

志賀原子力発電所 1号炉 高経年化技術評価（30年目）の概要

2022年12月21日
北陸電力株式会社

■ 志賀 1 号炉の高経年化技術評価の実施内容	2
■ 高経年化技術評価の評価対象機器・構造物, 経年劣化事象の抽出	8
■ 技術評価	9
■ 耐震安全性評価	20
■ まとめ	24
■ 参考 (志賀 1 号炉の概要と保全実績)	26



■ 志賀 1 号炉について

原子炉設置許可	1988年 8 月22日
建設工事開始（着工）	1988年12月 1 日
営業運転開始	1993年 7 月30日
営業運転開始 30年目	2023年 7 月30日
技術基準規則※ ¹ への適合性に係る申請	未申請

※1 「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。）

■ 高経年化技術評価の実施

- 2023年7月に営業運転開始後30年を迎えることから、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条 第1項に基づき高経年化技術評価を実施した。

■ 評価の前提とする原子炉の運転状態

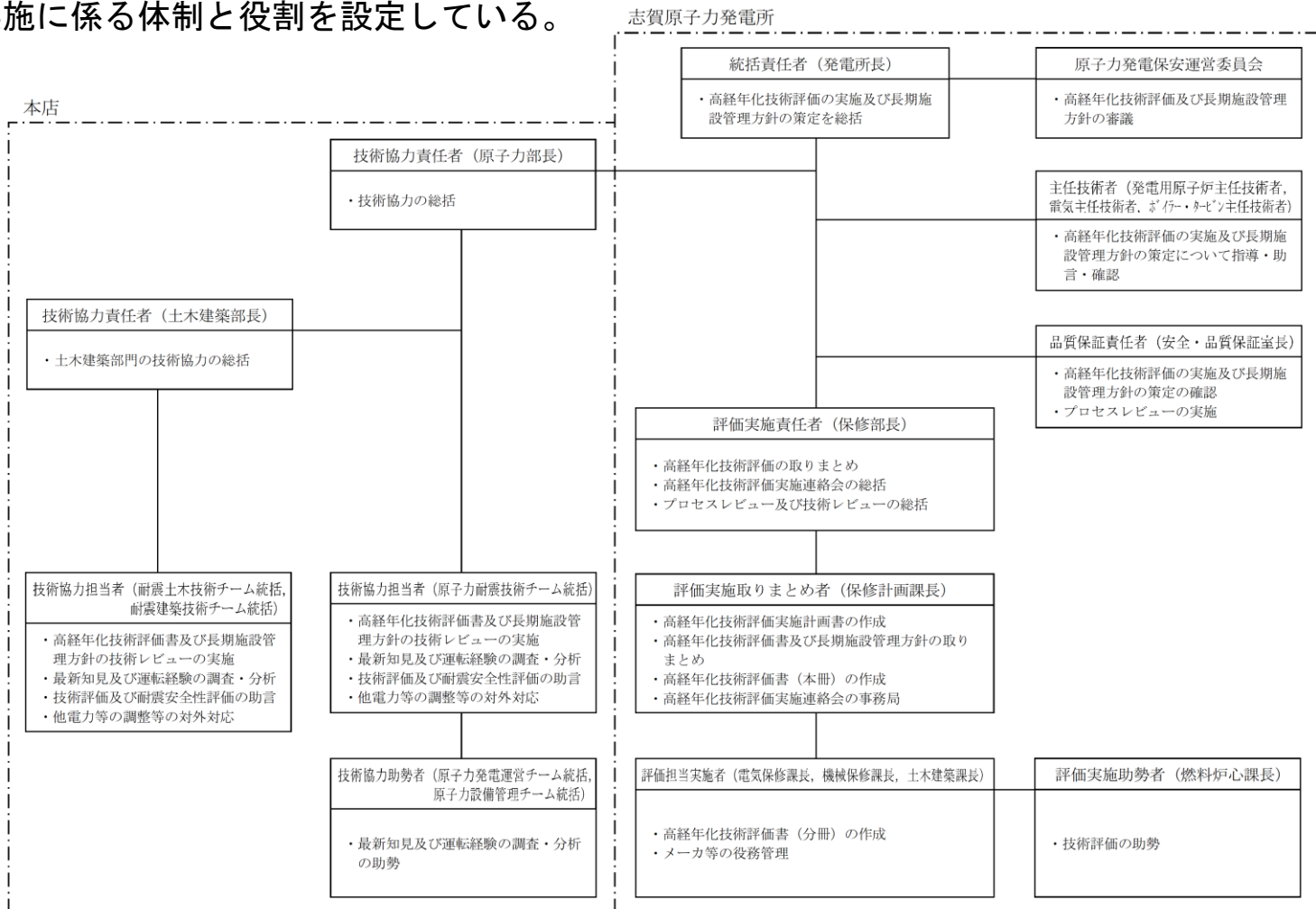
- 高経年化技術評価は、発電用原子炉の冷温停止状態（燃料が炉心に装荷された状態を含む。）が維持されることを前提としたもののみとした。※²

※2 「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（令和2年3月31日改正）」の3.1⑧項において、以下に該当する場合は冷温停止状態が維持されることを前提としたもののみ行うことが規定されている。

- 実用炉規則第82条第1項又は第3項の規定に基づく高経年化技術評価を行う場合で、運転開始以後30年又は運転開始以後50年を経過する日において、「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」（同日において適用されているものに限る。）に定める基準に適合しないものがある場合

■ 評価の実施に係る体制

- ▶ 三次文書※として、「志賀原子力発電所 高経年化技術評価実施指針（原-指-00110）」で評価実施に係る体制と役割を設定している。



※ 志賀原子力発電所の保安規定に基づく三次文書をいう。

■ 評価の実施に係る工程

- ▶ 「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ヶ月を経過する日から3ヶ月以内に保安規程変更認可申請を行うべく工程管理を実施した。

年 月 項 目	実施内容	2020				2021				2022								2023					
		7	8	...	12	1	2	...	12	1	2	3	4	5	6	7	...	12	1	...	7	8	
実施計画書の策定	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電保安運営委員会で実施計画書を審議（2020年7月28日） 実施計画書を承認（2020年7月29日） 	審議 ▼ 承認 ▼																					
保安規定変更認可申請時期	<ul style="list-style-type: none"> 高経年化技術評価に係る保安規定変更認可を申請（2022年7月25日） 																						(運転開始後 30 年) ▼
高経年化技術評価の実施及び評価書の作成・承認	<ul style="list-style-type: none"> 実施計画書に従い、高経年化技術評価を開始（2020年7月29日） 原子力発電保安運営委員会の審議結果を踏まえ承認（2022年7月5日） 																						承認 ▼
長期施設管理方針の策定	<ul style="list-style-type: none"> 高経年化技術評価の結果を踏まえ作成を開始（2022年3月31日） 原子力発電保安運営委員会の審議結果を踏まえ承認（2022年7月5日） 																						承認 ▼
高経年化技術評価書及び長期施設管理方針の技術レビュー	<ul style="list-style-type: none"> 実施計画書に従い、技術レビューを開始（2022年3月31日） 高経年化技術評価書及び長期施設管理方針の技術レビューが完了（2022年6月30日） 																						
原子力発電保安運営委員会への付議	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電保安運営委員会で高経年化技術評価書及び長期施設管理方針を審議（2022年7月4日） 																						審議 ▼

■ 国内外プラントの運転経験及び最新知見の反映

- ▶ 志賀 1 号炉の高経年化技術評価を実施するにあたり、原子力発電所の経年劣化に関する国内外プラントの運転経験及び最新知見について調査・分析するとともに、これまでに実施した先行評価プラントの高経年化技術評価書を参考に高経年化への影響を判断して反映を実施した。

(1) 国内の運転経験

- ・ 原子力安全推進協会が運営する原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されている事例のうち、法律、通達対象及び保全品質情報等について調査・分析した結果、経年劣化事象の選定・抽出において、高経年化への観点で考慮した運転経験はなかった。

(2) 国外の運転経験

- ・ 米国の原子力規制委員会から発行されている情報 (Bulletin, Generic Letter 及び Information Notice) 等について調査・分析した結果、経年劣化事象の選定・抽出において、高経年化への観点で考慮した運転経験はなかった。

(3) 最新知見

以下の最新知見について調査・分析し、「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準」等を高経年化技術評価に反映した。

- ・ 原子炉等規制法等の関係法令
- ・ 規制当局からの指示文書
- ・ 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
- ・ 原子力規制委員会により公開されている高経年化技術情報データベースにおける試験研究の情報

■ 評価の実施内容

➤ 評価対象機器・構造物

- 原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価の対象機器・構造物は、「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（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定）」のクラス1, 2及び3の機能を有するもののうち、原子炉の冷温停止状態の維持に必要なものとした。
- 技術基準規則の施行に伴い、新たに設置が必要な浸水防護施設※¹並びに常設重大事故等対処設備※²に属する機器・構造物については、今回の高経年化技術評価の対象としていない。

➤ 評価期間

- 志賀1号炉は、技術基準規則に適合しない項目が一部※³あるため、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とし、評価期間はプラントの運転を開始した日から40年間とした。 ※^{4, 5}

➤ 評価内容

- 技術評価（経年劣化事象の評価）
- 耐震安全性評価※⁶

※¹ 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」別表二において規定される浸水防護設備をいう。

※² 「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第5号）第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備をいう。

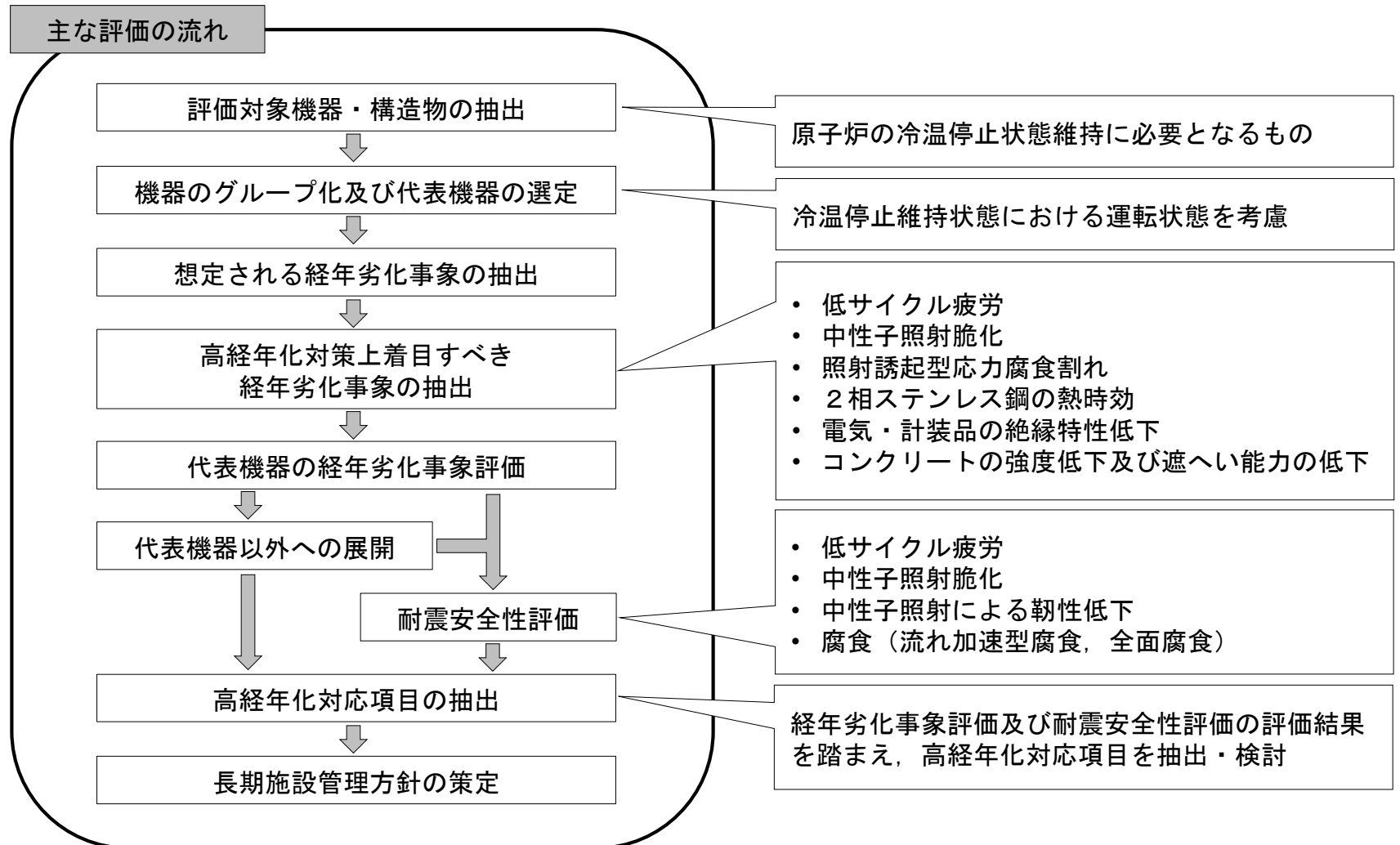
※³ 技術基準規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号）の制定に伴い、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令」（昭和四十年通商産業省令第六十二号）に新たに追加された項目をいう。

※⁴ 「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」（令和2年3月31日改正）の3.1⑧において、技術基準規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号）に定める基準に適合しないものがある場合は、冷温停止状態が維持されることを前提としたもののみを行うことが規定されている。

※⁵ 「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」（令和2年3月31日改正）の3.1⑤イ項において、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした評価の場合の評価期間はプラントの運転を開始した日から40年間と規定されている。

※⁶ 耐震安全性評価における基準地震動は、「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」（令和2年3月31日改正）附則（平成25年6月19日）の「2）経過措置①」に従い、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日 原子力安全委員会決定）における基準地震動 S_s を用いた。

■ 高経年化技術評価の実施フロー



■ 評価対象機器・構造物の抽出

- 「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」において定義されるクラス1，2及び3 ※¹に該当する機器・構造物のうち，発電用原子炉の冷温停止状態の維持に必要な機器・構造物を全て抽出した。ただし，機器単位で定期的に取り替える機器（燃料集合体等）は除外した。

※¹ クラス3に該当する機器・構造物のうち，高温・高圧の環境下（最高使用温度が95℃を超え，又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境）であって原子炉格納容器外にある機器を高経年化技術評価書に記載した。

■ 機器のグループ化及び代表機器の選定

- 評価対象機器・構造物として抽出されたものを，「ポンプ」，「熱交換器」などの13機種※²に分類分けをした。
- 13機種に分類したものを構造（型式等），使用環境（内部流体等），材料等により更に分類し，グループ化を行った。
- グループ化したものから，重要度，運転状態※³等により代表機器・構造物を選定した。
 - 代表機器・構造物について評価を行い，その結果をグループ内の全ての機器・構造物に水平展開した。

※² ①ポンプ，②熱交換器，③ポンプモータ，④容器，⑤配管，⑥弁，⑦炉内構造物，⑧ケーブル，⑨コンクリート構造物及び鉄骨構造物，⑩計測制御設備，⑪空調設備，⑫機械設備，⑬電源設備

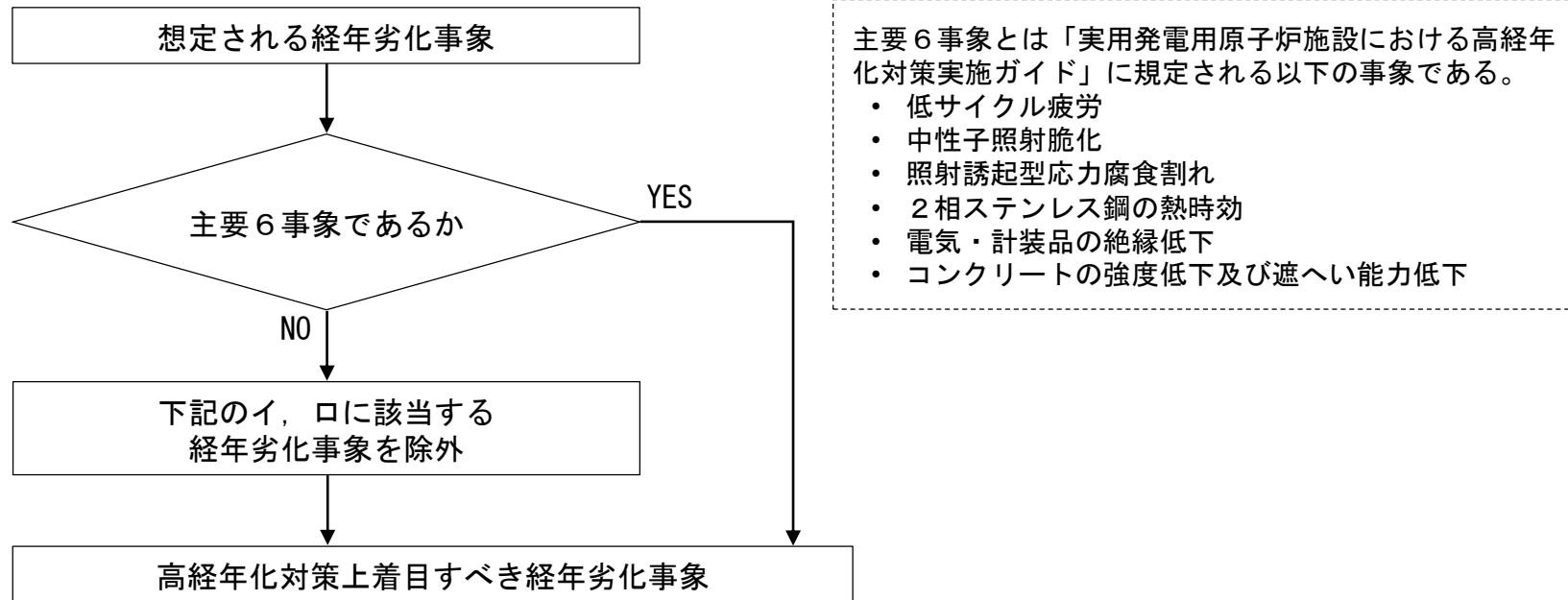
※³ 冷温停止維持状態における運転状態を考慮（残留熱除去ポンプ：原子炉停止時冷却モードによる運転等）

■ 想定される経年劣化事象の抽出

- 抽出された評価対象機器・構造物の使用条件（型式，材料，環境条件等）を考慮し，「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」附属書A及び「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021」等の「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に部位ごとに想定される経年劣化事象を抽出した。

■ 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

- 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出フローを示す。



「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」を参考に、以下に該当するものを除外し高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した。

- イ. 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）
- ロ. 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外）

■ 主要6事象の抽出結果

- 主要6事象の全てが高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出された。
 - ・ 低サイクル疲労 ・ 照射誘起型応力腐食割れ ・ 電気・計装品の絶縁特性低下
 - ・ 中性子照射脆化 ・ 2相ステンレス鋼の熱時効 ・ コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下
- 主要6事象のうち、以下の経年劣化事象については、**原子炉の冷温停止維持状態において劣化の進展が想定されない経年劣化事象**であることから、評価時点（2021年7月30日時点）から運転開始後40年までの期間については、劣化進展はないものとして評価した。

低サイクル疲労	評価対象となる機器は、冷温停止維持状態において、有意な熱・圧力過渡がなく、繰返し応力が発生しないことから、劣化の進展が想定されない
中性子照射脆化	評価対象となる原子炉圧力容器は、冷温停止維持状態において、材料の延性、靱性の低下の要因となる燃料からの中性子照射を受けないことから、劣化の進展が想定されない
照射誘起型応力腐食割れ	評価対象となる機器は、冷温停止維持状態において、燃料からの中性子照射を受けず、累積照射量が増加しないことから、劣化の進展が想定されない
2相ステンレス鋼の熱時効	評価対象となる機器は、冷温停止維持状態において、有意な熱の影響を受けず、一定（250℃）以上の高温状態とならないことから、劣化の進展が想定されない

■ 主要6事象の抽出結果（続き）

- 主要6事象のうち、以下の経年劣化事象については、**原子炉の冷温停止維持状態においても劣化の進展が想定される経年劣化事象**であることから、運転開始後40年までの劣化進展を考慮した評価とした。

電気・計装品の絶縁特性低下	評価対象となる機器は、冷温停止維持状態においても、環境的要因等により長期間使用することで経年的に劣化の進展が想定される
コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下	評価対象となる構造物は、冷温停止維持状態においても、中性化等の劣化要因により、コンクリートにひび割れ等の劣化の進展が想定される

■ 主要6事象以外の抽出結果

- 主要6事象以外の経年劣化事象については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出されたものはなかった。

■ 評価対象機器選定の考え方

原子炉の起動・停止時等に温度・圧力変化の影響を受ける機器・部位を評価対象として選定した。

■ 評価対象機器

評価対象機器		主な評価部位
ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプ	ケーシング
容器	原子炉圧力容器	ノズル等
	原子炉格納容器	ベント管ベローズ 主蒸気系配管貫通部
配管	ステンレス鋼配管	原子炉冷却材再循環系配管
	炭素鋼配管	主蒸気系配管, 原子炉冷却材浄化系配管
弁	仕切弁, 玉形弁, 逆止弁, 主蒸気隔離弁	弁箱
炉内構造物		炉心シュラウド, シュラウドサポート

健全性評価

志賀1号炉の運転実績による過渡回数を用いて環境を考慮した疲労評価を実施した結果、全ての評価対象機器で運転開始後40年時点の疲れ累積係数が許容値の1を下回ることを確認した。

現状保全

計画的に超音波探傷試験、漏えい試験及び目視点検を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

総合評価

健全性評価結果より、疲れ累積係数が1を下回ることから、疲労割れが発生する可能性は小さい。また、現状保全において、超音波探傷試験等により機器の健全性を確認していることから、40年間の健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

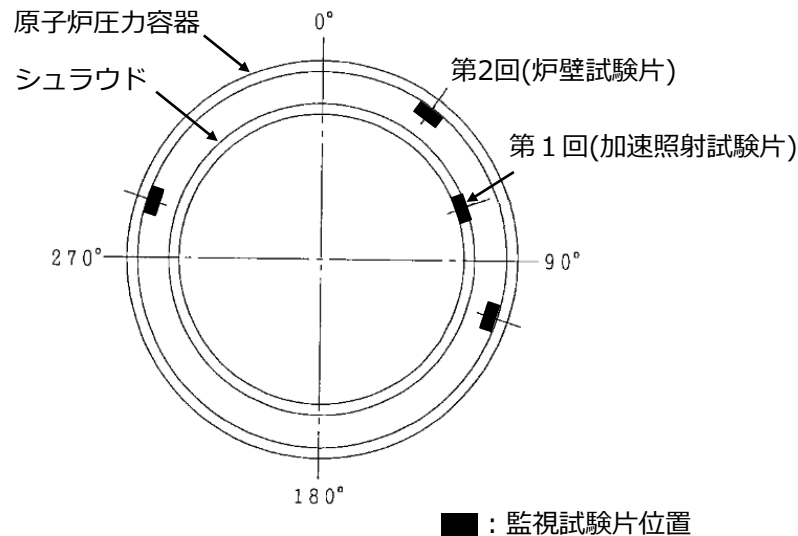
高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

■ 評価対象機器

➤ 原子炉压力容器

健全性評価

監視試験結果より，原子炉压力容器炉心領域（母材，溶接金属，熱影響部）の中性子照射脆化は「JEAC4201-2007/2013追補版」による予測の範囲内であることを確認した。

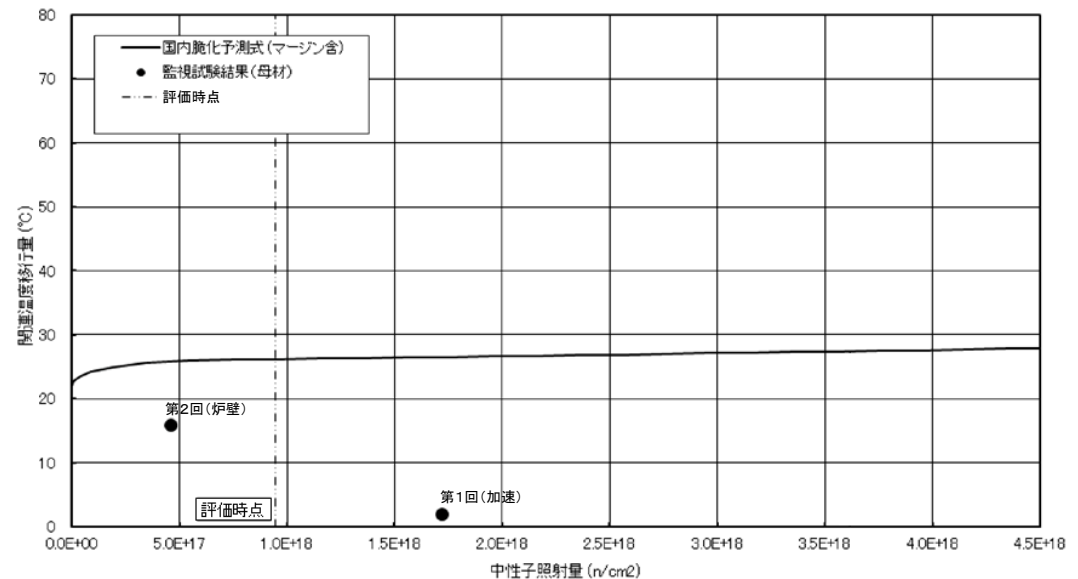


監視試験片の位置

母材の監視試験結果

回数	中性子照射量 ($\times 10^{23}$ n/m ²)	関連温度及び関連温度移行量(°C)		上部棚吸収エネルギー(J)
		関連温度移行量	関連温度	
初期値	0	—	-40	248
第1回(加速)	0.172 (約25 EFPY※)	2	-38	196
第2回(炉壁)	0.0459 (約6 EFPY※)	16	-24	204

※ 監視試験片位置の中性子束から，設備利用率100 %として原子炉压力容器内表面に換算した場合の照射年数



母材の関連温度移行量の測定値と予測値

健全性評価（続き）

最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージン50℃を考慮すると、評価時点（2021年7月30日時点）で37℃となる。

評価時点（2021年7月30日時点）での上部棚吸収エネルギーの予測を行い、JEAC4206で要求している68J以上を満足していることを確認した。

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に基づき漏えい試験温度を設定している。

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、健全性を確認している。

総合評価

健全性評価結果より、監視試験結果が予測の範囲内であること及び上部棚吸収エネルギーの予測値が制限値を満足していることから、中性子照射脆化が発生する可能性は小さい。また、現状保全において、超音波探傷試験等により機器の健全性を確認していることから、40年間の健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

関連温度の予測値

評価時点	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)
2021年7月30日時点	母 材	-40	27	-13	50	37
	溶接金属	-70	27	-43		
	熱影響部	-40	27	-13		

※ JEAC4206に基づき耐圧試験時の応力拡大係数から破壊力学的に求めた裕度

上部棚吸収エネルギーの予測値

材 料	上部棚吸収エネルギー（単位：J）		
	初期値	2021年7月30日時点	制限値
母 材	248	197	68
溶接金属	194	158	
熱影響部	255	217	

■ 評価対象機器

- 炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド等）
- 機械設備（制御棒）

評価例：上部格子板（グリッドプレート）

健全性評価

溶接部はなく，運転中の差圧，熱，自重等に起因する引張り応力成分は低いことから，照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性はない。

現状保全

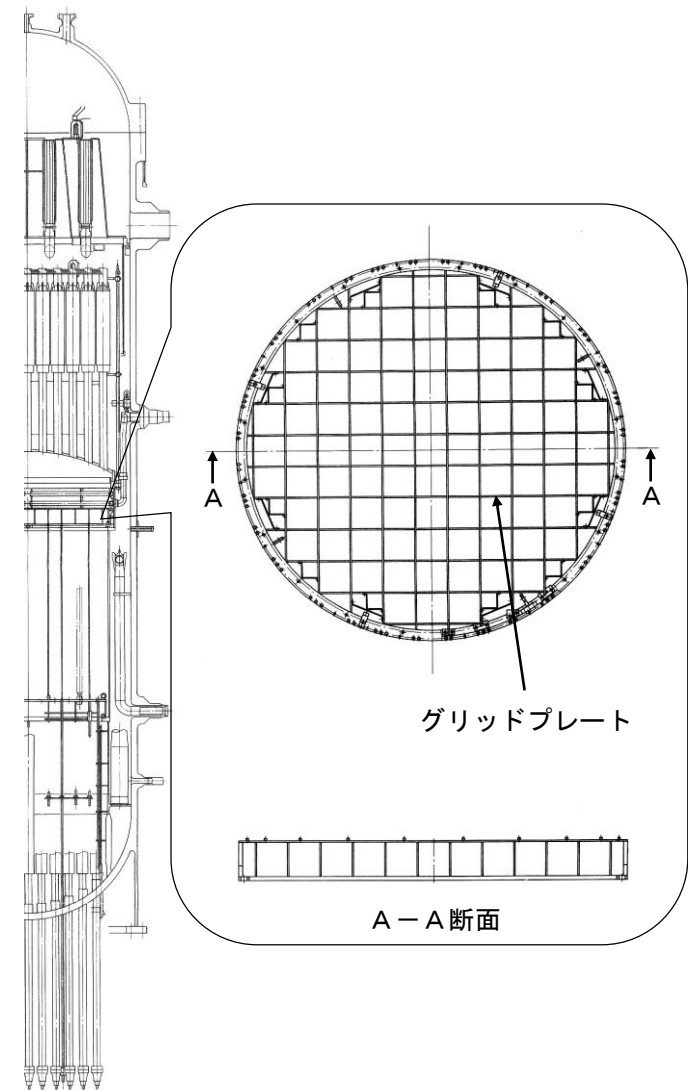
維持規格等に基づき計画的に目視点検を実施することとしている。

総合評価

健全性評価結果より，各部位での引張り応力成分は低く，照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性はない。また，現状保全において，目視点検により機器の健全性を確認することとしているため，40年間の健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はなく，今後も現状保全を継続していく。



上部格子板構造図

■ 評価対象機器の考え方

使用材料が2相ステンレス鋼（ステンレス
 鋳鋼）で、使用温度が250℃以上となる機
 器のうち、き裂の原因となる経年劣化事象
 の発生が想定される部位を抽出した。

■ 評価対象機器

評価対象機器		主な評価部位
ポンプ	原子炉冷却材再 循環ポンプ	ケーシング
弁	仕切弁	弁箱, 弁ふた, 弁体

健全性評価

靱性が低下した状態で、き裂が存在する場合には
 小さな荷重でき裂が進展し、不安定破壊を起こす
 可能性があるが、冷温停止維持状態ではき裂の原
 因となる疲労割れ等が発生する可能性は小さい。

現状保全

分解点検時の目視点検等により、健全性を確認し
 ている。

総合評価

健全性評価結果より、き裂の原因となる割れは発
 生する可能性は小さい。また、現状保全において、
 目視点検等により健全性を確認していることから、
 40年間の健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべ
 き項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

■ 評価対象機器

- ポンプモータ，弁，ケーブル等

評価例：高圧ポンプモータ（固定子コイル，口出線・接続部品）

健全性評価

固定子コイル及び口出線・接続部品は，熱的，電氣的，機械的及び環境的要因により長期間使用することで経年的に劣化が進行し，絶縁特性低下を起こす可能性がある。

現状保全

固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下に対しては点検時に絶縁抵抗測定，絶縁診断試験及び目視点検等を実施し，健全性を確認している。

総合評価

絶縁特性低下の健全性は点検時における絶縁抵抗測定，絶縁診断試験及び目視点検等で把握可能と考える。

また，当面の冷温停止維持に必要な運転状態を加味し，日常保全や状態監視を継続し，必要に応じて適切な対応をとることにより，健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はなく，今後も現状保全を継続していく。

■ 評価対象構造物

- 原子炉建屋，取水構造物，排気筒 等

健全性評価

40年間の供用を想定して，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としての評価結果を以下に示す。

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価結果

構造物	経年劣化事象	劣化要因	評価結果
コンクリート構造物	強度低下	熱※1	一次遮へい壁周辺の最高測定温度は61℃であり，コンクリートの温度制限値（局部90℃，一般部65℃）を下回ることを確認した。
		放射線照射※1	放射線照射量解析の結果，運転開始後40年時点で予想される一次遮へい壁内面における中性子照射量及びガンマ線照射量は，各種文献等を踏まえ，コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある放射線照射量を超えないことを以下のとおり確認した。 ・中性子照射量：4.53×10 ¹³ n/cm ² (< 1×10 ¹⁹ n/cm ²) ・ガンマ線照射量：1.43×10 ⁴ Gy (< 2.0×10 ⁸ Gy)
		中性化	運転開始後40年時点における中性化深さの推定値は，最も大きい箇所である原子炉建屋内壁において40.3mmであり，鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ(60.0mm)を下回ることを確認した。
		塩分浸透	運転開始後40年時点における鉄筋の腐食減量の推定値は，最も大きい箇所である取水構造物側壁において15.9×10 ⁻⁴ g/cm ² であり，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(92.7×10 ⁻⁴ g/cm ²)を下回ることを確認した。
		機械振動※1,2	定期的に見視点検を実施し，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。なお，非常用ディーゼル発電設備の機器支持部周辺における非破壊検査の平均推定圧縮強度は34.7N/mm ² であり，設計基準強度(26.5N/mm ²)を上回ることを確認した。
	遮へい能力低下	熱※1	全ガンマ線束による発熱等を考慮して温度分布解析を行った結果，原子炉遮へい壁の最高温度は85.2℃であり，コンクリートの温度制限値(中性子遮へいで88℃，ガンマ線遮へいで177℃)を下回ることを確認した。

※1 原子炉の冷温停止状態が維持されたことを前提とした場合，劣化の進展が考えられない経年劣化要因

※2 ※1のうち冷温停止時に起動する機器の振動は除く

現状保全

定期的にコンクリート表面のひび割れ，塗装の劣化等の目視確認を実施している。なお，コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に影響を与えるひび割れがないことを確認している。

必要に応じてひび割れ等の補修を実施している。

総合評価

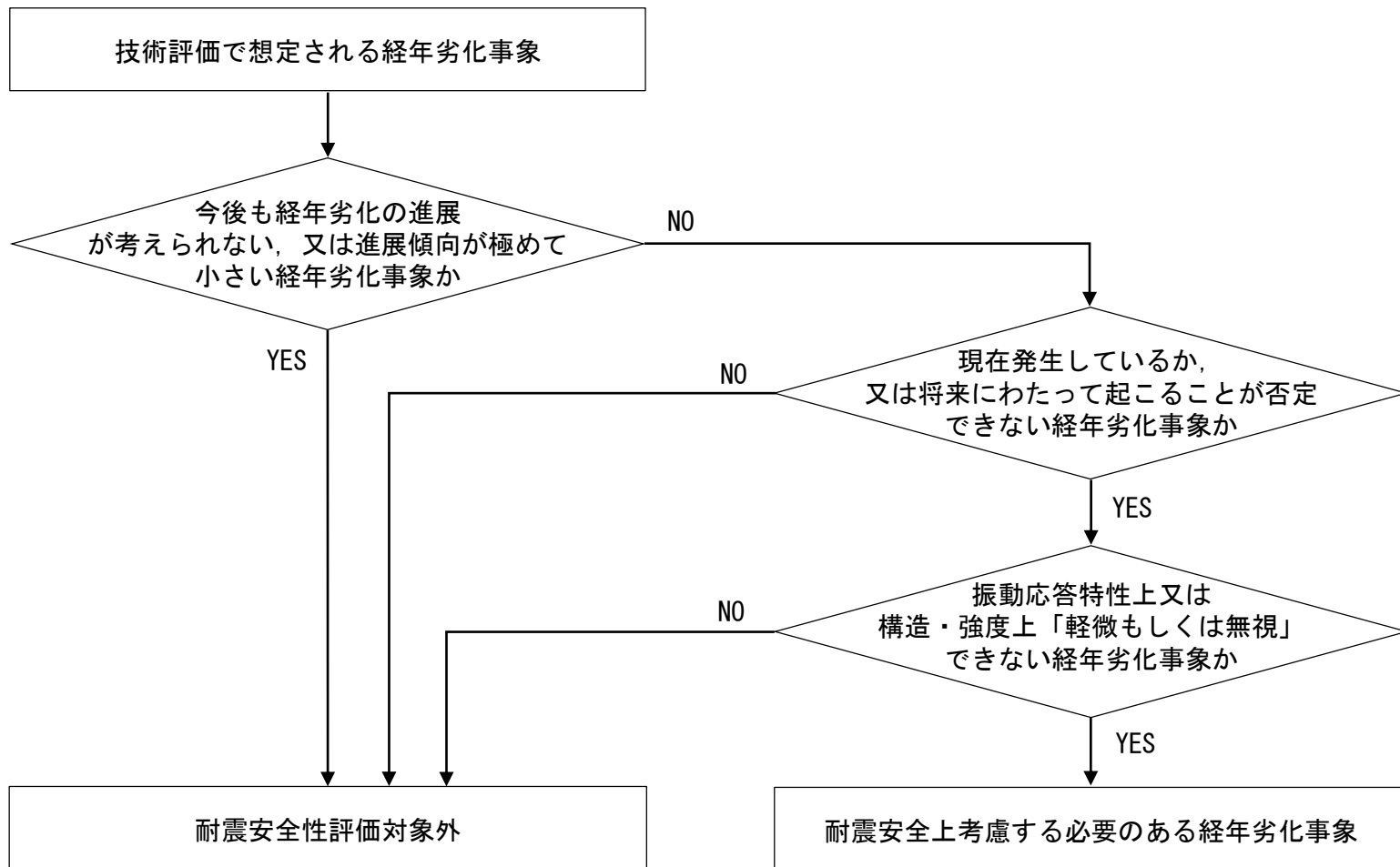
健全性評価結果より，いずれの経年劣化要因もコンクリート強度低下及び遮へい能力低下が急激に発生する可能性は小さい。また，現状保全において，目視点検等により健全性を確認していることから，40年間の健全性は維持できると判断する。

高経年化への対応

高経年化対策の観点から現状保全項目に追加すべき項目はなく，今後も現状保全を継続していく。

■ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

- 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を以下に示す。



■ 耐震安全性評価に用いる地震力

- 評価条件として、耐震安全性評価に用いる耐震重要度ごとの地震力を以下に示す。

耐震重要度	評価に用いる地震力
Sクラス	基準地震動 S_s ※ ¹ により定まる地震力
	弾性設計用地震動 S_d ※ ² により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方
Bクラス	Bクラスの機器に適用される地震力※ ³
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

※1 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日）により策定した基準地震動 S_s

※2 工学的判断から求められる係数を基準地震動 S_s に乗じて設定する地震動

※3 支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 S_d による地震力の $1/2$ についても考慮

■ 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の概要

- 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を加味した耐震安全性評価を実施した結果、耐震安全上に問題がないことを以下のとおり確認した。

経年劣化事象	機器・構造物	代表機器での評価結果の概要
低サイクル疲労	ポンプ, 容器, 配管, 弁, 炉内構造物	原子炉冷却材浄化系配管について、運転実績による過渡回数を考慮した疲れ累積係数と、地震時の疲れ累積係数の合計値が0.881となり、許容値である1を下回ることを確認した。
中性子照射脆化	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、この温度・圧力制限曲線を満足していることを確認した。
中性子照射による 靱性低下	炉内構造物	上部格子板について、想定き裂の地震時における応力拡大係数（ $7.8\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）が、中性子照射による靱性低下を考慮した材料の破壊靱性値（ $43.2\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）を下回ることを確認した。
腐食 （流れ加速型腐食）	熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱管に対して流れ加速型腐食による減肉を想定し、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを以下のとおり確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・管板～管支持板：発生応力 24MPa < 許容応力 337MPa ・管支持板～管支持板：発生応力 27MPa < 許容応力 337MPa
腐食（全面腐食）	熱交換器, 基礎ボルト	軽油タンク基礎ボルトに対して全面腐食による減肉を想定し、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを以下のとおり確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・引張：発生応力 75MPa < 許容応力 148MPa ・せん断：発生応力 74MPa < 許容応力 146MPa

■ 高経年化への対応

- 耐震安全性の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

現状保全

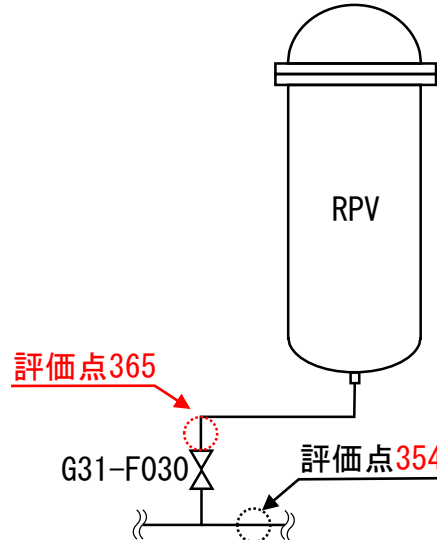
維持規格等に基づく計画的な浸透探傷試験及び定期検査時に耐圧部の漏えい試験を行い、健全性を確認している。

耐震安全性評価

運転実績回数による疲れ累積係数に、基準地震動 S_s を用いた疲れ解析から求められる疲れ累積係数を加算して評価を実施した。
その結果、合計値が許容値である 1 を下回り、耐震安全性に問題のないことを確認した。

高経年化への対応

耐震安全性の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。



評価対象機器の概略図

技術評価にて実施

運転実績に基づく疲れ累積係数（環境考慮）が許容値 1 を下回ることを確認

地震の影響評価のため、技術評価と同様の解析モデルを用いて地震動による応力解析／疲れ解析を実施

技術評価結果に基準地震動 S_s による疲れ累積係数を加算

基準地震動 S_s を考慮した疲れ累積係数が許容値 1 を下回ることを確認

評価の流れ

低サイクル疲労（配管）の耐震安全性評価結果

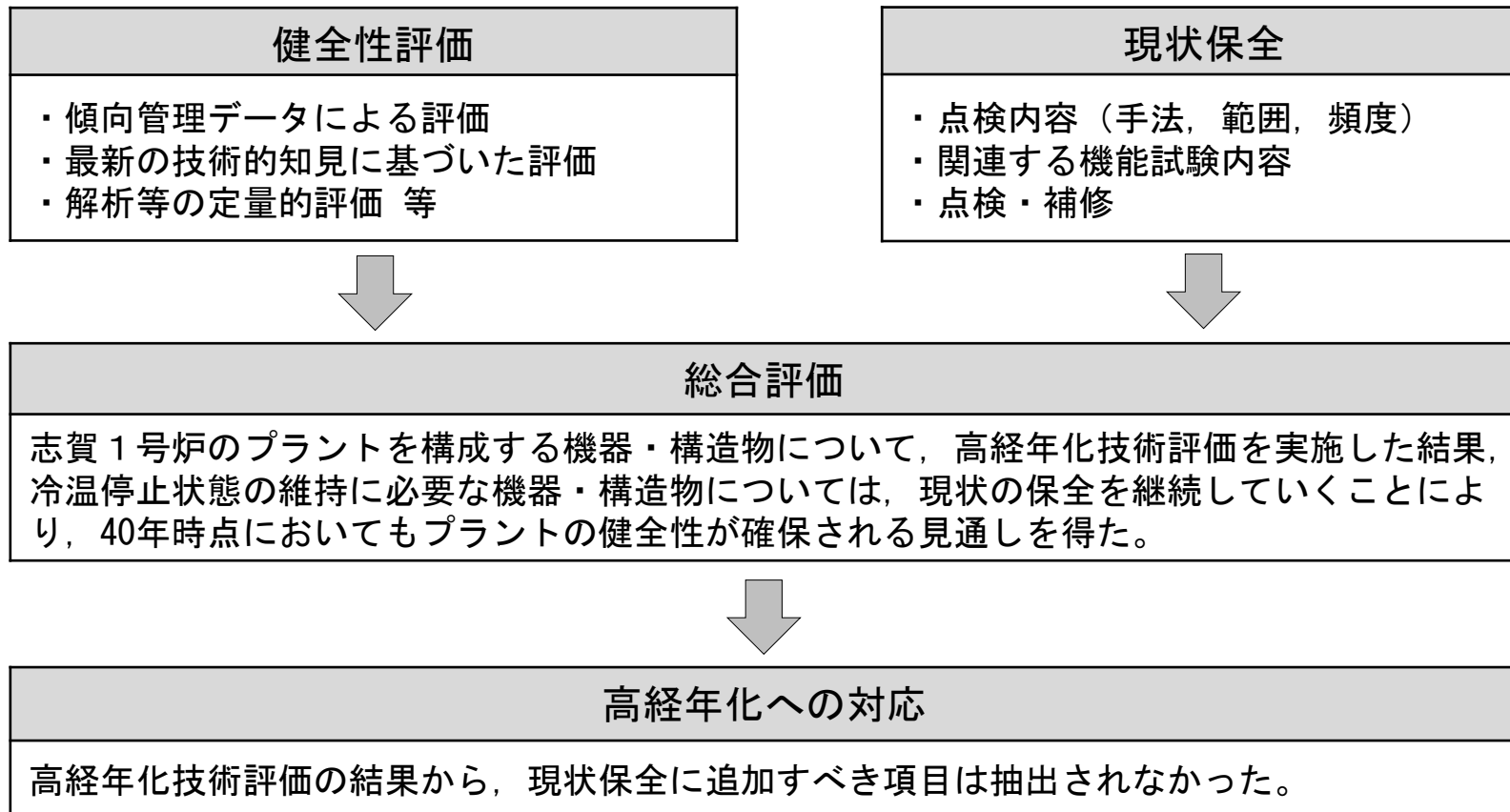
評価対象機器	評価点	運転実績回数に基づく疲れ累積係数（環境考慮）	地震動による疲れ累積係数（ S_s 地震動）	疲れ累積係数の合計値※1
原子炉冷却材浄化系配管	354※2	0.844	0.038	0.881
	365※3	0.967	0.003	0.969

※1 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む）」により算出

※2 地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点

※3 運転実績回数に基づく疲れ累積係数が最大となる評価点

■ 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価結果



■ 長期施設管理方針の策定

- 評価結果より、高経年化対策の観点から充実すべき施設管理の項目はない。

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、適切な時期に再評価を実施していく。

- 材料劣化に係る安全基礎研究の成果
- 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・取り替えの実績

当社は、高経年化に関するこれらの活動を通じて、今後とも志賀原子力発電所の安全・安定運転に努めるとともに、安全性・信頼性のより一層の向上に取り組んでいく所存である。

参 考

(志賀 1 号炉の概要と保全実績)

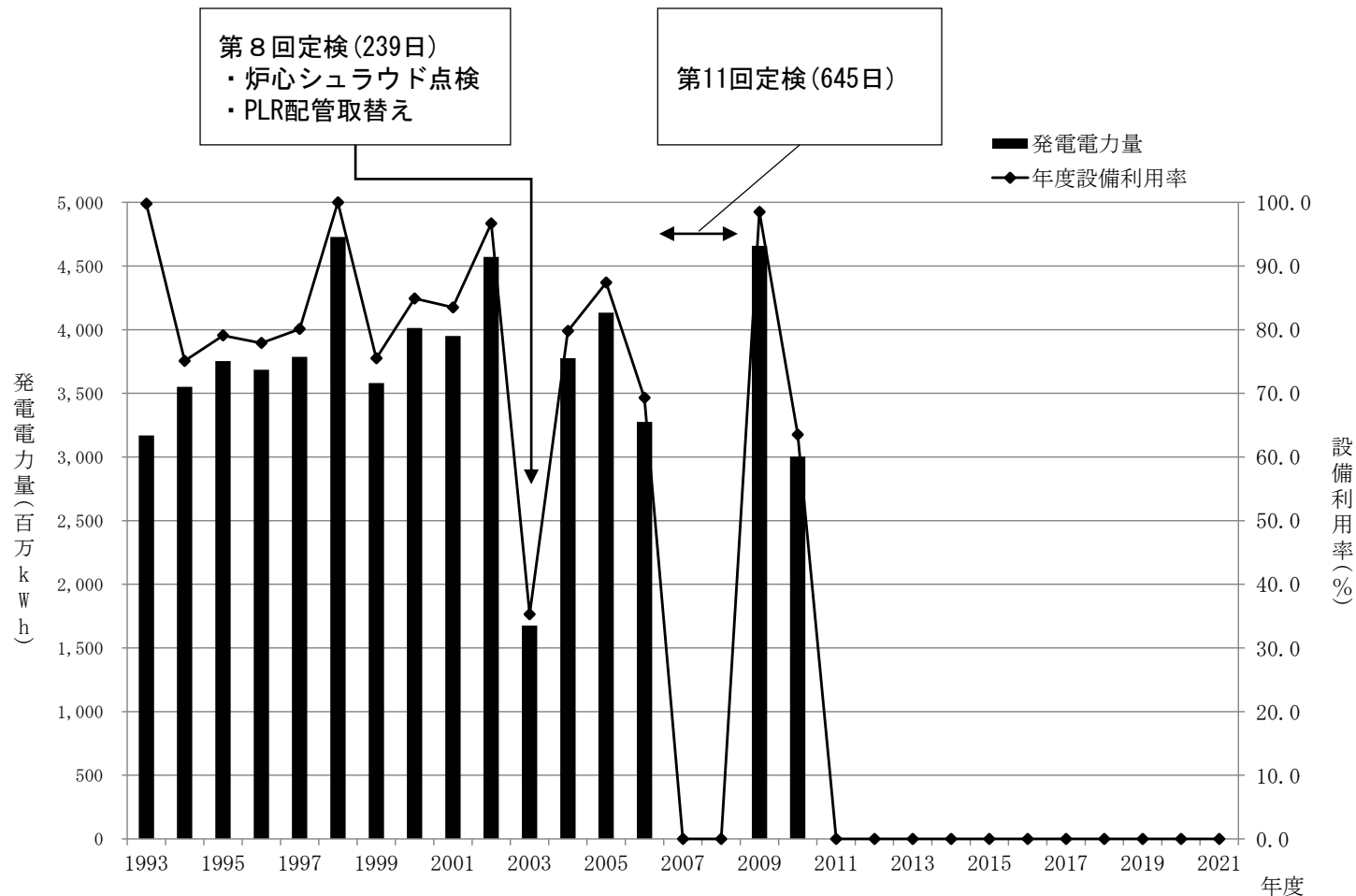
■ 志賀 1 号炉の主要仕様

電気出力	約540MW
原子炉型式	沸騰水型軽水炉
原子炉熱出力	1,593MW
燃料	濃縮ウラン（燃料集合体368体）
減速材	軽水
タービン	くし形4流排気復水式



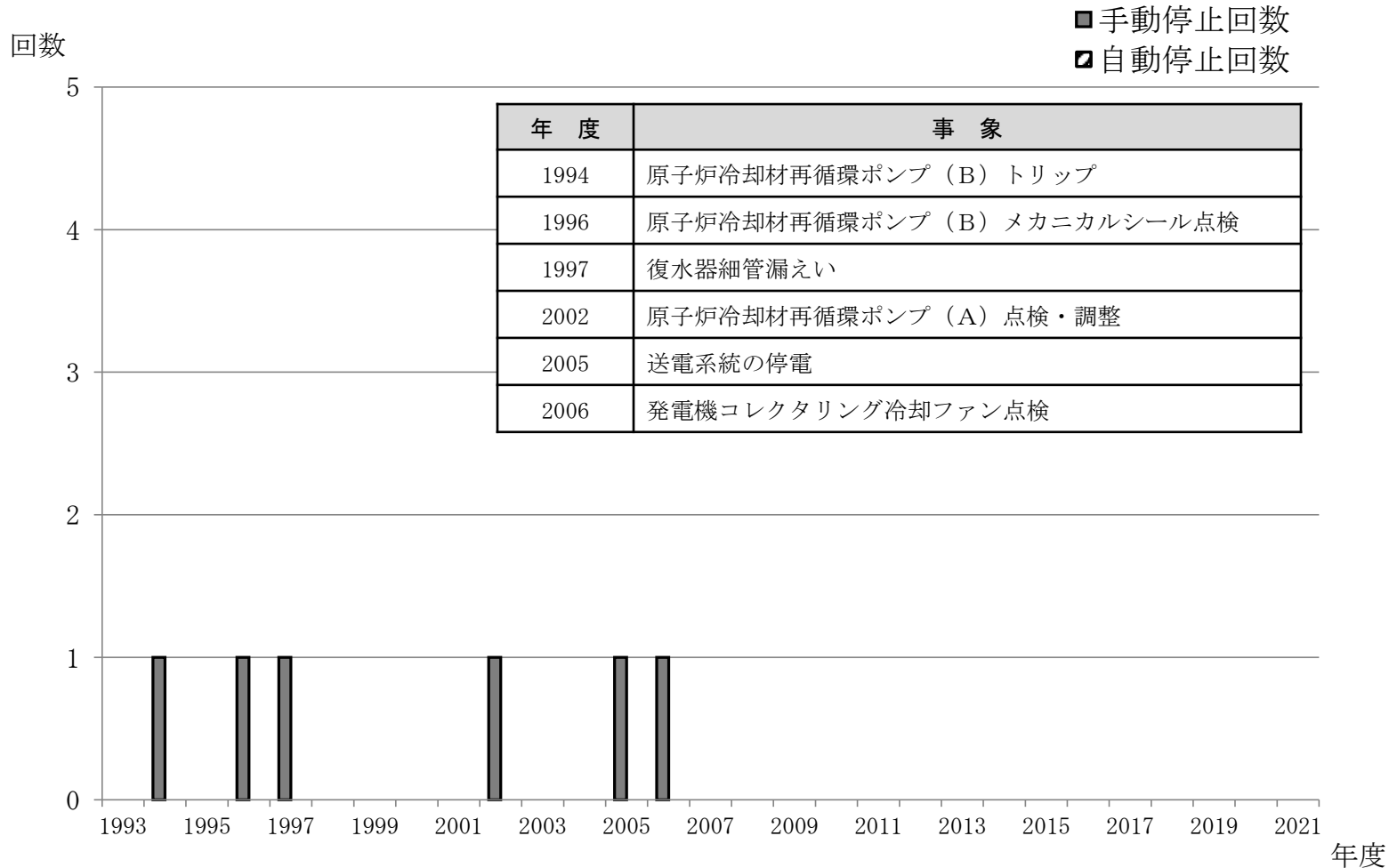
■ 発電電力量・設備利用率の年度推移

- 過去約30年間に遡った時点までの発電電力量・設備利用率の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。



■ 計画外停止回数の年度推移

- 過去約30年間を遡った時点までの計画外停止（自動停止及び手動停止）件数の推移を見ると、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。

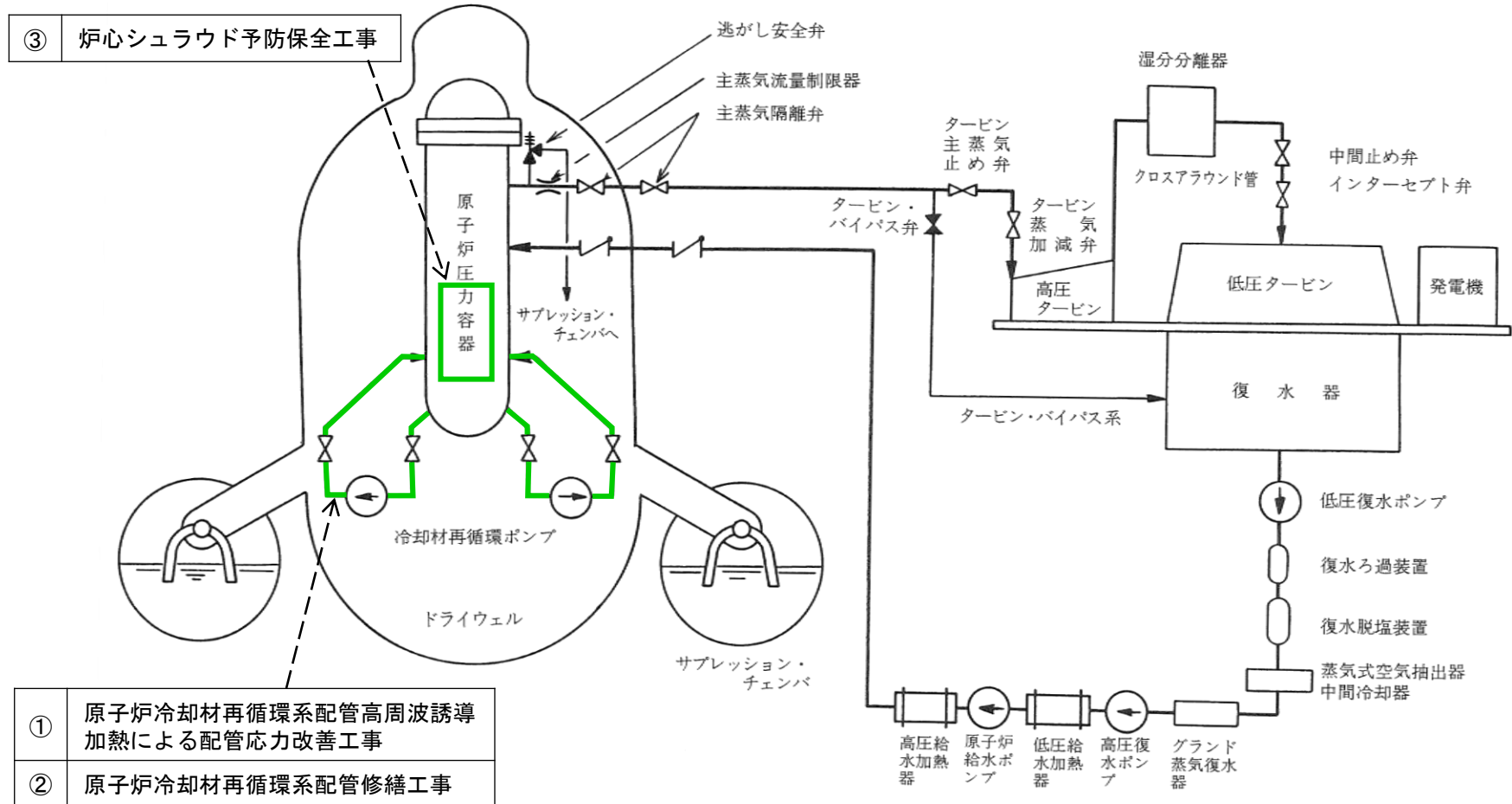


■ 主要機器更新状況・改善の状況

- 志賀1号炉において、発電所の安全性・信頼性を向上され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。

志賀1号炉 安全性・信頼性向上のための主な改善

No.	工事件名	実施時期	内容
①	原子炉冷却材再循環系配管高周波誘導加熱による配管応力改善工事	第13回定期検査時 (2011年度～継続中)	応力腐食割れの原因となる溶接残留応力の低減を目的とし、予防保全として高周波誘導加熱処理を行った。
②	原子炉冷却材再循環系配管修繕工事	第8回定期検査時 (2003年度)	原子炉冷却材再循環系配管について、第8回定期検査時(2003年度)においてひびが確認されたため、溶接残留応力の低減が可能な水冷溶接にて、新規配管に取替えを実施した。
③	炉心シュラウド予防保全工事	第8回定期検査時 (2003年度)	応力腐食割れの原因となる溶接残留応力の低減を目的とし、予防保全としてウォータージェットピーニングを行った。



志賀1号炉の安全性・信頼性向上のための主な改善状況

こたえていく。かなえていく。

