

島 根 原 子 力 発 電 所

1 号機

第 2 7 回定期検査結果

中 国 電 力 株 式 会 社

1. 定期検査の概要

島根原子力発電所1号機第27回定期検査は、平成19年12月5日から平成20年5月14日の162日間（発電開始：平成20年4月20日，発電停止～発電開始：138日間）に実施した。

今回実施した定期検査の概要は、次のとおりである。

（1）定期検査期間および主要工程

a. 期 間

定期検査期間 平成19年12月 5日～平成20年 5月14日（162日間）

〔計画 平成19年12月 5日～平成20年 5月 9日（157日間）〕

発電停止期間 平成19年12月 5日～平成20年 4月20日（138日間）

〔計画 平成19年12月 5日～平成20年 4月12日（130日間）〕

（注）原子炉再循環系配管の化学除染に時間を要したことによる検査計画工程の見直しに伴い、発電開始日において8日間、また総合負荷性能検査の日程調整により、定期検査終了日において5日間の延長となった。

b. 主要工程

定期検査の主要実績工程は、添付資料－1に示すとおり。

（2）定期検査を実施した設備

- a. 原子炉本体
- b. 原子炉冷却系統設備
- c. 計測制御系統設備
- d. 燃料設備
- e. 放射線管理設備
- f. 廃棄設備
- g. 原子炉格納施設
- h. 非常用予備発電装置
- i. 蒸気タービン

（3）定期検査中に実施した主な工事

- a. 燃料取替工事
- b. 制御棒駆動機構取替工事
- c. 出力領域計装取替工事
- d. 制御棒取替工事
- e. 非常用炉心冷却系ストレーナ取替工事
- f. 制御棒駆動水戻り用ノズルキャップ取替工事

〔原因と対策〕

(a) ペットボトル破損の直接的な原因

標準的な濃度の硝酸ではなく、高濃度の硝酸とエタノールを混合したため、化学反応により窒素酸化物が発生し、ペットボトルの内圧が上昇したため、破損に至ったことを再現試験により確認した。

(b) 適切な作業が行われなかった原因

ア. 薬品の取扱いについての手順が定められていなかった。

イ. 作業要領書に薬品を使用することの記載がなかった。

ウ. 薬品を使用するにあたり、作業要領書、安全対策計画書の変更手続が行われなかった。

(c) 対策

協力会社の報告を受け、発注者として協力会社に対し、以下を行うことにより、作業管理および安全管理を充実させることにした。

ア. 作業要領書へ薬品の取扱いについて記載する。

イ. 作業内容の追加・変更時の手順を明確化する。

①作業要領書の変更

②安全対策計画書の変更

b. ハフニウム棒型制御棒ハンドルガイドローラ取付部近傍のひびについて

1月8日(火)、取出した使用済みの制御棒12本の内3本(ボロン・カーバイド型制御棒1本およびハフニウム棒型制御棒2本)について外観点検を行ったところ、ハフニウム棒型制御棒1本のハンドルガイドローラ取付部近傍に微小なひびがあることを確認した。他の2本の制御棒に異常はなかった。当該部のひびは、これまで他プラントでも確認されており、制御棒の健全性に影響を与えるものではないと考えているが、念のため、解析評価により確認する。

c. 復水輸送ポンプ入口圧力計取付部からの水漏れについて

1月13日(日)午前9時頃から復水貯蔵タンクに水張りを開始していたところ、1月14日(月)午前5時頃、原子炉建物1階管理区域内のB、C復水輸送ポンプ周辺の床面に水溜りを発見した。

水溜りは、B、C復水輸送ポンプ入口圧力計取付部からの漏えい水であり、直ちに当該入口圧力計の元弁を閉止し、漏えいは停止した。

当該圧力計取付部を確認した結果、計器取付部の銅パッキン(計器接合部などからの液体の漏れを防ぐもの)が割れたことにより漏えいしたものと判明したため、当該パッキンを新品に取替えた。

なお、漏えい量は約7リットル、漏えい水の総放射線量は、 2.4×10^3 ベクレルであり、法律に基づく報告基準値： 3.7×10^6 ベクレルに比べ十分に低い値だった。

らデジタル方式のものに変更したが、原因を調査した結果、デジタル方式の演算処理の一部に誤りがあり、測定下限値近傍において過大に指示する不具合が発生することを確認した。次回定期検査までの対策としてアナログ方式に戻したが、今後、不具合箇所を改善し、次回定期検査においてデジタル方式の線量当量率計に取替え予定。

※1 原子炉格納容器線量当量率計

事故時に原子炉格納容器内の放射線量を監視するための測定装置で、A系統とB系統の2系統備えている。

※2 原子炉施設保安規定で規定する運転上の制限

原子炉施設保安規定では、「運転上の制限」や「運転上の制限を満足していない状態の時の措置」等が定められている。

原子炉格納容器線量当量率計は、A、B系統の2系統がともに正常に動作することを運転上の制限として規定しており、運転上の制限を満足していない状態と判断した場合は、30日以内に正常に動作する状態に復旧しなければならない。

(7) 線量管理の状況

本定期検査に係る作業は、いずれも法令に基づく線量限度の範囲内で実施した。

島根1号機 第27回定期検査実績工程表

■ : 実績

平成19年 12月	平成20年 1月	2月	3月	4月	5月
<p>▼ 発電停止</p> <p>■ 原子炉圧力容器蓋取外し</p> <p>■ 全燃料取出</p> <p>■ 制御棒, 中性子検出器取替</p> <p>水没弁点検, 制御棒駆動水戻り用ノズルキャップ取替</p>				<p>▼ 定格出力</p> <p>■ 出力上昇</p> <p>▼ 発電開始</p> <p>▼ 試運転開始</p> <p>▼ 原子炉起動</p> <p>■ 起動準備</p> <p>■ 原子炉圧力容器蓋取付け</p> <p>■ 全燃料装荷</p> <p>■ 制御棒駆動機構機能試験</p> <p>■ 原子炉圧力容器超音波探傷検査</p> <p>■ 非常用炉心冷却系ストレーナ取替</p> <p>■ 主変圧器取替</p>	<p>▼ 総合負荷性能検査</p>

確認されており、制御棒の健全性に影響を与えるものではないと考えているが、念のため、解析評価により確認する。

・復水輸送ポンプ入口圧力計取付部からの水漏れについて

1月13日（日）午前9時頃から復水貯蔵タンクに水張りを開始していたところ、1月14日（月）午前5時頃、原子炉建物1階管理区域内のB、C復水輸送ポンプ周辺の床面に水溜りを発見した。

水溜りは、B、C復水輸送ポンプ入口圧力計取付部からの漏えい水であり、直ちに当該入口圧力計の元弁を閉止し、漏えいは停止した。

当該圧力計取付部を確認した結果、計器取付部の銅パッキン（計器接合部などからの液体の漏れを防ぐもの）が割れたことにより漏えいしたものと判明したため、当該パッキンを新品に取替えた。

なお、漏えい量は約7リットル、漏えい水の総放射エネルギーは、 2.4×10^3 ベクレルであり、法律に基づく報告基準値： 3.7×10^6 ベクレルに比べ十分に低い値だった。

・タービン建物排気筒からの粒子状放射性物質の検出について

タービン建物排気筒から排気される気体の放射性物質の濃度測定を1週間ごとに行っているが、1月10日（木）～1月17日（木）間の測定を行ったところ、微量の放射性物質（コバルト60）が検出された。

測定値は1立方センチメートルあたり 7.5×10^{-9} ベクレルであり、測定器の検出限界値（1立方センチメートルあたり 2.5×10^{-9} ベクレル）をやや上回る値だった。また、この間の放出量は 2.2×10^5 ベクレルであり、国への報告基準である 5×10^{11} ベクレルの約200万分の1だった。

なお、発電所周辺のモニタリングポストの指示値に異常はなかった。

調査の結果、1月15日から18日の間、廃棄物処理建物空調換気系が点検停止中であり、廃棄物処理建物内のタンク室に滞留した放射性物質を含んだチリが配管等の貫通部からタービン建物側へ移行したことが原因と推定した。

このため、貫通部の密閉化等の放出低減対策を検討する。

なお、1月17日（木）～1月24日（木）間の測定を行ったところ、微量の放射性物質（コバルト60）が検出された。

測定値は1立方センチメートルあたり 2.7×10^{-9} ベクレルであり、測定器の検出限界値をやや上回る値だった。放出量は 0.8×10^5 ベクレルだった。

1月10日から24日の間の合計放出量は 3.0×10^5 ベクレルで、国への報告基準である 5×10^{11} ベクレルの約160万分の1だった。

※ 1 原子炉格納容器線量当量率計

事故時に原子炉格納容器内の放射線量を監視するための測定装置で、A系統とB系統の2系統備えている。

※ 2 原子炉施設保安規定で規定する運転上の制限

原子炉施設保安規定では、「運転上の制限」や「運転上の制限を満足していない状態の時の措置」等が定められている。

原子炉格納容器線量当量率計は、A、B系統の2系統がともに正常に動作することを運転上の制限として規定しており、運転上の制限を満足していない状態と判断した場合は、30日以内に正常に動作する状態に復旧しなければならない。

・主変圧器取替工事

5月8日（木）、国による最終検査（工事の計画に係るすべての工事が完了した時に係る使用前検査）を受検し、合格した。

・制御棒駆動水戻り用ノズルキャップ取替工事

5月14日（水）、国による最終検査（工事の計画に係るすべての工事が完了した時に係る使用前検査）を受検し、合格した。

(8) 非常用予備発電装置

非常用ディーゼル発電機の点検手入れを行うとともに自動起動試験等の機能検査を行い、その健全性を確認した。

(9) 蒸気タービン

タービン本体、復水器の点検手入れを行うとともに作動試験等の機能検査を行い、その健全性を確認した。

検査番号	検 査 名	検 査 項 目	検査区分
S1-27-II-14-1	直流電源系機能検査（A-115V系）	機能・性能検査	○
S1-27-II-14-2	直流電源系機能検査（B-115V系）	機能・性能検査	○
S1-27-II-15	原子炉隔離時冷却系機能検査	機能・性能検査	○
S1-27-II-16	高圧注水ポンプ分解検査	分解検査	○
S1-27-II-17	高圧注水系主要弁分解検査	分解検査	○
S1-27-II-18	残留熱除去ポンプ分解検査	分解検査	○
S1-27-II-22	制御棒駆動機構分解検査	分解検査	○
S1-27-II-23	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	分解検査	○
S1-27-II-24-1	液体ボイゾン系機能検査（機能・性能）	機能・性能検査	○
S1-27-II-24-2	液体ボイゾン系機能検査（特性）	特性検査	○
S1-27-II-25-1	安全保護系設定値確認検査（核計装）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	○
S1-27-II-25-2	安全保護系設定値確認検査（プロセス計装）	特性検査	○
S1-27-II-26-1	原子炉保護系インターロック機能検査（原子炉保護系論理回路、スクラム機能）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-2	原子炉保護系インターロック機能検査（I系統炉心スプレイ系他論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-3	原子炉保護系インターロック機能検査（II系統炉心スプレイ系他論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-4	原子炉保護系インターロック機能検査（高圧注水系論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-5	原子炉保護系インターロック機能検査（自動減圧系論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-6	原子炉保護系インターロック機能検査（主蒸気隔離弁他論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-7	原子炉保護系インターロック機能検査（原子炉格納容器隔離弁論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-8	原子炉保護系インターロック機能検査（非常用ガス処理系論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-26-9	原子炉保護系インターロック機能検査（原子炉隔離時冷却系論理回路）	機能・性能検査	○
S1-27-II-27	燃料取扱装置機能検査	機能・性能検査	○
S1-27-II-28	プロセスモニタ機能検査	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	○
S1-27-II-29	非常用ガス処理系機能検査	機能・性能検査	○
S1-27-II-30	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	機能・性能検査	○
S1-27-II-31	中央制御室非常用循環系機能検査	機能・性能検査	○

検査番号	検 査 名	検 査 項 目	検査区分
S1-27-Ⅲ-17	給水加熱器開放検査	1. 開放検査（目視検査） 2. 開放検査（体積検査）	—
S1-27-Ⅲ-18-1	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（核計装）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-18-2	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（原子炉プロセス計装）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-18-3	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（燃料プール温度，導電率）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-18-4	安全保護系保護検出要素性能（校正）検（原子炉給水流量制御装置他）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-19	制御棒駆動機構機能検査	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-20-1	主要制御系機能検査（原子炉再循環流量制御装置）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-20-2	主要制御系機能検査（電気式主蒸気圧力制御装置）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-20-3	主要制御系機能検査（原子炉給水流量制御装置）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-1	監視機能健全性確認検査（燃料プール水位，流量）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-2	監視機能健全性確認検査（格納容器ガス濃度）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-21-3	監視機能健全性確認検査（プロセス放射線モニタ（原子炉建物他））	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-4	監視機能健全性確認検査（核計装）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-5	監視機能健全性確認検査（原子炉再循環ポンプ用電動機不足電圧継電器）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-6	監視機能健全性確認検査（原子炉プロセス計装）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-7	監視機能健全性確認検査（サンプおよび貯蔵タンク水位）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-8	監視機能健全性確認検査（制御棒位置指示）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-9	監視機能健全性確認検査（サイトバンカ設備水位，漏水）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-10	監視機能健全性確認検査（主蒸気隔離弁閉）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-21-11	監視機能健全性確認検査（主蒸気止め弁閉）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-21-12	監視機能健全性確認検査（ドブラーソーダ）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-21-13	監視機能健全性確認検査（プロセス放射線モニタ（サイトバンカ建物））	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-21-14	監視機能健全性確認検査（エリア放射線モニタ（原子炉建物））	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—

検査番号	検 査 名	検 査 項 目	検査区分
S1-27-Ⅲ-36-1	高圧注水系設備検査（外観）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-36-2	高圧注水系設備検査（機能・性能）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-36-3	高圧注水系設備検査（特性）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-37-1	残留熱除去系設備検査（分解、外観）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-37-2	残留熱除去系設備検査（機能・性能）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-39-1	タービンバイパス弁検査（分解）	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-39-2	タービンバイパス弁検査（漏えい）	漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-40	給・復水系ポンプ検査	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-41-1	給・復水系設備検査（外観）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-41-2	給・復水系設備検査（機能・性能）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-42	原子炉冷却系統設備検査	1. 外観検査（耐震） 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-43	制御棒駆動水圧ポンプ検査	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-44	制御棒駆動水圧系容器検査	開放検査	—
S1-27-Ⅲ-45-1	制御棒駆動水圧系設備検査（外観）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-45-2	制御棒駆動水圧系設備検査（分解）	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-45-3	制御棒駆動水圧系設備検査（機能・性能）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-47-2	液体ボイズン系設備検査（機能・性能）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-48	核計測装置機能検査	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-49	選択制御棒挿入機能検査	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-50	原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置検査	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-51-1	燃料取扱装置検査（機能・性能）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-51-2	燃料取扱装置検査（外観）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-52	燃料プール冷却系ポンプ検査	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-53-1	燃料プール冷却系設備検査（外観、原子炉建物）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-53-2	燃料プール冷却系設備検査（機能・性能、原子炉建物）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-55-1	非常用ガス処理系設備検査（外観）	1. 外観検査 2. 外観検査（耐震）	—

検査番号	検 査 名	検 査 項 目	検査区分
S1-27-Ⅲ-69-1	非常用予備電源装置検査（外観）	1. 外観検査（耐震） 2. 外観検査	—
S1-27-Ⅲ-69-2	非常用予備電源装置検査（機能・性能）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-69-3	非常用予備電源装置検査（特性）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-70-1	無停電電源装置設備検査（計装用無停電交流電源装置）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-70-2	無停電電源装置設備検査（原子炉保護系交流電源装置）	1. 外観検査（耐震） 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-70-3	無停電電源装置設備検査（中性子計装用蓄電池・充電器）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-71-1	蒸気タービン設備検査（外観、漏えい）	1. 外観検査（耐震） 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-71-2	蒸気タービン設備検査（特性、機能・性能）	1. 特性検査 2. 機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-71-3	空気抽出器検査（開放）	開放検査	—
S1-27-Ⅲ-71-4	空気抽出器検査（外観・漏えい）	1. 外観検査（耐震） 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-71-9	復水器真空ポンプ検査（分解）	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-71-10	復水器真空ポンプ検査（機能・性能、外観・漏えい）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査 3. 外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-71-11	循環水ポンプ検査（分解）	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-71-12	循環水ポンプ検査（機能・性能、外観・漏えい）	1. 機能・性能検査 2. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-72	補助ボイラー開放検査	開放、分解検査	—
S1-27-Ⅲ-73	補助ボイラー負荷検査	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-74-1	補助ボイラー設備検査（分解、機能・性能）	1. 機能・性能検査 2. 分解検査 3. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-74-2	補助ボイラー設備検査（特性）	特性検査	—
S1-27-Ⅲ-74-3	補助ボイラー設備検査（調節弁）	1. 分解検査 2. 機能・性能検査 3. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-75-1	安全弁検査（原子炉建物）	1. 分解検査 2. 機能・性能検査 3. 漏えい検査 4. 外観検査	—

検査番号	検 査 名	検 査 項 目	検査区分
S1-27-Ⅲ-79-9	電動機検査（原子炉補機冷却水ポンプ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-12	電動機検査（残留熱除去ポンプ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-14	電動機検査（液体ポイズンポンプ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-27	電動機検査（原子炉建物床ドレンサンプポンプ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-36	電動機検査（床ドレンサンプポンプ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-41	電動機検査（排ガスドレンサンプポンプ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-42	電動機検査（排ガスパロウ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-43	電動機検査（原子炉建物送風機用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-53	電動機検査（サイトバンカ建物排風機用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-79-56	電動機検査（サイトバンカ建物シャウドレンサンプポンプ用電動機）	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-80-1	構造健全性検査（機械関係分）	漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-80-2	構造健全性検査（電気関係分）	漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-81-2	耐震健全性検査（ケーブルトレイ・動力盤他）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-81-3	耐震健全性検査（計器ラック他）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-81-4	耐震健全性検査（制御盤他）	外観検査（耐震）	—
S1-27-Ⅲ-83	サイトバンカ設備プール水浄化系ポンプ検査	分解検査	—
S1-27-Ⅲ-84	サイトバンカ設備プール水浄化系設備検査	1. 機能・性能検査 2. 外観検査（耐震） 3. 漏えい検査	—
S1-27-Ⅲ-85	固体廃棄物処理系雑固体廃棄物処理設備機能検査	機能・性能検査	—
S1-27-Ⅲ-86	配管肉厚検査	非破壊検査	—
S1-27-Ⅲ-90	ステンレス製配管検査（塩分測定等）	非破壊検査	—
S1-27-Ⅲ-91	コンクリート構造物健全性検査	非破壊検査	—
S1-27-Ⅲ-92	固体廃棄物移送容器点検	1. 外観検査 2. 開放検査 3. 分解検査 4. 漏えい検査	—

経済産業省検査対象（定期検査項目）の定期事業者検査数	7 件
原子力安全基盤機構検査対象（定期検査項目）の定期事業者検査数	56 件
上記以外の定期事業者検査数	170 件
定期事業者検査総数	233 件

3. 定期検査中に実施した主な工事

(1) 燃料取替工事

a. 燃料取替工事 (図3-1 参照)

原子炉内の全燃料(400体)のうち、52体を新燃料に取替えた。

b. 燃料体の炉内装荷時期

炉内の燃料体の炉内装荷時期は、次のとおりである。

炉内の燃料体(400体)炉内装荷時期

第22回定期検査時装荷の取替燃料	80体
第23回定期検査時装荷の取替燃料	80体
第24回定期検査時装荷の取替燃料	80体
第25回定期検査時装荷の取替燃料	80体
第26回定期検査時装荷の取替燃料	64体
第27回定期検査時装荷の取替燃料	52体

(2) 制御棒駆動機構取替工事 (図3-2 参照)

制御棒駆動機構97体のうち、13体を同一設計の予備品に取替えた。

(3) 出力領域計装取替工事 (図3-2 参照)

出力領域計装の検出器集合体22体のうち、6体を同一設計の検出器集合体に取替えた。

(4) 制御棒取替工事(図3-3 参照)

制御棒97本のうち、ボロンカーバイド粉末を制御材とする制御棒4本、ハフニウム棒を制御材とする制御棒4本について、各々同一タイプの制御棒に取替えた。

また、ハフニウム型制御棒4本をボロンカーバイド型制御棒に取替えた。

(5) 非常用炉心冷却系ストレーナ取替工事(図3-4 参照)

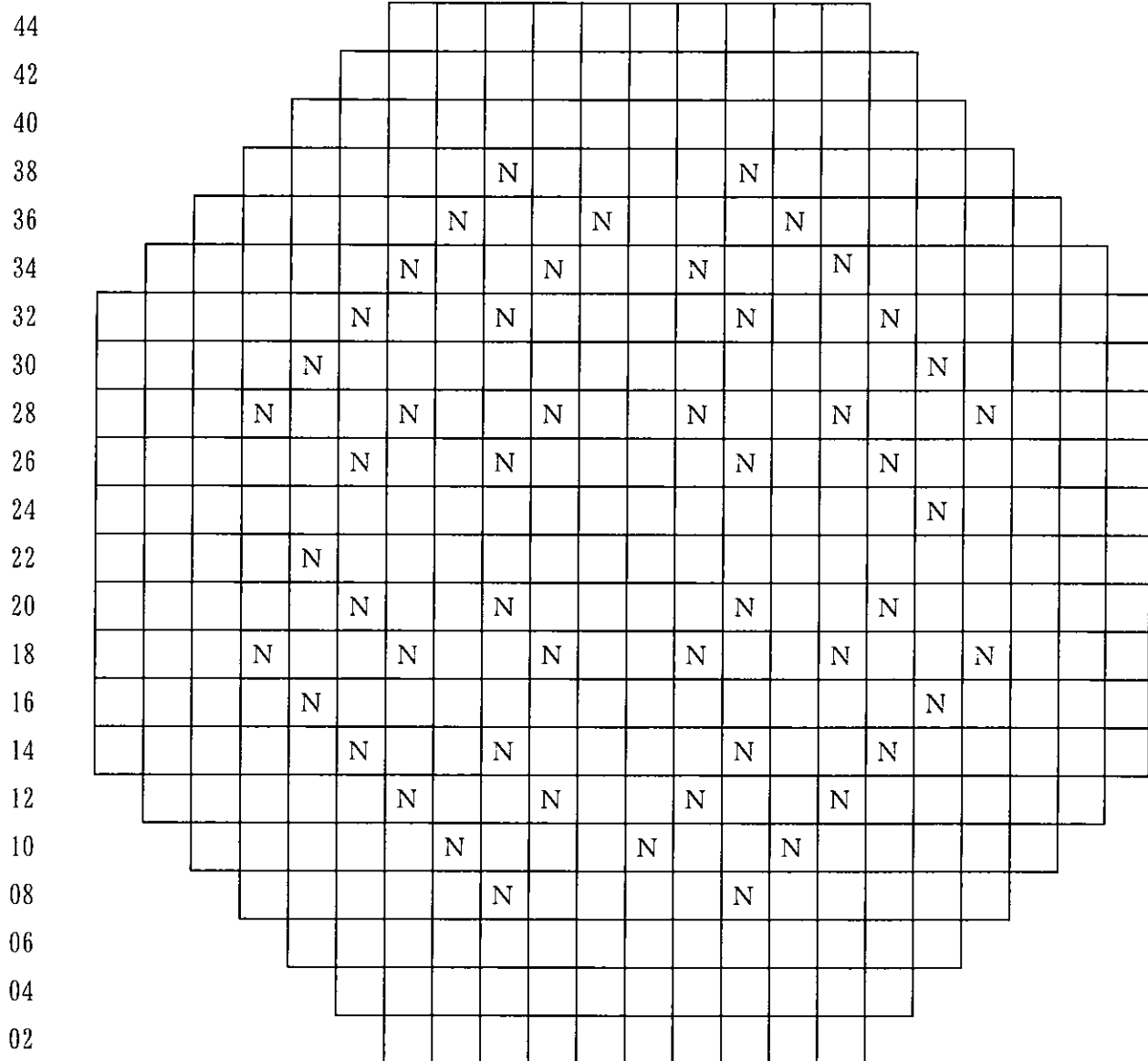
残留熱除去系(2系統分4台)、炉心スプレイ系(2系統分2台)のポンプ入ロストレーナを大型のストレーナに取替えた。

(6) 制御棒駆動水戻り用ノズルキャップ取替工事(図3-5 参照)

制御棒駆動水戻り用ノズル(閉止栓取付け済み)の溶接金属をインコネル182合金から炭素鋼に取替えた。

(7) 主変圧器取替工事

主変圧器は運転開始以降33年間長期間にわたり使用しており、経年劣化が認められたため、主変圧器を取替えた。



01 03 05 07 09 11 13 15 17 19 21 23 25 27 29 31 33 35 37 39 41 43

N : 新燃料

図 3 - 1 第 2 7 サイクル新燃料装荷位置図

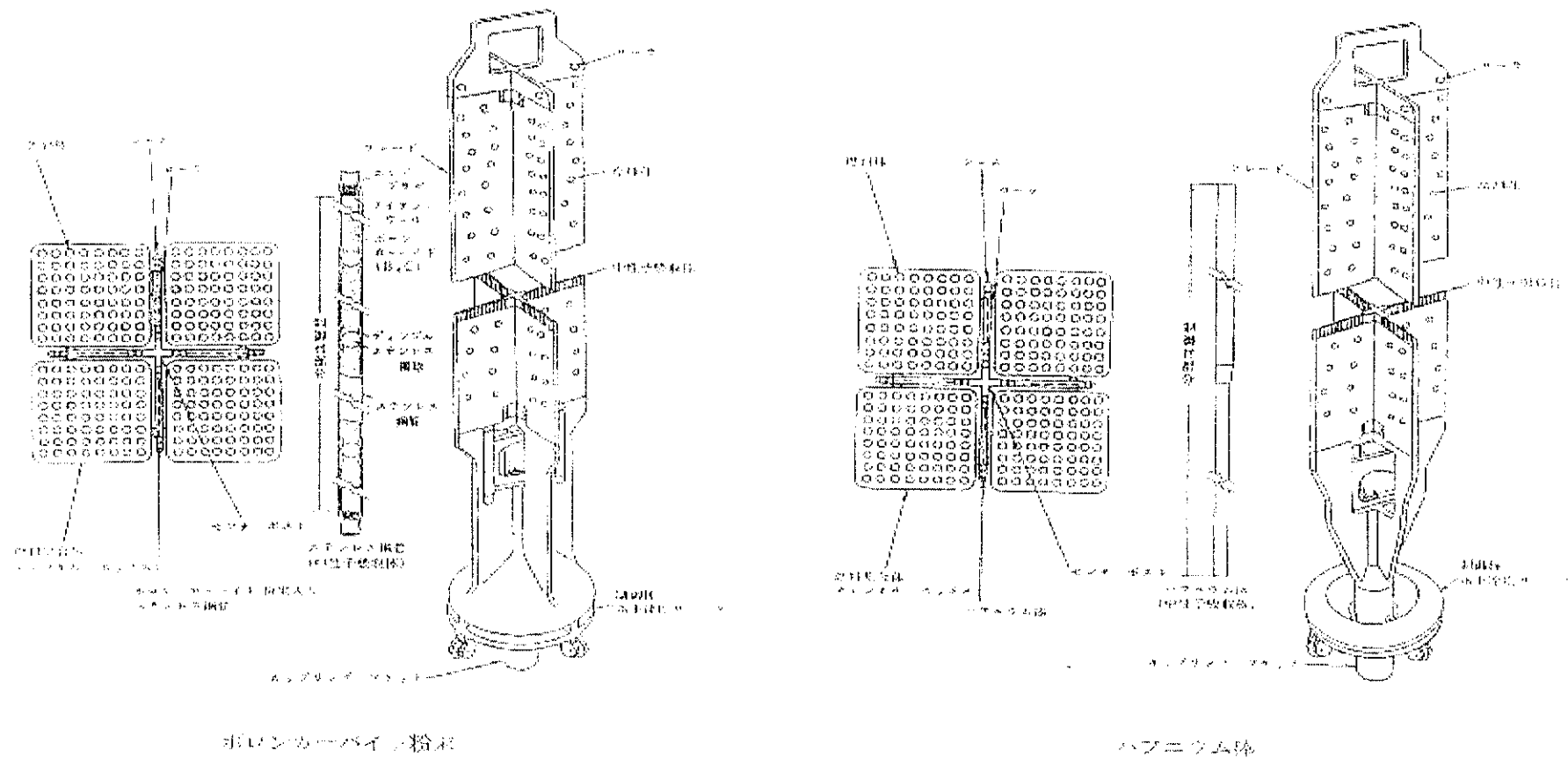


図 3-3 制御棒構造図

4. 定期検査中の放射線管理の概要

第27回定期検査の放射線管理は、従来から実施してきた諸施策を基本に総線量の低減、計画外被ばく防止および汚染拡大防止を重点項目に掲げ実施した。具体的な線量低減対策としては、制御棒駆動機構自動交換装置や原子炉圧力容器遠隔半自動ボルト締付装置の採用および原子炉再循環系配管への遮へい設置等、既に実施済みの線量低減対策に加え、仮設遮へいの強化、クリーンハウス設置等、作業環境の改善を行うことにより線量低減を図った。

また、計画外被ばく防止対策としては、無線式APDによる個人線量の遠方監視および遠隔カメラを用いた作業状況の監視・確認による注意喚起により、確実な放射線管理を実施した。

さらに、作業員へ放射線防護に関する事前教育を行うとともに、定期検査期間中に留意すべき放射線管理の諸施策や放射線防護上の遵守事項について、毎日のTBM等で周知徹底することで放射線防護意識の高揚を図り、放射線管理に万全を期した。

今定期検査の総線量は、予想値約2.44人・Svに対し、実績値4.12人・Svであった。この要因は、原子炉停止時の原子炉格納容器内の線量当量率が予想に対し高かったことおよび支持構造物修理工事範囲の追加等作業が追加となったことによる。

また、1日当たりの管理目安値である1mSv/日を超えた者はなかった。

(1) 定期検査中の放射線業務従事者の線量

件 名	区 分	従事者数 ^{※1} (人)	総線量 (人・Sv)	平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)
総 計	社 員	381	0.16	0.41	9.90
	社員外	2,011	3.96	1.97	16.14
	合 計	2,390	4.12	1.72	—

(注) 1. 測定器：APD（警報付ポケット線量計）

2. 期 間：平成19年12月5日～平成20年5月14日

3. ホールボディカウンタでの測定結果、内部被ばくはなかった。

（預託実効線量 2mSv/50年未満）

4. 近年の総線量の推移

25回定検 3.36人・Sv（発電停止期間：137日）

26回定検 1.54人・Sv（発電停止期間：186日）

27回定検 4.12人・Sv（発電停止期間：138日）

※1：従事者数の区別と合計値が合わない理由は、定期事業者検査期間中に社員から社員外に異動した者の線量については、線量集計システム上、社員および社員外それぞれの在籍区分に応じて計上しているためである。

(3) 主要作業別線量および作業場所

測定器：APD（警報付ポケット線量計）

a. 定期事業者検査作業

期 間：平成19年12月 5日～平成20年 5月14日

作 業 内 容	作 業 場 所	総 線 量 (人・Sv)			延 人 数 (人・日)		
		社 員	社員外	計	社 員	社員外	計
原子炉再循環系配管化学除染工事	PCV内	<0.01	0.54	0.54	51	2,679	2,730
クラス1供用期間中検査 (供用期間中検査および準備・復旧)	PCV内 R/B5FL	0.01	0.50	0.51	104	2,916	3,020
原子炉圧力容器水没弁点検工事	PCV内	0.01	0.34	0.35	85	1,912	1,997
放射線管理 (現場立会・パトロール等)	全 域	0.01	0.20	0.22	299	3,991	4,290
原子炉再循環系関連作業 (ポンプ・電動機および弁点検)	PCV内 R/B内	<0.01	0.20	0.21	74	1,745	1,819
主蒸気隔離弁点検作業 (弁点検・リーク試験・機能試験)	PCV内 R/B1FL	<0.01	0.13	0.14	72	750	822
原子炉冷却材浄化系関連作業 (ポンプ・電動機・弁およびフィルタ点検)	PCV内 R/B内	<0.01	0.12	0.12	21	720	741
主蒸気逃がし弁・安全弁点検作業 (SRV取付・取外しおよび分解点検)	PCV内 2号R/B1FL	<0.01	0.10	0.10	25	423	448
制御棒駆動機構関連作業 (取付・取外しおよび分解点検、機能試験)	PCV内 R/B1FL	<0.01	0.09	0.09	38	944	982
原子炉圧力容器関連作業 (PCV・RPV開放・閉鎖、ドライヤ・セパレータ移動)	PCV内 R/B5FL	<0.01	0.07	0.07	62	1,105	1,167
その他	—	0.10	0.59	0.69	6,101	42,433	48,534
合 計		0.15	2.88	3.03	6,932	59,618	66,550

(注) 表中の項目の和と合計の不一致は、それぞれの項目について小数点以下第3位を四捨五入して記載したためである。

(4) 比較的線量が多かった作業者と作業内容

順位	線 量 (mSv)	作 業 場 所	主 作 業 内 容
1	16.14	PCV内	主蒸気逃し弁・安全弁点検工事
2	14.75	"	CUW系弁点検
3	14.24	PCV内 他	立入制限区域パトロール
4	13.93	R/B5FL	圧力容器開放および閉鎖工事
5	13.72	PCV内 他	立入制限区域パトロール
6	13.65	PCV内	主蒸気逃し弁・安全弁点検工事
7	13.59	"	原子炉圧力容器水没弁点検工事
8	13.47	"	LPRM検出器取替工事
9	13.29	"	原子炉圧力容器水没弁点検工事
10	13.27	"	CRD交換

(注) 1. 測定器：APD（警報付ポケット線量計）

2. 期 間：平成19年12月 5日～平成20年 5月14日

b. 液体廃棄物の核種別放出量 (^3H を除く)

核種	期間 対象施設	平成 19 年 12 月		平成 20 年 1 月		2 月		3 月		4 月	
		原子炉 施設合計	1 号機	原子炉 施設合計	1 号機	原子炉 施設合計	1 号機	原子炉 施設合計	1 号機	原子炉 施設合計	1 号機
	単位	Bq	Bq	Bq	Bq	Bq	Bq	Bq	Bq	Bq	Bq
^{51}Cr		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
^{54}Mn		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
^{59}Fe		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
^{58}Co		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
^{60}Co		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
^{131}I		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
^{134}Cs		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
^{137}Cs		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
小 計		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
そ の 他		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし
合 計		ND	ND	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし	ND	放出実績なし

液体廃棄物の放出放射能 (Bq) は、排水中の放射性物質の濃度 (Bq/cm^3) に排水量 (m^3) を乗じて求めている。

なお、放出放射能濃度が検出限界未満の場合はNDと表示した。

検出限界濃度は以下のとおり。

放射性液体廃棄物 (^3H を除く) : 2×10^{-2} (Bq/cm^3) 以下 (^{60}Co で代表した。)

5. 他の原子力発電所トラブルの反映結果

トラブル事象	検査名	検査内容	備 考
福島第二原子力発電所3号機他における炉心シュラウドや原子炉再循環系配管のひび割れ事象	SI-27-II-1-1 クラス1機器供用 期間中検査（非破壊）	「炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管等のひび割れに関する点検について」等のNISA文書に基づき、残留熱除去系配管溶接部、原子炉压力容器接続配管溶接部および炉心シュラウド溶接部について点検を実施し異常のないことを確認した。	平成15・04・09 原院第4号 NISA-161a-03-01, 平成18・03・20 原院第2号 NISA-322c-06-1, NISA-163c-06-2 に基づく検査
九州電力玄海原子力発電所2号機における余剰抽出水系統取出配管のひび割れ事象	SI-27-II-5 クラス2機器供用 期間中検査	「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査に対する要求事項について」（NISA文書）に基づき、A系統の残留熱除去系熱交換器出口配管と熱交換器バイパス配管との合流部について、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。	平成19・02・15 原院第2号 NISA-163b-07-1
美浜発電所3号機二次系配管破損事故	SI-27-III-86 配管肉厚検査	「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について」（NISA文書）に基づき策定した「配管肉厚管理手引書」（平成19年4月9日：7次改正）により抽出した箇所について、配管の肉厚測定を実施し、異常のないことを確認した。	平成17・02・16 原院第1号 NISA-163a-05-1, 平成17・12・20 原院第11号 NISA-163c-05-4, 平成17・03・15 原院第5号 NISA-324c-05-1, NISA-161c-05-1, 平成18年6月7日付け 18 原企課第45号, 平成18年8月21日付け 18 原企課第70号 に基づく検査