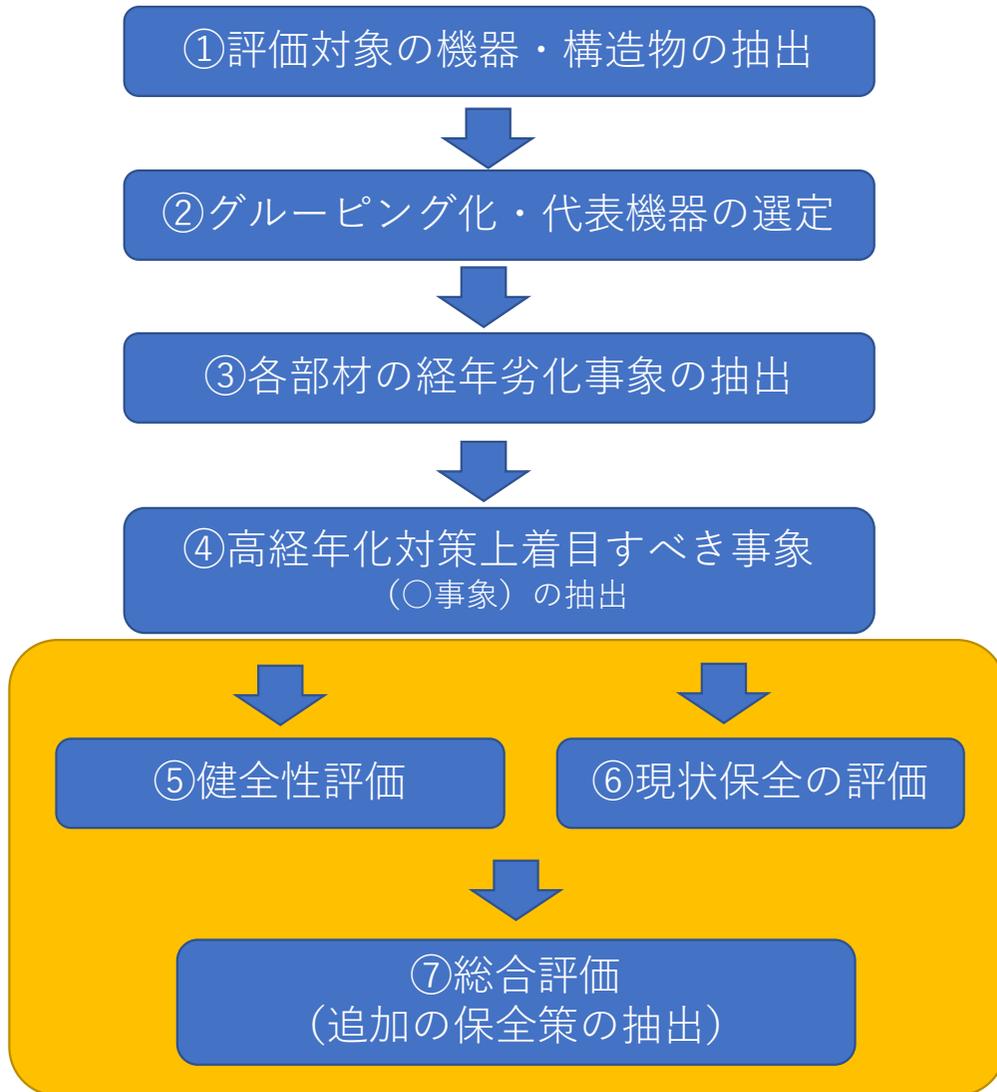


## 高経年化技術評価における評価の概要



- ①重要度分類クラス1、2及び3に該当する機器及び構造物、常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物が対象  
(クラス3については、高温・高圧のものが主)  
〔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、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、電源設備に分類し評価〕
- ②構造、使用環境、材質等により、対象機器をグループ化し、代表機器を選定
- ②、③のグルーピング化・代表機器の選定、部位・経年劣化事象の抽出では、原子力学会（PLM実施基準：劣化メカニズムまとめ表）等を参照
- ④日常的な施設管理において時間経過に伴う特性変化に対応した管理が行われているものは「日常劣化管理事象」としてスクリーンアウト（△、▲事象）。6事象\*については、○事象として抽出することを要求。  
\*低サイクル疲労、中性子照射脆化、IASCC、熱時効、絶縁低下、コンクリート
- ⑤**健全性評価**では、60年までの期間について進展を評価（時間限定劣化解析の実施等）
- ⑥**現状保全**では、現在の保全の内容（点検の手法、範囲等）を確認
- ⑦抽出された追加保全策は、**長期施設管理方針**として記載

表1 (1/2) 川内1号炉 主要な容器

設置場所 型式	分離基準		機器名称 (台数)	選定基準			選定理由
	内部流体	材料		重要度*1	最高使用圧力 (MPa [gauge])	最高使用温度 (°C)	
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材	低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)	原子炉容器本体 (1)	PS-1、重*3	約 17.2	約343	◎
			加圧器本体 (1)	PS-1、重*3	約 17.2	約360	◎
	空 気	炭素鋼	原子炉格納容器本体 (1)	MS-1、重*3	約0.245	約127	◎
屋内・ 横置円筒形	1次冷却材 ほう酸水	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)	蓄圧タンク (3)	MS-1、重*3	約 4.9	約150	
			ほう酸注入タンク (1)	MS-1、重*3	約 18.8	約150	◎ 圧力
	希ガス等	炭素鋼	体積制御タンク (1)	PS-2	約 0.49	約 95	◎ 圧力
			ほう酸タンク (2)	MS-1、重*3	大気圧	約 95	
屋内・ 横置円筒形	ヒドラージン水	炭素鋼	ガス減衰タンク (8)	PS-2	約 0.98	約65/約95	◎
			原子炉補機冷却水サージタンク (1)	MS-1、重*3	約 0.34	約 95	◎
	苛性ソーダ溶液	炭素鋼	よう素除去薬品タンク (1)	MS-1	約 0.07	約 65	◎
			湿分離加熱器第2段ドレンタンク (4)	高*2	約 7.5	約291	
			湿分離加熱器第1段ドレンタンク (4)	高*2	約 2.8	約235	
			湿分離器ドレンタンク (2)	高*2	約 1.4	約200	
給 水	炭素鋼	1次系補助蒸気復水タンク (2)	高*2	大気圧	約100		
		補助蒸気復水回収タンク (1)	高*2	大気圧	約100	◎ 圧力	

\*1：機能は最上位の機能を示す  
 \*2：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器  
 \*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1 (2/2) 川内 1 号炉 主要な容器

分離基準		標準		機器名称 (台数)	選定基準			選定理由
		内部流体	材料		重要度*1	使用条件 最高使用圧力 (MPa [gage])	最高使用温度 (°C)	
屋外・ たて置円筒形	ほう酸水	ステンレス鋼	MS-1、重*3	燃料取替用水タンク (1)	大気圧	約 95	◎	
	純水	炭素鋼	MS-1、重*3	復水タンク (1)	大気圧	約 85	◎	
屋外・ 横置円筒形	燃料油	炭素鋼	重*3	緊急時対策所用発電機車用燃料油 貯蔵タンク (2)	大気圧	約 40	◎	
	1次冷却材	ステンレス鋼	PS-2	冷却材フィルタ (1)	約 1.4	約 95		
屋内・ たて置円筒形	ほう酸水		PS-2	封水注入フィルタ (2)	約 18.8	約 95		
	空気		MS-1、重*3	封水フィルタ (1)	約 0.98	約 95	◎	重要度
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材	ステンレス鋼	MS-1、重*3	ほう酸フィルタ (1)	約 0.98	約 95	◎	
	ほう酸水	ステンレス鋼	PS-2	格納容器再循環ポンプスクリン (2)	約 0.245	約 127	◎	
屋内・ 埋込みブール形	ほう酸水	鉄筋コンクリート (ステンレス鋼内張り)	PS-2	冷却材混床式脱塩塔 (2)	約 1.4	約 65	◎	常時使用
	ほう酸水		PS-2	冷却材陽イオン脱塩塔 (1)	約 1.4	約 65		
屋内・ 埋込みブール形	ほう酸水		PS-2	ほう酸除去脱塩塔 (2)	約 1.4	約 65		
	ほう酸水		PS-2、重*3	使用済燃料ピット (2)	大気圧	約 65	◎	常時使用
屋内・ 埋込みブール形	ほう酸水		PS-2	原子炉キャビティ (1)	大気圧	約 65		
	ほう酸水		PS-2	燃料取替用キヤナル (1)	大気圧	約 65		
屋内・ 埋込みブール形	ほう酸水		PS-2	キヤスクピット (1)	大気圧	約 65		

\*1: 機能は最上位の機能を示す

\*2: 最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

\*3: 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表2.2-1 川内1号炉 原子炉容器本体に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考	
				減耗	肉腐食	割れ	材質変化		その他		
							疲労割れ	応力腐食割れ			熱時効
バウンダリの維持	上部胴、下部胴、トランジションリング、下部鏡板		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)			○			○*1	▲*2	*1：中性子照射脆化(下部胴) *2：内張り下層部のき裂 *3：ピッピング
	上部ふた		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		△*3	○				▲*2	
	上部胴フランジ		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフェットはステンレス鋼 溶接金属は600系ニッケル基合金			○		△ (溶接金属)		▲*2	
	入口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフェットはステンレス鋼 溶接金属は600系ニッケル基合金			○		△ (溶接金属)		▲*2	
	出口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフェットはステンレス鋼 溶接金属は600系ニッケル基合金 溶接液部は690系ニッケル基合金フラット施工			○		△ (溶接金属)		▲*2	
	ふた管台 空気抜管台		690系ニッケル基合金			○		△ (溶接金属含む)			
	炉内計装筒		600系ニッケル基合金 セーフェットはステンレス鋼 溶接金属は600系ニッケル基合金			○		△ (溶接金属含む)			
	炉心支持金物		600系ニッケル基合金			○		△ (溶接金属含む)			
	スタッドボルト		低合金鋼			○		△ (溶接金属含む)			
	オリング		◎								

- ：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- △：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
- ▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

経年劣化メカニズムまとめ表-PWR

P04-01 容器(原子炉容器(屋内・たて置円筒形)/1次冷却材/低合金鋼(内面ステンレス鋼内張り)) (1/1)

No.	機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象
1	バウンダリの維持	上部鏡, 上部胴, 中間胴, 下部胴, 下部鏡	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛)	疲労割れ
2				中性子照射脆化 (中間胴, 下部胴)
3				内張り下層部のき裂
4		上部蓋フランジ 上部胴フランジ	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛)	ピitting
5				疲労割れ
6				内張り下層部のき裂
7		冷却材入口管台	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛) [セーフエンドはステンレス鋼, 溶接金属はインコネル600合金]	疲労割れ
8				応力腐食割れ(溶接金属)
9		冷却材出口管台	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛) [セーフエンドはステンレス鋼, 溶接金属はインコネル600合金]	疲労割れ
10				応力腐食割れ(溶接金属)
11		安全注入管台	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛) [セーフエンドはステンレス鋼, 溶接金属はインコネル600合金]	疲労割れ
12				応力腐食割れ(溶接金属)
13		蓋用管台	インコネル600合金	疲労割れ
14				応力腐食割れ
15			インコネル690合金	疲労割れ
16				応力腐食割れ(溶接金属を含む)
17		空気抜用管台	インコネル600合金	疲労割れ
18				応力腐食割れ
19			インコネル690合金	疲労割れ
20				応力腐食割れ(溶接金属を含む)
21		炉内計装筒	インコネル600合金 [溶接金属はインコネル600合金]	疲労割れ
22				応力腐食割れ(溶接金属を含む)
23		炉心支持金物	インコネル600合金	疲労割れ
24				応力腐食割れ(溶接金属を含む)
25		スタッドボルト	低合金鋼	腐食
26				疲労割れ
27		容器支持金物	低合金鋼	疲労割れ
28		リング	-	(消耗品・定期取替品)

## 高経年化技術評価における健全性評価等の例

## ○健全性評価の評価例

健全性評価の名称
低サイクル疲労評価
中性子照射脆化の評価
照射誘起型応力腐食割れ
2相ステンレス鋼の熱時効
電気・計装設備の絶縁特性低下
コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下
格納容器テンドンの緊張力低下
・・・

## ○耐震安全性評価の評価例

耐震安全性評価の名称
低サイクル疲労評価
高サイクル疲労評価
中性子照射脆化
熱時効
中性子照射による靱性低下
中性子および $\gamma$ 線照射脆化
応力腐食割れ
摩耗
流れ加速型腐食
全面腐食
動的機能維持
制御棒挿入性
・・・

※耐震安全性評価では、現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を実施（例：東海第二については、低サイクル疲労の評価において東北地方太平洋沖地震も考慮）。

長期保守管理方針		1	2	3	4	5
川内1	平成27年8月5日 認可	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。	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。	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。	基準地震動 Ss-2 に対する評価*1 が必要な全ての機器・経年劣化事象*2 について、継続して評価を実施する。	
高浜3	平成27年11月18日 認可	蒸気発生器の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。	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、原子炉の運転時間及び照射量を勘案し、第5回監視試験の実施計画を策定する。	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定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*について、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。	基準地震動 Ss-2～Ss-7 に対する評価*1 が必要な全ての機器・経年劣化事象*2 について、継続して評価を実施する。	主変圧器のコイルの絶縁低下については、主変圧器の取替を実施する。
高浜4	平成27年11月18日 認可	蒸気発生器の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。	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、原子炉の運転時間及び照射量を勘案し、第5回監視試験の実施計画を策定する。	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定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*について、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。	基準地震動 Ss-2～Ss-7 に対する評価*1 が必要な全ての機器・経年劣化事象*2 について、継続して評価を実施する。	主変圧器のコイルの絶縁低下については、絶縁紙の寿命評価に基づく取替の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。
川内2	平成27年11月18日 認可	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。	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。	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。	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。	基準地震動 Ss-2 に対する評価*1 が必要な全ての機器・経年劣化事象*2 について、継続して評価を実施する。

高浜1	平成28年6月20日認可	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。	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定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*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。	疲労評価における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。	
高浜2	平成28年6月20日認可	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。	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定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*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。	疲労評価における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。	
美浜3	平成28年11月16日認可	疲労評価における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。			
東海第二	平成30年11月7日認可	原子炉圧力容器胴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・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案*及びACAガイド**に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323***に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。	疲労評価における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。	炭素鋼配管****の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後60年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

大飯3	令和3年11月24日認可	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策定する。	原子炉容器等※2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。	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、2020年8月に確認された「大飯発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第21保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第22保全サイクル以降の検査対象及び頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。		
大飯4	令和4年8月24日認可	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策定する。	原子炉容器等※2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。	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、2020年8月に確認された「大飯発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第20保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第21保全サイクル以降の検査対象及び頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。		