

原 発 本 第 1 3 2 号

2 0 2 3 年 1 0 月 6 日

原子力規制委員会 殿

住 所 福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号

申 請 者 名 九州電力株式会社

代表者氏名 代表取締役社長執行役員 池辺 和弘

川内原子力発電所運転期間延長認可申請書

(1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長)の一部補正について

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3第4項の規定に基づき、2022年10月12日付、原発本第93号をもって延長認可申請し、2023年9月13日付、原発本第109号をもって補正申請をしました川内原子力発電所運転期間延長認可申請書(1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長)について、下記のとおり補正いたします。

記

川内原子力発電所運転期間延長認可申請書(1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長)の添付書類一及び添付書類二を別添のとおり一部補正する。

以 上

別添 1

川内原子力発電所運転期間延長認可申請 添付書類「一、川内原子力発電所 1 号炉 特別点検結果報告書」を以下のとおり補正する。

対象	機器	対象頁	補正内容
本文	—	表紙, P1	別紙-1 に変更する。
添付 3	コンクリート構造物	P1, 1-1, 1-13	別紙-2 に変更する。

添付書類一

川内原子力発電所 1 号炉

特別点検結果報告書

2022年10月

(2023年9月一部変更)

(2023年10月一部変更)

九州電力株式会社

1. はじめに

本書類は、川内原子力発電所1号炉に対して実用炉規則第113条及び「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」（以下、「運用ガイド」という。）に基づき実施した特別点検の結果を説明するものである。

2. 特別点検の実施体制及び実施手順

特別点検に関する業務は、川内原子力発電所の保安活動と同様「川内原子力発電所原子炉施設保安規定（要則）」第3条品質マネジメントシステム計画のもと、当社の品質マネジメントシステムに基づき以下のとおり適切に実施した。

2. 1 調達先による点検の実施

(1) 点検の計画

調達先による点検（以下、「自主点検」という。）は、運転開始後35年を経過する日以降に実施した設備の劣化状況を把握するための点検である。

点検の立案に際しては、運用ガイドの内容（点検対象部位、点検方法等）に基づき、着目する劣化事象を踏まえて、点検対象部位に応じた点検方法を設定した。

(2) 点検の実施、点検結果の確認

自主点検の実施にあたっては、川内原子力発電所保修課長及び土木建築課長が調達を行った。

これらの調達先については、「調達管理要領」等に基づき、調達先の品質マネジメントシステムについて記述された品質保証計画書を定期的に徴収し、各課長が徴収した品質保証計画書を審査している。

また、これらの調達先は、「調達管理要領」等に基づき、品質保証計画書の確認等により適切に管理された。

調達先は、調達文書の要求事項を満足するよう工事（委託）要領書を川内原子力発電所保修課長及び土木建築課長に提出し、事前に承認を得たうえで点検を行った。

また、川内原子力発電所保修課長及び土木建築課長は、「作業管理要領」等に基づき、調達要求事項が調達先により適切に履行されるよう、工事（委託）要領書に従った立会・記録確認により調達先による点検工事の管理を行い、調達先による自主点検が適切なプロセスに基づき行われたことを確認した。

1. 特別点検の対象の機器・構造物及び部位

「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」(原管P発第1306197号 改正令和2年3月31日 原規規発第20033110号 原子力規制委員会決定)に基づき、特別点検を実施した対象の機器・構造物及び部位は表1のとおりである。なお、新規制基準以降に設置した常設重大事故等対処設備に属する構造物(緊急時対策所、大容量空冷式発電機基礎、特定重大事故等対処施設)については、他の構造物に比べて運転開始後の経過年数が短いことから経年劣化は進行していないと判断している。また、建設時に各種試験(圧縮強度試験、乾燥単位容積質量試験)を実施して設計値を満足していることも確認している。

表1 特別点検の対象の機器・構造物及び部位、点検項目

対象のコンクリート構造物	対象の部位	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
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	○	○	○	○	○
	内部コンクリート	○	○	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
原子炉補助建屋	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○	○	—	○
	使用済み燃料プール	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
タービン建屋	内壁及び床	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
取水槽	海中帯	○	—	○	○	○
	干満帯	○	—	○	○	○
	気中帯	○	—	○	○	○
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	原子炉格納施設内	/	—	/	—	/
	原子炉補助建屋内	/	—	/	—	/
	タービン建屋内(タービン架台を含む。)	/	—	/	—	/
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	非常用ディーゼル発電用燃料油貯油槽基礎	○	※	○	○	○
	燃料取替用水タンク基礎	○	※	○	○	○

凡 例

○：特別点検を実施

—：「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」(原管P発第1306197号 改正令和2年3月31日 原規規発第20033110号 原子力規制委員会決定)において対象外

/：上記の対象のコンクリート構造物に含まれる

※：該当する部位がない

作成	
調査・計画グループ	
担当	(承認)
[Redacted]	

2023年10月4日 [Redacted]

記載の充実
(10ページに追記)

[Redacted] (承認)
[Redacted]

確認		
土木建築課		
担当	副長	課長
[Redacted]		

確認
品質保証担当 (品質保証グループ長)
[Redacted]

九州電力株式会社 川内原子力発電所1号炉
特別点検要領書 (コンクリート構造物)

土木建築本部
調査・計画グループ

2021年10月14日 制定

自主点検内容

点検項目	点検方法 (試験方法)	点検に必要な コアサンプルの径 (mm)	備考
強度	JIS A 1108 ^{*1} コンクリートの圧縮強度試験方法	80以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ JIS規格 ・ 1箇所当たりコア3本を試験
遮蔽能力	・ JASS 5N T-601 ^{*2} コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法に準じた方法	80以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ JIS規格がないため、JASS 5N T-601に準じて実施 ・ JASS 5N T-601がコア径80mm及び既設構造物に対しても適用できることを試験により確認済み ・ 1箇所当たりコア3本を試験
中性化深さ	JIS A 1152 ^{*3} コンクリートの中性化深さの測定方法	80以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ JIS規格 ・ 1箇所当たりコア3本を試験
塩分浸透	JIS A 1154 ^{*4} 硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオンの試験方法	80以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ JIS規格 ・ 電位差滴定法により実施 ・ 1箇所当たりコア3本を試験
アルカリ骨材反応	コアサンプルの実体顕微鏡観察	80以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ 規格が存在しないため、最新知見（原子力規制庁長官官房技術基盤グループ「安全研究成果報告 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究」（RREP-2018-1004））に基づく方法で実施 ・ 1箇所当たりコア1本を試験

※使用するコアサンプルは「JIS A 1107^{*5} コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法」に準じて採取する。

*1: JIS A 1108 (2018)

*2: JASS 5N T-601 (2013)

*3: JIS A 1152 (2018)

*4: JIS A 1154 (2020)

*5: JIS A 1107 (2012)

2023年10月4日

試験規格の年度を追記

別添 2

川内原子力発電所運転期間延長認可申請 添付書類「二、川内原子力発電所 1 号炉 劣化状況評価書」を以下のとおり補正する。

評価書	対象	機器	対象頁	補正内容
本冊	—	—	表紙, P22 P24～28	別紙-1 に変更する。
別冊	ポンプ	ターボポンプ	P47	別紙-2 に変更する。
		1 次冷却材ポンプ	P11	別紙-3 に変更する。
	熱交換器	多管円筒形熱交換器	P42	別紙-4 に変更する。
		蒸気発生器	P21	別紙-5 に変更する。
	容器	原子炉容器	P14	別紙-6 に変更する。
		加圧器本体	P10, 13	別紙-7 に変更する。
		機械ペネトレーション	P32, 36	別紙-8 に変更する。
	配管	ステンレス鋼配管	P30, 36	別紙-9 に変更する。
		炭素鋼配管	P28	別紙-10 に変更する。
		1 次冷却材管	P10	別紙-11 に変更する。
	弁	仕切弁	P44, 50	別紙-12 に変更する。
		玉形弁	P63, 70	別紙-13 に変更する。
		スイング逆止弁	P51, 57	別紙-14 に変更する。
		リフト逆止弁	P49	別紙-15 に変更する。
	炉内構造物	炉内構造物	P32	別紙-16 に変更する。
	ケーブル	同軸ケーブル	P16	別紙-17 に変更する。
	コンクリート構造物及び鉄骨構造物	コンクリート構造物	P16～18	別紙-18 に変更する。
	機械設備	重機器サポート	P51	別紙-19 に変更する。
		原子炉容器内挿物	P12	別紙-20 に変更する。

添付書類二

川内原子力発電所 1 号炉

劣化状況評価書

2022年10月

(2023年9月一部変更)

(2023年10月一部変更)

九州電力株式会社

なお、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、統括責任者が承認した。

さらに2023年7月に認可された設計及び工事計画を踏えた評価等を本評価書に反映し、2023年10月5日に同委員会において審議を実施し確認され、統括責任者が承認した。

3. 4 協力先の管理

経年劣化の技術評価を委託した三菱重工業株式会社及び三菱電機株式会社並びにシーメンスエナジーグローバル GmbH&Co. KG 委託業務にあたって品質保証監査や品質保証計画書により品質保証体制等に問題のないことを確認した

3. 5 評価記録の管理

管理すべき主な文書・記録の名称、保有主管箇所及び保存年限は、規定文書に定めている。高経年化技術評価に係る主なものは以下のとおりである。

名称	分類	主管箇所	保存年限
高経年化技術評価実施計画書	文書	原子力経年対策グループ	10年
高経年化技術評価実施手順書	文書	原子力経年対策グループ	10年
高経年化技術評価書	記録	原子力経年対策グループ	永久

3. 6 評価に係る教育

原子力発電本部原子力経年対策グループ及び土木建築本部調査・計画グループは、技術評価を実施する力量を設定し、力量管理を実施するとともに、技術評価時のOJT等により評価に関する知識の向上を図った。

3. 7 評価年月日

2023年10月5日

3. 8 評価を実施した者の氏名

原子力発電本部	原子力経年対策グループ長	石井 朝行
土木建築本部	調査・計画グループ長	生貞 幸治

資料 3-2 実施工程

年度	2020年度		2021年度		2022年度		2023年度	
項目		▼		▼		▼		▼
実施計画書、実施手順書の作成		▼		▼				▼ ▼
評価書作成		■		■		■		■
特別点検実施				■		■		■
発電所レビュー						■		■
評価書の確認						■		■
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						▼		▼ ▼

第4章 技術評価方法

本章では、評価対象機器・構造物に係る技術評価方法及び耐震・耐津波安全性評価方法の概要を記載している。

4. 1 技術評価対象機器

対象機器は、高経年化対策実施ガイド等に従い、川内1号炉の安全上重要な機器等（「実用炉規則 第82条第1項」で定める機器・構造物）とした。

なお、川内1、2号炉で共用する機器・構造物についても本評価書の評価対象としている。

具体的には、安全重要度分類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（実用炉規則別表第二において規定される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、工事計画認可申請書、系統図、ブロック図等を基に抽出した。

なお、供用に伴う消耗が予め想定され、設計時に取替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する。また、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する。

上記の消耗品、定期取替品については、発電所の規定文書に基づき整備している。

4. 2 技術評価手順

4. 2. 1 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、電源設備に分類し評価した。

また、選定された評価対象機器は合理的に評価するため、構造（型式）、使用環境（内部流体等）、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：2008」附属書A（規定）に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表^注」を参考に、対象機器を分類しグループ化を行った。

次に、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（以下、「代表機器」という。）を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内代表機器以外に水平展開するとい

う手法で全ての機器について評価を実施した。ただし、代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については、個別に評価を実施した。

注：「経年劣化メカニズムまとめ表」はこれまでの高経年化技術評価の知見を包括的にまとめ、高経年化技術評価対象機器個別の条件（型式、使用環境、材料等）を考慮し、安全機能達成のために要求される機能の維持に必要な主要な部位に展開した上で、その部位と経年劣化事象の組合せを整理した表であることから、「経年劣化メカニズムまとめ表」を活用することで、これまでに確認されている使用材料及び環境に応じ発生しているか又は発生が否定できない経年劣化事象を抜け落ちなく抽出することができる。

なお、2.4に示す「劣化メカニズム整理表」は「経年劣化メカニズムまとめ表」に保全を最適化するために施設管理に活用する情報を集約してまとめたものであり、施設管理の結果により充実していくものである。この「劣化メカニズム整理表」に反映される施設管理の結果による情報は必要に応じて「経年劣化メカニズムまとめ表」にフィードバックされる。

4. 2. 2 国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

川内1号炉の技術評価を実施するにあたり、当社至近の川内原子力発電所1号炉及び2号炉の30年目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した。

なお、その期間以外においても、劣化状況評価上特に重要な知見、運転経験が得られた場合には、反映を実施する。

国内の運転経験としては、法令に基づき国への報告が必要なトラブル情報に加え、法令に基づく報告が必要のない軽微な事象であるが保安活動の向上の観点から情報共有することが有益な情報も含んでいる。具体的には、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」を対象とした。

また、海外の運転経験としては、NRC（米国原子力規制委員会；Nuclear Regulatory Commission）のBulletin、Generic Letter及びInformation Notice並びに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)から入手した情報を対象とした。

* : JANSI における会議体であり、国内 PWR 電力会社が構成委員となり、プラントメーカーの技術支援も受けて NRC 情報以外 (WANO 情報、INPO 情報等) も含めた海外運転経験を収集、分析している。

川内 1 号炉の技術評価において、新たに考慮した主な運転経験を以下に示す。

- a. 仏国ベルビル 2 号炉 制御棒駆動機構のサーマルスリーブの摩耗 (2017年12月)
- b. 大飯発電所 3 号炉 加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示 (2020年8月)

また、川内 1 号炉の技術評価において、検討対象とした主な原子力規制委員会からの指示文書等を以下に示す。

- a. 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の一部改正について
(平成 28 年 4 月 13 日、原規規発第 1604131 号)
- b. 実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイドの一部改正について
(平成 29 年 9 月 20 日、原規規発第 1709202 号)
- c. 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の一部改正について
(平成 28 年 11 月 2 日、原規規発第 16110217 号)
- d. 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一部改正について
(平成 29 年 9 月 20 日、原規規発第 1709202 号)
- e. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈等の一部改正について
(令和 2 年 3 月 31 日、原規規発第 20033110 号)

その他、川内 1 号炉の技術評価において、検討対象とした国の定める技術基準、日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会等の規格・基準類及び原子力規制委員会により公開されている安全研究のうち、新たに考慮した主な情報を以下に示す。

- a. 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 [2013 追補版]
(JEAC 4201-2007)
- b. 日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021
(AESJ-SC-P005:2021)
- c. N R A 技術報告 中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響
(NTEC-2019-1001)

4. 2. 3 経年劣化事象の抽出

劣化状況評価を行うにあたっては、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：2008」附属書A（規定）等に基づき、「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。

なお、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した。経年劣化事象の分類を資料4-1に示す。

このうち、下記分類の「イ」に該当する経年劣化事象は、「主要6事象^注」のいずれにも該当しないものであって、2. 4で記載した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劣化管理を的確に行うことによって健全性を担保にしているものである。結果としてこれらが日常劣化管理事象となる。

- 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

注：原子力規制委員会の「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」に示された「低サイクル疲労」、「中性子照射脆化」、「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・計装品の絶縁低下」及び「コンクリートの強度低下及び遮蔽機能低下」

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 ケーシング（ケーシングカバーを含む）の疲労割れ [余熱除去ポンプ]

a. 事象の説明

ケーシングは、プラントの起動・停止時等に熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーシングの健全性評価にあたっては、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。

評価対象部位を図2.3-1に示す。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。

なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 ケーシングの疲労割れ

a. 事象の説明

ケーシングは、プラントの起動・停止時等に熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーシングに発生する応力については、構造が不連続で、かつ肉厚が大きいため比較的大きな熱応力の発生する吸込ノズル、吐出ノズル及び脚部を対象として「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。

評価対象部位を図2.3-1に示す。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。

なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 管板の疲労割れ [再生熱交換器、余熱除去冷却器]

a. 事象の説明

管板は、プラントの起動・停止等に熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

管板の健全性評価にあたっては、「(社) 日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。

管板に発生する応力については、2次元FEMモデルを作成し評価することとし、「(社) 日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」及び「ASME Sec. III Appendix A-8000」に基づき疲労評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社) 日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

評価対象部位を図2.3-1及び図2.3-2に、疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1及び表2.3-2に示す。

なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-3に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 管板及び給水入口管台の疲労割れ

a. 事象の説明

プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

熱過渡が厳しい、あるいは構造不連続で応力が大きい管板廻り及び給水入口管台を対象として「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき疲労評価を行った。なお、管板穴部については、ASME Section. III Appendix A-8000と同様の手法で応力強さを補正しており、補正データはW. J. O' Donnellの論文から引用した。(参考文献: W. J. O' Donnell, "A Study of Perforated Plates with Square Penetration Patterns," Welding Research Council Bulletin 124, 1967)

なお、川内1号炉の蒸気発生器本体は、第19回定期検査時(2008年度)に取替えが実施されており、取替え後の蒸気発生器本体の各評価部位に対して、疲労評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。さらに、給水入口管台では、熱成層の影響を考慮して評価した。

疲労評価対象部位を図2.3-1に、疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*: 評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 出入口管台等の疲労割れ

a. 事象の説明

出入口管台等は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

出入口管台等の健全性評価にあたっては、構造が不連続であるため比較的大きな熱応力の発生する部位を対象として、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき疲労評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労評価については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

評価対象部位を図2.3-1に、疲労評価に用いた運転開始後60年時点での推定過渡回数を表2.3-1に示す。なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

それぞれの評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果を得た。

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(6) スプレイノズルの熱時効

加圧器本体スプレイノズルに使用しているステンレス鋼鋳鋼については、使用温度が250℃を超えるため熱時効による材料特性変化を起こす可能性がある。

しかしながら、耐圧部材ではないこと、外荷重を受けないため発生する応力は十分小さいことから、熱時効による材料特性の変化が問題となることはなく、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 スプレイライン用管台等の疲労割れ

a. 事象の説明

スプレイライン用管台等は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

スプレイ注水時又はインサージ（1次冷却材管から加圧器本体への流れ）やアウトサージ（加圧器本体から1次冷却材管への流れ）時の熱衝撃により比較的大きな熱応力が発生するスプレイライン用管台及びサージ用管台を対象として、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」に基づき疲労評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。さらに、スプレイライン用管台では、熱成層の影響を考慮して評価した。

評価対象部位を図2.3-1に、疲労評価に用いた運転開始後60年時点での推定過渡回数を表2.3-1に示す。なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

それぞれの評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果を得た。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 端板の疲労割れ [余熱除去出口配管貫通部 (固定式配管貫通部)]

a. 事象の説明

余熱除去出口配管貫通部 (固定式配管貫通部) は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、図2.3-1に示す貫通配管と端板との溶接部に比較的高い応力が発生し、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

熱過渡による疲労評価上厳しいと考えられる余熱除去出口配管貫通部 (固定式配管貫通部) を対象として「(社) 日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。

評価対象部位を図2.3-1に、疲労評価に用いた運転開始後60年時点での推定過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3.2 伸縮継手の疲労割れ

[主蒸気管貫通部及び主給水管貫通部（伸縮式配管貫通部）]

a. 事象の説明

主蒸気管貫通部及び主給水管貫通部（伸縮式配管貫通部）は、プラントの起動・停止時等の運転に伴い熱過渡を繰り返し受けるため、図2.3-2に示す伸縮継手本体は伸縮を繰り返し、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

熱過渡による疲労評価上厳しいと考えられる主蒸気管貫通部及び主給水管貫通部（伸縮式配管貫通部）を対象として「(社)日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」に基づき疲労評価を行った。

評価対象部位を図2.3-2に、疲労評価に用いた運転開始後60年時点での推定過渡回数を表2.3-3に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-4に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 母管の疲労割れ [余熱除去系統配管]

a. 事象の説明

母管は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

母管の健全性評価にあたっては、以下に示す要領により応力算出並びに評価を行った。評価対象部位としては、1次冷却材管高温側余熱除去管台から原子炉格納容器貫通部までとした。

評価方法は、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」に規定されるクラス1配管の評価基準を適用した。

また、使用環境を考慮した疲労について、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

疲労評価に用いた過渡回数を表3.1-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表3.1-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

母管の疲労割れに対しては、定期的に溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認するとともに漏えい検査により健全性を確認している。

したがって、母管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。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 母管の疲労割れ [主給水系統配管]

a. 事象の説明

母管は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

母管の健全性評価にあたっては、以下に示す要領により応力算出並びに評価を行った。評価対象部位としては、原子炉格納容器貫通部から蒸気発生器給水管台までとした。

評価方法は、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に規定されるクラス 1 配管の評価基準を準用した。

また、使用環境を考慮した疲労について、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 母管及び管台の疲労割れ

a. 事象の説明

母管及び管台は、プラントの起動・停止時等に熱過渡を繰り返し受け、さらに管台は冷水注入による熱過渡を受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

母管及び管台の健全性評価にあたっては、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労について、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

評価点を図2.3-1に、疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。

なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 弁箱の疲労割れ [RHR S入口隔離弁]

a. 事象の説明

弁箱は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

RHR S入口隔離弁の高応力部位を対象とした健全性評価を以下に示す要領にて実施した。

評価対象部位を図2.3-1に示す。

弁箱に発生する応力については、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価した。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

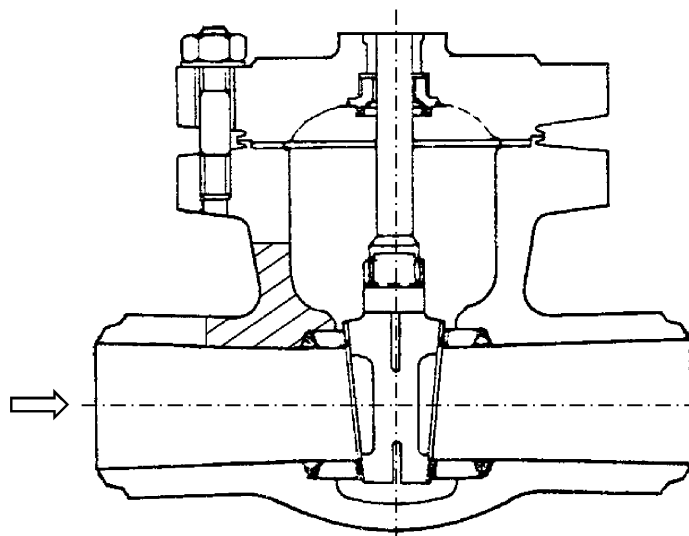


図2.3-1 川内1号炉 RHR S入口隔離弁

弁箱の疲労評価対象部位 (斜線部)

3.2.7 弁箱、弁蓋（外面）の応力腐食割れ

[燃料取替用水系統、2次系ドレン系統、補助給水系統の仕切弁]

屋外に設置されたステンレス鋼製鋼製の弁箱及び弁蓋は、大気中の海塩粒子等の塩分が付着した場合、塩化物イオンにより応力腐食割れが想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装又は防水措置（保温）を施しており、大気中の海塩粒子が付着する可能性は小さく、塗装又は防水措置（保温）が健全であれば応力腐食割れの可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装又は防水措置（保温）の状態を確認し、必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.8 弁箱、弁蓋の熱時効 [ステンレス鋼製鋼製の弁共通]

ステンレス鋼製鋼製の弁箱及び弁蓋は、使用温度が250℃を超える場合、熱時効により材料特性が変化する可能性があるが、熱時効は材質変化に加え、欠陥が存在し、かつ高い応力が存在する場合について検討が必要となる。

しかしながら、使用温度は代表機器以下であり、また、代表機器と同様に製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認しており、熱時効評価上の健全性が確認されている1次冷却材管（ホットレグの直管部等）と比較してフェライト量及び応力が小さく、熱時効による不安定破壊は起こらない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

3.2.9 弁蓋ボルトの腐食（全面腐食） [ステンレス鋼製弁蓋ボルトを除く弁共通]

弁蓋ボルトはガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 弁箱の疲労割れ [加压器水位制御弁]

a. 事象の説明

弁箱は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

加压器水位制御弁の高応力部位を対象とした健全性評価を以下に示す要領にて実施した。

評価対象部を図2.3-1に示す。

弁箱に発生する応力については、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価した。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

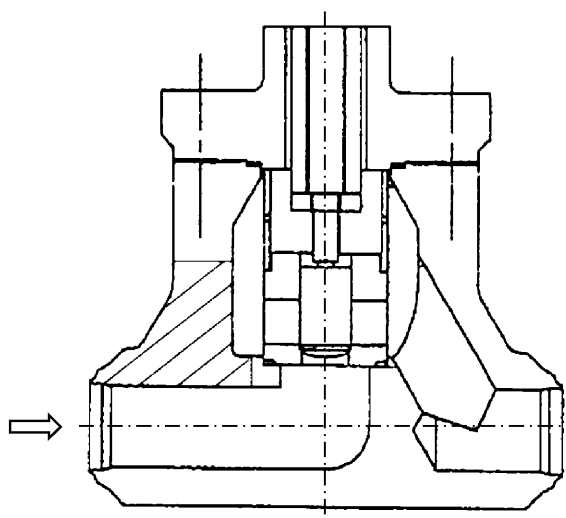


図2.3-1 川内1号炉 加压器水位制御弁

弁箱の疲労評価対象部位 (斜線部)

3.2.8 弁箱、弁蓋等の応力腐食割れ [液体廃棄物処理系統の玉形弁]

液体廃棄物処理系統玉形弁の弁箱、弁蓋等はステンレス鋼製等であり、内部流体は廃液で塩化物イオン濃度が高く、かつ高温であるため、応力腐食割れが想定される。

しかしながら、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.9 弁箱、弁蓋(外面)の応力腐食割れ [使用済燃料ピット浄化冷却系統の玉形弁]

屋外に設置されたステンレス鋼製鋼製の弁箱及び弁蓋は、大気中の海塩粒子等の塩分が付着した場合、塩化物イオンにより応力腐食割れが想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装又は防水措置(保温)を施しており、大気中の海塩粒子が付着する可能性は小さく、塗装又は防水措置(保温)が健全であれば応力腐食割れの可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装又は防水措置(保温)の状態を確認し、必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.10 弁箱、弁蓋の熱時効 [ステンレス鋼製鋼製の弁共通]

ステンレス鋼製鋼製の弁箱及び弁蓋は、使用温度が250℃を超える場合、熱時効により材料特性が変化する可能性があるが、熱時効は材質変化に加え、欠陥が存在し、かつ高い応力が存在する場合について検討が必要となる。

しかしながら、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認しており、熱時効評価上の健全性が確認されている1次冷却材管(ホットレグの直管部等)と比較してフェライト量及び応力が小さく、熱時効による不安定破壊は起こらない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 弁箱の疲労割れ [蓄圧タンク出口第2逆止弁]

a. 事象の説明

弁箱は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

蓄圧タンク出口第2逆止弁の高応力部位を対象とした健全性評価を以下に示す要領にて実施した。

評価対象部位を図2.3-1に示す。

弁箱に発生する応力については、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価した。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

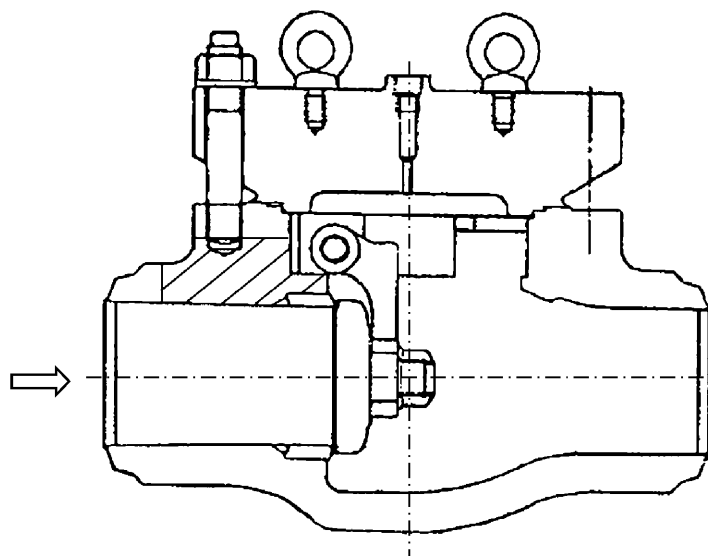


図2.3-1 川内1号炉 蓄圧タンク出口第2逆止弁
弁箱の疲労評価対象部位 (斜線部)

3.2.7 弁箱、弁蓋の熱時効 [ステンレス鋼製鋼製の弁共通]

ステンレス鋼製鋼製の弁箱及び弁蓋は、使用温度が250℃を超える場合、熱時効により材料特性が変化する可能性があるが、熱時効は材質変化に加え、欠陥が存在し、かつ高い応力が存在する場合について検討が必要となる。

しかしながら、使用温度は代表機器以下であり、また、代表機器と同様に製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認しており、熱時効評価上の健全性が確認されている1次冷却材管（ホットレグの直管部等）と比較してフェライト量及び応力が小さく、熱時効による不安定破壊は起こらない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

3.2.8 弁蓋ボルトの腐食（全面腐食） [ステンレス鋼製弁蓋ボルトを除く弁共通]

弁蓋ボルトはガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

3.2.9 弁体、弁座又は弁箱弁座部（シート面）の摩耗 [共通]

弁体、弁座又は弁箱弁座部シート面は弁の開閉による摩耗が想定される。

しかしながら、分解点検時の目視確認により状態を確認し、必要に応じてシート面摺り合わせ手入れ、取替を行うことにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 弁箱の疲労割れ [加圧器補助スプレイ逆止弁]

a. 事象の説明

弁箱は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

加圧器補助スプレイ逆止弁の高応力部位を対象とした健全性評価を以下に示す要領にて実施した。

評価対象部位を図2.3-1に示す。

弁箱に発生する応力については、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価した。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

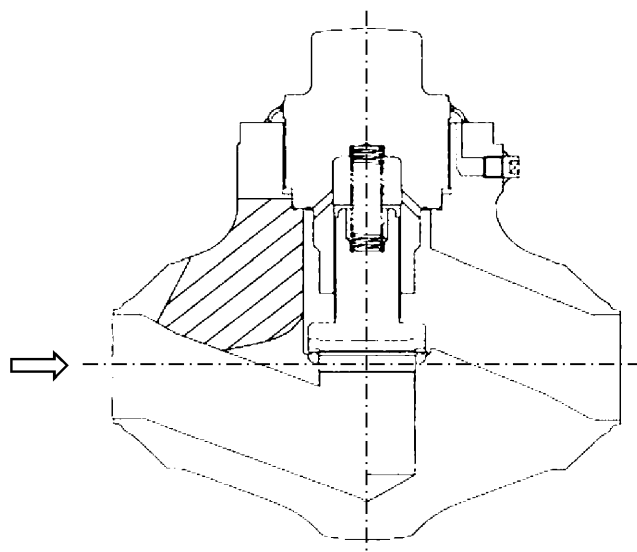


図2.3-1 川内1号炉 加圧器補助スプレイ逆止弁
弁箱の疲労評価対象部位 (斜線部)

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 炉心支持構造物の疲労割れ

a. 事象の説明

炉心支持構造物はプラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

炉心支持構造物の健全性評価にあたっては、構造が不連続であり、かつ、変形に対する拘束が大きい比較的大きな熱応力の発生する部位を対象として「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき疲労評価を行った。

評価対象部位の代表箇所を図2.3-1～図2.3-5に示す。

また、使用環境を考慮した疲労評価について「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた運転開始後60年時点での過渡回数を表2.3-1に示す。なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

それぞれの代表箇所における評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果を得た。

表2.3-6 難燃三重同軸ケーブル1の長期健全性試験条件*1（重大事故等）

		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	113℃-255h	80℃-255h (=45℃*2-60年)
	放射線 (集積線量)	750kGy (10kGy/h以下)	2.7kGy*3
重大事故 等相当	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	500kGy
	温度	最高温度：150℃	最高温度：約138℃
	圧力	最高圧力：0.5MPa[gage]	最高圧力：約0.350MPa[gage]

*1：長期健全性試験は、絶縁体種類が同一でシース種類が異なる難燃三重同軸ケーブルにて実施した

*2：通常運転時の原子炉格納容器内難燃三重同軸ケーブル1布設エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度

*3：通常運転時の原子炉格納容器内難燃三重同軸ケーブル1布設エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量（ 5×10^{-3} [Gy/h] \times (24 \times 365.25) [h/y] \times 60 [y] = 2.7kGy)

[出典（試験条件）：電力共同委託「高レンジエリアモニタ及び三重同軸ケーブル・コネクタに関わる耐環境性能評価委託2014年度」]

表2.3-7 難燃三重同軸ケーブル1の長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験	C-I 間 DC3,000V 1分 I-O 間 DC 500V 1分	良

[出典：電力共同委託「高レンジエリアモニタ及び三重同軸ケーブル・コネクタに関わる耐環境性能評価委託2014年度」]

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

経年劣化事象と、各事象に影響を及ぼす要因のうち

- 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。
- 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、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。

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（表2.2-1で△又は▲となっているもの）と判断し、以下に示す。

(1) コンクリートの強度低下

a. アルカリ骨材反応による強度低下

コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

川内1号炉は、運転開始後40年近く経過しており、定期的に目視点検を実施しているが、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。

また、使用している骨材（粗骨材、細骨材）については、1986年にモルタルバー法（ASTM C 227 : 1981）及び1987年にモルタルバー法（JASS5N T-201 : 1985）による反応性試験を実施し、有害でないことを確認している。モルタルバー法による反応性試験の結果は、膨張率が材令6ヶ月で0.1%以下の場合は無害とする判定基準に対して、最も高い骨材でも0.008%以下であった。

これに加え、特別点検による実体顕微鏡を用いた観察において、コンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認した。

以上から、コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下は、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。

なお、新規制基準以降に設置した構造物に使用している骨材（粗骨材、細骨材）についても、2013年～2015年に化学法（JIS A 1145 : 2007）及び2019年～2021年にモルタルバー法（JIS A 1146 : 2017）による反応性試験を実施し、有害でないことを確認している。

b. 凍結融解による強度低下

コンクリート中の水分が凍結し、それが気温の上昇や日射を受けること等により融解する凍結融解を繰り返すことでコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 J A S S 5 鉄筋コンクリート工事」（2018）に示される凍害危険度の分布図によると川内1号炉の周辺地域は「ごく軽微（凍害危険度1）」である。日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説」（1991）によると、凍害危険度が2以上の地域は、凍結融解を含む凍害を考慮する必要があるとされているため、「ごく軽微（凍害危険度1）」である川内1号炉において凍結融解が生じる可能性は低い。また、定期的に目視点検を実施しており、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。

以上から、凍結融解による強度低下は、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。

(2) コンクリートの耐火能力低下

a. 火災時の熱による耐火能力低下

コンクリート構造物は、断面厚により耐火能力を確保する設計であるが、火災時の熱により剥落が生じ、部分的な断面厚の減少に伴う耐火能力の低下によりコンクリート構造物の健全性が損なわれる可能性がある。

しかしながら、コンクリート構造物は通常の使用環境において、経年によりコンクリート構造物の断面厚が減少することはなく、定期的な目視点検においても断面厚の減少は認められていない。

以上から、火災時の熱によるコンクリートの耐火能力低下は、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

(3) 鉄骨の強度低下

a. 腐食による強度低下 [内部コンクリート（鉄骨部）、燃料取扱建屋（鉄骨部）、タービン建屋（鉄骨部）]

鉄は一般に大気中の酸素、水分と化学反応を起こして腐食する。また、海塩粒子等により腐食が促進される。腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。

しかしながら、定期的に目視点検を実施しており、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。また、鉄骨の強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場

合には、その部分の塗替え等を行うこととしている。

以上から、腐食による強度低下は、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

b. 風等による疲労に起因する強度低下

繰り返し荷重が継続的に鉄骨構造物にかかることにより、疲労による損傷が蓄積され、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。

煙突などの形状の構造物は、比較的アスペクト比（高さの幅に対する比）が大きく、風の直交方向に振動が発生する恐れがある（日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2015））。日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」（2015）において、アスペクト比が4以上の構造物は風による振動の検討が必要とされているが、鉄骨構造物にアスペクト比4以上の構造物はない。

以上から、風等による疲労に起因する強度低下は、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

原子炉補助建屋水密扉等の水密ゴムは、定期取替品であり、長期使用はせず取り替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

b. 技術評価

① 健全性評価

プラント運転時の加圧器本体の熱膨張により発生する応力が大きいと考えられる加圧器スカート溶接部を対象として「(社) 日本機械学会設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。

評価対象部位を図2.3-1に示す。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。

なお、2019年度末までの運転実績に基づき推定した2020年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2020年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

(8) スパイダー、ベーン及びフィンガの熱時効

スパイダー、ベーン及びフィンガはステンレス鋼鋳鋼であり、使用温度が250℃を超えるため熱時効による材料特性変化を起こす可能性がある。

しかしながら、HIP（熱間等方加圧）処理により内部欠陥をなくしており、外観検査にて異常のないことを確認し、制御棒クラスタは計画的に取替えを行うことにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(9) 照射によるばねの変形（応力緩和）

ばねは制御棒クラスタのスパイダー内にあり、中性子照射により応力緩和してばね力が徐々に低下する可能性が考えられる。

しかしながら、運転中制御棒クラスタは炉心から引き抜かれているため、照射量がわずかであり、ばねの応力緩和が発生し難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、制御棒クラスタは、計画的に取替えを行うことにより、機器の健全性を確認している。