

川内原子力発電所 1, 2号炉 運転期間延長認可申請の概要

2022年11月15日

九州電力株式会社



目 次

1. 運転期間延長認可申請について 2
2. 特別点検結果 4
3. 劣化状況評価 11
4. 施設管理に関する方針 45

1. 運転期間延長認可申請について

川内原子力発電所 1, 2号炉（炉型：加圧水型軽水炉、電気出力：890MW）

○営業運転開始：（1号炉）1984年7月4日、（2号炉）1985年11月28日

○運転期間満了：（1号炉）2024年7月3日まで、（2号炉）2025年11月27日まで

運転期間延長認可申請

（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4項に基づく申請）

運転期間延長認可申請書（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第113条に基づく）

本文四 延長しようとする期間：20年間

（1号炉）2044年7月3日、（2号炉）2045年11月27日

添付書類一 川内原子力発電所 1, 2号炉 特別点検結果報告書

添付書類二 川内原子力発電所 1, 2号炉 劣化状況評価書

添付書類三 川内原子力発電所 1, 2号炉 施設管理に関する方針書

高経年化対策（運転開始後40年）に係る保安規定変更認可申請

（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第82条に基づく技術評価、同第92条に基づく申請）

保安規定変更認可申請書（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第92条に基づく）

変更内容 川内原子力発電所 1, 2号炉 長期施設管理方針（延長申請書 添付書類三 と同様）

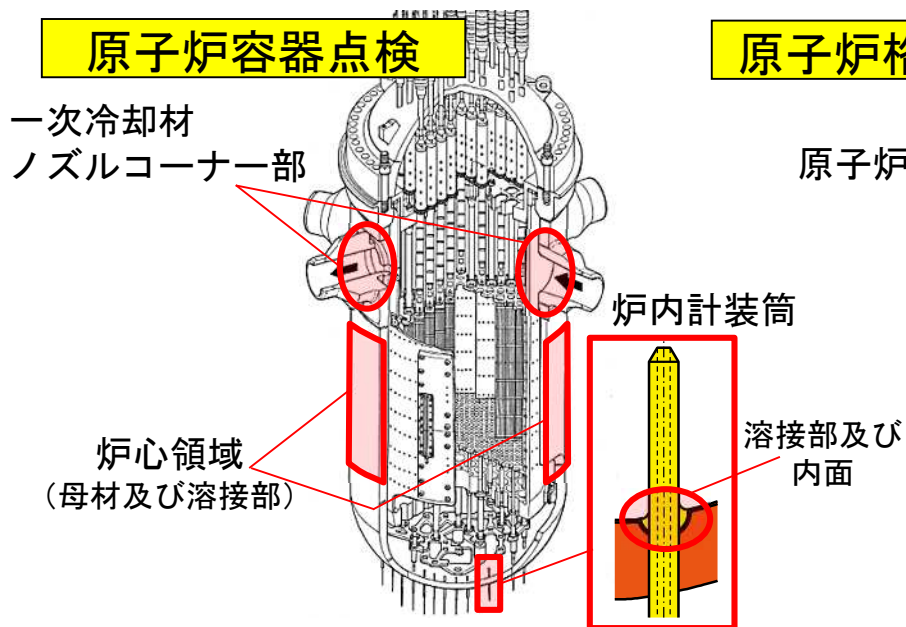
添付書類 川内原子力発電所 1, 2号炉 高経年化技術評価書（延長申請書 添付書類二 と同様）

2. 特別点検結果

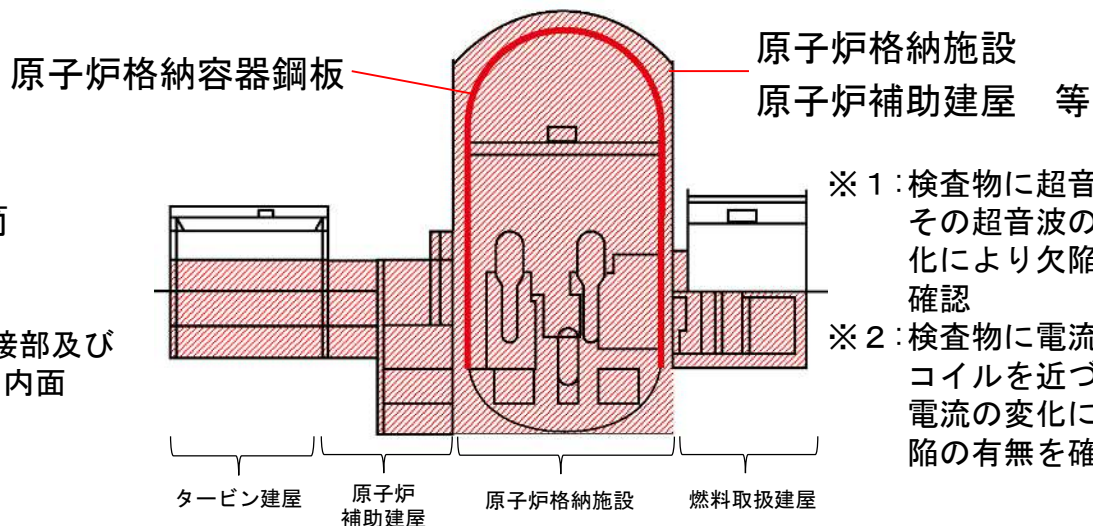
○特別点検の内容

対象機器	対象部位	点検方法
原子炉容器	母材及び溶接部（炉心領域の100%）	超音波探傷試験※1による欠陥の有無の確認
	一次冷却材ノズルコーナー部（クラッド部）	渦流探傷試験※2による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒（BMI）（全数）	目視試験による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及び渦流探傷試験によるBMI内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 （接近できる点検可能範囲の全て）	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	原子炉格納施設 原子炉補助建屋 等	採取したコアサンプルによる強度等の確認

原子炉容器点検



原子炉格納容器点検

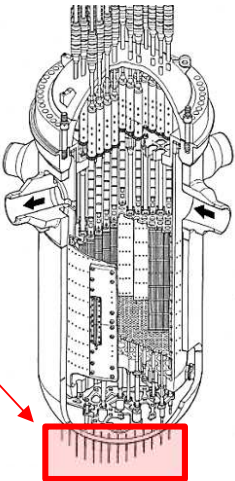
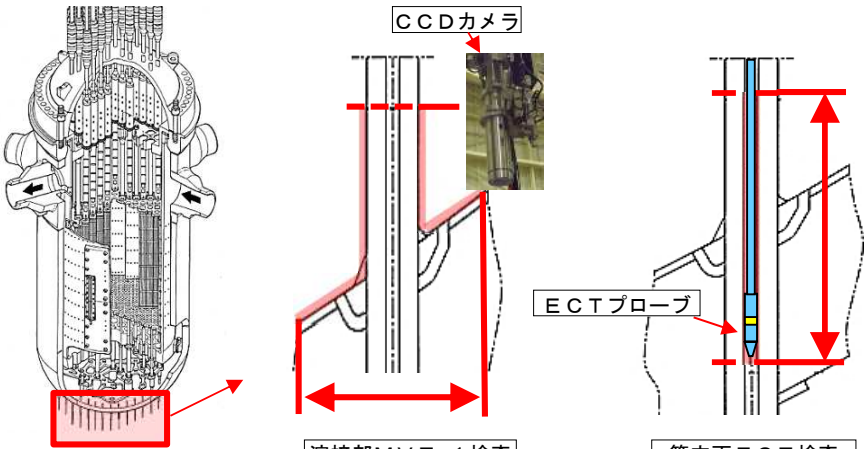


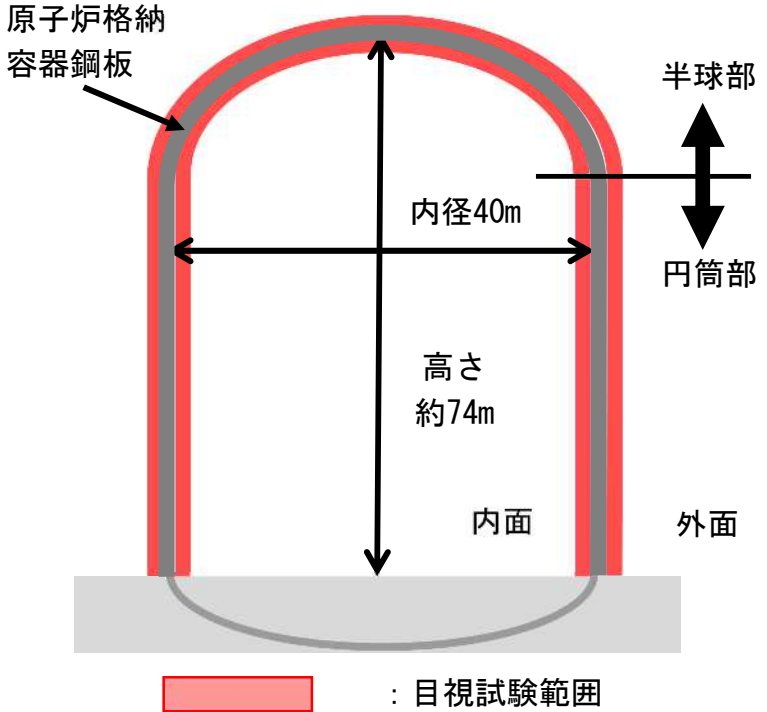
コンクリート構造物点検



- ※1：検査物に超音波を当て、その超音波の反射の変化により欠陥の有無を確認
- ※2：検査物に電流を流したコイルを近づけ、その電流の変化によって欠陥の有無を確認

<p>点検部位</p>	<p>母材及び溶接部 (炉心領域の100%)</p>	
<p>着目する劣化事象</p>	<p>中性子照射脆化</p>	
<p>点検手法</p>	<p>超音波探傷試験 (UT)</p>	
<p>点検方法</p>	<p>検査ロボットを用いて、原子炉容器の母材及び溶接部の欠陥の有無を確認するために、超音波探傷試験を実施。</p>	
<p>個別確認、評価期間 (データ採取期間)</p>	<p>1号炉:2021. 10. 18~2022. 4. 22 (2020. 4. 22~2020. 5. 6) 2号炉:2022. 6. 20~2022. 9. 20 (2022. 3. 16~2022. 3. 24)</p>	
<p>点検結果</p>	<p>点検の結果、有意な欠陥は認められなかった。</p>	

<p>点検部位</p>	<p>一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)</p>	<p>一次冷却材ノズルコーナー部</p>
<p>着目する劣化事象</p>	<p>疲労</p>	
<p>点検手法</p>	<p>渦流探傷試験 (ECT)</p>	
<p>点検方法</p>	<p>検査ロボットを用いて、一次冷却材ノズルコーナー部のクラッドの状態 (欠陥の有無) を確認するために、渦流探傷試験を実施。</p>	
<p>個別確認、評価期間 (データ採取期間)</p>	<p>1号炉:2021. 10. 20~2022. 4. 22 (2020. 5. 13~2020. 5. 23) 2号炉:2022. 5. 31~2022. 9. 20 (2022. 3. 28~2022. 4. 7)</p>	
<p>点検結果</p>	<p>点検の結果、有意な欠陥は認められなかった。</p>	

<p>点検部位</p>	<p>炉内計装筒 (BMI) (全数)</p>		<p>炉内計装筒</p> 
<p>着目する劣化事象</p>	<p>応力腐食割れ (SCC)</p>		
<p>点検手法</p>	<p>溶接部: 目視試験 (MVT-1) 管内面: 渦流探傷試験 (ECT)</p>		
<p>点検方法</p>	<p>燃料取扱クレーンから目視試験装置、渦流探傷試験装置を吊り下げて、炉内計装筒の管外面溶接部の目視試験及び管内面の渦流探傷試験を実施。</p>	 <p>(1プラント当たり50本)</p>	
<p>個別確認、評価期間 (データ採取期間)</p>	<p>1号炉: 2021. 10. 22 ~ 2022. 4. 22 (2020. 6. 6 ~ 2020. 6. 15) 2号炉: 2022. 5. 23 ~ 2022. 9. 20 (2022. 4. 14 ~ 2022. 4. 23)</p>		
<p>点検結果</p>	<p>点検の結果、有意な欠陥は認められなかった。</p>		

<p>点検部位</p>	<p>原子炉格納容器鋼板の内外面（接近できる点検可能範囲の全て）</p>	
<p>着目する劣化事象</p>	<p>腐食</p>	
<p>点検手法</p>	<p>目視試験（VT-4）による塗膜状態の確認</p>	
<p>点検方法</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器鋼板の健全性を確認するため、鋼板の塗膜状態の目視試験を実施。 直接目視ができない高所については、高倍率カメラ等を用いて遠隔目視により確認。 	
<p>個別確認、評価期間 （データ採取期間）</p>	<p>1号炉:2021. 10. 18～2022. 4. 22 （2020. 4. 20～2021. 12. 13） 2号炉:2022. 5. 23～2022. 9. 20 （2022. 2. 25～2022. 5. 24）</p>	
<p>点検結果</p>	<p>点検の結果、原子炉格納容器の構造健全性又は気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や鋼板の腐食は認められなかった。</p>	

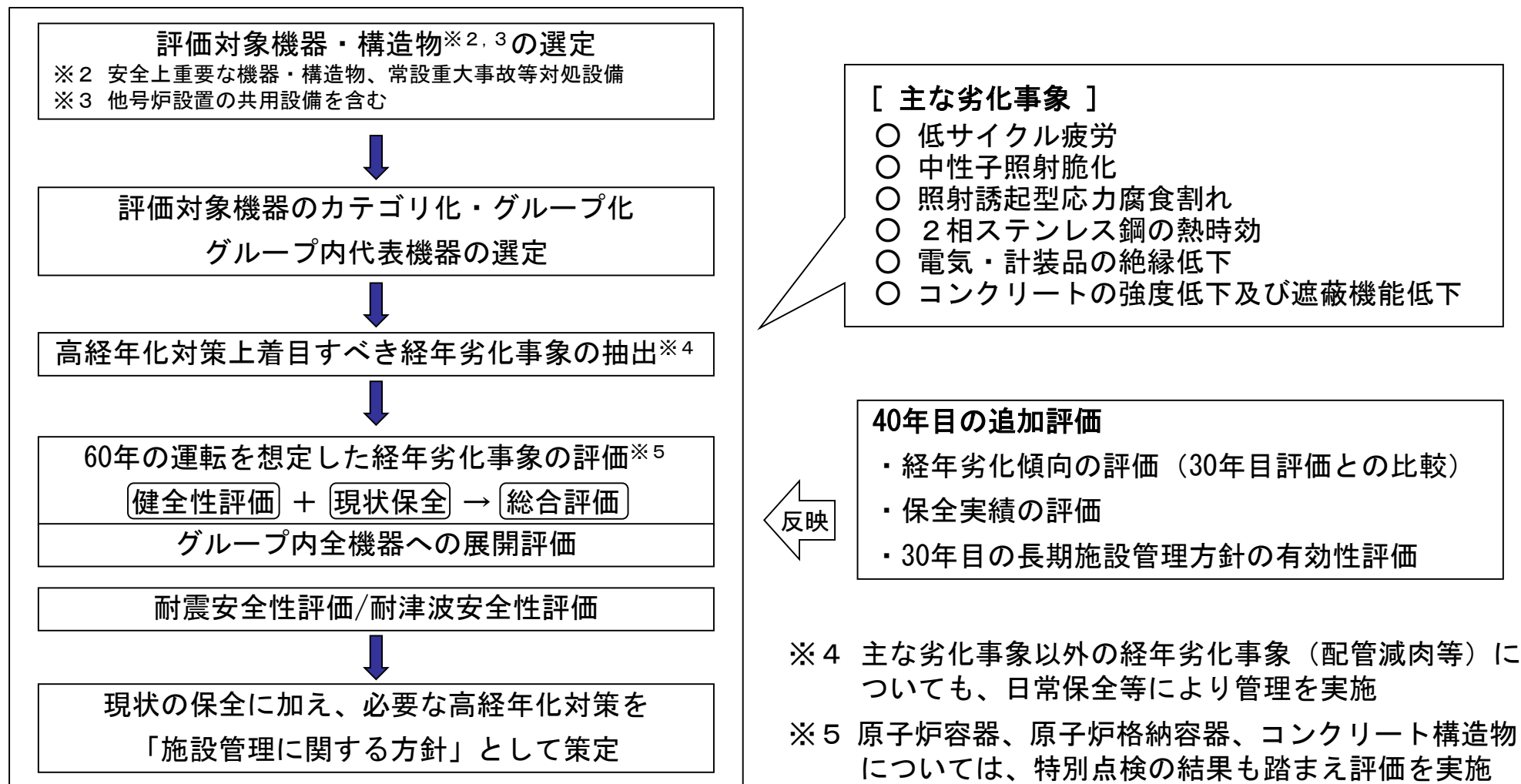
点検部位	原子炉格納施設、原子炉補助建屋 等					
着目する劣化事象	強度低下及び遮蔽能力低下					
点検手法	採取したコアサンプル※による強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応の確認					
点検方法	点検部位	外部遮蔽壁、内部コンクリート、基礎マット 等				
	点検項目	強度	遮蔽能力	中性化深さ	塩分浸透	アルカリ骨材反応
	点検方法の概要	コアサンプルに圧縮力を加えて破壊したときの力（圧縮強度）を確認	コンクリートの質量（乾燥状態）を確認	コンクリートがアルカリ性を保っているかを確認	コンクリート中の塩分の量を確認	コアサンプルを詳細に観察してアルカリ骨材反応が生じていないことを確認
	コアサンプル採取状況			強度試験状況		
個別確認、評価期間（データ採取期間）	1号炉:2021. 10. 21～2022. 9. 20 (2020. 9. 4～2022. 2. 13) 2号炉:2022. 2. 21～2022. 9. 20 (2020. 11. 28～2022. 7. 14)					
点検結果	点検の結果、コンクリート構造物の健全性に影響を与える劣化は認められなかった。					

※ 使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所から採取（強度・機能に影響を及ぼすこととなる場合は、当該対象部位に準じた場所で代替）

3. 劣化状況評価

劣化状況評価は、「**「实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第113条**※¹等に基づき、以下の流れで実施。

※¹ 高経年化技術評価は、同規則第82条に基づく。



劣化状況評価の流れ

- 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低下及び遮蔽機能低下
- ⑦ 耐震安全性評価
- ⑧ 耐津波安全性評価

① 低サイクル疲労

○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）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。
- ・ 特別点検において、原子炉容器出入口ノズルコーナ部（クラッド部）に対して渦流探傷試験を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

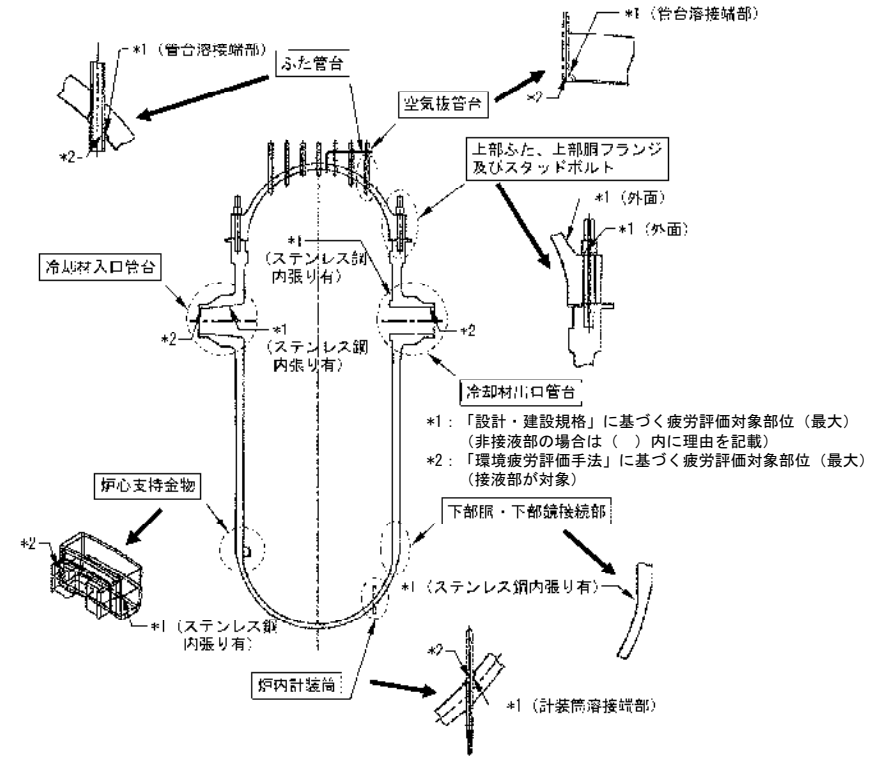
総合評価

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、超音波探傷試験等で疲労割れは検知可能であり、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。



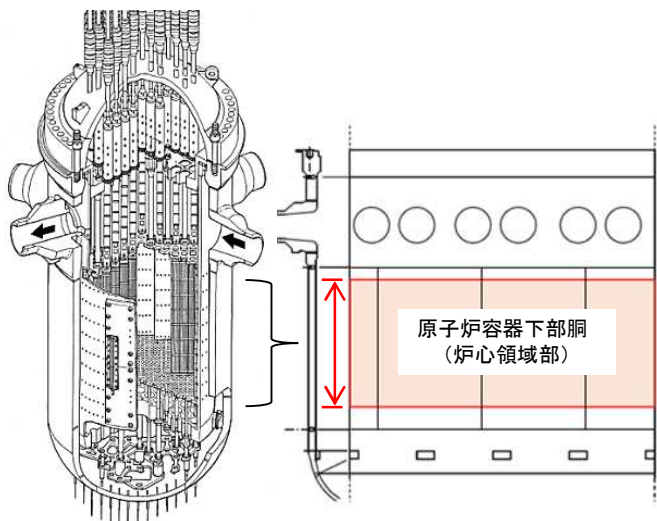
原子炉容器の疲労評価対象部位

原子炉容器の疲労評価結果

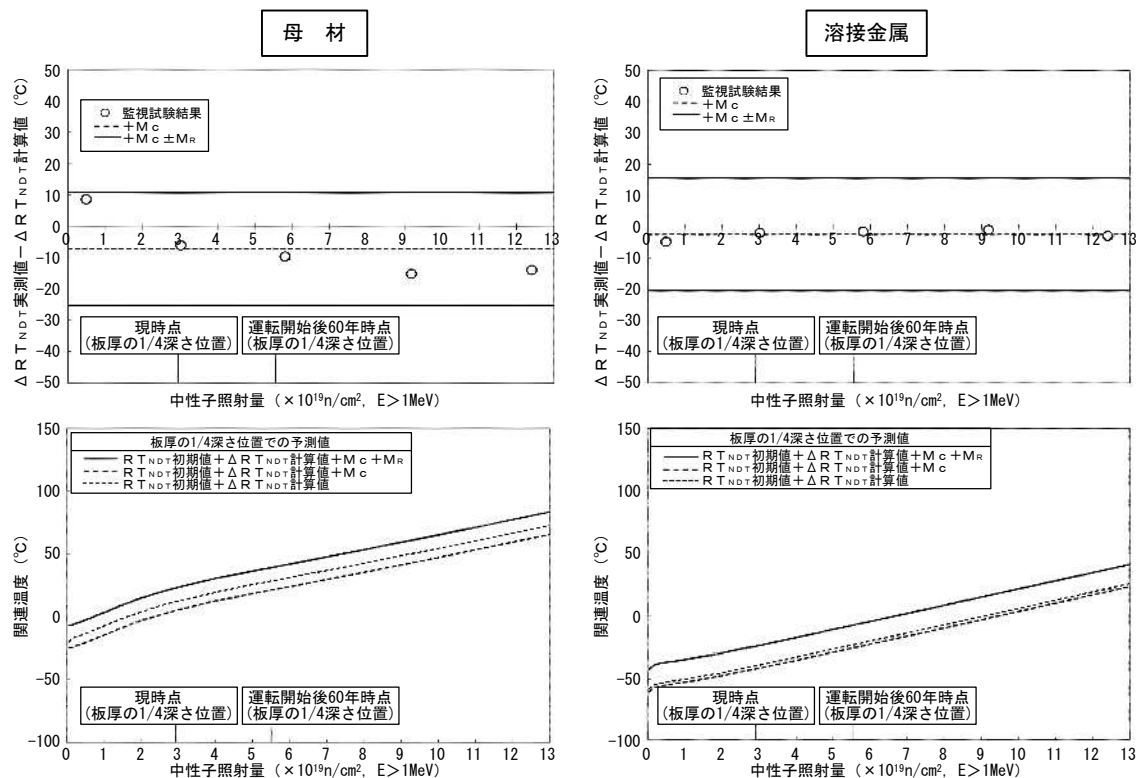
評価対象部位	疲労累積係数(許容値:1以下)	
	設計・建設規格による解析 * 1	環境疲労評価手法による解析 * 2
入口管台	0.037	0.001
出口管台	0.042	0.001
ふた管台	0.107	0.001
空気抜管台	0.012	0.001
炉内計装筒	0.130	0.004
上部ふた、上部胴フランジ	0.007	非接液部
下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	0.004	非接液部
炉心支持金物	0.005	0.001
スタッドボルト	0.204	非接液部

健全性評価

○第5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。



評価対象部位



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

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

評価時期	中性子照射量 ^{※1} (× 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)		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
2020年 3月末時点 (26.8EFPY)	2.92	23	-23	12	168	189	180
運転開始後 60年時点 (51.0EFPY)	5.56	40	-7	29	164	183	175

※1：内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量

※2：内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値

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、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、不安定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

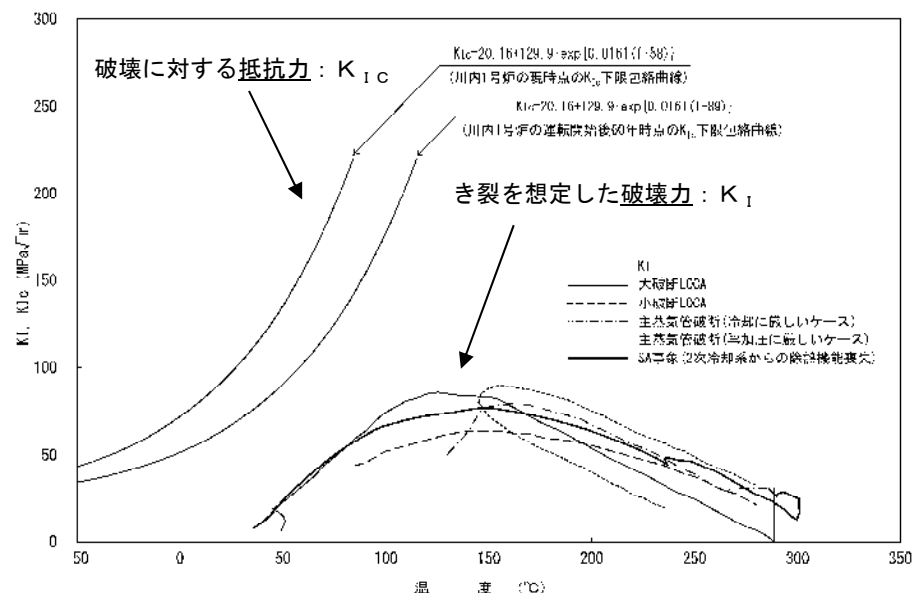
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として、加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。

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6回監視試験を実施。



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	195	160	156
	T方向※3	195	168	164
溶接金属	溶接線に 直角方向	218	189	183

※1：板厚tの1/4t深さでの予測値 ※2：圧延方向（参考値） ※3：圧延方向に対して直角方向

③ 照射誘起型応力腐食割れ

○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

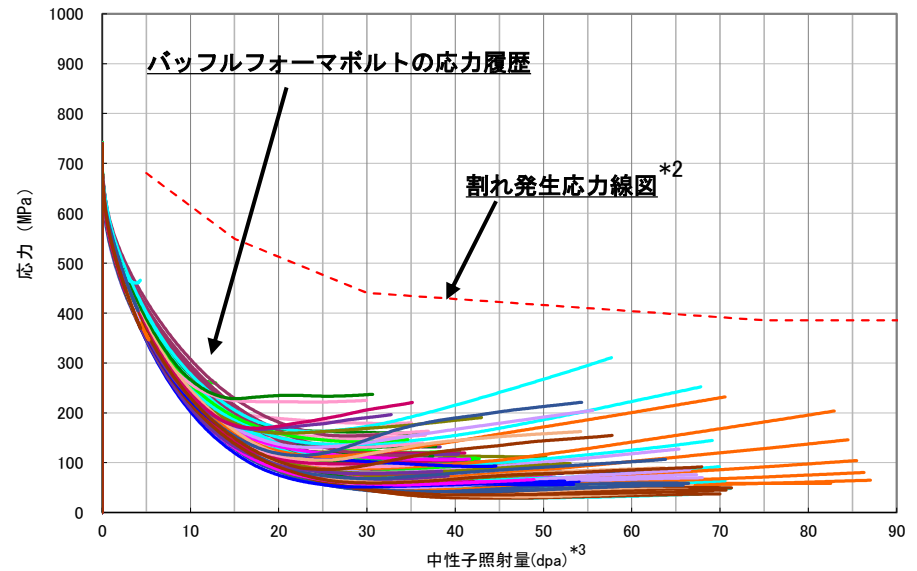
定期的に可能な範囲について、水中カメラによる目視確認を実施し、異常（ボルトのゆるみ、脱落等）がないことを確認している。

総合評価

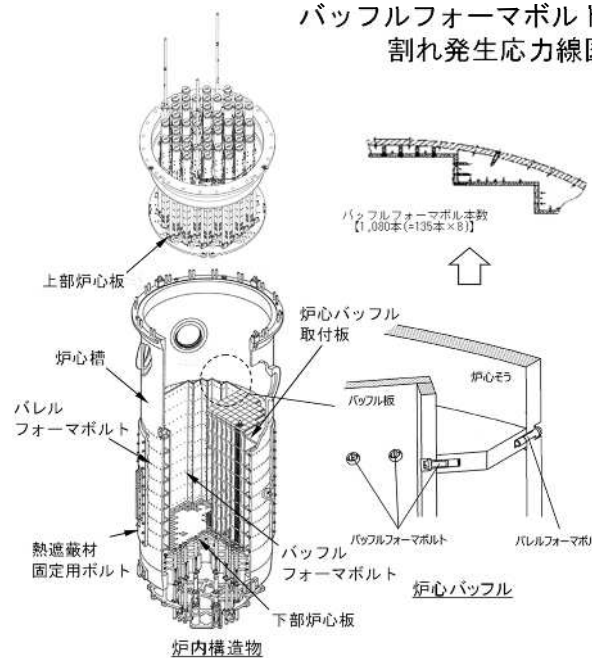
評価結果からバツフルフォーマボルトの損傷の可能性は小さいと考える。また、現状の保全内容も適切である。

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1,080本のバツフルフォーマボルトのうち、対象性を考慮した135本(=1,080÷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： $1.0 \times 10^{22} n/cm^2 = 6.5 dpa$ 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い、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。

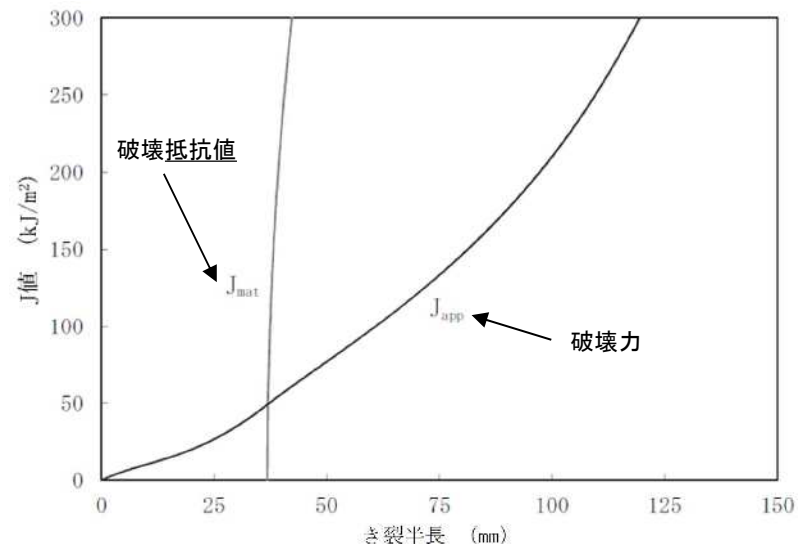
また、定期的に漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

総合評価

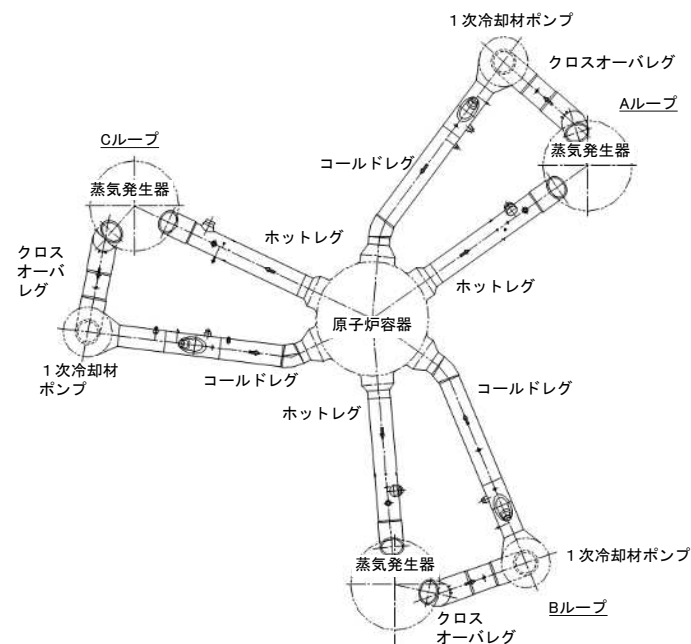
評価結果から熱時効は高経年化上問題となる可能性はないと考える。また、現状の保全内容も適切である。

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

○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

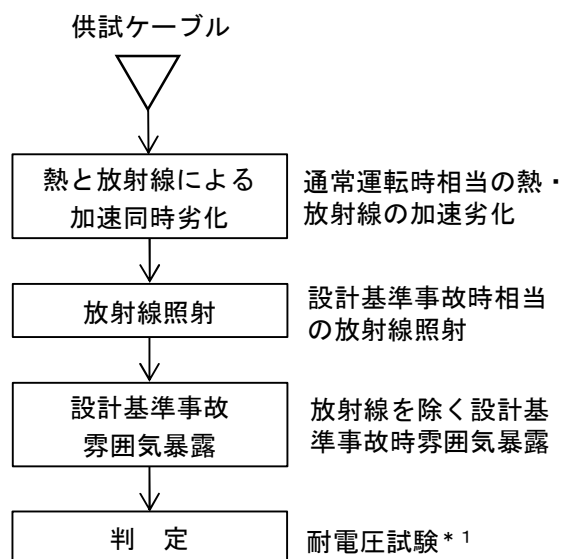
【評価例】：低圧ケーブル

健全性評価

設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるKKケーブル及び難燃PHケーブルについては、「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。）に従った長期健全性を評価した。

評価にあたっては、「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書（JNES-SSレポート）」の試験結果を用いた。

ACAガイドに基づく評価の結果、更新実績も踏まえると運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できると判断する。



* 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

ACAガイドに基づく試験手順

ACAガイドに基づく実布設環境での長期健全性評価結果

布設区分	実布設環境条件		使用ケーブル	評価期間 [年]*2	備考
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]			
ループ室	45	0.35	難燃PHケーブル	45*4	更新を踏まえた評価期間79年以上（更新時期：第23回～第25回定期検査時（2018年度～2020年度））
加圧器上部	50	0.005	難燃PHケーブル	91*4	
通路部	45	0.005	KKケーブル	495*3	
			難燃PHケーブル	129*4	
通路部ケーブルトレイ内	60*5	0.005	難燃PHケーブル	47*4	更新を踏まえた評価期間74年以上（更新時期：第21回定期検査時（2011年度～2015年度））
主蒸気管室	45	—	難燃PHケーブル	147*4	

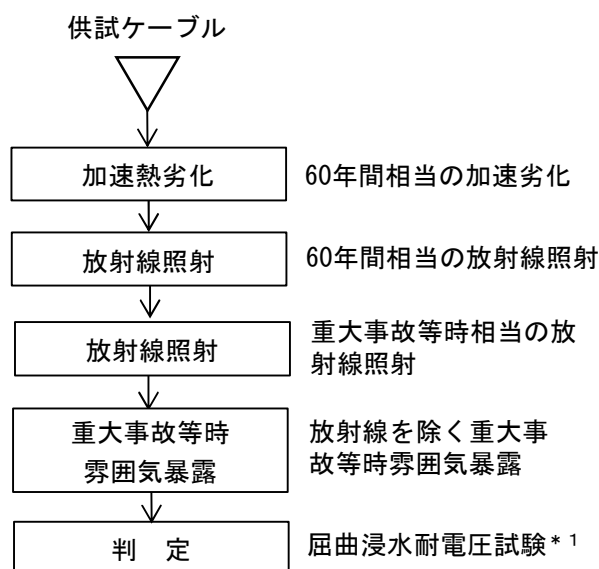
* 2：稼働率100%での評価期間
 * 3：等価損傷線量データの重ね合わせ手法により評価
 * 4：時間依存データの重ね合わせ手法により評価
 * 5：ケーブル布設エリアの温度（約42°C）に通電時の温度上昇を加えた温度として評価

健全性評価（続き）

重大事故等時雰囲気内で機能要求があるKKケーブル及び難燃PHケーブルについては、「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」（以下、「電気学会推奨案」という。）に従って、実機同等品を用いて長期健全性を評価した。

電気学会推奨案に基づく評価の結果、KKケーブル及び難燃PHケーブルは、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。

KKケーブル、難燃PHケーブルの長期健全性試験結果



* 1： 屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻き付ける
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊が生じるか否かを調べる

KKケーブル、難燃PHケーブルの長期健全性試験手順

		KKケーブル		難燃PHケーブル	
		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又は重大事故等時の環境条件	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又は重大事故等時の環境条件
通常運 転相当	温度	121°C-7日	97°C-7日 (45°C*2-60年)	140°C-9日	117°C-9日 (60°C*4-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	2.7kGy*3	500kGy (7.3kGy/h)	185kGy*5
重大事 故等相 当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)	500kGy	1,500kGy (7.3kGy/h)	500kGy
	温度	最高温度： 190°C	最高使用温度： 約138°C	最高温度： 190°C	最高使用温度： 約138°C
	圧力	最高圧力： 0.41Mpa[gage]	最高圧力： 0.350Mpa[gage]	最高圧力： 0.41Mpa[gage]	最高圧力： 0.350Mpa[gage]

* 2： 原子炉格納容器内でのケーブル布設エリアの温度（約45°C）として設定

* 3： $5 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 2.7 \text{kGy}$

* 4： 原子炉格納容器内でのケーブル布設エリアの温度（約42°C）に通電による温度上昇と余裕を加えた温度として設定

* 5： $0.35 [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 185 \text{kGy}$

	KKケーブル		難燃PHケーブル	
	試験条件	判定	試験条件	判定
屈曲浸水耐電圧試験	供試体外径：13.5mm マンドレル径：500mm 絶縁厚さ：0.76mm 課電電圧：2.5kV/5分間	良	供試体外径：11.5mm マンドレル径：400mm 絶縁厚さ：0.8mm 課電電圧：2.6kV/5分間	良

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。

健全性評価

60年経過時点において、コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下に対し、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。

1. 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、炉心領域部で約56℃、原子炉容器サポート直下部で約55℃となり、コンクリートの温度制限値(65℃)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 $5.3 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ 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12cm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。
放射線照射 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 $1.6 \times 10^{10}\text{rad}$ 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	原子炉補助建屋 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。

2. 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、炉心領域部で最大約56℃となり、コンクリートの温度制限値(中性子遮蔽:88℃以下、ガンマ線遮蔽:177℃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・乾燥単位容積質量が設計値を上回っていることを特別点検にて確認
- ・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(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

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構造の経年劣化事象に影響を及ぼす劣化要因のうち、以下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 特別点検での実体顕微鏡観察結果から反応性がないことを確認
		凍結融解	<ul style="list-style-type: none"> 凍害危険度の分布図※2により、川内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はないことを確認
鉄骨構造	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ような鋼材の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: ASTM C227(1981)に基づき1986年に、JASS5N T-201(1985)に基づき1987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(2018)」

※3: 日本建築学会「建築物荷重指針・同解説(2015)」

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

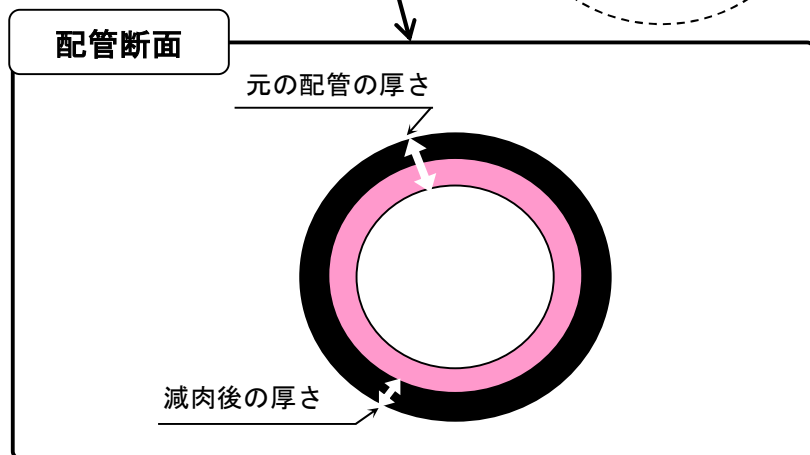
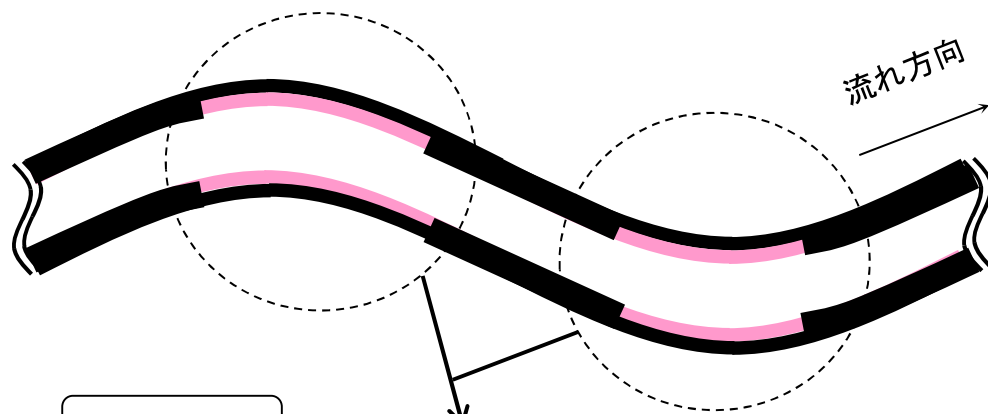
経年劣化事象(例)	評価結果(例)の概要
「摩耗」 (制御棒クラスタ案内管及び被覆管)	保全活動の範囲内で発生する摩耗量を仮定し、地震時に制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認
「腐食」	保全活動の範囲内で発生する減肉量を仮定し、地震時の腐食発生部位の発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認
「疲労割れ」	通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計値が1以下であることを確認
「応力腐食割れ」	割れの発生を想定し、地震時の発生応力がき裂安定限界応力以下であることを確認
「熱時効」 (1次冷却材管等)	想定欠陥に対し、材料の破壊抵抗値は地震等による破壊力を十分上回ることを確認
「中性子照射脆化」 (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)

高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断。

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）、または、疲労累積係数が許容値である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 *1		疲労累積係数*1
	一次	一次+二次	
主蒸気系統配管	0.57	1.09	0.611
主給水系統配管	0.75	1.25	0.037
蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.57	1.57	0.770

*1：S_s及びS_d地震力のうち、S_s地震力による評価結果を例示。
 なお、S_d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。

<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	0.32
第3抽気系統配管	0.78
第4抽気系統配管	0.60
第6抽気系統配管	0.40
グランド蒸気系統配管	0.79
補助蒸気系統配管	0.35
2次系復水系統配管	0.81
2次系ドレン系統配管	0.49

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
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	
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	海水ポンプエリア防護壁※	津波防護施設
	貯留堰※	
	海水ポンプエリア水密扉※	浸水防止設備
	原子炉補助建屋水密扉	
プロセス計測制御設備	取水ピット水位	津波監視設備

※川内原子力発電所1号炉及び2号炉で共用されている機器・構造物のうち、川内1号炉に設置されている共用設備

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、以下のものが抽出された。

⇒取水ピット水位の基礎ボルトの腐食

健全性評価

ボルトの腐食を考慮して津波時の発生応力を算出し評価した結果、津波時の応力比は許容値である1を上回らず、耐津波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(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号炉 取水ピット水位の評価結果

評価条件	評価応力	応力比 (許容値:1以下)
津波時 (基準津波による 津波等※2を考慮)	引張応力	0.34※1
	せん断応力	0.17

※1：せん断応力と引張応力の組合せを考慮した許容値にて評価

※2：漂流物による衝突荷重を考慮した評価を実施

- 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低下及び遮蔽機能低下
- ⑦ 耐震安全性評価
- ⑧ 耐津波安全性評価

① 低サイクル疲労

○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）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。
- ・ 特別点検において、原子炉容器出入口ノズルコーナ部（クラッド部）に対して渦流探傷試験を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

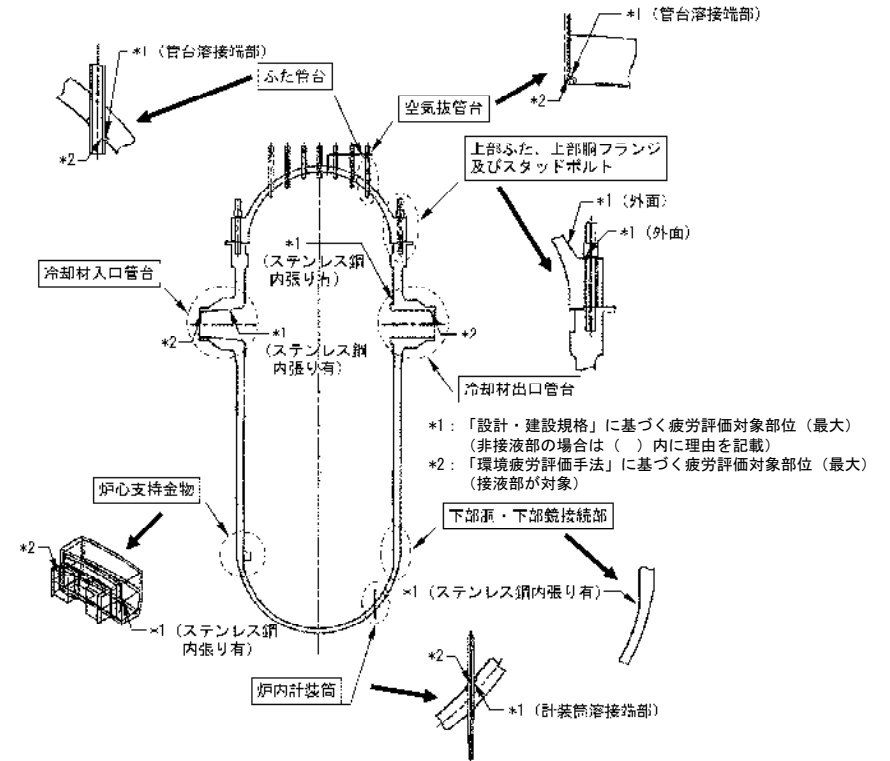
総合評価

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、超音波探傷試験等で疲労割れは検知可能であり、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。



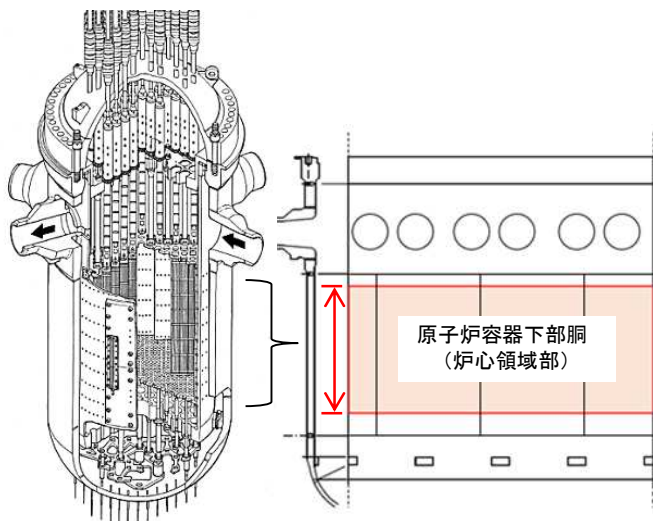
原子炉容器の疲労評価対象部位

原子炉容器の疲労評価結果

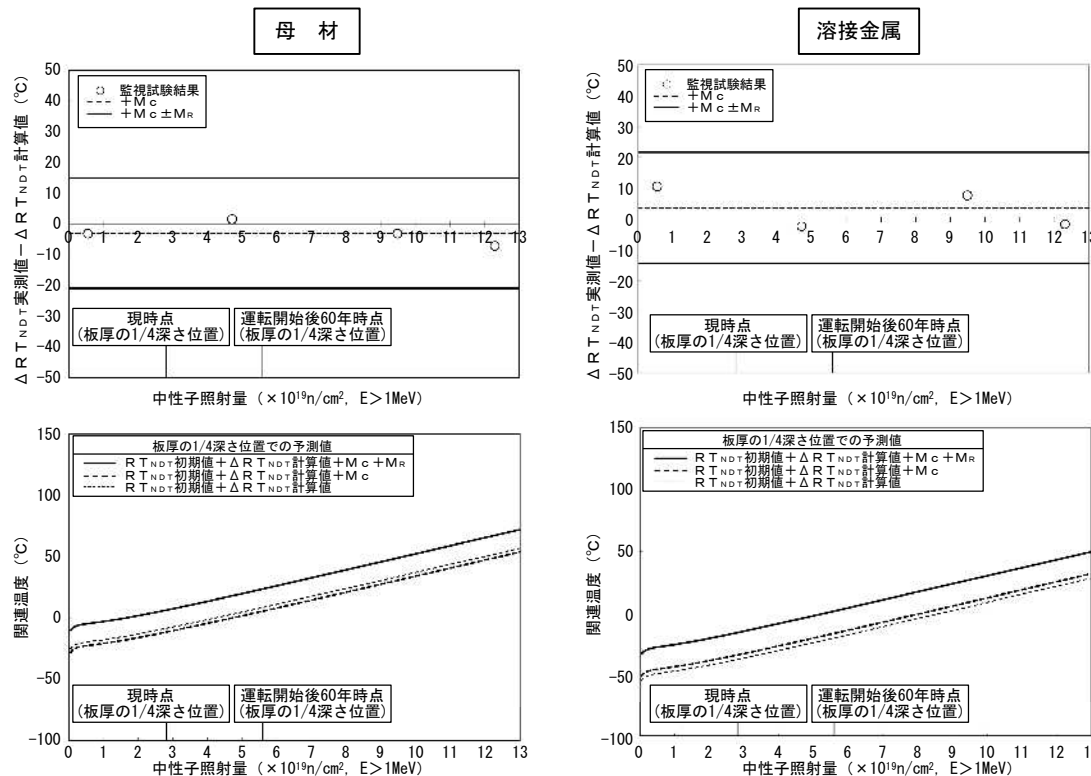
評価対象部位	疲労累積係数(許容値:1以下)	
	設計・建設規格による解析 * 1	環境疲労評価手法による解析 * 2
入口管台	0.038	0.001
出口管台	0.043	0.001
ふた管台	0.113	0.001
空気抜管台	0.014	0.001
炉内計装筒	0.137	0.004
上部ふた、上部胴フランジ	0.008	非接液部
下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	0.004	非接液部
炉心支持金物	0.006	0.001
スタッドボルト	0.220	非接液部

健全性評価

○第4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。



評価対象部位



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

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

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)		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
2020年 3月末時点 (25.9EFPY)	2.81	7	-15	-10	205	197	197
運転開始後 60年時点 (51.5EFPY)	5.59	24	2	7	202	191	193

※1：内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量

※2：内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値

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、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、不安定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

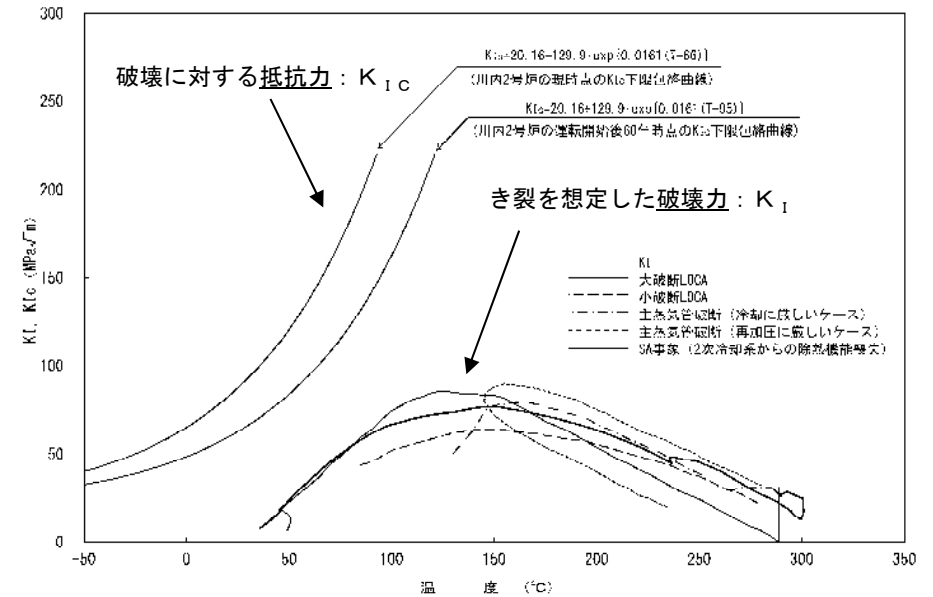
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として、加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。

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ます。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ります。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5回監視試験を実施。



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	222	197	193
	T方向※3	229	205	202
溶接金属	溶接線に 直角方向	247	197	191

※1：板厚tの1/4t深さでの予測値 ※2：圧延方向（参考値） ※3：圧延方向に対して直角方向

③ 照射誘起型応力腐食割れ

○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

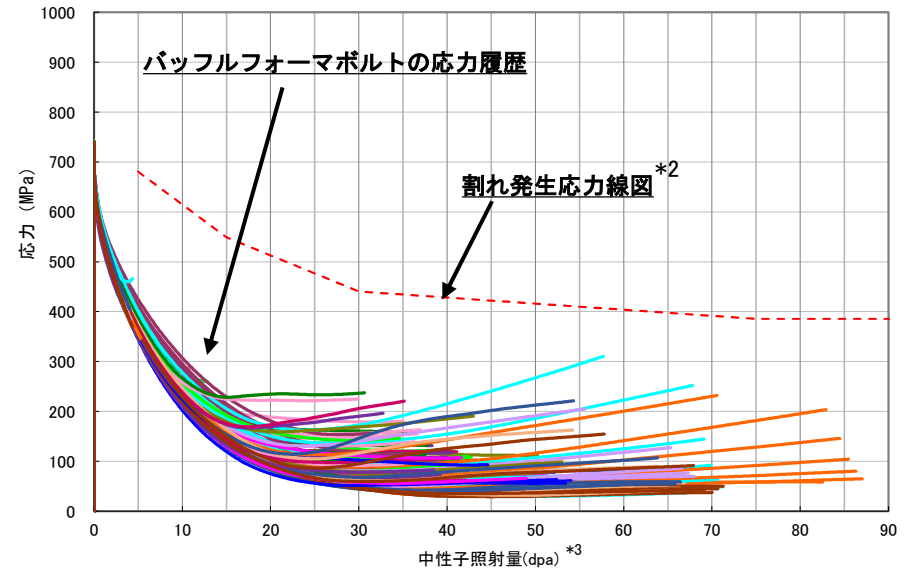
定期的に可能な範囲について、水中カメラによる目視確認を実施し、異常（ボルトのゆるみ、脱落等）がないことを確認している。

総合評価

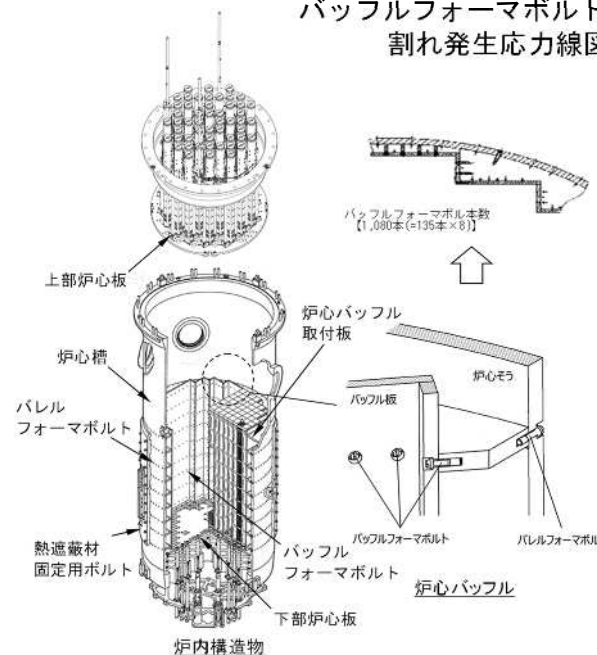
評価結果からバツフルフォーマボルトの損傷の可能性は小さいと考える。また、現状の保全内容も適切である。

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1,080本のバツフルフォーマボルトのうち、対象性を考慮した135本(=1,080÷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。

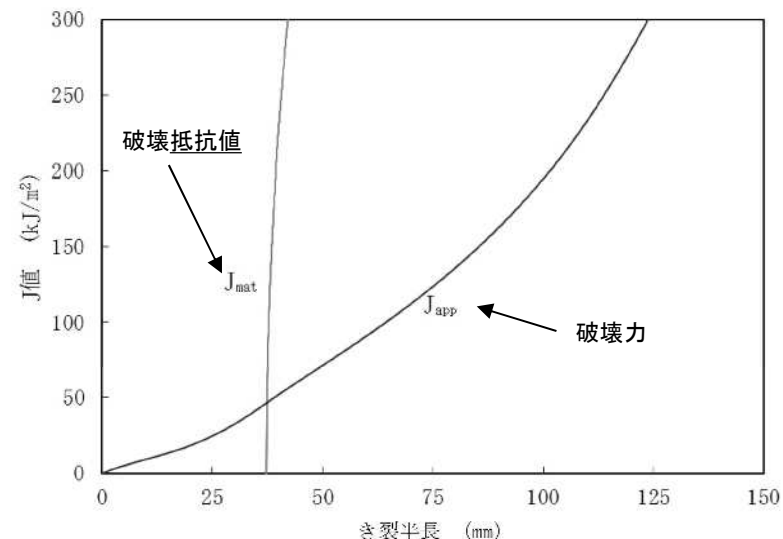
また、定期的に漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

総合評価

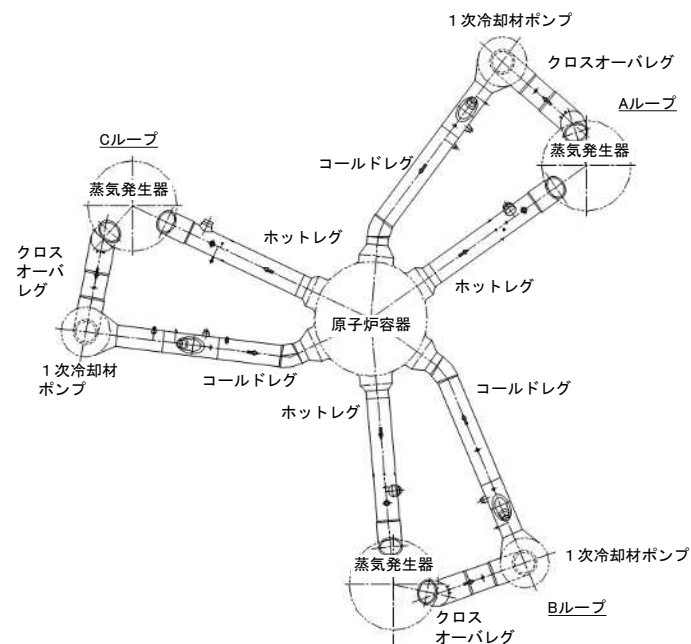
評価結果から熱時効は高経年化上問題となる可能性はないと考える。また、現状の保全内容も適切である。

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

○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

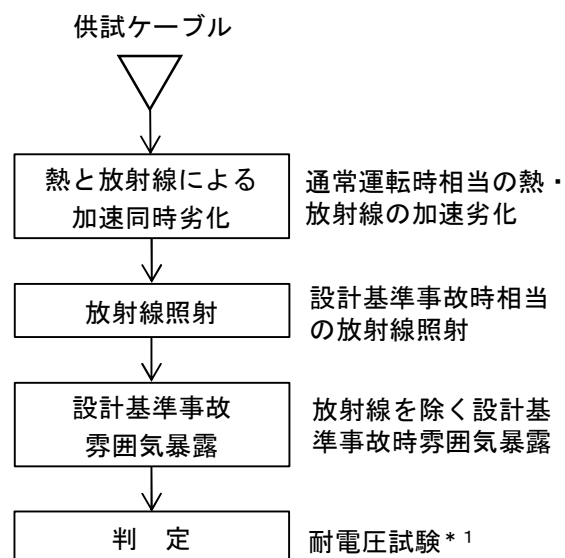
【評価例】：低圧ケーブル

健全性評価

設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるKKケーブル及び難燃PHケーブルについては、「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。）に従った長期健全性を評価した。

評価にあたっては、「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書（JNES-SSレポート）」の試験結果を用いた。

ACAガイドに基づく評価の結果、更新実績も踏まえると運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できると判断する。



* 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

ACAガイドに基づく試験手順

ACAガイドに基づく実布設環境での長期健全性評価結果

布設区分	実布設環境条件		使用ケーブル	評価期間 [年]*2	備考
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]			
ループ室	45	0.35	難燃PHケーブル	45*4	更新を踏まえた評価期間79年以上（更新時期：第22回～第24回定期検査時（2018年度～2020年度））
加圧器上部	50	0.005	難燃PHケーブル	91*4	
通路部	45	0.005	KKケーブル	495*3	
			難燃PHケーブル	129*4	
通路部ケーブルトレイ内	60*5	0.005	難燃PHケーブル	47*4	更新を踏まえた評価期間73年以上（更新時期：第20回定期検査時（2011年度～2015年度））
主蒸気管室	45	—	難燃PHケーブル	147*4	

* 2：稼働率100%での評価期間

* 3：等価損傷線量データの重ね合わせ手法により評価

* 4：時間依存データの重ね合わせ手法により評価

* 5：ケーブル布設エリアの温度（約42°C）に通電時の温度上昇を加えた温度として評価

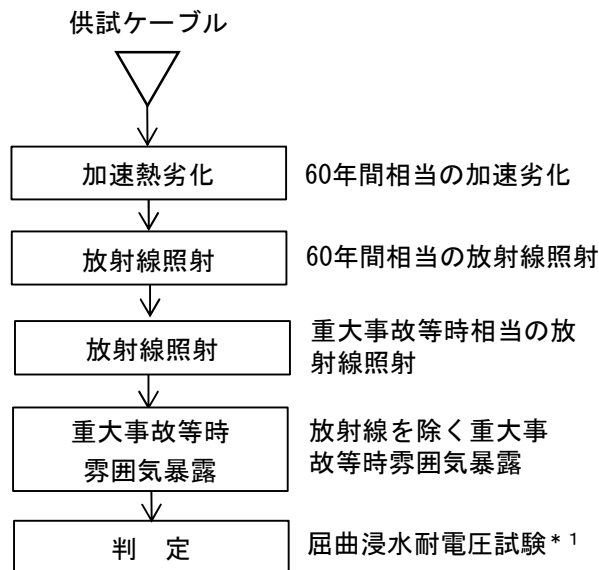
⑤ 電気・計装品の絶縁低下（その2）

健全性評価（続き）

重大事故等時雰囲気内で機能要求があるKKケーブル及び難燃PHケーブルについては、「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」（以下、「電気学会推奨案」という。）に従って、実機同等品を用いて長期健全性を評価した。

電気学会推奨案に基づく評価の結果、KKケーブル及び難燃PHケーブルは、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。

KKケーブル、難燃PHケーブルの長期健全性試験結果



* 1 : 屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻き付ける
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊が生じるか否かを調べる

KKケーブル、難燃PHケーブルの長期健全性試験手順

		KKケーブル		難燃PHケーブル	
		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又は重大事故等時の環境条件	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又は重大事故等時の環境条件
通常運転相当	温度	121°C-7日	97°C-7日 (45°C*2-60年)	140°C-9日	117°C-9日 (60°C*4-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	2.7kGy*3	500kGy (7.3kGy/h)	185kGy*5
重大事故等相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)	500kGy	1,500kGy (7.3kGy/h)	500kGy
	温度	最高温度： 190°C	最高使用温度： 約138°C	最高温度： 190°C	最高使用温度： 約138°C
	圧力	最高圧力： 0.41Mpa[gage]	最高圧力： 0.350Mpa[gage]	最高圧力： 0.41Mpa[gage]	最高圧力： 0.350Mpa[gage]

* 2 : 原子炉格納容器内でのケーブル布設エリアの温度（約45°C）として設定

* 3 : $5 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 2.7 \text{kGy}$

* 4 : 原子炉格納容器内でのケーブル布設エリアの温度（約42°C）に通電による温度上昇と余裕を加えた温度として設定

* 5 : $0.35 [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 185 \text{kGy}$

	KKケーブル		難燃PHケーブル	
	試験条件	判定	試験条件	判定
屈曲浸水耐電圧試験	供試体外径：13.5mm マンドレル径：500mm 絶縁厚さ：0.76mm 課電電圧：2.5kV/5分間	良	供試体外径：11.5mm マンドレル径：400mm 絶縁厚さ：0.8mm 課電電圧：2.6kV/5分間	良

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。

健全性評価

60年経過時点において、コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下に対し、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。

1. 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、炉心領域部で約55℃、原子炉容器サポート直下部で約54℃となり、コンクリートの温度制限値(65℃)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 $5.2 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ 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12cm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。
放射線照射 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 $1.6 \times 10^{10}\text{rad}$ 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	原子炉補助建屋 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。

2. 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、炉心領域部で最大約55℃となり、コンクリートの温度制限値(中性子遮蔽:88℃以下、ガンマ線遮蔽:177℃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・乾燥単位容積質量が設計値を上回っていることを特別点検にて確認
- ・ 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(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

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構造の経年劣化事象に影響を及ぼす劣化要因のうち、以下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 特別点検での実体顕微鏡観察結果から反応性がないことを確認
		凍結融解	<ul style="list-style-type: none"> 凍害危険度の分布図※2により、川内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はないことを確認
鉄骨構造	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ような鋼材の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: ASTM C227(1981)に基づき1986年に、JASS5N T-201(1985)に基づき1987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(2018)」

※3: 日本建築学会「建築物荷重指針・同解説(2015)」

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十分上回ることを確認
「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

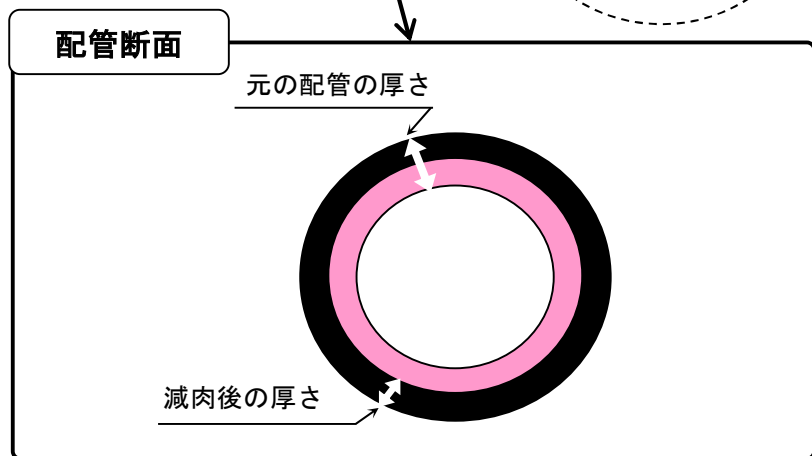
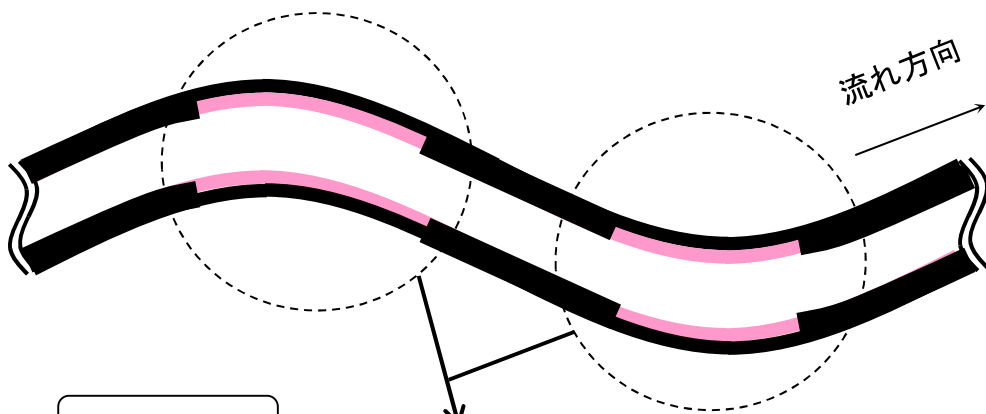
高経年化への対応(施設管理に関する方針)

高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断。

⑦ 耐震安全性評価（配管減肉の例）

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）、または、疲労累積係数が許容値である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 ^{*1}		疲労累積係数 ^{*1}
	一次	一次+二次	
主蒸気系統配管	0.70	1.51	0.763
主給水系統配管	0.50	0.86	— ^{*2}
蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.64	1.18	0.020

*1 : Ss及びSd地震力のうち、Ss地震力による評価結果を例示。
 なお、Sd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 : 一次+二次応力が許容応力を下回っているため、疲労累積係数は評価不要。

<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	0.33
第3抽気系統配管	0.58
第4抽気系統配管	0.54
第6抽気系統配管	0.31
グランド蒸気系統配管	0.93
補助蒸気系統配管	0.39
2次系復水系統配管	0.78
2次系ドレン系統配管	0.79

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
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	
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	原子炉補助建屋水密扉	
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※	

※川内原子力発電所1号炉及び2号炉で共用されている機器・構造物のうち、川内2号炉に設置されている共用設備

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、以下のものが抽出された。

⇒取水ピット水位、津波監視カメラの基礎ボルトの腐食

健全性評価

ボルトの腐食を考慮して津波時の発生応力を算出し評価した結果、津波時の応力比は許容値である1を上回らず、耐津波安全性評価上問題ないことを確認した。

2号炉 取水ピット水位の評価結果（例）

評価条件	評価応力	応力比 (許容値:1以下)
津波時 (基準津波による 津波等※2を考慮)	引張応力	0.31※1
	せん断応力	0.14

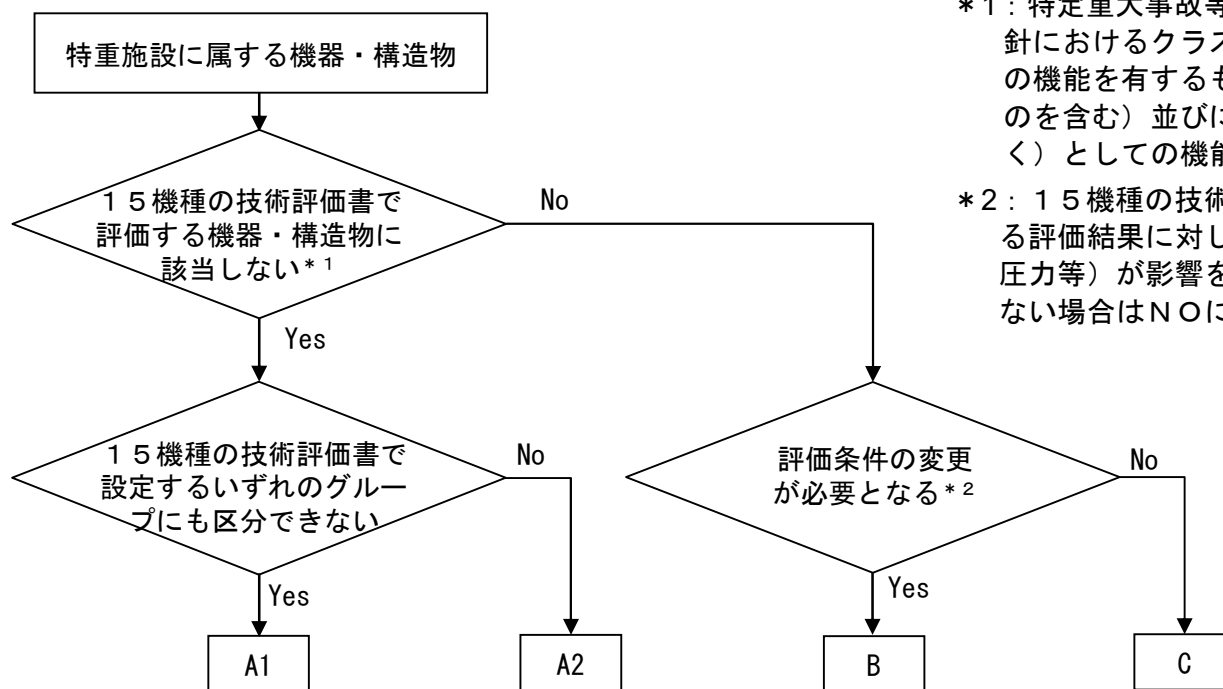
※1：せん断応力と引張応力の組合せを考慮した許容値にて評価

※2：漂流物による衝突荷重を考慮した評価を実施

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。

- 特定重大事故等対処施設（以下、特重施設）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。

[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。）

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

【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。

健全性評価

- ・点検結果等、実機経年監視データに基づく評価
- ・解析による評価 等

現状保全評価

- ・定期点検・検査、日常点検など現状の保全内容を評価

総合評価

- 運転開始以来、約40年を経過する川内1, 2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。
- 大部分の機器・構造物は、現状の保全を継続していくことにより、長期間の運転及び冷温停止状態を仮定しても、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。
- 一部の機器・構造物は、現状の保全項目に加えて、新たに講じる必要がある保全項目が川内1号炉：2件、川内2号炉：2件抽出された。

高経年化への対応

評価の結果抽出された川内1号炉：2件、川内2号炉：2件を施設管理に関する方針として策定。

運転開始後40年目に実施する劣化状況評価は、30年目の高経年化技術評価をその後の10年間の供用実績、保全実績及び安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、30年目の長期施設管理方針の実績についても、その有効性を評価し、結果に反映する。

具体的には、追加検討を要する事項として、以下の評価を行った。

1. 経年劣化傾向の評価

- ・ 30年目の評価で予測した経年劣化の発生、進展傾向と、実機データの傾向を反映した40年目評価で予測する経年劣化の進展傾向を比較した結果、30年目の評価から大きく乖離するものはなかったことから、評価は有効であったと考える。

例) 低サイクル疲労

30年目と40年目の60年時点での疲労累積係数の予測評価の比較を実施した。

評価結果はいずれも許容値 1 以下であった。

2. 保全実績の評価

- ・ 30年目の評価の結果、現状保全の継続により健全性を維持できると評価したものについて、経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるトラブル事象はなかった。
なお、30年目の評価以降に発生した事故・トラブル等は、保全品質情報に係るものが川内1号機で5件、川内2号機で2件あったが、いずれも経年劣化事象に起因するものではなかった。

3. 長期施設管理方針の有効性評価

- ・ 30年目に策定した長期施設管理方針について、保全実績等に基づき評価を実施した結果、健全性が確認できたことから、長期施設管理方針は有効であったと考える。

例) 基準地震動Ss-2に対する評価

《長期施設管理方針》

基準地震動Ss-2に対する評価が必要なすべての機器・経年劣化事象について、継続して評価を実施する。

《実施内容》

基準地震動Ssに対する評価（弾性設計用地震動Sdに対する評価を含む）が必要な全ての機器・経年劣化事象についてSs-1及びSs-2の両方を考慮した評価（Sd-1及びSd-2の考慮を含む）を実施し、耐震安全性に問題のないことを確認した。

4. 施設管理に関する方針

現状の保全項目に追加すべき新たな保全策（追加保全策）について、具体的な実施内容、実施方法及び実施時期を施設管理に関する方針として下記の通り取りまとめた。

川内1号炉 施設管理に関する方針

No.	施設管理に関する方針	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6回監視試験を実施する。	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。	長期

※ 実施時期における2024年7月4日からの10年間を「中長期」、2024年7月4日からの20年間を「長期」とする。

川内2号炉 施設管理に関する方針

No.	施設管理に関する方針	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5回監視試験を実施する。	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。	長期

※ 実施時期における2025年11月28日からの10年間を「中長期」、2025年11月28日からの20年間を「長期」とする。

參考資料

1, 2号炉の主要仕様

電気出力	890MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	2,660MW
燃料	低濃縮ウラン (燃料集合体157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



1号炉の主な経緯

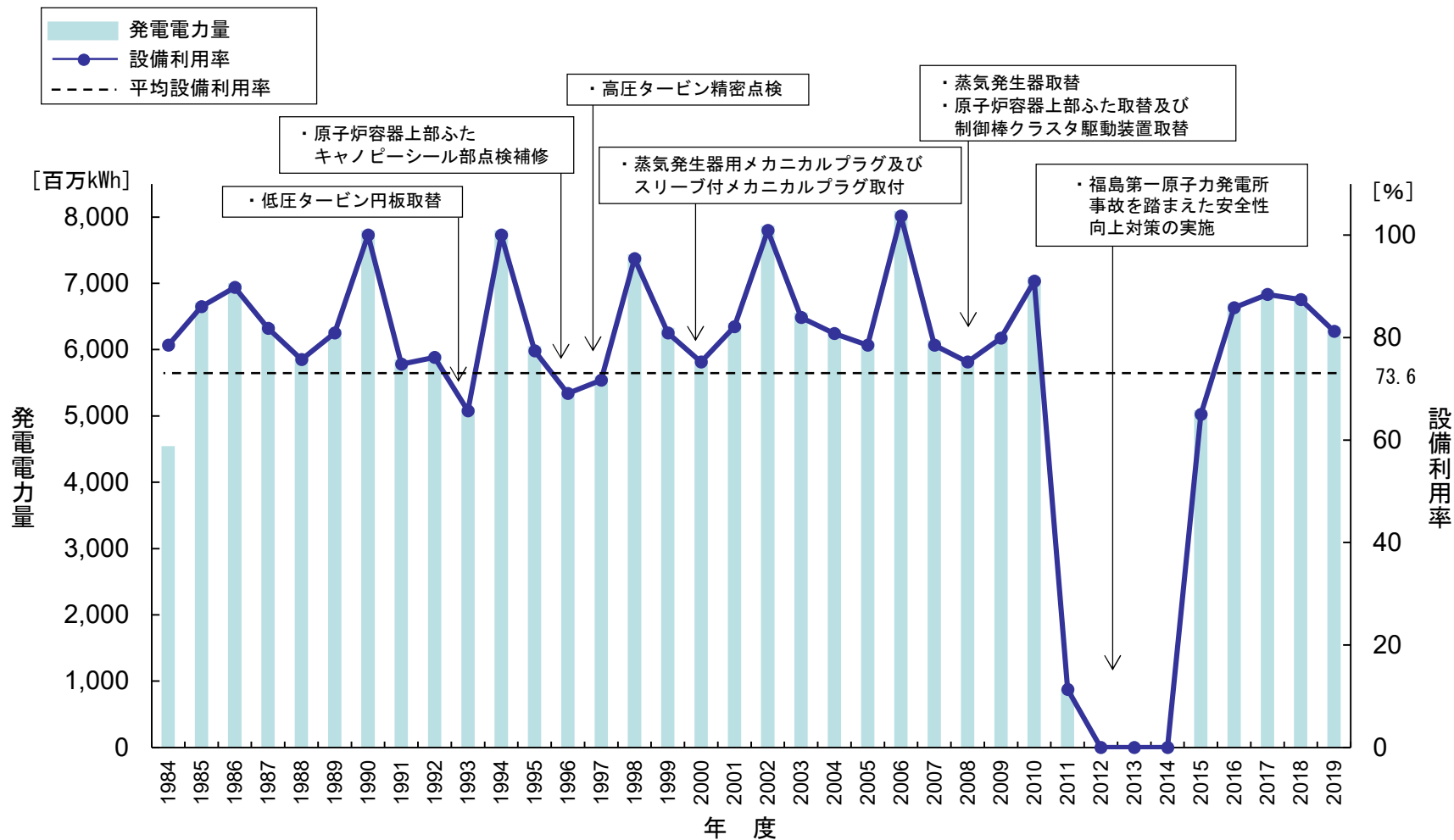
原子炉設置許可日	1977年12月
建設工事開始	1979年 1月
営業運転開始	1984年 7月

2号炉の主な経緯

原子炉設置許可日	1980年12月
建設工事開始	1981年 5月
営業運転開始	1985年11月

○発電電力量・設備利用率の年度推移

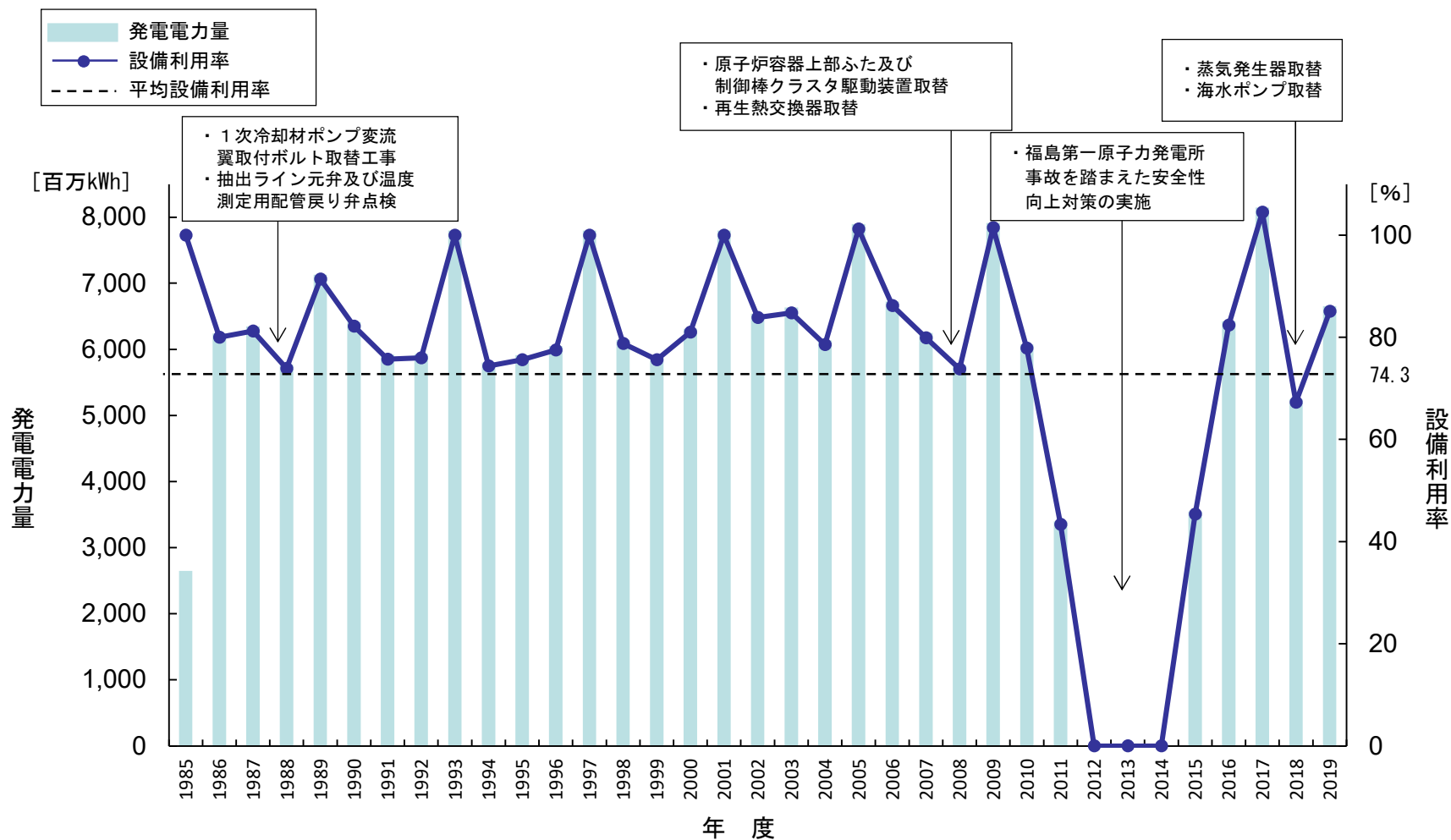
過去約40年を遡った時点までの発電電力量・設備利用率の推移を見ても、供用期間の長期化に伴い、発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。



川内 1号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移

○発電電力量・設備利用率の年度推移

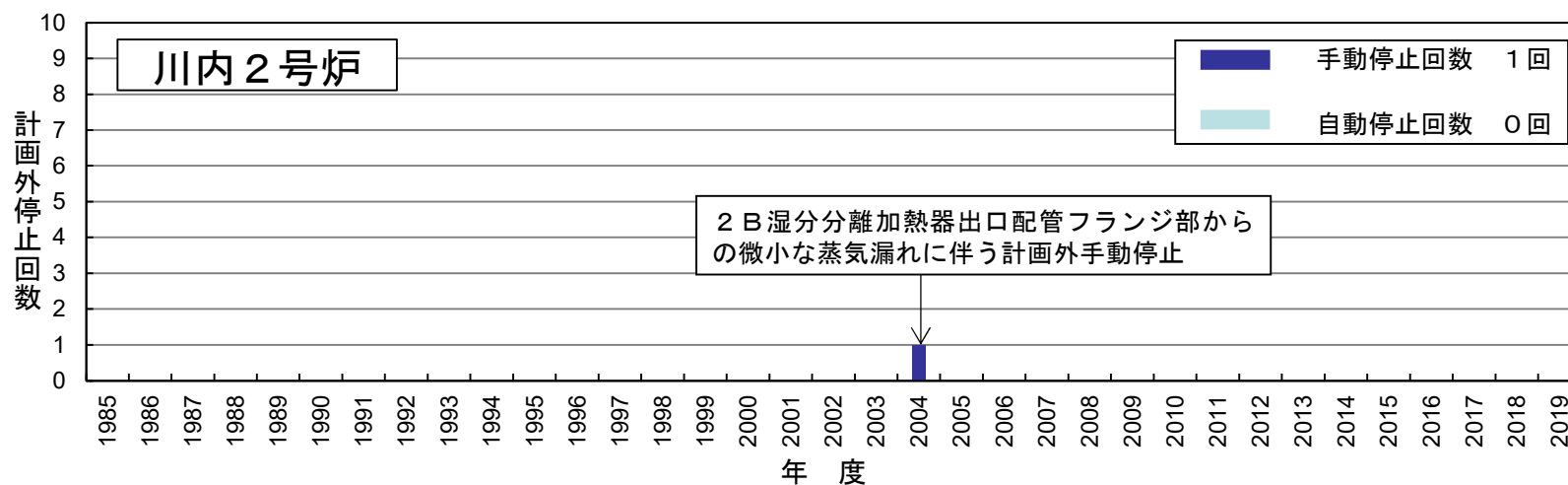
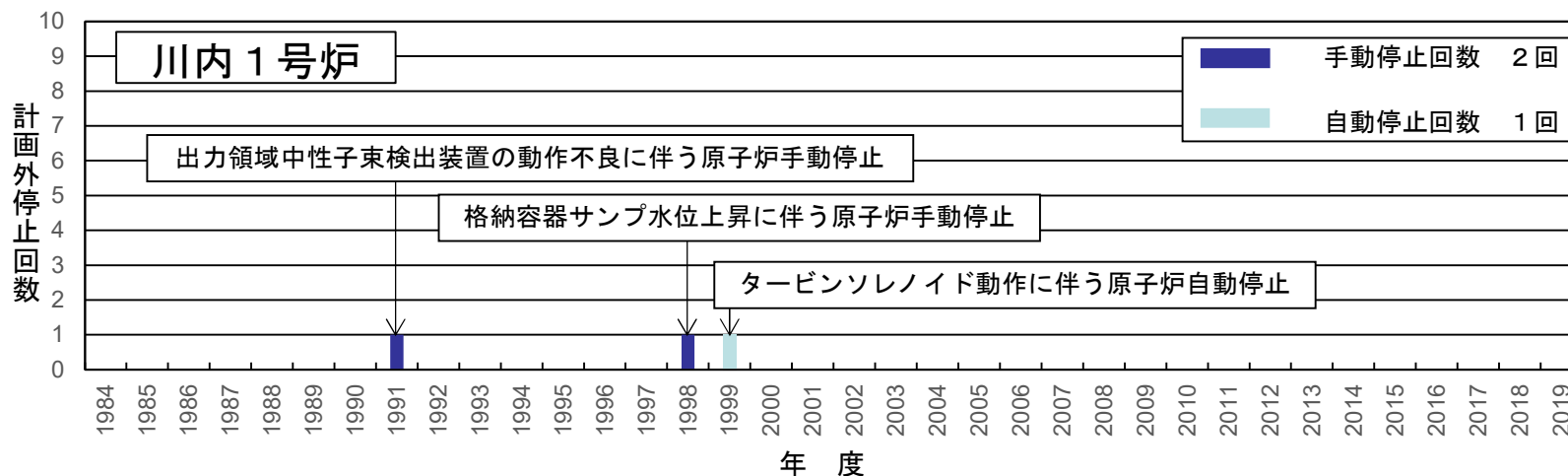
過去約40年を遡った時点までの発電電力量・設備利用率の推移を見ても、供用期間の長期化に伴い、発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。



川内2号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移

○計画外停止回数の年度推移

過去約40年を遡った時点までの計画外停止（手動停止及び自動停止）回数の推移を見ても、供用期間の長期化に伴い、計画外停止回数が増加する明確な傾向は認められない。



川内1, 2号炉 計画外停止回数の年度推移

○機器更新状況・改善の状況

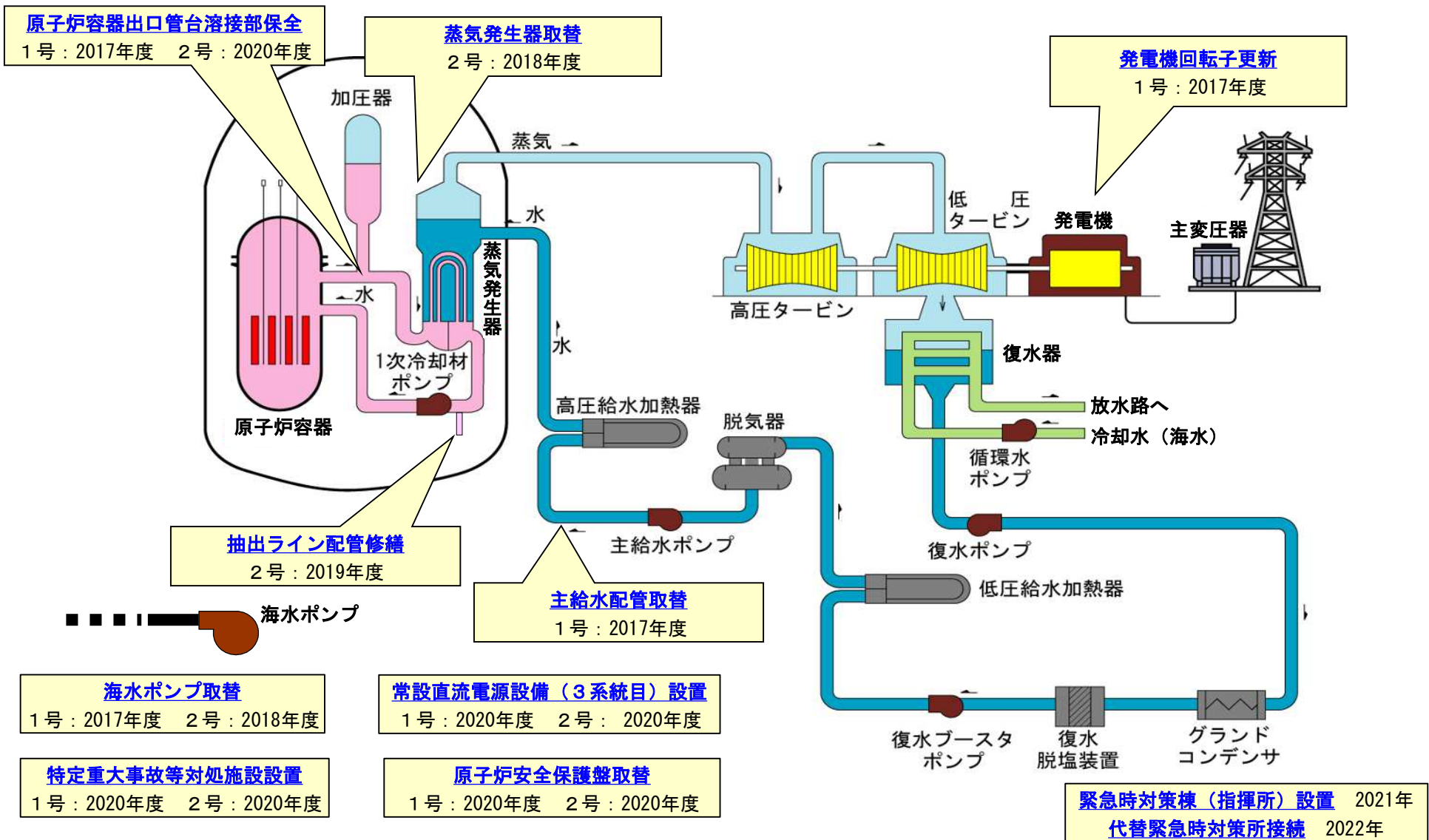
以下に1号炉において30年目評価以降に実施した、主な機器更新状況・改善の状況を示す。

工事名	時期	内容
原子炉容器出口管台溶接部保全工事	2017年度 (第23回定期検査時)	応力腐食割れに対する予防保全の観点から、原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドのうち、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、690系ニッケル基合金にてクラッド溶接を実施した。
主給水配管取替工事	2017年度 (第23回定期検査時)	流れ加速型腐食による減肉を考慮し、配管取替を実施した。
発電機回転子更新工事	2017年度 (第23回定期検査時)	回転子コイルの絶縁の経年劣化を考慮し、回転子取替を実施した。
海水ポンプ取替工事	2017年度 (第23回定期検査時)	海水ポンプエリアの運転・保守スペースの確保及びポンプ起動時の信頼性向上の観点から、海水ポンプ取替を実施した。
特定重大事故等対処施設設置工事	2019～2020年度 (第25回定期検査時)	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る炉心損傷に備え、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）設置工事	2019～2020年度 (第25回定期検査時)	既に設置済である2系統の直流電源設備に加え、もう1系統の特に高い信頼性を有する常設直流電源設備（3系統目）を設置した。
原子炉安全保護盤取替工事	2019～2020年度 (第25回定期検査時)	信頼性、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への取替を実施した。
緊急時対策棟（指揮所）の設置工事と旧代替緊急時対策所の接続工事	2021年度（運用開始） 2022年度（運用開始）	重大事故等が発生した場合の指揮所として、代替緊急時対策所を設置していたが、支援機能（会議室や休息スペースの拡充等）を充実させた緊急時対策棟を新たに設置した。 その後、当初運用していた代替緊急時対策所を休憩所として活用するため、緊急時対策棟（指揮所）と接続した。

○機器更新状況・改善の状況

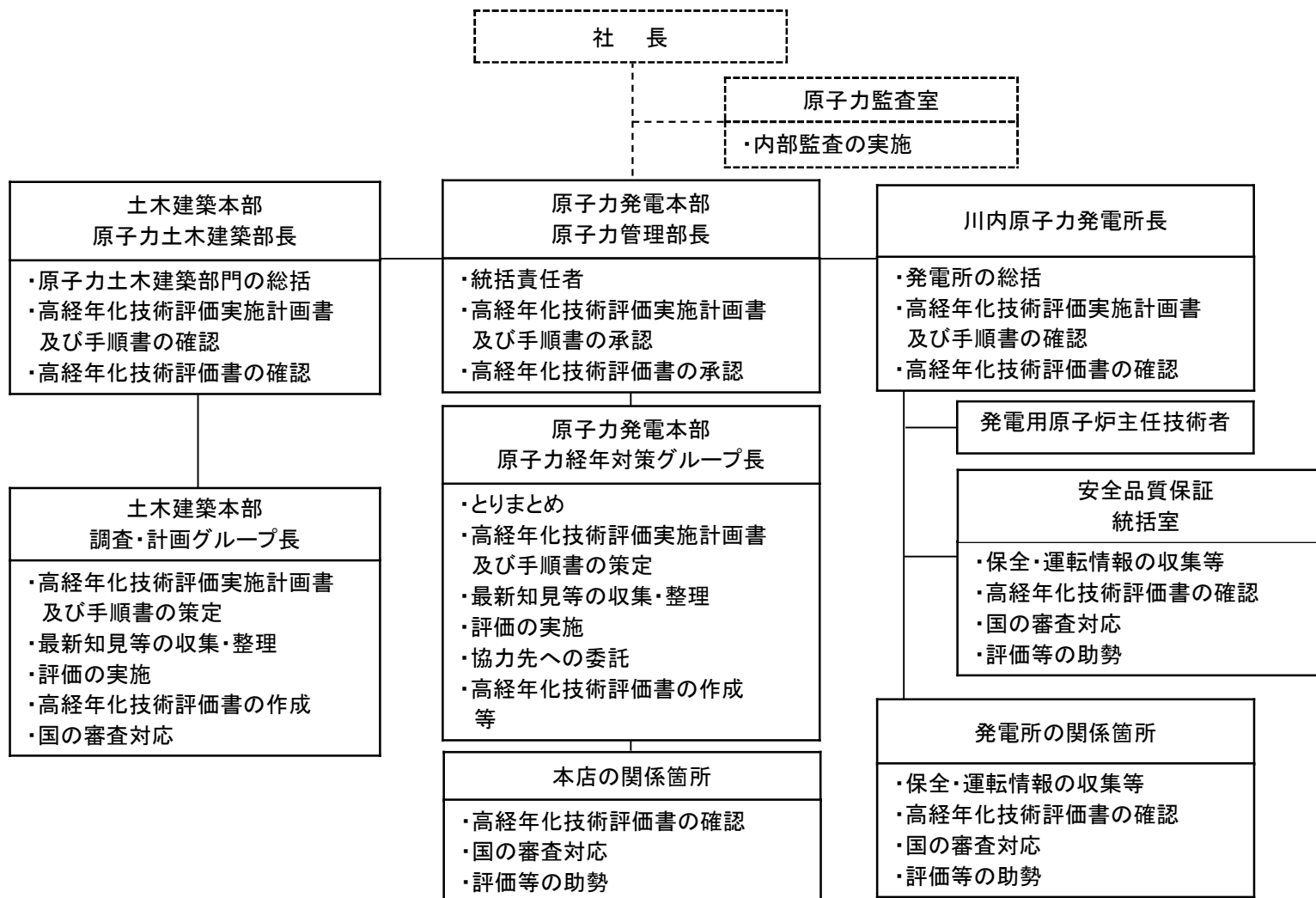
以下に2号炉において30年目評価以降に実施した、主な機器更新状況・改善の状況を示す。

工事名	時期	内容
蒸気発生器取替工事	2018年度 (第22回定期検査時)	長期的な安全・安定運転、伝熱管に損傷が発生した場合の補修作業に伴う被ばく量低減や予防保全の観点から最新設計の蒸気発生器に取替を実施した。
海水ポンプ取替工事	2018年度 (第22回定期検査時)	海水ポンプエリアの運転・保守スペースの確保及びポンプ起動時の信頼性向上の観点から、海水ポンプ取替を実施した。
抽出ライン配管修繕工事	2019年度 (第23回定期検査時)	予防保全の観点から、一部に使用している冷間曲げ管を残留応力が小さい熱間曲げ管へ取替を実施した。
特定重大事故等対処施設設置工事	2020年 (第24回定期検査時)	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る炉心損傷に備え、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）設置工事	2020年度 (第24回定期検査時)	既に設置済である2系統の直流電源設備に加え、もう1系統の特に高い信頼性を有する常設直流電源設備（3系統目）を設置した。
原子炉安全保護盤取替工事	2020年度 (第24回定期検査時)	信頼性、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への取替を実施した。
原子炉容器出口管台溶接部保全工事	2020年度 (第24回定期検査時)	応力腐食割れに対する予防保全の観点から、原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドのうち、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、690系ニッケル基合金にてクラッド溶接を実施した。
緊急時対策棟（指揮所）の設置工事と旧代替緊急時対策所の接続工事	2021年度（運用開始） 2022年度（運用開始）	重大事故等が発生した場合の指揮所として、代替緊急時対策所を設置していたが、支援機能（会議室や休息スペースの拡充等）を充実させた緊急時対策棟を新たに設置した。 その後、当初運用していた代替緊急時対策所を休憩所として活用するため、緊急時対策棟（指揮所）と接続した。



川内1, 2号炉の安全性・信頼性向上のための主な改善状況

- 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、川内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。



○「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」等に基づき、運転開始後40年満了日の1年前までに運転期間延長認可申請等を行うべく工程管理を実施。

- ・ 2020年10月29日に実施計画書、実施手順書を策定し、技術評価を開始。
- ・ 2022年9月16日には川内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2022年8月9日までに完了。
- ・ 2022年10月12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。

実 施 工 程 (■ : 1号炉、■ : 2号炉、▼ 1、2号炉共通)

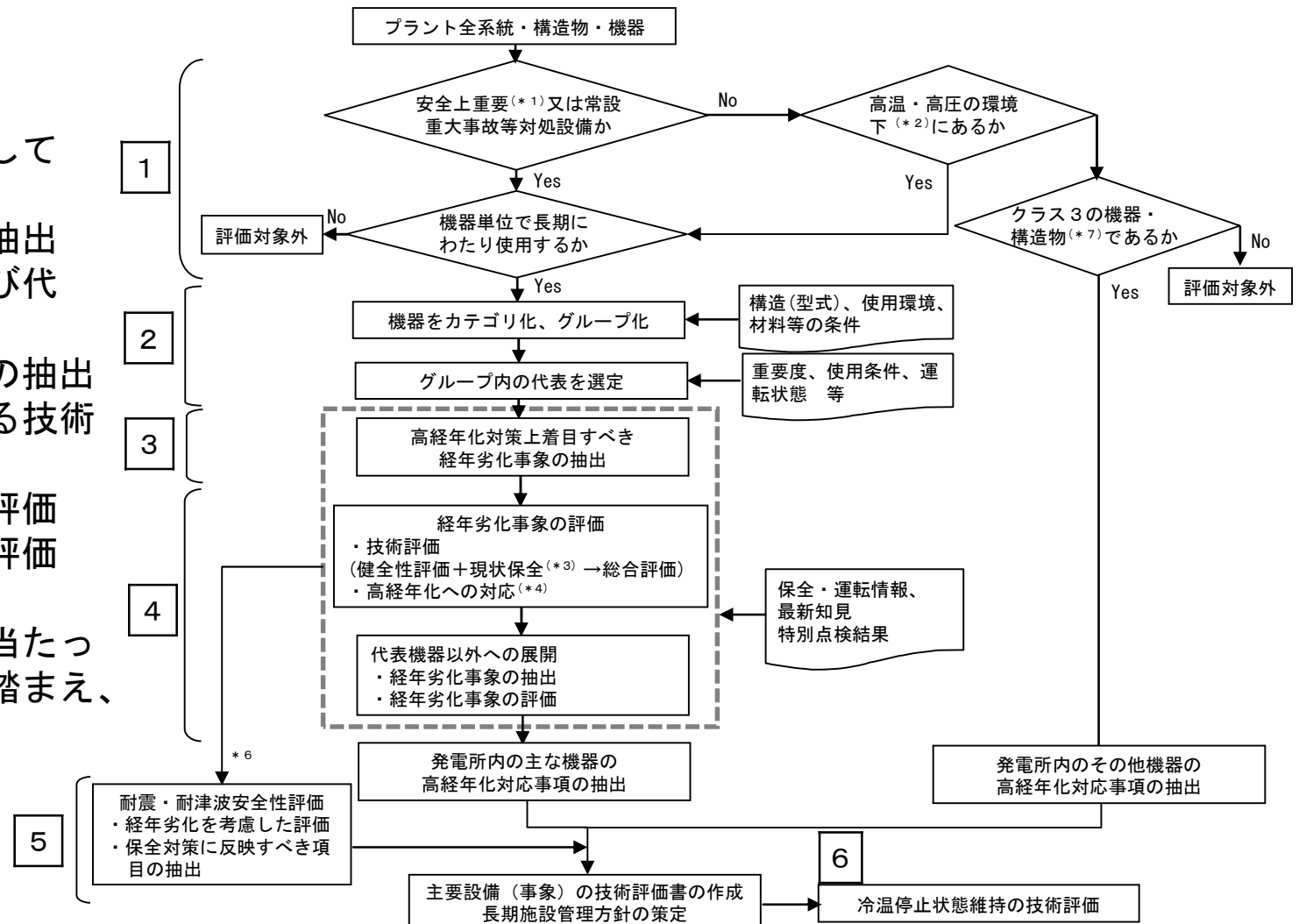
項目 \ 年度	2020年度	2021年度	2022年度	2023年度
実施計画書、実施手順書の作成	▼		▼	
評価書作成	<div style="display: flex; justify-content: space-between; width: 100%;"> <div style="width: 40%; background-color: green; height: 10px;"></div> <div style="width: 20%; background-color: blue; height: 10px;"></div> </div>			
特別点検実施		<div style="display: flex; justify-content: space-between; width: 100%;"> <div style="width: 40%; background-color: green; height: 10px;"></div> <div style="width: 20%; background-color: blue; height: 10px;"></div> </div>		
発電所レビュー			<div style="display: flex; justify-content: space-between; width: 100%;"> <div style="width: 10%; background-color: green; height: 10px;"></div> <div style="width: 10%; background-color: blue; height: 10px;"></div> </div>	
評価書の確認			<div style="display: flex; justify-content: space-between; width: 100%;"> <div style="width: 10%; background-color: green; height: 10px;"></div> <div style="width: 10%; background-color: blue; height: 10px;"></div> </div>	
内部監査		▼	▼	
原子力発電安全委員会(審議)				▼
運転期間延長認可申請				▼
保安規定変更認可申請				▼

評価の方法

○評価は以下の流れで実施しており、次頁以降で説明

- 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

○運転期間延長認可申請に当たっては、特別点検の結果を踏まえ、評価条件として反映する



* 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℃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 : 系統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。

1 技術評価対象機器の抽出

○対象機器は、川内1, 2号炉の安全上重要な機器等*（「実用炉規則 第八十二条第1項」で定める機器・構造物）

* 他号炉設置の共用設備を含む

○「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）」におけるクラス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及び構造物を含む。）並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とし、系統図等を基に抽出。

○なお、供用に伴う消耗が予め想定され、設計時に取り替えを前提とする部品又は機器分解点検時等に伴い必然的に取り替えている部品は、消耗品として対象から除外。

また、設計時に耐用期間内に計画的に取り替えることを前提とする部品であり、同様に設計時に耐用期間内に計画的に取り替えることを前提とする部品は、定期取替品として対象から除外。

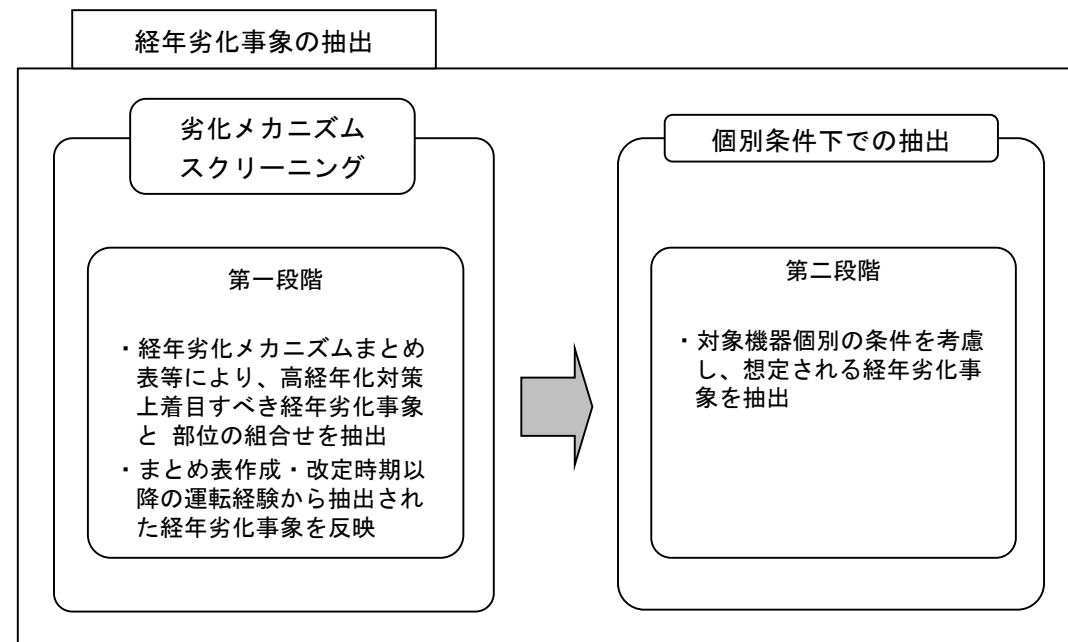
2 機器のグループ化及び代表機器の選定

- 評価にあたっては、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及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備の15機種に分類。
- 評価対象機器は合理的にとりまとめるため、構造（型式）、使用環境、材質等により、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」の「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に、対象機器をグループ化。
- グループ化した対象機器から重要度、使用条件、運転状況等により各グループの代表機器を選定。

3 経年劣化事象の抽出

- 選定された評価対象機器の使用条件（構造（型式）、使用環境、材質等）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」に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考にして経年劣化事象と部位の組合せを抽出。
- 抽出された経年劣化事象と部位の組合せのうち、以下のイ又はロに該当する場合は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として除外。

- 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、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



経年劣化事象の抽出フロー

4 経年劣化事象に対する技術評価

○選定された代表機器について、「3 経年劣化事象の抽出」で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と部位の組合せに対する技術評価を以下に示す手順で実施。

なお、特別点検を実施した機器は特別点検結果を踏まえた評価を実施。

また、評価した結果を非代表機器に水平展開する。

(1) 健全性評価

機器ごとに抽出した部位・経年劣化事象の組合せごとに、評価期間として運転を開始した日から60年間の期間について、傾向管理データによる評価及び解析等の定量評価、過去の点検実績、一般産業で得られている知見等により健全性の評価を実施。

(2) 現状保全

評価対象部位に対して実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等の現状保全の内容について整理。

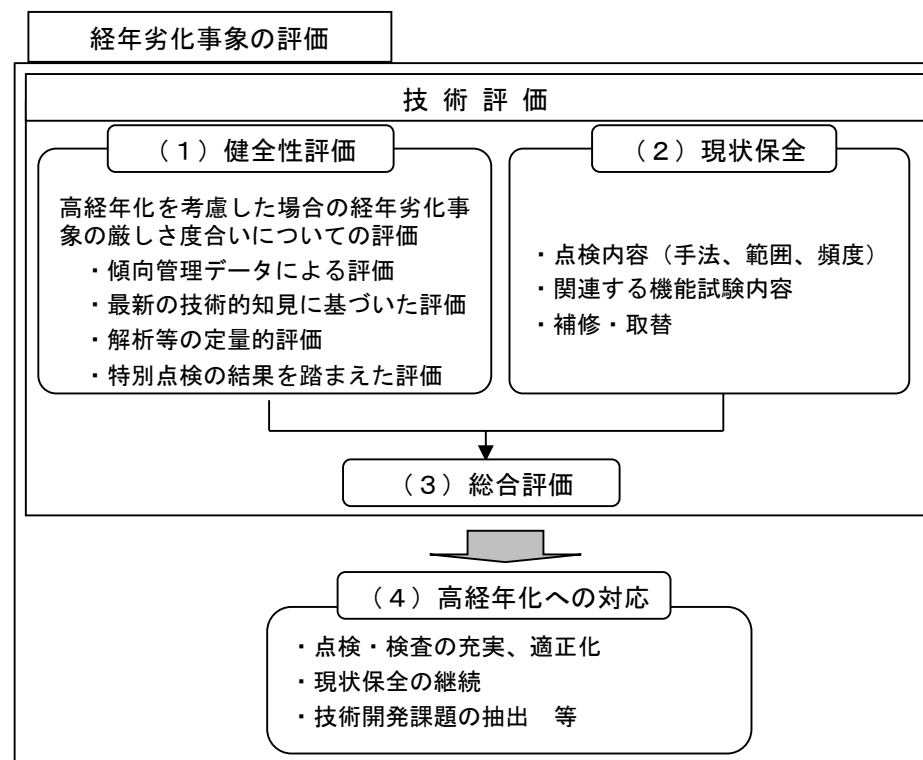
(3) 総合評価

「(1) 健全性評価」、 「(2) 現状保全」を合わせて、現状保全の内容の妥当性等を評価。

具体的には、健全性評価結果と整合の取れた点検等が、発電所における保全活動で実施されているか、当該の経年劣化事象の検知が可能か等を評価。

(4) 高経年化への対応

60年間の使用を考慮した場合、現状保全の継続が必要となる項目、今後新たに必要となる点検・検査項目、技術開発課題等を抽出。



経年劣化事象の技術評価フロー

5－1 耐震安全性評価

○評価対象機器

- ・ 「技術評価対象機器」と同じ。

○経年劣化事象の抽出

- ・ 「3 劣化事象の抽出」で抽出した安全上重要な機器等に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び日常劣化管理事象を対象として、これらの事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性又は構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「有意」なものを耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出。

○耐震安全性評価

- ・ 上記「経年劣化事象の抽出」で抽出した経年劣化事象ごとに、耐震安全性評価を実施。
- ・ 評価の基本となる項目は、大別すると以下のとおり分類。
- ・ 評価に際しては、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」等に準じて実施。
 - a. 機器の耐震クラス
 - b. 機器に作用する地震力の算定
 - c. 60年間の使用を仮定した経年劣化事象のモデル化
 - d. 振動特性解析（地震応答解析）
 - e. 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
 - f. 許容限界との比較

○保全対策へ反映すべき項目の抽出

- ・ 検討結果を基に、耐震安全性の観点から高経年化対策に反映すべき事象について検討。

5-2 耐津波安全性評価

○評価対象機器

- ・「技術評価」における評価対象機器のうち津波の影響を受ける浸水防護施設。

○経年劣化事象の抽出

- ・耐津波安全性評価対象機器に対して「3 経年劣化事象の抽出」で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び日常劣化管理事象について、これらの事象が顕在化した場合、構造・強度上及び止水性上への影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「有意」なものを耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出。

○耐津波安全性評価

- ・上記「経年劣化事象の抽出」で抽出した経年劣化事象ごとに、耐津波安全性評価を実施。

○保全対策へ反映すべき項目の抽出

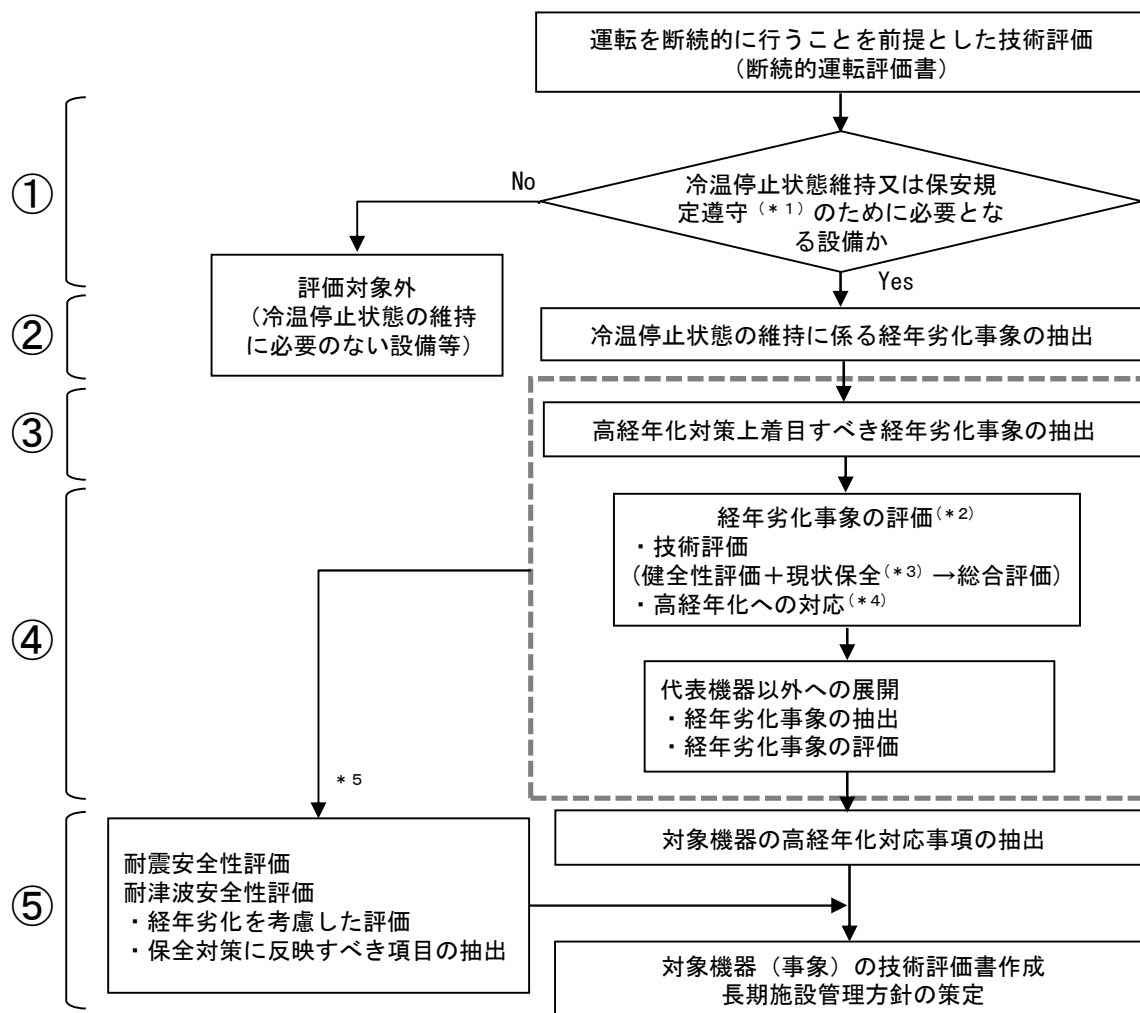
- ・検討結果を基に、耐津波安全性の観点から高経年化対策に反映すべき事象について検討。

6 冷温停止状態維持評価 評価の方法

○「断続的運転評価」の評価対象機器に対して、冷温停止状態維持に必要な設備の選定を行うと共に、断続的運転に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対して冷温停止状態維持における劣化の発生・進展に関する整理を行い、その結果を基に冷温停止状態維持評価を実施。

○評価は以下の流れで実施している。

- ①：冷温停止状態維持評価の対象設備の抽出（代表機器の選定含む）
- ②：冷温停止状態維持評価に係る経年劣化事象の抽出
- ③：着目すべき劣化事象の抽出
- ④：冷温停止状態維持評価（評価した結果を非代表機器にも水平展開）
- ⑤：耐震・耐津波安全性評価



- * 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。
- * 2：断続的運転評価の代表機器として評価されている機器に関しては、冷温停止状態維持に必要な機器として抽出されていなくても、代表機器として評価を記載することとする。
- * 3：系統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：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。

冷温停止状態維持の技術評価フロー

○国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

川内1, 2号炉の技術評価を実施するにあたり、当社至近に認可を受けた先行プラントである川内原子力発電所2号炉の技術評価書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。

（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」、「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）のうち
Bulletin、Generic Letter、Information Notice
- ・ PWR海外情報検討会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

（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

今回実施した劣化状況評価は、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。

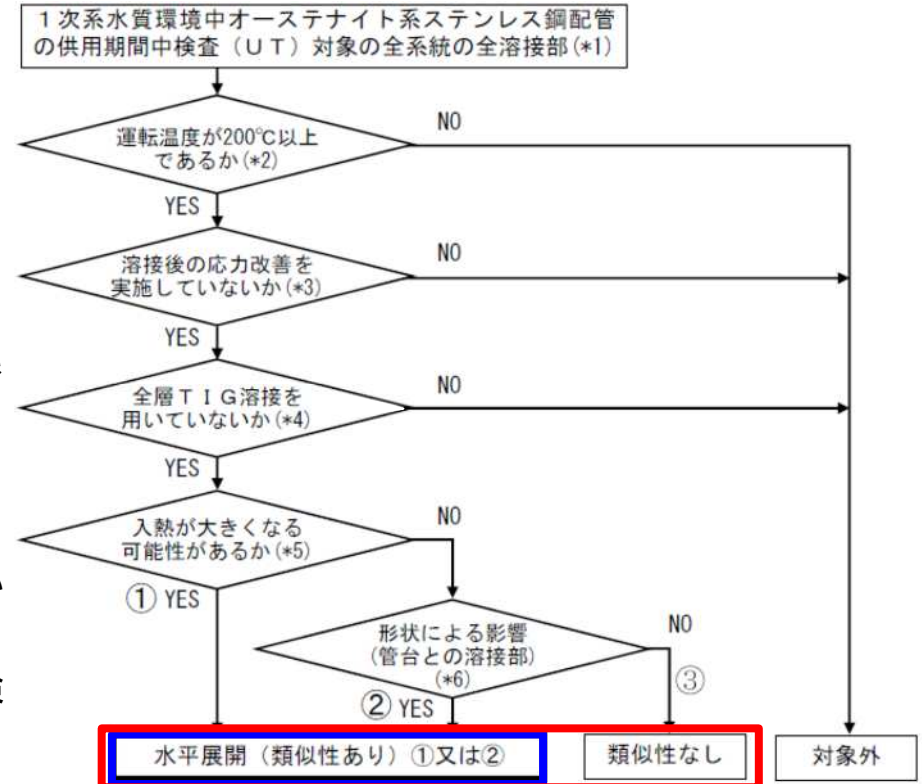
- ・ 材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- ・ これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故
 - ・ トラブル
- ・ 関係法令の制定及び改廃
- ・ 原子力規制委員会からの指示
- ・ 材料劣化に係る規格・基準類の制定及び改廃
- ・ 発電用原子炉の運転期間の変更
- ・ 発電用原子炉の定格熱出力の変更
- ・ 発電用原子炉の設備利用率（実績）から算出した原子炉容器の中性子照射量
- ・ 点検・補修・取替えの実績

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、川内1, 2号炉については、以下の対応を実施。

- 川内1, 2号炉の当該部（A, C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、川内1, 2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。

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。

	川内1号炉	川内2号炉
当該部点検（A, Cループ）	第25回定検で健全性確認済	第24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26回定検で健全性確認済	第25回定検で健全性確認済
水平展開箇所点検①、②	第27回定検以降も健全性確認予定	第26回定検以降も健全性確認予定

1号炉

No.	施設管理の項目	実施時期	実績
1	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。	中長期	第24回定期検査時（2019年度）に第5回の監視試験片を取り出し、監視試験を実施した。最新知見であるJEAC4201-2007/2013追補版「原子炉構造材の監視試験方法」の国内脆化予測法による評価を実施した結果、関連温度実測値は予測の範囲内であり、特異な脆化傾向は認められないことを確認した。
2	1次冷却材ポンプ（ケーシング）等の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	実績過渡回数に基づく運転開始後60年時点での過渡回数を用いて、「日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」及び「日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づく疲労評価等を実施し、健全性を確認した。
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*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。 *：主給水系統配管 補助蒸気系統配管	中長期 (開始は短期)	第22回定期検査に実施した肉厚計測の実測データ及び設備対策を反映した評価を行い、耐震安全性に問題のないことを確認した。 〈主給水系統配管〉 PLM耐震安全性評価上の最小厚さ以上の肉厚を確保しており、耐震安全性に問題がないことを確認した。 〈補助蒸気系統配管〉 設備対策（補強・追設）を反映した評価を実施し、必要最小厚さ（Tsr）において耐震安全性に問題がないことを確認した。
			〈主給水系統配管〉 第23回定期検査に実施した設備対策（配管取替）を反映した評価を実施し、必要最小厚さ（Tsr）において耐震安全性に問題がないことを確認した。
4	基準地震動Ss-2に対する評価が必要なすべての機器・経年劣化事象について、継続して評価を実施する。	短期	基準地震動Ssに対する評価（弾性設計用地震動Sdに対する評価を含む）が必要な全ての機器・経年劣化事象についてSs-1及びSs-2の両方を考慮した評価（Sd-1及びSd-2の考慮を含む）を実施し、耐震安全性に問題がないことを確認した。

2号炉

No.	施設管理の項目	実施時期	実績
1	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。	中長期	第24回定期検査時（2020年度）に第4回の監視試験片を取り出し、監視試験を実施した。最新知見であるJEAC4201-2007/2013追補版「原子炉構造材の監視試験方法」の国内脆化予測法による評価を実施し、関連温度実測値は予測の範囲内であり、特異な脆化傾向は認められないことを確認した。
2	1次冷却材ポンプ（ケーシング）等の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	実績過渡回数に基づく運転開始後60年時点での過渡回数を用いて、「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」及び「日本機械学会 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」に基づく疲労評価等を実施し、健全性を確認した。
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*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。 *：タービンランド蒸気系統配管 補助蒸気系統配管 2次系ドレン系統配管 蒸気発生器ブローダウン系統配管	中長期 （開始は短期）	第21回定期検査に実施した肉厚計測の実測データ及び設備対策を反映した評価を行い、耐震安全性に問題のないことを確認した。 〈タービンランド蒸気系統配管、補助蒸気系統配管 2次系ドレン系統配管〉 設備対策（サポート追設）を反映した評価を実施し、必要最小厚さ（Tsr）において耐震安全性に問題がないことを確認した。 〈蒸気発生器ブローダウン系統配管〉 PLM耐震安全性評価上の最小厚さ以上の肉厚を確保しており、耐震安全性に問題がないことを確認した。 〈蒸気発生器ブローダウン系統配管〉 第22回定期検査に実施した設備対策（サポート追設）を反映した評価を実施し、必要最小厚さ（Tsr）において耐震安全性に問題がないことを確認した。
4	基準地震動S _s -2に対する評価が必要なすべての機器・経年劣化事象について、継続して評価を実施する。	短期	基準地震動S _s に対する評価（弾性設計用地震動S _d に対する評価を含む）が必要な全ての機器・経年劣化事象について、S _s -1及びS _s -2の両方を考慮した評価（S _d -1及びS _d -2の考慮を含む）を実施し、耐震安全性に問題がないことを確認した。
5	蒸気発生器伝熱管の損傷については、蒸気発生器取替を含めた保全方法を検討する。	中長期	第22回定期検査において、予防保全として最新設計を反映した蒸気発生器への取替を実施した。

1号炉

No.	件名	原因分析結果
1	川内原子力発電所1号機の出力上昇の延期について（復水ポンプ出口電気伝導率の上昇）	③
2	川内原子力発電所1号機 1次冷却材中のよう素濃度上昇について	⑤
3	第25回定期検査における制御棒の曲がり発生について	①
4	原子力規制検査結果について「川内原子力発電所1号機 施錠管理対象弁に対する不適切な施錠管理」	⑧
5	川内原子力発電所の保安規定に定める特定重大事故等対処施設に係る運転上の制限の逸脱及び復帰について	④

2号炉

No.	件名	原因分析結果
1	原子力規制検査結果について「川内原子力発電所2号機 配線処理室内における不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備」	③
2	川内原子力発電所の保安規定に定める特定重大事故等対処施設に係る運転上の制限の逸脱及び復帰について	④

原因分析結果の凡例

- ①：施工・保守不良に起因する事例
- ②：ヒューマンエラーに起因する事例
- ③：設計上の問題に起因する事例
- ④：製作上の問題に起因する事例
- ⑤：偶発的故障に起因する事例
- ⑥：自然現象に起因する事例
- ⑦：経年劣化事象に起因する事例
- ⑧：その他