

資料2-1

泊発電所1号炉 高経年化技術評価(30年目)の概要

平成31年2月20日
北海道電力株式会社

○泊発電所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, 劣化事象の抽出	7
○技術評価	8
○耐震安全性評価	14
○まとめ	20
参考(泊発電所1号炉の概要と保全実績)	22

○泊発電所1号炉について

- ・原子炉設置許可 昭和59年6月
 - ・建設工事開始 昭和59年8月
 - ・営業運転開始 平成元年6月
 - ・新規制基準への適合性に係る申請 平成25年7月(審査中)
- 平成31年6月に営業運転開始後、30年を迎える。

○評価の前提とする原子炉の運転状態

- 平成31年6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)」に基づき高経年化技術評価を実施した。
- 高経年化技術評価は、新規制基準への適合性に係る審査中であることを踏まえ、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提としたもののみとした。※

※「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(平成29年9月20日改正)」の“3. 1高経年化技術評価の実施及び見直し”の⑧項に、高経年化技術評価の実施に関して以下のような内容が示されている。

- ・発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提としたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提としたものの各々について行うこと
- ・運転開始後30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設備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)に定める基準に適合しないものがある場合には、冷温停止状態が維持されることを前提とした評価のみを行うこと

○国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

- 高経年化技術評価を検討するにあたり、これまで実施した先行プラントの高経年化技術評価報告書を参考にするとともに、現在までの国内外の運転経験について事象・原因を調査するとともに、最新知見についても高経年化への影響を判断して反映した。

・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発電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」、「保全品質情報」を対象。

・国外の運転経験

NRC(米国原子力規制委員会; Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達), Generic Letter及びInformation Noticeを対象。

・最新知見

原子力安全・保安院文書, 原子力規制委員会文書等

国の定める技術基準及び日本機械学会, 日本電気協会ならびに日本原子力学会等の規格・基準類

原子力安全基盤機構の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 他

○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であることから、「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。

➤ 評価の内容

- 「技術評価」
- 「耐震安全性評価」

- 新規制基準の施行に伴い、新たに設置が必要となった浸水防護施設※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、新規制基準への適合性審査中であり許認可を受けたものはないことから今回の高経年化技術評価の対象としていない。なお、これらに対する高経年化技術評価(浸水防護施設に対する評価である「耐津波安全性評価」を含む)は、今後実施する原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした高経年化技術評価にて実施する。

- 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(平成29年9月20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)」による基準地震動 S_g を用いた。

※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施設

※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

○評価方法

- 「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(平成29年9月20日改正)」に示される評価期間は以下のとおりである。
 - ・30年目の高経年化技術評価を原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提としたもののみとする場合
 - プラントの運転を開始した日から40年間
 - ・30年目の高経年化技術評価を原子炉の運転を断続的に行うことを前提としたものとする場合
 - プラントの運転を開始した日から60年間

- 今回の高経年化技術評価の評価条件
 - ・今回の高経年化技術評価は、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提としたものである。
 - ・また、今後、新規制基準への適合性に係る審査の進捗を受け、原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価を行う。
 - ・このため、今後、原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価を行うことを踏まえ、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした40年間の評価条件より運転を断続的に行うことを前提とした60年間の評価条件が同等もしくは保守的な場合にはその評価条件を用いることを基本とし、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした40年間の評価条件の方が厳しい場合には、冷温停止状態が維持されることを前提とした40年間の評価条件を用いることとした。

高経年化技術評価の実施フロー

評価の流れ

評価対象機器・構造物の抽出

原子炉の冷温停止状態維持に必要となるもの

機器のグループ化および代表機器の選定

想定される劣化事象の抽出

原子炉の運転を断続的に行う場合の60年間の評価条件と冷温停止状態が維持されることを前提とした40年間の評価条件の相違を考慮

着目すべき経年劣化事象の抽出

「電気・計装品の絶縁低下」
「コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下」

経年劣化事象の評価

代表機器以外への展開

高経年化対応項目の抽出

耐震安全性評価

「低サイクル疲労」
「高サイクル熱疲労」
「応力腐食割れ」
「中性子照射脆化」
「熱時効」
「中性子照射による靱性低下」
「中性子及びγ線照射脆化」
「摩耗」
「流れ加速型腐食」
「全面腐食」

長期保守管理方針の策定

○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」におけるクラス1, 2及び3の機能を有する機器・構造物のうち, 冷温停止状態の維持に必要な設備(保安規定で定義されている原子炉の運転モード5, 6 *1で要求される設備及び運転モードに関係なく要求される設備)を系統図などを基に抽出した。

*1: 原子炉の運転モード5, 6: 1次冷却材温度 93℃以下

○機器のグループ化および代表機器の選定

- 評価対象として抽出されたものを, 「ポンプ」, 「熱交換器」などの15機種 *2に区分した。
- 15機種に区分したものを構造(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, 使用条件, 運転状態等により代表機器または構造物を選定した
→ 代表機器または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または構造物に水平展開した。

*2: 「ポンプ」, 「熱交換器」, 「ポンプ用電動機」, 「容器」, 「配管」, 「弁」, 「炉内構造物」, 「ケーブル」, 「電気設備」,

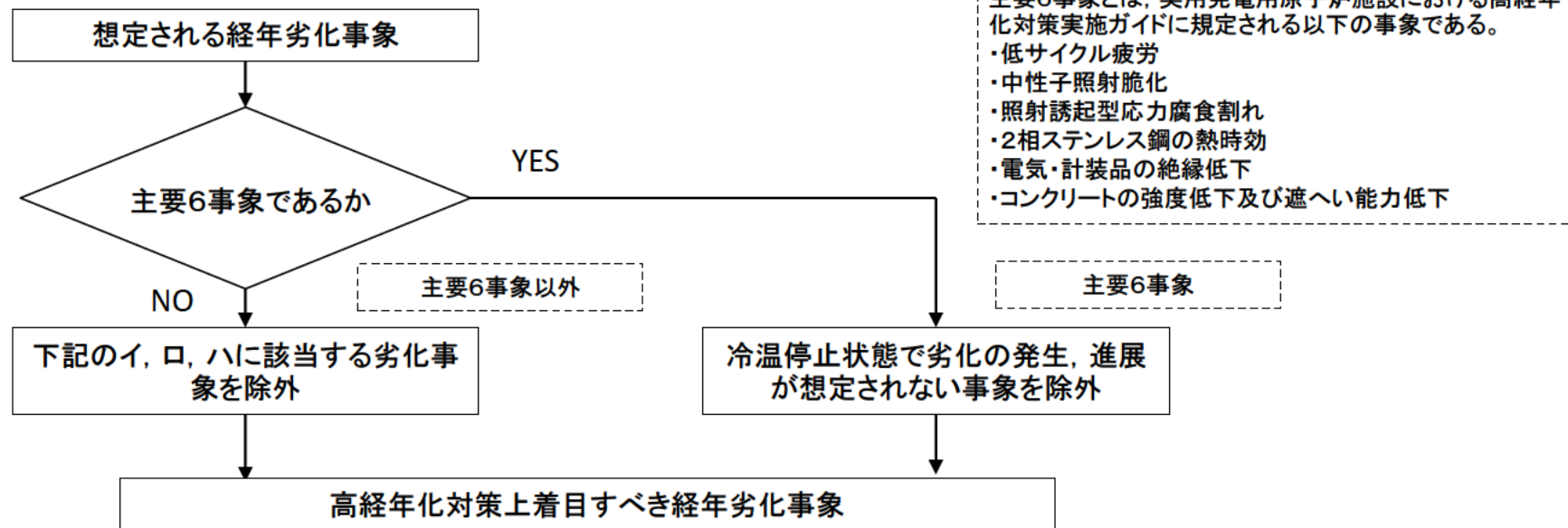
「タービン設備」, 「コンクリート構造物および鉄骨構造物」, 「計測制御設備」, 「空調設備」, 「機械設備」, 「電源設備」

○想定される劣化事象の抽出

- 抽出された評価対象機器の使用条件(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の添付資料である「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に経年劣化事象と部位の組合せを抽出した。

○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がた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。
- 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、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象。
- ハ. 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価において、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、高経年化技術評価時点以降において経年劣化の進展が考えられない経年劣化事象。

○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おいては、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。

○主要6事象の抽出結果

- 主要6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以下の劣化事象が抽出された。
 - ・『電気・計装品の絶縁低下』
 - ・『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ため、今回の評価では高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としていない。
 - ・低サイクル疲労……………評価対象となる機器が温度・圧力等の過渡を受けないため、劣化の進展が想定されない。
 - ・中性子照射脆化……………評価対象である原子炉容器が燃料からの中性子照射を受けないため、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が燃料からの中性子照射を受けないため、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が一定以上の高温環境とならないため、劣化の進展が想定されない。

技術評価(電気・計装品の絶縁低下)

【評価対象】ポンプ用電動機,
電気ペネトレーション,
ケーブル等

【評価例】低圧ケーブル
(難燃PHケーブル)

健全性評価

電気学会推奨案*1に基づく評価の結果, 運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できると判断する。

現状保全

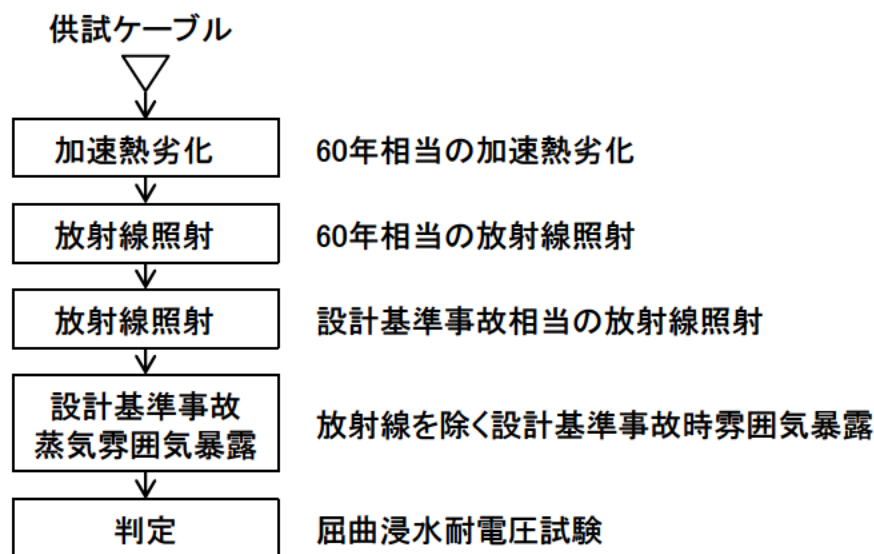
系統機器の動作に異常のないこと, 又は絶縁抵抗測定を行い管理値以上であることを確認し, 絶縁低下による機能低下のないことを確認している。

総合評価

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。

高経年化への対応

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と判断する。



電気学会推奨案*1に基づく試験手順及び判定方法

難燃PHケーブルの長期健全性試験条件

		試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件
通常運転相当	温度	140°C-9日	109°C-9日 (=54°C-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.3kGy/h以下)	67kGy
設計基準事故相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.3kGy/h以下)	(冷温停止状態では考慮不要)
	温度	最高温度: 190°C	(冷温停止状態では考慮不要)
	圧力	最高圧力: 0.41MPa[gage]	(冷温停止状態では考慮不要)

*1: 電気学会技術報告Ⅱ部第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法並びに耐延焼性試験方法に関する推奨案」

1. 高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出について

(1) 以下に示す経年劣化事象については、下表に示す理由により、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。

○アルカリ骨材反応及び凍結融解による強度低下

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。

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理由

要因	説明
アルカリ骨材反応	使用している骨材については、反応性試験を実施し、反応性骨材ではないことを確認している。なお、定期的に目視点検を行っており、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いない。
凍結融解	(社)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」(2009)に示される凍害危険度の分布図によると泊1号炉の周辺地域の凍害の予想程度は「軽微」である。また、使用しているコンクリートについては、凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足している。なお、定期的に目視点検を行っており、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。

(2) 以下に示す経年劣化事象については、原子炉の冷温停止状態が維持される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事象である。したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

○熱及び放射線による強度低下

○熱による遮へい能力低下

2. 健全性評価, 現状保全, 総合評価及び高経年化への対応

健全性評価

60年の供用を想定して, 高経年化対策上着目すべき劣化事象である中性化, 塩分浸透及び機械振動について評価した。評価結果を下表に示す。

健全性評価結果

要因	説明
中性化	運転開始後60年時点の中性化深さは, 鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っている。
塩分浸透	運転開始後60年時点の鉄筋の腐食減量は, 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	大きな振動を受けるディーゼル発電機基礎の機器支持部表面に, これまでひび割れ等の異常は確認されていない。機械振動により受ける応力は, 表面部の方が内部より大きくなるためコンクリートにひび割れが発生する場合は表面から発生する可能性が高い。したがって, 定期的にひび割れ等の目視確認を実施することで健全性が維持できる。

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。
- 必要に応じて塗装の塗り替え等の補修を実施している。
- 非破壊試験等を実施し, 強度に急激な劣化が生じていないことを確認している。

総合評価

コンクリート構造物の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, 保全内容も適切である。

高経年化への対応

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と判断する。

技術評価(原子炉の冷温停止状態を維持する場合に条件が厳しくなる事象)

○ 抽出方法

- 原子炉の運転状態によって使用条件(運転時間, 使用温度・圧力, 流量 等), 環境(放射線照射等)が異なる機器を抽出
- 抽出した機器について, 想定される経年劣化事象の進展要因が原子炉の冷温停止状態を維持する方が厳しくなる経年劣化事象を抽出

○ 抽出結果

- 余熱除去ポンプ用電動機の固定子コイルの絶縁低下
- 余熱除去系統等の流量制御弁のエロージョン

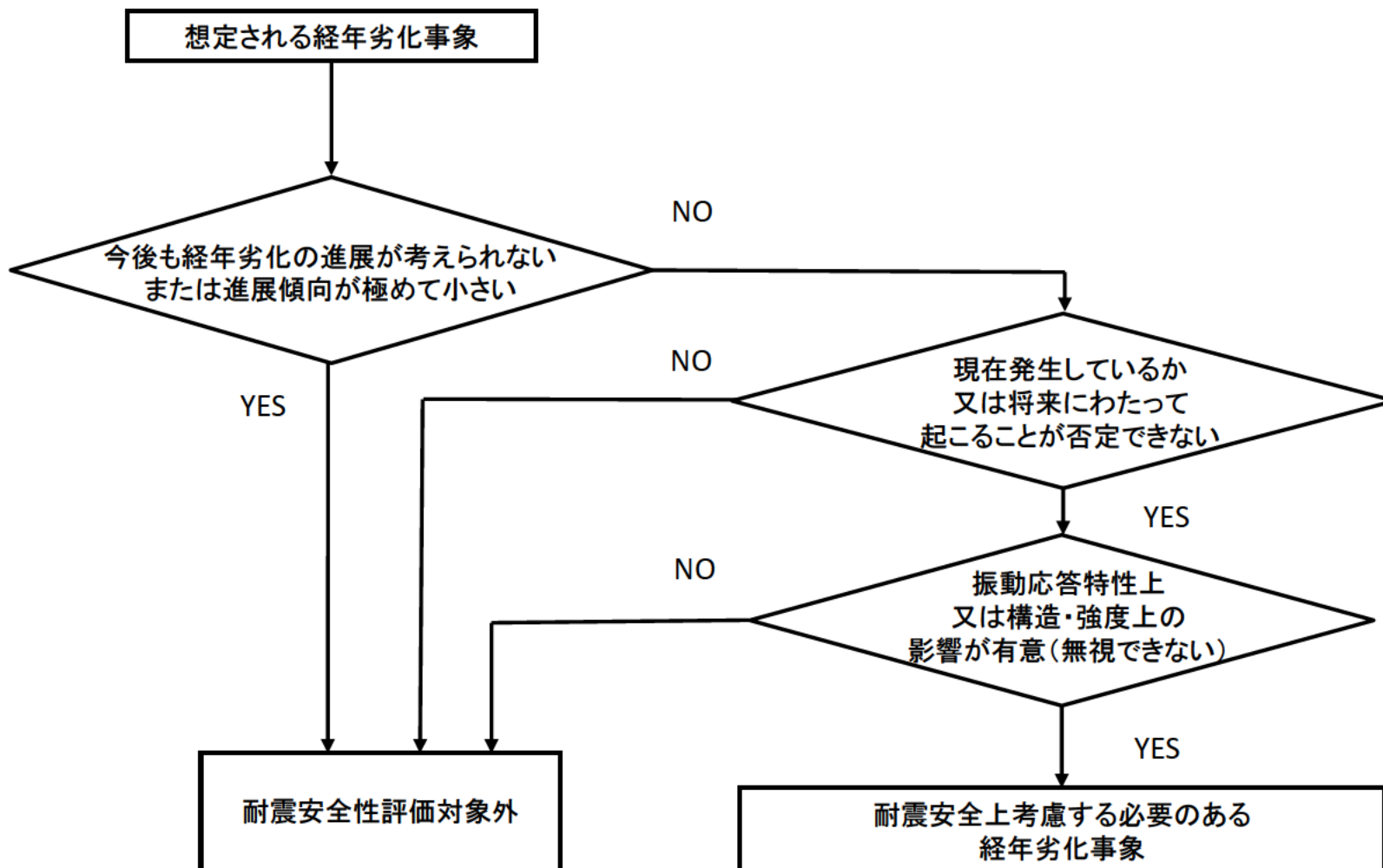
○ 評価結果

- 原子炉の冷温停止状態に応じた保全を行うことで, 機器の機能が維持できると評価した。

耐震安全性評価

○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

○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

- 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として以下の劣化事象が抽出された。
 - ✓ 冷温停止状態で発生・進展しない経年劣化事象(既に発生している経年劣化事象)
 - ・低サイクル疲労(ポンプ, 熱交換器, 容器, 配管 等)
 - ・高サイクル熱疲労(配管)
 - ・中性子照射脆化(容器)
 - ・熱時効(ポンプ, 配管)
 - ・中性子照射による靱性低下(炉内構造物)
 - ・中性子及び γ 線照射脆化(機械設備)
 - ・摩耗(炉内構造物, 機械設備)
 - ・流れ加速型腐食(配管)
 - ✓ 冷温停止状態で発生・進展の可能性がある経年劣化事象
 - ・応力腐食割れ(機械設備)
 - ・流れ加速型腐食(熱交換器, 配管, 電源設備 等)
 - ・全面腐食(機械設備)

耐震安全性評価

○耐震安全性評価の評価期間

- 冷温停止状態で発生・進展しない経年劣化事象(既に発生している経年劣化事象)
 - ✓ 冷温停止状態を維持する場合には発生・進展しないため、現時点の劣化を想定する必要がある。
 - ✓ 保守的に、原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした60年間の劣化を仮定して評価を行った。

- 冷温停止状態で発生・進展の可能性のある経年劣化事象
 - ✓ 原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とし、40年間の劣化を想定する必要がある。
 - ✓ 原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした60年間の評価条件の方が保守的となる場合は、その条件とした。
 - ✓ なお、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で、原子炉の冷温停止状態を維持するほうが厳しいものは抽出されなかった。

耐震安全性劣化評価期間

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象	想定が必要な期間及び劣化評価期間	
冷温停止状態で発生・進展しない経年劣化事象	想定が必要な期間	至近のプラント停止時(2011/4)
	劣化評価期間	運転開始後60年まで(2049/6)
冷温停止状態で発生・進展の可能性のある経年劣化事象	想定が必要な期間	運転開始後40年まで(2029/6)
	劣化評価期間	運転開始後60年まで(2049/6)

耐震安全性評価

○耐震安全性評価に用いる評価用地震力

- 評価には、耐震バックチェック時の基準地震動 S_S ※¹並びに建設時の基準地震動 S_1 ※²を用いた。
- また、機器の耐震重要度に応じて評価用地震力を選定した。

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス (旧Asクラス及びAクラス)	基準地震動 S_S により定まる地震力
	基準地震動 S_1 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大きい方
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力※ 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 (最大加速度550Gal)

※² 最大加速度 226Gal

※³ 支持構造物の振動と共振のおそれがあるものについては、基準地震動 S_1 により定まる地震力の1/2についても考慮

耐震安全性評価

○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を示す。

経年劣化事象	評価結果(例)の概要
低サイクル疲労 (ポンプ, 熱交換器, 容器, 配管 等)	推定過渡回数を考慮した疲労累積係数と, 地震時の疲労累積係数の合計値が許容値1以下となることを確認
高サイクル熱疲労 (配管)	想定亀裂に対し, 地震時の当該部位における発生応力を算出し, 亀裂安定限界応力を超えないことを確認
応力腐食割れ (機械設備)	
中性子照射脆化 (容器)	想定欠陥に対し, 当該部位における地震時の応力拡大係数を算出し, 中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回することを確認
熱時効 (ポンプ, 配管)	想定亀裂に対し, 当該部位における地震時の亀裂進展力を算出し, 熱時効を考慮した材料の亀裂進展抵抗との交点において, 亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回っていることを確認
中性子照射による靱性低下 (炉内構造物)	想定欠陥に対し, 地震時の当該部位における応力拡大係数を算出し, 照射を受けた材料の破壊靱性値を下回することを確認
中性子及び γ 線照射脆化 (機械設備)	
摩耗 (炉内構造物, 機械設備)	発生する可能性のある摩耗量を仮定して, 当該部位における地震時の発生応力を算出し, 許容応力を超えないことを確認
流れ加速型腐食 (熱交換器, 配管, 電源設備 等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を仮定して, 地震時の発生応力を算出し, 許容応力を超えないことを確認
全面腐食 (機械設備)	

※JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に準じて評価を実施

○耐震安全上考慮する必要のある経年劣化状況を考慮した耐震評価を行い, 耐震安全性に問題ないことを確認した。
耐震安全性の観点から, 現状保全に追加すべき新たな保全策はない。
耐震安全性評価の評価例として, 流れ加速型腐食(配管)の評価結果を次項に示す。

耐震安全性評価－流れ加速型腐食（配管）の評価例

現状保全

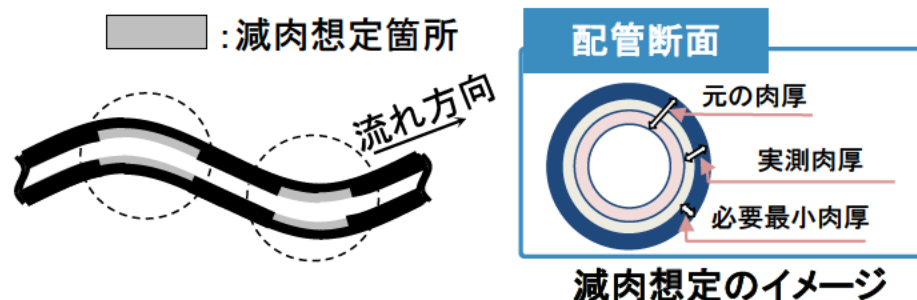
社内規程「泊発電所配管肉厚管理要則」に基づき、超音波を用いた肉厚測定を実施し、必要最小肉厚以上となるよう減肉管理を行っており、今後も機能の維持が可能であることを確認している。

耐震安全性評価

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を減肉の対象部位とし、周方向及び軸方向一様に必要最小肉厚まで減肉したと仮定し、地震時の発生応力を算出し許容応力を超えることはなく、配管の流れ加速型腐食は、耐震安全性評価上問題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保全に追加すべき項目はない。



流れ加速型腐食（配管）の耐震安全性評価結果

評価対象	応力比(発生応力/許容応力) ^{※1}	
	一次	一次+二次
主蒸気系統配管	0.77	0.94
主給水系統配管	0.39	0.42
補助蒸気系統配管	0.87 ^{※2}	
蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.15	0.70

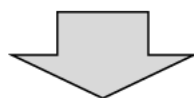
※1: S_s及びS₁地震力のうち、S_s地震力による評価結果を例示。なお、S₁地震力による評価においても許容値を満足していることを確認している。

※2: 耐震重要度Cクラスの静的地震力を用いて発生応力を算出している。

まとめ

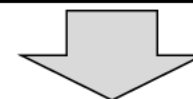
健全性評価

- ・ 傾向管理データによる評価
- ・ 最新の技術的知見に基づいた評価
- ・ 解析等の定量的評価 など



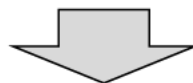
現状保全

- ・ 点検内容（手法，範囲，頻度）
- ・ 関連する機能試験内容
- ・ 点検・補修



総合評価

- 営業運転開始以来、30年を迎える泊発電所1号炉のプラントを構成する機器・構造物について、高経年化対策に関する評価を実施した。
- 冷温停止状態維持を前提とした機器・構造物については、冷温停止状態において現状の保全を継続していくことにより、プラントを健全に維持することは可能との見通しを得た。



高経年化への対応

高経年化技術評価の結果から、現状の保全策に追加すべき項目は抽出されなかった。

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、必要に応じ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。また、新規制基準の適合性審査状況を踏まえ、適切な時期に発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価を行う。

- ・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。

参考

(泊発電所1号炉の概要と保全実績)

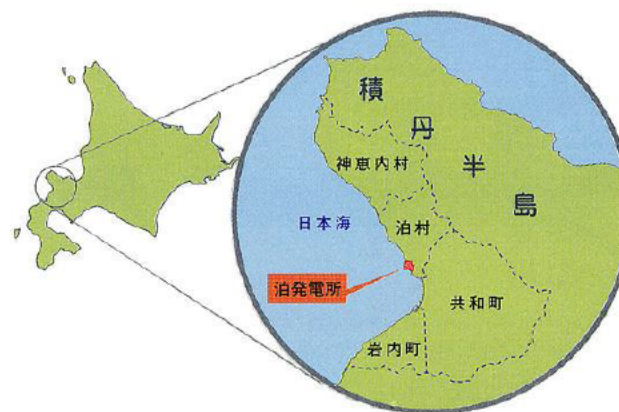
泊発電所1号炉の概要

○泊発電所1号炉の主要仕様

- ・電気出力 約579MW
- ・原子炉型式 加圧水型軽水炉
- ・原子炉熱出力 約1,650MW
- ・燃料 低濃縮ウラン
(燃料集合体121体)
- ・減速材 軽水
- ・タービン 串型3車室
4分流排気再熱再生式



泊発電所の全景

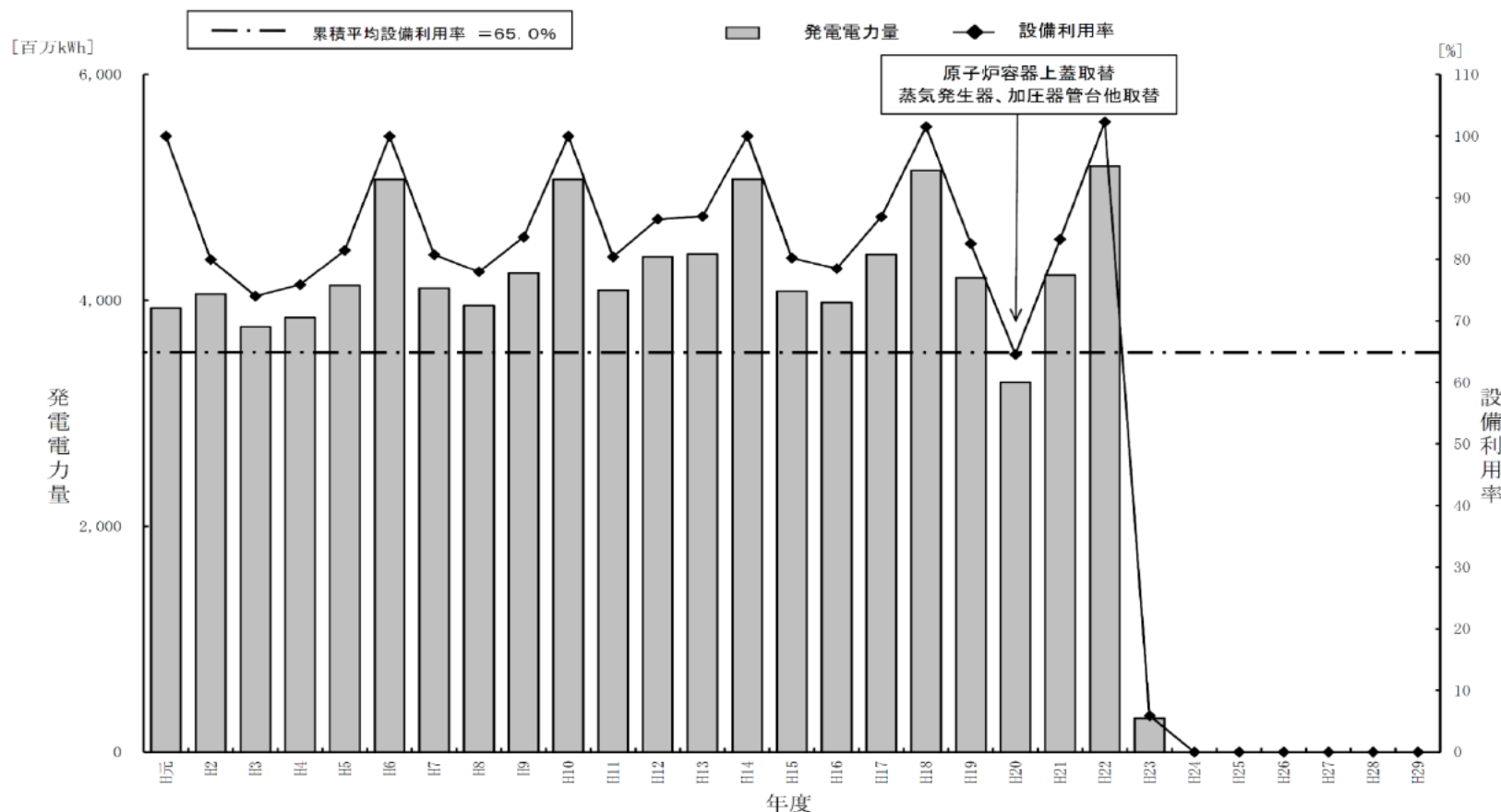


泊発電所の位置

泊発電所1号炉運転状況の推移(1/2)

○発電電力量・設備利用率の年度推移

過去約30年間を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。

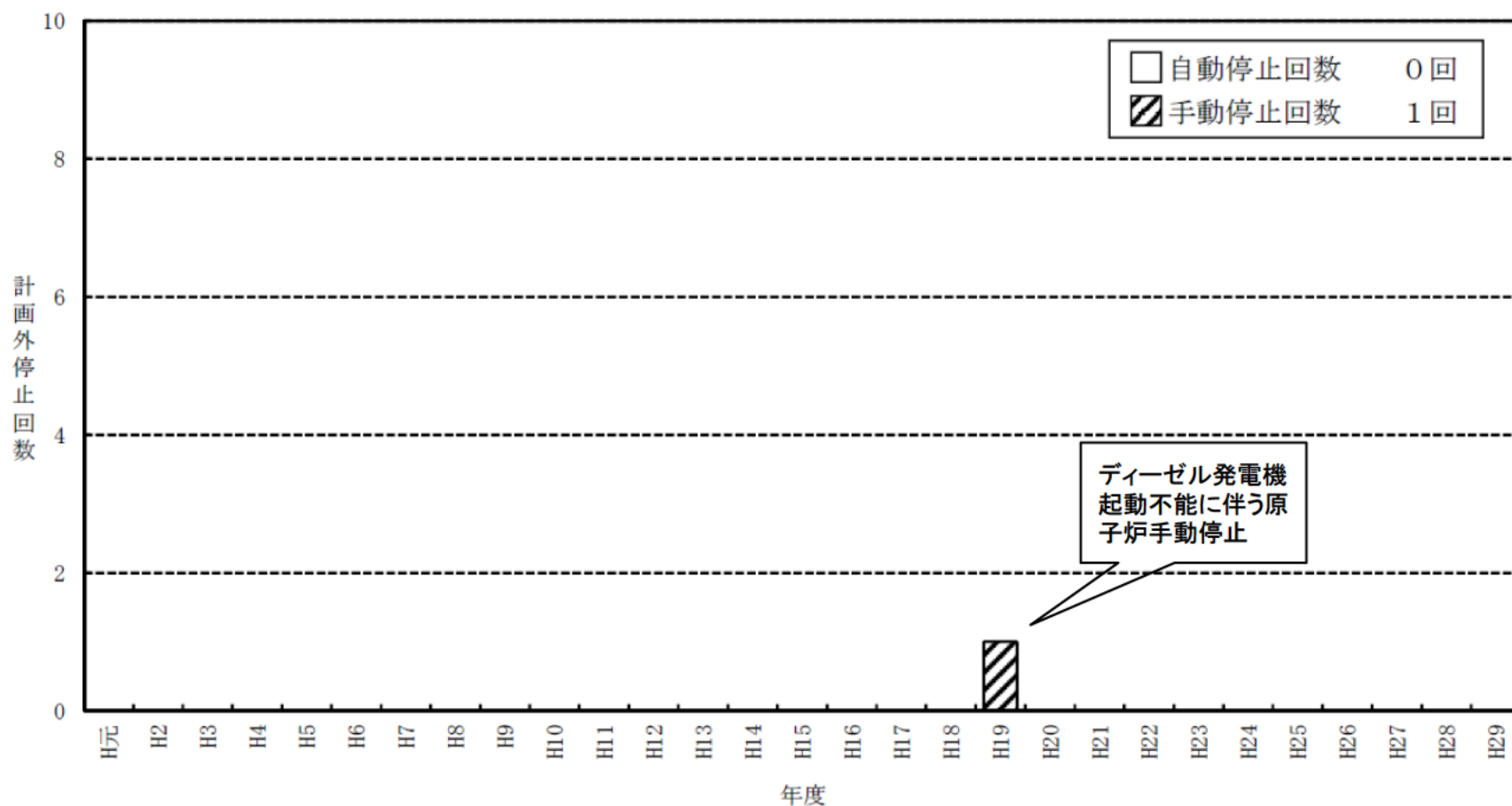


泊発電所1号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移

泊発電所1号炉運転状況の推移(2/2)

○計画外停止回数の年度推移

過去約30年間に遡った時点までの計画外停止(手動停止及び自動停止)件数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。



泊発電所1号炉 計画外停止回数の年度推移

運転開始以降に実施した主な改善

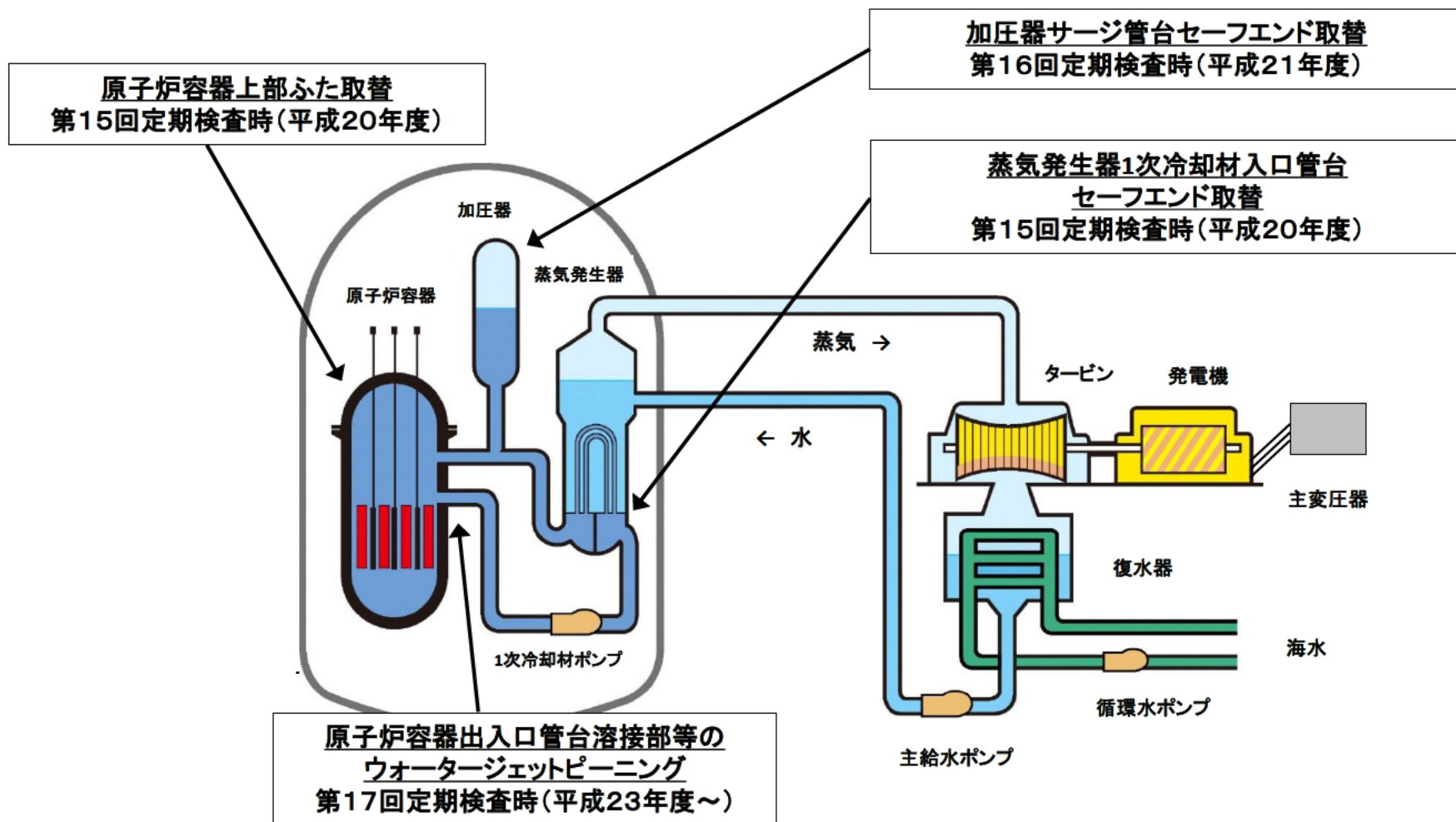
○主要機器更新状況・改善の状況

泊発電所1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。

泊発電所1号炉 安全性・信頼性向上のための主な改善

工事名	実施時期	内 容
蒸気発生器1次冷却材入口管台セーフエンド取替	第15回定期検査時 (平成20年度)	蒸気発生器1次冷却材入口管台の600系ニッケル基合金溶接部の応力腐食割れによる損傷事象を踏まえ、予防保全として当該セーフエンドを取替えて溶接部を応力腐食割れの感受性が低い690系ニッケル基合金に変更した。
原子炉容器上部ふた取替	第15回定期検査時 (平成20年度)	国内外における600系ニッケル基合金製原子炉容器上部ふた管台部の応力腐食割れによる損傷事象を踏まえ、予防保全として、ふた管台および溶接部の材料を応力腐食割れの感受性が低い690系ニッケル基合金へ変更した原子炉容器上部ふたに取替えた。
原子炉容器出入口管台溶接部等のウォータージェットピーニング	第17回定期検査時 (平成23年度～)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として溶接部表面の残留応力を低減させるため、600系ニッケル基合金が使用されている、原子炉容器出入口管台溶接部等についてウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施した。
加圧器サージ管台セーフエンド取替	第16回定期検査時 (平成21年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として当該セーフエンドを取替えて溶接部を応力腐食割れの感受性が低い690系ニッケル基合金に変更した。

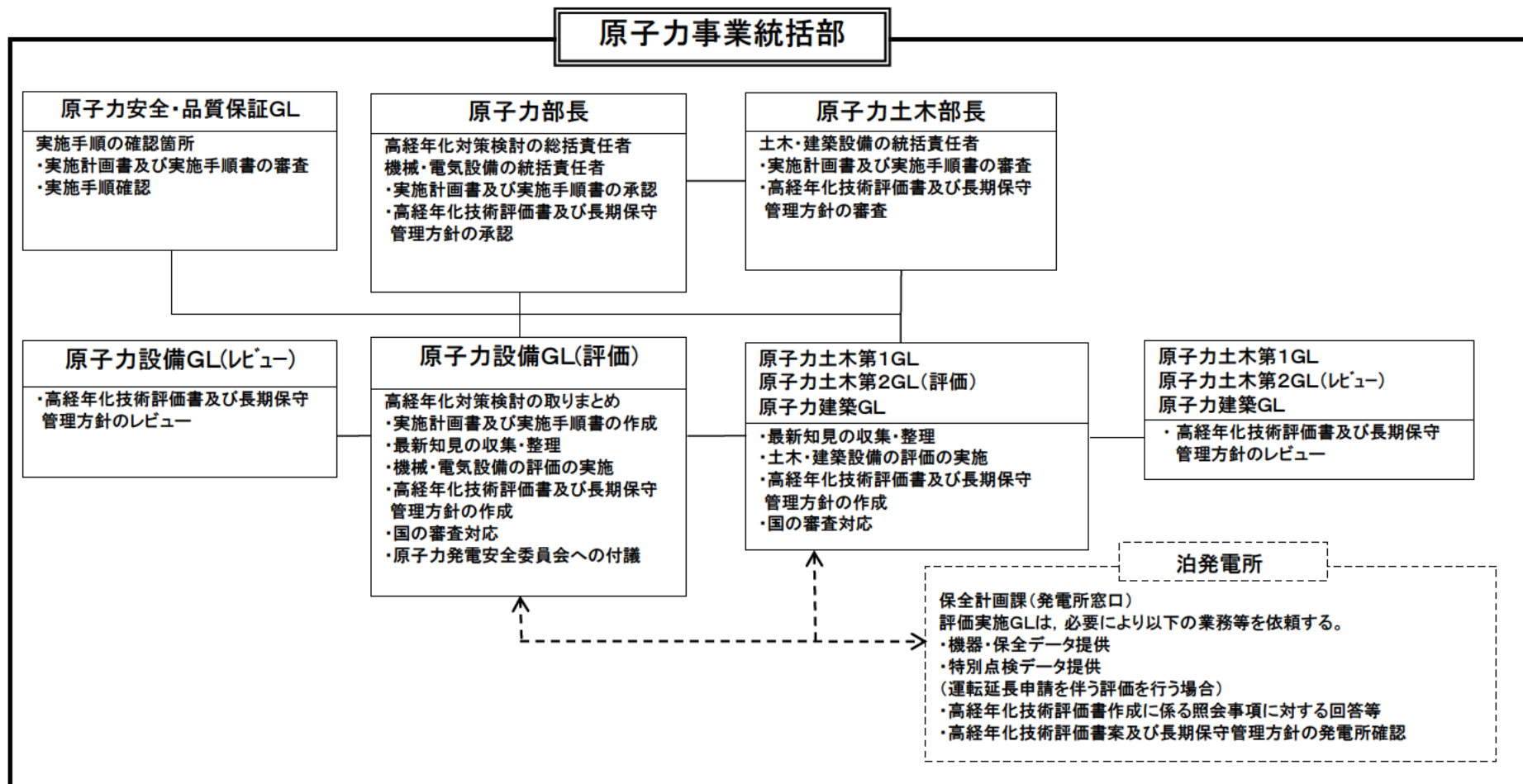
運転開始以降に実施した主要機器の更新・改善状況



高経年化技術評価の実施体制

○評価の実施に係る組織

原子力部長を総括責任者として、原子力事業統括部の組織で評価の実施に係る役割を設定。



○工程管理

「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ヶ月以内に国へ保安規定変更認可申請を行うべく工程管理を実施。

- ・平成27年4月24日に実施計画書及び実施手順書を策定し、高経年化技術評価を開始
- ・平成30年4月19日に原子力安全・品質保証グループによるプロセス確認のための内部監査を完了
- ・平成30年5月25日に評価者以外による技術的な内容の妥当性確認を完了
- ・平成30年6月1日に原子力発電安全委員会において評価書の審議を実施し確認
- ・平成30年6月4日に総括責任者である原子力部長が承認

実 施 工 程

年 度 項 目	平成27		平成28		平成29		平成30		平成31	
							申請期間		30年経過	
高経年化対策検討実施計画書、実施手順書の策定及び改正	▼ 策定				▼ 改正		▼ 改正			
高経年化技術評価書作成	[Blue bar spanning from start of Heisei 27 to end of Heisei 29]									
高経年化技術評価書等レビュー						[Blue bar]				
実施手順の確認						▼	▼			
原子力発電安全委員会(審議)							▼			
保安規定変更認可申請							▼			