

原 発 本 第 9 3 号
2 0 2 2 年 1 0 月 1 2 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)

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、川内原子力発電所の発電用原子炉運転期間延長認可について、下記のとおり申請いたします。

記

一、氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 九州電力株式会社
住 所 福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号
代表者の氏名 代表取締役社長執行役員 池辺 和弘

二、延長に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 川内原子力発電所
所在地 鹿児島県薩摩川内市久見崎町字片平山

三、延長の対象となる発電用原子炉の名称

名 称 川内原子力発電所1号炉

四、延長しようとする期間

期 間 20年

(2024年7月4日から2044年7月3日まで)

以 上

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
- 二、川内原子力発電所1号炉 劣化状況評価書
- 三、川内原子力発電所1号炉 施設管理に関する方針書

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

九州電力株式会社

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 特別点検の実施体制及び実施手順	1
2. 1 調達先による点検の実施	1
2. 2 特別点検の実施	2
3. 特別点検の結果	4
添付 1 : 川内原子力発電所 1 号炉 原子炉容器に関する点検の結果	
添付 2 : 川内原子力発電所 1 号炉 原子炉格納容器に関する点検の結果	
添付 3 : 川内原子力発電所 1 号炉 コンクリート構造物に関する点検の結果	

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。

(3) 力量の確認及び測定機器の管理他確認事項

点検方法ごとに必要となる要員の力量、測定機器の管理についても明確にし、調達上の要求事項としている。

2. 2 特別点検の実施

(1) 点検の計画

原子力経年対策グループ長は、実用炉規則第 113 条及び「運用ガイド」に基づき、特別点検の実施に関する方針を定めた「特別点検の基本方針」を作成し、品質保証グループ長及び原子力土木建築部長の確認の後、原子力管理部長の承認を得た。

また原子力経年対策グループ長及び調査・計画グループ長は、特別点検の項目・方法等を定めた「特別点検要領書」を作成し、品質保証グループ長及び川内原子力発電所保守課長又は土木建築課長の確認の後、承認した。

(2) 点検の実施、点検結果の確認

原子力経年対策グループ長及び調査・計画グループ長は、調達先が作成した自主点検の工事記録・委託報告書について記録確認を行い、「特別点検報告書」としてまとめ、品質保証グループ長及び川内原子力発電所保守課長又は土木建築課長の確認の後、承認した。

また原子力経年対策グループ長は、「特別点検結果報告書」を作成し、原子力発電安全委員会に付議し、審議を受けた後、原子力管理部長の承認を受けた。

(3) 力量の確認

原子力経年対策グループ長及び調査・計画グループ長は、特別点検に関わる当社社員については、品質マネジメントシステムに基づき力量管理が実施され、特別点検の実施に必要と判断した力量を有していることを確認した上で、特別点検の点検実施責任者、点検担当者を選任した。また、自主点検の中で非破壊試験等の力量が必要な作業については、作業を実施する者が表 1 に示す力量を有していることを確認した。

(4) 測定機器の管理

原子力経年対策グループ長及び調査・計画グループ長は、自主点検において使用された測定機器が「監視機器、測定機器及び計測器管理要領」に基づき管理されていることを確認した。

表1 試験員の力量

対象の機器・ 構造物	対象の部位	点検方法	試験員の力量
原子炉容器	原子炉容器 母材及び溶接部 (炉心領域 100%)	超音波探傷試験	日本非破壊検査協会 非破壊試験技術者資格 超音波探傷試験・レベル2以上の資格を有する者
	一次冷却材ノズル コーナー部 (クラッドの状態を確認)	渦流探傷試験	日本非破壊検査協会 非破壊試験技術者資格 渦流探傷試験・レベル2以上の資格を有する者
	炉内計装筒 (BMI)(全数)	目視試験(MVT-1)	JIS Z 2305-2013 (非破壊試験技術者の資格及び認証) 7.4項 視力要求事項を満足する者
		渦流探傷試験	日本非破壊検査協会 非破壊試験技術者資格 渦流探傷試験・レベル2以上の資格を有する者
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(VT-4)	日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2012年版)GTN-8130 試験技術者の要求事項を満足する者
コンクリート 構造物※	コンクリート	採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認	建築士(一級建築士又は二級建築士) 技術士(建築部門又は応用理学部門) 施工管理技士(1級土木施工管理技士、2級土木施工管理技士、1級建築施工管理技士又は2級建築施工管理技士) 日本コンクリート工学会認定資格 コンクリート主任技士 コンクリート技士 コンクリート診断士 等の有資格者

※「安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物」及び「常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物」

3. 特別点検の結果

川内原子力発電所1号炉の特別点検の結果を添付1～3に示す。特別点検の結果の概要は表2のとおりである。

表2 特別点検の結果概要

実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る 運用ガイドの要求				川内1号炉 特別点検結果概要
対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象	点検方法/点検項目	
原子炉容器	原子炉容器母材及び溶接部 (炉心領域100%)	中性子照射脆化	○超音波探傷試験(以下、「UT」という。)による欠陥の有無の確認	炉心領域100%に対するUTにより、中性子照射脆化の観点から特に重要となる内表面近傍の欠陥が無いことを確認した。(添付1)
	一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)	疲労	○浸透探傷試験(以下、「PT」という)又は渦流探傷試験(以下、「ECT」という)による欠陥の有無の確認	一次冷却材ノズルコーナー部のクラッドに対するECTにより、疲労き裂が無いことを確認した。(添付1)
	炉内計装筒(BMI) (全数)	応力腐食割れ	○目視試験(MVT-1)による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びECTによるBMI内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認	炉内計装筒の全数に対する溶接部の炉内側からの目視試験(MVT-1)及びBMI内面の溶接熱影響部のECTにより、応力腐食割れが無いことを確認した。(添付1)
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)	腐食	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	原子炉格納容器鋼板塗膜に対する目視試験(VT-4)により、構造健全性又は気密性に影響を与える塗膜の劣化や鋼板の腐食がないことを確認した。(添付2)
コンクリート構造物※	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認	採取したコアサンプルにより、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に影響を与える劣化がないことを確認した。(添付3)

※「安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物」及び「常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物」

添付 1

川内原子力発電所 1 号炉

原子炉容器に関する点検の結果

九州電力株式会社

川内原子力発電所 1 号炉

原子炉容器 特別点検

報告書

九州電力株式会社

原子力発電本部 原子力経年対策グループ

目 次

1. 特別点検の対象の機器・構造物及び部位	1
2. 特別点検の方法	1
3. 特別点検年月日及び特別点検の結果	1
4. 特別点検を実施した者の氏名	1
5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項	1
6. 特別点検記録に関する事項	2

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。

表1 特別点検の対象の機器・構造物及び部位

対象の機器・構造物	対象の部位
原子炉容器	母材及び溶接部 (炉心領域の100%)
	一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)
	炉内計装筒(BMI)(全数)

2. 特別点検の方法

添付-1「川内原子力発電所1号炉 特別点検要領書(原子炉容器)」のとおりである。

3. 特別点検年月日及び特別点検の結果

特別点検年月日及び特別点検の結果は表2のとおりである。

表2 特別点検年月日及び特別点検の結果

対象の部位	点検年月日※	点検結果	点検記録
母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	2021年10月18日～ 2022年4月22日 (2020年4月22日～ 2020年5月6日)	有意な欠陥は 認められなかった	添付-2
一次冷却材ノズル コーナー部(クラッド の状態を確認)	2021年10月20日～ 2022年4月22日 (2020年5月13日～ 2020年5月23日)	有意な欠陥は 認められなかった	添付-3
炉内計装筒(BMI) (全数)	2021年10月22日～ 2022年4月22日 (2020年6月6日～ 2020年6月15日)	有意な欠陥は 認められなかった	添付-4

※()内はデータ採取日

4. 特別点検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



5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項

品質マネジメントシステムに基づき、点検等を実施する力量を設定し、力量管理を実施している。

6. 特別点検記録に関する事項

特別点検記録に関する事項は表 3 のとおりである。

表 3 特別点検記録に関する事項

名 称	区 分	作成（承認）者	保管責任者
特別点検 報告書 (原子炉容器)	記 録	原子力経年対策 グループ長	原子力経年対策 グループ長

作成	
原子力経年対策グループ	
担当 [Redacted]	(承認) G長(点検実施責任者) [Redacted]

確認			確認
保 修 課			品質保証担当 (品質保証グループ長)
担当	副長	課長	
[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 (原子炉容器)

原子力発電本部
原子力経年対策グループ

2021年10月14日 制定

改訂履歴

回数	改訂内容・理由	作成	審査	承認
—	— 新規制定 —	表紙のとおり		

目 次

I 点検目的	1
II 点検項目	1
III 点検方法	1
IV 点検結果の整理	2
V 添付資料	2
1. 点検体制	3
2. 点検手順	5
3. 確認チェックシート	13
4. 劣化状況まとめ表	17
5. 自主点検内容	18
6. 自主点検範囲	19
7. 自主点検要領	24
8. 特別点検報告書	41

I 点検目的

本要領は「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、以下「運用ガイド」という。）により要求されている特別点検について、「川内原子力発電所 特別点検の基本方針」、「運用ガイド」に基づき、川内原子力発電所1号炉の原子炉容器に対する特別点検の実施要領を定めるものである。

II 点検項目

原子炉容器は、運用ガイドにより、以下の点検が要求される。

対象の部位	着目する劣化事象	点検方法／点検項目
母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	中性子照射脆化	超音波探傷試験(以下「UT」という。)による欠陥の有無の確認
一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)	疲労	浸透探傷試験(以下「PT」という。)又は渦流探傷試験(以下「ECT」という。)による欠陥の有無の確認
炉内計装筒(BMI)(全数)	応力腐食割れ	目視試験(MVT-1)による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びECTによるBMI内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認

III 点検方法

本特別点検は、「母材及び溶接部(炉心領域の100%)」、「一次冷却材ノズルコーナー部(クラッドの状態を確認)」及び「炉内計装筒(BMI)(全数)」※について、運用ガイドの要求を満足するよう、自主点検における超音波探傷試験等の結果を確認・評価することにより健全性を確認する。

添付資料1により点検体制を確立したうえで、添付資料2の点検手順に基づき、添付資料3の確認チェックシートを用いて、自主点検の工事・委託記録(運転開始35年以降に採取したデータ)を使って、詳細に確認・評価を実施し、運用ガイドの要求を満足できているかを確認し、添付資料4に劣化状況を取りまとめる。(自主点検の内容、範囲、要領については添付資料5～7を参照)

※本特別点検において、「炉内計装筒(BMI)(全数)」については、炉内計装筒(内面の溶接熱影響部)(以下「炉内計装筒(内面)」という。)及び炉内計装筒(溶接部)を対象に点検を実施する。

IV 点検結果の整理

点検結果を添付資料 8「特別点検報告書」にまとめ、品質保証グループ長及び川内原子力発電所保修課長の確認の後、原子力経年対策グループ長が承認する。

- ・自主点検が適切に実施されていること。
- ・自主点検結果において、有意な欠陥の有無。

V 添付資料

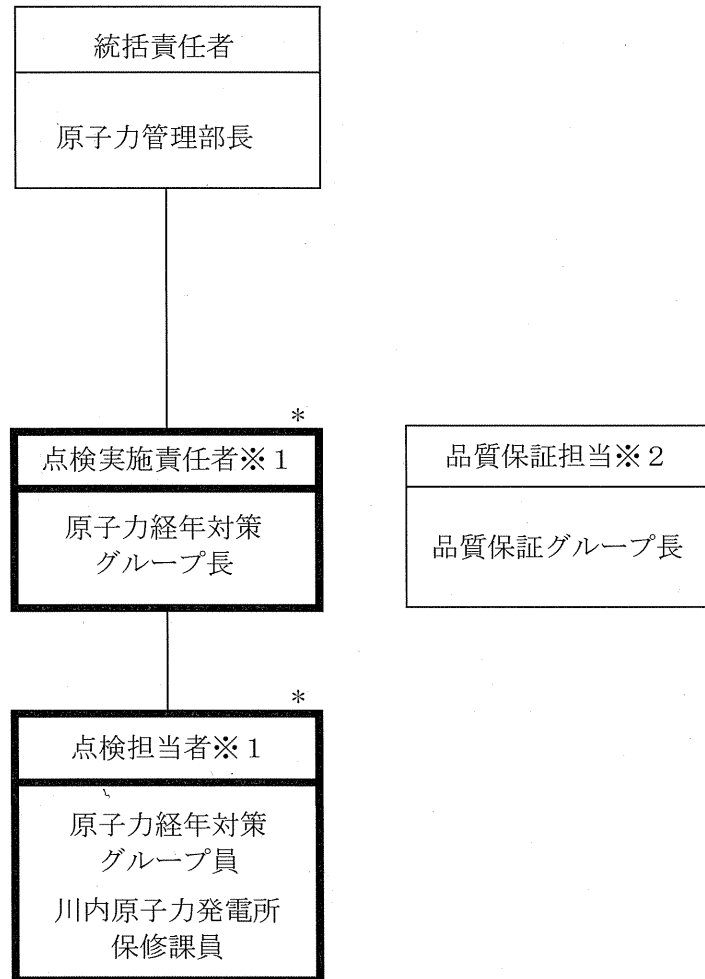
1. 点検体制
2. 点検手順
3. 確認チェックシート
4. 劣化状況まとめ表
5. 自主点検内容
6. 自主点検範囲
7. 自主点検要領
8. 特別点検報告書

文書名	最終改訂回数	配付 (使用箇所)
特別点検要領書 (原子炉容器)		*

点 検 体 制

1. 体制表

年 月 日 () 実施分



※1 太線枠内は点検準備における点検体制確認時の確認対象者を示す。

※2 特別点検要領書の制定、改訂時は、記録の確認・評価を行う上で妥当な内容となっているか、品質保証グループ長の確認を受ける。

2. 役割分担
 (1) 社内役割分担

役 割	役 務 内 容
統 括 責 任 者	特別点検に関する業務を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を、別途定められた品質マネジメントシステム計画に基づき統括する。
点 検 実 施 責 任 者	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特別点検要領書の制定・改訂を行う。 ・ 点検体制表を承認することにより、点検体制を確立する。※1 ・ 点検担当者に対して、点検の実施を指示する。※1 ・ 点検担当者からの点検プロセス完了の報告及び点検結果の報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。※1 ・ 点検記録に基づき、点検結果を確認し、サインもしくは捺印を行う。※1 ・ 特別点検報告書を承認する。その際、点検結果が「有意な欠陥なし」であることをもって、当該点検が運用ガイドに適合していることの再確認を行う。 ※1：代行者が実施できる役務
点 検 担 当 者	<ul style="list-style-type: none"> ・ 点検体制表の確認対象者を点呼することにより、点検体制が確立されていることを確認する。 ・ 点検実施責任者の指示に基づき点検を実施する。 ・ 点検手順に基づき点検プロセスを進行させる。 ・ 記録の確認・評価により点検結果をまとめる。 ・ 点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。 ・ 特別点検報告書を作成する。
品 質 保 証 担 当	<ul style="list-style-type: none"> ・ 品質保証の観点から、特別点検要領書について、記録の確認・評価を行う上で妥当な内容であることを確認する。 ・ 品質保証の観点から、特別点検要領書の制定・改訂が適切に行われていることを確認する。

点 検 手 順

1. 点検手順

(1) 母材及び溶接部(炉心領域の100%)

a. 点検準備

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検体制が確立されていることを確認する。				
2	点検要領書が定められた手続きに従い制定・改訂されていること、及び最新であることを確認する。				
3	点検実施責任者及び点検担当者の力量があることを力量評価表により確認する。				
4	記録確認・評価を行う項目は、以下のとおりであることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・自主点検内容 (添付資料-5) ・自主点検範囲 (添付資料-6) ・自主点検要領 (添付資料-7) ・自主点検の体制 ・自主点検実施者の力量 				

b. 点検 (記録の妥当性確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検担当者は、自主点検に係る以下の図書が準備されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・作業要領書 (①) ・工事・委託記録 (②) ・測定器の校正記録 (③) ・当社社員の力量評価表 (④) ・協力会社員の力量がわかる図書 (⑤) 				
2	自主点検の方法が、運用ガイドに基づく方法及びこれまでの点検検査等で実績のある規格に基づいていることを確認する。(添付資料-7参照)				
3	自主点検実施者(当社社員)が、必要な力量を有していることを当社社員の力量評価表により確認する。				
4	自主点検実施者(協力会社員)が、必要な資格を有していることを協力会社員の力量がわかる図書により確認する。				
5	自主点検に使用した計器が校正されていることを校正記録により確認する。				

c. 点検（記録の確認）

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	自主点検範囲が、母材及び溶接部(炉心領域の100%)であること及び自主点検の実施時期が運転開始後35年(2019.7.4)以降であることを確認し、確認チェックシート(添付資料-3)に記載する。				添付資料-3、6を使用
2	自主点検結果において、有意な欠陥の有無を工事・委託記録により確認し、確認チェックシート(添付資料-3)に記載する。 あった場合は、劣化状況まとめ表(添付資料-4)に記載する。				添付資料-3、4を使用

d. 点検結果の整理

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検要領書に基づき、点検が適正に行われたことを確認する。				
2	点検記録に基づき、点検結果をまとめる。				

e. 点検完了確認

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。				
2	点検実施責任者は点検担当者からの報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。				

(2) 一次冷却材ノズルコーナー部

a. 点検準備

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検体制が確立されていることを確認する。				
2	点検要領書が定められた手続きに従い制定・改訂されていること、及び最新であることを確認する。				
3	点検実施責任者及び点検担当者の力量があることを力量評価表により確認する。				
4	記録確認・評価を行う項目は、以下のとおりであることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・自主点検内容 (添付資料-5) ・自主点検範囲 (添付資料-6) ・自主点検要領 (添付資料-7) ・自主点検の体制 ・自主点検実施者の力量 				

b. 点検 (記録の妥当性確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検担当者は、自主点検に係る以下の図書が準備されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・作業要領書 (①) ・工事・委託記録 (②) ・測定器の校正記録 (③) ・当社社員の力量評価表 (④) ・協力会社員の力量がわかる図書 (⑤) 				
2	自主点検の方法が、運用ガイドに基づく方法及びこれまでの点検検査等で実績のある規格に基づいていることを確認する。(添付資料-7参照)				
3	自主点検実施者(当社社員)が、必要な力量を有していることを当社社員の力量評価表により確認する。				
4	自主点検実施者(協力会社員)が、必要な資格を有していることを協力会社員の力量がわかる図書により確認する。				
5	自主点検に使用した計器が校正されていることを校正記録により確認する。				

c. 点検（記録の確認）

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	自主点検範囲が、一次冷却材ノズルコーナー部であること及び自主点検の実施時期が運転開始後35年（2019.7.4）以降であることを確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。				添付資料-3、6を使用
2	自主点検結果において、有意な欠陥の有無を工事・委託記録により確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。 あった場合は、劣化状況まとめ表（添付資料-4）に記載する。				添付資料-3、4を使用

d. 点検結果の整理

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検要領書に基づき、点検が適正に行われたことを確認する。				
2	点検記録に基づき、点検結果をまとめる。				

e. 点検完了確認

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。				
2	点検実施責任者は点検担当者からの報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。				

(3) 炉内計装筒 (内面)

a. 点検準備

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検体制が確立されていることを確認する。				
2	点検要領書が定められた手続きに従い制定・改訂されていること、及び最新であることを確認する。				
3	点検実施責任者及び点検担当者の力量があることを力量評価表により確認する。				
4	記録確認・評価を行う項目は、以下のとおりであることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・自主点検内容 (添付資料-5) ・自主点検範囲 (添付資料-6) ・自主点検要領 (添付資料-7) ・自主点検の体制 ・自主点検実施者の力量 				

b. 点検 (記録の妥当性確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検担当者は、自主点検に係る以下の図書が準備されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・作業要領書 (①) ・工事・委託記録 (②) ・測定器の校正記録 (③) ・当社社員の力量評価表 (④) ・協力会社員の力量がわかる図書 (⑤) 				
2	自主点検の方法が、運用ガイドに基づく方法及びこれまでの点検検査等で実績のある規格に基づいていることを確認する。(添付資料-7参照)				
3	自主点検実施者 (当社社員) が、必要な力量を有していることを当社社員の力量評価表により確認する。				
4	自主点検実施者 (協力会社員) が、必要な資格を有していることを協力会社員の力量がわかる図書により確認する。				
5	自主点検に使用した計器が校正されていることを校正記録により確認する。				

c. 点検（記録の確認）

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	自主点検範囲が、炉内計装筒（内面）であること及び自主点検の実施時期が運転開始後35年（2019.7.4）以降であることを確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。				添付資料-3、6を使用
2	自主点検結果において、有意な欠陥の有無を工事・委託記録により確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。 あった場合は、劣化状況まとめ表（添付資料-4）に記載する。				添付資料-3、4を使用

d. 点検結果の整理

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検要領書に基づき、点検が適正に行われたことを確認する。				
2	点検記録に基づき、点検結果をまとめる。				

e. 点検完了確認

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。				
2	点検実施責任者は点検担当者からの報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。				

(4) 炉内計装筒 (溶接部)

a. 点検準備

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検体制が確立されていることを確認する。				
2	点検要領書が定められた手続きに従い制定・改訂されていること、及び最新であることを確認する。				
3	点検実施責任者及び点検担当者の力量があることを力量評価表により確認する。				
4	記録確認・評価を行う項目は、以下のとおりであることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・自主点検内容 (添付資料-5) ・自主点検範囲 (添付資料-6) ・自主点検要領 (添付資料-7) ・自主点検の体制 ・自主点検実施者の力量 				

b. 点検 (記録の妥当性確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検担当者は、自主点検に係る以下の図書が準備されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・作業要領書 (①) ・工事・委託記録 (②) ・測定器の校正記録 (③) ・当社社員の力量評価表 (④) ・協力会社員の力量がわかる図書 (⑤) 				
2	自主点検の方法が、運用ガイドに基づく方法及びこれまでの点検検査等で実績のある規格に基づいていることを確認する。(添付資料-7参照)				
3	自主点検実施者 (当社社員) が、必要な力量を有していることを当社社員の力量評価表により確認する。				
4	自主点検実施者 (協力会社員) が、必要な資格を有していることを協力会社員の力量がわかる図書により確認する。				
5	自主点検に使用した計器が校正されていることを校正記録により確認する。				

c. 点検（記録の確認）

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	自主点検範囲が、炉内計装筒（溶接部）であること及び自主点検の実施時期が運転開始後35年（2019.7.4）以降であることを確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。				添付資料-3、6を使用
2	自主点検結果において、有意な欠陥の有無を工事・委託記録により確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。 あった場合は、劣化状況まとめ表（添付資料-4）に記載する。				添付資料-3、4を使用

d. 点検結果の整理

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検要領書に基づき、点検が適正に行われたことを確認する。				
2	点検記録に基づき、点検結果をまとめる。				

e. 点検完了確認

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。				
2	点検実施責任者は点検担当者からの報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。				

確認チェックシート (/)

[対象部位： 母材及び溶接部 (炉心領域の100%)]

試験箇所	自主点検の実施有無	自主点検の実施時期が 運転開始後 35年(2019 .7.4)以降 であるか	(a) 距離振幅 補正曲線の 20%を超える 高さの反射波 の有無 ※1	(b) 割れその他の 有意な欠陥から の反射波の有無 ※2	(c) 維持規 格に基づい た有意な欠 陥の有無 ※3	確認年月日	確認者	備考
●—●	有・無	✓	有・無	有(割れ)・ 有(その他)・無	有 — 無	2021年 ●月●日	●● ●●	工事記録 ●ページ参照
	有・無		有・無	有(割れ)・ 有(その他)・無	有・無			
	有・無		有・無	有(割れ)・ 有(その他)・無	有・無			
	有・無		有・無	有(割れ)・ 有(その他)・無	有・無			

- ※1 「無」の場合、(b)及び(c)は「—」とする。
- ※2 「有(割れ)」、「無」の場合、(c)は「—」とする。
- ※3 (b)の判別にて、「有(その他)」(割れによる反射波ではなく、溶接部または母材部の内部で製造時に生じたもの)と判断されるものに限る。

91-1

確認チェックシート (/)

[対象部位： 一次冷却材ノズルコーナー部]

試験箇所	自主点検の実施有無	自主点検の実施時期 が運転開始後 35 年 (2019.7.4)以降であるか	(a) 有意な欠陥の有無 ※1	確認年月日	確認者	備考
●—●	有・無	✓	有・無	2021年 ●月●日	●● ●●	工事記録 ●ページ参照
	有・無		有・無			
	有・無		有・無			
	有・無		有・無			

1-17

※1 SN比を抽出基準として適用し、チャートデータ上でY振幅がベースノイズと比較して明らかに認識可能な信号を抽出し、認識可能な信号が確認された場合に、複数周波数の位相角・振幅を確認（チャート及びリサージュを確認）し、振幅や位相関係等の整合性により確認したもの。

確認チェックシート (/)

[対象部位： 炉内計装筒 (内面)]

試験箇所	自主点検の実施有無	自主点検の実施時期 が運転開始後 35 年 (2019..7.4)以降であ るか	(a) 有意な欠陥の有無 ※1	確認年月日	確認者	備 考
●—●	有・無	✓	有・無	2021年 ●月●日	●● ●●	工事記録 ●ページ参照
	有・無		有・無			
	有・無		有・無			
	有・無		有・無			

※1 SN比を抽出基準として適用し、チャートデータ上でY振幅がベースノイズと比較して明らかに認識可能な信号を抽出し、認識可能な信号が確認された場合に、複数周波数の位相角・振幅を確認（チャート及びリサージュを確認）し、振幅や位相関係等の整合性により確認したものの。

8/18

確認チェックシート (/)

[対象部位： 炉内計装筒 (溶接部)]

試験箇所	自主点検の実施有無	自主点検の実施時期 が運転開始後 35 年 (2019.7.4)以降であ るか	(a)有意な欠陥の有無 ※1	確認年月日	確認者	備 考
●—●	○有・無	✓	○有・無	2021年 ●月●日	●● ●●	工事記録 ●ページ参照
	有・無		有・無			
	有・無		有・無			
	有・無		有・無			

※1 画像により確認したもの。

61-1
5

自主点検内容

対象の部位		試験方法
母材及び溶接部 (炉心領域の100%)		超音波探傷試験 (UT) JEAC4207-2008を準用 横波45°、60° 縦波70° (クラッドと母材との境界部から母材側に25mm) 縦波0° (垂直)
一次冷却材ノズルコーナー部		渦電流探傷検査 (ECT) JEAG4217-2010を準用 クロスコイル 試験周波数
炉内計装筒 (全数)	炉内計装筒 (内面)	渦電流探傷検査 (ECT) JEAG4217-2010を準用 クロスコイル 試験周波数
	炉内計装筒 (溶接部)	目視試験 (MVT-1) JSME S NA1-2008を準用 0.025mm幅ワイヤ (1ミルワイヤ) の識別が可能なカメラを使用

なお、() は参考周波数を示す。

は商業機密に属しますので公開できません。

自主点検範囲

1. 母材及び溶接部 (炉心領域の100%)

試験対象範囲は、原子炉容器胴部の炉心領域 (母材及び溶接部) とし、具体的な対象範囲は図1のとおりとする。

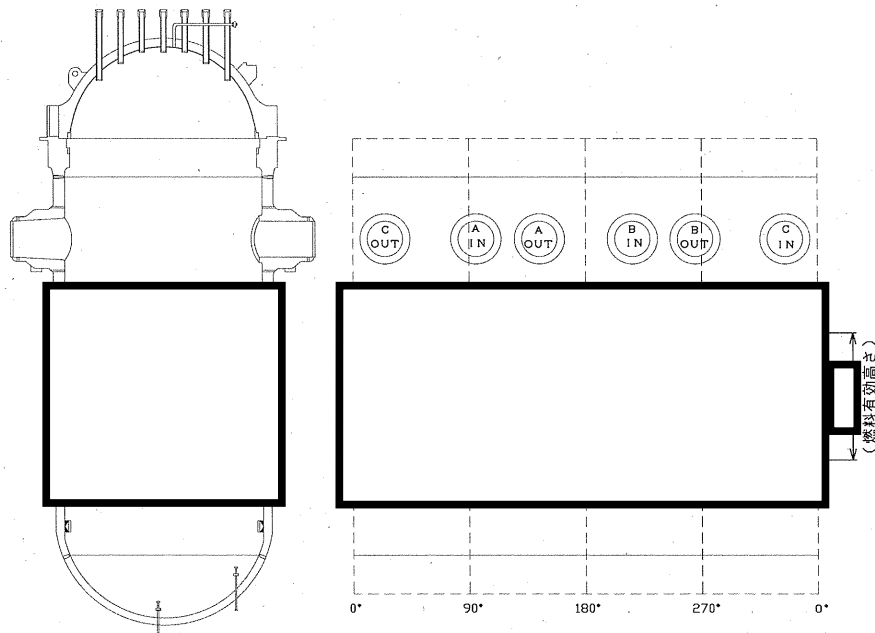
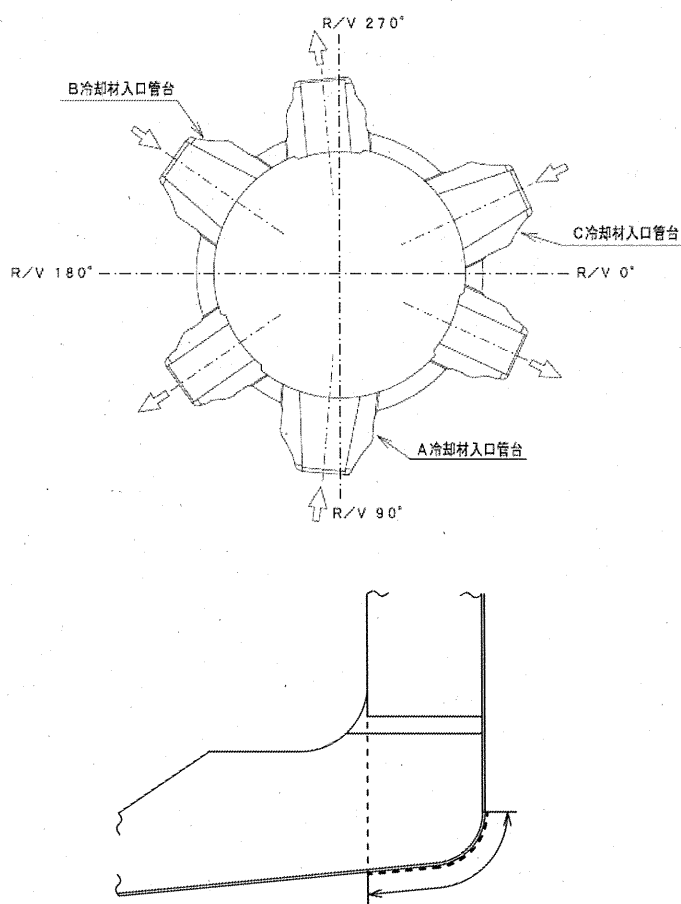


図1 試験対象範囲 (母材及び溶接部 (炉心領域の100%))

□ は商業機密に属しますので公開できません。

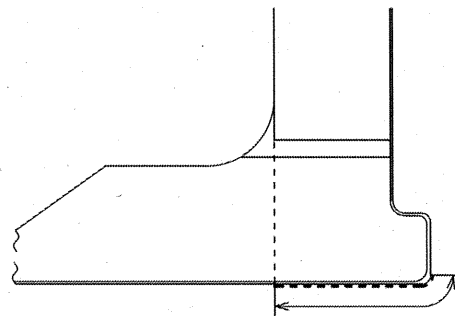
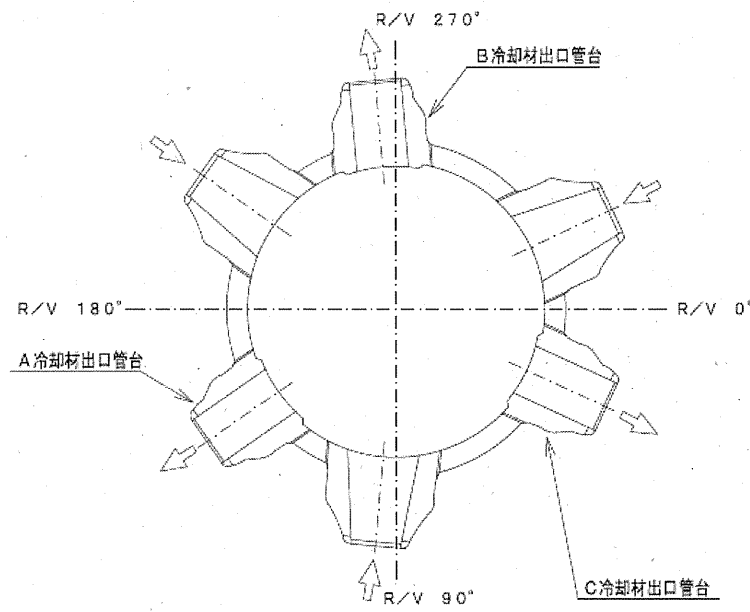
2. 一次冷却材ノズルコーナー部

維持規格のB-D、項目B3.20 において管台内面丸み部のUT 検査が要求されており、検査範囲は図IB-2500-11 にて、物理的なコーナー部及びノズル側内面の胴の板厚までの範囲として定義されている。本点検においては、維持規格に準拠しこの範囲の内表面を対象とし、試験対象範囲は一次冷却材ノズルコーナー部とし、具体的な対象範囲を図2-1及び図2-2のとおりとする。



一次冷却材入口管台 A、B、C 詳細

図 2-1 試験対象範囲 (一次冷却材入口ノズルコーナー部)

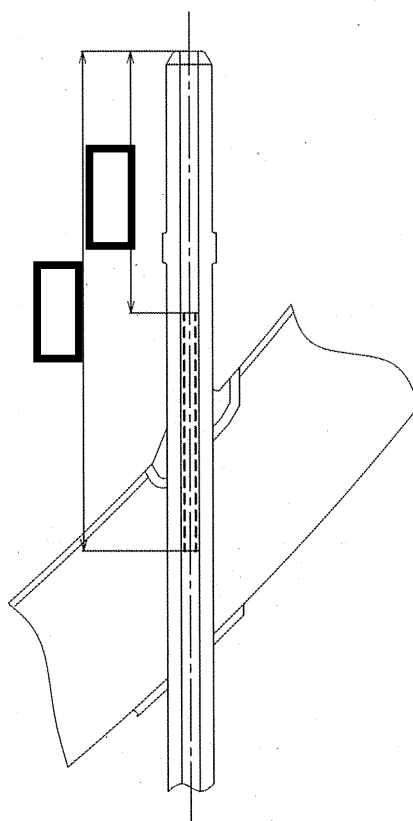


一次冷却材出口管台 A、B、C 詳細

図 2-2 試験対象範囲 (一次冷却材出口ノズルコーナー部)

3. 炉内計装筒 (内面)

試験対象は炉内計装筒の全数 (50 本) とし、図 3 に示すとおり、それぞれの炉内計装筒の上端より を試験対象範囲とする。



詳細

図 3 試験対象範囲 (炉内計装筒 (内面))

は商業機密に属しますので公開できません。

4. 炉内計装筒 (溶接部)

試験対象は炉内計装筒の全数 (50 本) とし、図 4 に示すとおり、それぞれの炉内計装筒と下部鏡との溶接部表面を試験対象範囲とする。

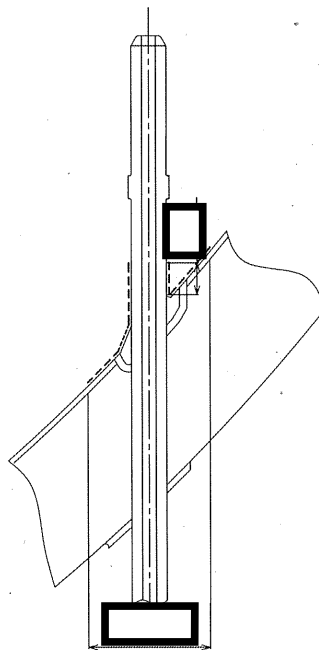



図 4 試験対象範囲 炉内計装筒 (溶接部)

 は商業機密に属しますので公開できません。

自主点検要領

1. 母材及び溶接部 (炉心領域の100%)

(1) 適用規格

JEAC4207-2008「軽水型原子力用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」を準用して実施する。

(2) 試験員

試験員は、JIS Z 2305によって認証されたUTレベル2以上の有資格者またはこれらと同等以上の技術レベルを有する者で、試験に用いる手法の特徴を理解した者とする。

(3) 試験装置

試験装置はADVANCE型原子炉容器超音波探傷試験装置 (A-UTマシンIII) を用いる。

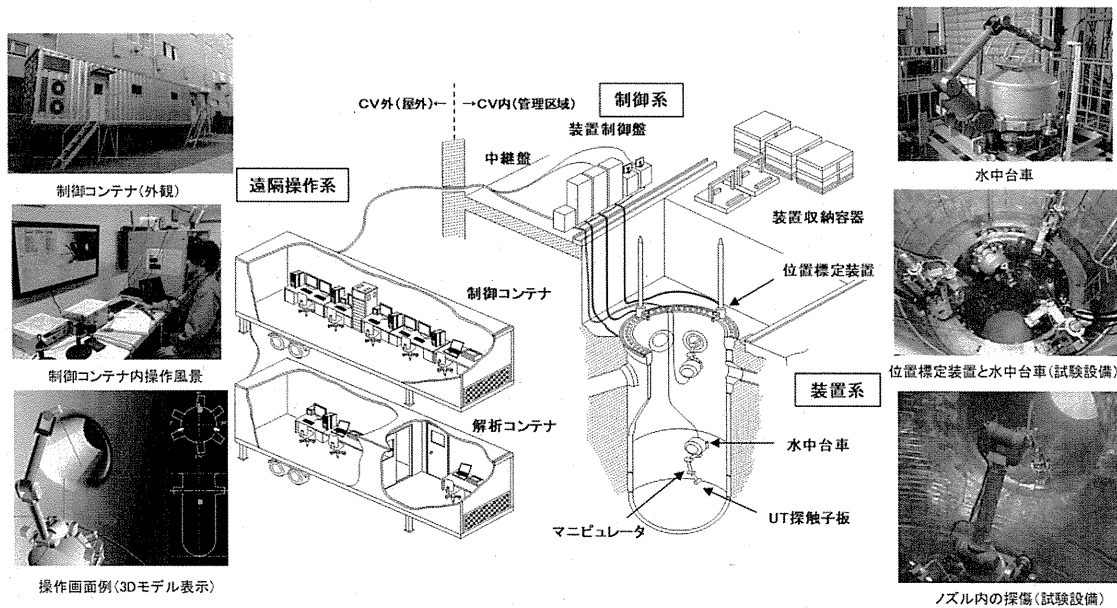


図1-1 ADVANCE型原子炉容器超音波探傷試験装置 (A-UTマシンIII)

(4) 探 触 子

- a. 試験に使用する周波数は、を原則とする。
- b. 屈折角は下表のとおりとする。

表1-1 屈折角

試験対象部位	屈折角
母材及び溶接部（炉心領域の100%）	容器内面より垂直法及び 斜角法（横波：45°、60° / 縦波：70° ※） ※探傷範囲はクラッドと母材との境界部から母材側に25mmまでとする。

(5) 対比試験片

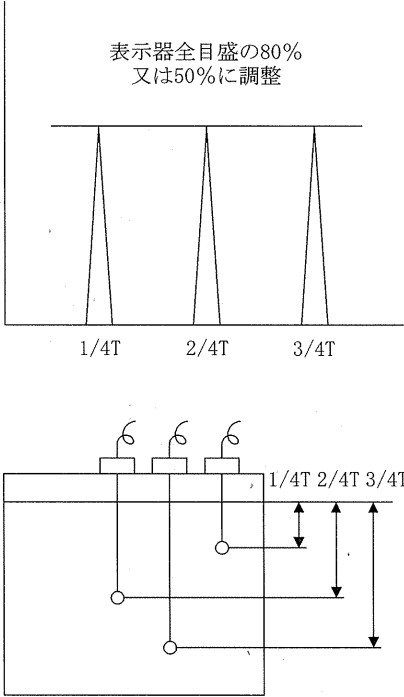
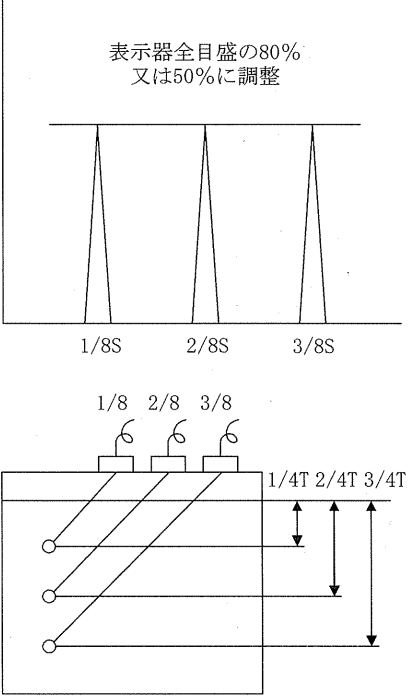
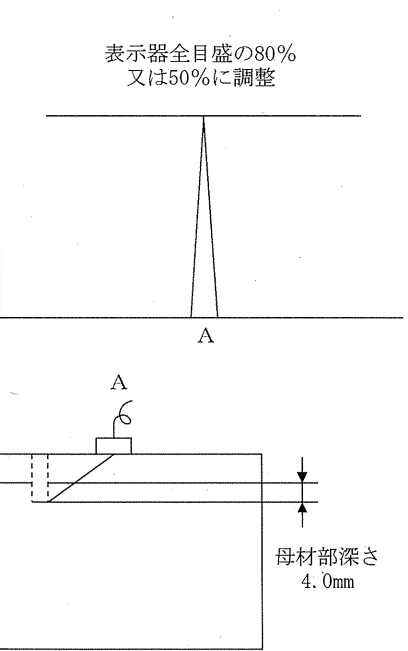
対比試験片に用いる校正用反射体は、標準穴（横穴）またはノッチとし、下表の仕様とする。

表1-2 対比試験片の仕様

試験部の厚さの区分 (mm)	対比試験片の厚さ (T) (mm)	穴の位置	穴径 (mm)
152を超え203以下	試験部の厚さ又は178	3/4 T又は1/4 T	8.0

は商業機密に属しますので公開できません。

表1-2 対比試験片標準図

試験箇所	垂直法	斜角法
母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	<p>表示器全目盛の80% 又は50%に調整</p> <p>波高</p>  <p>1/4T 2/4T 3/4T</p>	<p>(45° 及び60°)</p> <p>表示器全目盛の80% 又は50%に調整</p> <p>波高</p>  <p>1/8S 2/8S 3/8S</p>
		<p>(70°)</p> <p>表示器全目盛の80% 又は50%に調整</p>  <p>A</p> <p>母材部深さ 4.0mm</p>

(6) 試験要領

a. 基準感度調整

標準穴またはノッチからの反射波が表示器フルスクリーン高さの80%または50% (垂直法、斜角法) になるように距離振幅補正回路を調整し、基準感度の設定を行う。

探傷後の感度確認において、距離振幅補正曲線上のいずれかの点が振幅の20%または2dB以上下がっていた場合は、その試験は無効となり、再試験を行う。振幅の20%または2dB以上上がっていた場合は、感度の変化量を考慮した評価を行った上で形状エコーや金属組織エコーと判断されたものを除き、記録される欠陥からのエコーが検出された場所に対して再試験を行う。

b. 走査方法

- (a) 探触子の走査の重なりは、振動子寸法の50%以上になるように走査を行う。
- (b) 探触子の走査速度は、150mm/秒以下とする。
- (c) 探傷は基準感度にて行う。
- (d) 原子炉容器の周方向・軸方向に走査を行う。

c. 判別方法

- (a) 距離振幅補正曲線の20%を超える高さの反射波の有無を確認する。
- (b) 距離振幅補正曲線の20%を超える高さの反射波について、割れその他の有意な欠陥からの反射波か否かを判別する。

割れか否か判別できない場合は、他の屈折角若しくは他のモード波、その他の手法による探傷を行うことにより判別する。また、過去の検査記録があるものについては過去の検査記録と著しい変化がないかどうか確認する。

- (c) 上記(b)の判別にて割れによる反射波ではなく、溶接部または母材部の内部で製造時に生じたものと判断されるものについては、維持規格に基づいて、有意な欠陥か否かの判定を行う。

2. 一次冷却材ノズルコーナー部

(1) 適用規格

JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」を準用して実施する。

(2) 試験員

試験員は、JIS Z 2305 によって認証された ET レベル 2 以上の有資格者またはこれらと同等以上の技術レベルを有する者で、試験に用いる手法の特徴を理解した者とする。

(3) 試験装置

ADVANCE 型原子炉容器超音波探傷試験装置(A-UT マシンⅢ)に搭載する ECT 工具の例を下図に示す。



図 2-1 ECT 工具の例

は商業機密に属しますので公開できません。

(4) プローブ

クロスコイルを搭載した通常型及び磁気飽和型プローブを使用する。プローブ一覧を表 2-1 に、プローブの仕様を表 2-2 に示す。

表 2-1 プローブ一覧

項目	プローブ	
	通常型	磁気飽和型
試験コイルの形式	<input type="checkbox"/>	
試験コイルの方式		
試験コイルとプローブ 走査面とのなす角		
試験コイルの配置		
試験コイルの寸法		
試験コイルの間隔		
磁気飽和の有無	無	有

表 2-2 プローブの仕様

プローブ名称	搭載コイル数	備考
<input type="checkbox"/>		

は商業機密に属しますので公開できません。

(5) 対比試験片

探傷器及びプローブの校正に使用する試験片は、以下の条件を満たすこと。

- a. 校正用試験片は材質、形状共に被試験材を模擬したものを使用する。
- b. 対比試験片の感度校正用のきず仕様を表 2-3 及び表 2-4 に示す。

なお、使用した校正試験片の管理番号を記録すること。

表 2-3 対比試験片きず寸法 (平坦部用)

人工きず(軸方向スリット)			材質
幅(W)	深さ(d)	長さ(L)	
0.3	1.0	40	SUS316L

EDM スリット公差 W : ± 0.05 d : ± 0.1 L : ± 0.1

表 2-4 対比試験片きず寸法 (凸部(内)用)

人工きず(軸方向スリット)			材質
幅(W)	深さ(d)	長さ(L)	
0.25	1.0	22	SUS316L

EDM スリット公差 W : $+0.10/-0.0$ d : ± 0.1 L : ± 0.5

(6) 試験要領

a. 基準感度調整

- (a) 対比試験片にプローブを押付け、深さ 1.0mm、幅 0.3mm、の軸方向スリット上を直交させるようにプローブを走査させる。(図 2-2 参照)
- (b) スリットの信号振幅を 3.00V_{p-p}、位相角を 165° に設定し、ECT 校正記録に記載する。なお、試験周波数は を使用する (なお、 は参考データとして採取する)。

は商業機密に属しますので公開できません。

(c) 探傷前後の感度校正を比較し、変動が以下に示す基準値内であることを確認し、ECT 校正記録に記載する。基準値を超える変動があった場合は、その間の試験を無効とし、新たに基準感度・位相角を設定後、再び試験を行う。

- ・スリットの信号振幅：探傷前の基準感度±2dB
- ・位相角：探傷前の位相角±5°

なお、感度の判定は以下の式を用いる。例えば、開始前の感度が 3.00V であった場合の±2dB の範囲は、3.77V～2.39V の範囲である。

感度±2dB 以内の判定式：

$$2\text{dB} \geq 20 \times \log_{10}(\text{探傷后感度} / \text{探傷前感度}) \geq -2\text{dB}$$

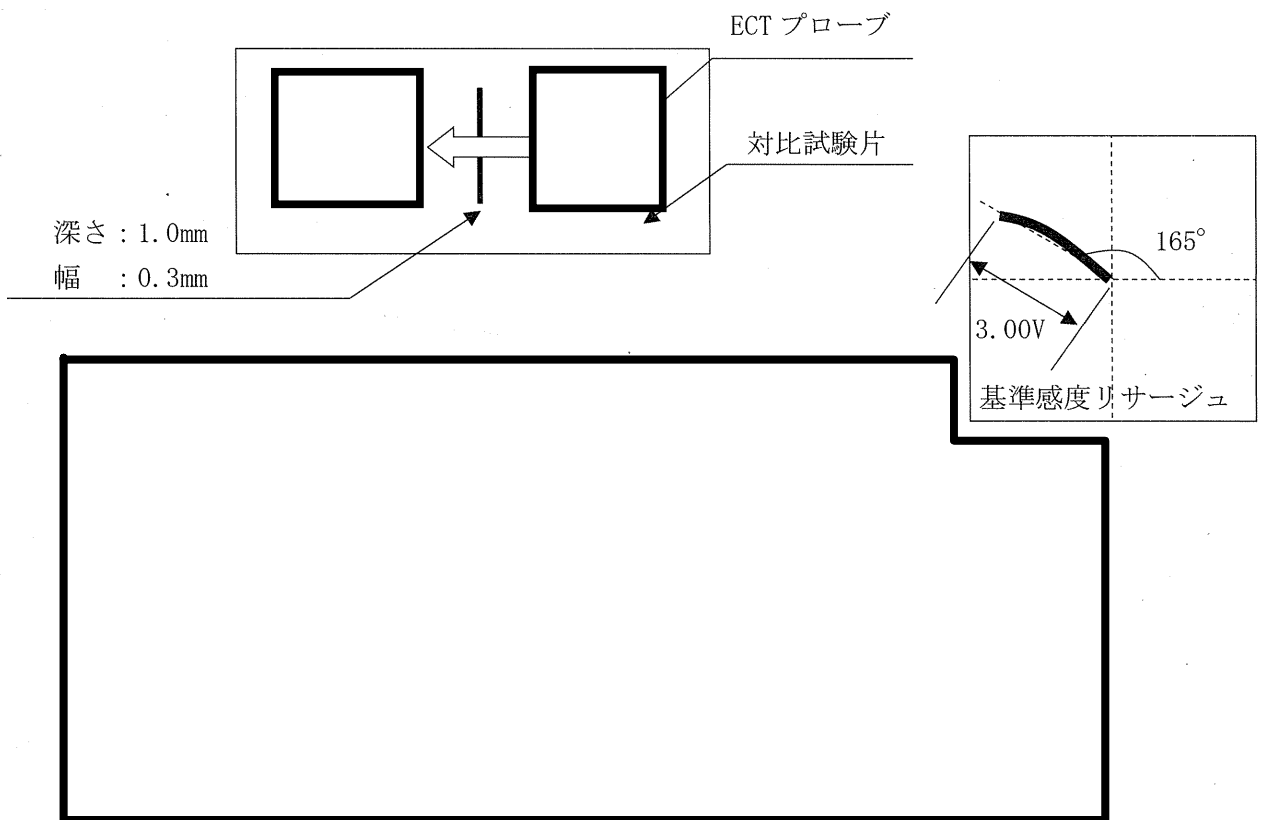


図 2-2 基準感度・位相角の設定

b. 走査方法

走査方法は下表のとおりとする。

表 2-5 探傷条件の設定

プローブ種別	スキャン方法	スキャン範囲	ステップ幅	スキャン速度

c. 判別方法

(a)

[Redacted]

認識可能な信号が確認された

場合、複数周波数の位相角・振幅を確認（チャート及びリサーチを確認）

し、振幅や位相関係等の整合性により、有意な欠陥か否かの判定を行う。

[Redacted] は商業機密に属しますので公開できません。

3. 炉内計装筒（内面）

(1) 適用規格

JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」を準用して実施する。

(2) 試験員

試験員は、JIS Z 2305 によって認証された ET レベル 2 以上の有資格者またはこれらと同等以上の技術レベルを有する者で、試験に用いる手法の特徴を理解した者とする。

(3) 試験装置

下図に示す渦電流探傷試験装置（炉内計装筒内面用）を使用する。

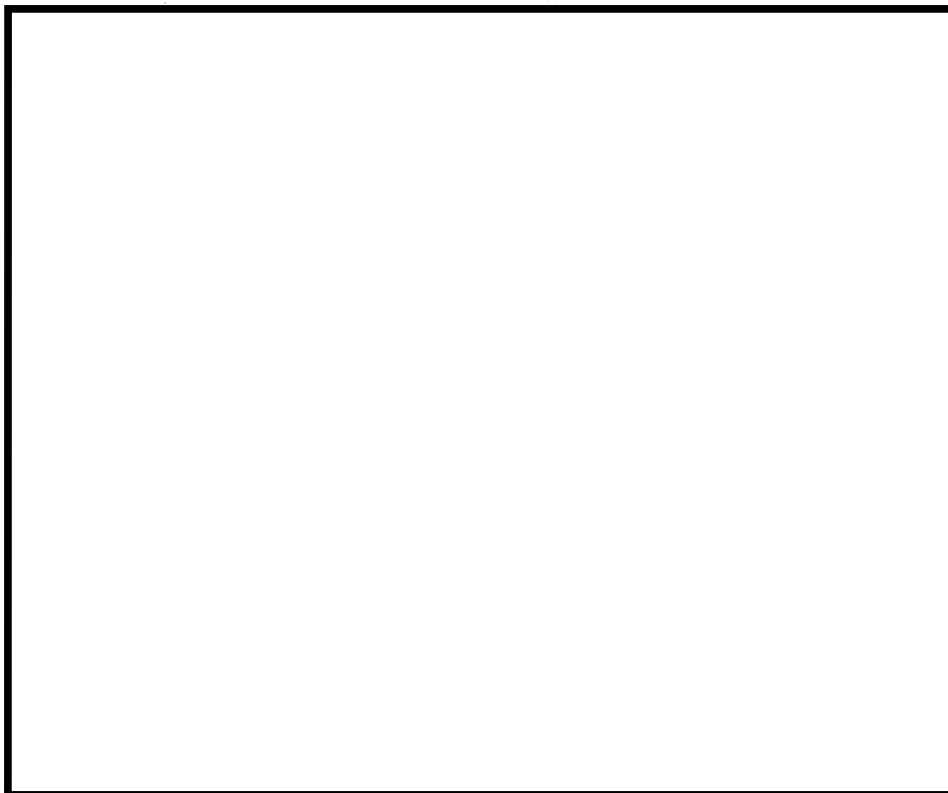


図 3-1 渦電流探傷試験装置（炉内計装筒内面用）

は商業機密に属しますので公開できません。

(4) プローブ

主要なプローブ仕様を表 3-1 に示す。

表 3-1 プローブ仕様

項目	プローブ(通常型)
試験コイルの形式	
試験コイルの方式	
試験コイルとプローブ 走査面とのなす角	
試験コイルの配置	
試験コイルの寸法	
試験コイルの間隔	
磁気飽和の有無	無

(5) 対比試験片

プローブの校正に使用する試験片である。以下の条件を満たすこと。

- a. 対比試験片は、材質、形状ともに被試験材を模擬したものを使用する。
- b. 対比試験片の感度校正用のきず仕様を表 3-2 に示す。

なお、使用した校正試験片の管理番号を記録すること。

表 3-2 対比試験片寸法

人工きず(軸方向スリット)			材質
幅(W)	深さ(d)	長さ(L)	

は商業機密に属しますので公開できません。

(6) 試験要領

a. 基準感度調整

(a) 対比試験片にプローブを挿入し、引き抜き時にデータを採取する。対比試験片データは、開始時にデータ採取し、感度校正を行う。

(b) 軸方向スリット (深さ 1.0mm) の信号振幅を 3.00Vp-p、位相角を 165° に設定し、ECT 校正記録に記載する。なお、試験周波数は [] を使用する。 [] は参考データとして採取する。)

(c) 基準感度及び位相角の確認は、複数管台の探傷終了後に対比試験片のデータを採取し、基準スリットを使用し感度及び位相角を確認する。変動が以下に示す基準値内であることを確認し、ECT 校正記録に記載する。基準値を超える変動があった場合は、その間の試験を無効とし、新たに基準感度・位相角を設定後、再び試験を行う。

- ・スリットの信号振幅：探傷前の基準感度±2dB
- ・位相角：探傷前の位相角±5°

なお、感度の判定は以下の式を用いる。例えば、開始前の感度が 3.00V であった場合の±2dB の範囲は、3.77V～2.39V の範囲である。

感度±2dB 以内の判定式：

$$2\text{dB} \geq 20 \times \log_{10}(\text{探傷後感度} / \text{探傷前感度}) \geq -2\text{dB}$$

[] は商業機密に属しますので公開できません。

b. 走査方法

走査方法は下表のとおりとする。なお、ノイズ等が検出された場合は必要に応じてスキャン速度を遅く設定し、探傷する。

表 3-3 走査方法

項目	探傷条件設定

c. 判別方法

- (a) 認識可能な信号が確認された場合、複数周波数の位相角・振幅を確認（チャート及びリサージュを確認）し、振幅や位相関係等の整合性により、有意な欠陥か否かの判定を行う。

は商業機密に属しますので公開できません。

4. 炉内計装筒（溶接部）

(1) 適用規格

「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）」（JSME S NA1-2008）を準用して実施する。

(2) 試験員

試験に従事する作業員は、JIS Z 2305 非破壊試験技術者の資格及び認証における7.4項 視力要求事項を満足するものとする。

(3) 試験装置

図4-1に示す目視試験装置（炉内計装筒溶接部用）を使用する。表4-1にカメラ・照明の仕様を示す。

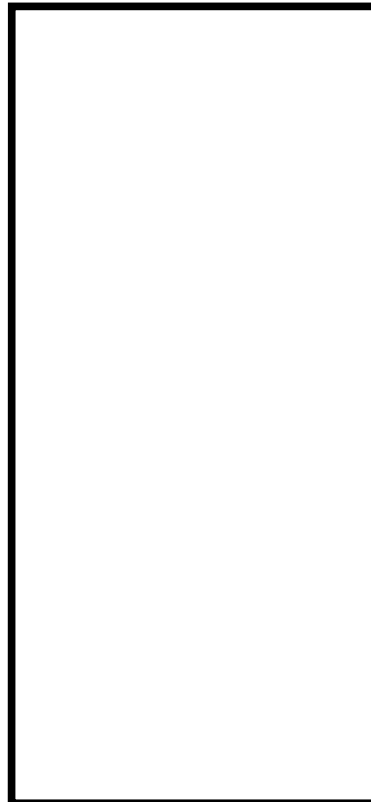


図4-1 目視試験装置（炉内計装筒溶接部用）

は商業機密に属しますので公開できません。

表 4-1 カメラ・照明の仕様

--

(4) 識別性確認用カード [redacted]

試験前後のカメラシステム欠陥識別度の確認を行うため、図 4-2 に示す識別性確認用カード [redacted] を使用する。

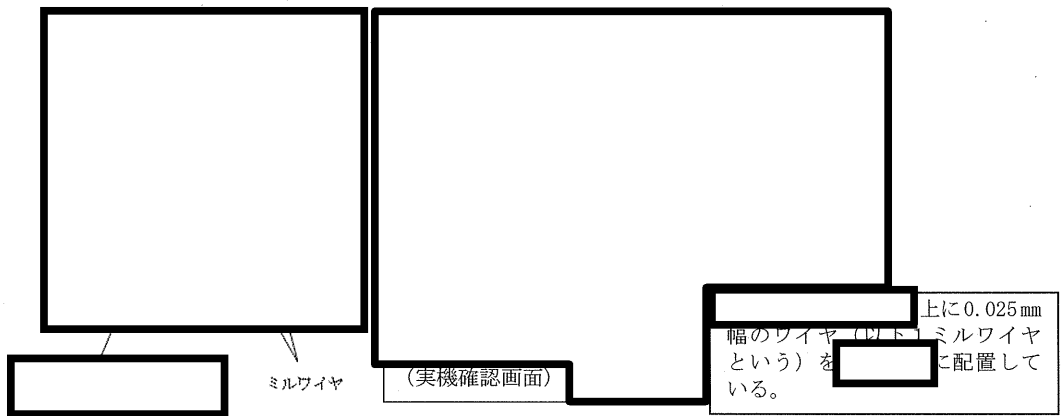


図 4-2 識別性確認用カード [redacted]

[redacted] は商業機密に属しますので公開できません。

(5) 試験要領

a. []の確認

装置に設置している []の前方にカメラ、照明を配置し、 []
上の1ミルワイヤが識別でき、且つハレーションが発生しない条件にカメラフォー
カス、照度の調整を行う。

表 4-2 カメラ-[]被検体)までの距離及びカメラ画角(水中) (参考)

距離	画角(縦×横)
[]	[]

試験後も同一条件にて []上の1ミルワイヤが識別できることを確認す
る。万が一、 []上の1ミルワイヤが識別できない場合、試験前の []
[]確認から再試験を実施する。

b. 走査方法

走査方法は下表のとおりとする。試験時に異常が認められた場合、通常試験終了
後に詳細試験（ズーム画像）を実施する。

表 4-3 走査方法

項目	探傷条件
スキャン方法	[]

c. 判別方法

(a) 画像により、有意な欠陥が無いことを確認する。

[] は商業機密に属しますので公開できません。

作 成	
原子力経年対策グループ	
担当	(承認) G長(点検実施責任者)

確 認		
保 修 課		
担当	副長	課長

確 認
品質保証担当 (品質保証グループ長)

九州電力株式会社 川内原子力発電所 1号炉
特別点検報告書 (原子炉容器)

原子力発電本部
原子力経年対策グループ

目 次

1. 特別点検の対象の機器・構造物及び部位
2. 特別点検の方法
3. 特別点検年月日及び特別点検の結果
4. 特別点検を実施した者の氏名
5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項
6. 特別点検記録に関する事項

1. 特別点検の対象の機器及び部位

「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。

表1 特別点検の対象の機器・構造物及び部位

対象の機器・構造物	対象の部位
原子炉容器	母材及び溶接部 (炉心領域の100%)
	一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)
	炉内計装筒(BMI)(全数)

2. 特別点検の方法

添付-1「川内原子力発電所1号炉 特別点検要領書(原子炉容器)」のとおりである。

3. 特別点検年月日及び特別点検の結果

特別点検年月日及び特別点検の結果は表2のとおりである。

表2 特別点検年月日及び特別点検の結果

対象の部位	点検年月日	点検結果	点検記録
母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇
一次冷却材ノズル コーナー部(クラッド の状態を確認)	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇
炉内計装筒(BMI) (全数)	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇

4. 特別点検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 ○○○○

5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項

品質マネジメントシステムに基づき、点検等を実施する力量を設定し、力量管理を実施している。

6. 特別点検記録に関する事項

特別点検記録に関する事項は表 3 のとおりである。

表 3 特別点検記録に関する事項

名 称	区 分	作成（承認）者	保管責任者
特別点検 報告書 (原子炉容器)	記 録	原子力経年対策 グループ長	原子力経年対策 グループ長

点 検 記 録 (/)

点検年月日 年 月 日

担 当 者

機器・構造物		対象の部位		試験箇所		
原子炉容器						
試 験 実 施 内 容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)				
	超音波探傷試験	探傷器	探触子	試験片	感度	
		リジェクション		接触媒質		
	渦流探傷試験	探傷器		プローブ		
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境	
	試 験 実 施 結 果	試験項目		結果	試験評価者(資格)	
目 視 試 験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し				
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
超音波探傷試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し				
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
渦流探傷試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し				
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
備 考						

点 検 範 囲 図 (/)

点検年月日 年 月 日

担 当 者

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器		

点検記録 (1 / 4)

点検年月日 2021年12月17日

担当者 XXXXXXXXXX

機器・構造物	対象の部位	試験箇所			
原子炉容器	下部胴	母材領域 (炉心領域)			
試験実施内容	目視試験	目視試験 (MVT-1)			
	超音波探傷試験	探傷器	探触子	試験片	
		リジェクション	接触媒質		
		OFF	ほう酸水		
		探傷器		プローブ	
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境
	超音波探傷試験		洞部A1, B1, B2, C2	QSN-RV-003	
			別紙参照		
	試験実施結果	試験項目	結果	試験評価者 (資格)	
		目視試験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し	XXXXXXXXXX (UTレベル3)	
<input type="checkbox"/> 欠陥有り					
超音波探傷試験		<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し			
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
渦流探傷試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し			
	<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
<p>備考</p> <p>起点: X(H)の起点はフランジリガメント面とし、下部鏡板側を(+)とした。 Y(θ)の起点はR/V 0° 芯とし、90° 芯側を(+)とした。</p> <p>試験実施日: 2020年4月28日~2020年5月6日</p> <p>垂 直: DAC20%を超える反射波は、不連続部エコーである。 斜角45° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角45° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 有意な欠陥は認められなかった。 *: 探触子及び感度は別紙 (使用探触子一覧) 参照のこと。</p>					

点検範囲図 (1 / 4)

点検年月日 2021年12月17日

担当者 XXXXXXXXXX

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	下部胴	母材領域 (炉心領域)

XXXXXXXXXX は商業機密に属しますので公開できません。

使用探触子一覧

	使用探触子	探傷方向	探触子 Ser. No	感度 (dB)
胴部A1				
胴部B1				
胴部B2				
胴部C2				

は商業機密に属しますので公開できません。

点検記録 (2 / 4)

点検年月日 2021年12月17日

担当者 XXXXXXXXXX

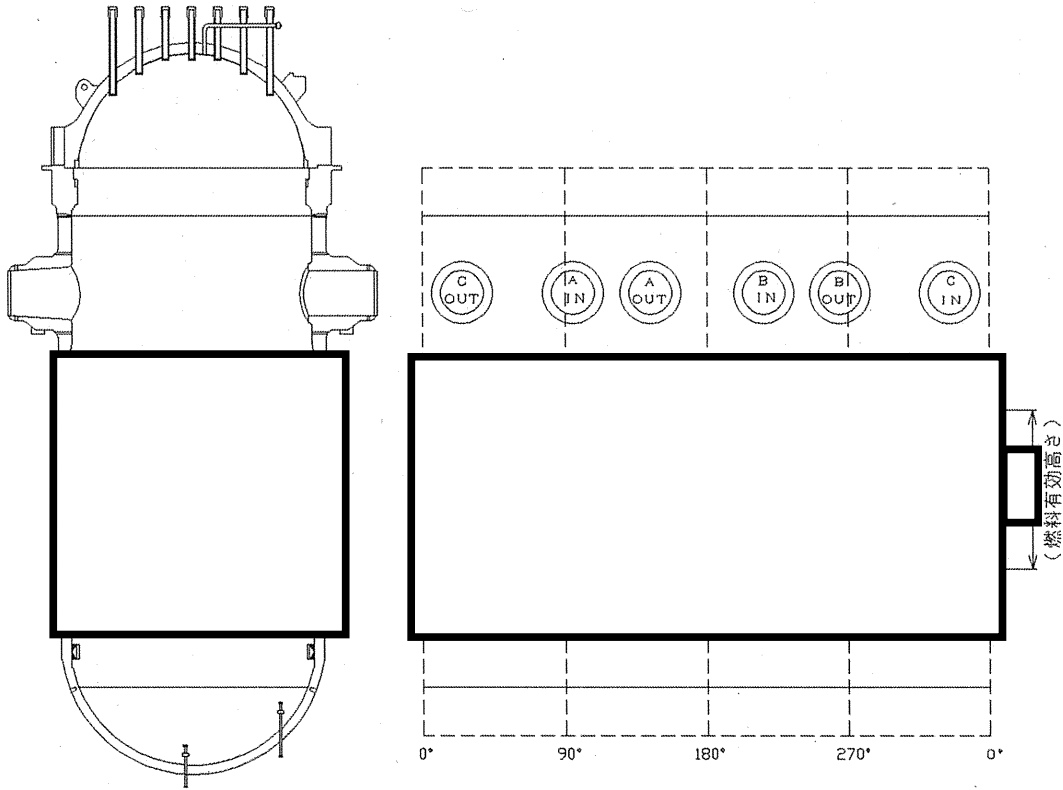
機器・構造物		対象の部位		試験箇所		
原子炉容器		炉心領域にある胴の長手溶接継手		W-1003-1A (炉心領域)		
試験実施内容	目視試験	目視試験 (MVT-1)				
	超音波探傷試験	探傷器	探触子	試験片	感度	
			1CH 2.25K25.4A45 (46162)		QSN-RV-003	48.5dB(50%)直・平
			2CH 2.25K25.4A60 (46170)			49.0dB(50%)直・平
			3CH 2.25Z6.4×25.4LAD70-50 (46062)			48.1dB(50%)直・平
			4CH 2.25K25.4A45 (48433)			42.5dB(50%)直・平
	5CH 2.25K25.4A60 (46171)		50.5dB(50%)直・平			
	6CH 2.25Z6.4×25.4LAD70-50 (46063)		49.1dB(50%)直・平			
	7CH 2.25C25/2ND (41421)		41.5dB(50%)			
	リジェクション		接触媒質			
OFF		ほう酸水				
渦流探傷試験	探傷器		プローブ			
	対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境		
試験実施結果	試験項目		結果	試験評価者 (資格)		
	目視試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し	XXXXXXXXXX (UTレベル3)		
			<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	超音波探傷試験		<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し			
			<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	渦流探傷試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し			
<input type="checkbox"/> 欠陥有り						
備考						
起点: X(H)の起点はフランジリガメント面とし、下部鏡板側を(+)とした。 Y(θ)の起点はR/V 0° 芯とし、90° 芯側を(+)とした。 試験実施日: 2020年4月22日~2020年4月24日 垂 直: DAC20%を超える反射波は、不連続部エコーである。 斜角45° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角45° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 有意な欠陥は認められなかった。						

点検範囲図 (2 / 4)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者 XXXXXXXXXX

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	炉心領域にある胴の 長手溶接継手	W-1003-1A (炉心領域)

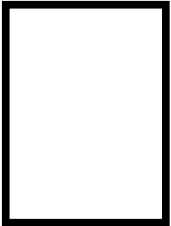


XXXXXXXXXX は商業機密に属しますので公開できません。

点検記録 (3 / 4)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者

機器・構造物		対象の部位		試験箇所		
原子炉容器		炉心領域にある胴の長手溶接継手		W-1003-1B (炉心領域)		
試験 実施 内容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)				
	超音波探傷試験	探傷器	探触子		試験片	感度
			1CH 2. 25K25. 4A45 (46162)		QSN-RV-003	48. 5dB (50%)直・平
			2CH 2. 25K25. 4A60 (46170)			49. 0dB (50%)直・平
			3CH 2. 25Z6. 4×25. 4LAD70-50 (46062)			48. 1dB (50%)直・平
			4CH 2. 25K25. 4A45 (48433)			42. 5dB (50%)直・平
	5CH 2. 25K25. 4A60 (46171)		50. 5dB (50%)直・平			
	6CH 2. 25Z6. 4×25. 4LAD70-50 (46063)		49. 1dB (50%)直・平			
	7CH 2. 25C25/2ND (41421)		41. 5dB (50%)			
	リジェクション		接触媒質			
OFF		ほう酸水				
渦流探傷試験	探傷器		プローブ			
	対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境		
試験 実施 結果	試験項目		結果	試験評価者 (資格)		
	目視試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し	 (UTレベル3)		
			<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	超音波探傷試験		<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し			
			<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	渦流探傷試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し			
<input type="checkbox"/> 欠陥有り						
備 考						
起点: X (H)の起点はフランジリガメント面とし、下部鏡板側を(+)とした。 Y (θ)の起点はR/V 0° 芯とし、90° 芯側を(+)とした。 試験実施日: 2020年4月23日~2020年4月24日 垂 直: DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角45° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角45° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (直角): DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (平行): DAC20%を超える反射波を認めず。 有意な欠陥は認められなかった。						

点検範囲図 (3 / 4)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

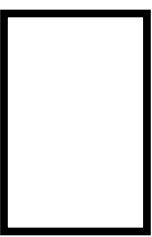
担当者 XXXXXXXXXX

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	炉心領域にある胴の 長手溶接継手	W-1003-1B (炉心領域)

点 検 記 録 (4 / 4)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担 当 者 XXXXXXXXXX

機器・構造物	対象の部位	試験箇所		
原子炉容器	炉心領域にある胴の長手溶接継手	W-1003-1C (炉心領域)		
試 験 実 施 内 容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)		
	超音波探傷試験	探傷器	探触子	
			1CH 2.25K25.4A45(46162) 2CH 2.25K25.4A60(46170) 3CH 2.25Z6.4×25.4LAD70-50(46062) 4CH 2.25K25.4A45(48433) 5CH 2.25K25.4A60(46171) 6CH 2.25Z6.4×25.4LAD70-50(46063) 7CH 2.25C25/2ND(41421)	試験片
		リジェクション	接触媒質	感 度
		OFF	ほう酸水	48.5dB(50%)直・平 49.0dB(50%)直・平 48.1dB(50%)直・平 42.5dB(50%)直・平 50.5dB(50%)直・平 49.1dB(50%)直・平 41.5dB(50%)
		探傷器	プローブ	QSN-RV-003
	渦流探傷試験	対 比 試 験 片	試験周波数 [kHz]	
		試験項目	試験環境	
		結果	試験評価者(資格)	
		試験実施結果	試験結果	
目 視 試 験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し <input type="checkbox"/> 欠陥有り			
超 音 波 探 傷 試 験	<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し <input type="checkbox"/> 欠陥有り	XXXXXXXXXX (UTレベル3)		
渦 流 探 傷 試 験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し <input type="checkbox"/> 欠陥有り			
備 考				
起点：X(H)の起点はフランジリガメント面とし、下部鏡板側を(+)とした。 Y(θ)の起点はR/V 0° 芯とし、90° 芯側を(+)とした。 試験実施日：2020年4月23日～2020年4月24日 垂 直：DAC20%を超える反射波は、不連続部エコーである。 斜角45° (直角)：DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角45° (平行)：DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (直角)：DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角60° (平行)：DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (直角)：DAC20%を超える反射波を認めず。 斜角70° (平行)：DAC20%を超える反射波を認めず。 有意な欠陥は認められなかった。				

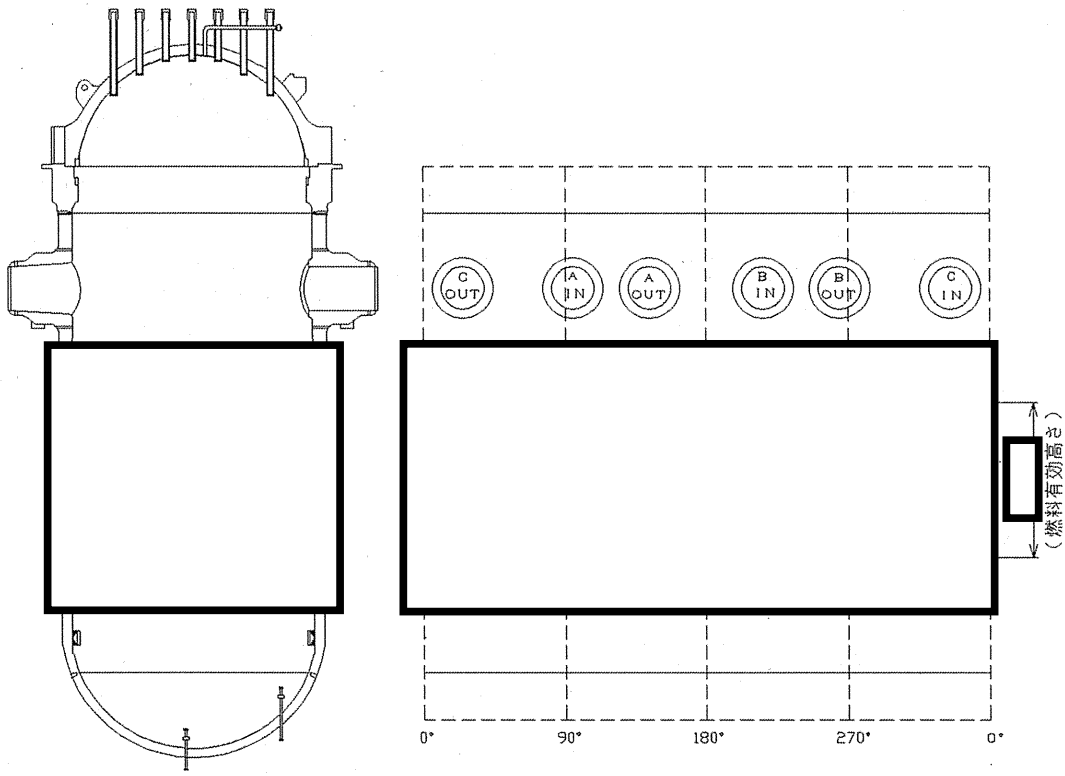
-4- XXXXXXXXXX は商業機密に属しますので公開できません。

点検範囲図 (4 / 4)

点検年月日 2021年12月17日

担当者

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	炉心領域にある胴の 長手溶接継手	W-1003-1C (炉心領域)



は商業機密に属しますので公開できません。

点検記録 (1 / 3)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者

機器・構造物		対象の部位		試験箇所	
原子炉容器		冷却材出口管台 ノズルコーナー凸部内側		A/B/C管台	
試験 実施 内容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)			
	超音波探傷試験	探傷器	探触子	試験片	感度
		リジェクション		接触媒質	
		探傷器		プローブ	
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境
	渦流探傷試験	L9-82GB014			水中
試験項目		結果	試験評価者 (資格)		
試験 実施 結果	目視試験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し		[Redacted] (ETレベル3)	
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	超音波探傷試験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し			
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	渦流探傷試験	<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し			
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
備考					
有意な欠陥は認められなかった。 (試験実施日: 2020.5.14) (探傷実施日: 2020.5.13, 14)					

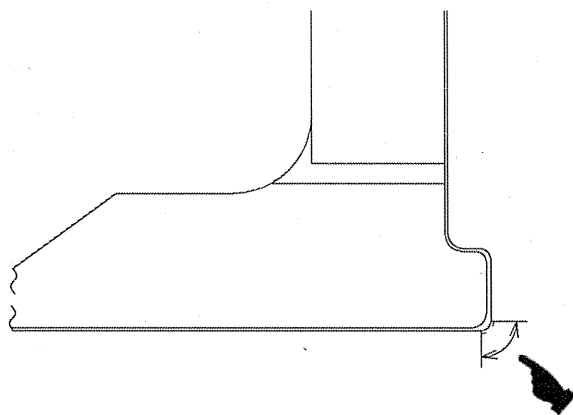
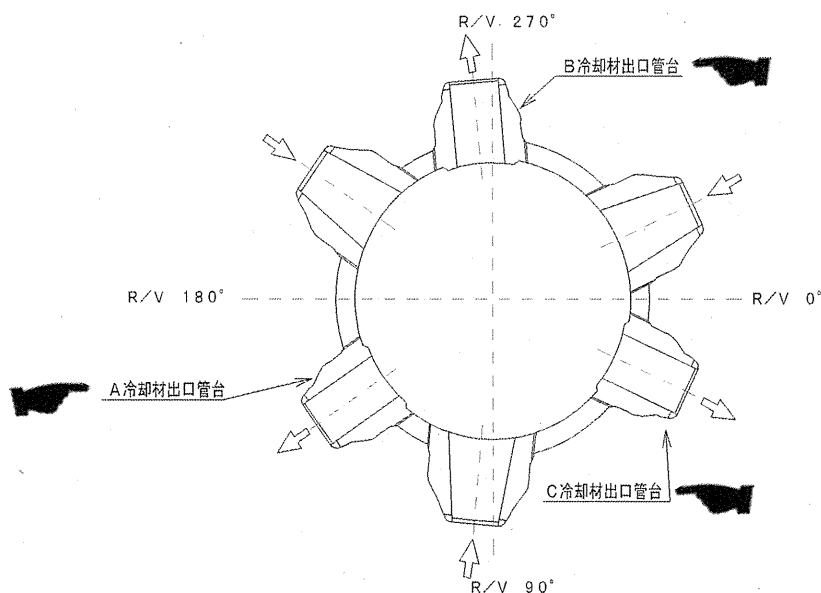
[Redacted] は商業機密に属しますので公開できません。

点検範囲図 (1 / 3)

点検年月日 2021年12月17日

担当者

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	冷却材出口管台 ノズルコーナー凸部内側	A/B/C管台



点 検 記 録 (2 / 3)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担 当 者

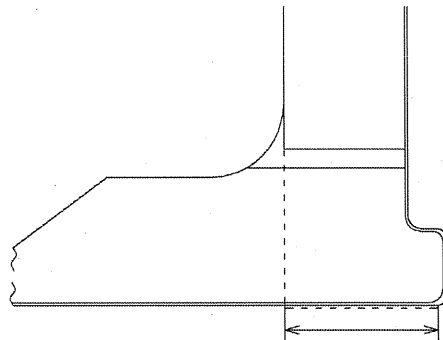
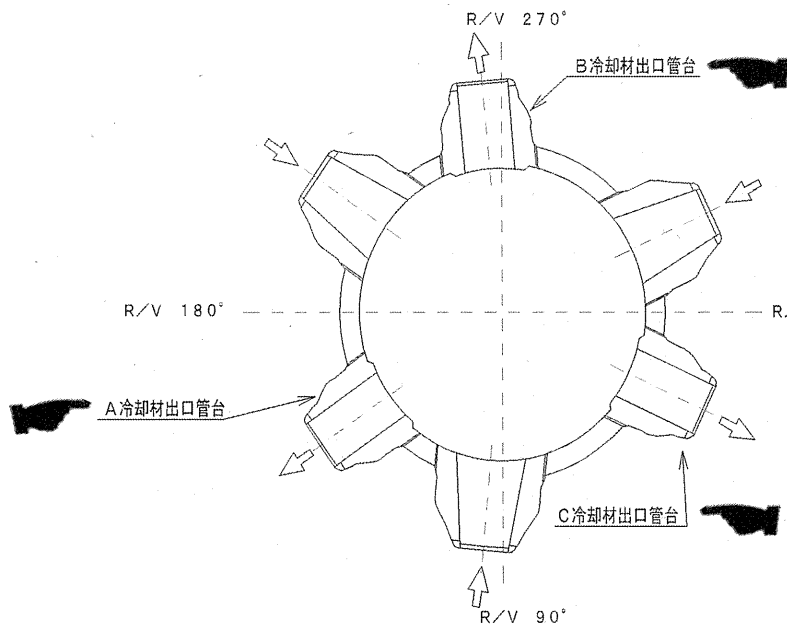
機器・構造物		対象の部位		試験箇所		
原子炉容器		冷却材出口管台 ノズルストレート部		A/B/C管台		
試 験 実 施 内 容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)				
	超音波探傷試験	探傷器	探触子		試験片	感度
		リジェクション		接触媒質		
	渦流探傷試験	探傷器		プローブ		
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境	
		FY001-01			水中	
	試 験 実 施 結 果	試験項目		結果		試験評価者(資格)
目視試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し		[Redacted] (ETレベル3)		
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
超音波探傷試験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し				
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
渦流探傷試験		<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し				
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
備 考						
有意な欠陥は認められなかった。						
(試験実施日: 2020.5.22, 23)						
(探傷実施日: 2020.5.21, 22)						

点検範囲図 (2 / 3)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者 [Redacted]

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	冷却材出口管台 ノズルストレート部	A/B/C管台



点検記録 (3 / 3)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者

機器・構造物		対象の部位		試験箇所	
原子炉容器		冷却材入口管台 ノズル丸み+ストレート部		A/B/C管台	
試験 実施 内容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)			
	超音波探傷試験	探傷器	探触子	試験片	感度
		リジェクション		接触媒質	
		探傷器		プローブ	
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境
	渦流探傷試験	FY001-01 FY001-02			水中
試験項目		結果	試験評価者 (資格)		
試験 実施 結果	目視試験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し			
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	超音波探傷試験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し			
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	渦流探傷試験	<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し			
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
備考					
有意な欠陥は認められなかった。					
(試験実施日 : 2020. 5. 21, 22, 23)					
(探傷実施日 : 2020. 5. 19, 20, 21, 23)					

点検範囲図 (3 / 3)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	冷却材入口管台 ノズル丸み+ストレート部	A/B/C管台

点検記録 (1 / 2)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者 [Redacted]

機器・構造物		対象の部位		試験箇所	
原子炉容器		炉内計装筒 (内面の溶接熱影響部)		1～50番管台 (全数)	
試験 実施 内容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)			
	超音波探傷試験	探傷器	探触子	試験片	感度
		リジェクション		接触媒質	
		探傷器		プローブ	
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境
	L9-82GB031-3		[Redacted]	水中	
試験 実施 結果	試験項目	結果		試験評価者 (資格)	
	目視試験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し		[Redacted]	
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	超音波探傷試験	<input type="checkbox"/> 欠陥無し		[Redacted] (ETレベル3)	
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り			
	渦流探傷試験	<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し		[Redacted] (ETレベル3)	
<input type="checkbox"/> 欠陥有り					
備考					
有意な欠陥は認められなかった。					
(試験実施日：2020.6.6, 8, 9, 10)					
(探傷実施日：2020.6.6, 8, 9, 10)					

点 検 範 囲 図 (1 / 2)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担 当 者 XXXXXXXXXX

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	炉内計装筒 (内面の溶接熱影響部)	1 ~ 50番管台 (全数)

点 検 記 録 (2 / 2)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担 当 者 XXXXXXXXXX

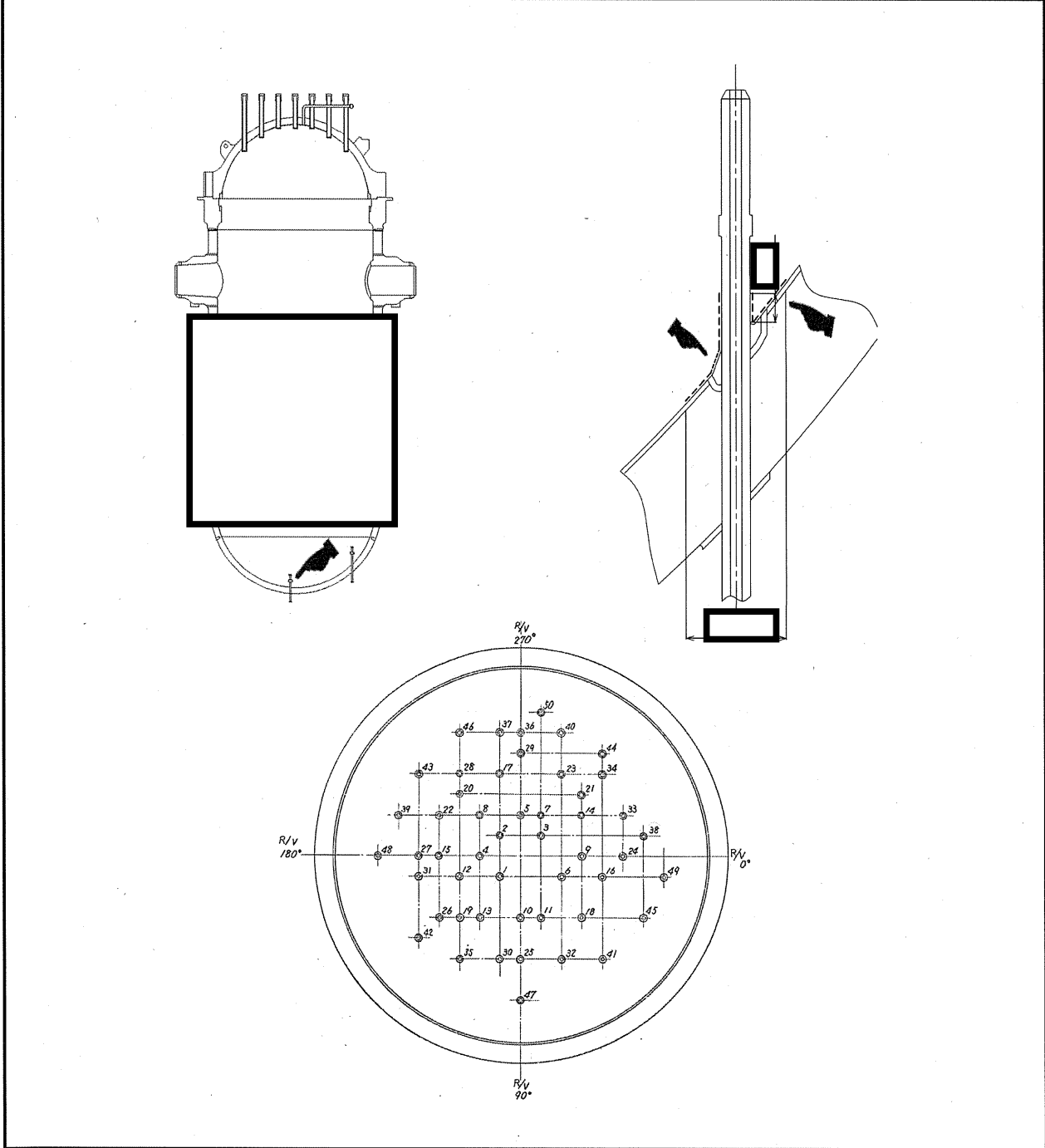
機器・構造物		対象の部位		試験箇所		
原子炉容器		炉内計装筒 (溶接部)		1～50番管台 (全数)		
試験 実 施 内 容	目視 試験	目視試験 (MVT-1)				
	超音波探傷試験	探傷器	探触子		試験片	感度
		リジェクション		接触媒質		
		探傷器		プローブ		
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境	
	渦流探傷試験	探傷器		プローブ		
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境	
		探傷器		プローブ		
		対比試験片		試験周波数 [kHz]	試験環境	
	試験 実 施 結 果	試験項目		結果		試験評価者 (資格)
目 視 試 験		<input checked="" type="checkbox"/> 欠陥無し		XXXXXXXXXX XXXXXXXX XXXXXXXX		
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
超 音 波 探 傷 試 験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し		XXXXXXXXXX XXXXXXXX XXXXXXXX		
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
渦 流 探 傷 試 験		<input type="checkbox"/> 欠陥無し		XXXXXXXXXX XXXXXXXX XXXXXXXX		
		<input type="checkbox"/> 欠陥有り				
備 考						
有意な欠陥は認められなかった。						
(試験実施日：2020.6.10～2020.6.15)						

点検範囲図 (2 / 2)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者 XXXXXXXXXX

機器・構造物	対象の部位	試験箇所
原子炉容器	炉内計装筒 (溶接部)	1 ~ 50 番管台 (全数)



は商業機密に属しますので公開できません。

川内原子力発電所 1 号炉

原子炉格納容器に関する点検の結果

九州電力株式会社

川内原子力発電所 1 号炉
原子炉格納容器 特別点検
報告書

九州電力株式会社
原子力発電本部 原子力経年対策グループ

目 次

1. 特別点検の対象の機器・構造物及び部位	1
2. 特別点検の方法	1
3. 特別点検年月日及び特別点検の結果	1
4. 特別点検を実施した者の氏名	1
5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項	1
6. 特別点検記録に関する事項	1

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。

表1 特別点検の対象の機器・構造物及び部位

対象の機器・構造物	対象の部位
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)

2. 特別点検の方法

添付-1「川内原子力発電所1号炉 特別点検要領書(原子炉格納容器)」のとおりである。

3. 特別点検年月日及び特別点検の結果

特別点検年月日及び特別点検の結果は表2のとおりである。

表2 特別点検年月日及び特別点検の結果

対象の部位	点検年月日※	点検結果	点検記録
原子炉格納容器鋼板	2021年10月18日 ～ 2022年4月22日 (2020年4月20日 ～ 2021年12月13日)	原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし	添付-2

※ ()内はデータ採取日

4. 特別点検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

5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項

品質マネジメントシステムに基づき、点検等を実施する力量を設定し、力量管理を実施している。

6. 特別点検記録に関する事項

特別点検記録に関する事項は表3のとおりである。

表3 特別点検記録に関する事項

名称	区分	作成(承認)者	保管責任者
特別点検 報告書 (原子炉格納容器)	記録	原子力経年対策 グループ長	原子力経年対策 グループ長

作成	
原子力経年対策グループ	
担当	(承認)
[Redacted]	

確認			確認
保 修 課			品質保証担当 (品質保証グループ長)
担当	副長	課長	
[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 (原子炉格納容器)

原子力発電本部
原子力経年対策グループ

2021年10月14日 制定

改訂履歴

回数	改訂内容・理由	作成	審査	承認
—	— 新規制定 —	表紙のとおり		

目 次

I 点検目的	1
II 点検項目	1
III 点検方法	1
IV 点検結果の整理	1
V 添付資料	1
1. 点検体制	3
2. 点検手順	5
3. 確認チェックシート	7
4. 劣化状況まとめ表	8
5. 自主点検内容	9
6. 自主点検範囲	10
7. 自主点検要領	13
8. 特別点検報告書	24

I 点検目的

本要領は「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、以下「運用ガイド」という。）により要求されている特別点検について、「川内原子力発電所 特別点検の基本方針」、「運用ガイド」に基づき、川内原子力発電所1号炉の原子炉格納容器に対する特別点検の実施要領を定めるものである。

II 点検項目

原子炉格納容器は、運用ガイドにより、以下の点検が要求される。

対象の部位	着目する劣化事象	点検方法／点検項目
原子炉格納容器鋼板（接近できる点検可能範囲の全て）	腐食	目視試験（VT-4）による塗膜状態の確認

III 点検方法

本特別点検は、原子炉格納容器鋼板（接近できる点検可能範囲の全て）について、運用ガイドの要求を満足するよう、自主点検における目視試験の結果を確認・評価することにより健全性を確認する。

添付資料1により点検体制を確立したうえで、添付資料2の点検手順に基づき、添付資料3の確認チェックシートを用いて、自主点検の工事・委託記録（運転開始35年以降に採取したデータ）を使って、詳細に確認・評価を実施し、運用ガイドの要求を満足できているかを確認し、添付資料4に劣化状況を取りまとめる。（自主点検の内容、範囲、要領については添付資料5～7を参照）

IV 点検結果の整理

点検結果を添付資料8「特別点検報告書」にまとめ、品質保証グループ長及び川内原子力発電所保修課長の確認の後、原子力経年対策グループ長が承認する。

- ・自主点検が適切に実施されていること。
- ・自主点検結果において、原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食の有無。

V 添付資料

1. 点検体制
2. 点検手順

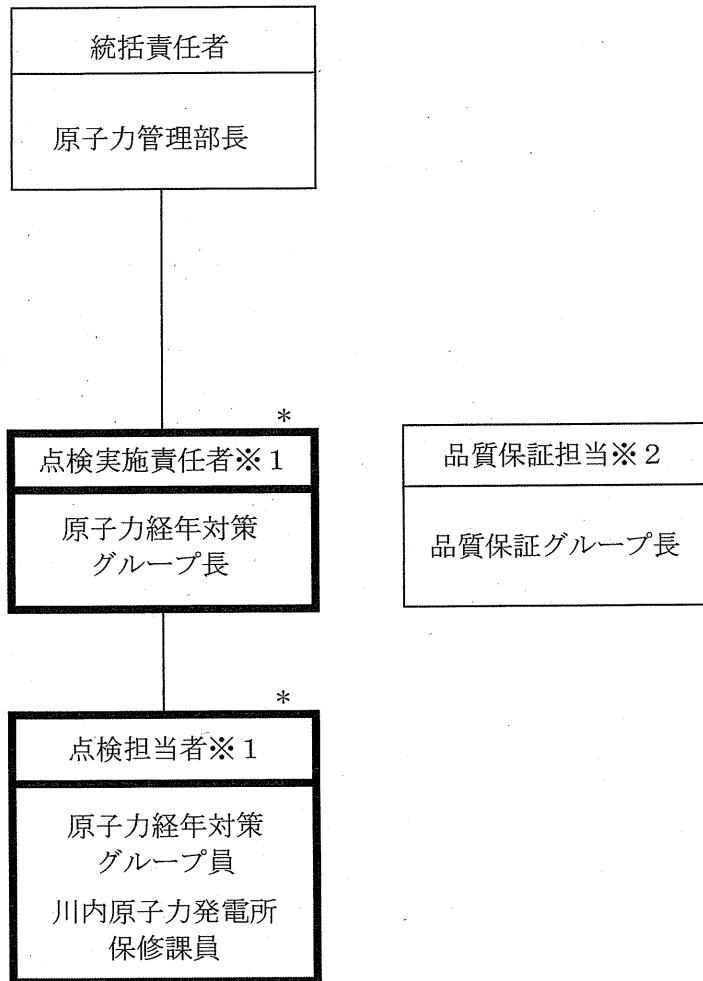
3. 確認チェックシート
4. 劣化状況まとめ表
5. 自主点検内容
6. 自主点検範囲
7. 自主点検要領
8. 特別点検報告書

文書名	最終改訂回数	配付 (使用箇所)
特別点検要領書 (原子炉格納容器)		*

点 検 体 制

1. 体制表

年 月 日 () 実施分



※1 太線枠内は点検準備における点検体制確認時の確認対象者を示す。

※2 特別点検要領書の制定、改訂時は、記録の確認・評価を行う上で妥当な内容となっているか、品質保証グループ長の確認を受ける。

2. 役割分担
 (1) 社内役割分担

役 割	役 務 内 容
統 括 責 任 者	特別点検に関する業務を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を、別途定められた品質マネジメントシステム計画に基づき統括する。
点 検 実 施 責 任 者	<ul style="list-style-type: none"> ・特別点検要領書の制定・改訂を行う。 ・点検体制表を承認することにより、点検体制を確立する。※1 ・点検担当者に対して、点検の実施を指示する。※1 ・点検担当者からの点検プロセス完了の報告及び点検結果の報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。※1 ・点検記録に基づき、点検結果を確認し、サインもしくは捺印を行う。※1 ・特別点検報告書を承認する。その際、点検結果が「有意な塗膜の劣化や腐食なし」であることをもって、当該点検が運用ガイドに適合していることの再確認を行う。 ※1：代行者が実施できる役務
点 検 担 当 者	<ul style="list-style-type: none"> ・点検体制表の確認対象者を点呼することにより、点検体制が確立されていることを確認する。 ・点検実施責任者の指示に基づき点検を実施する。 ・点検手順に基づき点検プロセスを進行させる。 ・記録の確認・評価により点検結果をまとめる。 ・点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。 ・特別点検報告書を作成する。
品 質 保 証 担 当	<ul style="list-style-type: none"> ・品質保証の観点から、特別点検要領書について、記録の確認・評価を行う上で妥当な内容であることを確認する。 ・品質保証の観点から、特別点検要領書の制定・改訂が適切に行われていることを確認する。

点 検 手 順

1. 点検手順

(1) 点検準備

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検体制が確立されていることを確認する。				
2	点検要領書が定められた手続きに従い制定・改訂されていること、及び最新であることを確認する。				
3	点検実施責任者及び点検担当者の力量があることを力量評価表により確認する。				
4	記録確認・評価を行う項目は、以下のとおりであることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・自主点検内容 (添付資料-5) ・自主点検範囲 (添付資料-6) ・自主点検要領 (添付資料-7) ・自主点検の体制 ・自主点検実施者の力量 				

(2) 点検 (記録の妥当性確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検担当者は、自主点検に係る以下の図書が準備されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・作業要領書 (①) ・工事・委託記録 (②) ・測定器の校正記録 (③) ・当社社員の力量評価表 (④) ・協力会社員の力量がわかる図書 (⑤) 				
2	自主点検の方法が、運用ガイドに基づく方法及びこれまでの点検検査等で実績のある規格に基づいていることを確認する。(添付資料-7参照)				
3	自主点検実施者 (当社社員) が、必要な力量を有していることを当社社員の力量評価表により確認する。				
4	自主点検実施者 (協力会社員) が、必要な資格を有していることを協力会社員の力量がわかる図書により確認する。				
5	自主点検に使用した計器が校正されていることを校正記録により確認する。				

(3) 点検 (記録の確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	自主点検範囲が、原子炉格納容器鋼板（接近できる点検可能範囲の全て）であること及び自主点検の実施時期が運転開始後35年（2019.7.4）以降であることを確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。				添付資料-3、6を使用
2	自主点検結果において、原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食の有無を工事・委託記録により確認し、確認チェックシート（添付資料-3）に記載する。あった場合は、劣化状況まとめ表（添付資料-4）に記載する。				添付資料-3、4を使用

(4) 点検結果の整理

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検要領書に基づき、点検が適正に行われたことを確認する。				
2	点検記録に基づき、点検結果をまとめる。				

(5) 点検完了確認

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。				
2	点検実施責任者は点検担当者からの報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。				

確認チェックシート (/)

[対象部位： 半球部内面]

試験箇所 (鋼板 No.)	自主点検の 実施有無	自主点検の実 施時期が運転 開始後 35 年 (2019.7.4) 以 降であるか	試験実施内容	原子炉格納容器 の構造健全性に影 響を与える恐れ のある塗膜の劣 化や腐食の有無	確認年月日	確認者	備考
●-●	有・無	✓	直接目視試験 (VT-4) 遠隔目視試験 (VT-4、ヒデカメラ)	有・無	2021年 ●月●日	●●●●●	工事記録 ●ページ参照
	有・無		直接目視試験 (VT-4) 遠隔目視試験 (VT-4、ヒデカメラ)	有・無			
	有・無		直接目視試験 (VT-4) 遠隔目視試験 (VT-4、ヒデカメラ)	有・無			
	有・無		直接目視試験 (VT-4) 遠隔目視試験 (VT-4、ヒデカメラ)	有・無			
	有・無		直接目視試験 (VT-4) 遠隔目視試験 (VT-4、ヒデカメラ)	有・無			

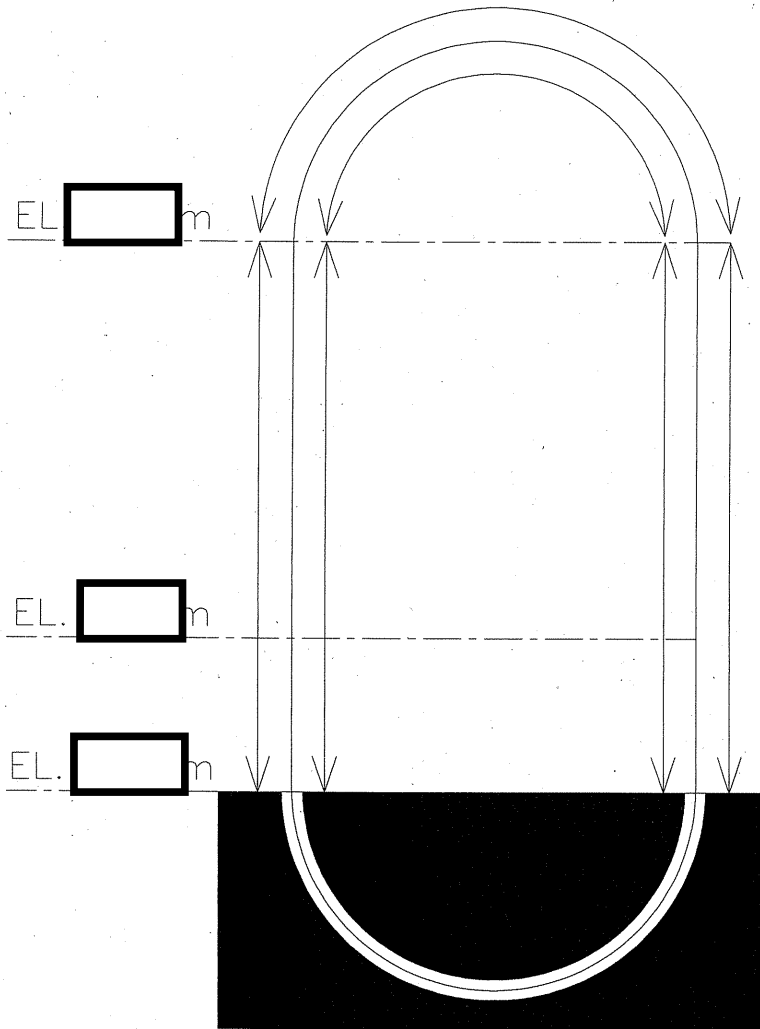
自主点検内容

対 象			試験方法 (VT-4)		
半球部	外面	トップドーム外側	直接目視	歩廊及び縄梯子より直接目視	
	内面	トップドーム内側	仮設足場使用：有	直接目視	接近して試験が可能な箇所については直接目視
仮設足場使用：無			遠隔目視*	ポーラクレーン上から遠隔目視	
円筒部	外面	アニュラス部	搭乗設備使用：無	直接目視	歩廊及び仮設足場から試験が可能な箇所については直接目視
				遠隔目視*	点検用治具を用いた遠隔目視
			搭乗設備使用：有	直接目視	接近して試験が可能な箇所については直接目視
				遠隔目視*	点検用治具を用いた遠隔目視
	内面	EL. 45m 以上	仮設足場使用：有	直接目視	接近して試験が可能な箇所については直接目視
			仮設足場使用：無	遠隔目視*	ポーラクレーン上から遠隔目視
		EL. 45m からリングガーダ上歩廊まで		直接目視	ポーラクレーン上、リングガーダ上歩廊又は仮設足場から直接目視
		リングガーダ内		直接目視	ポーラクレーン搭乗口から直接目視
				遠隔目視*	ポーラクレーン搭乗口から点検用治具を用いた遠隔目視
		リングガーダ下端からオペフロ EL. [] まで	搭乗設備使用：無	直接目視	架台及び仮設足場から試験が可能な箇所については直接目視
搭乗設備使用：有	遠隔目視*		蒸気発生器等の機器歩廊から遠隔目視		
	オペフロ EL. [] 以下		直接目視	仮設足場等を活用して直接目視	

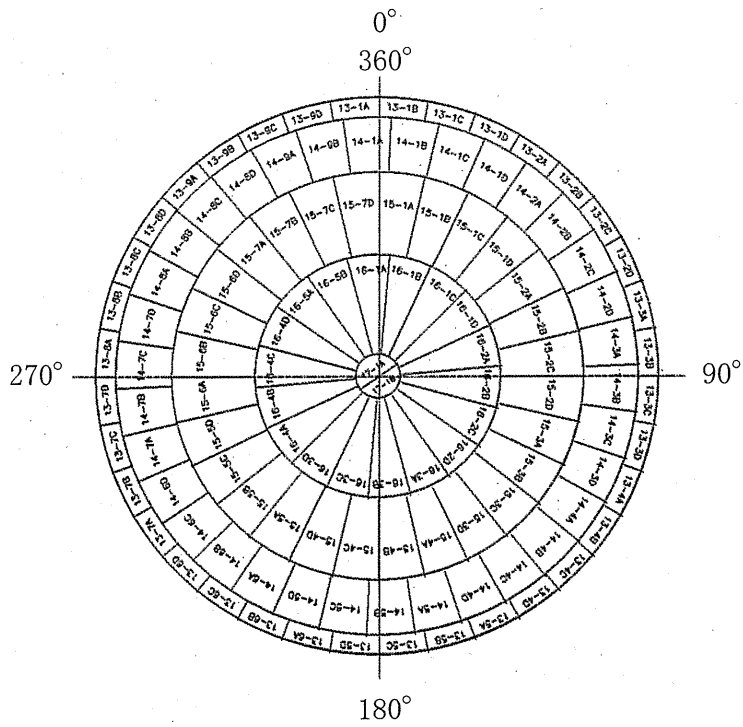
*：遠隔目視は高倍率のビデオカメラを使用
ただし、近接可能な場合は直接目視を実施

[] は商業機密に属しますので公開できません。

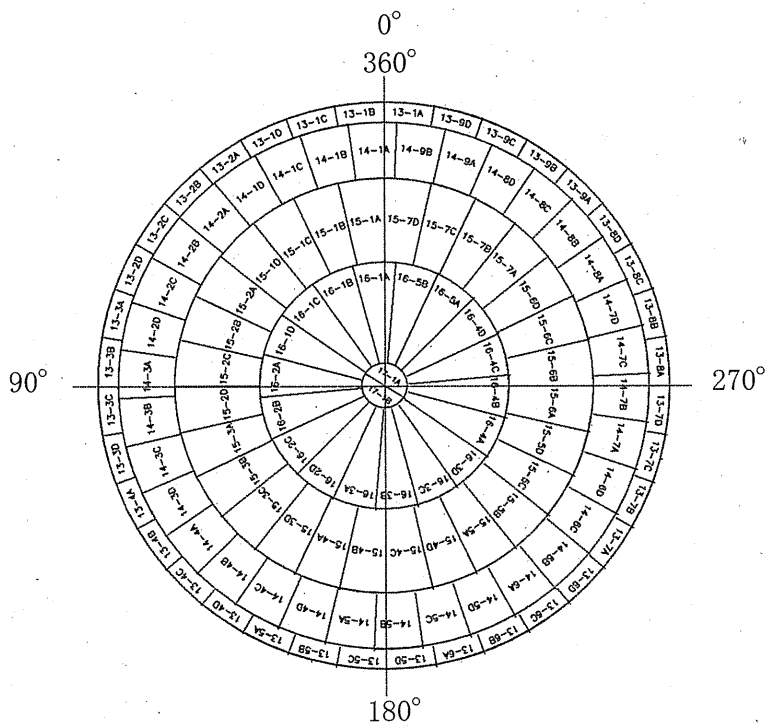
自主点検範囲



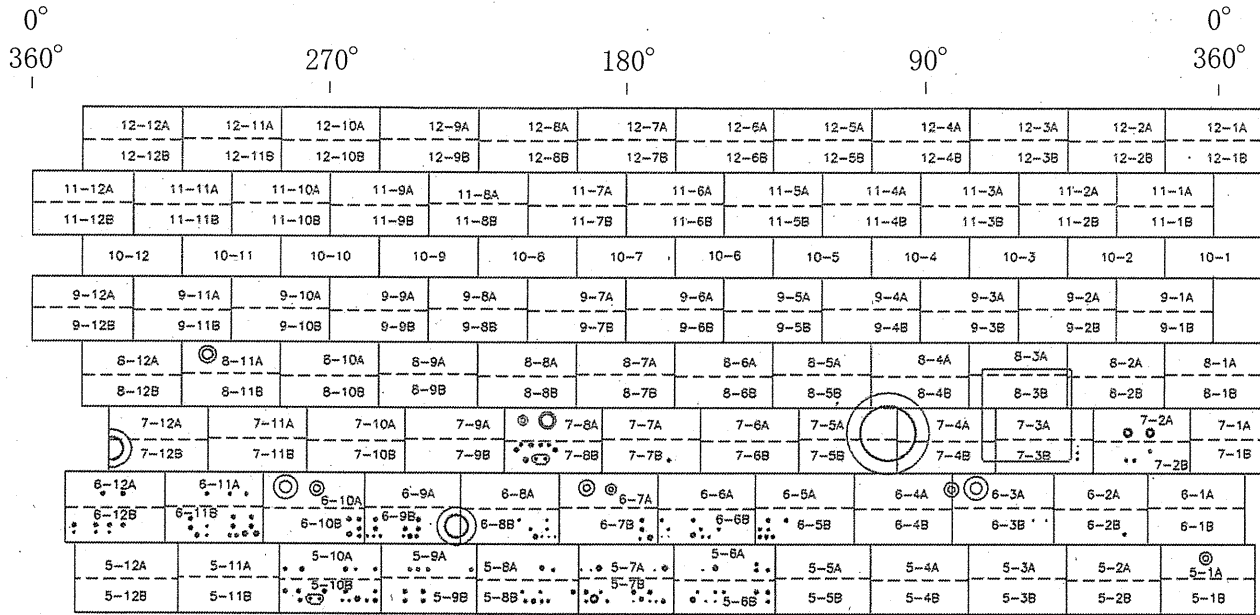
は商業機密に属しますので公開できません。



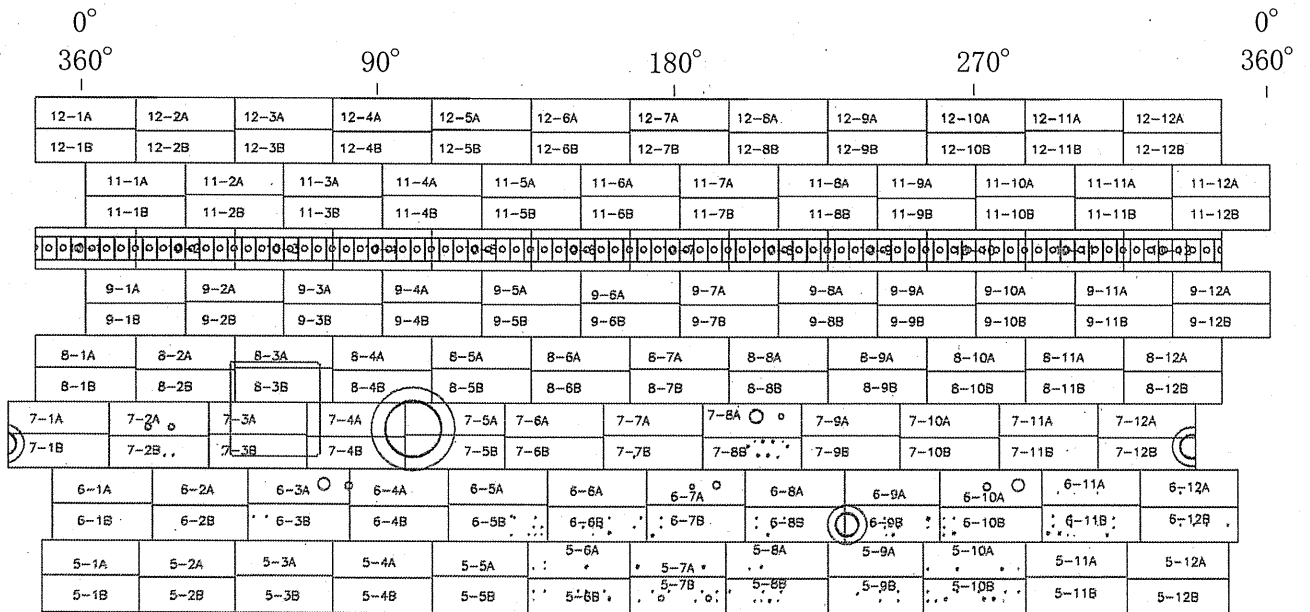
板割図(半球部 外面)



板割図(半球部 内面)



板割図(円筒部 外面)



板割図(円筒部 内面)

自主点検要領

1. 適用規格

JSME S NA1-2012/2013/2014 発電用原子力設備規格 維持規格 (準拠)

2. 試験員

試験員は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2012)の第3章 非破壊検査試験の目視試験 (GTN-8000)の一般要求事項中の試験技術者 (GTN-8130)を満足する者とする。

3. 試験機材

試験に使用する機材は以下に示す機器、又は同等品とする。

(1) 目視試験用照明

- a. NSD-DL AR-6050(スリーエス社製)
- b. ST3D016(MAG-LITE 社製)
- c. SL-12(NEEWER 社製)

(2) 18%中性灰色カード(以下「グレーカード」という。)

(3) 目視試験用機材

- a. ビデオカメラ:Panasonic 社製 HC-W590M
- b. モニター:PRINCETON 社製 PTFWJA-22W
- c. ポールカメラ:3R システム社製 3R-FXS09
- d. 一眼レフカメラ:Nikon 社製 COOLPIX P1000
- e. カメラ用三脚
- f. カメラ用一脚
- g.フリーアングル雲台:Velbon 社製 V4 ユニット
- h. アングルアダプター:Velbon 社製 アングルアダプター4
- i. 電動雲台:Bescor 社製 MP-101
- j. タブレット:Apple 社製 iPad
- k. レーザーポインタ
- l. レーザー距離計:BOSCH 社製 GLM 150C
- m. 照度計:横河計測社製 51012
- n. グレーカード貼り付け用伸縮棒
- o. バルーン機材一式
- p. 手鏡
- q. 巻尺:積水樹脂社製 12-30HRW / TJM デザイン社製 シムロン-R

(2 / 11)

- r. 繩梯子
- s. 伸縮梯子
- t. 脚立

4. 試験要領

4.1 直接目視試験 (VT-4)

- (1) グレーカードの幅0.8mmの黒線が識別できることを確認する。なお、確認は鋼板1枚ごとに1回を基本とする。
- (2) 視角の改善を目的とした鏡または拡大鏡を用いても良い。
- (3) 目の位置に対する角度は 30° 以上 150° 以下を原則とする。
干渉物が存在する場合の試験不可範囲の例を図4-1～図4-5に示す。

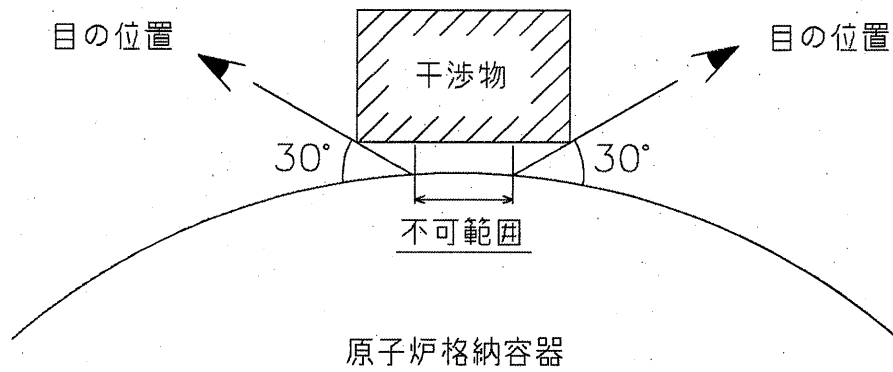


図4-1 干渉物が単独で存在する場合

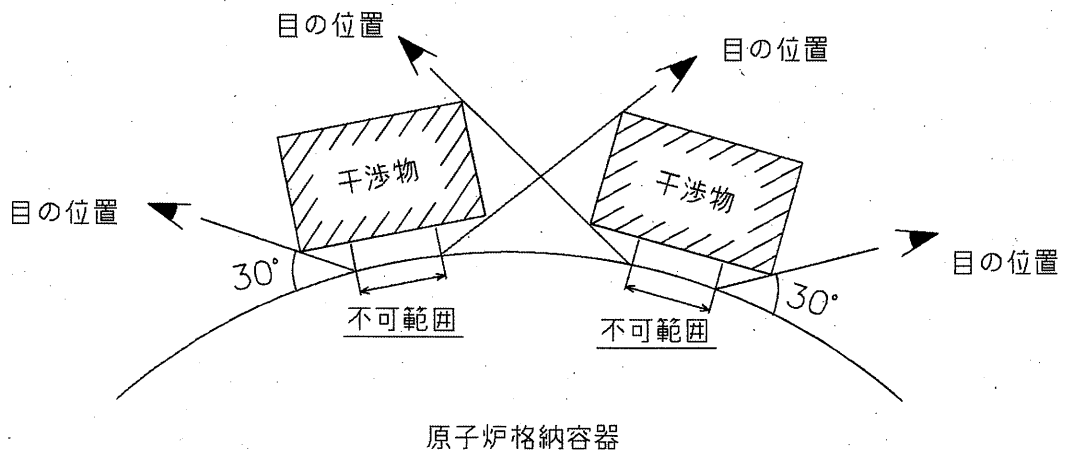


図4-2 干渉物が2つ並んでいる場合

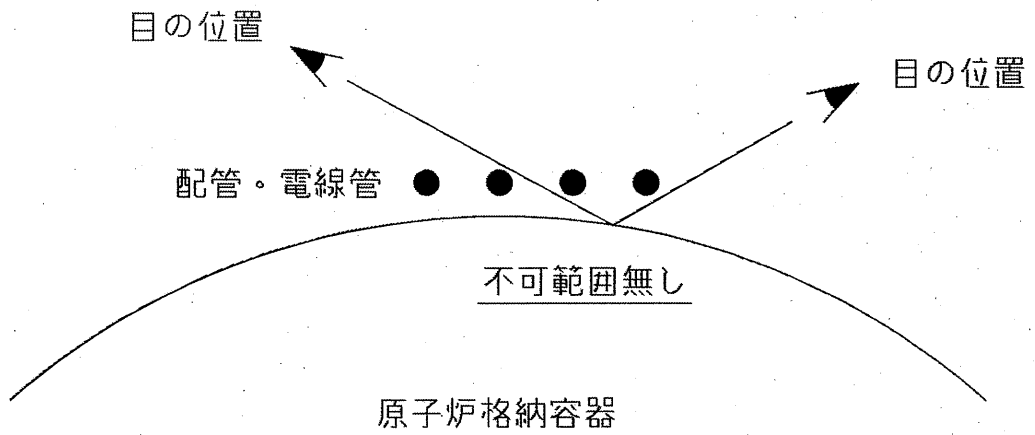


図4-3 配管及び電線管が並んでいる場合

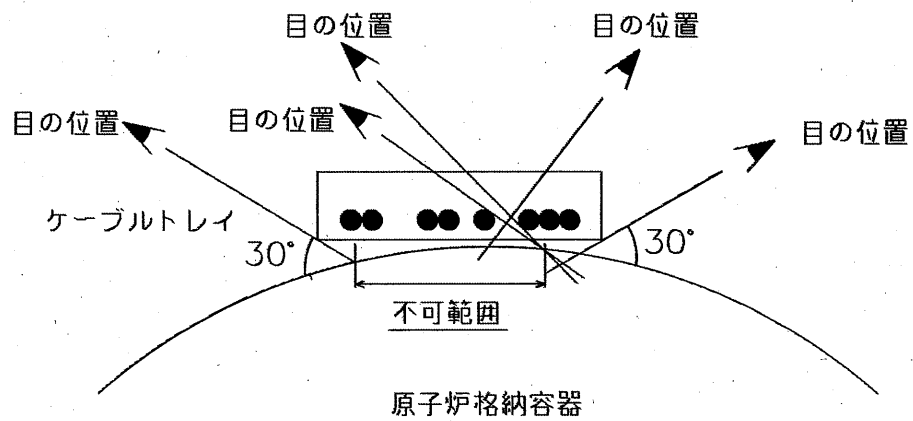


図4-4 ケーブルトレイ中にケーブル又は配管があり、隙間が一様でない場合

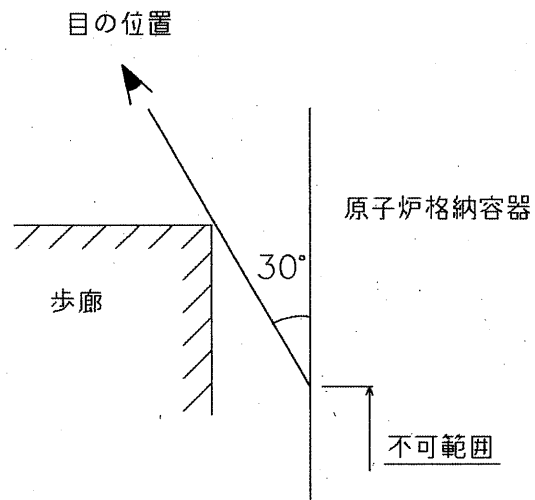


図4-5 原子炉格納容器と歩廊の間に隙間がある場合

4.2 遠隔目視試験 (VT-4、ビデオカメラ)

4.1の直接目視試験が困難な場合は以下の方法による遠隔目視試験を行う。

4.2.1 半球部内面

- (1) 使用する照明機器が、距離 32m において 500Lx 以上であることを照度計にて確認する。

なお、確認は試験開始前、試験終了後に行う。

- (2) ポークレーン上の中心位置にビデオカメラを設置する。
 (3) レーザー距離計にて試験範囲までの最長距離を測定する。
 (4) ビデオカメラを事前のグレーカードの確認検証により定めた倍率に設定する。設定倍率を表 4-1 に示す。

表 4-1 ビデオカメラ倍率表

NSD-DL AR-6050 又は同等品	
最長距離	倍率(倍)
15m 以上 16m 未満	23
16m 以上 17m 未満	25
17m 以上 18m 未満	27
18m 以上 19m 未満	30
19m 以上 20m 未満	39
20m 以上 21m 未満	42
21m 以上 22m 未満	43
22m 以上 23m 未満	45
23m 以上 24m 未満	45
24m 以上 25m 未満	45
25m 以上 26m 未満	46
26m 以上 27m 未満	46
27m 以上 28m 未満	50
28m 以上 29m 未満	54
29m 以上 30m 未満	59
30m 以上 31m 未満	59
31m 以上 32m 未満	68

注:グレーカードの確認検証を行っている決められた倍率以下の倍率では実施しないこと。

4.2.2 半球部内面(スプレイリング裏)

- (1) 図4-6に示すスプレイリング裏の試験を実施する場合、図4-7に示すようにポーラ
クレーン上の中心位置からレーザービームをスプレイリング上部付近の半球部に照射
し、レーザー光が確認できる位置にビデオカメラを設置する。
- (2) ビデオカメラを事前のグレーカードの確認検証により定めた倍率に設定する。設定
倍率を表4-2に示す。

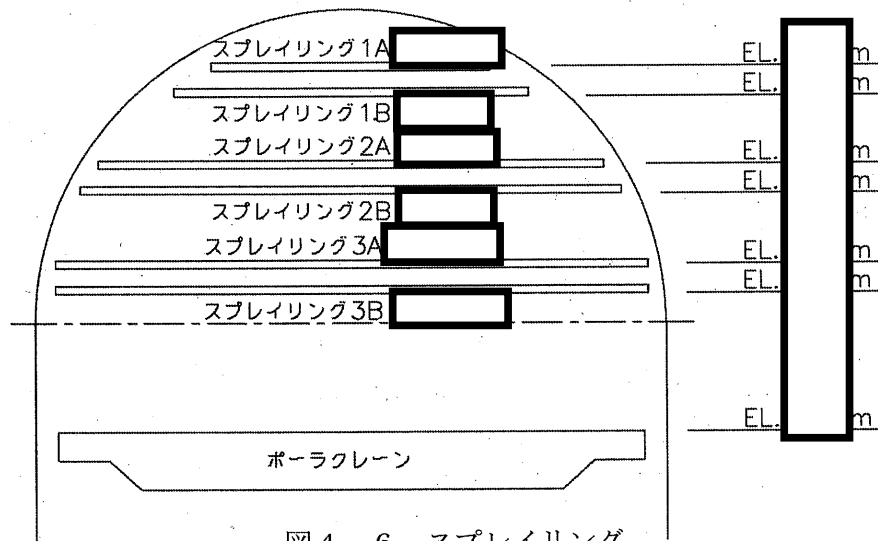


図4-6 スプレイリング

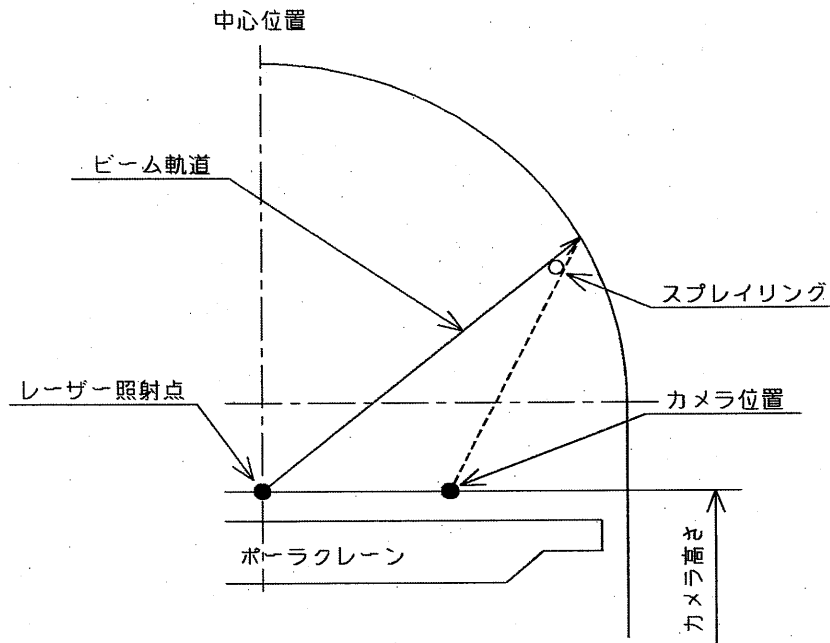


図4-7 ビデオカメラの設置位置

は商業機密に属しますので公開できません。

表4-2 ビデオカメラ倍率表
NSD-DL AR-6050 又は同等品

試験対象(最長距離)	倍率(倍)
スプレイング 1A 裏 30m	59
スプレイング 1B 裏 30m	59
スプレイング 2A 裏 28m	54
スプレイング 2B 裏 28m	54
スプレイング 3A 裏 26m	46
スプレイング 3B 裏 26m	46

注:グレーカードの確認検証を行っている決められた倍率以下の倍率では実施しないこと。

4.2.3 円筒部内面

- (1) 使用する照明機器が表 4-3 に示す照度以上であることを照度計にて確認する。
なお、確認は試験開始前、試験終了後に行う。

表4-3 照度確認表

使用照明	照度確認距離(m)	照度(Lx)
NSD-DL AR-6050 又は同等品	20m 以上	500
ST3D016 又は同等品	10m 以上	80

- (2) 図 4-8 に示す点 Q から点 R までの距離 a が点 Q から点 S までの距離 b の 2 倍以上であることをレーザー距離計にて確認し、試験範囲との角度が 30 度以上であることを確認する。
- (3) 距離 b を距離 a で除した値を計算する。
- (4) ビデオカメラを事前のグレーカードの確認検証により定めた倍率に設定する。設定倍率を表 4-4 及び表 4-5 に示す。

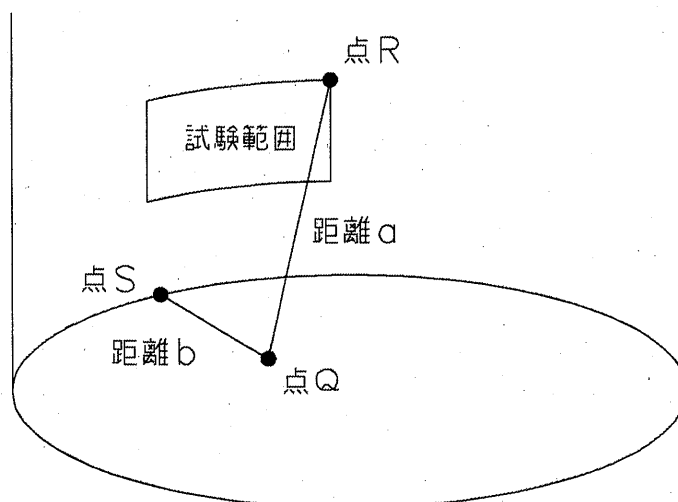


図 4-8 試験位置図

- 点 Q : カメラ位置
 点 R : カメラ位置点 Q と試験範囲内の最長位置
 点 S : カメラ位置点 Q と鋼板との最短位置
 距離 a : カメラ位置点 Q と点 R を結ぶ試験範囲における最長距離
 距離 b : カメラ位置点 Q と点 S を結ぶ鋼板との最短距離

表 4-4 ビデオカメラ倍率表

NSD-DL AR-6050 又は同等品					
距離(a) (最長距離)	距離(b)/距離(a)				
	1~0.866	0.866~0.707	0.707~0.643	0.643~0.574	0.574~0.5
2m 未満	3	4	4	5	6
2m 以上 3m 未満	7	8	9	10	10
3m 以上 4m 未満	8	10	11	12	14
4m 以上 5m 未満	10	10	12	12	15
5m 以上 6m 未満	13	14	15	15	18
6m 以上 7m 未満	13	14	16	17	19
7m 以上 8m 未満	13	16	16	19	22
8m 以上 9m 未満	15	17	18	20	24
9m 以上 10m 未満	18	19	21	25	32
10m 以上 11m 未満	18	20	22	25	34
11m 以上 12m 未満	20	21	23	27	36
12m 以上 13m 未満	20	22	24	31	43
13m 以上 14m 未満	22	27	28	45	50
14m 以上 15m 未満	23	29	32	45	50
15m 以上 16m 未満	23	29	37	45	54
16m 以上 17m 未満	25	30	40	45	54
17m 以上 18m 未満	27	39	46	59	-
18m 以上 19m 未満	30	39	46	59	-
19m 以上 20m 未満	39	47	52	59	-
20m 以上 21m 未満	42	47	52	59	-
21m 以上 22m 未満	43	51	55	-	-
22m 以上 23m 未満	45	52	55	-	-
23m 以上 24m 未満	45	54	57	-	-
24m 以上 25m 未満	45	55	-	-	-
25m 以上 26m 未満	46	60	-	-	-

注: グレーカードの確認検証を行っている決められた倍率以下の倍率では実施しないこと。

表4-5 ビデオカメラ倍率表

ST3D016 又は同等品

距離(a) (最長距離)	距離(b)/距離(a)				
	1~0.866	0.866~0.707	0.707~0.643	0.643~0.574	0.574~0.5
2m 未満	4	5	6	6	7
2m 以上 3m 未満	6	8	8	11	11
3m 以上 4m 未満	8	9	10	11	15
4m 以上 5m 未満	9	11	12	13	16
5m 以上 6m 未満	10	12	14	15	18
6m 以上 7m 未満	12	15	17	18	20
7m 以上 8m 未満	12	15	17	20	22
8m 以上 9m 未満	14	16	18	21	25
9m 以上 10m 未満	17	19	21	43	51

注:グレーカードの確認検証を行っている決められた倍率以下の倍率では実施しないこと。

4.2.4 リングガード内部(点検用治具を用いた遠隔目視)

- (1) グレーカードを伸縮棒に取り付けリングガード内に挿入して試験範囲の最も遠い箇所貼り付ける。
- (2) カメラ用一脚にビデオカメラを取り付けリングガード内部にビデオカメラを挿入する。
- (3) モニター上でグレーカードの幅 0.8mm の黒線が識別できることを確認する。
- (4) 電動雲台を用いてビデオカメラの向きを調整し、鋼板を可能な限り正面から撮影する。

4.2.5 円筒部外面(点検用治具を用いた遠隔目視)

- (1) 試験はバルーンによって、試験範囲をビデオカメラの画角によって分割した縦のライン毎に実施する。
- (2) 試験ライン上部から試験ライン下部にかけてガイドワイヤー及び巻尺類を設置する。
- (3) ヘリウムガスを充填したバルーンにカメラを取り付け、バルーンを自動巻取り装置に接続する。
- (4) 対象ラインの点検開始位置において、モニター上でグレーカードの幅 0.8mm の黒線が識別できることを確認する。
- (5) 遠隔目視試験を実施する。

4.2.6 円筒部外面(搭乗設備から遠隔目視)

- (1) グレーカードを伸縮棒に取り付け試験範囲の最も遠い箇所に貼り付ける。
- (2) カメラ用一脚またはカメラ用三脚にビデオカメラを取り付け、グレーカードをモニターに写す。ビデオカメラでの撮影が困難な場合は、ポールカメラを用いる。
- (3) モニター上でグレーカードの幅 0.8mm の黒線が識別できることを確認する。
- (4) ビデオカメラの向きを調整し、鋼板を可能な限り正面から撮影する。

作 成	
原子力経年対策グループ	
担当 ..	(承認) G長(点検実施責任者)

確 認		
保 修 課		
担当 ..	副長	課長

確 認
品質保証担当 (品質保証グループ長)

九州電力株式会社 川内原子力発電所 1号炉
特別点検報告書 (原子炉格納容器)

原子力発電本部
原子力経年対策グループ

目 次

1. 特別点検の対象の機器・構造物及び部位
2. 特別点検の方法
3. 特別点検年月日及び特別点検の結果
4. 特別点検を実施した者の氏名
5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項
6. 特別点検記録に関する事項

1. 特別点検の対象の機器及び部位

「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。

表1 特別点検の対象の機器・構造物及び部位

対象の機器・構造物	対象の部位
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)

2. 特別点検の方法

添付-1「川内原子力発電所1号炉 特別点検要領書(原子炉格納容器)」のとおりである。

3. 特別点検年月日及び特別点検の結果

特別点検年月日及び特別点検の結果は表2のとおりである。

表2 特別点検年月日及び特別点検の結果

対象の部位	点検年月日	点検結果	点検記録
原子炉格納容器鋼板	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-○

4. 特別点検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 ○○○○

5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項

品質マネジメントシステムに基づき、点検等を実施する力量を設定し、力量管理を実施している。

6. 特別点検記録に関する事項

特別点検記録に関する事項は表3のとおりである。

表3 特別点検記録に関する事項

名称	区分	作成(承認)者	保管責任者
特別点検 報告書 (原子炉格納容器)	記録	原子力経年対策 グループ長	原子力経年対策 グループ長

点 検 記 録 (/)

点検年月日 年 月 日

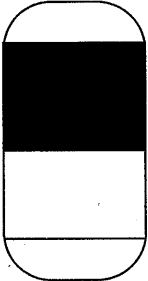
担 当 者

機器名		対象部位	試験箇所
原子炉格納容器			
試験実施内容	目視試験	1. 直接目視試験 (VT-4) 2. 遠隔目視試験 (VT-4、ビデオカメラ)	
試験実施結果	結 果		
	<input type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし <input type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食あり		
備 考			
(注) 試験範囲について次頁に示す。			
試験実施日 : _____			
試験実施者 : _____			

点検範囲図 (/)

点検年月日 年 月 日

担当者

機器名	対象部位	試験箇所												
原子炉格納容器														
<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>円筒部 (ELOm)</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; text-align: center; font-size: 2em;"> サンプル </div> </div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 20px;"> <tr> <td style="width: 25%; height: 30px;"></td> <td style="width: 25%;"></td> <td style="width: 25%;"></td> <td style="width: 25%;"></td> </tr> <tr> <td style="height: 30px;"></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td style="height: 30px;"></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>														

点検記録 (1 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 14 日

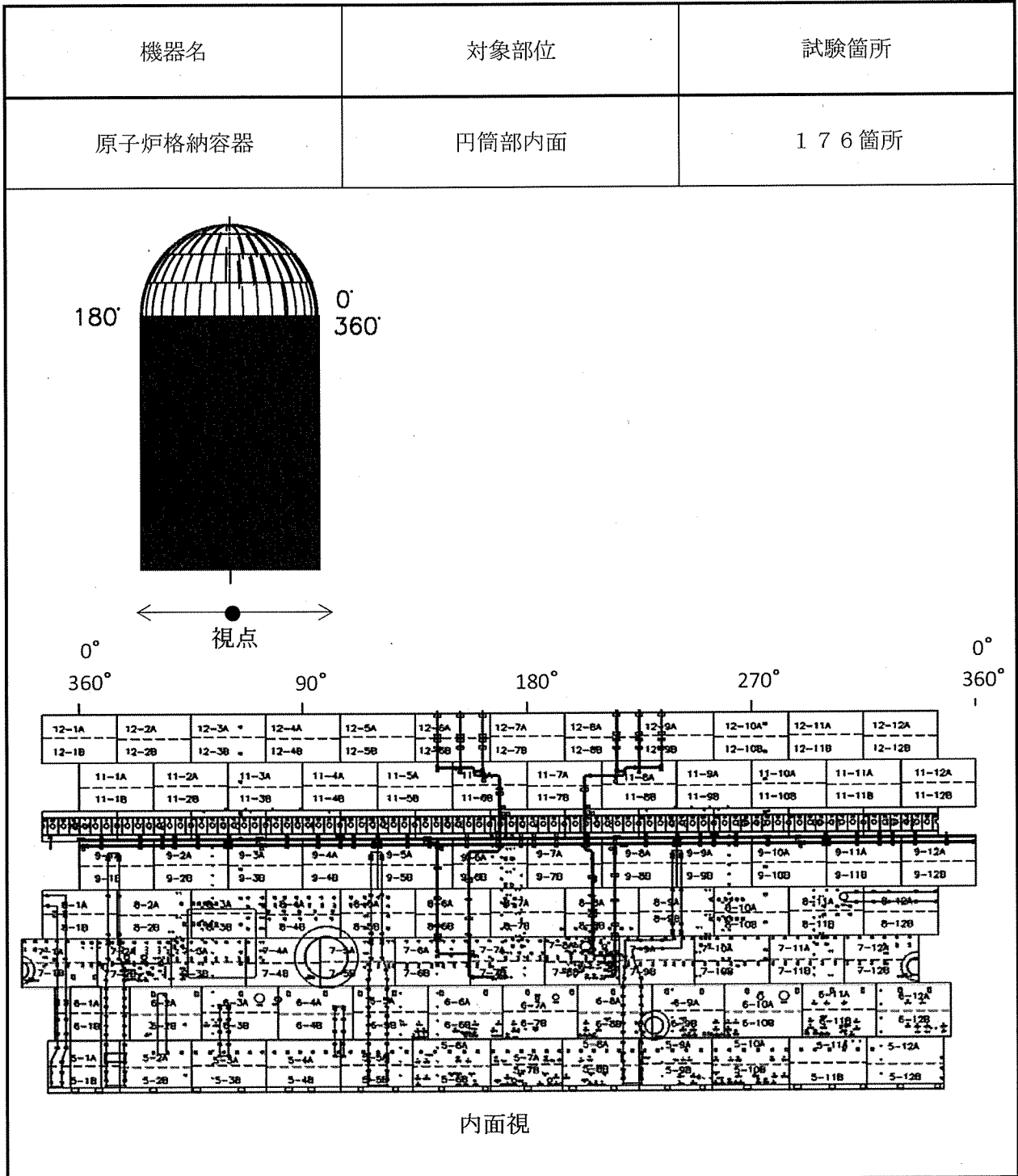
担当者

機器名		対象部位	試験箇所
原子炉格納容器		円筒部内面	176箇所
試験実施内容	目視試験	① 直接目視試験 (VT-4) 2. 遠隔目視試験 (VT-4、ビデオカメラ)	
試験実施結果	結 果		
	<input checked="" type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし <input type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食あり		
備 考			
(注) 試験範囲について次頁に示す。			
試験実施日： 2020年4月20日～2020年10月16日			
試験実施者： XXXXXXXXXX			

点検範囲図 (2 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 14 日

担当者 XXXXXXXXXX



点 検 記 録 (3 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 15 日

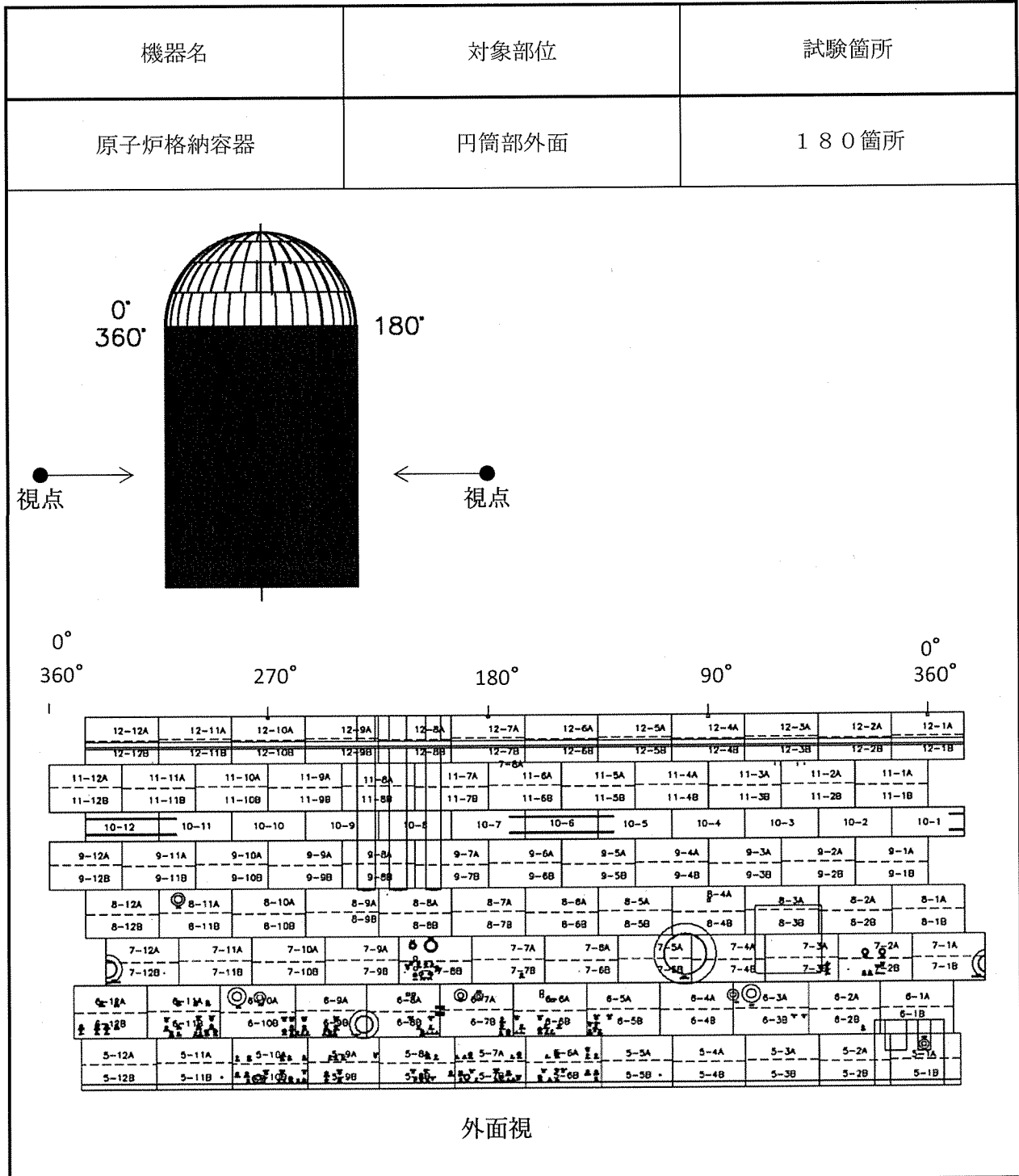
担 当 者

機器名		対象部位	試験箇所
原子炉格納容器		円筒部外面	180箇所
試験実施内容	目視試験	① 直接目視試験 (VT-4) 2. 遠隔目視試験 (VT-4、ビデオカメラ)	
試験実施結果	結 果		
	<input checked="" type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし <input type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食あり		
備 考			
(注) 試験範囲について次頁に示す。			
試験実施日： 2020年4月21日～2020年10月20日			
試験実施者： XXXXXXXXXX			

点検範囲図 (4 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 15 日

担当者



点検記録 (5 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 16 日

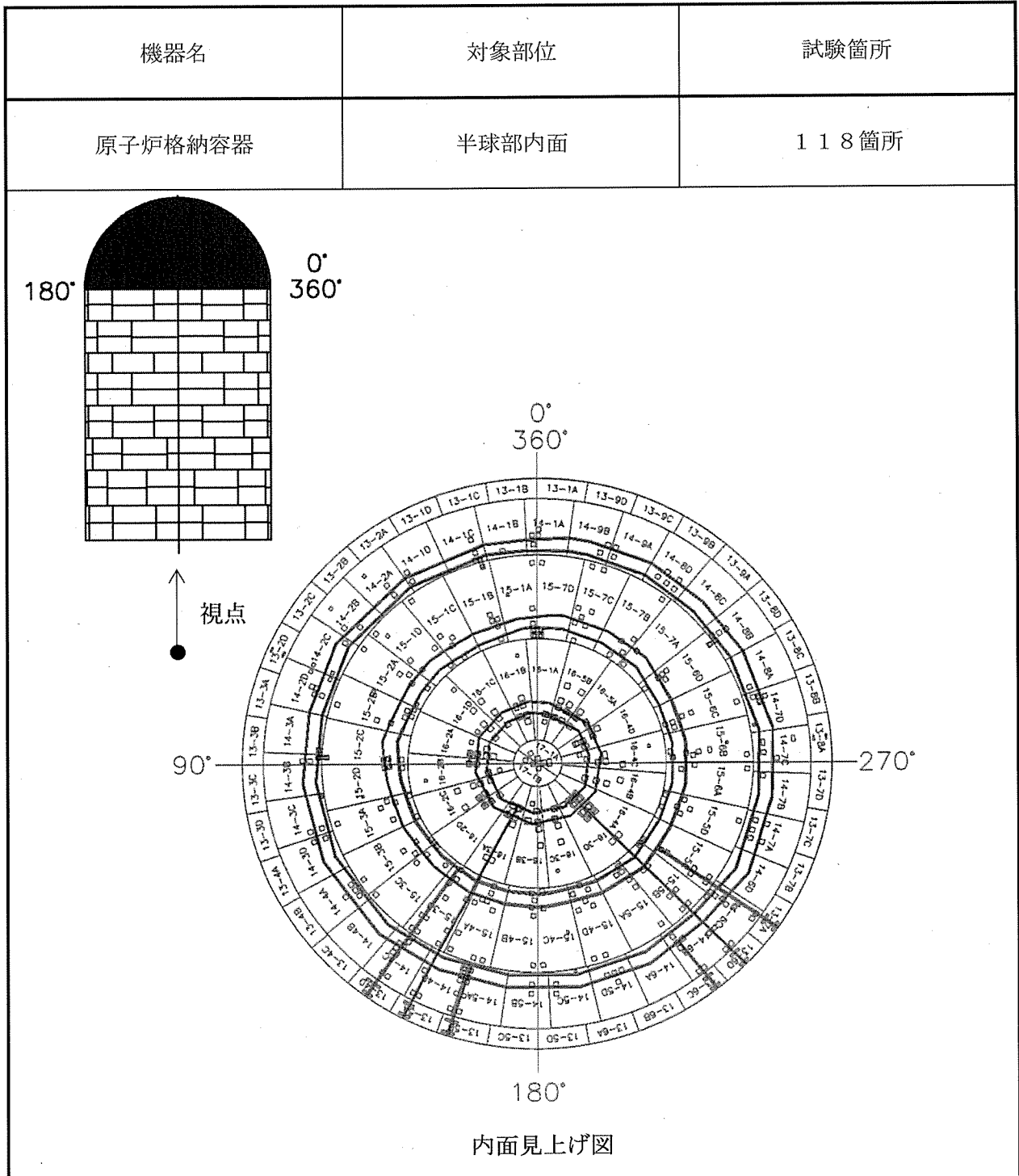
担当者

機器名		対象部位	試験箇所
原子炉格納容器		半球部内面	1 1 8 箇所
試験実施内容	目視試験	① 直接目視試験 (VT-4) 2. 遠隔目視試験 (VT-4、ビデオカメラ)	
試験実施結果	結 果		
	<input checked="" type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし <input type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食あり		
備 考			
(注) 試験範囲について次頁に示す。			
試験実施日： 2020年7月17日～2020年8月18日			
試験実施者： [Redacted]			

点検範囲図 (6 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 16 日

担当者 XXXXXXXXXX



点 検 記 録 (7 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

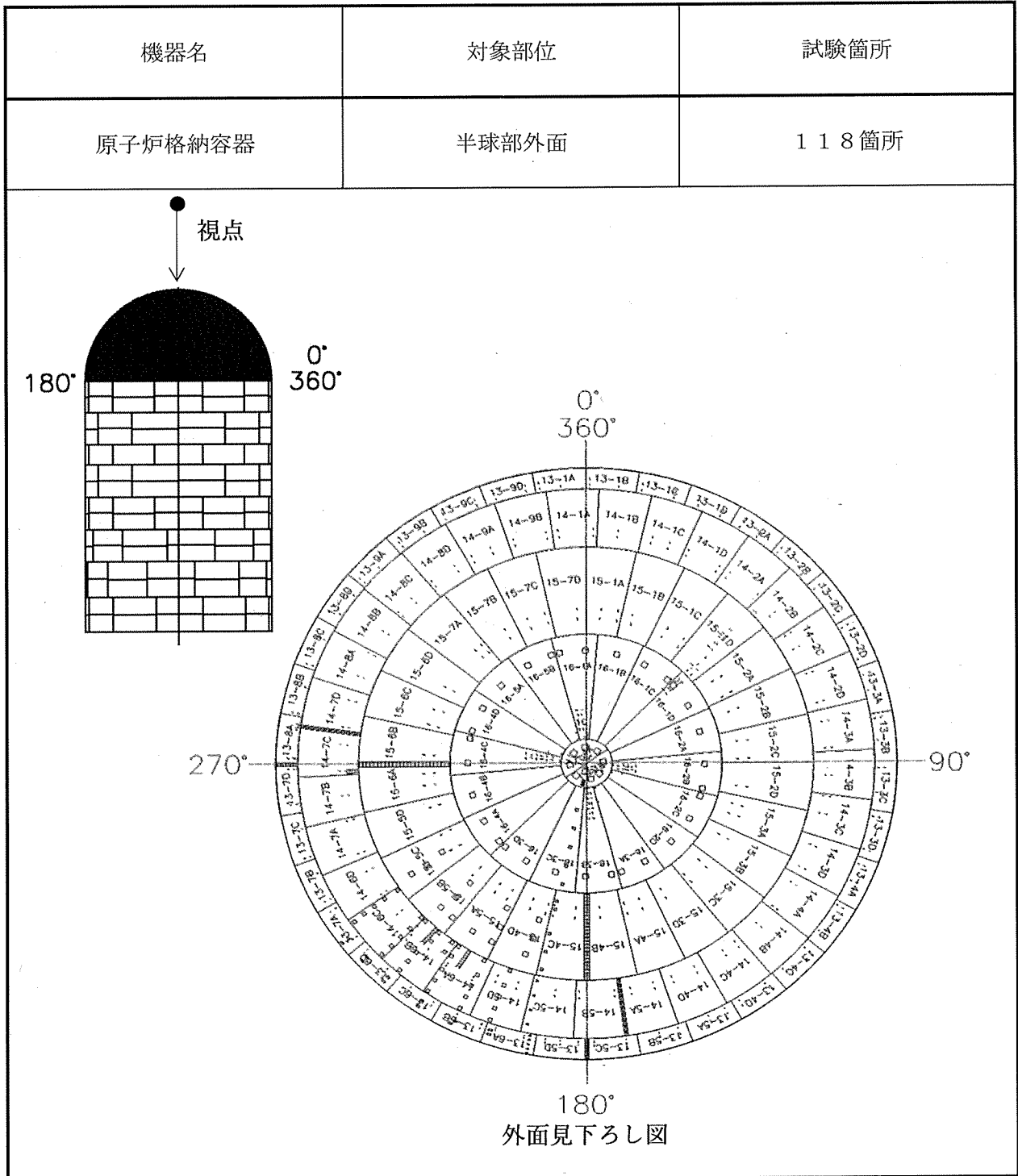
担 当 者

機器名		対象部位	試験箇所
原子炉格納容器		半球部外面	1 1 8 箇所
試験実施内容	目視試験	① 直接目視試験 (VT-4) 2. 遠隔目視試験 (VT-4、ビデオカメラ)	
試験実施結果	結 果		
	<input checked="" type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし <input type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食あり		
備 考			
(注) 試験範囲について次頁に示す。			
試験実施日： 2020年5月28日～2020年8月2日			
試験実施者： XXXXXXXXXX			

点検範囲図 (8 / 10)

点検年月日 2021 年 12 月 17 日

担当者 XXXXXXXXXX



点検記録 (9 / 10)

点検年月日 2022 年 1 月 26 日

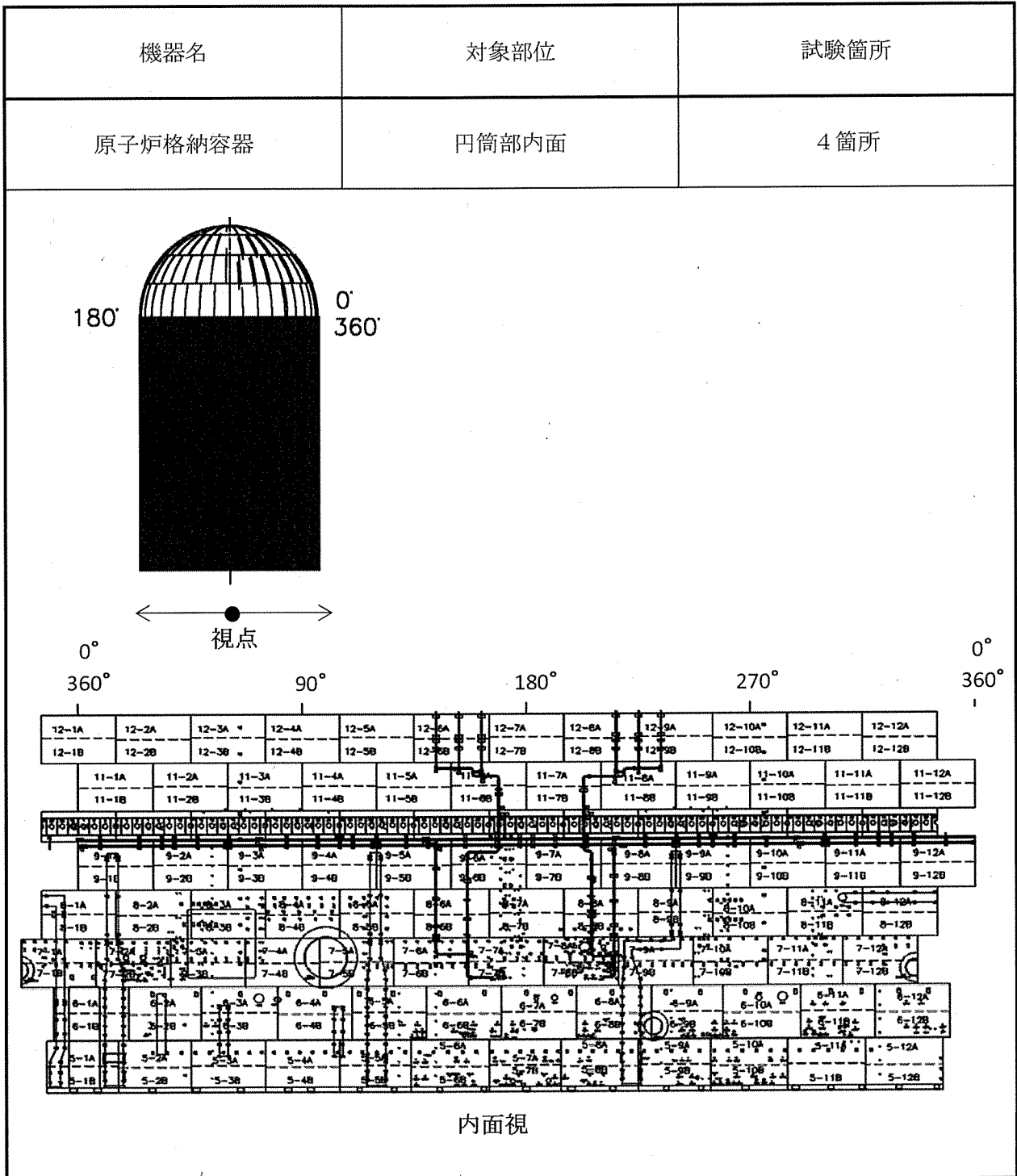
担当者

機器名		対象部位	試験箇所
原子炉格納容器		円筒部内面	4箇所
試験実施内容	目視試験	① 直接目視試験 (VT-4) 2. 遠隔目視試験 (VT-4、ビデオカメラ)	
	試験実施結果	結果 <input checked="" type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし <input type="checkbox"/> 原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食あり	
備考 (注) 試験範囲について次頁に示す。			
試験実施日： 2021年12月13日			
試験実施者：			

点検範囲図 (10 / 10)

点検年月日 2022 年 / 月 26日

担当者 XXXXXXXXXX



川内原子力発電所 1 号炉

コンクリート構造物に関する 点検の結果

九州電力株式会社

川内原子力発電所 1 号炉
コンクリート構造物 特別点検
報告書

九州電力株式会社
土木建築本部 調査・計画グループ

目 次

1. 特別点検の対象の機器・構造物及び部位	1
2. 特別点検の方法	2
3. 特別点検年月日及び特別点検の結果	2
4. 特別点検を実施した者の氏名	2
5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項	2
6. 特別点検記録に関する事項	3

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。

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

2. 特別点検の方法

添付-1「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）」のとおりである。

3. 特別点検年月日及び特別点検の結果


特別点検年月日及び特別点検の結果は表2のとおりである。

表2 特別点検年月日及び特別点検の結果

対象の部位	点検項目	点検年月日※	点検結果	点検記録
コンクリート	中性化深さ	2021年10月21日 ～ 2022年9月20日 (2020年9月4日 ～ 2021年12月24日)	強度低下に影響を与える恐れのあるコンクリートの劣化なし	添付-2
	塩分浸透	2021年10月21日 ～ 2022年9月20日 (2020年9月4日 ～ 2020年12月9日)		添付-3
	アルカリ骨材反応	2021年10月21日 ～ 2022年9月20日 (2020年9月8日 ～ 2022年2月2日)		添付-4
	強度	2021年10月21日 ～ 2022年9月20日 (2020年9月4日 ～ 2021年12月27日)		添付-5
	遮蔽能力	2022年4月14日 ～ 2022年9月20日 (2021年10月29日 ～ 2022年2月13日)		遮蔽能力低下に影響を与える恐れのあるコンクリートの劣化なし

※ () 内はデータ採取日

4. 特別点検を実施した者の氏名

土木建築本部 調査・計画グループ長 

5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項

品質マネジメントシステムに基づき、点検等を実施する力量を設定し、力量管理を実施している。

6. 特別点検記録に関する事項

特別点検記録に関する事項は表3のとおりである。

表3 特別点検記録に関する事項

名 称	区 分	作成（承認）者	保管責任者
特別点検 報告書 (コンクリート 構造物)	記 録	調査・計画 グループ長	調査・計画 グループ長

添付-1

作成	
調査・計画グループ	
担当	(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

改訂履歴

回数	改訂内容・理由	作成	審査	承認
一	一 新規制定 一	表紙のとおり		

目 次

I 点検目的	1
II 点検項目	1
III 点検方法	1
IV 点検結果の整理	1
V 添付資料	2
1. 点検体制	3
2. 点検手順	5
3. 確認チェックシート	7
4. 劣化状況まとめ表	8
5. 点検箇所	9
6. 自主点検内容	10
7. 自主点検範囲	11
8. 自主点検要領	13
9. 特別点検報告書	17

I 点検目的

本要領は、「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、以下「運用ガイド」という。）により要求されている特別点検について、「川内原子力発電所 特別点検の基本方針」、「運用ガイド」に基づき、川内原子力発電所1号炉のコンクリート構造物に対する特別点検の実施要領を定めるものである。

II 点検項目

コンクリート構造物[※]は、運用ガイドにより、以下の点検が要求される。

対象の部位	着目する劣化事象	点検方法／点検項目
コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認 ○点検項目の詳細は添付資料－5のとおり

※：「安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物」及び「常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物」が対象。

III 点検方法

本特別点検は、コンクリートについて、運用ガイドの要求を満足するよう、自主点検における各点検項目の試験等の結果を確認・評価することにより健全性を確認する。

添付資料1により点検体制を確立したうえで、添付資料2の点検手順に基づき、添付資料3の確認チェックシートを用いて、自主点検の工事・委託記録（運転開始35年以降に採取したデータ）を使って、詳細に確認・評価を実施し、運用ガイドの要求を満足できているかを確認し、添付資料4に劣化状況を取りまとめる。（自主点検の内容、範囲、要領については添付資料6～8を参照）

IV 点検結果の整理

点検結果を添付資料9「特別点検報告書」にまとめ、品質保証グループ長及び川内原子力発電所土木建築課長の確認の後、調査・計画グループ長が承認する。

- ・自主点検が適切に実施されていること。
- ・自主点検結果において、コンクリート構造物の強度低下及び遮蔽能力低下に影響を与える恐れのあるコンクリートの劣化の有無。

V 添付資料

1. 点検体制
2. 点検手順
3. 確認チェックシート
4. 劣化状況まとめ表
5. 点検箇所
6. 自主点検内容
7. 自主点検範囲
8. 自主点検要領
9. 特別点検報告書

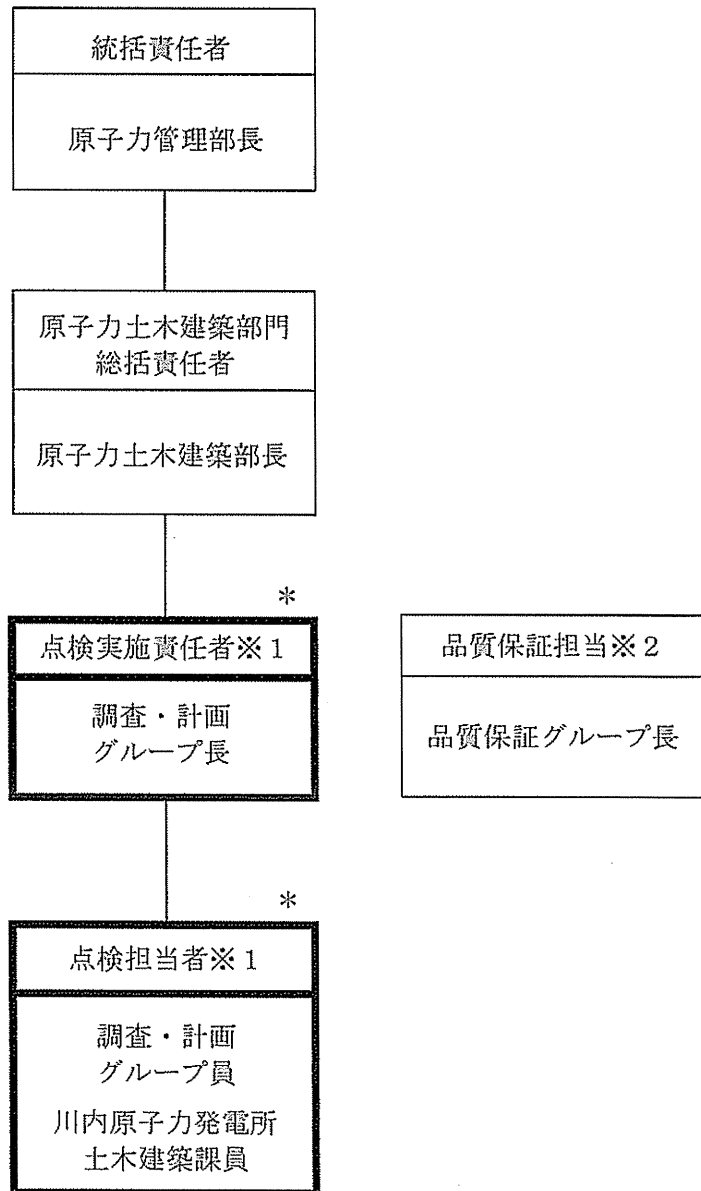
文書名	最終改訂回数	配付 (使用箇所)
特別点検要領書 (コンクリート構造物)		*

添付資料-1 (1/2)

点検体制

1. 体制表

年 月 日 () 実施分



※1 太線枠内は点検準備における点検体制確認時の確認対象者を示す。

※2 特別点検要領書の制定、改訂時は、記録の確認・評価を行う上で妥当な内容となっているか、品質保証グループ長の確認を受ける。

2. 役割分担
 (1) 社内役割分担

役 割	役 務 内 容
統 括 責 任 者	特別点検に関する業務を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を、別途定められた品質マネジメントシステム計画に基づき統括する。
原子力土木建築 部門総括責任者	コンクリート構造物の特別点検に関する業務を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を、別途定められた品質マネジメントシステム計画に基づき統括する。
点 検 実 施 責 任 者	<ul style="list-style-type: none"> ・特別点検要領書の制定・改訂を行う。 ・点検体制表を承認することにより、点検体制を確立する。※1 ・点検担当者に対して、点検の実施を指示する。※1 ・点検担当者からの点検プロセス完了の報告及び点検結果の報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。※1 ・点検記録に基づき、点検結果を確認し、サインもしくは捺印を行う。※1 ・特別点検報告書を承認する。その際、点検結果が「有意なコンクリートの劣化なし」であることをもって、当該点検が運用ガイドに適合していることの再確認を行う。 ※1：代行者が実施できる役務
点 検 担 当 者	<ul style="list-style-type: none"> ・点検体制表の確認対象者を点呼することにより、点検体制が確立されていることを確認する。 ・点検実施責任者の指示に基づき点検を実施する。 ・点検手順に基づき点検プロセスを進行させる。 ・記録の確認・評価により点検結果をまとめる。 ・点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。 ・特別点検報告書を作成する。
品 質 保 証 担 当	<ul style="list-style-type: none"> ・品質保証の観点から、特別点検要領書について、記録の確認・評価を行う上で妥当な内容であることを確認する。 ・品質保証の観点から、特別点検要領書の制定・改訂が適切に行われていることを確認する。

点検手順

1. 点検手順

(1) 点検準備

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検体制が確立されていることを確認する。				
2	点検要領書が定められた手続きに従い制定・改訂されていること、及び最新であることを確認する。				
3	点検実施責任者及び点検担当者の力量があることを力量評価表により確認する。				
4	記録確認・評価を行う項目は、以下のとおりであることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・自主点検内容 (添付資料-6) ・自主点検範囲 (添付資料-7) ・自主点検要領 (添付資料-8) ・自主点検の体制 ・自主点検実施者の力量 				

(2) 点検 (記録の妥当性確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検担当者は、自主点検に係る以下の図書が準備されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・作業要領書 (①) ・工事・委託記録 (②) ・測定器の校正記録 (③) ・当社社員の力量評価表 (④) ・協力会社員の力量がわかる図書 (⑤) 				
2	自主点検の方法が、運用ガイドに基づく方法及びこれまでの点検検査等で実績のある規格に基づいていることを確認する。(添付資料-8参照)				
3	自主点検実施者 (当社社員) が、必要な力量を有していることを当社社員の力量評価表により確認する。				
4	自主点検実施者 (協力会社員) が、必要な資格を有していることを協力会社員の力量がわかる図書により確認する。				
5	自主点検に使用した計器が校正されていることを校正記録により確認する。				

(3) 点検 (記録の確認)

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	自主点検範囲が、コンクリートであること及び自主点検の実施時期が運転開始後35年(2019.7.4)以降であることを確認し、確認チェックシート(添付資料-3)に記載する。				添付資料-3、5、7を使用
2	自主点検結果において、コンクリート構造物の強度低下及び遮蔽能力低下に影響を与える恐れのあるコンクリートの劣化の有無を工事・委託記録により確認し、確認チェックシート(添付資料-3)に記載する。 あった場合は、劣化状況まとめ表(添付資料-4)に記載する。				添付資料-3、4を使用

(4) 点検結果の整理

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検要領書に基づき、点検が適正に行われたことを確認する。				
2	点検記録に基づき、点検結果をまとめる。				

(5) 点検完了確認

項目	内 容	確 認	確認日	確認者	備 考
1	点検プロセスが完了したことを確認し、点検実施責任者へ点検結果と点検完了を報告する。				
2	点検実施責任者は点検担当者からの報告を受け、当該点検範囲が運用ガイドに適合していることを確認する。				

確認チェックシート (/)

[対象のコンクリート構造物： 原子炉格納施設等]

対象の部位	自主点検の実施有無	自主点検の実施期間が運転開始後 35 年 (2019.7.4) 以降であるか	点検項目	コンクリート構造物の強度低下及び遮蔽能力低下に影響を与える恐れのあるコンクリートの劣化の有無	確認年月日	確認者	備考
外部遮蔽壁	有・無	✓	強度 遮蔽能力 中性化深さ 塩分浸透 アルカリ骨材反応	有・無	2021年 ●月●日	●● ●●	委託記録 ●ページ参照
	有・無		強度 遮蔽能力 中性化深さ 塩分浸透 アルカリ骨材反応	有・無			
	有・無		強度 遮蔽能力 中性化深さ 塩分浸透 アルカリ骨材反応	有・無			
	有・無		強度 遮蔽能力 中性化深さ 塩分浸透 アルカリ骨材反応	有・無			
	有・無		強度 遮蔽能力 中性化深さ 塩分浸透 アルカリ骨材反応	有・無			

1-1D

点検箇所

運用ガイドに基づき点検を実施する構造物及び部位は下表のとおり。

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	○	*	○	○	○

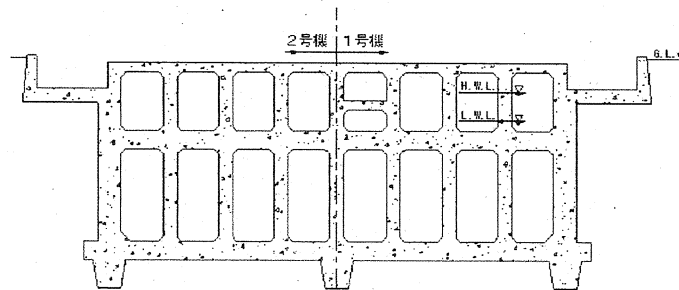
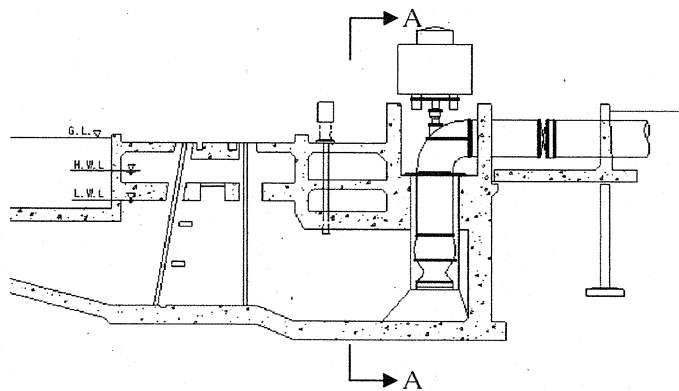
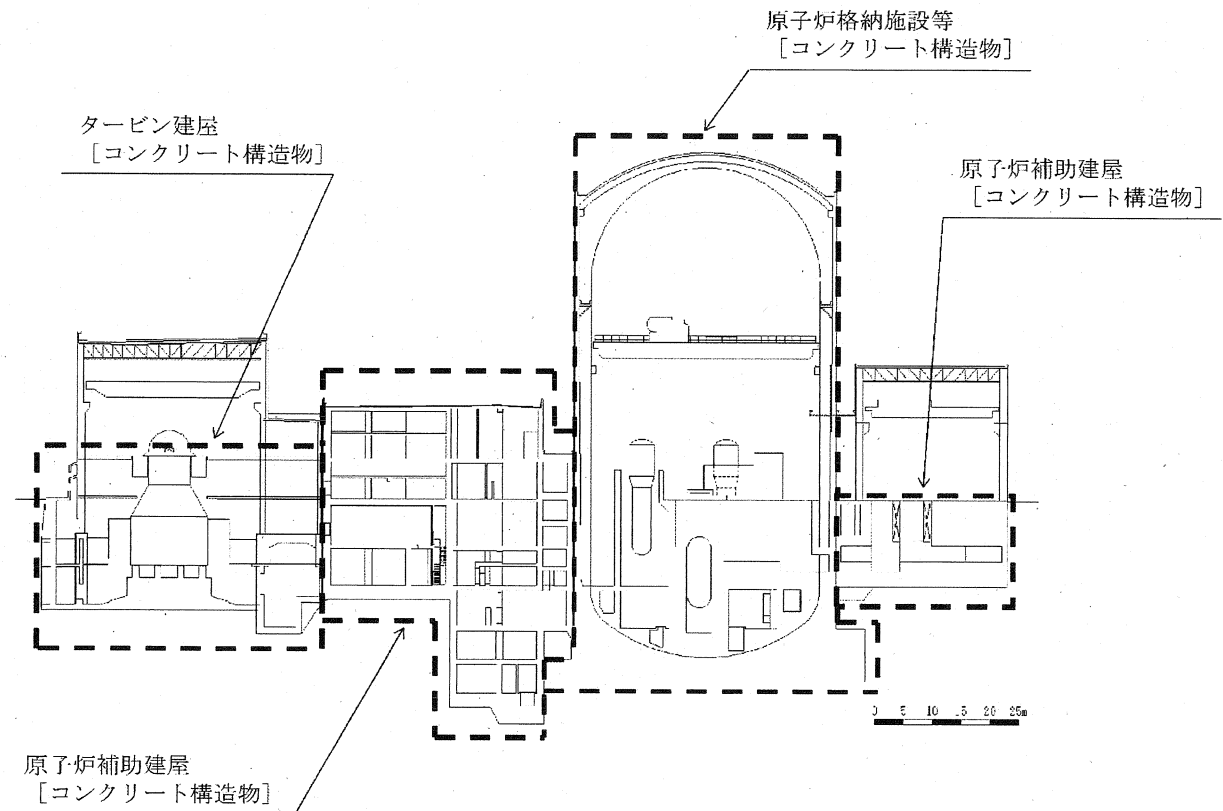
点検項目の凡例 ○：点検実施の対象 —：運用ガイドにおいて対象外 *：該当する部位がない

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 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ JASS 5N T-601 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 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 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

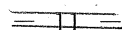
※使用するコアサンプルは「JIS A 1107 コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法」に準じて採取する。

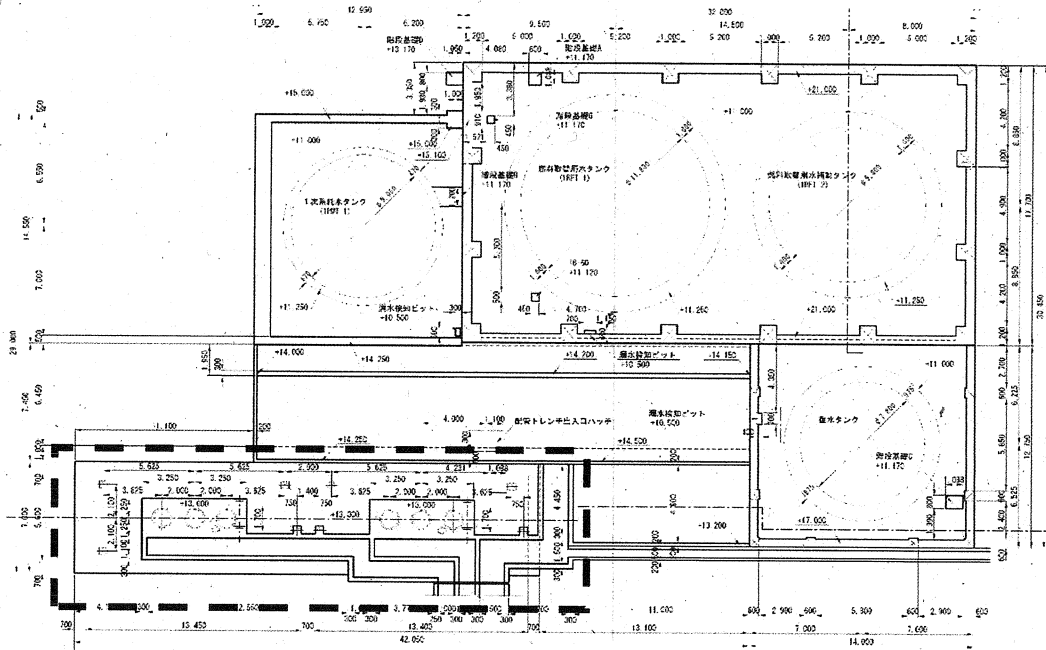
自主点検範囲



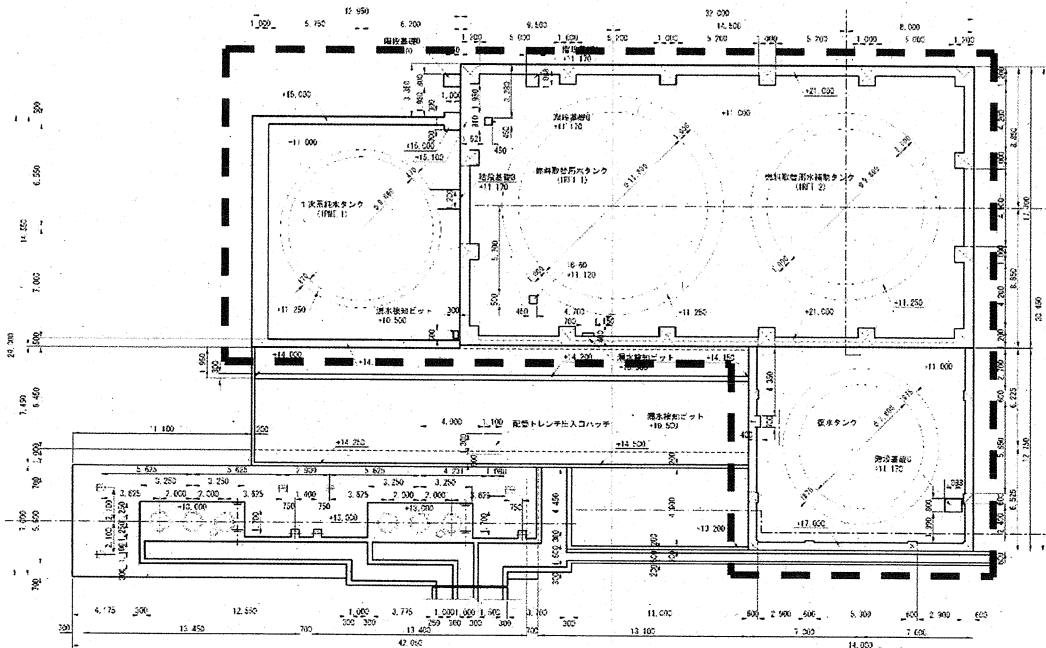
A-A断面図

取水槽
[コンクリート構造物]





非常用ディーゼル発電用燃料油貯油槽基礎(破線部の範囲)
[コンクリート構造物]



燃料取替用水タンク基礎(破線部の範囲)
[コンクリート構造物]

自主点検要領

1. 点検要領

点検要領は添付資料６によるものとするが、規格に準じた方法とする遮蔽能力及び規格が存在しないアルカリ骨材反応の点検要領は以下のとおりとする。

なお、使用するコアサンプルは「JIS A 1107 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。

1.1 遮蔽能力

コンクリートの遮蔽能力について、JASS 5N T-601に準じて、コアサンプルの単位容積質量、乾燥単位容積質量を確認する。

なお、JASS 5N T-601から変更する内容は、別紙１「遮蔽能力点検内容 JASS 5N T-601（コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法）からの変更内容」のとおりとする。

1.2 アルカリ骨材反応

(1)総則

原子力規制庁「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）に基づき、コンクリートのアルカリ骨材反応状況について、実体顕微鏡を用いて観察し、判定を行う。

(2)実体顕微鏡

観察前に明らかな異常が無いことを目視にて確認し、実体顕微鏡を用いて、アルカリ骨材反応の発生状況等を観察する。

2. 試験員

試験員は、実際に試験を行う者をいい、建築士、技術士、施工管理技士、コンクリート主任技士、コンクリート技士及びコンクリート診断士等の有資格者、又はこれらと同等以上の技術レベルを有する者で、試験に用いる手法の特徴を理解した者とする。

遮蔽能力点検内容 JASS 5N T-601 (コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法) からの変更内容)

JASS5N T-601	単位容積質量 (変更内容)	乾燥単位容積質量 (変更内容)	備考
<p>2. 試験用器具</p> <p>2.1 はかりは、供試体を計量できる容量をもち、0.5g まで計量できるものとする。</p>	<p>2. 試験用器具</p> <p>2.1 はかりは、供試体を計量できる容量をもち、<u>0.1g</u> まで計量できるものとする。</p>	同 左	供試体寸法見直しに伴う変更
<p>3. 供試体</p> <p>供試体は、円柱形で直径 15cm、高さ 30cm とする。ただし、粗骨材の最大寸法が 25mm 以下の場合には、直径 10cm、高さ 20cm とすることができる。</p> <p>供試体は、JIS A 1132 (コンクリート強度試験用供試体の作り方) によって作製する。ただし、キャッピングは行わない。頂部を成形する過程で高さが短くなる場合でも、直径 15cm の供試体の高さは 29cm 以上とし、直径 10cm の供試体の高さは 19cm 以上とする。</p>	<p>3. 供試体</p> <p>供試体は、円柱形で直径 <u>8cm 以上</u>、高さ 16cm 以上とする。</p> <p>供試体は、<u>JIS A 1107 (コンクリートからコアの採取方法及び圧縮強度試験方法)</u> に基づき採取されたコアを用いる。</p>	同 左	妥当性検証結果の反映
<p>4. 養生</p> <p>供試体は、JIS A 1132 によって養生する。養生は標準養生とし、養生期間は材齢 28 日までを標準とする。セメントの種類、調合によっては、養生期間を他の材齢 [注 1] とすることができる。</p> <p>[注 1] 養生期間を記録しておく。</p>		<p>4. 養生</p> <p>供試体は、<u>JIS A 1107 に基づき 20°C±2°C の水中に 40 時間以上漬けたうえで試験を行う。温度の記録を測定し、別途報告するものとする。</u></p>	テストピース→コア供試体への見直し

JASS5N T-601	単位容積質量 (変更内容)	乾燥単位容積質量 (変更内容)	備考
<p>5. 試験方法</p> <p>5.1 養生の終了した供試体は、表面の水膜をぬぐい去り、この状態の質量 [M2] を 0.5g までではかる。</p> <p>5.2 供試体を水中に漬け、水中で供試体の見掛けの質量 [M3] をはかる。</p> <p>5.3 水中から取り出した供試体を 65°C±3°C に保った乾燥器中で乾燥させる。</p> <p>5.4 供試体の質量変化が 2 日で 1g となったときをもって乾燥状態とし [注2]、その質量 (M1) を 0.5g までではかる。なお、乾燥器から取り出した供試体の質量測定の際は、表面が室温付近まで冷えてから測定する [注3]。</p> <p>[注2] 質量変化が 2 日で 3g になったときをもって乾燥を終了することができるが、その場合は、乾燥単位容積質量の計算結果を [注4] によって補正する。</p>	<p>5. 試験方法</p> <p>5.0.1 採取後の供試体の質量 [Ma] を 0.1g までではかる。</p> <p>5.0.2 採取直後の供試体を水中に漬け、水中で供試体の見掛けの質量 [Mb] をはかる。</p>	<p>5. 試験方法</p> <p>5.1 養生の終了した供試体は、表面の水膜をぬぐい去り、この状態の質量 [M2] を 0.1g までではかる。</p> <p>5.2 養生の終了した供試体を水中に漬け、水中で供試体の見掛けの質量 [M3] をはかる。</p> <p>5.3 水中から取り出した供試体を 65°C±3°C に保った乾燥器中で乾燥させる。</p> <p>5.4 供試体の質量変化が 2 日で 0.4g となったときをもって乾燥状態とし、その質量 (M1) を 0.1g までではかる。なお、乾燥器から取り出した供試体の質量測定の際は、表面が室温付近まで冷えてから測定する。</p>	<p>コア供試体採取時の質量計測を追加</p> <p>コア供試体採取時の水中での質量計測を追加</p> <p>供試体寸法見直しに伴う変更</p> <p>コア採取時と養生後を明確化</p> <p>供試体寸法見直しに伴う変更</p> <p>供試体寸法見直しに伴う変更</p>

JASS5N T-601	単位容積質量 (変更内容)	乾燥単位容積質量 (変更内容)	備考
<p>[注3] 取扱いの際に隅角部の欠けなどが生じる場合は、パラフィン塗布などの方法によって、乾燥後の供試体の単位容積質量を求めることができる。</p> <p>6. 結果の計算</p>	<p>6. 結果の計算</p> <p>供試体採取時の単位容積質量 (t/m^3) は、次の式によって算出し、結果は四捨五入によって小数点以下3桁に丸める。</p> $\rho_{40} = \frac{M_a}{(M_a - M_b) / \rho}$ <p>ここに</p> <p>ρ_{40}: 単位容積質量 (t/m^3)</p> <p>M_a: 供試体採取時の質量 (g)</p> <p>M_b: 供試体採取直後の水中の見掛けの質量 (g)</p> <p>ρ: 水の密度 (g/cm^3)、水の密度は $1g/cm^3$ とすることができる</p> <p>7. 報告</p> <p>(10) 供試体採取時の質量 (M_a) (g)</p> <p>(11) 供試体採取直後の水中の見掛けの質量 (M_b) (g)</p>	<p>6. 結果の計算</p> <p>7. 報告</p>	<p>コア供試体採取時の乾燥単位容積質量の算出を追加 算出方法は ρ_d と同じ</p> <p>コア供試体採取時の質量計測を追加 コア供試体採取時の水中での質量計測を追加</p>

作 成	
調査・計画グループ	
担当 ..	(承認) G長(点検実施責任者)

確 認		
土木建築課		
担当 ..	副長	課長

確 認
品質保証担当 (品質保証グループ長)

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

土木建築本部
調査・計画グループ

目 次

1. 特別点検の対象の機器・構造物及び部位
2. 特別点検の方法
3. 特別点検年月日及び特別点検の結果
4. 特別点検を実施した者の氏名
5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項
6. 特別点検記録に関する事項

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。

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

2. 特別点検の方法

添付-1「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）」のとおりである。

3. 特別点検年月日及び特別点検の結果

特別点検年月日及び特別点検の結果は表2のとおりである。

表2 特別点検年月日及び特別点検の結果

対象の部位	点検項目	点検年月日	点検結果	点検記録
コンクリート	中性化深さ	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇
	塩分浸透	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇
	アルカリ骨材反応	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇
	強度	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇
	遮蔽能力	年 月 日 ～ 年 月 日		添付-〇

4. 特別点検を実施した者の氏名

土木建築本部 調査・計画グループ長 ○○○○

5. 特別点検に係る教育訓練に関する事項

品質マネジメントシステムに基づき、点検等を実施する力量を設定し、力量管理を実施している。

6. 特別点検記録に関する事項

特別点検記録に関する事項は表3のとおりである。

表3 特別点検記録に関する事項

名称	区分	作成（承認）者	保管責任者
特別点検 報告書 (コンクリート 構造物)	記録	調査・計画 グループ長	調査・計画 グループ長

点 検 記 録

点検年月日 年 月 日

担 当 者

点検項目：中性化深さ

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果	備 考
		平均中性化深さ [※] (mm)	
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	上記「原子炉格納施設等」に含む	
	原子炉補助建屋内	上記「原子炉補助建屋」に含む	
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	上記「タービン建屋」に含む	
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		

※コアサンプル3本の平均値

点 検 記 録

点検年月日 _____ 年 月 日

担 当 者 _____

点検項目：塩分浸透

対象のコンクリート 構造物	対象の部位 表面からの 深さ (mm)	点検結果						備 考
		平均塩化物イオン濃度 (%) ※						
		0～20	20～40	40～60	60～80	80～100	100～120	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁							
原子炉補助建屋	外壁							
取水槽	海中帯							
	干満帯							
	気中帯							
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							

※コアサンプル3本の平均値

点 検 記 録

点検年月日 _____ 年 月 日

担 当 者 _____

点検項目：アルカリ骨材反応

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果	
		実体顕微鏡観察結果	備 考
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	上記「原子炉格納施設等」に含む	
	原子炉補助建屋内	上記「原子炉補助建屋」に含む	
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	上記「タービン建屋」に含む	
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		

点 検 記 録

点検年月日 _____ 年 月 日

担 当 者 _____

点検項目：強度

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果	備 考
		平均圧縮強度※ (N/mm ²)	
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	上記「原子炉格納施設等」を含む	
	原子炉補助建屋内	上記「原子炉補助建屋」を含む	
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	上記「タービン建屋」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		

※コアサンプル3本の平均値

点 検 記 録

点検年月日 _____ 年 月 日

担 当 者 _____

点検項目：遮蔽能力

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果		備 考
		平均単位容積質量※ (g/cm ³)	平均乾燥単位容積質量※ (g/cm ³)	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁			
	内部コンクリート			
原子炉補助建屋	外壁			
	内壁及び床			

※コアサンプル3本の平均値

点検記録

点検年月日 2022 年 9 月 13 日

担当者

点検項目：中性化深さ

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果	備考
		平均中性化深さ※ (mm)	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	8.8	
	内部コンクリート	1.7	
	基礎マット	26.0	
原子炉補助建屋	外壁	42.2	
	内壁及び床	31.9	
	使用済み燃料プール	36.5	
	基礎マット	36.5	
タービン建屋	内壁及び床	27.5	
	基礎マット	10.5	
取水槽	海中帯	2.7	
	干満帯	2.0	
	気中帯	11.5	
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	上記「原子炉格納施設等」に含む	
	原子炉補助建屋内	上記「原子炉補助建屋」に含む	
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	上記「タービン建屋」に含む	
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	1.9	
	燃料取替用水タンク基礎	28.7	

※コアサンプル3本の平均値

点検記録

点検年月日 2022 年 9 月 13 日

担当者

点検項目：塩分浸透

対象のコンクリート 構造物	対象の部位 表面からの 深さ (mm)	点検結果						備 考
		平均塩化物イオン濃度 (%) ※						
		0~20	20~40	40~60	60~80	80~100	100~120	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	0.04	0.02	0.01	0.00	0.00	0.01	
原子炉補助建屋	外壁	0.02	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	
取水槽	海中帯	0.32	0.28	0.22	0.16	0.12	0.11	
	干満帯	0.57	0.43	0.30	0.25	0.20	0.14	
	気中帯	0.07	0.08	0.06	0.05	0.05	0.05	
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	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	
	燃料取替用水タン ク基礎	0.02	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	

※コアサンプル3本の平均値

点検記録

点検年月日 2022年9月13日

担当者

点検項目：アルカリ骨材反応

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果	備考
		実体顕微鏡観察結果	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	反応性なし	
	内部コンクリート	反応性なし	
	基礎マット	反応性なし	
原子炉補助建屋	外壁	反応性なし	
	内壁及び床	反応性なし	
	使用済み燃料プール	反応性なし	
	基礎マット	反応性なし	
タービン建屋	内壁及び床	反応性なし	
	基礎マット	反応性なし	
取水槽	海中帯	反応性なし	
	干満帯	反応性なし	
	気中帯	反応性なし	
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	上記「原子炉格納施設等」に含む	
	原子炉補助建屋内	上記「原子炉補助建屋」に含む	
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	上記「タービン建屋」に含む	
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	反応性なし	
	燃料取替用水タンク基礎	反応性なし	

点検記録

点検年月日 2022年 9月 13日

担当者

点検項目：強度

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果	備考
		平均圧縮強度※ (N/mm ²)	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	44.7	
	内部コンクリート	43.0	
	基礎マット	36.3	
原子炉補助建屋	外壁	50.4	
	内壁及び床	43.4	
	使用済み燃料プール	34.0	
	基礎マット	51.0	
タービン建屋	内壁及び床	39.7	
	基礎マット	44.7	
取水槽	海中帯	38.5	
	干満帯	29.9	
	気中帯	45.4	
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	上記「原子炉格納施設等」を含む	
	原子炉補助建屋内	上記「原子炉補助建屋」を含む	
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	上記「タービン建屋」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	43.5	
	燃料取替用水タンク基礎	44.0	

※コアサンプル3本の平均値

点 検 記 録

点検年月日 2022年9月13日

担当者

点検項目：遮蔽能力

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果		備 考
		平均単位容積質量※ (g/cm ³)	平均乾燥単位容積質量※ (g/cm ³)	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	2.303	2.210	
	内部コンクリート	2.363	2.261	
原子炉補助建屋	外壁	2.353	2.262	
	内壁及び床	2.313	2.213	

※コアサンプル3本の平均値

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

九州電力株式会社

目 次

	頁
第1章 はじめに	1
第2章 発電所の概要	5
2.1 発電所の設備概要	5
2.2 発電所の経緯	7
2.3 技術基準規則への適合に向けた取組及びそのスケジュール	7
2.4 発電所の保全概要	12
第3章 技術評価の実施体制	20
3.1 評価の実施に係る組織	20
3.2 評価の方法	20
3.3 工程管理	20
3.4 協力先の管理	20
3.5 評価記録の管理	21
3.6 評価に係る教育	21
3.7 評価年月日	21
3.8 評価を実施した者の氏名	21
第4章 技術評価方法	24
4.1 技術評価対象機器	24
4.2 技術評価手順	24
4.3 耐震安全性評価	30
4.4 耐津波安全性評価	31
4.5 冷温停止状態維持時の技術評価	32
第5章 技術評価結果	37
5.1 運転を断続的に行うことを前提とした機器・構造物の 技術評価結果	37
5.2 運転を断続的に行うことを前提とした 耐震安全性評価結果	38
5.3 運転を断続的に行うことを前提とした 耐津波安全性評価結果	39
5.4 冷温停止状態が維持されることを前提とした機器・構造物の 技術評価結果	39

5. 5	冷温停止状態が維持されることを前提とした 耐震安全性評価結果	40
5. 6	冷温停止状態が維持されることを前提とした 耐津波安全性評価結果	40
5. 7	評価の結果に基づいた補修等の措置	40
第6章	劣化状況評価で追加する項目	41
第7章	今後の高経年化対策	42
7. 1	施設管理方針及び長期施設管理方針の策定	42
7. 2	長期施設管理方針の実施	42
7. 3	技術開発課題	43
第8章	まとめ	45

第1章 はじめに

川内原子力発電所1号炉（以下、「川内1号炉」という。）においては、2024年7月に運転開始後40年を迎えようとしている。

原子力発電所ではこれまでプラントの安全・安定運転を確保するために、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「原子炉等規制法」という。）に基づく定期事業者検査により、技術基準への適合を確認するとともに^注施設管理における機器等の保全活動として、点検や予防保全活動等に取り組んでいる。加えて、最新の技術的知見の反映や国内外で経験された事故・故障等の再発防止対策等についても、必要に応じ実施している。

また、一般的には、機器・材料は使用時間の経過とともに、経年劣化することが知られているが、これまでのところ30年の運転期間を超え40年目以降においても劣化の傾向が大きく変化することを示す技術的知見は得られていないことや、運転年数の増加に伴ってトラブルの発生件数が増加しているという傾向は認められておらず、現時点で高経年化による原子力発電所設備の信頼性が低下している状況にはない。

しかしながら、より長期の運転を仮定した場合、高経年化に伴い進展する事象は、運転年数の長いものから顕在化してくる恐れがあることから、運転年数の長い原子力発電所に対して、高経年化の観点から技術的評価を行い、そこで得られた知見を保全に反映していくことは原子力発電所の安全・安定運転を継続していく上で重要である。

注：2020年3月31日以前は、原子炉等規制法に基づき、原子力規制委員会が施設定期検査を実施。また、2020年4月1日以降は、同法に基づき、原子力規制委員会が原子力規制検査を実施。

このような認識のもと、1996年4月に通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁は「高経年化に関する基本的な考え方」をとりまとめ、原子力発電所の高経年化対策の基本方針を示した。さらに、2003年9月及び2005年12月に「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、「実用炉規則」という。）を改正するとともに、原子力安全・保安院（現：原子力規制委員会。以下同じ）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ライン」及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領（内規）」（以下、「高経年化対策実施ガイドライン等」という。）を発出し、原子炉の運転を開始した日以降29年を経過する日までに、また、以降10年を超えない期間ごとに、耐震安全性評価を含めた経年劣化に関する

る技術的な評価（以下、「高経年化技術評価」という。）を行い、これに基づき「保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画」（以下、「長期保全計画」という。）を策定することを電気事業者に求めている。

その後、2008年8月に実用炉規則が改正され、高経年化対策を通常の保全の中に位置づけ一体化することで、原子力発電所の運転当初からの経年劣化管理を義務付けるとともに、長期保全計画を、新たに「保全のために実施すべき措置に関する10年間の方針」（以下、「長期施設管理方針」という。）として原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に位置づけ、認可の対象とされた。また、実用炉規則の改正に伴い、原子力安全・保安院は「高経年化対策実施ガイドライン等」を改正し、2008年10月に発出後、2010年4月及び2011年5月に改正した。

また、2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震とこれにより生じた津波に起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所で発生した事故に鑑み、2012年9月19日に原子力規制委員会設置法が施行され、原子力安全・保安院に代わる機関として、原子力規制委員会が環境省の外局として設立された。

さらに、2013年7月には、原子炉等規制法により、発電用原子炉の運転することができる期間について、最初の使用前検査に合格した日から起算して40年と規定され、当該期間満了に際しては、原子力規制委員会の認可を受けて、20年を超えない期間を限度として一回に限り延長できることとなった。

それらを踏まえ、原子力規制委員会は2013年6月に実用炉規則を改正するとともに、「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、「運転延長ガイド」という。）にて、運転期間延長認可申請書の記載内容等を定め、2013年11月に「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」（以下、「運転延長審査基準」という。）を制定し、運転の期間の延長の審査にあたって確認すべき事項を定めている。また、運転延長ガイドについては、2020年3月に、運転延長審査基準については、2020年3月に改正されている。

その後、原子力規制委員会は2013年6月に「実用炉規則」を改正するとともに、「高経年化対策実施ガイドライン等」に代わるものとして、2013年6月に「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」、2013年7月に「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」（以下、「高経年化対策実施ガイド等」という。）を制定し、2020年3月に最終改正している。

さらに、運転段階の原子力発電所の安全確保・強化を図るため、原子力規

制委員会は原子炉等規制法を改正し、2020年4月から原子力規制委員会が事業者の保安活動を常時チェックし、かつ事業者が主体的に安全確保の水準の維持・向上に取り組む仕組み（原子力規制検査）が施行された。

一方、日本原子力学会は2007年3月に「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2007」を制定、「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」として改定のうえ、2009年2月に発行、2010年4月にエンドースされた。その後、2016年3月に「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015」を発行し、2021年9月に「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021」を発行した。

さらに、原子力安全基盤機構（現：原子力規制委員会。以下同じ）は「高経年化対策実施ガイド等」及び「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」に対応して、「高経年化技術評価審査マニュアル」を作成し、公表している。

本評価書は、運転開始後40年を迎える川内1号炉のプラントを構成する機器・構造物に対し、「運転延長ガイド」、「高経年化対策実施ガイド等」、「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」等に基づき、60年間の運転及び冷温停止を仮定し、想定される経年劣化事象に関する技術評価を「延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価（以下、「劣化状況評価」という。）として実施するとともに、運転を開始した日から40年以降の20年間に、高経年化の観点から現状保全を充実する新たな保全項目等を抽出し、「延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針」（以下、「施設管理方針」という。）としてとりまとめたものである。

さらに、運転開始後30年目の高経年化技術評価の検証として、劣化傾向の評価、保全実績の評価及び長期施設管理方針の有効性についてもとりまとめている。

なお、劣化状況評価に対する機器・構造物及び評価手法は、40年目の高経年化技術評価におけるものと同様である。

この結果、現状の保全の継続及び点検・検査の充実等により、今後、長期間の運転を仮定しても安全に運転を継続することが可能であることを確認した。

また、抽出した施設管理方針については、長期施設管理方針として策定するとともに、保安規定に記載し、変更認可申請する。

今後は、認可された長期施設管理方針に基づき保全活動を実施していくとともに、実用炉規則82条にて定める時期に高経年化技術評価の再評価等を実施していくことにより、機器・構造物を健全に維持・管理していく。

なお、本評価書は各機器・構造物の劣化状況評価内容の概要等を示すものであり、各機器・構造物の詳細な劣化状況評価、耐震安全性評価及び耐津波安全性評価結果については、別冊にまとめている。

また、特定重大事故等対処施設に属する機器・構造物の情報は機密情報のため、これらの評価結果は非公開情報として個別の別冊としてまとめている。

第2章 発電所の概要

2.1 発電所の設備概要

川内1号炉は、加圧水型の原子力発電所である。

原子炉容器内部ではウラン燃料が核分裂を起こし多量の熱が発生する。この熱は、1次系の水に伝えられ1次冷却材ポンプによって蒸気発生器へ送られる。

蒸気発生器へ送られた1次系の水は、伝熱管の内側を流れ、外側を流れる2次系の水に熱を伝えた後、再び原子炉容器へ送られる。

一方、蒸気発生器で熱を受けた2次系の水は蒸気となりタービンへ送られ、タービン・発電機を回し電気を起こす。

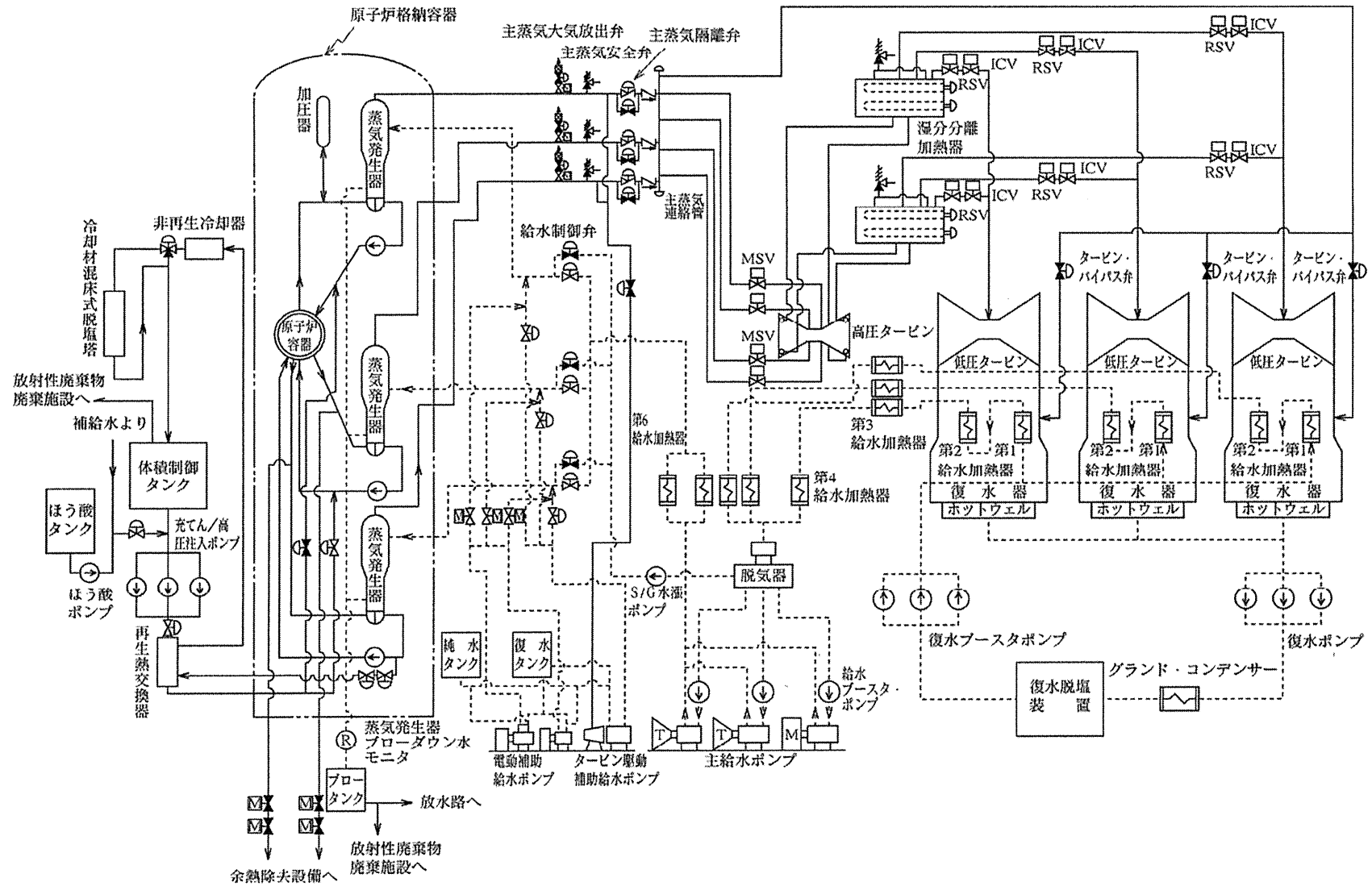
タービン・発電機で仕事を終えた蒸気は、復水器の伝熱管を介して海水により冷却され、再び水に戻り蒸気発生器へ送られる。

(1) 発電所の主要仕様

電気出力	約 8 9 0 MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約 2, 6 6 0 MW
燃料	低濃縮ウラン (燃料集合体 1 5 7 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

(2) 発電所の主要系統

発電所の系統図を資料 2 - 1 に示す。



資料 2 - 1 川内 1 号炉系統図

2. 2 発電所の経緯

1954年、我が国が原子力平和利用として原子力発電開発の方針を打ち出して以来、当社においても1957年に原子力部門を発足させ、原子力発電への取組みが本格化した。

1964年12月に、川内市議会で原子力発電所の誘致決議が行われ、当社は1967年7月に、建設予定地点の地質調査等の現地調査を開始し、1970年4月に、これらの調査結果を基に発電所建設立地条件等を考慮して、鹿児島県及び川内市（現：薩摩川内市）に対し建設計画の説明を行った。

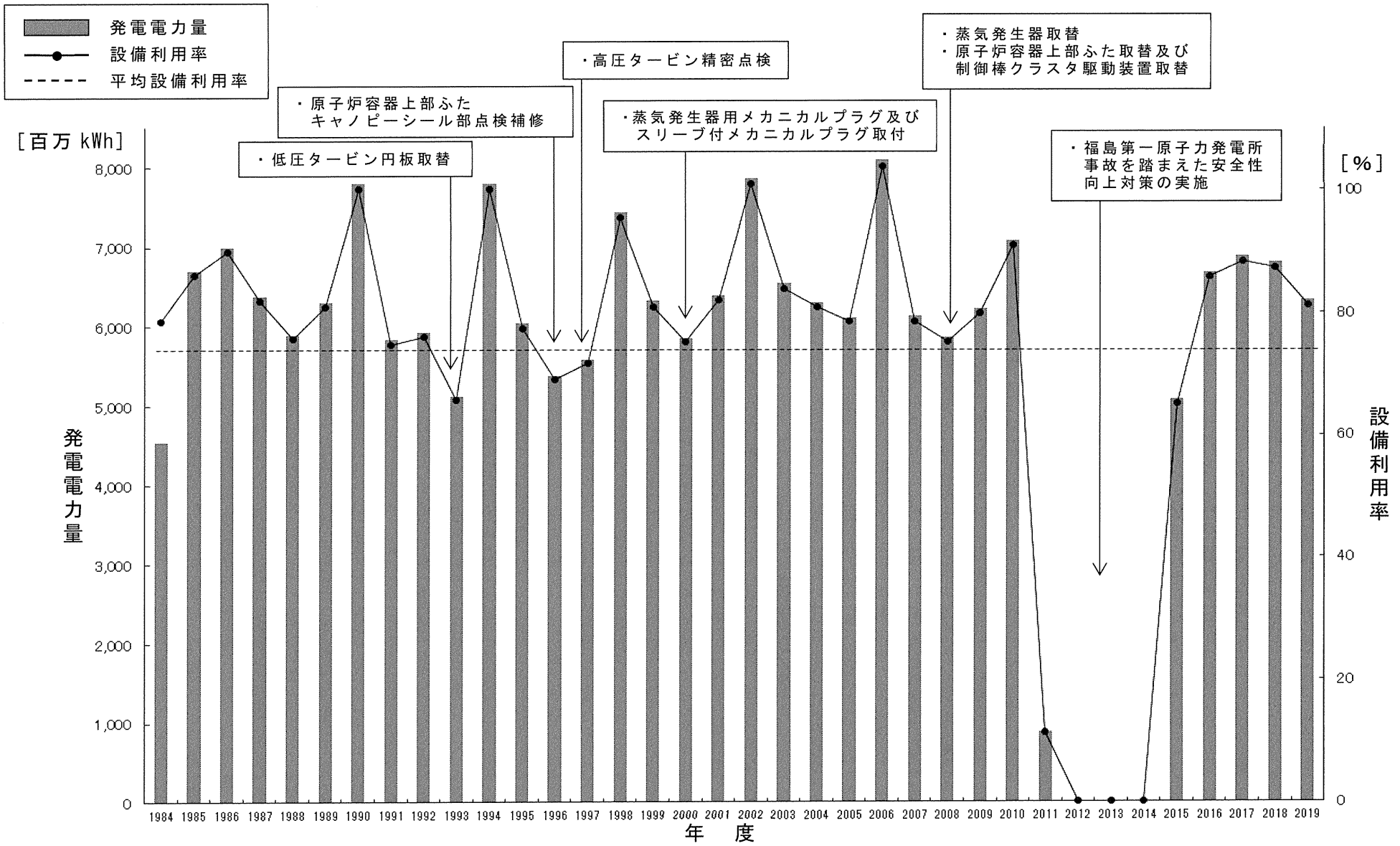
1976年3月に、川内1号炉の電源開発計画への組入れが第68回電源開発調整審議会で承認され、1977年12月に正式許可、1978年11月に工事計画の認可を受け、1979年1月に建設工事に着工した。その後、1983年8月に初臨界を迎え、1984年7月に、我が国27番目の商業用発電炉で、PWRとしては我が国12番目、当社3番目の原子力プラントとして営業運転を開始した。

また、原子力発電設備の有効利用によりCO₂排出量を削減でき、地球温暖化の防止にも貢献することができる定格熱出力一定運転実施に向け、2001年12月の経済産業省通達「定格熱出力一定運転を実施する原子力発電設備に関する保安上の取扱いについて」の手続きに基づき、設備の健全性評価を実施し、2002年3月より定格熱出力一定運転を開始している。

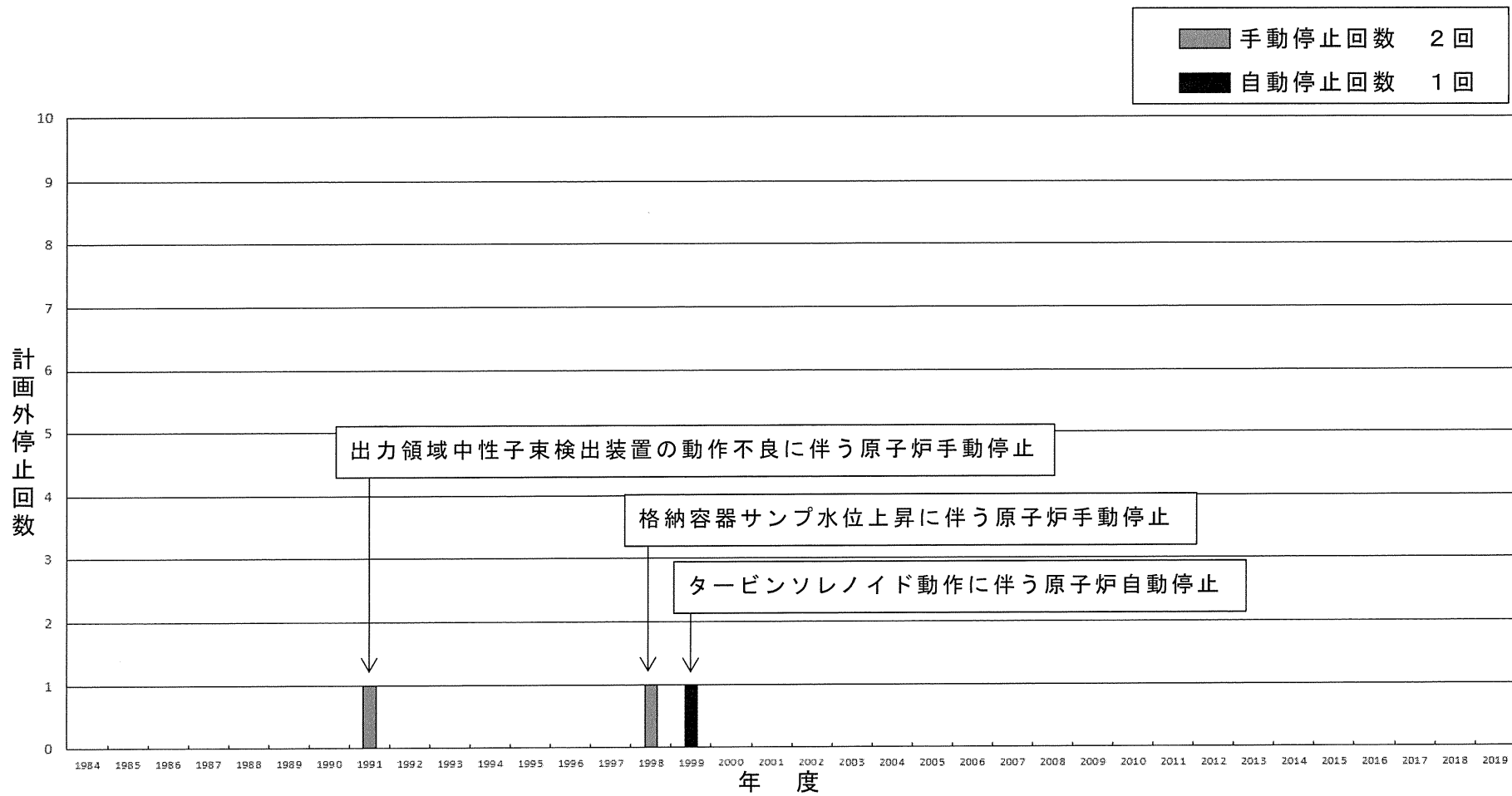
川内1号炉における発電電力量・設備利用率の年度推移を資料2-2、計画外停止回数の年度推移を資料2-3、事故・故障等一覧を資料2-4に示す。過去約40年を遡った時点までの計画外停止（手動停止及び自動停止）件数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。

2. 3 技術基準規則への適合に向けた取組及びそのスケジュール

本申請の時点において、技術基準規則（40年を経過する日において適用されているものに限る。）に定める基準に適合していないものはない。



資料 2 - 2 発電電力量・設備利用率の年度推移



資料 2 - 3 計画外停止回数の年度推移

資料 2 - 4 事故・故障等一覧

年 度	事 象 内 容	発 生 年 月 日	法 律 通 達	被 害 電 気 工 作 物 の 系 統 設 備
1985	燃料集合体の漏えい (第 2 回定期検査中)	1986. 3. 19	通 達	原子炉本体
1988	1 次冷却材ポンプ変流翼 取付ボルトの損傷 (第 4 回定期検査中)	1988. 10. 17	通 達	原子炉冷却系統 設備
1991	蒸気発生器伝熱管損傷 (第 6 回定期検査中)	1991. 5. 14	法 律	原子炉冷却系統 設備
1991	出力領域中性子束検出 装置動作不良 (第 6 回定期検査中)	1991. 7. 17	法 律	計測制御系統 設備
1996	制御棒駆動装置ハウジン グ部からの漏えい (第 10 回定期検査中)	1996. 10. 27	通 達	原子炉本体
1998	格納容器サンプル水位上昇 に伴う原子炉手動停止	1998. 11. 10	法 律	廃棄設備
1999	タービンソレノイド動作 に伴う原子炉自動停止	1999. 8. 25	法 律	タービン設備
2000	蒸気発生器伝熱管損傷 (第 13 回定期検査中)	2000. 9. 14	法 律	原子炉冷却系統 設備
2003	蒸気発生器伝熱管の損傷 (第 15 回定期検査中)	2003. 5. 15	法 律	原子炉冷却系統 設備

年 度	事 象 内 容	発 生 年 月 日	法 律 通 達	被 害 電 気 工 作 物 の 系 統 設 備
2004	蒸気発生器伝熱管の損傷 (第16回定期検査中)	2004. 9. 10	法 律	原子炉冷却系 統設備
2005	蒸気発生器伝熱管損傷 (第17回定期検査中)	2006. 1. 13	法 律	原子炉冷却系 統設備
2007	蒸気発生器伝熱管損傷 (第18回定期検査中)	2007. 5. 10	法 律	原子炉冷却系 統設備
2008	A充てん／高圧注入 ポンプ主軸折損 (第19回定期検査中)	2008. 4. 18	法 律	非常用炉心冷 却設備
2009	所内電源設備点検作業中 の人身事故 (第20回定期検査中)	2010. 1. 29	法 律	電気設備

注：平成15年10月1日付け原子炉等規制法の関連規則の改正に伴い、通達に基づく報告が廃止されたことにより、原子力施設のトラブルに関する国への報告は、法律に基づくものに一本化された。

2. 4 発電所の保全概要

川内1号炉での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が的確に行われている経年劣化事象（以下、「日常劣化管理事象」という。）の劣化管理の考え方を以下に記す。

原子力発電所の保全においては、系統・機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して最終的に故障に至ることのないよう、定期的な検査や点検等により経年劣化の兆候を早期に検知し、必要な処置を行い、事故・故障等を未然に防止することが最も重要である。

当社は、運転監視、巡視点検、定期的な検査及び点検により、設備の健全性を確認し、経年劣化等の兆候が認められた場合には、詳細な調査及び評価を行い、補修、取替等の保全を実施している。特に長期の使用によって発生する経年劣化事象については、点検により経年的な劣化の傾向を把握し、故障に至る前に計画的な保全を実施している。

また、原子炉等規制法に基づき、定期事業者検査を実施し技術上の基準に適合していることを確認している。

さらに、保安規定において、定期事業者検査等の対象機器に対する作業項目のうち、原子炉施設の点検及び工事にて実施する分解点検、開放点検等の機能回復を図るものについて、保全の結果の確認・評価について規定している。

具体的には、実用炉規則第81条に掲げる施設管理に係る要求事項を満たすよう、「日本電気協会 原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2007)」に基づき、規定文書を策定して施設管理を実施している。

まず初めに、社長は原子力施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状を踏まえて施設管理の実施方針を定める。同方針は、施設管理の有効性評価の結果を踏まえて見直しされるとともに、高経年化技術評価の結果として長期施設管理方針を策定又は変更した場合には、長期施設管理方針に従い保全を実施することを同方針に反映している。

また、原子力部門は、施設管理の実施方針に基づき、年度ごとに施設管理目標を設定し、施設管理の有効性評価の結果を踏まえて同目標の見直しを実施している。

この施設管理目標を達成するため、当社の原子力発電所では、資料2-5に示すフローに基づき保全活動を実施している。

川内原子力発電所では、原子炉施設の中から号炉ごとに保全を行うべき対象範囲として機器・構造物を選定し、この保全対象範囲について系統ごとの範囲と機能を明確にした上で、「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）」（以下、「安全重要度分類審査指針」という。）の重要度とPRAから得られるリスク情報を考慮するとともに重大事故等対処設備への該当有無を考慮して保全重要度を設定する。

また、保全の有効性を監視し評価するために、保全重要度を踏まえてプラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定している。

そして、保全対象範囲に対し、保全重要度を勘案して次の事項を考慮して保全計画を策定している。

- a. 運転実績、事故及び故障事例等の運転経験
- b. 使用環境及び設置環境
- c. 劣化、故障モード
- d. 機器の構造等の設計的知見
- e. 科学的知見

さらに、予め保全方式（時間基準保全、状態基準保全、事後保全）を選定し、「点検方法」、その「実施頻度」及び「実施時期」を定めた点検計画を策定している。

なお、この保全方式は、劣化事象・偶発事象を勘案し、保全重要度を踏まえた上で保全実績、劣化、故障モード等を考慮し、効果的な保全方式を選定している。

上記のうち「点検方法」について、個別機器の保全内容はそれぞれ個々に検討しているが、具体的には劣化メカニズム整理表^注及びこれまでの施設管理の結果から得られた機器の部位別に想定される劣化事象に着目した保全項目の検討を行い、検討結果に基づく保全内容を担保するために必要な作業、検査項目等を選定している。

注：過去に国内で実施してきた高経年化技術評価の評価結果をもとに、原子炉施設の保全を最適化するための情報として劣化メカニズム（機器機能、部位、劣化事象・因子、保全項目（検知機能）等）を一覧表にまとめたもの。

同様に「実施頻度」についても、過去の点検実績等を参考にしながら機器・構築物に応じて適切に選定している。

また、「実施時期」については、機器・構築物の点検方法及び実施頻度に基づき、点検の実施時期を「点検計画表」として定めている。

設計及び工事を実施する場合は、予めその方法及び実施時期を定めた設計及び工事の計画を策定している。

以上のとおり、予め定められた保全計画に従い、点検・補修等の保全を実施し、記録している。

当社は、運転監視、巡視点検、定期的な検査及び点検により設備の健全性を確認し、経年劣化等の兆候が認められた場合には詳細な調査及び評価を行い、補修、取替等の保全を実施している。特に長期の使用によって発生する経年劣化事象については、点検により経年的な変化の傾向を把握し、故障に至る前に計画的な保全を実施することで機能回復を行い、長期的な健全性・信頼性を確保している。

そのため、劣化傾向監視による管理として状態監視、点検及び取替結果の評価のための点検手入れ前データ（As-Found データ）を活用している。

一方、当社の原子力発電所で発生した事故・故障等については、速やかに必要な処置を実施するとともに、国内外の原子力発電所で発生した事故・故障等についても検討を行い、必要に応じて設備及び運転・施設運用等の改善を行うことにより発電所のより一層の安全・安定運転に努めている。

(1) 運転監視、巡視点検

運転状態を指示計、記録計、計算機出力等により常時運転員が監視するとともに、原子力発電所の多種多様な設備について運転員及び保修員等が計画的に巡視点検を行い、機器等の健全性確認、経年劣化等の兆候の早期発見に努めている。

(2) 定期的な検査

プラントの運転中を主体に待機設備の動作確認等の定期的な検査を行い、設備の健全性確認及び経年劣化等の兆候の早期発見に努め、事故・故障等の未然防止を図っている。定期的な検査のうち工学的安全施設等の安全上重要な設備については、検査の内容を保安規定に定め、これに基づく運用を行っている。

(3) 点検

原子炉等規制法に基づき実施する定期事業者検査に合わせ、定期的にプラントを停止し、プラント全般にわたる設備の点検を実施して、設備の機能維持及び経年劣化等の兆候の早期発見に努め、事故・故障等の未然防止を図るとともに、環境の維持、災害の未然防止を図っている。また、プラントを停止せずに点検を実施できる設備については、同様の点検をプラント運転中に実施している。点検の結果は記録としてまとめ、設備の経年的な傾向を管理し、以後の点検計画に反映している。

(4) 作業管理体制及び業務

原則として当社が計画を策定し、協力会社が行う分解点検等の実作業の作業管理及び品質管理を行っている。

(5) 予防保全

プラントの運転監視、巡視点検、定期的な検査及び点検により、設備に機能低下や経年劣化等の兆候が認められた場合には、故障に至る前に補修、取替を行い、事故・故障等の未然防止を図っている。

(6) 事故・故障等の処理及び再発防止

発生した事故・故障等については、速やかに原因調査及び再発防止を含めた対策の検討、評価を行い、的確な復旧により設備の機能の回復を図っている。また、国内外の原子力発電所で発生した事故・故障等についても、予防処置の必要性を検討し、必要に応じて設備及び運転・施設管理等の改善を行い、事故・故障等の未然防止を図っている。

(7) 改善活動

より一層の安全性、信頼性を確保するため、現行の保全活動のレベルを向上することが重要であるとの観点から、改善活動として、保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績、高経年化技術評価及び安全性向上評価の結果、他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ等に基づいて保全の有効性評価を実施するとともに、その結果と施設管理目標の達成度から定期的に施設管理の有効性評価を実施し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善に取り組んでいる。

以上のような日常的な施設管理の有効性評価の手法として、プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定し、監視しており、至近(第25保全サイクル)における実績は以下のとおりである。

a. プラントレベルの保全活動管理指標

プラント全体の保全の有効性が確保されていることを監視する観点から、プラントレベルの保全活動管理指標として設定した「7, 000 臨界時間当たりの計画外自動・手動トリップ回数」、「7, 000 臨界時間当たりの計画外出力変動回数」及び「工学的安全施設の計画外作動回数」について、全ての実績値が目標値を満足していることから、保全は有効に機能していると評価した。

b. 系統レベルの保全活動管理指標

より直接的に原子炉施設の安全性と保全活動とを関連付け監視する観点から、系統レベルの保全活動管理指標として、保全重要度の高い系統^{注1}のうち、安全重要度分類審査指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能並びに重大事故等対処設備に対して設定した「予防可能故障（MPFF^{注2}）回数」及び「非待機（UA^{注3}）時間」について、全て実績値が目標値を満足していることから、保全は有効に機能していると評価した。

注1：原子炉施設の安全性を確保するため安全重要度分類審査指針の重要度に基づき、PRA（確率論的リスク評価）から得られるリスク情報を考慮して設定する。

注2：MPFF（Maintenance Preventable Functional Failure）。系統もしくはトレイン（冗長化されている系統において、その冗長性の1単位を構成する一連の機器群）に要求される機能の喪失を引き起こすような機器の故障のうち、適切な保全が行われていれば予防できていた可能性のある故障。

注3：UA時間（Unavailable Hours）。当該系統もしくはトレインに要求される機能が必要とされる期間内において、理由によらず、その機能を喪失した状態になっている時間。

これらの保全活動については、原子力発電所における機器の劣化兆候の把握及び点検の最適化につながるとともに、常にPDCAを回して改善が図られ、高経年プラントに対する的確な劣化管理に資するものであり、今後も日常点検を継続することで健全性を維持することが可能であると考えられる。

また、川内1号炉では、発電所の安全性・信頼性をより一層向上させるために実施した最近の主な工事としては次のものがある。

- ・原子炉容器出口管台溶接部保全工事

原子炉容器出口管台溶接部について、応力腐食割れ対策としてウォータージェットピーニングを実施している。第23回定期検査時（2017年度）に、更な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、応力腐食割れ対策材料として優れた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

第23回定期検査時（2017年度）に、主給水配管曲がり部等において、流れ加速型腐食による減肉が想定されることから、一部の配管について、炭素鋼に比べ耐腐食に優れた低合金鋼製の配管に取り替えた。

- ・発電機回転子更新工事

第23回定期検査時（2017年度）に、発電機回転子について、回転子コイルの絶縁の経年変化を考慮し、回転子を取り替えた。

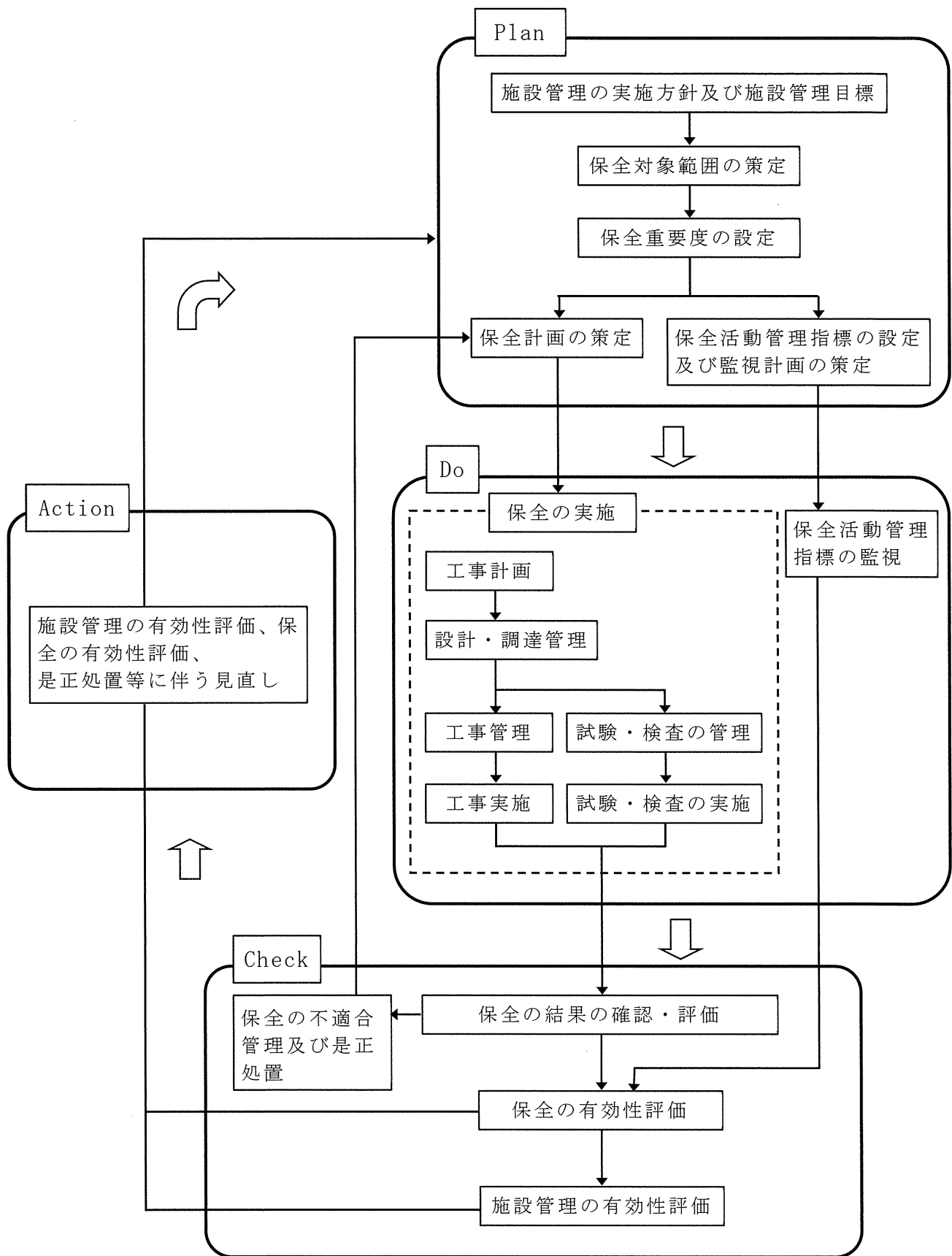
- ・海水ポンプ取替工事

第23回定期検査時（2017年度）に、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ため、ポンプ起動時に軸受部への潤滑水供給が不要な無給水軸受を用いたポンプへ取り替えた。

- ・特定重大事故等対処施設設置工事

第25回定期検査時（2019年度～2020年度）に、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り、原子炉を冷却する機能が喪失し炉心が著しく損傷した場合に備えて、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
第25回定期検査時（2019年度～2020年度）に、全ての交流電源が喪失した際に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する設備であり、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
第25回定期検査時（2019年度～2020年度）に、原子炉圧力等のパラメータの異常を検知し、原子炉停止や原子炉を冷却するためのポンプを作動させるための信号を発信する設備であり、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に取り替えた。
- ・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
川内原子力発電所では、重大事故等が発生した場合の指揮所として、新規基準に適合した代替緊急時対策所を設置し、運用してきた。原子力防災訓練で代替緊急時対策所を実際に活用し問題はないが、会議室や対策要員の休息スペースの拡充等、支援機能を充実させた緊急時対策棟を新たに設置し、2021年11月25日より運用を開始した。
その後、当初運用していた代替緊急時対策所を要員の休憩所として活用するため、緊急時対策棟（指揮所）と連絡通路により接続し、緊急時対策棟（指揮所）と旧代替緊急時対策所の一体的運用を2022年9月16日より開始した。



資料 2 - 5 川内原子力発電所の施設管理の概要

第3章 技術評価の実施体制

3. 1 評価の実施に係る組織

川内1号炉における技術評価等にあたる体制を資料3-1に示す。

原子力発電本部原子力経年対策グループは、技術評価に係るとりまとめ等を行うとともに、コンクリート構造物及び鉄骨構造物を除く技術評価を行った。

土木建築本部調査・計画グループは、コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価を行った。

また、作成した本評価書は、川内原子力発電所及び本店の関係箇所では内容確認する体制とした。

なお、プロセス確認のための内部監査は、独立した組織である原子力監査室とした。

3. 2 評価の方法

劣化状況評価は、運転延長ガイド、高経年化対策実施ガイド等及び原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008等に準拠して策定した「高経年化評価実施手順書」により実施手順を確立し、これに基づき実施した。

評価方法の詳細については、第4章 技術評価方法にまとめている。

3. 3 工程管理

実用炉規則及び運転延長ガイド等に基づき2023年7月4日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した。

具体的には、資料3-2に示すように、2020年10月29日に実施計画書及び実施手順書を策定し、技術評価を開始した。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を完了した。

また、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日までに完了した。

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。

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

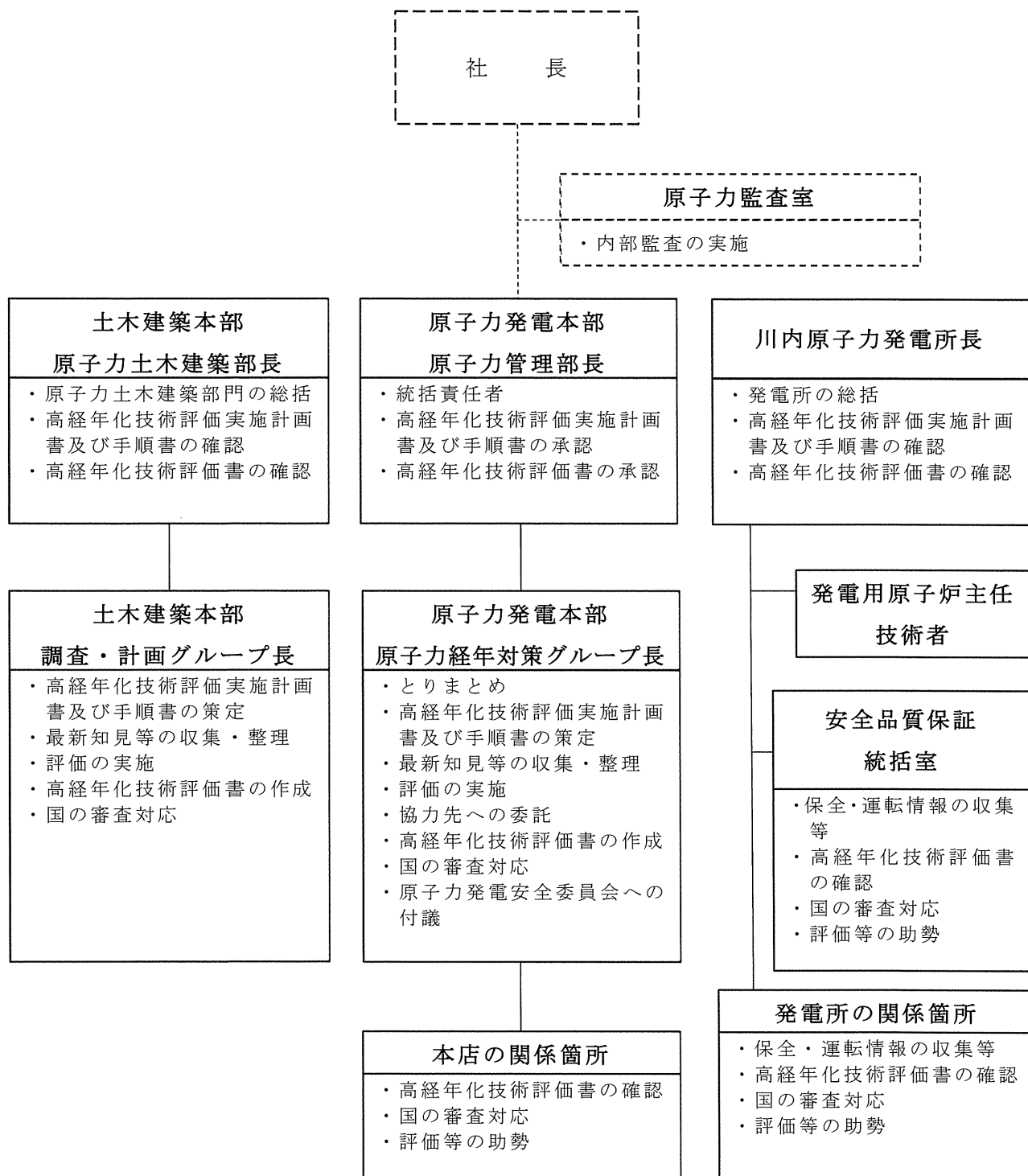
原子力発電本部原子力経年対策グループ及び土木建築本部調査・計画グループは、技術評価を実施する力量を設定し、力量管理を実施するとともに、技術評価時のOJT等により評価に関する知識の向上を図った。

3. 7 評価年月日

2022年10月12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



○原子力発電安全委員会
 原子力管理部長を委員長とし、各原子力発電所長、各発電用原子炉主任技術者に加え、各部門の課長職以上の者から構成され、保安規定の変更に関する事項等を審議し確認する。

注：必要により評価書作成助勢等の外部委託を実施するものとする

資料 3 - 1 評価の実施に係る体制

資料 3 - 2 実施工程

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		■							
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を対象とした。

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）

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. NRA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

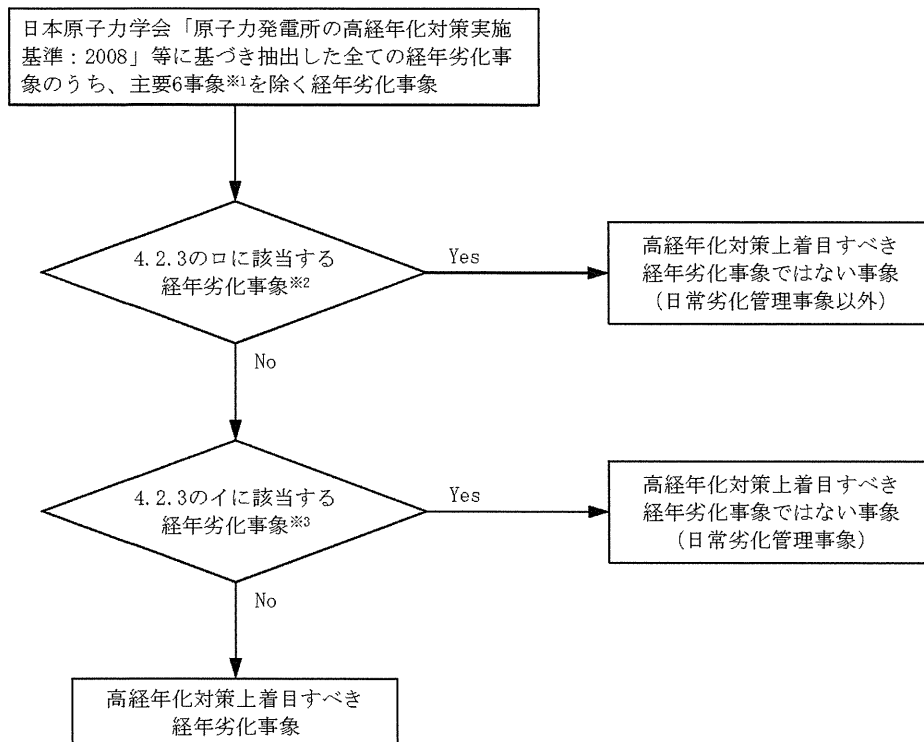
劣化状況評価を行うにあたっては、選定された評価対象機器の使用条件（構造（型式）、使用環境、材質等）を考慮し、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」附属書A（規定）等に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に、経年劣化事象と部位の組合せを抽出した。

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」



※1：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に限る。

※2：保全活動によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象は「No」に進む。

※3：ロに該当するが保全活動によりその傾向が維持できているものを含む。

資料 4-1 経年劣化事象の分類

4. 2. 4 経年劣化事象に対する技術評価

4. 2. 1 で選定された代表機器について、「4. 2. 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した。

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する。また、工事計画を踏まえた健全性評価を実施する。

(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・取替え等の現状保全の内容について整理する。

(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する。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する。

(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する。

4. 3 耐震安全性評価

4. 2. 3 で抽出した経年劣化事象及びその保全対策を考慮した上で、機器ごとに耐震安全性評価を実施した。

4. 3. 1 耐震安全性評価対象機器

「4. 1 技術評価対象機器」と同じとした。

4. 3. 2 耐震安全性評価手順

(1) 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

4. 2. 3 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た。

(2) 耐震安全性評価

「(1) 耐震安全上考慮する必要のある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した。評価の基本となる項目は、大別すると以下のとおり分類される。

- 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

これらの項目のうちd及びfについては経年劣化の影響を考慮して評価を実施した。また、評価に際しては「日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1984)」等に準じて実施した。

(3) 保全対策へ反映すべき項目の抽出

以上の検討結果を基に、耐震安全性の観点から高経年化対策に反映すべき項目について検討した。

4. 4 耐津波安全性評価

4. 2. 3で抽出した経年劣化事象及びその保全対策を考慮した上で、施設ごとに耐津波安全性評価を実施した。

4. 4. 1 耐津波安全性評価対象機器

評価対象機器は、「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を耐津波安全性評価の対象とした。

4. 4. 2 耐津波安全性評価手順

(1) 耐津波安全上考慮する必要のある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4. 2. 3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た。

(2) 耐津波安全性評価

「(1) 耐津波安全上考慮する必要のある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した。

(3) 保全対策へ反映すべき項目の抽出

以上の検討結果を基に、耐津波安全性の観点から高経年化対策に反映すべき項目について検討した。

4. 1～4. 4までの検討における評価フローを資料4-2 資料4-3に示す。

4. 5 冷温停止状態維持時の技術評価

冷温停止状態維持時の技術評価フローを資料4-4に示す。抽出された冷温停止状態維持評価の対象設備に対して、運転を断続的に行うことを前提とした場合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が維持されることを前提とした場合における劣化の発生・進展に関する整理を実施し、その結果を基に冷温停止状態が維持されることを前提とした評価（以下、「冷温停止状態維持評価」という。）を以下の手順で実施した。

4. 5. 1 代表機器の選定

冷温停止状態維持評価の対象設備を考慮して、運転を断続的に行うことを前提とした技術評価における代表機器を本検討の代表機器に選定した。

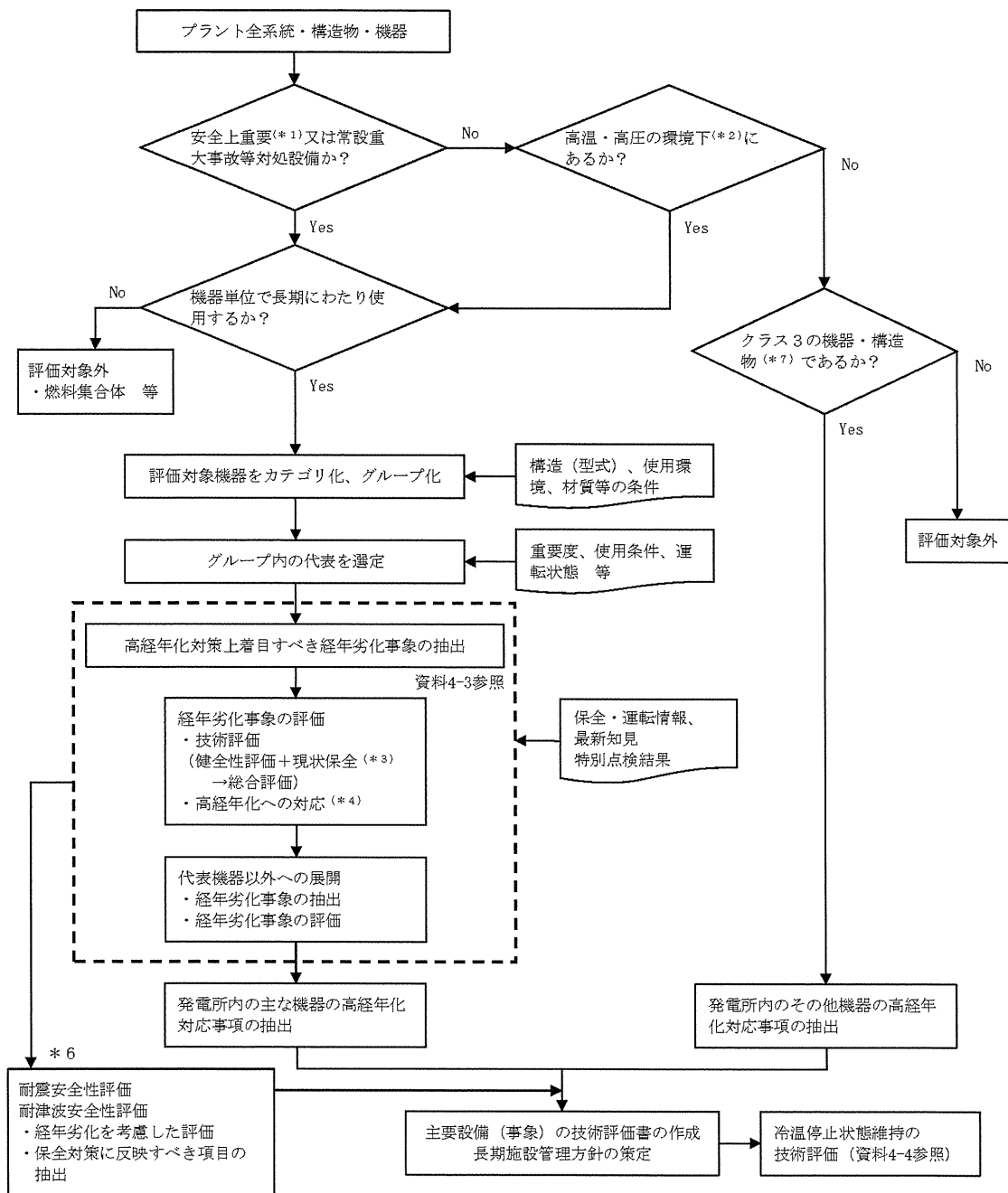
4. 5. 2 冷温停止状態維持評価を行う経年劣化事象の抽出

運転を断続的に行うことを前提とした場合に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象^注に対して、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合における劣化の発生・進展に関する整理を実施し、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合において、発生・進展が、運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが予想される経年劣化事象を抽出した。その結果、より厳しくなることが予想される経年劣化事象が抽出された場合には、冷温停止状態維持評価を実施した。なお、保全対策に反映すべき項目があるかもあわせて検討した。

注：運転を断続的に行うことを前提とした評価における高経年化対策上着目すべき経年劣化事象以外の事象が、冷温停止状態維持評価において着目すべき経年劣化事象となる場合はそれらもあわせて抽出した。なおプラント通常運転時に要求のある機能に対する経年劣化事象であるが、冷温停止状態維持を前提とした場合に要求がなくなるものは対象外とした。（資料4-5参照）

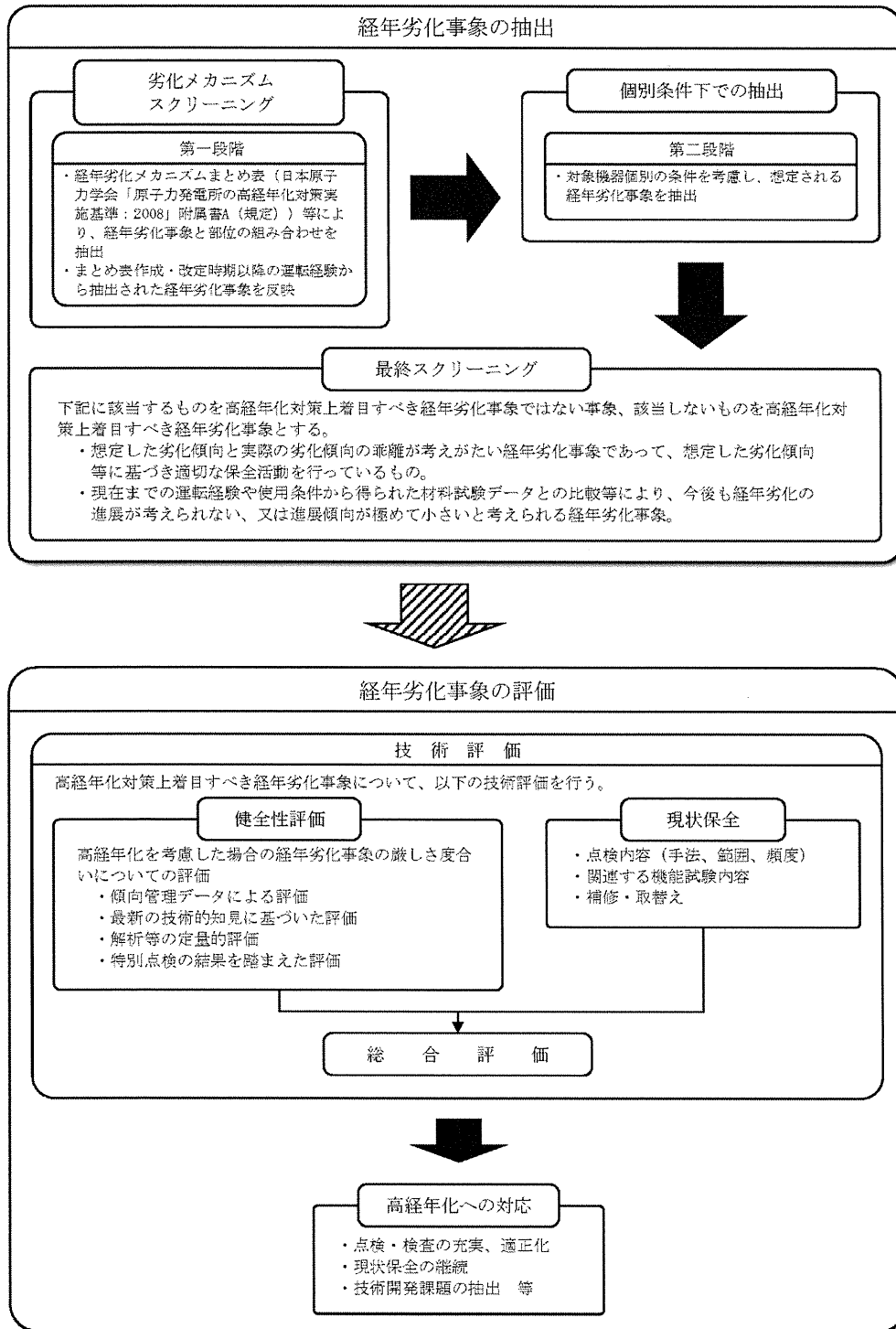
4. 5. 3 代表機器以外への展開

代表機器と同様に代表機器以外の機器に対し、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合において、発生・進展が運転を断続的に行うことを前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象を抽出した。その結果、より厳しくなることが想定される経年劣化事象が抽出された場合には、冷温停止状態維持評価を実施した。なお、保全対策に反映すべき項目があるかもあわせて検討した。

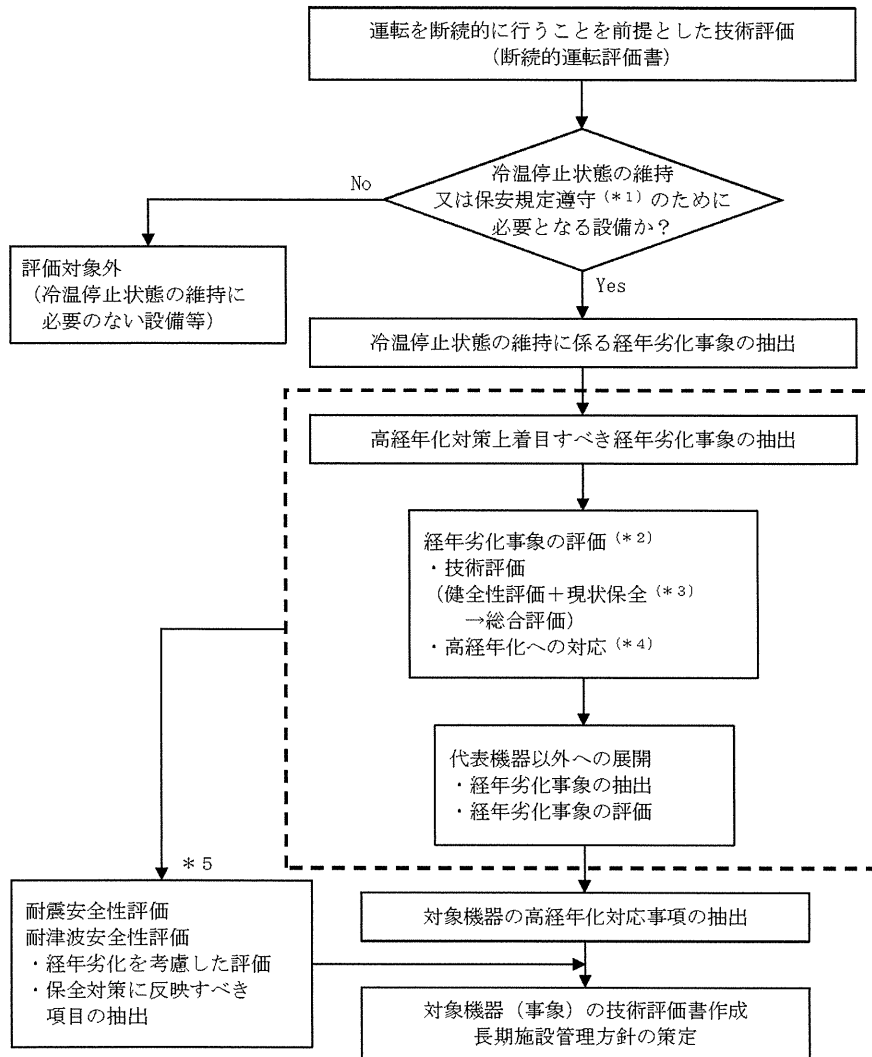


- * 1 : 重要度クラス1, 2 (*5) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。)
- * 2 : 重要度クラス3 (*5) のうち、最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境 (原子炉格納容器外にあるものに限る)
- * 3 : 系統レベルの機能確認を含む。
- * 4 : 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- * 5 : 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針 (1990年8月30日原子力安全委員会決定)」の重要度分類
- * 6 : 経年劣化の発生・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。

資料4-2 技術評価フロー



資料 4 - 3 経年劣化事象の抽出及び技術評価フロー



- * 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。

資料 4 - 4 冷温停止状態維持の技術評価フロー

資料 4 - 5 冷温停止状態維持に必要とならない機能の例

機種	機能	想定不要の理由
炉内構造物	制御棒クラス タ案内構造信 頼性の維持	制御棒クラスタは燃料集合体内に挿入された 状態で冷温停止状態維持されているため。
	中性子遮蔽構 造信頼性の維 持	冷温停止状態では燃料からの中性子照射はな いため
1 次冷却材 ポンプ	ポンプの容量 一揚程確保	冷温停止状態ではバウンダリの維持機能のみ が要求されるため。
	作動信頼性の 維持	
加圧器ヒー タ	昇温・昇圧制 御	冷温停止状態の維持において、加圧器ヒータ による昇温・昇圧が必要ないため。
制御棒駆動 装置	制御棒作動信 頼性の維持	制御棒クラスタは燃料集合体内に挿入された 状態で冷温停止状態維持されており、バウン ダリの維持機能のみが要求されるため。

第5章 技術評価結果

本章では、安全重要度分類審査指針におけるクラス1、2の機能を有する機器・構造物及びクラス3の機能を有する高温・高圧環境下にある機器（原子炉格納容器外に限る）並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物に係る技術評価結果及び耐震・耐津波安全性評価結果の概要を記載している。

各機器・構造物の詳細な高経年化技術評価及び耐震・耐津波安全性評価結果については、「断続的運転評価」、「冷温停止状態維持評価」を各々別冊にまとめている。

5.1 運転を断続的に行うことを前提とした機器・構造物の技術評価結果

運転を断続的に行うことを前提とした機器・構造物の詳細な技術評価については、別冊にまとめているが、大部分の機器・構造物については、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評価結果が得られた。

なお、高経年化に関する技術評価結果から、現状の保全策に追加すべき項目として抽出された評価結果の概要について以下に示す。

5.1.1 容器*

原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲労累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。高経年化技術評価に合わせて、実績過渡回数に基づく評価を実施することとしているが、疲労割れ評価結果は実績過渡回数に依存するため、継続的に実績過渡回数を把握する必要があることから、疲労割れ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。

*：疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器

5. 1. 2 容器

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、破壊力学的手法を用いて、運転開始後60年間の中性子照射を考慮し、初期き裂を想定して評価を行っても脆性破壊は起こらないことを確認した。また、原子炉容器に対しては定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。また、監視試験片による試験で将来の破壊靱性の変化の傾向を把握している。

胴部材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認しているが、今後、「日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法」（以下、「JEAC4201」という。）に基づき計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認するとともに、定期的に超音波探傷検査を実施していく。また、監視試験結果から、「日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（以下、「JEAC4206」という。）に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容し得る温度・圧力の範囲（加熱冷却制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。さらに、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。

5. 2 運転を断続的に行うことを前提とした耐震安全性評価結果

運転を断続的に行うことを前提とした耐震安全性評価にあたっては、5.1における技術評価結果を取り入れ、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耐震安全性を評価した。

対象とした経年劣化事象について、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、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を行い、抽出された経年劣化事象ごとに、耐震安全性に関する詳細評価を実施した結果、現状の保全策に追加すべき項目や評価結果は抽出されなかった。

5. 3 運転を断続的に行うことを前提とした耐津波安全性評価結果

運転を断続的に行うことを前提とした耐津波安全性評価にあたっては、5. 1における技術評価結果を取り入れ、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耐津波安全性を評価した。

対象とした経年劣化事象について、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、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出を行い、抽出された経年劣化事象ごとに、耐津波安全性に関する詳細評価を実施した。

その結果、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象は抽出されなかった。

5. 4 冷温停止状態が維持されることを前提とした機器・構造物の技術評価結果

冷温停止状態が維持されることを前提とした機器・構造物の技術評価結果についてまとめた。

冷温停止状態が維持されることを前提とした場合に、運転を断続的に行うことを前提とした場合と比べ運転条件や環境が厳しくなる恐れがある機器と経年劣化事象の組み合わせを抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- (1) 余熱除去ポンプ用電動機固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下
- (2) 充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ主軸のフレット疲労割れ
- (3) 余熱除去冷却器伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ
- (4) 中間開度で使用する制御弁の弁体、弁座等の腐食（エロージョン）

これらの経年劣化事象について評価した結果、現状保全に新たに加えるべき項目はなかった。

5. 5 冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価結果

冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価にあたっては、5. 2における耐震安全性評価結果及び5. 4における技術評価結果を取り入れることとし、耐震安全性を評価した。

具体的には、5. 4で抽出した運転を断続的に行うことを前提とした場合と比べ運転条件や環境が厳しくなる恐れがある経年劣化事象について、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、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を行い、抽出された経年劣化事象ごとに、耐震安全性に関する詳細評価を実施した。

その結果、5. 2における耐震安全性評価結果に加え、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかった。

5. 6 冷温停止状態が維持されることを前提とした耐津波安全性評価結果

冷温停止状態が維持されることを前提とした耐津波安全性評価にあたっては、5. 3における耐津波安全性評価結果及び5. 4における技術評価結果を取り入れることとし、耐津波安全性を評価した。

具体的には、5. 4で抽出した運転を断続的に行うことを前提とした場合と比べ運転条件や環境が厳しくなる恐れがある経年劣化事象について、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、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を行い、抽出された経年劣化事象ごとに、耐津波安全性に関する詳細評価を実施した。

その結果、5. 3における耐津波安全性評価結果に加え、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかった。

5. 7 評価の結果に基づいた補修等の措置

本評価書を提出する以前に健全性評価結果に基づき実施した補修等はない。

第6章 劣化状況評価で追加する項目

運転開始後40年目に実施する劣化状況評価では、高経年化対策実施ガイド等により30年時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期施設管理方針の意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これらの結果を適切に反映することとしており、「高経年化技術評価審査マニュアル」において以下の3項目を追加評価項目としている。

- ① 経年劣化傾向の評価
- ② 保全実績の評価
- ③ 長期施設管理方針の有効性評価

経年劣化傾向については、40年目の評価は30年目の評価から大きく予測が変わるものではないことが確認できた。保全実績の評価については、40年目の評価から抽出された課題はあったものの、現状保全の継続による健全性維持の観点から課題は無いことを確認した。さらに、30年目の高経年化技術評価に基づき策定した長期施設管理方針が有効であり、必要に応じて現状保全に反映されていることを確認した。

以上については、評価結果を「劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書」にまとめる。

第7章 今後の高経年化対策

高経年化に関する技術評価結果により、今後の高経年化対策として充実すべき課題等を抽出した。

7. 1 施設管理方針及び長期施設管理方針の策定

(1) 総合評価結果

高経年化に関する技術評価結果から、現状の保全策に追加すべき項目が抽出された。60年の運転及び冷温停止を仮定しても現状保全を継続するとともに、一部の機器・構造物において追加保全策を講じることで、プラント全体の機器・構造物の長期健全性が確保されることを確認した。

(2) 現状の保全策に追加すべき項目

総合評価結果を基に、高経年化対策上現状の保全項目に追加すべき保全策について、具体的な実施内容、実施方法及び実施時期をとりまとめ、策定した。

なお、疲労評価における運転開始後60年時点の推定過渡回数の確認については機器によらないため、まとめて長期施設管理方針とした。

劣化状況評価に基づく施設管理方針及び長期施設管理方針を資料7-1に示す。

7. 2 長期施設管理方針の実施

現状の保全策に追加すべき項目で抽出された長期施設管理方針については、今後、川内1号炉の具体的な保全計画に反映し、運転開始後40年を迎える2024年7月4日を始期として20年間の適用期間で計画的に実施していくこととしている。

長期施設管理方針の実施にあたっては、これらの新たな保全項目を直ちに実施しなければならないものでないことから、実施時期を以下のとおり3つに大別した。

a. 短期（2024年7月4日から5年間）

- ・健全性評価結果から実機プラントデータでの確認・評価が早急に必要なもの
- ・5年以内に実施計画のあるもの（取替等）等

b. 中長期（2024年7月4日から10年間）

- ・健全性評価において長期にわたる健全性は確保できると評価されるが、定期的（約10年ごと）に評価条件の妥当性の確認が必要であるもの等

c. 長期（2024年7月4日から20年間）

- ・健全性評価において長期にわたる健全性は確保できると評価されるが、さらなる信頼性向上のための取組みが必要であるもの等

策定した長期施設管理方針については、具体的な保全計画に反映され、長期施設管理方針に基づく保全の実績は、高経年化技術評価結果と同様に保全の有効性評価のインプットに位置づけられ、保全の有効性評価を通じてさらなる保全計画の改善に活用していくことになる。

7. 3 技術開発課題

高経年化に関する技術評価においては、現在までの知見と実績を基にしたものであるが、点検・検査技術の高度化、並びにさらなる知見の蓄積に努める観点から、今後さらに技術開発課題に取り組んでいく必要がある。現時点では緊急性を有する課題はないが、今後も、電力研究や国の研究プロジェクトの成果等を活用し、必要なものは保全計画に反映することとしている。

なお、2014年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」において示された方針を具体化するために必要な措置のあり方が、総合資源エネルギー調査会原子力小委員会において検討され、原子力小委員会から要請を受けた自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループは2015年6月に、軽水炉の安全技術・人材の維持発展に重きを置き、国、事業者、メーカー、研究機関、学会等関係者間の役割が明確化された軽水炉安全技術・人材に関するロードマップを策定した。同ロードマップでは、高経年化技術評価によって抽出された技術開発課題も検討対象とされており、これらの技術開発課題への取組みを実施していく。

資料 7 - 1 川内 1 号炉 劣化状況評価に基づく施設管理方針及び長期施設管理方針

機種名	機器名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	施設管理方針（長期施設管理方針）		
						No.	施設管理の項目	実施時期
容器	原子炉容器	胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化	監視試験結果（関連温度実測値）は JEAC4201 の国内脆化予測法による予測の範囲内であった。関連温度の上昇については、JEAC4206 に定められた加圧熱衝撃（PTS）評価手法に基づき評価した結果、初期き裂を想定しても、運転開始後 60 年時点において、脆性破壊に対する抵抗値（材料自身の持つねばり強さ）を示す K_{Ic} 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 K_I （脆性破壊を起こそうとする値）で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないと評価される。 また、上部棚吸収エネルギーの低下については、予測式（国内 USE 予測式）を用いて評価した結果、運転開始後 60 年時点において、JEAC4206 の要求を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがある。	原子炉容器に対しては、定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。 胴部（炉心領域部）材料の中性子照射による機械的性質の変化については、JEAC4201 に基づいて、計画的に監視試験を実施し、将来の破壊靱性の変化の傾向を把握している。 運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、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、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような欠陥は認められなかった。	胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。ただし、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。 胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。	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
容器等※	原子炉容器等※	疲労割れ	運転実績に基づき推定した運転開始後 60 年時点における推定過渡回数を用いて疲労累積係数による評価を実施した結果、許容値に対し余裕のある結果が得られている。	高経年化技術評価に合わせて、実績過渡回数に基づく評価を実施することとしている。	疲労割れ評価結果は実績過渡回数に依存するため、継続的に実績過渡回数を把握する必要がある。	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

※：疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器

短期：2024年7月4日からの5年間、中長期：2024年7月4日からの10年間、長期：2024年7月4日からの20年間

第8章 まとめ

(1) 総合評価

運転開始以来、40年を経過する川内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結果、大部分の機器・構造物については、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を仮定してもプラントを健全に維持することは可能であるとの見通しを得た。

また、一部の機器・構造物については、高経年化への対応として講じる必要がある保全項目が抽出されたが、これらについては長期施設管理方針としてとりまとめ、必要に応じ具体的な保全計画に反映し、計画的に実施していくことにより、安全に運転を継続することは可能との見通しを得た。

(2) 今後の取組み

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。

- a. 材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- b. 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
- c. 関係法令の制定及び改廃
- d. 原子力規制委員会からの指示
- e. 材料劣化に係る規格・基準類の制定及び改廃
- f. 発電用原子炉の運転期間の変更
- g. 発電用原子炉の定格熱出力の変更
- h. 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
- i. 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。

以上

添付書類三

川内原子力発電所 1 号炉

施設管理に関する方針書

2022年10月

九州電力株式会社

川内原子力発電所1号炉の延長しようとする期間における原子炉とその他の設備に係る施設管理に関する方針(以下、「施設管理に関する方針」という。)については、下記表のとおりとする。

No	施設管理に関する方針	実施時期 ^{※1}
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、実績過渡回数を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

※1：実施時期における、2024年7月4日からの5年間を「短期」、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。