

玄海原子力発電所 3 号炉
高経年化技術評価（30 年目）に係る
原子炉施設保安規定変更認可申請について
（3 号炉の長期施設管理方針の策定）

2023 年 3 月 28 日

九州電力株式会社

1. 原子炉施設保安規定の変更認可申請理由及び概要について	2
2. 玄海原子力発電所3号炉の概要と保全実績	3
3. 高経年化技術評価の概要	6
4. 経年劣化事象の評価	13
5. 高経年化技術評価結果及び長期施設管理方針	29
6. 今後の取組み	30

1. 原子炉施設保安規定の変更認可申請理由及び概要について

1. 申請理由

玄海原子力発電所3号炉が2023年3月18日で運転開始後29年となることから、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という。）第82条第1項に従い高経年化技術評価を行い、この評価結果を基に、実用炉規則第92条第1項に基づき、原子炉施設保安規定に3号炉の長期施設管理方針を追加及び関連する条文の変更のため、2023年3月13日に原子炉施設保安規定変更認可申請を実施した。

2. 申請概要

変更及び追加範囲			主な変更及び追加内容
第8章	(変更) 第118条の6	原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針	高経年化技術評価を行い長期施設管理方針を策定したことから、以下の記載を追加 ・ <u>3号炉の長期施設管理方針を添付6に示す</u>
添付	(追加) 添付6	長期施設管理方針（第118条の6関連）	中長期（2024年3月18日からの10年間）の施設管理項目として以下を記載 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第4回監視試験の実施計画を検討する ・ 原子炉容器等の疲労割れについては、実積過渡回数を確認を継続的に実施し、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 ・ 肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する
附則	—	—	2024年3月18日から適用することを記載

上記の長期施設管理方針の策定にあたり、実施した高経年化技術評価の概要について、次頁以降で説明する。

○主要仕様

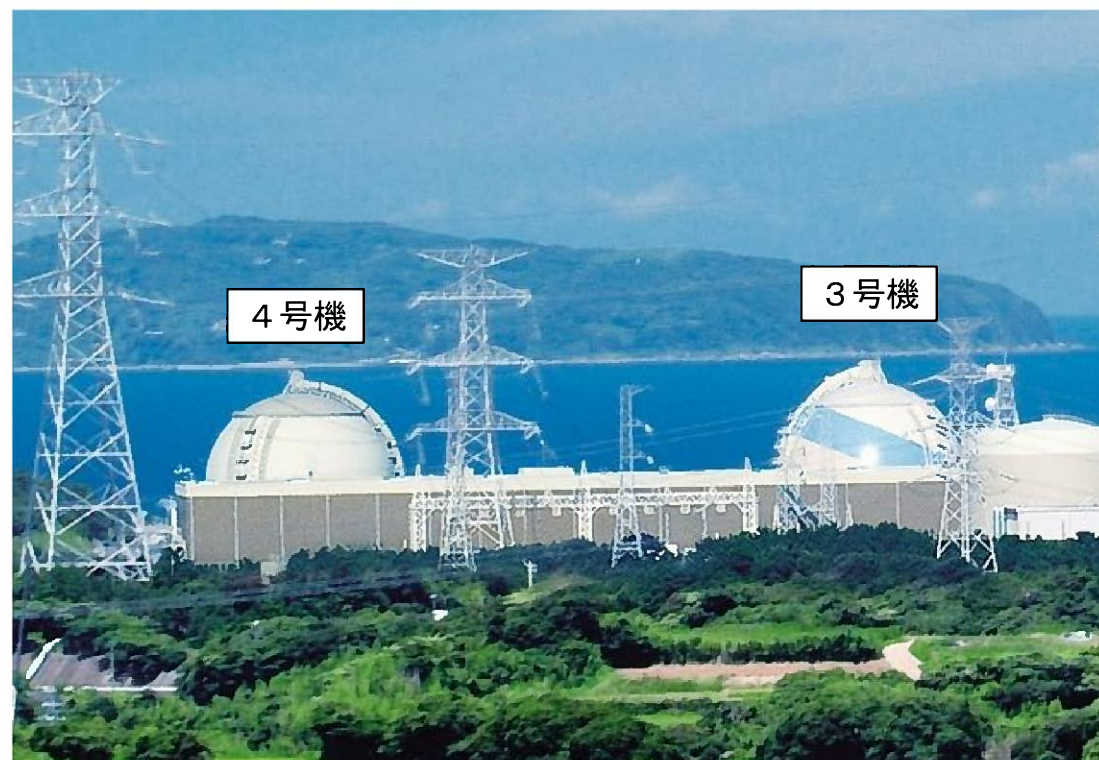
電気出力	約1,180MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約3,423MW
燃料	低濃縮ウラン(燃料集合体193体)
減速材	軽水
タービン	串型4車室6分流排気再熱再生式

○主な経緯

原子炉設置許可	1984年10月
建設工事開始	1985年8月
営業運転開始	1994年3月

○運転実績

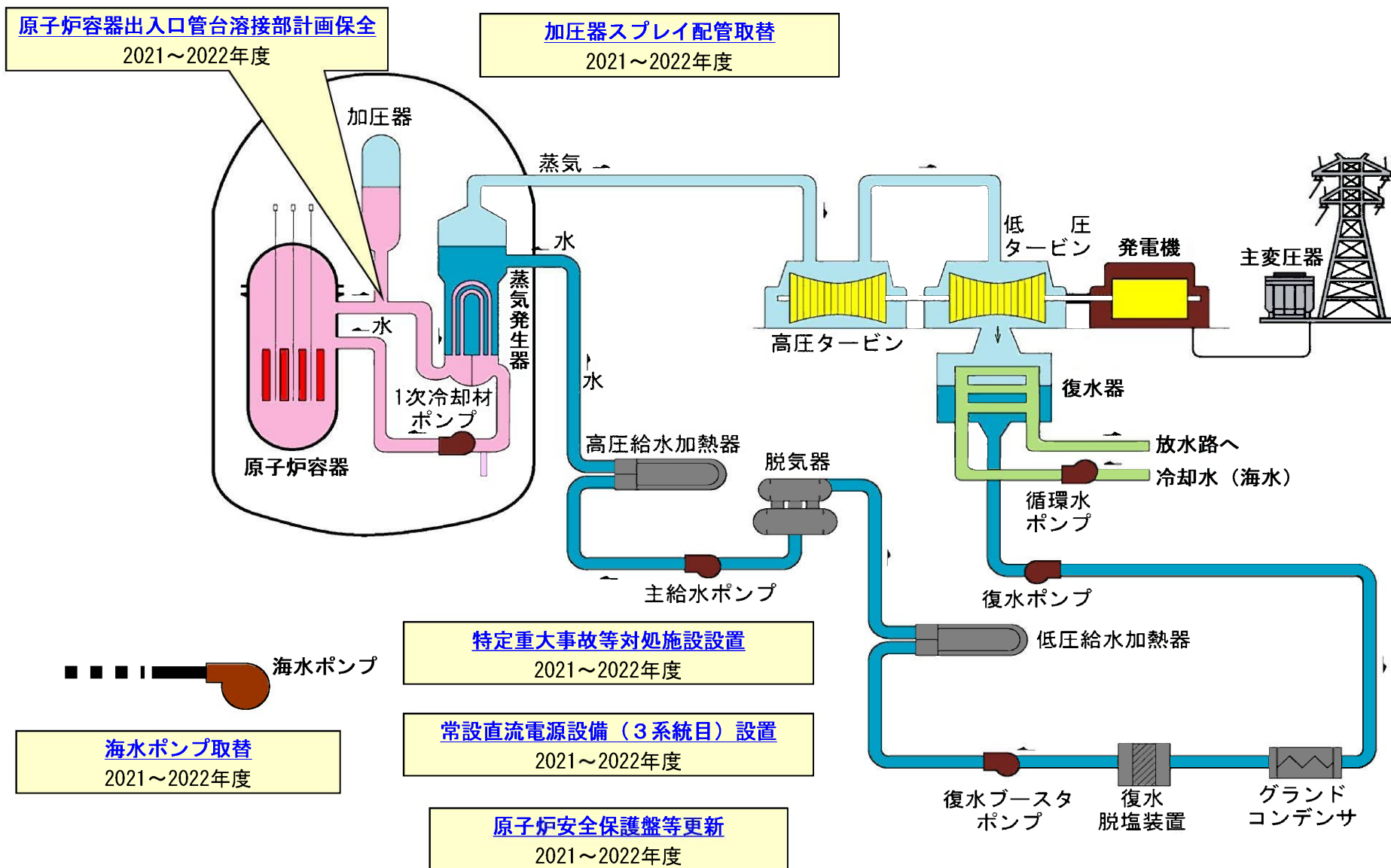
累積平均設備利用率	62.3%
計画外停止回数	1回



○主要機器改善の状況

玄海原子力発電所3号炉において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した最近の主な改善としては、以下に示すものがある。

工事名	完了時期	内容
特定重大事故等 対処施設設置	第16回定期検査時 (2021～2022年度)	原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、原子炉を冷却する機能が喪失し炉心が著しく損傷した場合に備えて、原子炉格納容器の破損を防止するための機能を有する施設を設置した。
常設直流電源設備(3系統目)設置	第16回定期検査時 (2021～2022年度)	全ての交流電源が喪失した際に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する設備であり、既に設置済である2系統の直流電源設備に加え、もう1系統の常設直流電源設備(3系統目)を設置した。
原子炉容器出入口管台溶接部計画保全	第16回定期検査時 (2021～2022年度)	原子炉容器出入口管台溶接部については、応力腐食割れ対策としてウォータージェットピーニングを実施しているが、更なる予防保全の観点から、600系ニッケル基合金を用いた溶接材の内面を一部切削し、応力腐食割れ対策材料として優れた690系ニッケル基合金にて溶接を行った。
加圧器スプレイ配管取替	第16回定期検査時 (2021～2022年度)	加圧器スプレイ配管の一部について、予防保全の観点から、冷間曲げ管を同一仕様(主要寸法、材料)で残留応力の少ない熱間曲げ管へ取り替えた。
海水ポンプ取替	第16回定期検査時 (2021～2022年度)	安全上重要な機器の冷却に用いるための海水を取水する海水ポンプについて、起動時の信頼性向上のため、起動時に軸受部への潤滑水供給が不要な無給水軸受を用いたポンプへ取り替えた。
原子炉安全保護計装盤等更新	第16回定期検査時 (2021～2022年度)	原子炉圧力等のパラメータの異常を検知し、原子炉停止や原子炉を冷却するためのポンプ等を作動させるための信号を発信する原子炉安全保護計装盤等について、保守性向上の観点から、デジタル制御装置を適用した制御盤に取り替えた。




玄海 3号炉の安全性・信頼性向上のための主な改善状況

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（抜粋）

- 第82条（発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価）
運転開始後30年を経過する日までに、安全上重要な機器等に対して、経年劣化に関する技術的な評価を行い、この評価結果に基づき、10年間に実施すべき施設管理に関する方針「長期施設管理方針」を策定しなければならない。
- 第92条（保安規定）
経年劣化に係る技術的な評価に関すること及び長期施設管理方針を保安規定の記載事項とする。

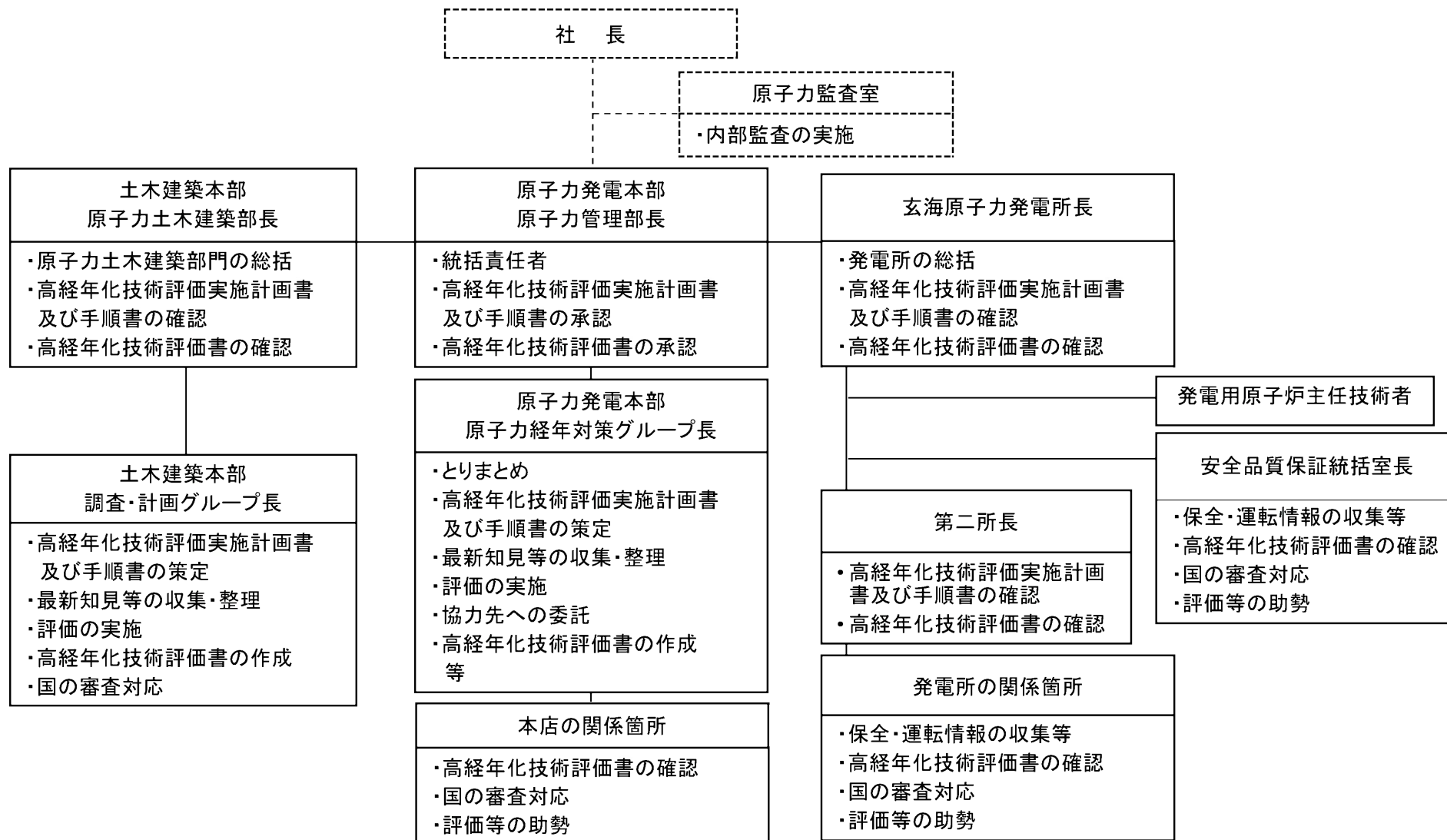
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド（概要）

- 高経年化対策として実施する高経年化技術評価及び長期施設管理方針に関する基本的な要求事項を規定。主な事項は以下のとおり。
 - －評価対象設備について規定
 - －プラント運転経験や最新知見を適切に反映することを要求
 - －健全性評価の前提とする評価期間について規定
 - －耐震安全性／耐津波安全性評価の要求
 - －断続的運転と冷温停止状態の維持を前提とした評価の要求
 - －長期施設管理方針の策定と保安規定への反映

- 
- 安全機能の重要度分類クラス1、2及び3の機能を有する機器・構造物、浸水防護施設に属する機器・構造物並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物について、運転開始後60年を想定した機器・構造物の健全性評価及び耐震安全性／耐津波安全性評価を実施。（運転開始以降30年を経過する日までに技術基準規則に定める基準に適合させているもの）
 - 断続的運転を前提とした評価と冷温停止状態の維持を前提とした評価の両方を実施。
⇒抽出された追加保全策について長期施設管理方針を策定し、保安規定に定める。

○評価の実施に係る組織

- 原子力発電本部原子力管理部長を統括責任者として、原子力発電本部、土木建築本部、玄海原子力発電所の組織で評価の実施に係る役割を設定。
- 高経年化技術評価にあたっては、評価者の力量を設定し管理を実施。



○「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」等に基づき、運転開始後28年9か月を経過する日から3か月以内に保安規定変更認可申請等を行うべく工程管理を実施。

- ・2021年3月3日に実施計画書、実施手順書を策定し、技術評価を開始。
- ・2023年2月24日には玄海原子力発電所及び本店の関係箇所にて評価書の確認完了。
- ・原子力監査室によるプロセス確認のための内部監査を2023年2月15日までに完了。
- ・2023年3月13日に、社内の原子力発電安全委員会において本評価書の審議を実施し確認され、統括責任者が承認。

項目 \ 年度	2020年度	2021年度	2022年度	2023年度
実施計画書、実施手順書の作成		▼		
評価書作成		■		
発電所レビュー				■
評価書の確認				■
内部監査		▼		▼
原子力発電安全委員会(審議)				▼
保安規定変更認可申請				▼

○国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

玄海3号炉の技術評価を実施するにあたり、当社において至近に認可を受けたプラントである川内原子力発電所2号炉の30年目の技術評価書（2015年3月までの運転経験を取りまとめ）を参考にするとともに、それ以降2015年4月～2020年3月までの国内外の運転経験及び最新知見を確認し、高経年化への影響を判断して反映を実施。なお、本期間以降の運転経験についても、調査、知見の収集を行い、社内検討結果を踏まえ適宜反映する。

（国内の運転経験）

原子力安全推進協会が運営している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※¹」、「保全品質情報※²」を対象

※1：法令に基づき国への報告が必要となる以下の情報

- ・「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）第62条の3」に基づく「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（実用炉規則）第134条（事故故障等の報告）」
- ・「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則第18条（事故故障等の報告）」
- ・「電気事業法106条」に基づく「原子力発電工作物に係る電気関係報告規則第3条〔事故報告〕」

※2：国へ報告する必要のない軽微な事象であるが、保安活動の向上の観点から電力各社で共有化するだけでなく、産官学でも情報共有化することが有益な情報

（国外の運転経験）

- ・ NRC（米国原子力規制委員会：Nuclear Regulatory Commission）のうち Bulletin、Generic Letter、Information Notice
- ・ PWR海外情報検討会※³で重要情報としてスクリーニングされた情報や、社外の組織（原子力安全システム研究所（INSS）、国内外のプラントメーカー等）から入手した情報

※3：JANSIにおける会議体であり、国内PWR電力会社が構成委員となり、プラントメーカーの技術支援も受けてNRC 情報以外（WANO 情報、INPO情報等）も含めた海外運転経験を収集、分析している。

○国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映(つづき)

（指示文書他）

- ・ 原子力規制委員会からの指示文書等
- ・ 国の定める技術基準、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・基準類
- ・ IAEAから発行された安全報告書（International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) ; Safety Report Series No. 82, (2015))、米国のEPRI (Electric Power Research Institute) との情報交換の海外知見 他

○高経年化技術評価に反映されているトラブル情報

調査対象期間中の国内の運転経験は575件あり、経年劣化に起因するものは24件抽出されたが、高経年化技術評価に新たに反映が必要なものとして以下の運転経験が抽出された。

- ・ 大飯3号機 加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示（2020年8月）

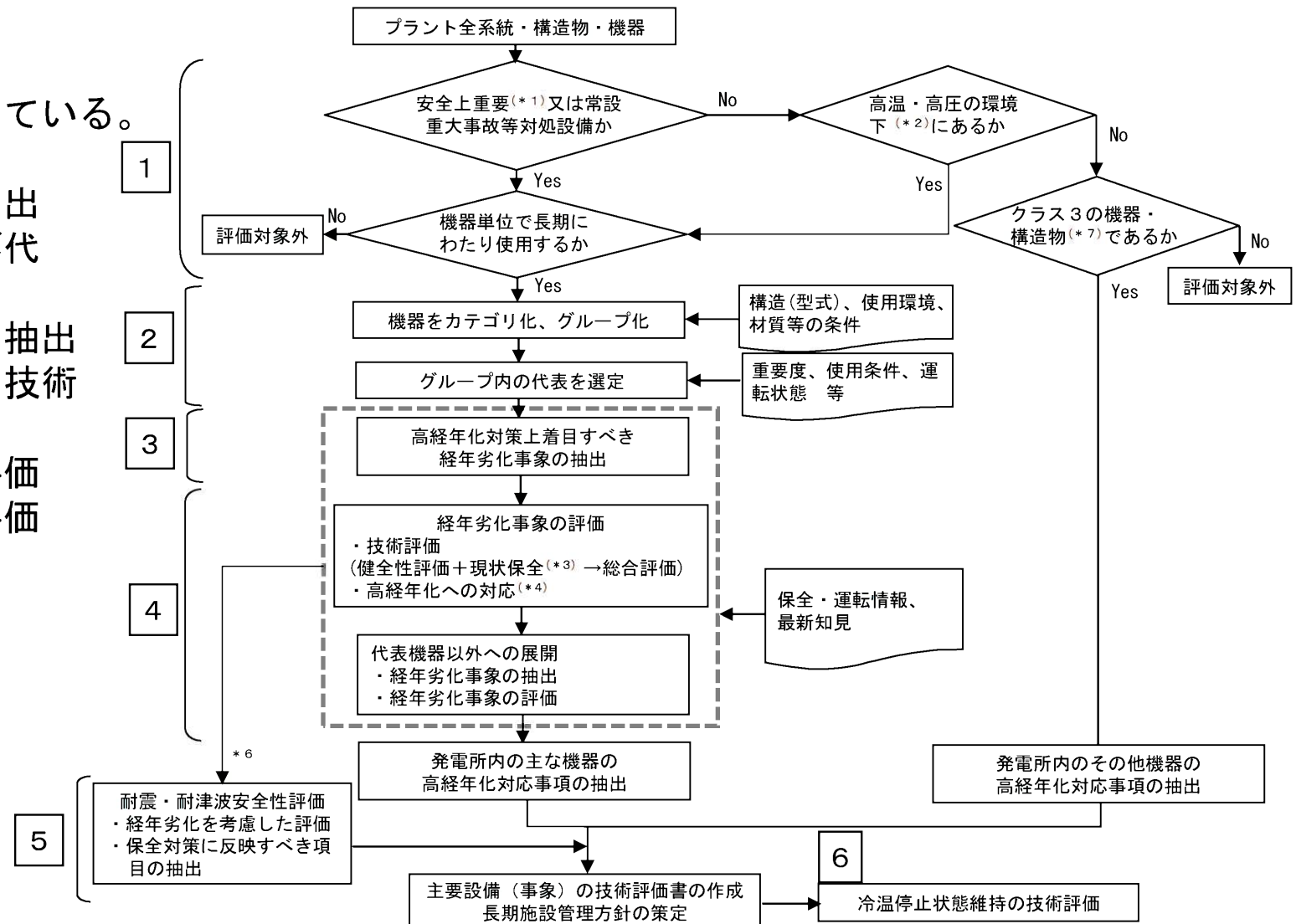
また、海外の運転経験は69件あり、経年劣化に起因するものは2件抽出され、高経年化技術評価に新たに反映が必要なものとして以下の運転経験が抽出された。

- ・ 仏国ベルビル2号炉 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ摩耗（2017年12月）

○評価の方法

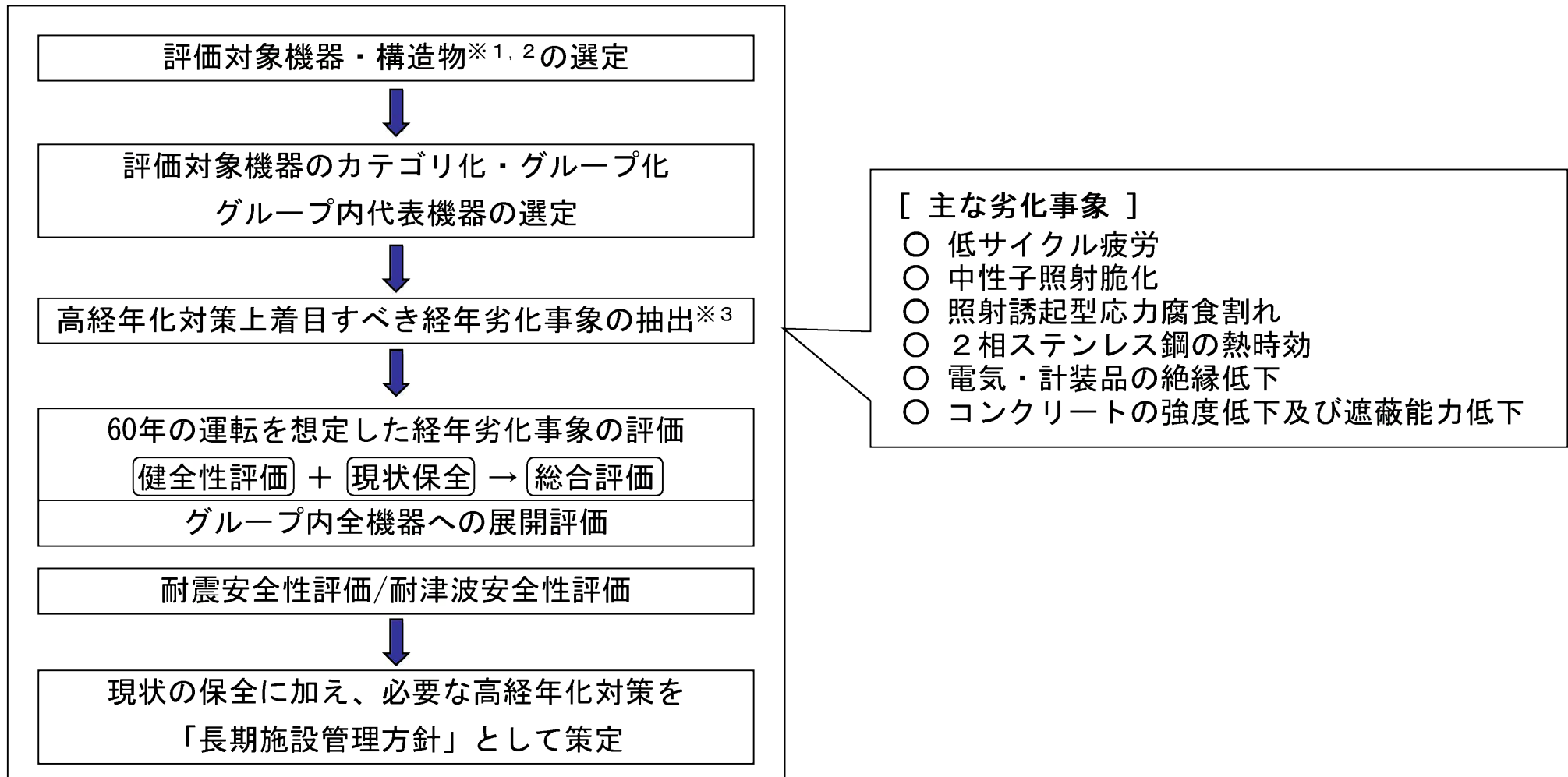
評価は以下の流れで実施している。

- 1 : 技術評価対象機器の抽出
- 2 : 機器のグループ化及び代表機器の選定
- 3 : 着目すべき劣化事象の抽出
- 4 : 経年劣化事象に対する技術評価
- 5 : 耐震・耐津波安全性評価
- 6 : 冷温停止維持の技術評価



- * 1 : 重要度クラス 1、2 (*5) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。)
- * 2 : 重要度クラス 3 (*5) のうち、最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境 (原子炉格納容器外にあるものに限る)
- * 3 : システムレベルの機能確認を含む
- * 4 : 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- * 5 : 「発電用軽水炉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)」の重要度分類
- * 6 : 経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある経年劣化事象
- * 7 : 浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。

高経年化技術評価は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条等に基づき、以下の流れで実施。



※1 安全上重要な機器・構造物、常設重大事故等対処設備

※2 他号炉設置の共用設備を含む

※3 主な劣化事象以外の経年劣化事象（配管減肉等）についても、日常保全等により管理を実施

- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤ 電気・計装品の絶縁低下
- ⑥ コンクリートの強度・遮蔽能力低下及びテンダンの緊張力低下
- ⑦ 耐震安全性評価
- ⑧ 耐津波安全性評価
- ⑨ 冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価
- ⑩ 特定重大事故等対処施設の評価

○評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ等

【評価例】：原子炉容器

健全性評価

プラント実過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、60年時点での疲労累積係数を評価（環境疲労評価含む）し、許容値に対し余裕のある評価結果を得た。

現状保全

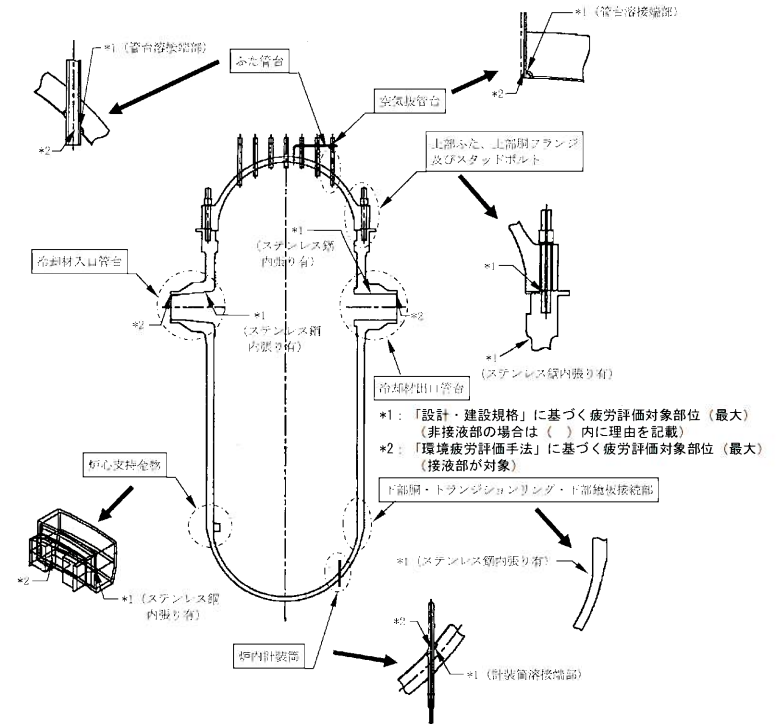
- ・ 定期的な超音波探傷試験等の非破壊試験や、漏えい試験で健全性を確認している。
- ・ 技術評価に合わせて実績過渡回数に基づく評価を実施している。

総合評価

評価結果から疲労割れ発生の可能性はないと考える。
 ただし、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。
 また、現状の保全内容も適切である。

高経年化への対応

原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、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。



原子炉容器の疲労評価対象部位

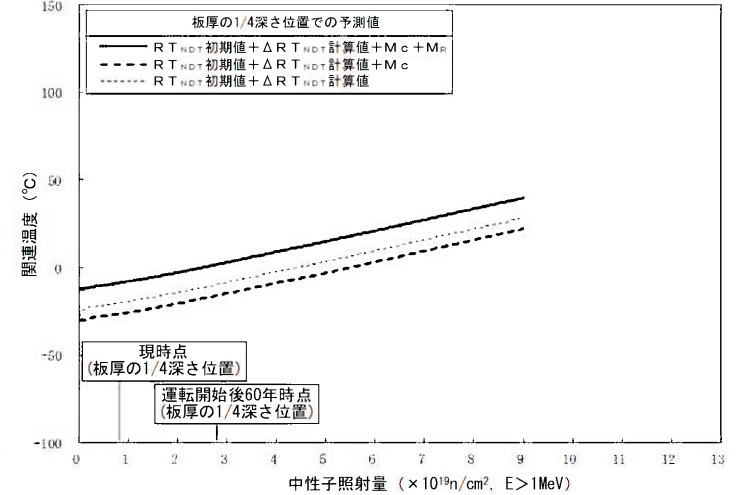
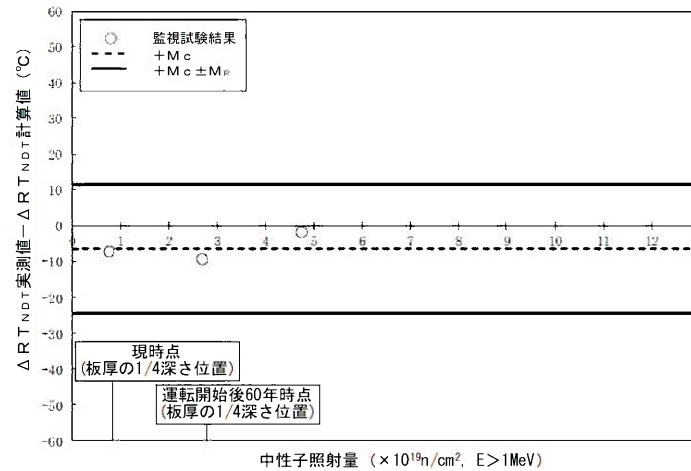
原子炉容器の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数(許容値: 1 以下)	
	設計・建設規格による解析 * 1	環境疲労評価手法による解析 * 2
冷却材入口管台	0.038	0.001
冷却材出口管台	0.044	0.001
ふた管台	0.040	0.001
空気抜管台	0.023	0.001
炉内計装筒	0.462	0.001
上部ふた、上部胴フランジ	0.006	非接液部
下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	0.005	非接液部
炉心支持金物	0.005	0.001
スタッドボルト	0.341	非接液部

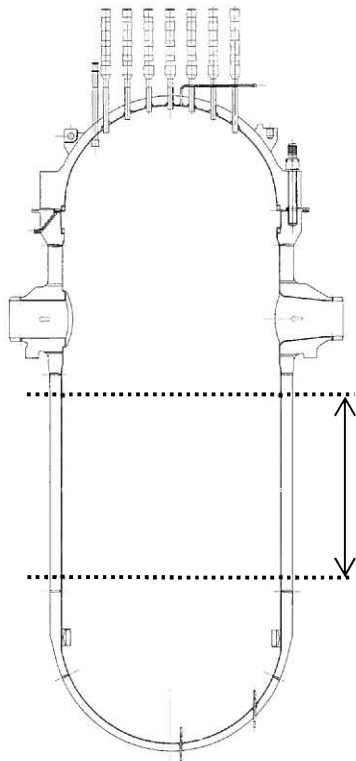
○評価対象機器：原子炉容器

健全性評価

- 第3回監視試験結果より、評価上厳しい箇所である原子炉容器下部胴の中性子照射脆化は国内脆化予測式(JEAC4201-2007/2013追補版)にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な脆化は認められないことを確認した。



中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測式による予測と監視試験結果 (母材)



評価対象部位

原子炉容器下部胴 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する
関連温度と上部棚吸収エネルギーの予測値 (母材)

評価時期	中性子照射量※1 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	関連温度※2 (°C)	上部棚吸収エネルギー※2 (J)
2020年 3月末時点 (16.6EFPY)	0.828	-8	269
運転開始後 60年時点 (50.5EFPY)	2.79	2	262

※1：内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量

※2：内表面から板厚の1/4深さでの予測値

4. ② 中性子照射脆化 (2/2)

健全性評価 (続き)

- 60年経過時点において加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、初期き裂を想定しても、破壊に対する抵抗力 (K_{IC}) が常に破壊力 (K_I) を上回っており、脆性破壊しないことを確認した。
- 国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用いて60年経過時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価した結果、JEAC4206で要求している68Jを満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

現状保全

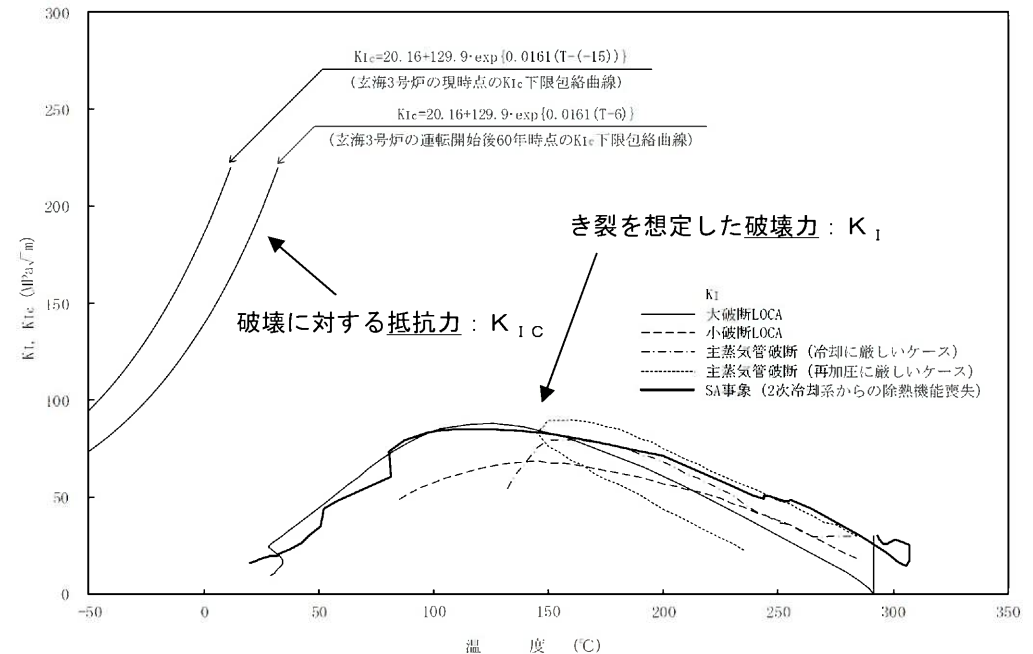
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の変化の傾向を把握している。
- 定期的に超音波探傷検査を実施しており、健全性を確認している。
- 運転管理上の制限として、加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

総合評価

評価結果から中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはないと考えられる。ただし、今後も計画的に監視試験を実施し、健全性評価の妥当性を確認する必要がある。また、現状の保全内容も適切である。

高経年化への対応 (施設管理に関する方針)

原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して適切な時期に第4回監視試験の実施計画を検討する。



原子炉容器下部胴 (炉心領域部)
中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

上部棚吸収エネルギーの予測値 (単位: J)

	方向	初期値	2020年 3月末時点※1	運転開始後 60年時点※1
母材	L方向※2	273	257	251
	T方向※3	283	269	262

※1: 板厚の1/4深さでの予測値
 ※2: 主鍛造方向 (参考値)
 ※3: 試験片の長手方向が主鍛造方向に直角

○評価対象機器：炉内構造物（炉心バツフル、炉心槽、バツフルフォーマボルト 等）

【評価例】：バツフルフォーマボルト

健全性評価

バツフルフォーマボルトについては、評価ガイドに基づき評価した結果、運転開始後60年時点でのボルト損傷は発生せず、安全に関わる機能を維持できることから、炉心の健全性に影響を与える可能性は小さいと考える。

現状保全

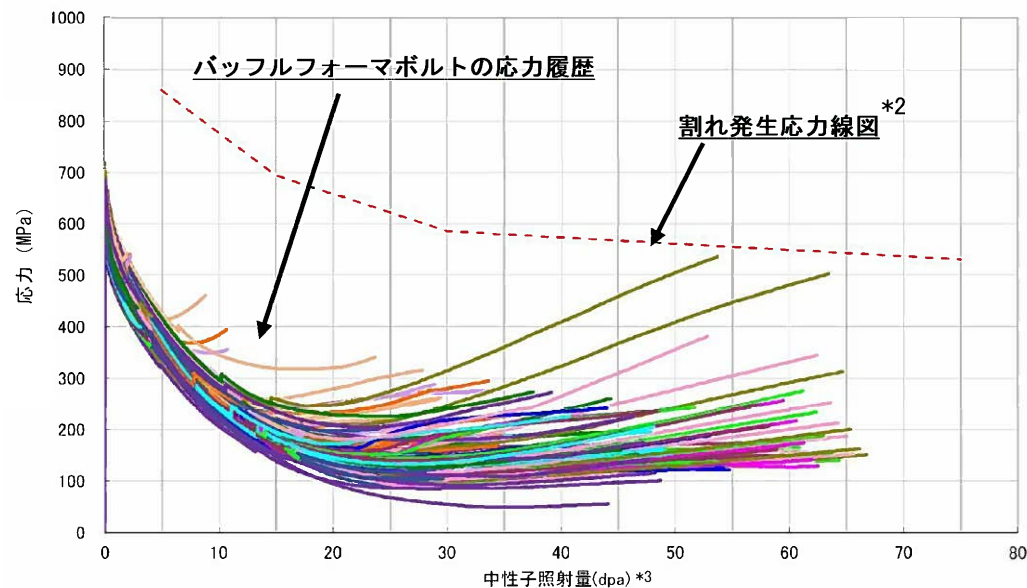
定期的に可能な範囲について、水中カメラによる目視確認を実施し、異常（ボルトのゆるみ、脱落等）がないことを確認している。

総合評価

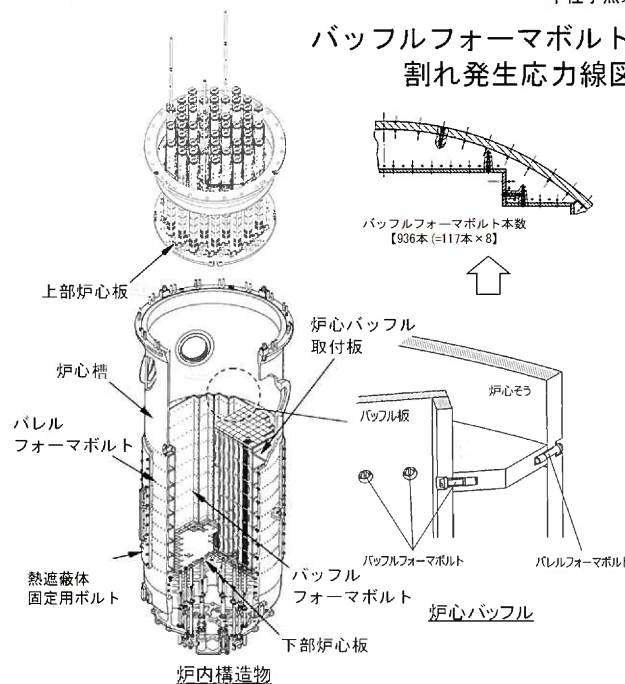
評価結果からバツフルフォーマボルトの損傷の可能性は小さいと考える。また、現状の保全内容も適切である。

高経年化への対応（施設管理に関する方針）

高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断。



バツフルフォーマボルト（全数^{*1}）の応力履歴と割れ発生応力線図の重ね合わせ結果



*1：全936本のバツフルフォーマボルトのうち、対象性を考慮した117本(=936÷8本)の応力履歴を算出している。【左図参照】

*2：「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」【(独)原子力安全基盤機構】に示された評価ガイド(案)において、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性があるとするしきい線を示す。

*3： $1.0 \times 10^{22} \text{n/cm}^2 = 6.5 \text{dpa}$ で換算(評価ガイド、中性子照射量の評価より)

○評価対象機器：1次冷却材管、1次冷却材ポンプケーシング等

【評価例】：1次冷却材管

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労き裂を想定しても、破壊力 (J_{app}) と破壊抵抗値 (J_{mat}) の交点において、 J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回っていることから、配管は不安定破壊することはなく、母管及び管台の熱時効は、健全性評価上問題ない。

現状保全

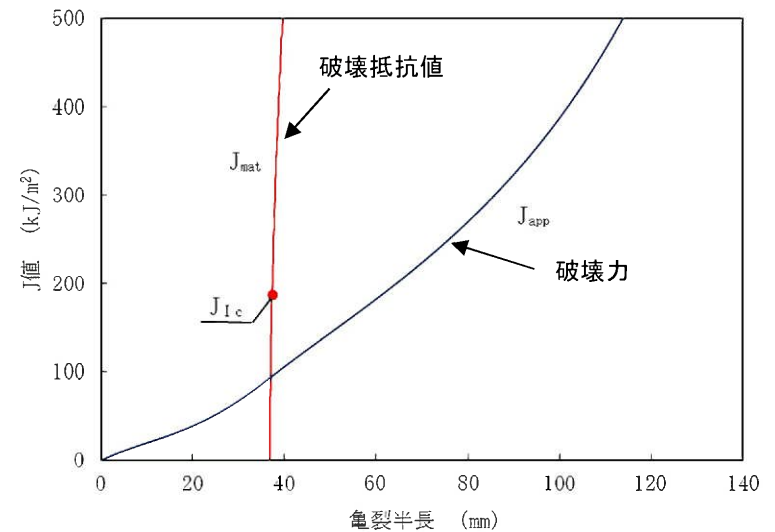
- ・定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定したき裂のないことを確認している。
- ・定期的に漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

総合評価

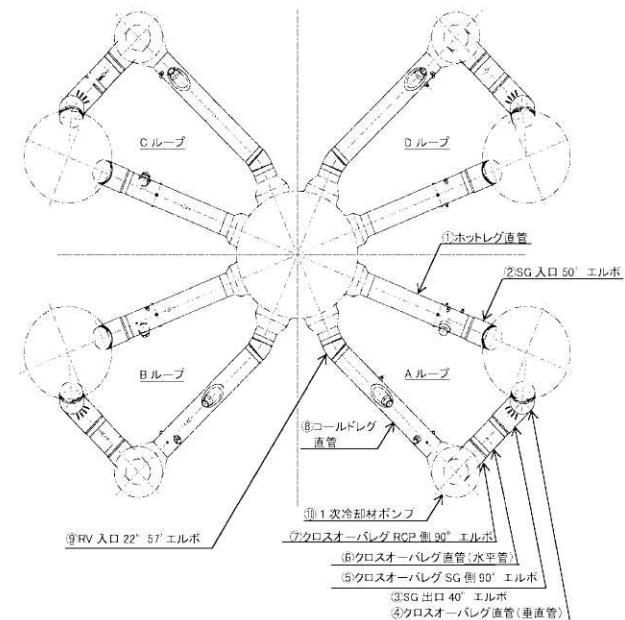
評価結果から熱時効は高経年化上問題となる可能性はないと考える。また、現状の保全内容も適切である。

高経年化への対応(施設管理に関する方針)

高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断。



ホットレグ直管部の評価結果



1次冷却材管評価対象部位

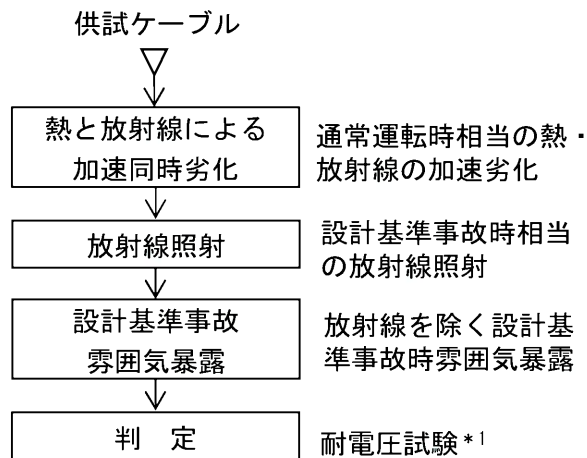
4. ⑤ 電気・計装品の絶縁低下

○評価対象機器：ケーブル、電気ペネトレーション、弁電動装置等

【評価例】：低圧ケーブル

健全性評価

「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」（以下、「ACAガイド」という。）等に従った長期健全性を評価した結果、運転開始後60年時点においても、絶縁体の絶縁低下により、機器の健全性に影響を与えるものは無いと考える。



* 1：耐電圧試験は、日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」（JIS C 3005:2000）の試験

試験手順(ACAガイドの例)

長期健全性評価結果(ACAガイドの例)

布設区分	実布設環境条件		使用ケーブル	評価期間 [年]*2
	温度[°C]	放射線量率[Gy/h]		
ループ室	45	0.3	難燃PHケーブル	48*3*4
加圧器上部	45	5 × 10 ⁻³	難燃PHケーブル	129*3
通路部	45	5 × 10 ⁻³	難燃PHケーブル	129*3
通路部ケーブル トレイ内	56*5	1 × 10 ⁻³	難燃PHケーブル	64*3
主蒸気管室	50	—	難燃PHケーブル	102*3

* 2：稼働率100%での評価期間

* 3：時間依存データの重ね合わせ手法により評価

* 4：評価期間に至る前に取替え等の措置を講じる

* 5：ケーブル布設エリアの温度（約38°C）に通電時の温度上昇を加えた温度として評価

現状保全

電力用ケーブルについては、定期的な絶縁抵抗測定により、許容値以上であることの確認を行っている。

制御・計装用ケーブルについては、定期的な計測制御系統設備の機能検査等により、系統機器の動作又は計器の指示値等に異常のないことを確認し、絶縁低下による機能低下のないことを確認している。

総合評価

評価結果から絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。また、現状の保全内容も適切である。

高経年化への対応(施設管理に関する方針)

高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断。

(1) コンクリートの強度・遮蔽能力低下 (その1)

健全性評価

60年経過時点において、コンクリートの強度・遮蔽能力低下に対し、下表の劣化要因に着目し評価を行った結果、長期健全性評価上問題とならないことを確認した。

a. コンクリートの強度低下

劣化要因	代表構造物	評価結果の概要	
熱	内部コンクリート (1次遮蔽壁)	最も高温状態となる部位における温度分布解析を実施した結果、炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部で約52°Cとなり、コンクリートの温度制限値(65°C)以下であった。	
放射線照射		中性子照射	運転開始後60年時点で予想される中性子照射量($E > 0.098\text{MeV}$)は、放射線照射量解析の結果、1次遮蔽壁炉心側において約 $2.4 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ となるが、有意な強度低下がみられるとされる $1 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ を超える範囲は、深さ方向に最大で6cm程度であり、1次遮蔽壁の厚さ(最小壁厚279cm)に比べて小さく、その範囲を除いた構造物の耐力が地震時の設計荷重を上回っていること等を確認した。
		ガンマ線照射	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、1次遮蔽壁炉心側において約 $9.5 \times 10^9\text{rad}$ となり、有意な強度低下がみられるとされる $2.0 \times 10^{10}\text{rad}$ を下回っている。
中性化深さ	原子炉補助建屋 取水構造物	運転開始後60年時点における中性化深さを推定した結果、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っている。	
塩分浸透	取水構造物	運転開始後60年時点における鉄筋の腐食減量を推定した結果、かぶり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下回っている。	
機械振動	原子炉周辺建屋 タービン建屋	機械振動による影響はコンクリート内部より表面の方が大きく、コンクリートのひび割れが発生する場合には、表面から発生する可能性が高いと考えられるが、定期的な目視点検にて有意なひび割れがないことを確認している。	

b. コンクリートの遮蔽能力低下

劣化要因	代表構造物	評価結果の概要
熱	内部コンクリート (1次遮蔽壁)	最も高温状態となる部位における温度分布解析を実施した結果、炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部で最大約52°Cとなり、コンクリートの温度制限値(中性子遮蔽:88°C以下、ガンマ線遮蔽:177°C以下)以下であった。

現状保全

- ・ 定期的にコンクリート表面の目視点検を実施
- ・ 必要に応じ塗装の塗替え等の補修を実施
- ・ 破壊試験や非破壊試験を実施

総合評価

- ・ 上記健全性評価結果に加え、現状の強度が設計基準強度を上回っていることを確認
- ・ 現状保全の継続により健全性の維持は可能

高経年化への対応

- ・ 高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断

(1) コンクリートの強度・遮蔽能力低下 (その2)

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

コンクリート及び鉄骨の経年劣化事象に影響を及ぼす劣化要因のうち、下表の劣化要因は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た。

分類	経年劣化事象	劣化要因	判断理由
コンクリート	強度低下	アルカリ骨材反応	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な目視点検において、アルカリ骨材反応に起因するひび割れ等がないことを確認 モルタルバー法による反応性試験※1を実施し、使用骨材が有害でないことを確認
		凍結融解	<ul style="list-style-type: none"> 凍害危険度の分布図※2により、玄海原子力発電所の周辺地域は「ごく軽微」であり危険度が低いことを確認 定期的な目視点検において、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等がないことを確認
	耐火能力低下	火災等の熱	<ul style="list-style-type: none"> 通常の使用環境において、経年によりコンクリート構造物の断面積が減少することはなく、定期的な目視点検においても断面厚が減少していないことを確認
鉄骨	強度低下	腐食	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な目視点検において、強度に支障をきたす可能性のある腐食は認められていないことを確認 鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合はその部分の塗替えを行うこととしている
		風等による疲労	<ul style="list-style-type: none"> 疲労破壊が生じるような風等による共振現象に起因する繰返し荷重を受ける構造部材はないことを確認 (アスペクト比(高さの幅に対する比)が4以上※3の構造物はない)

※1: JASS5N T-201 (1985)に基づき1987から1991年に実施

※2: 日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事 (2022)」

※3: 日本建築学会「建築物荷重指針・同解説 (2015)」

(2) テンダンの緊張力低下 (その1)

健全性評価

60年経過時点において、コンクリート構造物 (PCCV※1) のテンダン※2の緊張力低下に対し、以下の劣化要因に着目して評価を行った結果、長期健全性評価上問題とならないことを確認した。

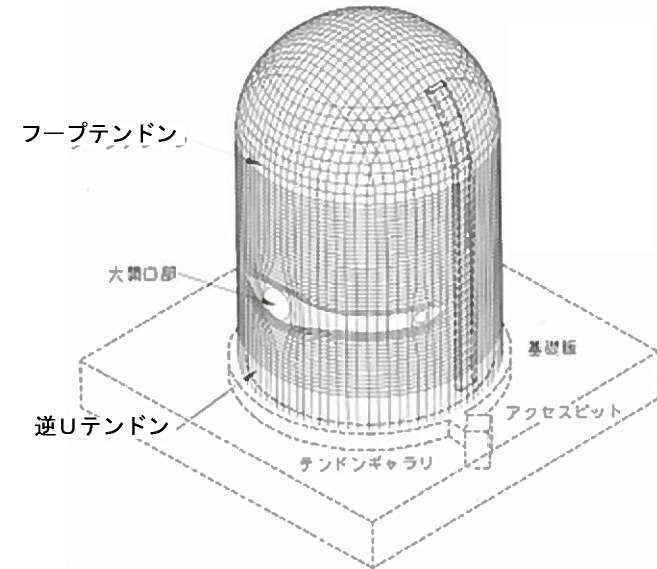
劣化要因	評価結果の概要
プレストレス損失	下表に示すとおり、プレストレス損失(コンクリートの乾燥収縮・クリープ、鋼材のリラクセーション)を考慮した運転開始後60年後のテンダンの緊張力(予測値)が設計要求値を上回っており問題ない

※1: プレストレスコンクリート製原子炉格納容器
 テンダンを緊張することによりコンクリートに緊張力を導入し、耐圧機能を確保したコンクリート製原子炉格納容器。

※2: PC鋼線 (φ7mm/本×163本) により構成される鋼材
 ドーム上部から投影して格子状に配置した逆Uテンダンと、方位角240°ごとにフープ状に配置したフープテンダンで形成される。

	テンダンの緊張力 (MN)		
	測定値	予測値	設計要求値※3
	25年目 供用期間中検査	運転開始後 60年経過時点	
フープ テンダン	6.16	6.11	5.18
逆U テンダン	5.90	5.87	5.01

※3: 工事計画認可申請資料に基づき設定されたテンダン定着部の緊張力



PCCVテンダン割付図

現状保全

- ・定期的に緊張力検査を実施
- ・定期的に定着部 (定着具、周辺コンクリート部) の目視確認を実施

総合評価

- ・上記健全性評価結果に加え、定期的に緊張力検査及び定着部の目視点検を実施することで緊張力低下について検知可能であり、現状保全の継続により健全性の維持は可能

高経年化への対応

- ・高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断

(2) テンダンの緊張力低下（その2）

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

コンクリート構造物（PCCV）のテンダンの緊張力低下に影響を及ぼす劣化要因のうち、下表の劣化要因は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た。

劣化要因	判断理由
熱	通常運転時の状態下でPC鋼材に熱損傷が生じる可能性は極めて低い
放射線照射	テンダンは高レベルの放射線を受ける使用環境にない
腐食	テンダンを及び定着具の腐食を防止するために、グリースキャップ及びシース内には防せい材が充填されていることから、テンダンを及び定着具が腐食する可能性はない
疲労	PCCVにおいて、通常運転時に繰り返し載荷や振動を与える機器類はなく、また、プレストレスシステムの疲労試験を施工に先立ち実施しており、疲労破壊する可能性は極めて低い

耐震安全性評価

○技術評価で想定された経年劣化事象のうち、「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事象」かつ「振動応答特性上又は構造・強度上『軽微もしくは無視』できない事象」を抽出し、保守的に劣化状態を想定した上で運転開始後60年間を評価期間として耐震安全性評価※を実施した。

※ 耐震Sクラス設備の評価用地震動は「実用発電用原子炉およびその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき策定

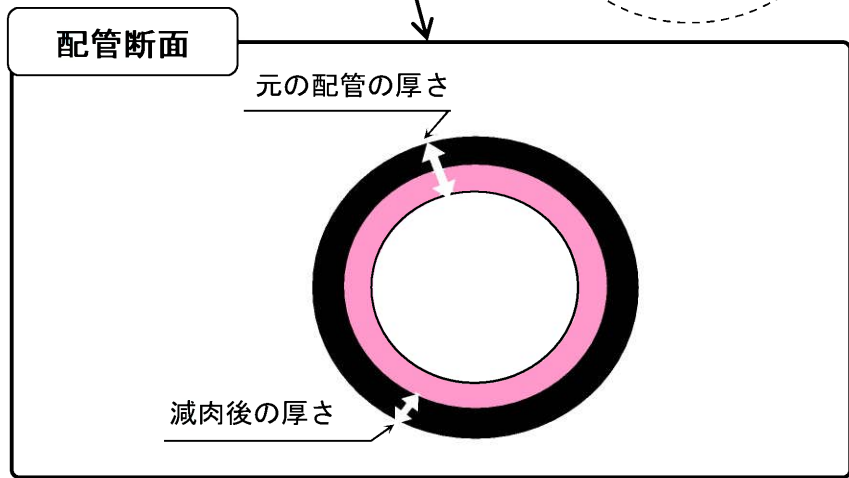
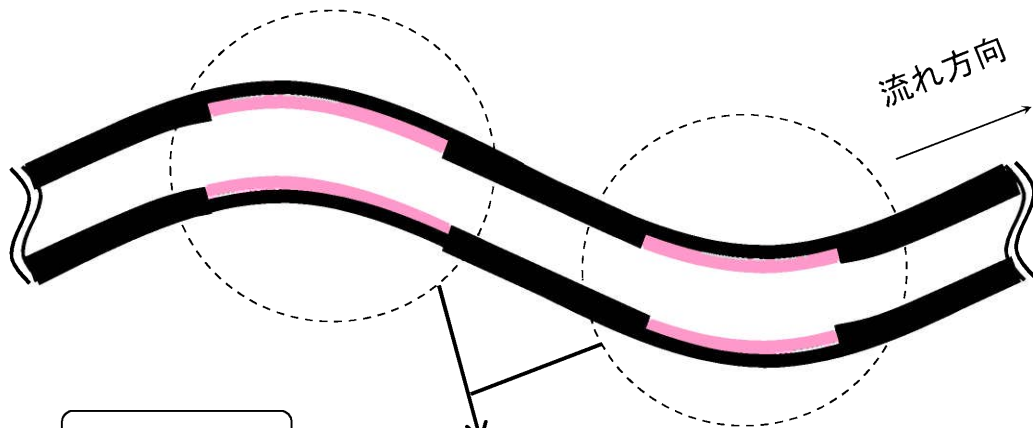
経年劣化事象(例)	評価結果(例)の概要
「摩耗」 (制御棒クラスタ案内管及び被覆管)	保全活動の範囲内で発生する摩耗量を仮定し、地震時に制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認
「腐食」	保全活動の範囲内で発生する減肉量を仮定し、地震時の腐食発生部位の発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認
「疲労割れ」	通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計値が1以下であることを確認
「応力腐食割れ」	割れの発生を想定し、地震時の発生応力がき裂安定限界応力以下であることを確認
「熱時効」 (1次冷却材管等)	想定欠陥に対し、材料の破壊抵抗値は地震等による破壊力を上回ることを確認
「中性子照射脆化」 (原子炉容器胴部の中性子照射による 関連温度上昇)	通常運転時の荷重に地震荷重を重ね合わせて、初期き裂を想定した場合の破壊力学評価を実施し、材料の破壊靱性値と加圧熱衝撃事象に地震を考慮した応力拡大係数を比較し、材料の破壊靱性値が常に地震による応力拡大係数を上回っていることを確認

高経年化への対応(施設管理に関する方針)

評価の結果、経年劣化を考慮しても耐震安全性に問題のないことを確認したが、一部の配管については今後の実測データ等を反映した耐震安全性評価を実施する。

健全性評価

配管減肉の起こり得る、エルボ部、レジューサ部、オリフィス等の偏流発生部位及びその下流部が周軸方向に減肉したと想定して、地震時の発生応力を算出し、応力比（発生応力／許容応力）が1を上まわらないことを確認した。



: 減肉想定箇所

減肉想定イメージ

<耐震重要度Sクラス配管>

評価対象	応力比	
	一次	一次+二次
主蒸気系統配管	0.68	0.78
主給水系統配管	0.54	0.57
蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.54	0.96

<耐震重要度Cクラス配管>

評価対象	応力比
低温再熱蒸気系統配管	0.29
第3抽気系統配管	0.93
第4抽気系統配管	0.76
第5抽気系統配管	0.94
第6抽気系統配管	0.57
タービンランド蒸気系統配管	0.90
補助蒸気系統配管	0.88
2次系復水系統配管	0.93
2次系ドレン系統配管	0.97

評価対象機器・構造物

浸水防護施設に属する下記の機器・構造物

対象設備			浸水防護施設の区分	評価対象
一般弁（本体部）	リフト逆止弁	原子炉補機冷却海水系統リフト逆止弁	浸水防止設備	○
		2次系ドレン系統リフト逆止弁	浸水防止設備	○
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	鉄骨構造物	原子炉補助建屋水密扉	浸水防止設備	○
		原子炉周辺建屋水密扉	浸水防止設備	○
		海水ポンプエリア水密扉	浸水防止設備	○
		海水ポンプエリア防護壁	浸水防止設備	○
計測制御設備	プロセス計測 制御設備	取水ピット水位	津波監視設備	○
	制御設備	津波監視カメラ	津波監視設備	—※

※津波監視カメラは、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。

耐津波安全上着目すべき経年劣化事象

評価対象機器構造物における経年劣化事象から「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」を抽出した結果、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

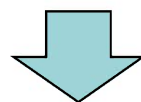
高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断。

冷温停止時の評価

- 運転を断続的に行うことを前提とした評価対象機器のうち、冷温停止状態維持又は保安規定遵守※¹のために必要となる設備を抽出した。

※¹:保安規定で定義されている原子炉の運転モード5、モード6、照射済み燃料の移動に対して要求される設備及び運転モードに関係なく要求される機能を対象とする。

- 運転を断続的に行うことを前提とした場合に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象で、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合に発生・進展がより厳しくなる経年劣化事象を抽出し、冷温停止を踏まえた再評価を実施した。



<抽出された経年劣化事象の再評価結果>

- 余熱除去ポンプ用電動機固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下
→運転を断続的に行うことを前提とした場合と比べ年間の運転時間が長くなることから、絶縁低下の発生・進展がより厳しくなることが考えられるが、定期的に絶縁抵抗測定及び絶縁診断を実施することとしているため、点検手法として適切である。よって、現状保全を継続することで、健全性を維持可能。

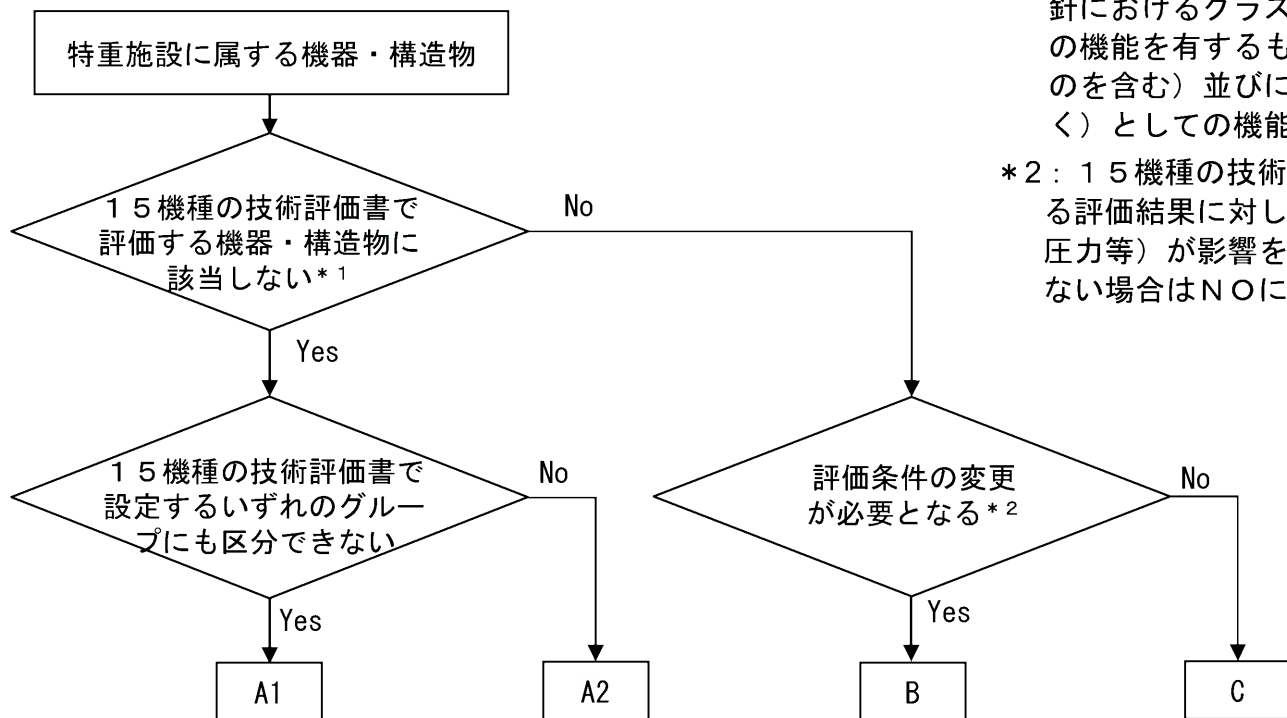
高経年化への対応

高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断。

- 特定重大事故等対処施設（以下、「特重施設」という。）に係る設計及び工事計画に基づき、特重施設に属する機器・構造物を抽出し、高経年化技術評価の対象設備としている。
- 設備抽出後の評価方法は、特重施設以外の機器・構造物と同一。ただし、特重施設に係る情報は公開できないことから、「特定重大事故等対処施設の評価書」として単独の別冊を設けている。
- 15機種種の技術評価書で評価を実施している機器・構造物については、特重施設特有の評価条件による評価の必要性を検討し、必要な場合は追加評価を行っている。

*1：特定重大事故等対処施設の機器・構造物のうち、安全重要度分類審査指針におけるクラス1、2及び3（高温・高圧の環境下にあるものに限る）の機能を有するもの（耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属するものを含む）並びに常設重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を除く）としての機能を有するものはNOに進む

*2：15機種種の技術評価書、耐震安全性評価書、耐津波安全性評価書における評価結果に対して、特定重大事故等対処施設としての使用条件（温度、圧力等）が影響を与えない、もしくは無視できるほど軽微な影響しか与えない場合はNOに進む。



特重施設に属する機器・構造物に対する評価区分の考え方

[区分ごとの評価方針]

A1：特重施設の評価書において、代表機器として評価する。

A2：特重施設の評価書で評価するが、所属するグループの代表機器の評価結果を基に、非代表機器として評価を行う。

B：特重施設の評価書では、変更となる条件に係る評価のみを実施する。

C：特重施設の評価書での評価は行わない。（特重施設以外の評価書でのみ評価する。）

【評価結果】

評価の結果、高経年化への対応として、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはないことを確認した。

- 60年間の運転期間を仮定しても、大部分の機器・構造物は、現在行っている保全活動（分解・点検・手入れ等）を継続していくことで、健全性を維持可能と評価
- 一部の機器については、実施すべき項目（点検・検査項目の追加、データ蓄積・知見の拡充、取替の実施等）を長期施設管理方針としてまとめた

No	施設管理の項目	実施時期
1	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第4回監視試験の実施計画を検討する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、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。	中長期
3	肉厚計測による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管※1の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。 ※1：主蒸気系統配管、第4抽気系統配管、第5抽気系統配管 補助蒸気系統配管、2次系ドレン系統配管	中長期

今回実施した高経年化技術評価は、現在の最新知見に基づき実施したものであるが、今後以下に示すような運転経験や最新知見等を踏まえ、適切な時期に高経年化技術評価として再評価及び変更を実施していく。

- ・ 材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- ・ これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故・トラブル
- ・ 関係法令の制定及び改廃
- ・ 原子力規制委員会からの指示
- ・ 材料劣化に係る規格・基準類の制定及び改廃
- ・ 発電用原子炉の運転期間の変更
- ・ 発電用原子炉の定格熱出力の変更
- ・ 発電用原子炉の設備利用率（実績）から算出した原子炉容器の中性子照射量
- ・ 点検・補修・取替の実績

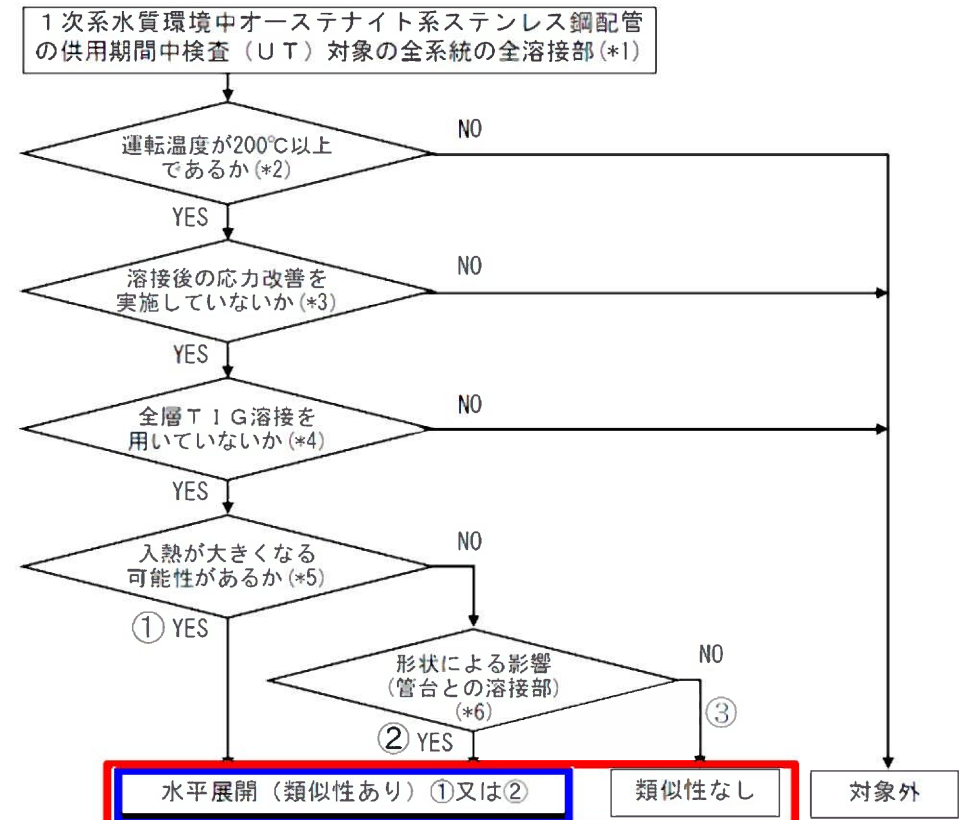
当社は、高経年化対策に関するこれらの活動を通じて、今後とも原子力プラントの安全・安定運転に努めるとともに、安全性・信頼性のなお一層の向上に取り組んでいく所存である。

関西電力大飯3号機第18回定期検査において加圧器スプレイ配管溶接部で確認されたき裂に対し、玄海3号炉については、以下の対応を実施。

- 玄海3号炉の当該部（A，Bループ）について、自主的に健全性を確認済。
- 2021年2月24日の第59回原子力規制委員会にて了承された健全性確認対象の考え方を踏まえ、玄海3号の至近の定期検査では、念のため全層TIG溶接以外の溶接部についての健全性を確認済。
- 原子力エネルギー協議会（以下、「ATENA」という。）体制下での発生メカニズムの解明等の取組みについて、当社も参加し、知見拡充等に取り組んでいる。
- 全層TIG溶接以外の溶接部の健全性確認後は、入熱が大きくなる可能性のある溶接部又は形状による影響のある溶接部（管台との溶接部）（以下、「水平展開箇所」という。）について、3定検の間、毎回、健全性確認を行う予定。
- なお、ATENAの取組み等を踏まえ、健全性確認対象・頻度を検討し、当社の検査計画へ反映を行う。

	玄海3号炉
当該部点検（A，Bループ）	第15回定検で健全性確認済
全層TIG溶接以外の溶接部点検 ①、②、③	第16回定検で健全性確認済
水平展開箇所点検 ①、②	第17回定検以降も健全性確認予定

健全性確認対象フロー（2021年2月12日関西電力会合資料引用）



- (*1) PWR環境中のSCCの進展が認められていないステンレス鋼、初層溶接部が接液しないセットイン管台、及び初層溶接部が除去されているセットオン管台は含まれていない。
- (*2) PWR環境中のSCCの進展への温度の影響を考慮し、運転温度200℃以上の溶接部は抽出対象とする。
- (*3) 残留応力の影響を考慮し、溶接後の応力改善（バフ研磨やピーニング）を実施していない溶接部は抽出対象とする。
- (*4) 全層TIG溶接は硬化が小さいことを確認していること及び、初層入熱量が小さくできることで、応力についても小さくできることから、全層TIG溶接を用いていない溶接部は抽出対象とする。
- (*5) 経験年数が少ない溶接士が施工した場合、丁寧かつ慎重に作業することにより入熱が大きくなる可能性があることから、実務経験が3年未満の溶接士が施工した溶接部（入熱の安定する工場溶接を除く）は抽出対象とする。または、補修溶接を実施した場合は、追加で溶接をするため、入熱が大きくなる可能性があることから、補修溶接を実施した溶接部を抽出対象とする。
- (*6) 管台は他の形状と比較して溶接による硬化が生じやすく、モックアップにおいても管台を含む形状で300HVを超える硬さを確認したことから、形状の影響の大きい「管台－エルボ」及び「管台－直管」の溶接部を抽出対象とする。