

柏崎刈羽原子力発電所6号炉 長期施設管理計画認可申請について

2026年2月17日
東京電力ホールディングス株式会社

～変更箇所の凡例～



: 今後の補正申請にて申請書本文の記載を変更させて頂きたい箇所

目次

柏崎刈羽原子力発電所6号炉長期施設管理計画認可申請理由及び概要	2
柏崎刈羽原子力発電所6号炉の概要	3
一～四 長期施設管理計画の申請対象及び期間等	4
五 劣化評価の方法及びその結果	5
六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置	42
七 技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置	46
八 通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価，並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標	53
九 通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価，並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置に係る品質マネジメントシステム	60
今後の説明の進め方	61
既認可プラントとの相違点について	62

柏崎刈羽原子力発電所6号炉長期施設管理計画認可申請理由及び概要

○申請理由

柏崎刈羽原子力発電所6号炉（以下、「柏崎刈羽6号炉」という。）は2026年11月7日に運転開始後30年を迎えるが、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の32第1項の規定に基づき、柏崎刈羽6号炉の長期施設管理計画申請を実施した。

○長期施設管理計画申請概要

申請書類	内容
本文	- 一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名 - 二 工場又は事業所の名称及び所在地 - 三 発電用原子炉の名称 - 四 長期施設管理計画の期間 - 五 劣化評価の方法及びその結果 - 六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置 - 七 技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置 - 八 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標 - 九 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置に係る品質マネジメントシステム
添付書類	- 一 申請に係る発電用原子炉について最初に法第四十三条の三の十一第三項の確認を受けた日を証する書類 - 二 劣化評価の方法及びその結果に関する説明書 - 三－一 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置に関する説明書 - 三－二 技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置に関する説明書 - 三－三 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

柏崎刈羽原子力発電所6号炉の概要（申請書 P16, 18記載事項）

○柏崎刈羽6号炉の主な仕様

電気出力	1356MW
原子炉型式	沸騰水型原子炉
原子炉熱出力	3926 MW
燃料	濃縮ウラン (燃料集合体872 体)
減速材	軽水
タービン	くし形6流排気再熱再生復水式



○柏崎刈羽6号炉の主な経緯

原子炉設置許可	1991年5月
着工	1991年9月
営業運転開始	1996年11月7日
営業運転開始後30年目	2026年11月7日

一～四 長期施設管理計画の申請対象及び期間等（申請書 P1記載事項）

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」（以下，「実用炉規則」という。）第113条第1項第1号～第4号に関する記載内容は以下のとおり。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名
氏名又は名称 東京電力ホールディングス株式会社
住 所 新潟県柏崎市青山町16番地46
代表者の氏名 執行役員 柏崎刈羽原子力発電所長 稲垣 武之
- 二 工場又は事業所の名称及び所在地
名 称 柏崎刈羽原子力発電所
所 在 地 新潟県柏崎市及び刈羽郡刈羽村
- 三 発電用原子炉の名称
名 称 柏崎刈羽原子力発電所6号炉
- 四 長期施設管理計画の期間
2026年11月7日を始期，2036年11月6日を終期とする期間

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P2, 13記載事項）

イ 通常点検及び劣化点検の方法及びその結果, □ 特別点検の方法及びその結果

○通常点検, 劣化点検及び特別点検の定義

長期施設管理計画における各点検の定義は以下のとおり。

項目	内容
通常点検	「柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下、「保安規定」という。）第107条施設管理計画（以下、「施設管理計画」という。）に従って実施する施設管理のための点検又は検査のうち、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号）」（以下、「技術基準規則」という。）に定める基準への適合確認を目的に定常的に実施するもの。
劣化点検	通常点検以外の点検又は検査であって、発電用原子炉施設の劣化の状況を把握するため追加的に実施する必要があるもの。劣化点検は施設管理計画の一部として追加し、実施する。
特別点検 ^{*1}	通常点検及び劣化点検以外の点検又は検査であって、長期間の運転に伴って生じるおそれがある発電用原子炉施設の劣化の有無もしくは状況を精密に調査又は確認するため、特別に実施する必要があるものとして、「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準（令和5年8月30日原子力規制委員会決定）」（以下、「審査基準」という。）の表1において規定されるもの。特別点検は施設管理計画の一部として追加し、実施する。

* 1：柏崎刈羽6号炉においては、長期施設管理計画の始期である2026年11月7日時点で、運転開始から35年を経過していないため特別点検は実施していない。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P3記載事項）

【申請時点からの変更点】
記載の適正化を実施。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

○通常点検の実施の考え方、その方法及びその結果

- 通常点検については、施設管理計画に基づく点検計画において、予防保全（時間基準保全、状態基準保全）又は事後保全を選定し、保全方式の種類に応じて点検の具体的な方法、実施頻度、実施時期等を定め、定めた点検計画に従って点検を実施している。
- また、新規制基準の施行による長期停止に伴い、第10保全サイクルにおいて、点検計画の一部を特別な保全計画と位置付けて点検を実施した。さらに、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、劣化評価の想定範囲を超えるようなものはなく、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげている。
- 現に設置されている「八 経年劣化に関する技術的な評価に関する事項（2）評価対象機器等」に示す技術評価の評価対象機器等については、施設管理計画に従って実施する通常点検を含む施設管理のための保全（保全の実施の結果に基づく不適合管理による処置を含む。）により、技術基準規則に定める基準への適合状態を維持していることを確認している。
- また、通常点検の一部として「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）」（以下、「原子炉等規制法」という。）第43条の3の11の規定に基づく使用前事業者検査及び第43条の3の16の規定に基づく定期事業者検査を行い、技術基準規則に定める基準に適合していることを確認している。

【申請時点からの変更点】
現在のプラント状況を考慮した記載に見直し。
変更内容について申請書本文へ反映を行う。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P4～8記載事項）

○劣化点検の考え方、その方法及びその結果

- 劣化点検については、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにすべきデータのうち、通常点検の結果に含まれないものを採取した点検等を劣化点検として実施した。
- コンクリート構造物点検
コンクリートの中性化、塩分浸透による強度低下に対する技術評価のための点検及び現状のコンクリート強度を確認するための試験を実施した。
 - (1) 中性化深さ
 - ・ 屋内については、環境測定結果及び仕上げ材の有無を考慮して、中性化が進展しやすい環境下にあると想定される箇所にて中性化深さを測定し、中性化深さの平均値が最大となった箇所を評価点とした。
 - ・ 屋外については、屋外環境がほぼ同一であるが、各構造物の中性化深さを測定し、中性化深さの平均値が最大となった箇所を評価点とした。
 - ・ 「JIS A 1152 : 2018 コンクリートの中性化深さの測定方法」に基づき中性化深さを測定した。
特記事項は以下のとおり。
 - a. 測定対象範囲は、コンクリートコアの割裂面の両端（約7～10mm）を除く中央部分とし、測定点は、10mm間隔で7箇所測定し、7点の中性化深さの平均値を当該コアの中性化深さとした。
 - b. 1箇所あたり3本のコア供試体を用いて測定を実施した。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P4～8記載事項）

（2）塩分浸透

- ・建物については、海側に面する壁を有する建物を対象に塩化物イオン濃度の測定を行い、鉄筋位置における塩化物イオン濃度が最大となった箇所を評価点とした。
- ・構築物については、海水や飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物を対象とし、気中帯、干満帯及び海中帯を評価点とした。
- ・「JIS A 1154：2020 硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオンの試験方法」に基づき塩化物イオン量を測定した。特記事項は以下のとおり。
 - a. 供試体を20mm間隔で切断して採取したものを分析試料とし、「JIS A 1154：2020の9. 塩化物イオン電極を用いた電位差測定法」に従って測定。
 - b. 1箇所あたり3本のコア供試体を用いて測定を実施した。

（3）強度確認

- ・各建屋及び構築物を対象として強度試験を実施した。
 - ・「JIS A 1107：2022 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」及び「JIS A 1149：2017 コンクリートの静弾性係数試験方法」に基づき強度試験を実施した。
- 特記事項は以下のとおり。
- a. 1箇所あたり3本のコア供試体を用いて強度試験を実施した。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P9～10記載事項）

コンクリートの中性化深さの点検結果

評価点		調査時点の中性化深さ	
		実施時期 (運転開始後 経過年数)	実測値 (cm)
屋内	原子炉建屋 ASD出力トランス (A) (F) 室 内壁	2025年5月 (28年)	2.98
屋外	原子炉建屋 北側 外壁	2025年5月 (28年)	2.14
	R/B～C/B間 区分IVトレンチ	2025年3月 (28年)	3.22

【申請時点からの変更点】
コア供試体の本数追記・技術評価上不要
な数値（最大値）の削除

コア供試体3本の中性化深さ試験結果の平均値

コンクリートの塩分浸透の点検結果

代表構造物	表面から の深さ (mm)	塩化物イオン量 (kg/m ³)
タービン建屋 (1 階南側外壁)	0～10	1.03
	10～20	0.10
	20～30	0.10
	30～40	0.09
	40～60	0.12
	60～80	0.07
調査時期		2025年3月

代表構造物	表面から の深さ (mm)	塩化物イオン量*1 (kg/m ³)		
		気中帯	干満帯	海中帯
取水構造物	0～20	15.00	0.97	1.28
	20～40	10.14	0.25	0.31
	40～60	2.34	0.16	0.12
	60～80	0.22	0.16	0.12
	80～100	0.12	0.15	0.07
調査時期		2024年3月	2024年3月	2024年3月

コア供試体3本の塩化物イオン量の平均値

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P90記載事項）

コンクリートの圧縮強度試験結果

代表構造物	評価対象部位	実施時期 (経過年数)	平均圧縮 強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
原子炉建屋	ASD 出力トランス (A) (F) 室内壁	2025 年 5 月 (28 年)	41.2	32.3 [330 kgf/cm ²]
	主排気筒基礎		43.4	
タービン建屋	TCW, PS 内壁		41.8	32.3 [330 kgf/cm ²]
	タービン発電機架 台		45.8	
	1 階東側外壁		57.2	
コントロール 建屋	6 号機計算機用 トランス室 内壁		42.8	32.3 [330 kgf/cm ²]
	1 階南側外壁		53.4	
廃棄物処理建 屋	HNCW 常用冷凍機室 内壁	2024 年 3 月 (27 年)	47.7	32.3 [330 kgf/cm ²]
	1 階西側外壁		53.6	
取水構造物	気中帯内壁	2024 年 3 月 (27 年)	46.1	23.5 [240 kgf/cm ²]
R/B～C/B 間 区分Ⅰ～Ⅳ トレンチ	区分Ⅰトレンチ 内壁	2025 年 3 月 (28 年)	39.4	23.5 [240 kgf/cm ²]
	区分Ⅱトレンチ 内壁		48.4	
	区分Ⅲトレンチ 内壁		38.1	
	区分Ⅳトレンチ 内壁		39.9	
燃料移送系 配管ダクト	ダクト内壁 (A・C 系)		63.8	23.5 [240 kgf/cm ²]
	ダクト内壁 (B 系)		61.7	
軽油タンク 基礎	タンク基礎		43.9	23.5 [240 kgf/cm ²]

【申請時点からの変更点】

平均値の記載を追記。変更内容について
申請書本文へ反映を行う。

コア供試体3本の圧縮試験結果の平均値

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P11, 12記載事項）

・ 監視試験

- ✓ 以下の規格に基づき、原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する技術評価のための監視試験を実施した。
 (1) 一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007（2013追補版含む））
 （以下、「JEAC4201」という）」
- ✓ 実施時期は第1回監視試験（加速）として1999年、第2回監視試験として2012年に試験を実施した。

監視試験結果

回数	取出 時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{23}\text{n/m}^2$) ($E > 1\text{MeV}$)	関連温度、関連温度移行量および T_{r30}^{*2} (°C)									上部棚吸収エネルギー (J)		
			母材			溶接金属			熱影響部			母材	溶接 金属	熱影響部
			T_{r30}^{*2}	関連温度 移行量	関連 温度	T_{r30}^{*2}	関連温度 移行量	関連 温度	T_{r30}^{*2}	関連温度 移行量	関連 温度			
初期値	—	0	-29	—	-35	-82	—	-65	-85	—	-35	282	243	249
第1回 (加速)	1999年3月	0.173 (約 248EFPY ^{*1})	-26	+3	-32	-69	+13	-52	-62	+23	-12	251	207	198
第2回 (炉壁)	2012年5月	0.008 (約 11EFPY ^{*1})	-41	-12	-47	-72	+10	-55	-79	+6	-29	268	243	244

*1：監視試験片位置の中性子束から、設備利用率 100%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数。

なお、第1回の加速照射試験片の受けた照射量は運転開始後約 271.4 年に相当する。
 (保守的に設備利用率を 90%として算出した。)

*2：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが 41J となる温度。関連温度は T_{r30} の移行量(関連温度移行量)と関連温度初期値(初期 RT_{NDT}) (母材：-35°C, 溶接金属：-65°C, 熱影響部：-35°C) から算出する。

【申請時点からの変更点】

- ・ 「遷移温度 (T_{r30})」の結果について追記。
- ・ 記載の適正化 (JEAC4201-2007 (2013追補版) → JEAC4201-2007 (2013追補版含む) 変更内容について申請書本文へ反映を行う。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P14記載事項）

八 経年劣化に関する技術的な評価に関する事項

○評価期間

運転開始日（1996年11月7日）から起算して60年を評価期間とする。

○評価対象機器等

- 技術評価では、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（1990年8月30日原子力安全委員会決定）（以下、「重要度分類指針」という。）において安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの、実用炉規則別表第2において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（2013年原子力規制委員会規則第5号）」（以下、「許可基準規則」という。）第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物（以下、「機器・構造物」という。）を評価対象機器等とした。
- 機器・構造物は、長期施設管理計画の始期において適用される技術基準規則に定める基準に適合する見込みに基づき抽出しており、長期施設管理計画の始期までに供用を開始する見込みのない機器・構造物については評価対象機器等から除外した。

五 劣化評価の方法及びその結果（添付書類二 P2-23記載事項）

設計及び工事の計画の認可申請及び届出の状況の確認結果

内容	認可番号	供用の 状態*1	技術評価における扱い
6号機 新規規制基準適合のための基本設計方針の変更および安全性向上工事	原規規発第2409025号	△	評価対象機器等に反映済み。
特定重大事故等対処施設設置工事（分割第1回）	原規規発第2509291号	×	2026年11月7日以降に供用開始予定のため、技術評価の対象外。
特定重大事故等対処施設設置工事（分割第2回）	-	×	2026年11月7日以降に供用開始予定のため、技術評価の対象外。
蒸気タービン取替工事	-	×	2026年11月7日以降に供用開始予定のため、技術評価の対象外。
制御棒取替工事（改良ハフニウムフラットチューブ型制御棒）	-	×	2026年11月7日以降に供用開始予定のため、技術評価の対象外。

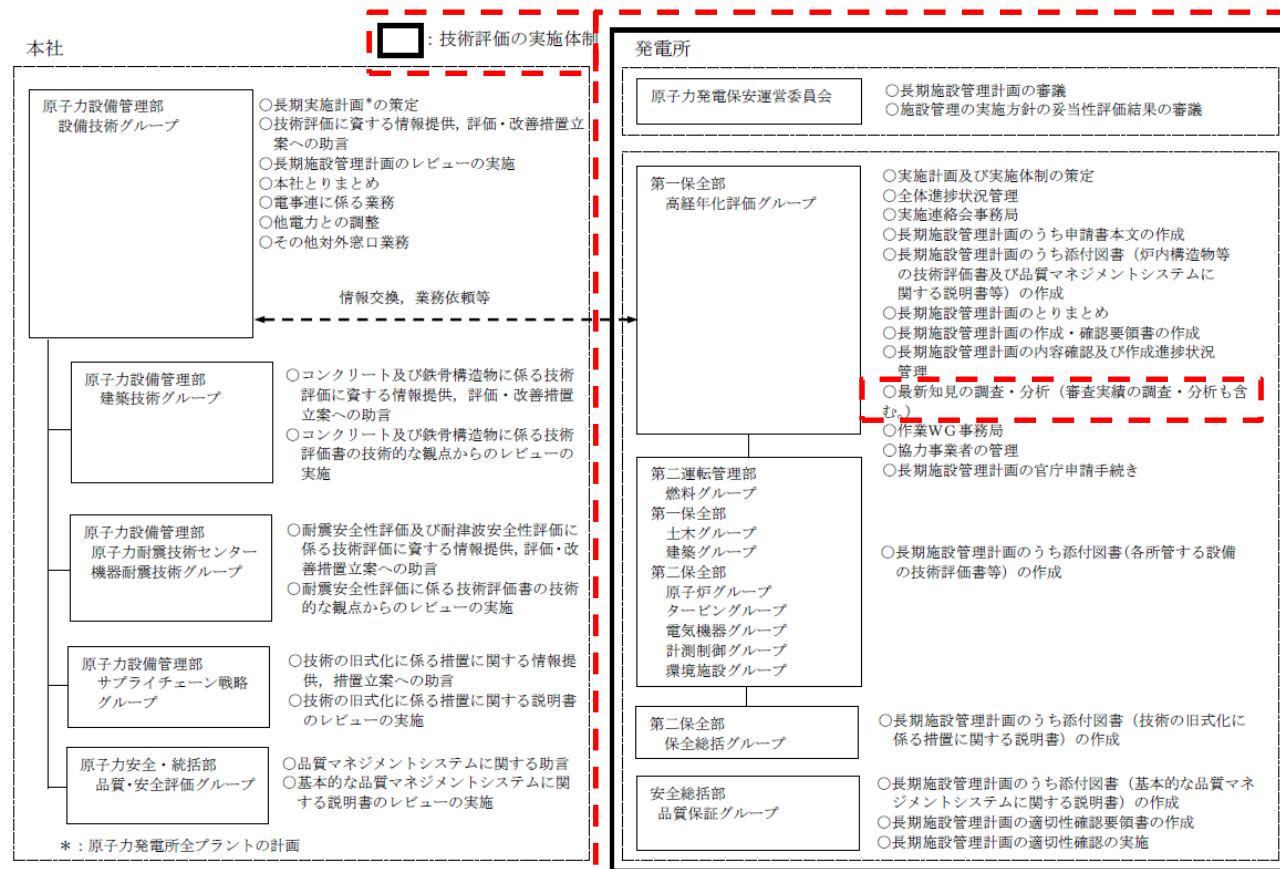
*1：2026年11月7日時点で供用開始される予定であるか。（○：供用済み，△：設置済みであり，使用前事業者検査を実施し，技術基準に適合していることを確認済み，×：供用見込みなし）

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P22, 23記載事項）

○技術評価の実施体制

- 技術評価の実施にあたって、保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、社内マニュアル「長期施設管理計画マニュアル」を定め、これに従い策定した「柏崎刈羽原子力発電所6号炉長期施設管理計画総括実施計画書」（以下、「実施計画」という。）を定め、実施体制を構築し、実施手順を確立した。

長期施設管理計画（技術評価含む）作成に係る体制図



【申請時点からの変更点】
技術評価の実施体制に該当する範囲を追記、最新知見の調査・分析について追記、変更内容について申請書本文へ反映を行う。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P24記載事項）

○技術評価の方法

- すべての機器・構造物から審査基準に照らして評価対象機器・構造物を選定する。
- 経年劣化事象の評価においては、審査基準に基づき、発生が想定される経年劣化事象に対して、その発生・進展について評価を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、運転が見込まれる期間における健全性評価を適切な規格・基準等を用いて実施する。健全性評価結果から、現状の保全策の妥当性を評価し、追加保全策を適切に抽出する。
- 耐震安全性評価においては、経年劣化の進展により振動特性上又は構造・強度上、影響が有意な経年劣化事象を抽出し、運転が見込まれる期間における耐震安全性評価を適切な規格・基準等を用いて実施する。耐震安全性評価結果から、現状の保全策の妥当性を評価し、追加保全策を適切に抽出する。
- 耐津波安全性評価においては、経年劣化の進展により構造・強度上及び止水性上、影響が有意な経年劣化事象を抽出し、運転が見込まれる期間における耐津波安全性評価を適切な規格・基準等を用いて実施する。耐津波安全性評価結果から、現状の保全策の妥当性を評価し、追加保全策を適切に抽出する。
- 経年劣化に関する技術評価においては、地震、津波その他の自然現象により受けた影響がある場合には、機器・構造物への影響を考慮した技術評価を行う。
- これらの評価から経年劣化に関する技術評価結果を取りまとめ、審査基準Ⅱ.2.(3)①a.～c.を満足することを確認する。

○技術評価の実施に係る工程の管理に関する事項

- 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の32第1項の規定に基づき，長期施設管理計画の申請を行うべく工程管理を実施した。

➤ 実施工程

長期施設管理計画作成の実施工程について以下に示す。

項目 年月	2024									2025								
	2	3	4	5	6	7	8	9 ～ 12	1 ～ 3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
実施計画の策定，改訂	2/16 策定 ▼											7/14 改訂*1 ▼				11/7 改訂*2 ▼		
技術評価																		
長期施設管理計画作成																		
長期施設管理計画（技術評価含む）エビデンスチェック																		
本社による技術評価書のレビュー																		
原子力発電保安運営委員会（審議）																		12/18 ▼

*1：高経年化技術評価から長期施設管理計画への改訂

*2：申請時期の見直しに伴う改訂
 （申請書記載内容とエビデンスとの整合性確認に当初の想定よりも時間を要したこと及び定量評価の評価条件の再確認が必要と判断し，同確認に時間を要したことにより，計画上の申請時期の見直しを行ったもの）

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P26～27記載事項）

○技術評価において協力した事業者がある場合には、当該事業者の物品又は役務調達に係る管理に関する事項

- 保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、委託先が、社内規定に定める調達物品等に係る要求事項に適合することを確認したうえで、技術評価に係る業務を委託した。

○技術評価の記録の管理に関する事項

- 管理すべき文書・記録の内容、保存期間及び保管箇所は社内マニュアルに定め、記録している。

○技術評価に係る教育訓練に関する事項

- 技術評価を実施する力量については、実施計画でその要求する力量を定め、評価を実施する各所管グループは、技術評価に関する業務経験や施設管理の業務経験等を勘案して選任し、評価業務に従事させている。

○技術評価の実施年月日

- 2025年12月18日

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P28～P32記載事項）

【申請時点からの変更点】
技術評価のフローを審査基準の記載の用語、順番等を踏まえて変更。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

18

○技術評価のフロー

変更理由

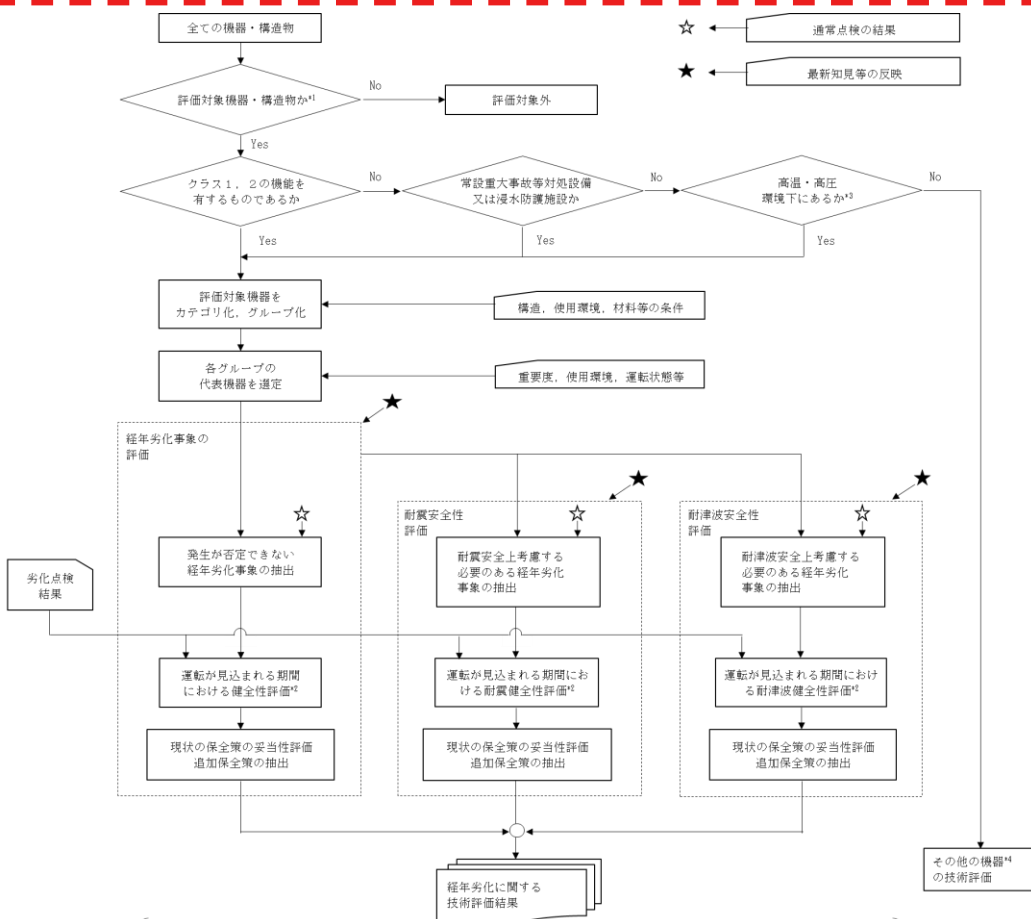
既認可プラントとの相違点を抽出及び審査基準との整合確認を実施した結果、申請時の技術評価のフローの記載が既認可プラントと整合していない箇所を確認した。

また技術評価のフローが申請書本文五号に記載の内容とも相違している箇所があることを確認した。

よって相違点について、審査基準に則った記載に変更を実施する。

なお現状申請書本文に記載の対象機器、評価方法については、変更後の技術評価のフローに変更した場合においても申請書記載事項に影響がないことを確認した。

詳細はP74～79参照



- * 1：審査基準で定める評価対象機器等は次のとおり。（長期施設管理計画の始期において適用される技術基準規則に定める基準に適合する見込みがあるものを含む。）ただし、消耗品・定期取替品等は評価対象機器から除外する。
- ・安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの
 - ・実用炉規則別表第2において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物
 - ・許可基準規則第43条第2項に規定される常設置重大事故等対処設備に属する機器及び構造物
- * 2：停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合には、その影響を適切に考慮。（停止状態の維持を前提とした評価）
- * 3：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1900kPaを超える環境にある機器。（原子炉格納容器外にあるものに限り）
- * 4：記載要領に示される「劣化を管理するために必要な措置」の策定対象以外のもので、⑦～⑩の記載を要さないもの。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P41記載事項）

【申請時点からの変更点】
地震の影響について追記。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

○地震、津波その他の自然現象により受けた影響の考慮

1. 地震による影響の考慮

- ✓ 耐震設計は技術基準規則に適合しており、設計にあたり考慮する基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定には、新潟県中越沖地震の分析から得られた事項が反映されている。よって、地震による影響は考慮されている。なお、過去に発生した地震について、設備健全性に係る点検・評価等を実施しており、地震による原子炉安全に影響を及ぼす重大な異常は確認されなかった。
2024年1月1日に発生した能登地方を震源とした地震についても、影響がないことを確認している。

2. 津波による影響の考慮

- ✓ 発電所構内で設計想定を超える津波が到来した実績はなく、遡上による流入、取水路、放水路等の経路からの流入や、海水ポンプの取水可能水位を下回った実績もないことから、機器・構造物への経年劣化に係る影響はない。

3. その他自然現象による影響の考慮

- ✓ 敷地周辺において、竜巻、風（台風）、火山活動、積雪は設計条件を超えるものは発生しておらず、敷地高さをを超える高潮、森林火災、地滑りも発生していない。また、凍結、降水、落雷、生物学的事象は、それぞれに対する対策設備・防護設備が有効であることから、経年劣化に係る影響はない。

【申請時点からの変更点】
自然現象として土石流は抽出したが、影響がないことを設置許可で確認済みのため土石流の記載を削除する。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P41, 42記載事項）

○国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

1. 調査対象期間

社内で実施している情報検討会等の結果を活用することとし、2023年6月*¹～2024年7月までの期間とした。なお、2023年5月以前の最新知見等については、柏崎刈羽原子力発電所4号炉の30年目の高経年化技術評価にて検討し反映済みであり、柏崎刈羽6号炉においても反映済みである。また、長期施設管理計画策定以降においても最新知見等の反映を継続するため、情報収集を行い、長期施設管理計画に反映すべきものの調査を継続し、必要に応じて再評価、変更を実施していく。

* 1：令和5年8月8日原管発官R5第96号（令和5年12月8日付け原管発官R5第202号及び令和5年12月15日付け原管発官R5第213号をもって一部補正）をもって申請した柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（令和5年12月20日（原規規発第2312208号）保安規定変更認可）の柏崎刈羽発電所4号炉の高経年化技術評価書における調査期間の翌月

2. 調査範囲

調査対象期間中に発行された以下の情報を検討し、技術評価を実施するうえで新たに反映が必要な最新知見等を抽出する。

- ・国内トラブル情報（原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されているトラブル情報及び保全品質情報等）
- ・国外トラブル情報（米国原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission）のBulletin（通達）、Generic Letter及びInformation Notice等）
- ・原子力規制委員会により公開されている技術情報、安全研究成果報告、被規制者向け情報通知文書NRA Information Notice（原子力規制庁被規制者向け情報通知文書「原子炉容器サポート直下部温度実測値が温度解析結果から逸脱した事例」NIN12-20250523-nuを含む。）
- ・日本機械学会、日本電気協会及び日本原子力学会等の規格・基準情報
- ・電力共通研究の報告書
- ・海外技術情報（IGALL：International Generic Ageing Lessons Learned）
- ・社内外の組織（国内外のプラントメーカー等）の入手情報
- ・プラントの運用変更・改造工事情報
- ・設計及び工事の計画の変更認可申請及び届出
- ・定期事業者検査報告書
- ・高経年化技術評価書、長期施設管理計画

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P42, 43記載事項）

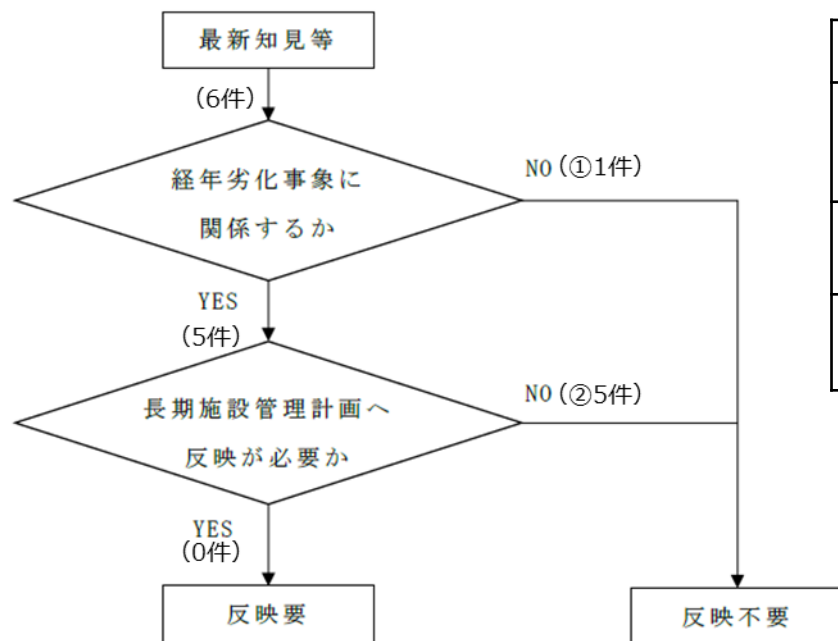
○国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

3. 国内外の原子力プラントの最新知見等の調査結果

2023年6月以降で得られた最新知見等は6件であり，そのうち経年劣化事象に関連する事象は5件であった。

5件の経年劣化事象に関連する情報から長期施設管理計画への反映が必要なものをフローに従って選定した結果，反映が必要な最新知見等はなかった。

なお，長期施設管理計画の策定にあたり，最新の規格・基準類又は原子力規制委員会によりエンドースされたものを考慮した技術評価を行っている。



例	件名	入手情報	確認結果
①	NTEC-2024-3001廃止措置の終了確認における敷地土壌等の状況の技術的判定方法	NRA技術報告	経年劣化事象に関係しない事象のため。
②	中央制御室換気空調系給気エアフィルタ破損について	国内トラブル情報	長期施設管理計画へ反映が必要な事象ではないため。
②	大容量送水車からの油微小漏えいについて	国内トラブル情報	長期施設管理計画へ反映が必要な事象ではないため。

長期施設管理計画への反映が必要な最新知見等の抽出フロー

五 劣化評価の方法及びその結果

○技術評価の結果

技術評価の結果、審査基準で要求される事項について以下の通り確認した。

- 長期施設管理計画申請の際、現に設置されている機器・構造物については、技術基準規則に定める基準に適合していることを通常点検の結果をもって確認している。（P6参照）
- 機器・構造物が最新の技術基準規則（適用されているものに限る。）に定める基準に適合することについて、設計及び工事計画認可（変更認可及び届出含む。）を受けていることを確認している。（P13参照）
- 技術評価結果については評価期間において、技術評価の対象となる機器・構造物について以下の通り判定基準を満足することを確認した。

技術評価の確認結果（1/6）

項目	判定基準	確認結果
低サイクル疲労	○健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。	○健全性評価により、運転開始後60年時点における評価対象部位の疲れ累積係数（設計・建設規格による疲労累積係数及び環境疲労評価手法による環境疲労累積係数）が、全ての部位で1を下回ることを確認した。
中性子照射脆化	○加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれのある場合、加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。 ○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。 ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りでない。 ・延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。 ○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。	○柏崎刈羽6号炉では加圧熱衝撃事象は発生しない。 ○上部棚吸収エネルギー予測値が、運転開始後60年時点においても、68Jを上回っており基準を満足していることを確認した。 ○運転開始後60年時点（38.64EFPY）の原子炉冷却系の加熱・冷却時の冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度について評価し、これらの温度・圧力の制限範囲に対して、「原子炉起動・停止工程に基づく圧力温度曲線」及び「耐圧漏えい試験時の条件（温度・圧力）」と比較することにより、通常運転時及び試験時に制限範囲を遵守可能であることを確認した。

五 劣化評価の方法及びその結果

○技術評価の結果

技術評価の確認結果 (2/6)

項目	判定基準	確認結果
照射誘起型応力腐食割れ	○健全性評価の結果、評価対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性が認められる場合は、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること。	○炉内構造物について、運転開始後60年時点での予想中性子照射量を算出し評価した結果、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、しきい照射量を超えないことから、照射誘起型応力腐食割れは発生しないことを確認した。 炉心シュラウド上部胴の母材部（内面）及び上部格子板のグリットプレートについては、しきい照射量を超えるものの、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ことを確認した。 また、炉心シュラウドの周溶接継手のうちH4周溶接継手（内面）は、炉心シュラウドに対し研磨による応力改善工法を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないことを確認した。 制御棒については、現状の施設管理*を継続することで制御棒の制御能力及び動作性が維持され、技術基準規則に定める基準に適合することを確認した。 *：制御棒の運用基準で定めた中性子照射量に基づき、取替を実施するとともに、定期事業者検査にて制御棒の制御能力及び動作性に問題がないことを確認し、その管理を継続すること。
2相ステンレス鋼の熱時効	○延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ○亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。	○評価対象部位について、運転開始後60年時点で亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されないことから、2相ステンレス鋼の熱時効が問題となる可能性はないと判断する。

五 劣化評価の方法及びその結果

○技術評価の結果

技術評価の確認結果 (3/6)

項目	判定基準	確認結果
電気・計装品の絶縁低下	○点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じていないこと。 ○環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じていないこと。	○点検検査結果による健全性評価 点検検査の実施、絶縁低下の状況の傾向把握、有意な絶縁低下が確認された場合の取替え等の管理を行っていることから、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。 ○環境認定試験による健全性評価 環境認定試験を踏まえた評価の結果、容器（モジュール型低圧動力用電気ペネトレーション）以外は、60年間の供用、その後の設計基準事故時及び重大事故等時において、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。 なお、容器（モジュール型低圧動力用電気ペネトレーション）については、健全性が確認された期間内（運転開始後55年以内）に取替えを実施することで有意な絶縁低下が生じないことを確認し、その後の設計基準事故時及び重大事故等時においても、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。
電気ペネトレーションの気密性低下	○劣化傾向監視等劣化管理がなされていない事象について、当該事象が発生又は進展している若しくはその可能性が認められる場合は、その発生及び進展を前提とした健全性評価を行い、その結果、技術基準規則に定める基準に適合すること。	○環境認定試験を踏まえた評価の結果、60年間の供用、その後の設計基準事故時及び重大事故等時において、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下の可能性は否定できないが、健全性が確認された期間内（運転開始後55年以内）に取替えを実施することで、その後の設計基準事故時及び重大事故等時において、有意な気密性低下が生じないことを確認し、原子炉格納容器バウンダリ機能を維持できることを確認した。

五 劣化評価の方法及びその結果

○技術評価の結果

技術評価の確認結果（4/6）

項目			判定基準	確認結果
コンクリート及び鉄骨構造物	コンクリートの強度低下	熱	○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値（貫通部は90℃，その他の部位は65℃）を超えたことがある場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○評価対象部位のコンクリート温度が制限値以下であることを確認した。
		放射線照射	○評価対象部位の累積放射線照射量が，コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○評価対象部位の運転開始後60年時点で予想される累積放射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値を超えないことを確認した。
		中性化	○評価対象部位の中性化深さが，鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○評価対象部位の中性化深さが，鉄筋が腐食し始める深さまで進行する可能性が認められないことを確認した。
		塩分浸透	○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○評価対象部位の塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生する可能性が認められないことを確認した。
		アルカリ骨材反応	○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等は認められておらず，試験によりコンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認し，高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。
		機械振動	○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○評価対象機器の架台コンクリートの表面に機械振動による有意なひび割れが発生しないことを確認した。
		凍結融解	○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○柏崎刈羽6号炉の周辺地域は凍結融解の危険性がない地域に該当しており，凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等は確認されておらず，高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

五 劣化評価の方法及びその結果

○技術評価の結果

技術評価の確認結果 (5/6)

項目			判定基準	確認結果
コンクリート及び鉄骨構造物	コンクリートの遮蔽能力低下	熱	○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88℃又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177℃を超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置（変更）許可における遮蔽能力を下回らないこと。	○中性子遮蔽のコンクリート温度が制限値以下であることを確認した。
	鉄骨の強度低下	腐食	○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○鉄骨の強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は認められていないことを確認した。また、定期的な目視点検により塗装の状態を確認し、鋼材の腐食に影響する塗装の劣化等が認められた場合は、その部分の塗替え等を行うことから、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。
		風などによる疲労	○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○評価対象部位で疲労評価を行い、発電所近傍で計測された風等に基づき算定した応力範囲が運転開始後60年時点においても、許容疲労強さよりも小さいことを確認し、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

五 劣化評価の方法及びその結果

○技術評価の結果

技術評価の確認結果 (6/6)

項目	判定基準	確認結果
耐震安全性評価	○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。	○経年劣化事象を考慮した評価対象機器・構造物に影響を与える経年劣化事象として、低サイクル疲労、流れ加速型腐食等について、地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。 ○経年劣化事象を考慮した評価対象機器・構造物に影響を与える経年劣化事象として、中性子照射脆化について、地震時に発生する応力及び応力拡大係数を評価し、想定する亀裂に対する破壊力学評価を行い、許容限界を下回ることを確認した。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物について、弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮し評価した結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認した。 また、考慮すべき経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、機器等における動的機能維持に必要な部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が軽微もしくは無視できるものであることを確認した。 ○制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象を考慮した影響評価を行った結果、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であることを確認した。
耐津波安全性評価	○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価した結果、許容限界を下回ること。	○耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出した結果、対象となる劣化事象は抽出されなかったことを確認した。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P44～50, 117記載事項）

○技術評価の結果

1. 低サイクル疲労（原子炉圧力容器を例に記載）

(1)健全性評価

設計・建設規格に基づき、原子炉圧力容器の評価対象部位について大気環境中での疲労評価を行った結果、疲れ累積係数が1を下回ることを確認した。

また、接液環境にある評価対象部位について環境疲労評価手法に基づき、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、環境効果を考慮した疲れ累積係数が1を下回ることを確認した。

(2)現状の施設管理に対する評価

供用期間中検査にて超音波探傷試験を実施し、健全性を確認している。

また、供用期間中検査にて漏えい試験を行い、耐圧部の健全性を確認している。

(3)総合的な評価

運転開始後60年間の供用を想定した疲労評価結果は、疲れ累積係数が1を下回り、疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。

疲労評価は実績過渡回数に依存するため、追加保全策として、今後も実績過渡数を把握し評価する必要がある。

(4)追加保全策

次回技術評価実施時に実績過渡回数の確認を実施し、評価期間である運転開始後60年時点の評価用過渡条件の範囲内であることを確認する。

評価期間における過渡回数の設定方法

$$60年時点 = 実績過渡回数^*1 + 想定過渡回数^*2$$

*1：実績過渡回数 = 試験時過渡回数 + 運転開始～現時点の過渡回数

*2：想定過渡回数 = (運転開始～現時点の過渡回数/11.64EFPY) × 27.00EFPY^{*3}

*3：設備利用率を90%として算出（30年×0.9＝27.00EFPY）

【申請時からの変更予定範囲】

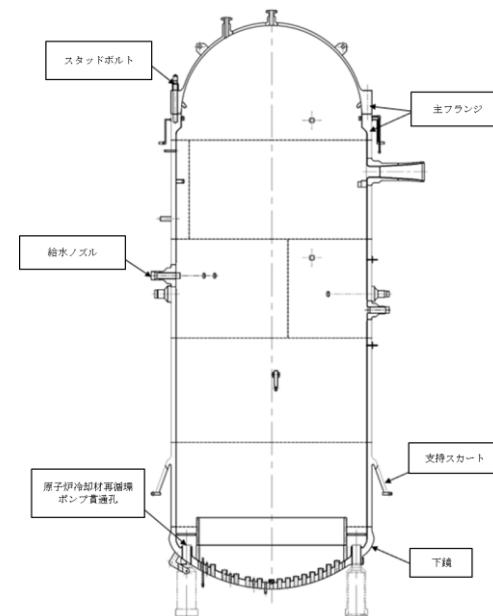
想定過渡回数における裕度を1.5に変更して評価を実施し、評価結果について申請書本文へ反映を行う。

*2：想定過渡回数 = (運転開始～現時点の過渡回数/12.72年) × **1.5** × 32.33年

再評価の結果、疲れ累積係数が1を超える場合は追加保全策の検討を行う。

原子炉圧力容器の疲労評価結果

	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格の 疲労曲線による解析	環境疲労評価手法による解析
	運転開始後 60 年時点	運転開始後 60 年時点
主フランジ	0.008	—
スタッドボルト	0.297	—
給水ノズル	0.015	0.205
下鏡	0.006	0.055
支持スカート	0.218	—
原子炉冷却材再循環 ポンプ貫通孔	0.061	0.635



五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P51～58, 117記載事項）

○技術評価の結果

2. 中性子照射脆化（原子炉压力容器円筒胴（炉心領域部））

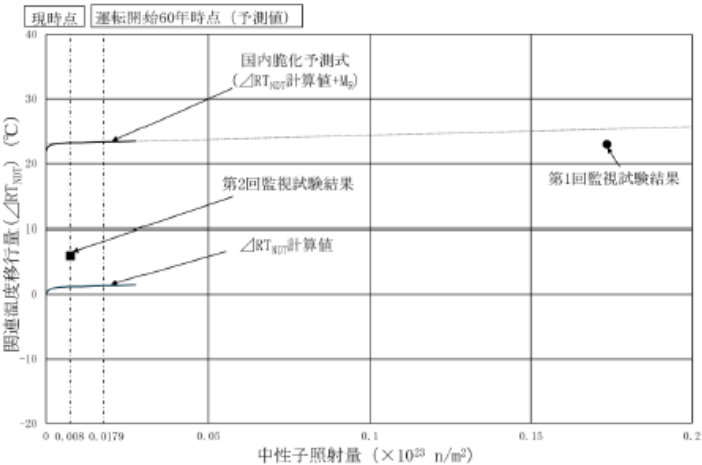
(1)健全性評価

a. 関連温度評価

JEAC4201により求めた関連温度移行量の予測値と監視試験結果は、予測式にマージン (M_R) を見込んだものの範囲にあり、監視試験結果による関連温度移行量について特異な脆化は認められない。

【申請時点からの変更点】
記載の適正化。（MR→ M_R ）変更内容について申請書本文へ反映を行う。

関連温度移行量の予測値と監視試験結果の関係(熱影響部)



関連温度予測値

評価時期	材 料	関連温度初期値 (°C)	関連温度移行量 (°C) *	関連温度 (°C)	破壊力学的検討によるマージン (°C)	胴の最低使用温度 (°C)
2024 年 7 月時点	母材	-35	-12	-47	28.75	14.94
	溶接金属	-65	+10	-55		-15.16
	熱影響部	-35	+6	-29		14.94
運転開始後 60 年時点	母材	-35	+24	-11	30	19
	溶接金属	-65	+24	-41		
	熱影響部	-35	+24	-11		

* : 压力容器内壁面から板厚 1/4 深さでの予測値

b. 上部棚吸収エネルギーの評価

最も上部棚吸収エネルギーが低下するのは、溶接金属であり、運転開始後60年時点で202Jとなっている。いずれの場合もJEAC4206-2007（以下、「JEAC4206」という）で要求されている68Jを上回っている。

上部棚吸収エネルギー予測値（単位：J）

	方向	初期値	運転開始後 60 年時点
母材	T 方向	282	243
溶接金属	溶接線に直角方向	243	202
熱影響部	溶接線に直角方向	249	214

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P51～58, 117記載事項）

○技術評価の結果

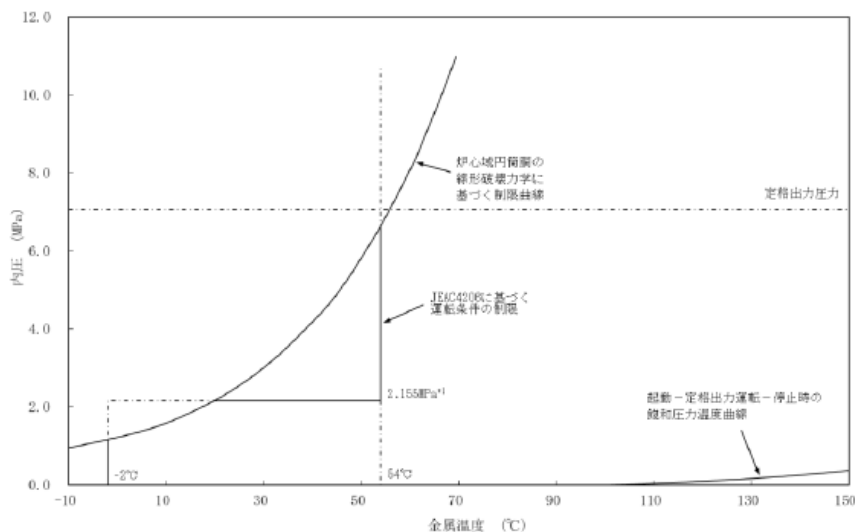
2. 中性子照射脆化（原子炉压力容器円筒胴（炉心領域部）） 続き

(1)健全性評価

- c. 通常の原子炉冷却系の加熱・冷却時の冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査時の原子炉冷却材最低温度の評価

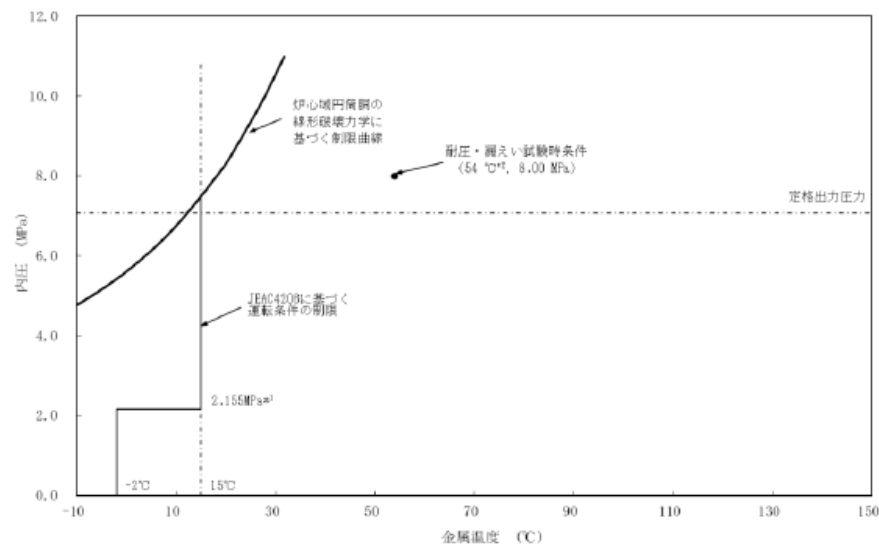
脆性破壊防止の観点から、原子炉压力容器の運転においては、圧力－温度制限線図より高温側の条件で運転温度の管理が要求される。通常運転時(炉心臨界時)は飽和圧力－温度線図に従うことから、中性子照射脆化を考慮した運転制限は、遵守可能な圧力－温度範囲であるとともに、十分な安全性が確保されていることを確認した。また、耐圧・漏えい試験時も、現在運用している耐圧・漏えい試験条件においても十分な安全性が確保されていることを確認した。

圧力－温度制限線図(運転開始後60年時点、通常運転時)



*1 : 供用前の耐圧試験圧力の20% (最高使用圧力8.62MPa) × (供用前耐圧1.25倍) × (20%) = 2.155MPa

圧力－温度制限線図(運転開始後60年時点、耐圧・漏えい試験時)



五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P51～58, 117記載事項）

○技術評価の結果

2. 中性子照射脆化（原子炉压力容器円筒胴（炉心領域部）） 続き

(2)現状の施設管理に対する評価

原子炉压力容器に対しては、供用期間中検査で超音波探傷試験及び漏えい試験を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

原子炉压力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射による機械的性質の変化については、設計・建設規格及びJEAC4201に基づいて、計画的に監視試験を実施し破壊靱性の将来の変化を予測している。

監視試験の結果から、JEAC4206に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲及び耐圧漏えい試験温度を設定している。

(3)総合的な評価

健全性評価結果から、判断して原子炉压力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化が問題となる可能性はないと考える。ただし、今後も適切な時期に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。

(4)追加保全策

原子炉压力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、原子炉压力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する技術評価が的確にできるよう、適切な時期に監視試験を実施する。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P60～66記載事項）

○技術評価の結果

3. 照射誘起型応力腐食割れ（炉内構造物を例に記載）

(1)健全性評価

炉心シュラウド上部胴の母材部(内面)は、しきい照射量を超えるものの、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く運転開始後60年の健全性は維持できると判断する。炉心シュラウド上部胴のH4周溶接継手(内面)は、しきい照射量を超えるが、内外表面に研磨による応力改善を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はない。

上部格子板のグリッドプレートは、しきい照射量を超えるものの、溶接部がないため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判断する。

(2)現状の施設管理に対する評価

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れに対し、炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、維持規格又は亀裂の解釈に基づき計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施することとしている。なお、上部格子板については定期検査毎の炉心確認において、制御棒案内管については制御棒案内管取り外し作業時において損傷のないことを確認している。

(3)総合的な評価

炉内構造物のうち、炉心シュラウド上部胴の母材部(内面)は、しきい照射量を超えるものの、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く、運転開始後60年の健全性は維持できると判断する。

上部格子板のグリッドプレートは、しきい照射量を超えるものの、溶接部がないため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く、運転開始後60年の健全性は維持できると判断する。

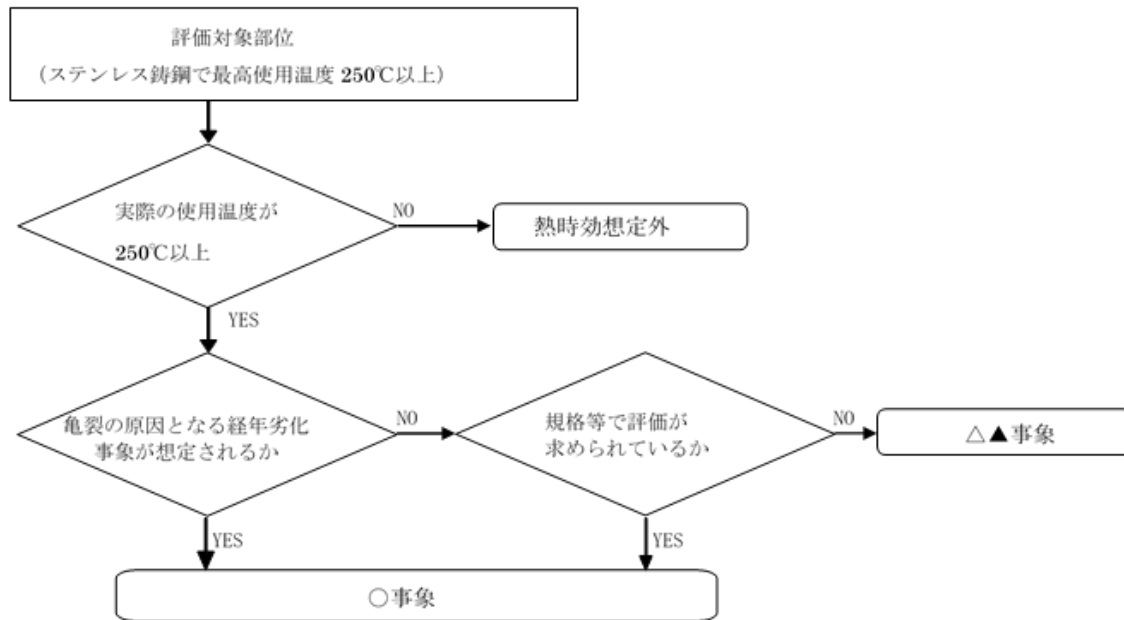
五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P67～71記載事項）

○技術評価の結果

4.2 相ステンレス鋼の熱時効

(1)健全性評価

熱時効の評価対象機器・部位の抽出については、以下のフローで抽出した結果、抽出された評価対象機器いずれについても亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されない。また、定量評価の対象となる部位は抽出されなかったことから熱時効が問題となる可能性はないと判断する。



(2)現状の施設管理に対する評価

熱時効が想定される機器に対し、外観目視や浸透探傷試験等により亀裂が発生していないことを確認しており、適切に保全を実施している。

(3)総合的な評価

2相ステンレス鋼の熱時効は高経年化対策上問題となる可能性はない。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P72～81記載事項）

○技術評価の結果

5. 電気・計装品の絶縁低下

(1)健全性評価

a. 点検検査結果による健全性評価

現状の保全策として絶縁診断、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認等を行っている。また、絶縁低下に対する管理として、点検・検査の実施、絶縁低下の状況の傾向把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下が確認された場合に取替え等の管理を行っていることから、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。

b. 環境認定試験による健全性評価

運転開始後60年間の通常運転及び事故時雰囲気において絶縁機能を維持できることを確認した。

【申請時点からの変更点】

記載の適正化（絶縁特性低下→絶縁低下・長期健全性試験→環境認定試験）
変更内容について申請書本文へ反映を行う。

(2)現状の施設管理に対する評価

有意な絶縁低下のないことは、絶縁診断、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認等により検知可能であり、また、点検検査の実施、絶縁低下の状況の傾向把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下が確認された場合に取替え等の管理を行っていることから、点検手法や管理として適切である。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P72～81記載事項）

○技術評価の結果

5. 電気・計装品の絶縁低下 続き

(3)総合的な評価

a. 点検検査結果による健全性評価

有意な絶縁低下のないことは、絶縁診断、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認等により検知可能であり、また、点検検査の実施、絶縁低下の状況の傾向把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下が確認された場合に取替え等の管理を行っていることから、点検手法や管理として適切である。

b. 環境認定試験による健全性評価

代表機器である難燃PNケーブルは運転開始後60年間の通常運転及び事故時雰囲気において絶縁機能を維持できることを確認した。

なお非代表機器であるモジュール型低圧動力用電気ペネトレーションについては、健全性が確認された期間内（運転開始後55年以内）に取替えを実施することで運転開始後60年間の健全性は維持できると判断する。

(4)追加保全策

代表機器である難燃PNケーブルは現状の保全内容に追加すべき項目はない。

電気ペネトレーションの絶縁低下に対して、非代表機器であるモジュール型低圧動力用電気ペネトレーションは、健全性が確認された期間内（運転開始後55年以内）に取替えを実施することで有意な絶縁低下が生じないと評価しているため、運転開始後55年に至る前までに取替えを実施する。

【申請時点からの変更点】
記載の適正化（絶縁特性低下→絶縁低下・長期健全性試験→環境認定試験）
変更内容について申請書本文へ反映を行う。

【申請時点からの変更点】
追加保全策の追記。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P82～95記載事項）

○技術評価の結果

6. コンクリート構造物に係る強度低下及び遮へい能力低下

(1)健全性評価

【申請時点からの変更点】
誤記修正（一時→一次）。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

項目	要因	健全性評価
強度低下	熱	評価点における温度分布解析の結果は、ダイヤフラムフロア床スラブ上面で約57℃であり、コンクリートの温度制限値を超えなかった。
	放射線照射	運転開始後60年時点で予想される中性子照射量（$E > 0.1 \text{ MeV}$）は、放射線照射量解析の結果、評価点より炉心に近い熱遮へい壁において$1.64 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$であり、$10^{19} \text{ n/cm}^2$を超えることはないと推定され、中性子照射によるコンクリートの強度低下への影響はないものと判断する。 運転開始後60年時点で予想されるガンマ線照射量は、放射線照射量解析の結果、一次遮へい壁において$3.51 \times 10^5 \text{ rad}$であり、$2.0 \times 10^{10} \text{ rad}$を超えることはないと推定され、ガンマ線照射によるコンクリートの強度低下への影響はないものと判断する。
	中性化	運転開始後60年時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを十分に下回っているため、コンクリートの強度への影響はないと判断する。
	塩分浸透	コンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を十分に下回っているため、コンクリートの強度への影響はないと判断する。
	機械振動	平均圧縮強度は、設計基準強度を十分上回っている。また、定期的に外観点検を実施し、コンクリート表面において、強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。
遮へい能力低下	熱	ガンマ線遮へい壁の炉心領域部の最高温度は、温度分布解析の結果、58.8℃でありコンクリート温度の制限値を下回っていることから、遮へい能力への影響はないと判断する。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P82～95記載事項）

○技術評価の結果

6. コンクリート構造物に係る強度低下及び遮へい能力低下 続き

(1)健全性評価

コンクリートの強度試験結果

柏崎刈羽6号炉のコンクリート構造物から採取した供試体の圧縮強度試験を行った結果、各代表構造物の平均圧縮強度が設計基準強度を上回っていることを確認した。

コンクリートの圧縮強度試験結果

代表構造物	評価対象部位	実施時期 (経過年数)	平均圧縮 強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
原子炉建屋	ASD 出力トランス (A) (F) 室内壁	2025 年 5 月 (28 年)	41.2	32.3 [330
	主排気筒基礎		43.4	kgf/cm ²]
タービン建屋	TCW, PS 内壁		41.8	32.3
	タービン発電機架 台		45.8	[330
	1 階東側外壁		57.2	kgf/cm ²]
コントロール 建屋	6 号機計算機用 トランス室 内壁		42.8	32.3
	1 階南側外壁		53.4	[330
廃棄物処理建 屋	HNCW 常用冷凍機室 内壁		47.7	32.3
	1 階西側外壁		53.6	[330
取水構造物	気中帯内壁	2024 年 3 月 (27 年)	46.1	23.5 [240 kgf/cm ²]
R/B～C/B 間 区分Ⅰ～Ⅳ トレンチ	区分Ⅰトレンチ 内壁	2025 年 3 月 (28 年)	39.4	23.5 [240 kgf/cm ²]
	区分Ⅱトレンチ 内壁		48.4	
	区分Ⅲトレンチ 内壁		38.1	
	区分Ⅳトレンチ 内壁		39.9	
燃料移送系 配管ダクト	ダクト内壁 (A・C 系)		63.8	23.5
	ダクト内壁 (B 系)		61.7	[240 kgf/cm ²]
軽油タンク 基礎	タンク基礎		43.9	23.5 [240 kgf/cm ²]

【申請時点からの変更点】
平均値の記載を追記。変更内容について
申請書本文へ反映を行う。

コア供試体3本の圧縮試験結果の平均値

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P82～95記載事項）

○技術評価の結果

6. コンクリート構造物に係る強度低下及び遮へい能力低下 続き

(2)現状の施設管理に対する評価

コンクリート構造物の健全性維持の観点から、定期的にコンクリート表面の目視点検を実施している。目視点検の結果、補修が必要となるひび割れ等が確認された場合は、即時補修が必要なものを除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画実施している。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、ガンマ線遮へい壁のコンクリート（モルタル）が鉄板で覆われているため、目視点検は実施不可であるが、放射線量を日常的に監視しているため、放射線量の上昇等の異常の兆候は検知可能である。

(3)総合的な評価

コンクリートの強度低下については、健全性評価結果より、現状において設計基準強度を上回っており、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さいと判断する。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、健全性評価結果より、現状において問題はなく、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて低いと判断する。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P96～101記載事項）

○技術評価の結果

7.電気ペネトレーションの気密性低下

(1)健全性評価

60年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及びその後の重大事故等時において、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下の可能性は否定できないが、健全性が確認された期間内に取替えを実施することで有意な気密性低下が生じないことを確認した。

(2)現状の施設管理に対する評価

シール材の原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下については、定期事業者検査時に原子炉格納容器漏えい率検査及び電気ペネトレーションに封入している窒素ガスの圧力確認を行い、有意な気密性低下が生じていないことを確認している。

また、有意な気密性低下が確認された場合には、必要により取替えを行うこととしている。

(3)総合的な評価

60年間の供用及びその後の設計基準事故時並びに60年間の供用及びその後の重大事故等時において、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下の可能性は否定できないが、健全性が確認された期間内（非代表機器であるモジュール型低圧動力用電気ペネトレーションは運転開始後55年以内）に取替えを実施することで運転開始後60年間の健全性は維持できると判断する。

(4)追加保全策

電気ペネトレーションの気密性低下に対して、非代表機器であるモジュール型低圧動力用電気ペネトレーションは、健全性が確認された期間内（運転開始後55年以内）に取替えを実施することで有意な原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下が生じないと評価しているため、運転開始後55年に至る前までに取替えを実施する。

【申請時点からの変更点】
追加保全策の追記。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P102～114記載事項）

○技術評価の結果

8.耐震安全性評価

耐震安全性上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出にて抽出された機器・構造物について耐震安全性評価を実施した。評価結果を以下に示す。

【申請時点からの変更点】
追加保全策の追記。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

事象	評価結果	追加保全策
低サイクル疲労	評価期間において、地震時に発生する疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。	追加保全策として抽出されたものはなかった。
中性子照射脆化	評価期間において、地震時に発生する応力及び応力拡大係数を評価し、想定する亀裂に対する破壊力学評価を行い、許容限界を下回ることを確認した。	追加保全策として抽出されたものはなかった。
腐食(流れ加速型腐食)	評価期間において、地震時に発生する応力を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。	流れ加速型腐食による減肉を想定した評価結果はいずれも運転開始後60年の健全性が満足していることを確認している。 よって今回実施した評価条件においては、取替等を実施しなくとも評価結果に影響は与えないため、追加保全策に設定が必要な評価対象設備はない。 減肉傾向の把握、データの蓄積及び最新の実測データを用いた評価を継続して実施し、地震時に発生する応力及び疲れ累積係数が耐震設計上の許容限界を満足しないと想定される場合は、配管取替等を実施する。
腐食（全面腐食）	評価期間において、地震時に発生する応力を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。	追加保全策として抽出されたものはなかった。
動的機能維持	腐食(流れ加速型腐食)を想定した場合の機能維持評価用加速度を算出し、機能確認済加速度以下であることを確認した。	追加保全策として抽出されたものはなかった。
制御棒挿入性	燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であることを確認した。	追加保全策として抽出されたものはなかった。

五 劣化評価の方法及びその結果（申請書 P114, 115記載事項）

○技術評価の結果

9.耐津波安全性評価

(1)耐津波安全性評価を行う際の代表機器又は構造物の考え方

津波の影響を受ける浸水防護施設を耐津波安全性評価対象とする。

【申請時点からの変更点】

評価の結果を追記。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

耐津波安全性評価の評価対象構造物

浸水防施設施設			評価対象/ 対象外の区分
浸水防護施設の区分	分類	設備名称	
津波防護施設	鉄骨構造物	海水貯留堰	対象
		海水貯留堰（7号機設備）	対象
浸水防止設備		水密扉	対象
		取水槽閉止板	対象
		床ドレンライン浸水防止治具	対象
		貫通部止水処置	対象
津波監視設備	計測装置	津波監視カメラ	対象外*1
		取水槽水位計	対象

*1：津波の影響を受けない位置に設置しているため、耐津波安全性評価対象外とする。

(2)現状の施設管理に対する評価

耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象が発生する可能性のある設備及び部位がないため、津波時に発生する応力等の評価は不要と判断していることから、現状の施設管理について耐津波安全性の観点から変更すべきものはない。

六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置（申請書 P118記載事項）

○劣化を管理するために必要な保全

原子力部門（「柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定第4条（保安に関する組織）」に示す部門をいう。（P73参照）以下同じ。）は、施設管理計画に従って実施する施設管理のための保全のうち、通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置を除くものを、劣化を管理するために必要な保全と位置づける。

原子力部門は、長期施設管理計画の期間中に、劣化を管理するために必要な保全について、施設管理計画に基づく「設計及び工事の計画の策定」又は「特別な保全計画の策定」において、保全の具体的な方法、実施時期等を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画を策定し、その計画に従って保全を実施し、発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び技術基準規則に定める基準への適合状態の維持を行う。

また、原子力部門は、施設管理計画に基づく「保全の有効性評価」において、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

【申請時点からの変更点】
記載の明確化。変更内容について申請書
本文へ反映を行う。

六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置（申請書 P119～120記載事項）

○技術評価で抽出された追加保全策

(1)原子炉圧力容器等の疲労割れ

原子炉圧力容器等の疲労割れに関して、評価結果が実績過渡回数に依存することから、疲労割れに対する技術評価の適切性を確認できるよう疲労割れ評価の評価条件に用いる実績過渡回数の把握及び確認を継続的に実施する。長期施設管理計画の期間中に実施する措置として、次回技術評価実施時に実績過渡回数の確認を実施し、評価期間である運転開始後60年時点の評価用過渡条件の範囲内であることを確認する。

(2)原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化

原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に関して、原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する技術評価が的確にできるよう、以下に示す実施時期及び実施方法に従い、運転が見込まれる期間（評価期間と同じ）に監視試験を実施する。

実施時期については、JEAC4201及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）別記-6日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201）」の適用に当たって」（以下、「技術基準規則解釈別記-6」という。）に基づき設定する。具体的には、24EFPY（第22回定期検査*）を超えない時期までに監視試験を実施していくこととし、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、第3回監視試験の実施計画を策定する。

実施方法については、JEAC4201及びJEAC4206に基づき、シャルピー衝撃試験を実施する。この試験により求められた関連温度、上部棚吸収エネルギーを基に、JEAC4201及びJEAC4206に従い、関連温度評価、上部棚吸収エネルギー評価及び原子炉冷却材温度制限値の評価を実施する。

*設備利用率を90%として算出

六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置

○技術評価で抽出された追加保全策

【申請時点からの変更点】
追加保全策を追記。変更内容について申請書本文へ反映を行う。

(3)電気ペネトレーションの絶縁低下

- ✓ 電気ペネトレーションの絶縁低下に対して、モジュール型低圧動力用電気ペネトレーションは、健全性が確認された期間内（運転開始後55年以内）に取替えを実施することで有意な絶縁低下が生じないと評価しているため、運転開始後55年に至る前までに取替えを実施する。

(4)電気ペネトレーションの気密性低下

- ✓ 電気ペネトレーションの気密性低下に対して、モジュール型低圧動力用電気ペネトレーションは、健全性が確認された期間内（運転開始後55年以内）に取替えを実施することで有意な原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下が生じないと評価しているため、運転開始後55年に至る前までに取替えを実施する。

(5)配管の腐食（流れ加速型腐食）

- ✓ 流れ加速型腐食による減肉を想定した評価結果はいずれも運転開始後60年の健全性が満足していることを確認している。よって今回実施した評価条件においては、取替等を実施しなくとも評価結果に影響は与えないため、追加保全策に設定が必要な評価対象設備はない。減肉傾向の把握、データの蓄積及び最新の実測データを用いた評価を継続して実施し、地震時に発生する応力及び疲れ累積係数が耐震設計上の許容限界を満足しないと想定される場合は、配管取替等を実施する。

六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置（申請書 P121～123記載事項）

○特定供用施設の特別点検

(1) 雑固体廃棄物焼却設備建屋（荒浜側）の特別点検

- ✓ 柏崎刈羽原子力発電所1号炉と共用する附属施設であって、実用炉規則第113条第3項に規定する特定共用施設に該当する雑固体廃棄物焼却設備建屋（荒浜側）（以下、「焼却炉建屋」という。）について、供用開始から35年を経過する日以降、供用開始日から40年である2030年3月23日までに初回の特別点検を実施する。焼却炉建屋の特別点検については、コンクリート構造物として、強度、遮へい能力、中性化深さ、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の5項目について確認を行う。

(2) 緊急時対策所（5号機原子炉建屋）の特別点検

- ✓ 柏崎刈羽原子力発電所7号炉と共用する附属施設であって、実用炉規則第113条第3項に規定する特定共用施設に該当する緊急時対策所（5号機原子炉建屋）（以下、「緊急時対策所」という。）について、供用開始から35年を経過する日以降、供用開始日から40年である2030年4月10日までに初回の特別点検を実施する。緊急時対策所の特別点検については、コンクリート構造物として、強度、遮へい能力、中性化深さ、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の5項目について確認を行う。

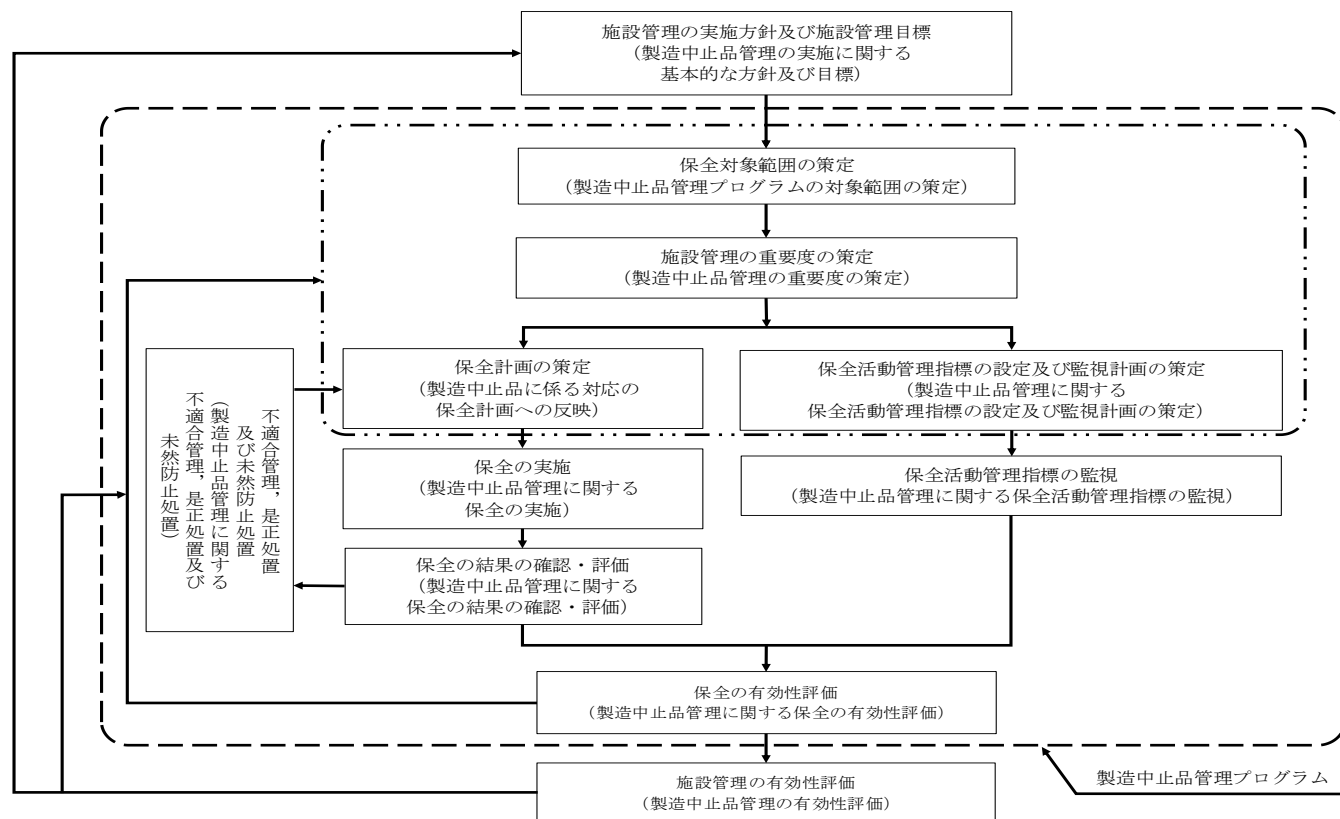
【申請時点からの変更点】
記載の適正化（雑固体廃棄物焼却設備（荒浜側）焼却炉建屋→
雑固体廃棄物焼却設備建屋（荒浜側））変更内容について申請
書本文へ反映を行う。

○製造中止品管理のプロセス

製造中止品等の管理については、原子力エネルギー協議会「製造中止品管理ガイドライン」に基づき、原子力発電所の安全かつ継続的な運転に資するため、機器の製造中止等により、原子力発電所の信頼性及び運転継続性に対して与える影響を回避することを目的に、製造中止品管理プロセスを策定している。

製造中止品管理は、施設管理計画のプロセスの一部として追加し、実施する。

（製造中止品管理を実行していくための役割分担はP.69参照。）



製造中止品管理のプロセス

七 技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は 47
役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置（申請書 P125, 128～130記載事項）

○保全対象範囲の策定

設備保守箇所は、製造中止品管理プログラムを適用する対象範囲として、施設管理計画「4. 保全対象範囲の策定」で定める保全対象範囲の構造物、系統及び機器並びにその機能を維持するために必要となる予備品等の物品及び保守、技術支援等の役務を選定する。

（設備保守箇所についてはP70, 71参照。）

○保全計画の策定

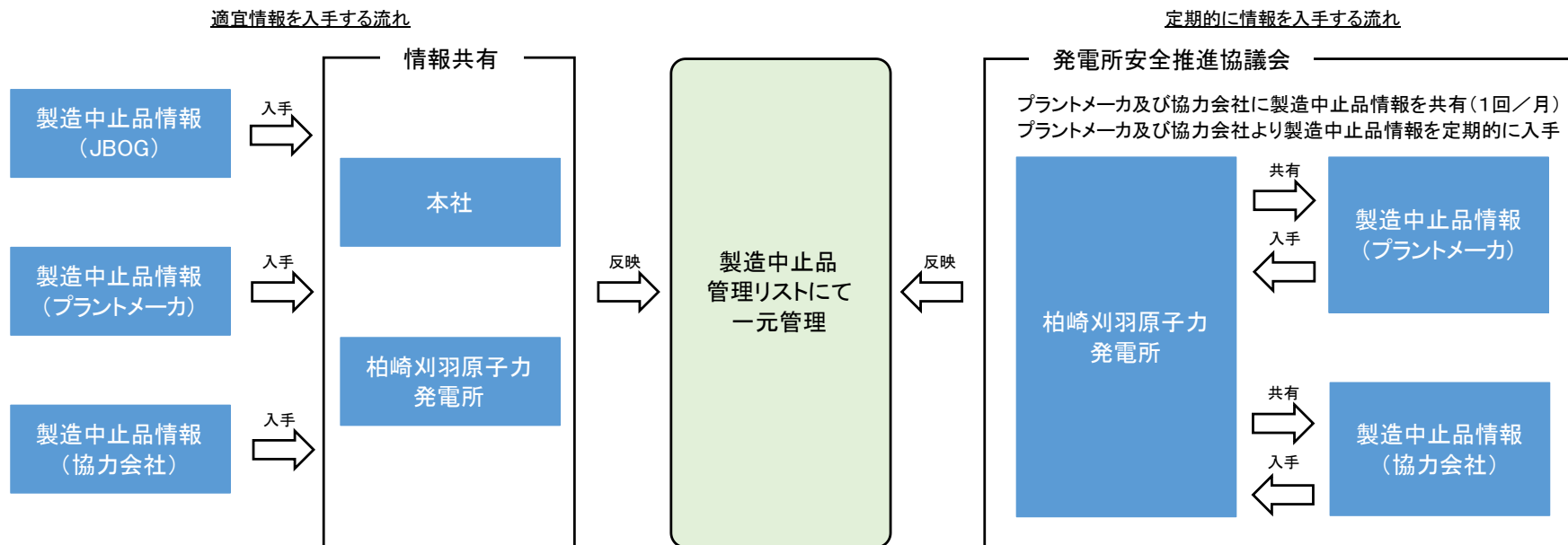
設備保守箇所は、製造中止品管理を効果的に実施するために、以下の事項を踏まえて保全計画を策定する。

- A. 製造中止品の情報収集
- B. 構造物、系統及び機器の特定
- C. 製造中止品の対応策の検討

A. 製造中止品の情報収集

設備保守箇所及び保全総括グループは、構造物、系統及び機器の機能を維持するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じる兆候を的確に捉えるために以下のとおり情報収集活動を行う。

【情報入手から製造中止品管理リスト登録までの流れ】



<BWR事業者協議会 (JBOG) >

BWR事業者協議会 (JBOG) は、BWR電力事業者7社*1、BWR プラントメーカー2社*2と連携し、共通案件に関する技術検討の実施や会員間の技術情報の一層の共有を図ることにより、BWRプラントの安全安定運転、総合的な技術力向上を推進するための会議体である。定期的に開催する事業者協議会の議題に製造中止品情報の提供を依頼しており、協議会を通じて製造中止品情報の入手、共有を図る。

*1：東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社

*2：東芝エネルギーシステムズ株式会社、日立GEベルノバニュークリアエナジー株式会社

<発電所安全推進協議会>

発電所安全推進協議会は、製造中止品の情報の共有を行っており、月に1度程度実施する。情報収集活動としては、定期点検工事施工会社や設備メンテナンス、検査会社等の関係協力会社*3から定期的に製造中止品情報を入手する。

*3：東芝エネルギーシステムズ株式会社、日立GEベルノバニュークリアエナジー株式会社、東京パワーテクノロジー株式会社、株式会社 東京エネシス、株式会社 関電工 等

B. 構造物、系統及び機器の特定

- ✓ サプライチェーン戦略グループは、製造中止品情報をBWRプラントメーカー、関係協力会社等から入手し、製造中止品管理リストに登録して一元管理する。なお、保全対象範囲に限らず製造中止を検討している段階の情報も含めて幅広く入手し、以下を基本に製造中止品管理リストへ登録する。
- ✓ 設備保守箇所は、BWRプラントメーカー、関係協力会社等からの情報に不足があれば、互換性や代替品の有無、保全における使用見込み等の調査を行い、製造中止品管理リストに反映する。
- ✓ 設備保守箇所は、入手した製造中止品情報を登録する際に、対応の検討期限を設定する。検討期限は、供給期限や保全における使用見込み等を考慮して設定する。さらに、保全総括グループが定期的に検討期限までに検討が完了していないものがないか確認を行う。

【製造中止品管理リストの例】

情報提供元	機器名称	対象プラント	製造中止品情報					対応方策情報			
			対象製品/ 技術支援役務	仕様・型式	製造メーカー	供給期限	点検部品 供給期限	代替品 有無	仕様・型式	製造メーカー	供給期限 ・納期
〇〇	△△ポンプ	KK6	△△	□□-1	××	20**/** 月末	—	有	□□-2	××	20**/**

入手した製造中止品情報

対応方策					施設管理活動		備考
対応G	CR番号	検討期限 (1ヵ月目安)	対応方策	ステータス	実施時期	ステータス	

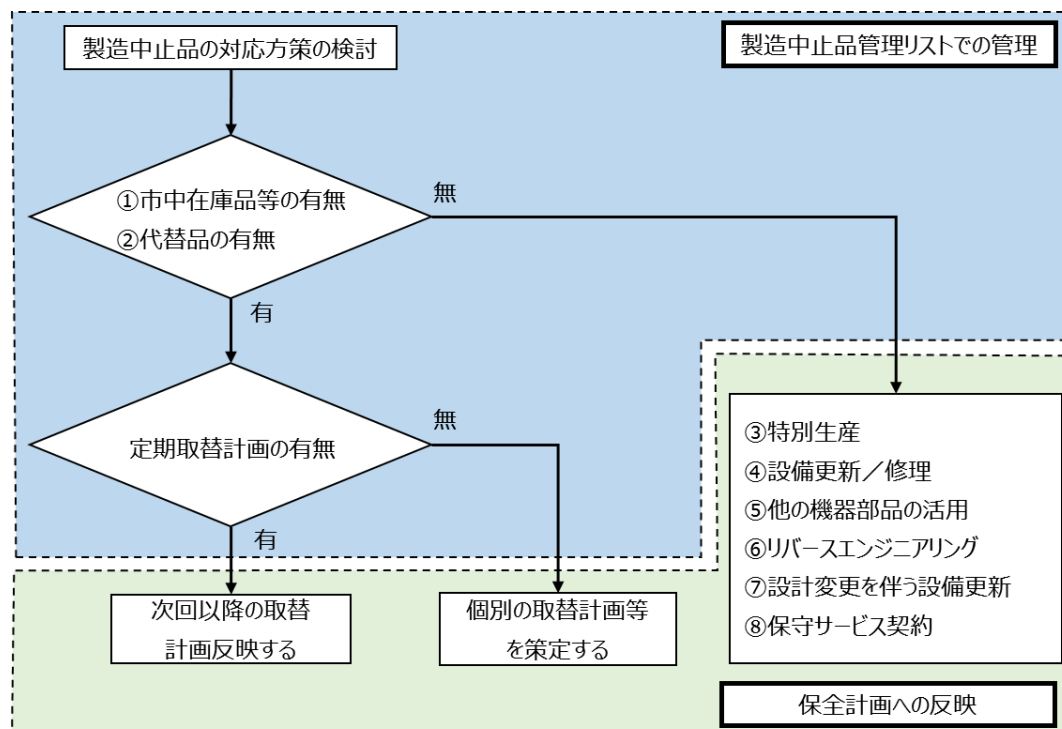
(2/2)

C. 製造中止品の対応策の検討

設備保守箇所は、「B. 構造物、系統及び機器の特定」にて特定された構造物、系統及び機器に対し、対応策（方法、実施時期）を検討する。検討した対応策を保全計画に反映する。

【製造中止品に係る対応の方法】

対応策の方法は、以下を含む対応方法から適切なものを選定する。



○保全の実施

設備保守箇所は、施設管理計画「8. 保全の実施」に従って保全を実施する。保全計画に定めた実施時期を超過することにより保全に支障が生じないように進捗管理を行う。設備保守箇所は、計画された実施時期までに完了していないものがないか定期的に確認を行う。

【具体例】

- ✓ RIP・FMCRD取扱装置について、電気機器を中心に製造中止が多数発生しているため、設備更新を実施している。

○保全の結果の確認・評価

設備保守箇所は、施設管理計画「9. 保全の結果の確認・評価」に従って製造中止品管理に関する保全の結果の確認・評価を実施する。

○その他（情報の共有）

- ✓ サプライチェーン戦略グループ及び保全総括グループは、製造中止品管理の向上に資するために製造中止品に係る対応の実施状況や製造中止品に関する不適合事例等を、発電所間を含む原子力部門内で情報共有する。
- ✓ サプライチェーン戦略グループは、製造中止品情報や製造中止品に係る対応等の情報を、BWR事業者協議会を通じて他のBWR原子炉設置者と情報共有を行う。

○保全の有効性評価

設備保守箇所は、製造中止品管理に関して、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

【評価の観点（保全の有効性評価）】

保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。

- ✓ 保全活動管理指標の監視結果
- ✓ 製造中止品に関する課題の解決状況
- ✓ 社内他プラントの不具合の反映状況
- ✓ 技術開発等の最新知見の反映状況

○施設管理の有効性評価

設備保守箇所は、定期的（1回／年）に施設管理の有効性評価を実施する。

施設管理の有効性評価では、保全の有効性評価の結果及び施設管理目標の達成度から、製造中止品管理プログラムが有効に機能していることを評価するとともに、継続的な改善につなげる。

また、以下の情報についても適切に考慮する。

- ✓ 製造中止品管理に係る情報の社内外との共有状況
- ✓ 製造中止品管理に係る規制要求等の最新知見の反映状況

- 八 通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価，並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標（申請書 P133記載事項） 53

○通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標

1.通常点検の実施に関する基本的な方針及び目標

(1)基本的な方針

施設管理計画に従って実施する施設管理のための点検又は検査のうち，技術基準規則に定める基準への適合確認を目的に定常的に実施するものを通常点検と位置付ける。長期施設管理計画の期間中に，施設管理計画にて策定する保全計画に基づき，通常点検を実施し，結果を技術評価に用いる。また，保全の有効性評価を行い，継続的な改善につなげる。

(2)目標

通常点検を実施することにより，発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び技術基準規則に定める基準への適合状態の維持を達成するとともに，劣化の状況を適切に把握し，技術評価に用いる点検等の結果として明らかにする。

(3)実施方針

原子力部門は，長期施設管理計画の期間中に，通常点検について，施設管理計画に基づく「点検計画の策定」又は「特別な保全計画の策定」において，予防保全を基本として予防保全（時間基準保全，状態基準保全），事後保全を選定し，選定した保全方式の種類に応じて点検の具体的な方法，実施頻度，実施時期等を定めた点検計画又は特別な保全計画を策定し，その計画に従って点検を実施し，結果を技術評価に用いる。

また，原子力部門は，施設管理計画に基づく「保全の有効性評価」において，保全活動で得られた情報等から保全の有効性を評価し，保全が有効に機能していることを確認するとともに，継続的な改善につなげる。これにより，原子力部門は，現に設置されている発電用原子炉施設が，施設管理計画に従って実施する施設管理のための保全（保全の実施の結果に基づく不適合管理による処置を含む）により，技術基準規則に定める基準への適合状態を維持していることを確認する。

- 八 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標（申請書 P134記載事項） 54

○通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標

2.劣化点検の実施に関する基本的な方針及び目標

(1)基本的な方針

通常点検以外の点検又は検査であって、発電用原子炉施設の劣化の状況を把握するため追加的に実施する必要があるものを劣化点検とする。長期施設管理計画を策定又は変更するまでに、施設管理計画にて策定する保全計画に追加して、劣化点検を実施し、結果を技術評価に用いる。また、保全の有効性評価を行い、継続的な改善につなげる。

(2)目標

劣化点検を実施することにより、発電用原子炉施設の劣化の状況を適切に把握し、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにする。

(3)実施方針

原子力部門は、長期施設管理計画を策定又は変更するまでに、技術評価に用いる点検の結果として明らかにすべきデータのうち、通常点検の結果に含まれないものを採取する点検等を劣化点検として実施する。劣化点検は、これを施設管理計画の一部として追加し、施設管理計画に基づく「設計及び工事の計画の策定」又は「特別な保全計画の策定」において、点検の具体的な方法、実施時期等を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画を策定し、その計画に従って点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、原子力部門は、保全活動から得られた情報等から、施設管理計画に基づく「保全の有効性評価」において、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。なお、発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置として実施する原子炉圧力容器の監視試験は、その結果を技術評価に用いることから、これらを劣化点検として位置付ける。

- 八 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標（申請書 P135記載事項） 55

○通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標

3. 特別点検の実施に関する基本的な方針及び目標

(1) 基本的な方針

通常点検及び劣化点検以外の点検又は検査であって、長期間の運転に伴って生じるおそれがある発電用原子炉施設の劣化の有無もしくは状況を精密に調査し、又は確認するため特別に実施する必要があるものとして、審査基準の表1において規定されるものを特別点検とする。ただし、技術評価より、最も疲労損傷係数が高い部位は給水ノズルコーナーではなく、原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔であるため、当該部位を特別点検の対象とし、審査基準の表1において規定される点検方法にて実施する。

特定共用施設である焼却炉建屋及び緊急時対策所を除く発電用原子炉施設の初回の特別点検については、運転開始日から35年目を経過する日以降、運転開始日から40年を経過した日を含む長期施設管理計画を策定するまでに、施設管理計画にて策定する保全計画に追加して、特別点検を実施し、結果を技術評価に用いる。なお、焼却炉建屋及び緊急時対策所の特別点検については、「焼却炉建屋及び緊急時対策所の特別点検」に示す基本的な方針及び目標に基づき実施する。また、保全の有効性評価から継続的な改善につなげる。

(2) 目標

特別点検を実施することにより、長期間の運転に伴って生じるおそれがある発電用原子炉施設の劣化の有無もしくは状況を精密に調査又は確認し、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにする。

(3) 実施方針

原子力部門は、運転開始後から35年目を経過する日以降、運転開始日から40年を経過した日を含む長期施設管理計画を策定するまでに、特定共用施設である焼却炉建屋及び緊急時対策所を除く発電用原子炉施設の初回の特別点検を実施する。特別点検は、これを施設管理計画の一部として追加し、施設管理計画に基づく「設計及び工事の計画の策定」又は「特別な保全計画の策定」において、点検の具体的な方法、実施時期等を定めた設計及び工事の計画又は特別な保全計画に従って点検を実施し、結果を技術評価に用いる。

また、原子力部門は、保全活動で得られた情報等から、施設管理計画に基づく「保全の有効性評価」において、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

- 八 通常点検、劣化点検137及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標（申請書 P136, 137記載事項）

○通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標

4.技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標

(1)基本的な方針

長期施設管理計画を策定又は変更するまでに、発電用原子炉施設の使用の履歴及び劣化の状況に基づき、その特性に応じた評価対象機器等を選定し、最新の科学的及び技術的な知見を踏まえて技術評価を実施する。また、技術評価の結果として追加保全策を抽出する。

(2)目標

技術評価を実施することにより、長期施設管理計画の期間における運転に伴い生じる劣化を考慮したうえで、発電用原子炉施設が技術基準規則に定める基準に適合することを確認する。また、技術評価の結果として追加保全策を抽出する。

(3)実施方針

原子力部門は、長期施設管理計画を策定、又は変更するまでに、保安規定第3条品質マネジメントシステム計画に従い、実施体制を確立し、実施手順を策定して技術評価を実施する。

○発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置の実施に関する基本的な方針及び目標

1.劣化を管理するために必要な保全

(1)基本的な方針

施設管理計画に従って実施する施設管理のための保全のうち、通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置を除くものを、劣化を管理するために必要な保全と位置付ける。長期施設管理計画の期間中に、施設管理計画にて策定する保全計画に基づき、劣化を管理するために必要な保全を実施する。

また、保全の有効性評価を行い、継続的な改善につなげる。

(2)目標

劣化を管理するために必要な保全を実施することにより、発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び技術基準規則に定める基準への適合状態の維持を達成する。

2.技術評価で抽出された追加保全策

(1)基本的な方針

原子炉圧力容器等の疲労割れに対する追加保全策として、実績過渡回数の把握及び確認を施設管理計画の一部として実施する。原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する追加保全策として、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、原子炉圧力容器の監視試験に関する第3回監視試験の実施計画の策定を施設管理計画の一部として実施する。

(2)目標

実績過渡回数の把握及び確認を実施することにより、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認することで、原子炉圧力容器等の疲労割れに対する技術評価の適切性を確認し、発電用原子炉施設の長期的な安全性の確保及び技術基準規則に定める基準への適合状態の維持を達成する。原子炉圧力容器の監視試験を計画することにより、中性子照射脆化による原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域部）の劣化の状況を適切に把握し、技術評価に用いる点検等の結果として明らかにすることに資する。

八 通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価，並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標

○技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標

1. 技術の旧式化管理のための措置

(1) 基本的な方針

技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置について，製造中止品管理として実施する。製造中止品管理においては，技術評価の評価対象機器等を含む保安規定の施設管理計画に定める保全対象範囲の構造物，系統及び機器について，製造中止品に係る情報を入手し，運転が見込まれる期間において，その機能を維持するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じるおそれのあるものを特定し，それらへの対応を検討し，施設管理計画にて策定する保全計画に反映して，実施する。

また，定期的に製造中止品管理の有効性を評価し，継続的な改善につなげる。

(2) 目標

技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置について，技術評価の評価対象機器等を含む保安規定の施設管理計画に定める保全対象範囲の構造物，系統及び機器の機能を維持するために必要となる予備品等の物品又は保守，技術支援等の役務の調達に著しい支障が生じることを予防することにより，発電用原子炉施設の信頼性に対する悪影響を回避する。

【申請時点からの変更点】

記載を追記。変更内容について
申請書本文へ反映を行う。

- 八 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価、並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標

○劣化評価の見直し及び長期施設管理計画の変更の実施方針

1.劣化評価の見直し及び長期施設管理計画の変更

(1)実施方針

原子力部門は、長期施設管理計画の期間中に、国内外の運転経験、最新の科学的及び技術的知見、試験研究成果、規制基準や規格・基準の改訂、点検・補修・取替えの実績及び設備の新設・更新等の情報を収集し、それらを踏まえ、劣化評価の見直しの検討を速やかに行い、必要に応じて長期施設管理計画の変更を行う。

原子力部門は、長期施設管理計画に記載された事項のうち発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置に係る重要な事項その他の「実用炉規則」第113条の6第1項に定める事項を変更しようとするときは、1. 通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価の実施に関する基本的な方針及び目標に従い、劣化評価を実施する。

【申請時点からの変更点】

記載を追記。変更内容について
申請書本文へ反映を行う。

- 九 通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価，並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置に係る品質マネジメントシステム（申請書 P141記載事項）

○劣化管理等に係る品質マネジメントシステム

柏崎刈羽原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため，「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）」を踏まえ，「原子炉設置許可申請書」本文第十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に記載した方針に従って品質マネジメントシステムを構築し，保安規定第3条に「品質マネジメントシステム計画」として定めている。

上記の品質マネジメントシステム計画に従って以下のとおり劣化管理を実施する。

プロセス	長期施設管理計画本文記載箇所	本資料における記載箇所
通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価に関するプロセス	八 通常点検，劣化点検及び特別点検並びに技術評価，並びに発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置及び技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置の実施に関する基本的な方針及び目標	P53
発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置に係るプロセス	六 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置	P42
技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置に係るプロセス	七 技術の旧式化その他の事由により，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障を生じることを予防するための措置	P46

今後の説明の進め方

個別評価に関する会合において、事象の説明、評価条件、手法、評価の結果について、既認可プラント（女川2）やBWRとの相違点を踏まえ、順次説明を行う。

	2026年									
	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月
審査会合	2/17 概要 ▼		▼	▼	▼					6号運転 開始30年 (11/7)
- 中性子照射脆化 - 照射誘起型応力腐食割れ 2相ステンレス鋼の熱疲労 - 電気・計装品の絶縁低下 - 電気ペネトレーションの気密性低下 - コンクリート構造物に係る強度低下及び遮へい能力低下 - 耐津波安全性評価 - 共通事項（技術の旧式化）										
- 低サイクル疲労 - 耐震安全性評価										
補正申請						補正申請 ▼				
認可									認可目標 ▼	

既認可プラントとの相違点について

- 申請後に技術評価フローについて、既認可プラントと記載内容に相違があることを確認
- よって申請書本文全般についても柏崎刈羽6号炉と既認可プラントとの記載の相違点の確認を実施
- 確認された相違点について、相違内容によって分類・抽出を実施し検討した結果、申請書本文の変更が必要な箇所を28件確認

(1)申請書本文に影響があるもの

- ①誤記等により修正するもの：13件
- ②記載を変更、追記等するもの：12件

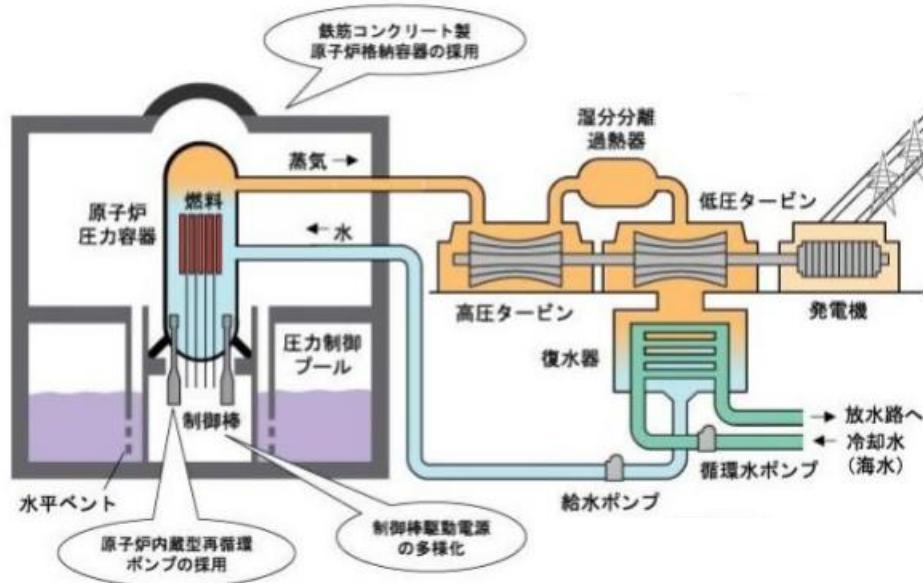
(2)申請書本文に影響があり、基準適合性の判断に影響があると考えられるもの：3件

- ・技術評価のフローの変更
- ・八号措置の追記（3.技術の旧式化その他の事由により～）
- ・八号措置の追記（4.その他事項）

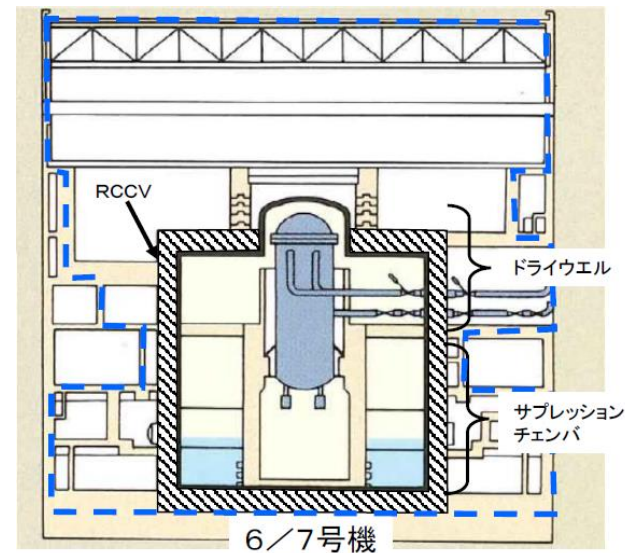
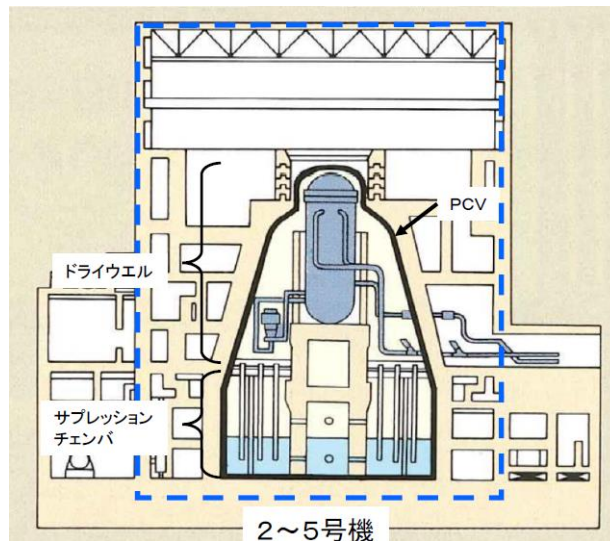
上記については今後、申請書の修正、記載の適正化等を行う。

以下, 参考

改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の特長



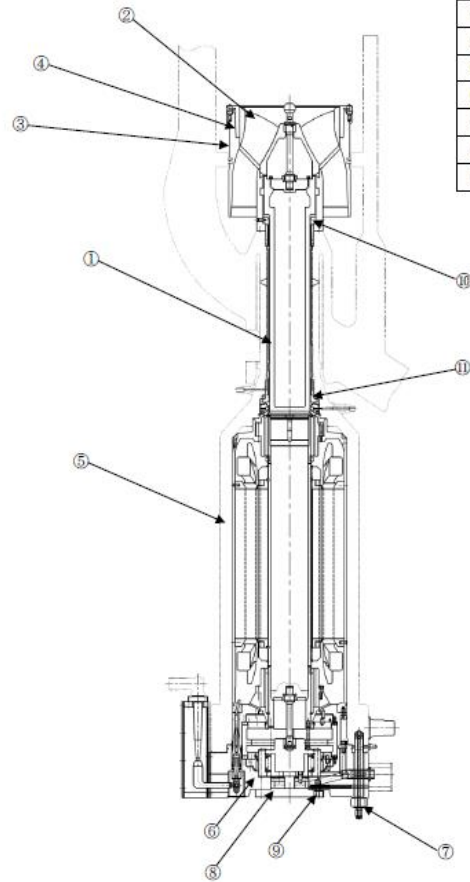
	柏崎刈羽6号炉 (ABWR)	柏崎刈羽4号炉 (BWR)
原子炉再循環系	インターナルポンプ(10台)	外部再循環ポンプ(2台) ジェットポンプ(20台)
制御棒駆動機構	- 出力制御 電動駆動 - スクラム 水圧駆動	- 出力制御 水圧駆動 - スクラム 水圧駆動
原子炉格納容器	鉄筋コンクリート製	鋼製



想定劣化事象毎の主な違い

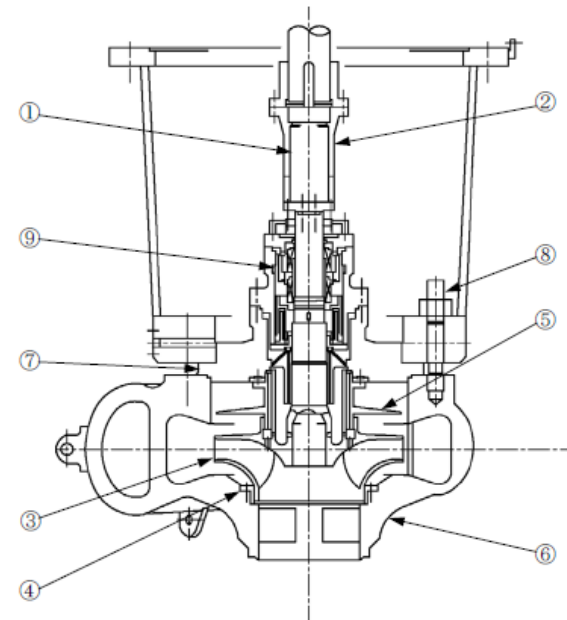
	評価対象等	評価結果等
低サイクル疲労	インターナルポンプ採用による変更 ➤ BWRから増 原子炉圧力容器原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔 ➤ BWRから減 ・原子炉冷却材再循環ポンプ ・原子炉冷却材再循環系配管・弁 RCCV（鉄筋コンクリート製）採用による変更 ➤ BWRから減 ・機械ペネトレーション(配管ベローズ)	BWRでは原子炉圧力容器給水ノズルが評価対象の中で最も厳しかったが、6号炉では原子炉圧力容器原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔が疲労評価の最も厳しい評価部位となった。
中性子照射脆化	原子炉圧力容器構造変更による変更 ➤ BWR：円筒胴，低圧注水ノズル ➤ ABWR：円筒胴	ABWRでは、炉心領域にノズルを設けない設計としており、原子炉圧力容器の円筒胴のみが評価対象となる。
照射誘起型応力腐食割れ	変更無し	炉心シュラウド内外面について、建設時に研磨による応力改善工法を施工しており、SCC感受性は低いと評価
2相ステンレス鋼の熱時効	インターナルポンプ採用による変更 ➤ BWRから減 ・原子炉冷却材再循環ポンプ ・原子炉冷却材再循環系配管・弁	BWRで熱時効の定量評価対象であった原子炉再循環ポンプ、弁がABWRでは設備としてないため、定量評価対象設備無し
電気・計装品の絶縁低下及び気密性低下	変更無し	変更無し
コンクリート構造物に係る強度低下及び遮へい能力低下	RCCV（鉄筋コンクリート製）採用による変更	RCCVコンクリート部について、コンクリート構造物として評価（原子炉建屋と一体）

原子炉冷却材再循環ポンプ



No.	部位
①	主軸
②	羽根車
③	ディフューザ
④	ディフューザウェアリング
⑤	ポンプモーターケーシング
⑥	モーターカバー
⑦	スタッドボルト
⑧	補助カバー
⑨	補助カバー取付ボルト
⑩	ストレッチチューブ
⑪	ストレッチチューブナット

柏崎刈羽6号炉 ABWR

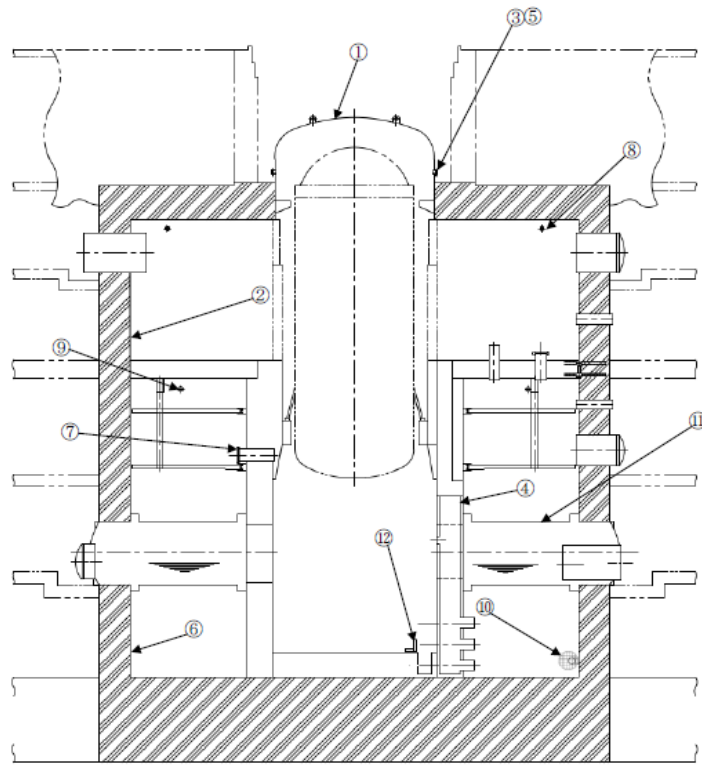


No.	部位
①	主軸
②	軸継手
③	羽根車
④	ケーシングリング
⑤	水中軸受リング
⑥	ケーシング
⑦	ケーシングカバー
⑧	取付ボルト
⑨	メカニカルシール

柏崎刈羽1号炉 BWR

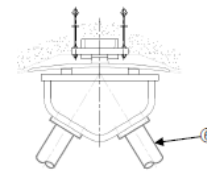
原子炉格納容器

No.	部 位	No.	部 位
①	ドライウェル (トップヘッド)	⑦	真空破壊弁
②	ドライウェル (ライナプレート)	⑧	ドライウェルスプレイヘッド
③	主フランジボルト	⑨	サブプレッションチェンバスプレイヘッド
④	ベント管	⑩	ストレーナ
⑤	ガスケット	⑪	アクセストンネル
⑥	サブプレッションチェンバス (ライナプレート)	⑫	コリウムシールド

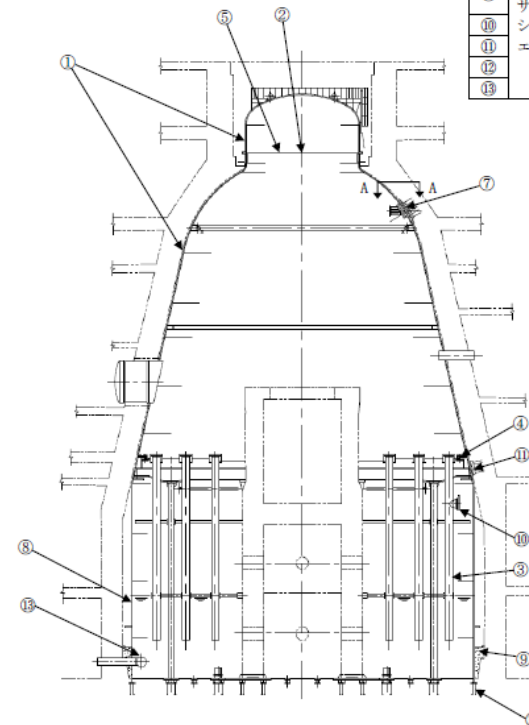


原子炉格納容器 (コンクリート部分) を示す。

柏崎刈羽6号炉 ABWR



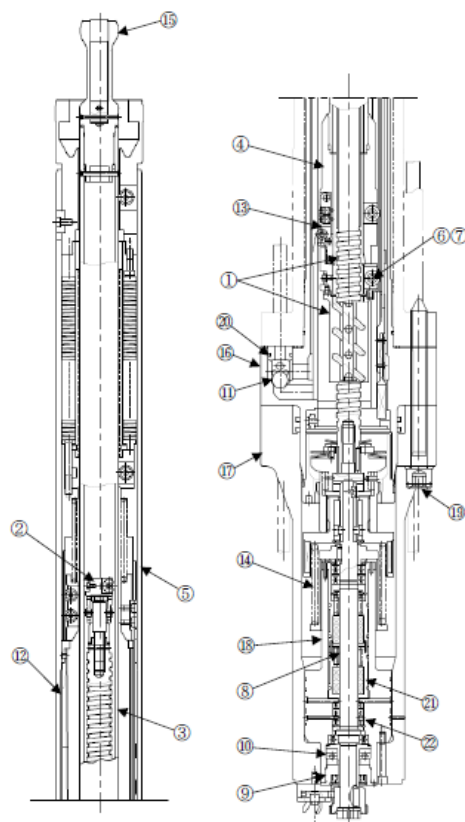
A-A 断面



No.	部 位
①	トップヘッド、 内罐部
②	主フランジボルト
③	ベント管
④	ドライ ウェル
⑤	ダイヤフラムフロー アールベローズ
⑥	ガスケット
⑦	スタビライザ
⑧	上部シアラグ
⑨	内筒部
⑩	サンドクッション部 (鋼板)
⑪	サブプレ ッション チェン バス
⑫	真空破壊弁
⑬	下部シアラグ
⑭	基礎ボルト
⑮	ストレーナ

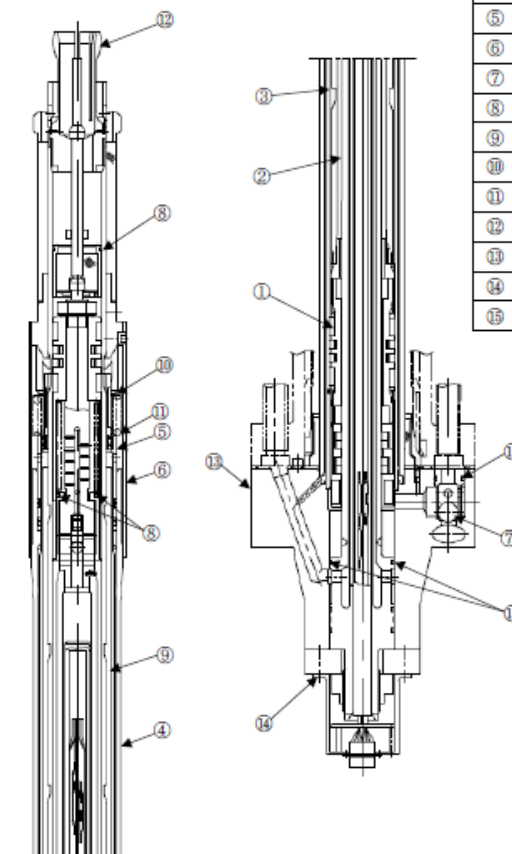
柏崎刈羽4号炉 BWR

制御棒駆動機構



No.	部 位
①	ボールネジ
②	スピンドルヘッド
③	中空ピストン
④	ドライブピストン
⑤	アウターチューブ
⑥	ローラ
⑦	ピン
⑧	駆動軸
⑨	シャフトナット
⑩	軸受 (転がり)
⑪	ボール
⑫	ガイドチューブ
⑬	ラッチ
⑭	スプリング
⑮	カップリング
⑯	フランジ
⑰	スプールピース
⑱	軸封ハウジング
⑲	取付ボルト
⑳	Oリング
㉑	グランドパッキン
㉒	オイルシール

柏崎刈羽6号炉 ABWR



No.	部 位
①	ドライブピストン
②	ピストンチューブ
③	シリンダチューブ
④	アウターチューブ
⑤	コレットピストン
⑥	コレットリテイナチューブ
⑦	ボール
⑧	シールリング
⑨	インデックスチューブ
⑩	コレットフィンガ
⑪	コレットスプリング
⑫	カップリングスパッド
⑬	フランジ
⑭	取付ボルト
⑮	Oリング

柏崎刈羽4号炉 BWR

製造中止品管理を実行していくための組織等の役割分担

○役割分担

製造中止品管理を実行していくための組織等の役割分担は以下のとおりとする。

A. 当社

【社長】

社長は、施設管理の実施方針を定めるとともに、施設管理プロセスを含む品質マネジメントシステムをマネジメントレビュー^{*1}において評価する。

^{*1}：社長が品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保全活動の改善に必要な措置を講ずるための品質マネジメントシステムの評価を行う。

【原子力・立地本部】

➤ 原子力設備管理部 サプライチェーン戦略グループ

- ・製造中止品管理の運用について管理する。
- ・BWRプラントメーカー、サプライヤー、関係協力会社及びBWR電力事業者との連携体制を用いて製造中止品の情報入手、対策の実施に係る業務を行う。
- ・製造中止品の情報入手、対策の実施に係る業務を行う。

製造中止品管理を実行していくための組織等の役割分担

【発電所】

➤ 設備保守箇所

各グループが所管する設備に対して、製造中止品の情報入手、対応の検討等の製造中止品管理に係る業務を行う。

設備保守箇所の業務概要

グループ名	業務概要
原子炉グループ	原子炉施設のうち原子炉設備に係る製造中止品管理
タービングループ	原子炉施設のうちタービン設備に係る製造中止品管理
電気機器グループ	原子炉施設のうち電気設備に係る製造中止品管理
計測制御グループ	原子炉施設のうち計測制御設備に係る製造中止品管理
環境施設グループ	廃棄物処理設備に係る製造中止品管理
環境施設プロジェクトグループ	廃棄物処理設備の改良工事に係る製造中止品管理
電子通信グループ	電子通信設備に係る製造中止品管理
土木グループ	原子炉施設のうち土木設備に係る製造中止品管理

製造中止品管理を実行していくための組織等の役割分担

【発電所】

➤ 設備保守箇所（続き）

グループ名	業務概要
建 築 グ ル ー プ	原子炉施設のうち建築設備に係る製造中止品管理
モ バ イ ル 設 備 管 理 グ ル ー プ	可搬型重大事故等対処設備等に係る製造中止品管理
放 射 線 安 全 グ ル ー プ	放射線管理（放射線管理グループ、化学管理グループ所管業務を除く。） 及び環境放射能測定に係る製造中止品管理
放 射 線 管 理 グ ル ー プ	放射線管理に係る製造中止品管理
化 学 管 理 グ ル ー プ	化学管理及び放射性気体・液体廃棄物の管理に係る製造中止品管理
環 境 グ ル ー プ	放射性固体廃棄物の管理に係る製造中止品管理
発 電 グ ル ー プ	原子炉施設の運用管理に係る製造中止品管理
燃 料 グ ル ー プ	燃料の管理に係る製造中止品管理

製造中止品管理を実行していくための組織等の役割分担

【発電所】

- 保全総括グループ
 - ・ 発電所の製造中止品の情報窓口を行う。
 - ・ 発電所の関係箇所への展開を行う。
 - ・ 発電所の製造中止品の管理状況の確認を行う。
- システムエンジニアリンググループ
 - ・ 保全活動管理指標の設定，監視計画の策定及び監視を行う。
- 品質保証グループ
 - ・ 発電所のマネジメントレビューに関する業務を行う。
- 改善推進グループ
 - ・ 発電所の不適合管理，是正処置プロセスの管理に関する業務を行う。

B. BWRプラントメーカー及びサプライヤー

- ・ BWRプラントメーカー，サプライヤー等から製造中止品に関する情報を収集し，情報提供（製造中止品に係る対応の提案を含む）を行う。

C. 関係協力会社

- ・ サプライヤー等から製造中止品に関する情報を収集し，情報提供（製造中止品に係る対応の提案を含む）を行う。



技術評価のフローの変更について

技術評価のフローの変更について

変更に至った経緯

- 既認可プラントとの相違点を抽出及び審査基準との整合確認を実施した結果、申請時の技術評価のフローの記載が既認可プラントと整合していない箇所を確認した。
- 技術評価のフローと申請書本文 五号 劣化評価の方法及びその結果に記載の内容とも相違している箇所があることを確認した。

具体的確認内容及び結果

- 至近長期施設管理計画認可プラント(女川2号炉, 高浜2号炉)の評価フローとの比較及び確認を実施 (次スライド以降)
- 加えて柏崎刈羽6号炉の申請書本文 五号 劣化評価の方法及びその結果に記載の内容と技術評価のフローの整合確認を実施
- 評価対象機器や評価内容について、審査基準及び至近長期施設管理計画認可プラントと対象機器の抽出範囲等に相違がないことを確認
- 一方、本確認において、柏崎刈羽6号炉の技術評価のフローに、審査基準の記載用語と相違している箇所(追加保全策⇔高経年化対応事項等)や記載の不測があることを確認

変更の方針

技術評価のフローについて、審査基準及び申請書本文記載内容に則した記載に変更を実施する。

技術評価のフローの変更について

女川2号炉

評価対象機器抽出

```

    graph TD
      A[全ての機器・構造物] --> B{評価対象機器・構造物か?}
      B -- No --> C[評価対象外]
      B -- Yes --> D{クラス1, 2の機能を有するものか?}
      D -- No --> E{常設重大事故等対処設備又は浸水防護施設か?}
      D -- Yes --> E
      E -- No --> F{高温・高圧環境下にあるか?}
      E -- Yes --> F
      F -- No --> G[評価対象機器をカテゴリ化, グループ化]
      F -- Yes --> G
      G --> H[各グループの代表機器を選定]
      H --> I[代表選定]
      I --> J[経年劣化事象の評価]
      I --> K[耐震・耐津波安全性評価]
      J --> L[劣化点検結果]
      K --> L
      L --> M[経年劣化に関する技術評価結果]
      L --> N[その他の機器**の技術評価]
  
```

⑪ 通常点検の結果
★ 最新知見等の反映

*1: 審査基準で定める評価対象機器等は次のとおり。(長期施設管理計画の始期において適用される技術基準規則に定める基準に適合する見込みがあるものを含む。)ただし、消耗品・定期取替品等は評価対象機器から除外する。

- 安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1, 2及び3の機能を有するもの
- 実用炉規則表第2において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物
- 許可基準規則第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物

*2: 停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合には、その影響を適切に考慮。(停止状態の維持を前提とした評価)

*3: 最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1900kPaを超える環境にある機器。(原子炉格納容器外にあるものに限る)

*4: 記載要領に示される「劣化を管理するために必要な措置」の策定対象以外のもので、①～⑩の記載を要さないもの。

柏崎刈羽6号炉

評価対象機器抽出

```

    graph TD
      A[①プラント内の系統, 機器・構造物 (※1)] --> B{安全上重要な機器か? (※2)}
      B -- No --> C{高温高圧の機器か? (※3)}
      B -- Yes --> D{機器単位で長期稼働したり使用するか?}
      C -- No --> D
      C -- Yes --> E[評価対象外 (燃料集合体等)]
      D -- No --> E
      D -- Yes --> F[代表選定]
      F --> G[経年劣化事象の評価]
      F --> H[耐震・耐津波安全性評価]
      G --> I[別紙-1]
      H --> J[別紙-2, 3]
      I --> K[長期施設管理計画の策定]
      J --> K
  
```

⑥ 評価対象外 (燃料集合体等)

⑦ 代表選定

⑧ 経年劣化事象の評価

⑨ 耐震・耐津波安全性評価

⑩ 冷温停止状態維持の技術評価

別紙-1

別紙-2, 3

長期施設管理計画の策定

※1: 重要度分類審査指針で定義される機器 (クラス1, 2, 3)

※2: PS-1/MS-1/PS-2/MS-2/PS-3/MS-3 重 (常設重大事故等対処設備)

※3: 耐震・耐津波安全性評価の対象は、津波防護施設、浸水防護施設、及び津波監視設備を対象とする

※4: 最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1,900 kPaを超える機器で原子炉格納容器外にあるもの

※5: 系統レベルの機能確認を含む

※6: 高経年化対応としての保全のあり方、技術開発課題を検討する

結果

評価対象機器

①女川=①6号炉

6号炉の注記が誤記 (常設重大事故、浸水防護はクラス1～3に含まれないため個別に記載要) 女川は評価対象機器に長期施設管理計画の始期に技術基準適合見込みの機器を含める記載がある。6号炉の評価において考慮しているが、現状のフローに記載していないため修正

②③女川=②③6号炉

④女川=④6号炉

⑤女川=⑤6号炉

①女川=⑥6号炉

定期取替品・消耗品の記載箇所の違い(記載場所を審査基準に合わせて変更が必要)

代表選定

⑦女川=⑦6号炉

経年劣化事象の評価

⑧事象の抽出～対策事項の抽出は同じであるが、6号炉は審査基準及び申請書記載の文言と相違 (例: 追加保全策→高経年化対応事項)しているため修正

耐震・耐津波安全性評価

⑨事象の抽出～対策事項の抽出は同様であるが、6号炉は審査基準及び申請書記載の文言と相違 (例: 追加保全策→高経年化対応事項)しているため修正

停止状態評価

⑩女川=⑩6号炉

評価結果, 最新知見の反映

⑩6号炉の評価においていずれも考慮しているが、現状のフローに記載していないため修正

技術評価のフローの変更について

女川2号炉	柏崎刈羽6号炉	結果
申請書 全体フローに記載	別紙-2 <pre> graph TD A[評価対象機器・部位の選定] --> B[機器・部位に想定される経年劣化事象の選定] B --> C{耐震安全性に有意な影響を与える可能性がある経年劣化事象か？} C -- No --> D[経年劣化事象による耐震安全性への影響なし] C -- Yes --> E{発生しているか、または将来にわたって発生が否定できない経年劣化事象か？} E -- No --> D E -- Yes --> F[耐震安全性評価] F --> G[経年劣化事象による耐震安全性への影響の評価] </pre> 耐震安全性評価フロー	耐震安全性評価 女川は全体フローの中に記載 6号炉は別紙-2として記載しているが耐震・耐津波だけ詳細に記載しており、経年劣化事象の評価と記載の情報量に相違があることから全体フローと同様の情報量に修正

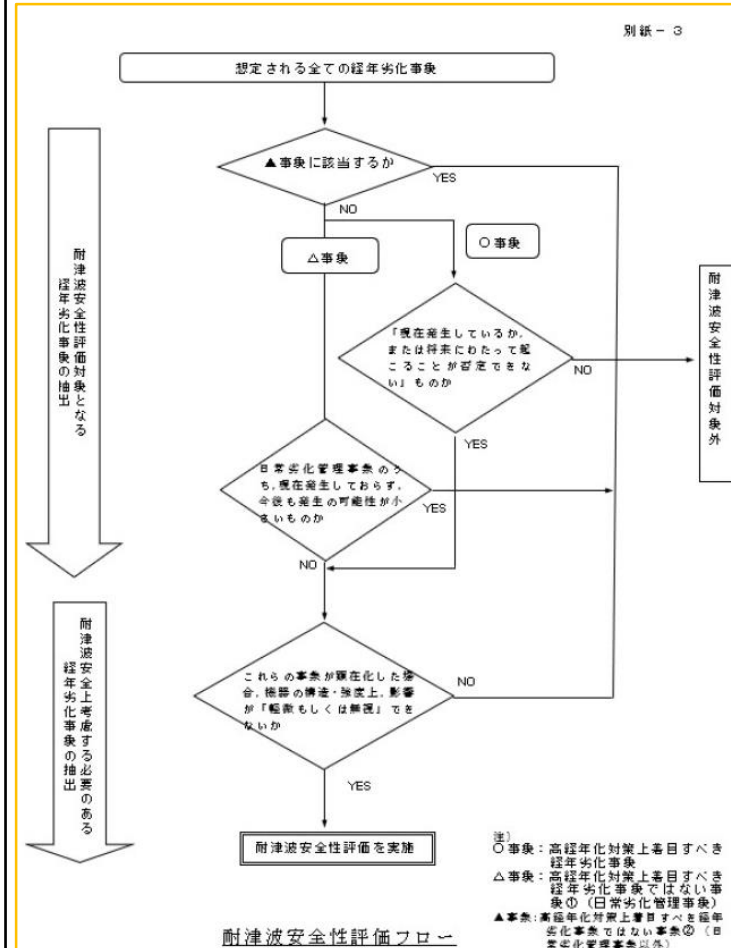
技術評価のフローの変更について

女川2号炉

柏崎刈羽6号炉

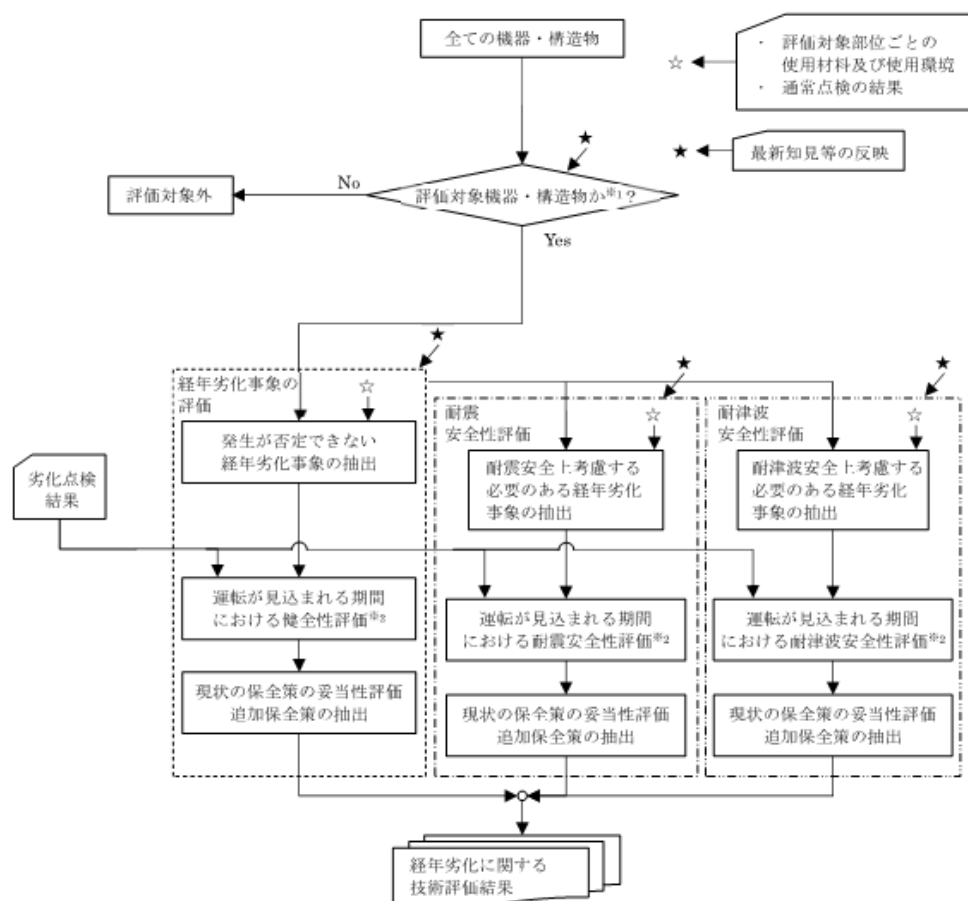
結果

申請書 全体フローに記載



耐震安全性評価
 女川は全体フローの中に記載
 6号炉は別紙-3として記載しているが耐震・耐津波だけ詳細に記載しており、経年劣化事象の評価と記載の情報量に相違があることから全体フローと同様の情報量に修正

【参考】高浜2号炉 技術評価フロー



※1：審査基準で定める劣化評価対象機器は次のとおり。（長期施設管理計画の始期において適用される技術基準規則に定める基準に適合する見込みがあるものを含む。）ただし、消耗品・定期取替品等は、長期にわたって使用するものではないため、評価対象機器から除外する。

- ・安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの
- ・実用炉規則別表第2において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物
- ・設置許可基準規則第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物

※2：運転が見込まれる期間は評価期間と同じである。また、停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合には、その影響を適切に考慮。（停止状態の維持を前提とした評価）