

柏崎刈羽原子力発電所 4 号炉 審査資料	
資料番号	KK4PLM-補-05
提出年月日	2023 年 9 月 4 日

柏崎刈羽原子力発電所 4 号炉
高経年化技術評価
(2 相ステンレス鋼の熱時効)

補足説明資料

2023 年 9 月 4 日

東京電力ホールディングス株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	3
3.1. 評価対象機器・対象部位の選定	3
3.2. 評価手法	6
4. 代表機器の技術評価	6
4.1. 健全性評価	6
4.2. 現状保全	7
4.3. 総合評価	7
4.4. 高経年化への対応	8
5. 代表機器以外の技術評価	8
6. まとめ	9
6.1. 審査ガイド適合性	9
6.2. 施設管理に関する方針として策定する事項	10
別紙 1. 代表機器以外の機器に関する現状保全等について	1-1
別紙 2. 評価対象外機器の熱時効への対応について	2-1

1. 概要

本資料は、「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 項の規定に基づき実施した、冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価のうち、2 相ステンレス鋼の熱時効の評価結果について、補足説明するものである。

高温の原子炉冷却材環境にあるポンプ、弁等の機器に使用している 2 相ステンレス鋼（ステンレス鋳鋼）は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む 2 相組織であるため、運転中の系統機器の高温のもとで時間とともにフェライト相内でより安定な組織形態へ移行しようとする相分離が起こること（熱時効）により、材料の靱性が低下する可能性がある。

熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多く、使用温度が高いほど大きくなる。また、使用条件としては、応力（荷重）が大きいほど健全性評価への影響は大きくなる。

冷温停止状態が維持されることを前提とした状態においては、熱時効が進展する可能性はないが、亀裂の存在によっては、機器の健全性維持に影響があるため、想定する亀裂発生の有無および熱時効による脆化の観点から、評価を実施した。

2. 基本方針

2 相ステンレス鋼の熱時効の影響が懸念される対象部位について亀裂の発生及び進展の可能性が将来にわたって否定できない場合は、その発生または進展に係る健全性評価を行い、「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」及び「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」の要求事項を満たすことを確認することである。

2 相ステンレス鋼の熱時効を評価するにあたっての要求事項を表 1 に整理する。

なお、本事象は、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。

評価に当たっては、実施ガイド 3.1⑧ただし書きの規定に該当する場合^{※1}であることを踏まえ、40 年間における健全性を評価している。

※1 運転開始以後 30 年を経過する日において技術基準^{※2}に適合しないものがある場合

※2 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に定められる基準

表 1 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項

ガイド	要求事項
<p>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</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価 実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>
<p>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</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から 60 年間（ただし、⑧ただし書きの規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から 40 年間とする。）</p> <p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、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から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。</p>

3. 評価対象と評価手法

3.1 評価対象機器・対象部位の選定

熱時効の評価対象機器・部位の抽出については、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（以下、「実施基準」という）」のF.5（2相ステンレス鋼の熱時効）F.5.2（評価対象）解説図F.5.5（熱時効の評価機器・部位の抽出フロー）を基に、以下の条件を含んだ機器、部位を抽出した。

- 使用温度が 250℃以上
 - 使用材料が 2 相ステンレス鋼（ステンレス鋳鋼）
 - 亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される
- 熱時効の事象分類スクリーニングフローを図 1 に示す。

本スクリーニングフローにおける「亀裂の原因となる経年劣化事象」とは、応力腐食割れ又は疲労割れが想定されるか否かについて確認を行っている。

また、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）及びそれ以外の経年劣化事象のうち、下記①、②のいずれかに該当する場合は、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整理・分類した。

- ① 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（△：日常劣化管理事象）
- ② 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（▲：日常劣化管理事象以外）

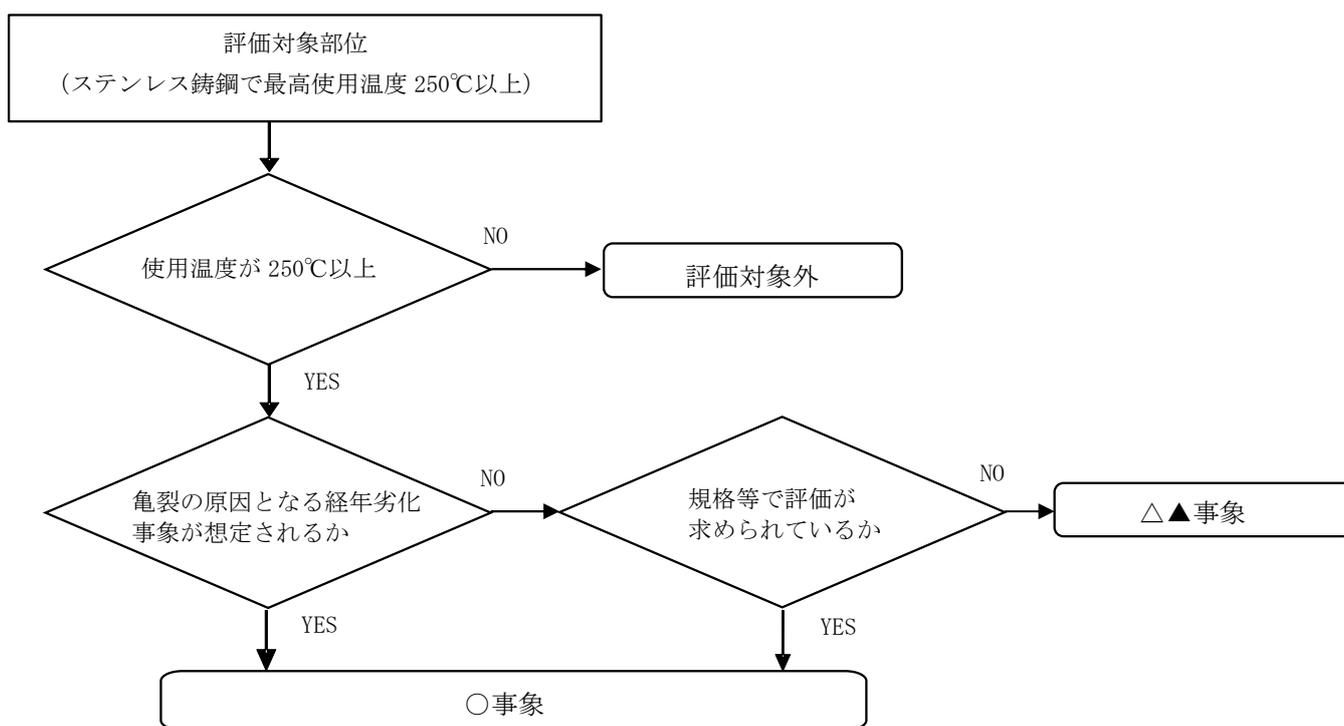


図 1 熱時効事象分類スクリーニングフロー

図1のスクリーニングフローにて高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）と分類した部位より，定量評価の対象となる部位を「図2 熱時効定量評価対象スクリーニングフロー」により抽出する。

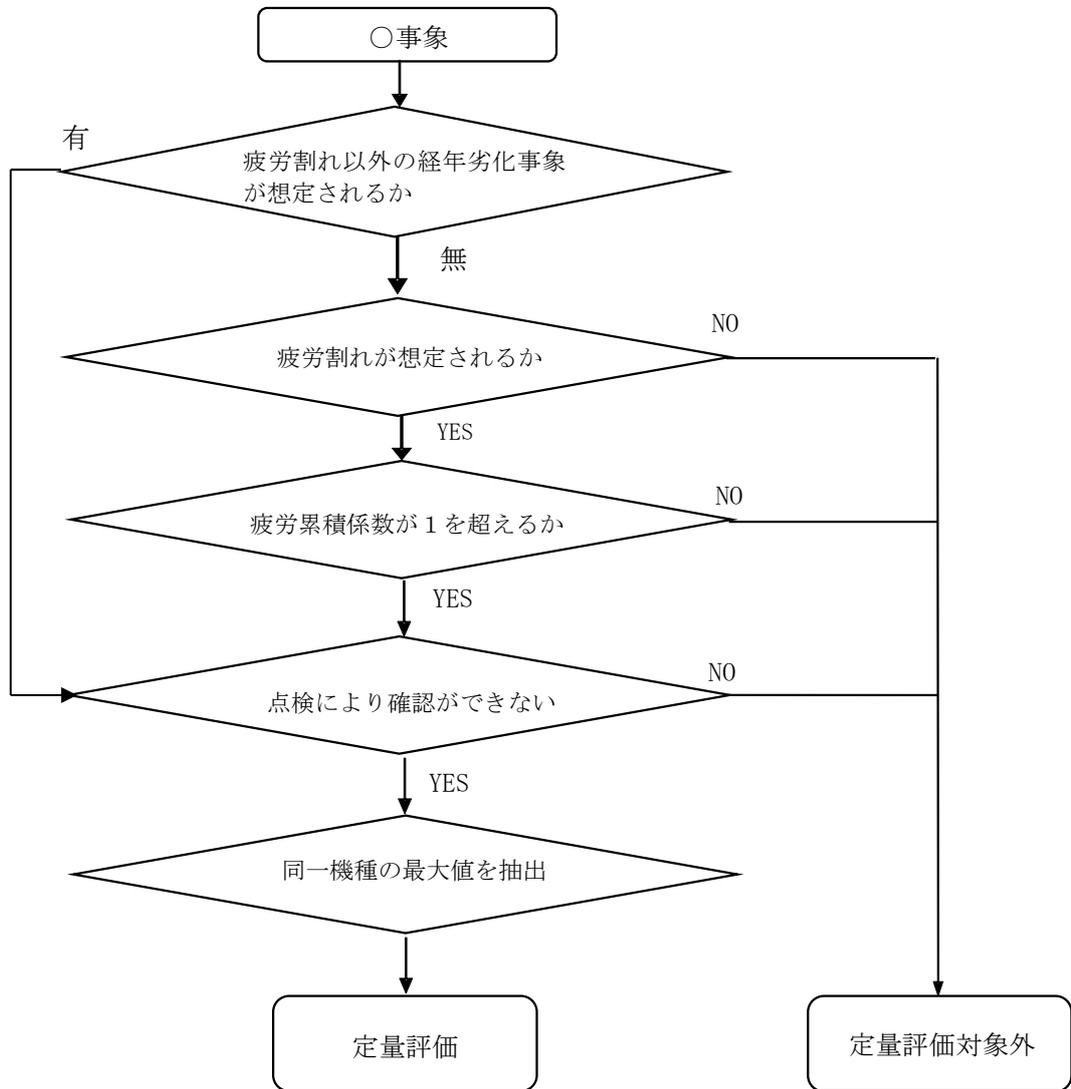


図2 熱時効定量評価対象スクリーニングフロー

熱時効スクリーニングフローによる評価対象部位の抽出結果一覧を表2に示す。
 なお，抽出の結果，定量評価の対象となる部位は，抽出されなかった。
 表2に示す対象機器・部位のうち，熱時効が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）として整理・分類した部位のうち，低サイクル疲労割れが想定されており，別冊（弁）1-5 ページ表1-1に記載の通り，重要度（PS-1）及び最高使用圧力（約10.4MPa）が高い原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱を代表部位として選定し，「4. 代表機器の技術評価」にて具体的な説明を実施する。また，その他の評価対象機器は「5. 代表機器以外の技術評価」にて説明を実施する。

表 2 熱時効の劣化評価に関する評価対象部位の抽出結果一覧

評価書分類	機器	部位	最高使用温度【℃】	使用温度【℃】	熱時効の事象分類※1	亀裂の原因となる劣化事象※2	疲労累積係数	評価結果※3	備考
仕切弁	原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁 (代表機器)	弁箱	302	276	○	低サイクル疲労割れ	1以下	定量評価対象外	代表機器として、疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		弁ふた	302	276	△	無し	—	—	
		弁体	302	276	△	無し	—	—	
	原子炉再循環系ポンプ吸込弁	弁箱	302	276	○	低サイクル疲労割れ	—	定量評価対象外	代表機器と比較して、条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた, 弁体	302	276	△	無し	—	—	
	原子炉冷却材浄化系	弁箱, 弁ふた, 弁体	302	276	△	無し	—	—	
逆止弁	ほう酸水注入系PCV外側逆止弁	弁箱, 弁座	302	250未満	—	—	—	—	
炉内構造物	燃料支持金具	中央燃料支持金具	302	276	△	無し	—	—	
	制御棒案内管	ベース	302	276	△	無し	—	—	
機械設備	制御棒	落下速度リミッタ	302	276	▲	無し	—	—	
	制御棒駆動機構	コレットピストン, コレットリテナチューブ	302	250未満	—	—	—	—	

※1: 図1の熱時効事象分類スクリーニングフローによるスクリーニング結果を記載している。
 ※2: 技術評価書にて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としている事象を示している。
 ※3: 図2の熱時効定量評価対象スクリーニングフローによるスクリーニング結果を記載している。

○: 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)

3.2 評価手法

代表部位について、不安定破壊の原因である亀裂が存在しなければ健全性の維持は可能であることから、亀裂の原因となる低サイクル疲労割れが発生する可能性について評価を実施する。

4. 代表機器の技術評価

4.1 健全性評価

熱時効による靱性低下は、フェライト量が多く、使用温度が高く、時効時間が長いほど大きくなる。靱性が低下した状態で亀裂が存在する場合には小さな荷重で亀裂が進展し、不安定破壊を引き起こす可能性がある。原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱の使用温度は250℃以上であり、熱時効による靱性低下の可能性は否定できないが、不安定破壊の原因となる亀裂が存在しなければ健全性の維持は可能である。

亀裂の原因となる経年劣化事象としては、応力腐食割れ及び低サイクル疲労割れが考えられるが、ステンレス鋳鋼は、2相ステンレス組織であり、溶接等による熱影響によって鋭敏化することがないため、応力腐食割れは発生しないものと考えられる^{※1}ことから、当該機器において、亀裂の原因として想定される経年劣化事象は低サイクル疲労割れのみである。

低サイクル疲労割れについては、冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価を実施することから、過渡条件は運転開始後40年時点までの期間を想定して設定した。ただし、冷温停止状態においては、プラントの起動・停止等の熱過渡が生じないため、運転開始後40年時点の過渡条件は、現時点（2022年8月11日）の過渡実績となる。従って、低サイクル疲労評価の過渡条件の繰り返し回数は、現時点（2022年8月11日）までの運転実績に基づく実績過渡回数を用いて、疲れ累積係数による評価を実施している。

表3に示すとおり、40年時点の疲れ累積係数は許容値である1を十分に下回ることを確認している。

※1：一般社団法人 日本原子力安全推進協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」

表3 代表機器の運転40年時点の疲労評価結果

対象機器 (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	環境疲労評価 手法による解析
	運転開始後40年時点	運転開始後40年時点
原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁 (弁箱)	0.036	0.804

4.2 現状保全

原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱の検査内容及び現状保全の内容を以下に示す。

- ① 原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱の製造時には、放射線透過検査及び浸透探傷検査を実施しており、有意な欠陥のないことを確認している。

【原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱】

検査方法：放射線透過検査

判定基準：告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）

検査結果：合格

検査方法：浸透探傷検査

判定基準：告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）

検査結果：合格

- ② 現状保全の点検方法、判定基準及び検査結果

原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱の現状保全としては、分解点検時の目視検査及び浸透探傷検査により、異常のないことを確認している。現在までの検査で異常のないことを確認しており、これまでに補修した実績はない。

至近の検査結果を以下に示す。

【原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱】

・分解点検

検査方法：目視検査、浸透探傷検査（シート面）

判定基準（目視検査）：社内基準（強度、性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂、打痕、変形が無いこと）

判定基準（浸透探傷検査）：告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）

実施時期：第 6, 8 回定期事業者検査

検査結果：合格

4.3 総合評価

運転開始後 40 年時点を想定した原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱の健全性評価結果から判断して、高温環境下のため熱時効により破壊靱性が低下する可能性はあるが、現状保全において、目視点検及び浸透探傷検査を実施し、異常の無いことを確認しており、冷温停止状態においては、有意な熱過渡はなく、今後の亀裂の原因となる疲労割れの発生・進展する可能性はないことから、熱時効が高経年化対策上問題となる可能性はないと判断する。

4.4 高経年化への対応

原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱の熱時効については、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く、今後も現状保全を継続していく。

5. 代表機器以外の技術評価

表 2 に示す機器のうち、使用温度が 250℃以上となる機器について評価を行った。

亀裂の原因となる低サイクル疲労割れが想定される機器は、代表機器の評価に包含され、低サイクル疲労割れが発生する可能性はないと評価する。

また、その他の機器については、亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されないことから、熱時効が問題となる可能性はないと評価する。なお、冷温停止状態において熱時効は進展することがない事象である。

別紙 1 に代表機器以外の機器に関する現状保全等について、別紙 2 に評価対象外機器の熱時効への対応を記載する。

6. まとめ

6.1 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査ガイドに適合していることを確認した。熱時効についての要求事項との対比表を表4に示す。

表4 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項との対比表

ガイド	要求事項	技術評価結果
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	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。	4.1の「健全性評価」に示すとおり、代表機器である原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱について運転開始後40年時点を想定した健全性評価を実施した。
	⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。	4.2に示すとおり、現状保全の評価結果から、現状の保全策が妥当であることを確認した。
	⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。	4.4に示す通り、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した。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	
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	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から60年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から40年間とする。）	4.4に示すとおり、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した。
	3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、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から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。	

6.2 施設管理に関する方針として策定する事項

施設管理に関する方針として策定する事項は、抽出されなかった。

別紙

別紙 1. 代表機器以外の機器に関する現状保全等について

別紙 2. 評価対象外機器の熱時効への対応について

<代表機器以外の機器に関する現状保全等について>

熱時効の健全性評価において、代表機器以外の機器に関して、亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されないと判断した理由は以下のとおり。

- ・ステンレス鋳鋼は 2 相ステンレス組織であり、溶接等による熱影響によって鋭敏化することがないため、応力腐食割れは発生しないものと考えられる^{※1}。
- ・製造時の非破壊検査にて、初期欠陥のないことを確認している。
- ・疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける機器について、建設時に工事計画認可にて評価を実施しており、技術評価においても代表機器において評価を実施し、許容値を満たすことを確認している。

その他の機器については、工事計画認可時の評価対象ではなく、また、疲労評価上、プラントの起動・停止時等に温度・圧力及び流量変化の影響が代表機器よりも厳しくないことから、疲労割れが発生する可能性はない。

※1：一般社団法人 日本原子力安全推進協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」

以下に、代表機器以外の機器において「亀裂の原因となる経年劣化事象が想定される部位」及び「亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されない部位」の対応について示す。

1. 亀裂の原因となる経年劣化事象が想定される部位の対応について

(1) 原子炉冷却材再循環系ポンプ吸込弁の弁箱について

原子炉冷却材再循環系ポンプ吸込弁の弁箱は、表 1 に示すとおり、製造時の検査および現状保全を実施し、異常がないことを確認している。

また、低サイクル疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける部位として、代表機器である原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱において運転開始後 40 年時点を想定した評価を実施しており、許容値を満足していることから、低サイクル疲労割れが発生する可能性はない。

以上より、熱時効は想定されるが、そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと評価する。

表 1 原子炉冷却材再循環系ポンプ吸込弁の弁箱の製造時の検査及び現状保全

機種分類	機器名称	対象部位	製造時の検査及び判定基準※	現状保全及び判定基準※	結果
仕切弁	原子炉再循環系ポンプ吸込弁	弁箱	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線透過検査：① ・浸透探傷検査：② 	<ul style="list-style-type: none"> ・供用期間中検査：③ ・浸透探傷検査（シート面）：④ ・目視点検：⑤ 	合格

※：製造時の検査及び現状保全の判定基準を以下に示す。

- ①告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ②告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ③弁本体の内表面の目視点検：JEAC 4205-1996
- ④告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ⑤社内基準：「表面に強度，性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂，打痕，変形が無いこと。」

2. 亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されない部位の対応について

(1) 制御棒の落下速度リミッタ, 中央燃料支持金具, 制御棒案内管のベースについて

当該部位は, 表 2 のとおり, 製造時の検査を実施し, 異常がないこと並びに現状保全を実施している。

また, 発生する応力は自重及び支持対象物の重量が主であり, 劣化による亀裂は想定されない。

以上より, 熱時効は想定されるものの, そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

表 2 制御棒の落下速度リミッタ等の製造時の検査及び現状保全

対象機器	対象部位	製造時の検査 及び判定基準※1	現状保全の内容 及び判定基準※1	結果
制御棒 (ボロン・カーバイド型制御棒)	落下速度リミッタ	・放射線透過検査: ① ・浸透探傷検査: ①	・運用基準※2に基づき取替	合格
燃料支持金具 (中央, 周辺)	中央燃料支持金具	・放射線透過試験: ② ・浸透探傷検査: ②	・供用期間中検査 (予定): ③	合格
制御棒案内管	ベース	・放射線透過試験: ② ・浸透探傷検査: ②	・供用期間中検査 (予定): ③	合格

※1: 製造時の検査及び現状保全の判定基準を以下に示す。

①メーカー基準による

②告示 501 号 (発電用原子力設備に関する構造等の技術基準)

③維持規格 (JSME S NA1-2008) VT-3

※2: 制御棒を軸方向に 4 等分したいずれかの区間で相対値が 10%減少した時点の核的寿命に対して保守的に定めた運用基準による。

(2) 原子炉冷却材再循環系ポンプ吸込弁（弁ふた，弁体）について

各弁の弁ふた，弁体は，表 3 に示す通り，製造時の検査または現状保全により，異常がないことを確認している。

また，低サイクル疲労割れについては，プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける部位として，代表機器である原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱において運転開始後 40 年時点を想定した評価を実施しており，許容値を満足することを確認している。

さらに，疲労評価上，弁箱が弁ふた，弁体よりも厳しいと考えられることから，弁ふた，弁体の低サイクル疲労割れが発生する可能性はない。

以上より，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

表 3 原子炉冷却材再循環系ポンプ吸込弁の製造時の検査及び現状保全

機種分類	対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準※	現状保全及び判定基準※	結果
仕切弁	原子炉再循環ポンプ吸込弁	弁ふた， 弁体	・放射線透過検査：① ・浸透探傷検査：②	・目視点検：③ ・浸透探傷検査（弁体）：④	合格

※：製造時の検査及び現状保全の判定基準を以下に示す。

- ①告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ②告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ③社内基準：「表面に強度，性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂，打痕，変形が無いこと。」
- ④告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）

(3) 原子炉冷却材浄化系（弁箱，弁ふた，弁体）について

各弁の弁箱，弁ふた，弁体は，表 4 に示す通り，製造時の検査または現状保全により，異常がないことを確認している。

以上より，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

表 4 原子炉冷却材浄化系の製造時の検査及び現状保全

機種分類	対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準※	現状保全及び判定基準※	結果
仕切弁	原子炉冷却材浄化系	弁箱 弁ふた 弁体	・放射線透過検査：① ・浸透探傷検査：②	・目視点検：③ ・浸透探傷検査：④ ・供用期間中検査：⑤	合格

※：製造時の検査及び現状保全の判定基準を以下に示す。

- ①告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ②告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ③社内基準：「表面に強度，性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂，打痕，変形が無いこと。」
- ④告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）
- ⑤弁本体の内表面の目視点検：JEAC 4205-1996

以上

<評価対象外機器の熱時効への対応について>

以下の機器・部位を熱時効の評価対象外とした理由を示す。

(1) 使用温度が 250℃未満の逆止弁について

ほう酸水注入系 PCV 外側逆止弁については、最高使用温度は 302℃であるが、実際の使用温度は 24～30℃であり、250℃未満であることから、評価対象外とした。

(2) 制御棒駆動機構のコレットリテナチューブについて

当該部位は、最高使用温度は 302℃であるが、実際の使用温度は 149℃以下であり、使用温度は 250℃未満であることから評価対象外とした。

以上