポンプ・配管に津波が流入した場合にも浸水防護重点化範囲に津波が流入しない。



海域と接続する低耐震クラス機器・配管への対策概要図（取水槽の例）

1.7 耐津波安全性評価

○評価結果

- 浸水防護施設の止水性については、水密ゴム等により確保されており、水密ゴム等は点検結果等を踏まえて取替える消耗品であることから、高経年化対策を見極めるうえでの評価対象外としている。
- 各機器および構築物に対して、技術評価での検討結果に基づき検討した結果、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかった。
- 高経年化への対応については、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象が抽出されておらず、耐津波安全性の観点から追加すべき保全策はない。

1.8 追加機器・構築物

■ 評価対象設備の追加

○ 主な補正内容

- 評価対象設備として浸水防護施設に属する機器および構築物ならびに常設重大事故等対処設備に属する機器および構築物等を追加し、健全性評価を反映。
- 次頁以降に反映した機器・構築物を示す。

○ 評価結果

- 健全性評価の結果、既設の機器・構築物については、現状保全を継続すること、新規に設置する機器・構築物については、既設の機器・構築物と同様な保全を実施することで、60年間の健全性が確保されることを確認した。

1.8 追加機器・構築物

■ 評価対象設備の追加

評価対象設備として追加した機器・構築物（代表）

項目	反映理由	機器・構築物
容器 (電気ペネ)	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・モジュール型制御計測用高耐熱電気ペネトレーション ・モジュール型計測用MI電気ペネトレーション
弁	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁N2ガス供給装置出口安全弁
	浸水防護施設	<ul style="list-style-type: none"> ・廃液放出管浸水防止逆止弁 ・タービン補機海水系浸水防止逆止弁 ・タービン補機海水ポンプ第二出口弁
ケーブル	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・難燃PEケーブル ・MIケーブル ・難燃FNケーブル ・難燃一重同軸ケーブル
コンクリートおよび 鉄骨構造物	浸水防護施設	<ul style="list-style-type: none"> ・1号機取水槽北側壁※
計測制御設備	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器酸素濃度計測装置 ・燃料プール水位・温度計測装置
	浸水防護施設	<ul style="list-style-type: none"> ・取水槽水位計測装置

※ 工認における島根2号機の耐津波設計として、1号機取水槽の入力津波高さを低減するため、1号機取水槽に1号機取水槽流路縮小工を設置している。
1号機取水槽流路縮小工の設置に伴い、間接支持構造物である1号機取水槽北側壁を代表設備として選定。

1.8 追加機器・構築物

■ 評価対象設備の追加

評価対象設備として追加した機器・構築物（代表）

項目	反映理由	機器・構築物
空調設備	常設重大事故等対処設備	・中央制御室外気取入調節弁
機械設備	常設重大事故等対処設備	・ガスタービン機関本体 ・ガスタービン機関付属設備 ・中央制御室待避室 ・緊急時対策所ディーゼル機関付属設備 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置
	重要度見直し	・ランドリドレン濃縮装置
電源設備	常設重大事故等対処設備	・高圧発電機車接続プラグ収納箱

■ 評価対象設備の追加

評価対象設備として追加した機器・構築物（非代表の例）

項目	反映理由	機器・構築物
ポンプ	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却水ポンプ ・残留熱代替除去ポンプ ・高圧原子炉代替注水ポンプ
	浸水防護施設	<ul style="list-style-type: none"> ・循環水ポンプ ・タービン補機海水ポンプ
熱交換器	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却系熱交換器
ポンプモータ	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却水ポンプモータ ・残留熱代替除去ポンプモータ
容器	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・スキマサージタンク（その他容器）
配管	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去系 ・高圧原子炉代替注水系 他
弁（電動弁駆動部以外）	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去系 ・高圧原子炉代替注水系 他
弁（電動弁駆動部）	常設重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去系 ・高圧原子炉代替注水系 他

■ 評価対象設備の追加

評価対象設備として追加した機器・構築物（非代表の例）

項目	反映理由	機器・構築物
ケーブル	常設重大事故等対処設備	・同軸コネクタ接続（フッ素樹脂）
タービン設備	常設重大事故等対処設備	・高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンおよび付属装置
コンクリートおよび鉄骨構築物	常設重大事故等対処設備	・第1ベントフィルタ格納槽 ・低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 ・B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 ・緊急時対策所（緊急時対策所遮蔽含む） ・緊急時対策所用燃料地下タンク（鉄筋コンクリート部） 他
	浸水防護施設	・防波壁通路防波扉 ・1号機取水槽流路縮小工 ・屋外排水路逆止弁 他
計測制御設備	常設重大事故等対処設備	・残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ・残留熱除去ポンプ出口圧力 ・ドライウエル温度 ・ペDESTAL温度 ・サプレッションチェンバ温度 他
	浸水防護施設	・タービン建物漏えい検知器 ・取水槽漏えい検知器 他
電源設備	常設重大事故等対処設備	・緊急用M/C ・ガスタービン発電機 他

1.9 長期施設管理方針

○初回申請からの変更点

- ▶ ケーブル接続部の絶縁特性低下（No.2）について、初回申請時には実機同等品の試験結果を有していなかったため、長期施設管理方針としていたが、その後、実機同等品の試験結果を用いて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対する健全性を確認した（次頁参照）ことから、長期施設管理方針から取り下げる。

長期施設管理方針

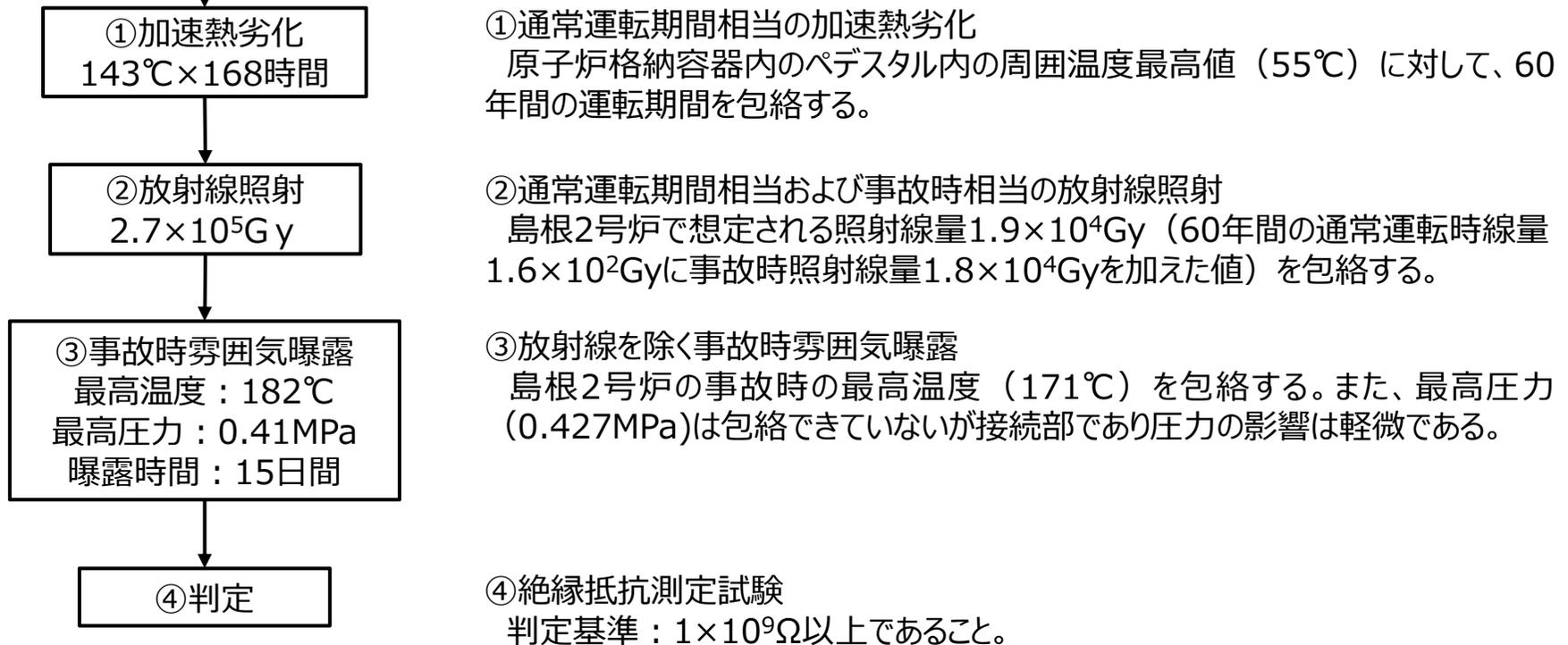
No.	施設管理の項目	実施時期※
1	○ケーブル（難燃PNケーブル）の絶縁特性低下 事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル（難燃PNケーブル）の絶縁特性低下については、評価寿命までの取替または型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。	中長期
2	○ケーブル接続部（同軸コネクタ）の絶縁特性低下 事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル接続部（同軸コネクタ：ポリエーテルエーテルケトン）の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境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

※：2019年2月10日から10年間

1.9 長期施設管理方針

○ケーブル接続部（同軸コネクタ）の絶縁特性低下の評価内容

供試体（新品同軸コネクタ※）



※実機同等品（同一メーカー・型式の同軸コネクタ）

○ケーブル接続部（同軸コネクタ）の絶縁特性低下の評価結果

- 絶縁測定試験の結果、 $1 \times 10^9 \Omega$ 以上の測定値であり、十分な絶縁性能を持つことから、運転開始から60年間の通常運転および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する。

2. 高経年化技術評価の説明スケジュール

■ 高経年化技術評価の説明スケジュール

項目		2月	3月	4月	5月～	
全体スケジュール		▼補正申請【2/28】			【凡例】 ○:各補正内容の説明時期	
概要説明			○			
共通事項			○	○		
技術評価	低サイクル疲労				○	
	中性子照射脆化				○	
	照射誘起型応力腐食割れ	(初回申請から内容に係る変更点なし)				
	2相ステンレス鋼の熱時効	(耐震安全性評価とあわせて説明)				
	電気・計装品の絶縁特性低下			○		
	コンクリートおよび鉄骨構造物				○	
主要な劣化事象以外の劣化事象 (気密性低下)				○		
耐震安全性評価				○	○	
耐津波安全性評価					○	